

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）

に係る説明書

（その 3：格納容器破損防止措置）

2021 年 10 月 19 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

目 次

1. 要求事項の整理
2. 要求事項への適合性
 - 2.1 安全評価に関する基本方針
 - 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
 - 2.3 格納容器破損防止措置
 - 2.4 格納容器破損防止措置の有効性評価の条件等
 - 2.5 格納容器破損防止措置の有効性評価結果
 - 2.6 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 : 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格納容器破損防止措置
- 別紙 2 : 解析にあたって考慮する事項
- 別紙 3 : 有効性評価における解析条件の設定
- 別紙 4 : 有効性評価の補足説明

1. 要求事項の整理

試験炉設置許可基準規則第 53 条における要求事項等を第 1.1 表に示す。本要求事項は、新規制基準における追加要求事項に該当する。

第 1.1 表 試験炉設置許可基準規則第 53 条における要求事項
及び本申請における変更の有無

要求事項	変更の有無
<p>1 試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 第 53 条の要求は、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設については、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5 ミリシーベルトを超えるもの）を与えるおそれのある事故についての評価及び対策を求めるものである。 ・ 事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮すること。 ・ 具体的な事故としては、例えば、以下が挙げられる。 <ul style="list-style-type: none"> イ 燃料体の損傷が想定される事故 <ul style="list-style-type: none"> 冷却材漏えい時の主冷却系統、補助系等による強制循環冷却の失敗、電源喪失時の冷却の失敗による燃料損傷事故等 ・ 第 53 条に規定する「当該事故の拡大を防止するために必要な措置」とは事故の発生及び拡大の防止、放射性物質の放出による影響の緩和に必要な設備及び手順の策定等であり、例えば、以下に示す措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置をいう。 <ul style="list-style-type: none"> イ 燃料の損傷が想定される場合 <ul style="list-style-type: none"> 代替冷却による炉心の損傷防止対策、燃料から原子炉容器内に漏れた放射性物質の貯留等による環境への放出防止対策 	<p>有</p>

2. 要求事項への適合性

2.1 安全評価に関する基本方針

原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、原子炉施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるもの（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。

事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故（以下「炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故」という。）を選定する。

2.2 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故

炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故として選定した評価事故シーケンスを以下に示す。

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)
 - a. 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
 - b. 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
 - c. 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
- (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)
 - a. 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
 - b. 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
- (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)
 - a. 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
 - b. 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
 - c. 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) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)
 - a. 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
 - b. 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
 - c. 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
- (5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)

- a. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- (6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)
 - a. 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗) 事故
- (7) 局所的燃料破損 (LF)
 - a. 冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故

2.3 格納容器破損防止措置

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処するための炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設から多量の放射性物質等の放出を防止するための措置（以下「格納容器破損防止措置」という。）を講じることを基本方針とする【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格納容器破損防止措置：別紙1参照】。

2.4 格納容器破損防止措置の有効性評価の条件等

2.4.1 基本的考え方

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処するための炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合に、格納容器破損防止措置が有効であることを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラム（以下「計算コード」という。）を用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価することを基本とする。

2.4.2 解析にあたって考慮する事項

有効性評価は、「添付書類8 10.10 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」の「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材等を用いたものを対象とし、原則として事故が収束し、あるいは当該事故の収束が合理的に判断できる時点までを対象とする【解析にあたって考慮する事項：別紙2参照】。

2.4.3 有効性評価における解析の条件設定の方針

有効性評価における解析の条件設定については、「2.4.2 解析にあたって考慮する事項」を考慮するとともに、評価対象とする事故の発生頻度が極めて小さいことを踏まえて、設計値等の現実的な条件を用いた最適評価を行うことを基本とする【有効性評価における解析条件の設定：別紙3参照】。また、計算コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、感度解析等によりその影響を適切に考慮する。

2.4.4 解析の実施方針

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認する。

2.4.5 有効性評価に使用する計算コード

有効性評価において使用する計算コードは、評価事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めて不確かさが把握されているものを選定して使用する【「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」） 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について」参照】。

2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定

炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合において、必ずしもすべての評価事故シーケンスにおいて直ちに格納容器への負荷が発生するわけではなく、事故の進展は評価事故シーケンスによって大きく異なる。また、本原子炉施設は低圧システムで、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、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していること、原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成していること、原子炉容器外側に安全容器を設置していること、格納容器（床下）を窒素ガス雰囲気としていること、格納容器（床上）には大きな自由空間体積が存在することなどの特徴を有している。したがって、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の設定においては、これらの本原子炉施設の設計の特徴と評価事故シーケンスの特徴を適切に考慮するものとする。

以上を踏まえて、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、以下の評価項目を設定する。

- (1) 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的な評価項目は、「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）に係る説明書（その2：炉心損傷防止措置）2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」で設定した評価項目を適用する。
- (2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）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。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。
 - ② 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
- (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。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
 - 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。
 - ③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (4) (2) が達成できない事象においては、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。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。

- ② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
- (5) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、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。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 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）の健全性が維持できること。
- (6) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（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。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 格納容器床下に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

2.5 格納容器破損防止措置の有効性評価結果【有効性評価の補足説明：別紙4参照】

2.5.1 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) 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、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。

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格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第2.5.1.1図に示す。

(3) 格納容器破損防止措置

(i) 格納容器破損防止措置

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

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

「納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(ii) 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格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 2.5.1.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(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 2.5.1.2 表に示す。

(6) 措置の有効性評価

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格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事象の進展が複雑となり一つの計算コードのみで解析できないため、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。事故の開始からラップ管内で炉心燃料が溶融するまでの過程を起因過程と呼び、この過程を SAS 4 A で解析する。その後、ラップ管の溶融から炉心溶融が全炉心規模に進展する過程を遷移過程と呼び、この過程を SIMMER-IV で解析する。起因過程又は遷移過程において即発臨界超過により大きなエネルギー放出がある場合には、機械的応答過程において機械的エネルギーの発生、原子炉容器の構造応答及び回転プラグの応答とナトリウム噴出をそれぞれ SIMMER-IV、AUTODYN 及び PLUG で解析する。格納容器(床上)にナトリウムが噴出する場合には、格納容器応答において、噴出ナトリウムに対する格納容器の応答を CONTAIN-LMR で解析する。再配置・冷却過程においては、機械的エネルギーの発生の有無にかかわらず、溶融炉心物質の移行・再配置とその後の長期冷却を解析する。再配置・冷却過程の解析では、炉心損傷時の 1 次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で解析する。また、上部プレナム及び下部プレナムに形成されるデブリベッドの冷却を Super-COPD デブリベッド熱計算モジュール(以下「デブリベッド熱計算モジュール」という。)及び損傷炉心物質の冷却性評価の伝熱計算モデル(以下「伝熱計算モデル」という。)で解析する。さらに、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。

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、「2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す(2)及び(3)である。これらの評価項目のうち、(2)は再配置・冷却過程の解析により評価する。(3)の具体的な評価項目のうち、①は機械的応答過程の解析により評価する。(3)の具体的な評価

項目のうち、②及び③は格納容器応答過程の解析により評価する。起因過程、遷移過程及び機械的応答過程の解析においては、評価項目に影響及ぼす重要なパラメータを解析する。起因過程及び遷移過程においては、反応度変化、即発臨界超過の有無及び放出熱エネルギー（それを代表する指標である炉心平均燃料温度）が重要なパラメータとなる。また、機械的応答過程においては、発生する機械的エネルギー及びこれに伴うナトリウムの格納容器（床上）への噴出の有無が重要なパラメータとなる。

i) 起因過程の解析

a) 解析条件

計算コードSAS4Aにより解析する。SAS4Aにおける解析体系を第2.5.1.2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) 全集合体を33のチャンネル（以下「SAS4Aチャンネル」という。）で代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS4Aチャンネルの配置図を第2.5.1.3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℃、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) 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継がれるものとする。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2.5.1.4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に置き換える。ただし、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。
- 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核分裂生成物（以下「FP」という。）ガスの生成量の計算や燃料中のFPガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 10) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下し、燃料に対する被覆管による拘束力は燃料が溶融する前に喪失する。また、燃料内の温度分布が平坦化し、燃料の中心部で溶融が生じる段階では、高温化によって既に強度が低下した燃料は、短時間で崩壊に至る

と考えられる。燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

b) 解析結果

解析結果を第 2.5.1.5 図及び第 2.5.1.6 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1 次主循環ポンプの主電動機の停止によって冷却材流量が減少するため、燃料要素からの除熱が減少し冷却材温度が上昇する。冷却材温度の上昇に伴う密度反応度は負であるため、原子炉出力はゆっくりと低下する。燃料温度は、燃料要素からの除熱の減少でいったん上昇するが、その後、原子炉出力の低下とともに低下する。燃料温度の低下に伴う反応度効果は、正の燃料密度反応度とドップラ反応度であるがいずれも小さい。冷却材温度は、更に上昇を続け出力/流量比が最も大きいチャンネル（第 2.5.1.3 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 4 A の適用限界に達する。その約 70 秒間の起因過程の範囲では、炉心は出力/流量比の大きい 1 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、事象全体を通じて負の範囲にとどまり臨界（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 1,020°C から最大値の約 1,030°C まで上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはない。

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

a) 解析条件

計算コード SIMMER-IV により解析する。SIMMER-IV における解析体系を第 2.5.1.7 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) 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 2. 5. 1. 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炉定数に基づいた高速炉用炉定数を 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、定格運転時の約 10%流量を再現するように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「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、可動性のある燃料粒子とする。
 - 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず 100%密度で沈降するものとする。

b) 解析結果

解析結果を第 2. 5. 1. 9 図から第 2. 5. 1. 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、冷却材による除熱が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 β) 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 $^{\circ}$ C である。この解析結果を受けて、機械的応答過程において評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである機械的エネルギーを解析する。

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

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 2.5.1.12 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。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静定した時点の炉心状態から設定する。遷移過程の終状態では、炉心インベントリの約 30% の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化している。ここでは、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量及び下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量が保守的に多くなるように炉心周囲へ移行する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの 30% から 20% に、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの 80% とした状態を再配置・冷却過程の初期状態とする。
- 2) 核分裂による発熱は考慮しない。
- 3) 1 次主冷却系の循環パスは確保されており、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転と 2 次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。
- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続していることを考慮して、希ガス及び揮発性の FP からの崩壊熱を除いた値を用いる。原子炉停止後の経過時間は、遷移過程後の事象進展を考慮してそれぞれの再配置場所について設定する。
- 5) 炉心領域から下部プレナム又は上部プレナムに移行した溶融炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムによって効率的に冷却・固化・微粒化して、下部プレナムでは原子炉容器底部に、上部プレナムでは炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。デブリベッドの性状については、炉心物

- 質を用いた試験結果に基づき、デブリ粒子径を 400 μ m、空隙率を 0.6 とする。
- 6) 遷移過程の終状態の残留炉心物質は、未溶融又は再固化した燃料と溶融ステールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再溶融する。溶融した残留炉心物質の一部は、LGT を通じ下部プレナムに流出する。炉心領域に残留する損傷炉心物質の量が炉心インベントリの約 50%を下回ると、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって残留炉心物質の溶融が止まるとともに下部プレナムへの流出も止まる。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 30%とする。
 - 7) 本評価事故シーケンスでは、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 $^{\circ}$ C、約 420 $^{\circ}$ C及び 350 $^{\circ}$ Cとする。
 - 8) 6) より炉心領域に残留する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 50%とする。
 - 9) 炉心領域に残留する燃料の崩壊熱の起点は、7) と同様に事象の発生から約 130 秒後とする。また、冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度は最高約 1,930 $^{\circ}$ C、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約 350 $^{\circ}$ C、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約 500 $^{\circ}$ C並びに炉心周辺領域は約 460 $^{\circ}$ Cとする。
 - 10) 大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で溶融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。ここでは、保守的に炉心上部の構造物による損傷炉心物質の放出の抑制効果を見捨て、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巻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 5,110 $^{\circ}$ Cの損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた 600 $^{\circ}$ Cとする。

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 2.5.1.13 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、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの 30%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却については、「iii) 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの場合の結果に対して大きな余裕がある。また、原子炉容器底部に生じる最大応力（1次応力）について、「iii) 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの条件における結果は、SUS304のクリーブ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。また、冷却材温度も過大となることはなく、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 2.5.1.14 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 2.5.1.15 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 2.5.1.16 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スチール平均温度は、「(6)措置の有効性評価 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。
- 3) 炉心部から上部プレナム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) 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、これら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。

② 原子炉容器の構造応答

圧力源の膨張により上部プレナムのナトリウムの上昇速度は、徐々に増大しカバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、安全容器側面に作用を及ぼさない。垂直下方向への機械的負荷は、原子炉容器を下方へと変形させるものの、安全容器底面に作用を及ぼさない。原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は 0.1%程度（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。

③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動

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

以上より、機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、固定ボルトの健全性は損なわれず、回転プラグの気密性は確保される。

また、大回転プラグの浮上がりは極短時間であって、その間に一時的に形成される回転プラグ間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。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。CONTAIN-LMRにおける解析体系を第 2.5.1.17 図に示す。

- 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) 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。
- 6) 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考慮するものとする。

b) 解析結果

解析結果を第2.5.1.18図から第2.5.1.20図に示す。

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

格納容器(床上)の雰囲気の圧力が最高となるのは、スプレイ燃焼のケースであり、最高圧力は約 $0.93\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.092\text{MPa}[\text{gage}]$)まで上昇するが、格納容器の設計圧力 $1.35\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$)を超えない。

格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、同様にスプレイ燃焼のケースであり、最高温度は約 68°C まで上昇するが、格納容器鋼壁の設計温度 150°C 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 $0.76\text{vol}\%$ まで上昇するが、可燃限界濃度の $4\text{vol}\%$ を下回る。

また、格納容器外へのCs-137の総放出量は約 0.33TBq であり、 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。

(7) 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、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、「(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、「(6) 措置の有効性評価 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。

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) 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) の具体的な評価項目のうち、①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、熔融燃料の大規模な凝集である。「(6) 措置の有効性評価 ii) 遷移過程の解析」において、このような大規模な熔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、以下の2つの包絡的な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 による発生圧力を包絡する強さの 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2.5.1.21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2.5.1.22図から第2.5.1.24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。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4,070°Cであり、FCI による圧力によって駆動される燃料移動により大きな反応度挿入や過大なエネルギー放出が生じることはない。

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)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包絡す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2.5.1.25図に示す。また、SUS304について900℃を超える温度条件におけるクリープ試験結果を第2.5.1.26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2.8MPa（1次応力）であり、SUS304について900℃を超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

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

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する。また、FLUENTを用いて、炉心パ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2.5.1.27図及び第2.5.1.28図に示す。

伝熱計算モデルによる解析より事象発生から約 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。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方で約 500°C 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) の具体的な評価項目②に対しては、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スチール平均温度の最大値はそれぞれ 5,110°C 及び 2,400°C である。

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 2.5.1.29 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、安全容器側壁に作用を及ぼさない。垂直下方向への機械的負荷は、原子炉容器を下方に変形させるものの、安全容器底面に作用を及ぼさない。原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は 0.7%程度であり、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。

第 2.5.1.30 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座し回転プラグ

の気密性は回復する。この間、ナトリウムは、回転プラグの間隙に流入するが格納容器（床上）まで到達せず、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。各回転プラグ締結ボルトのひずみは、最大で1.6%であり、破断伸び15%より十分小さく、ボルトの健全性は損なわれない。

以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、機械的負荷により回転プラグは、短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、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

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。「(6) 措置の有効性評価 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。「(6) 措置の有効性評価 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2.5.1.31図から第2.5.1.33図に示す。

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

また、格納容器外への放射性物質の総放出量は約0.34TBqであり、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。

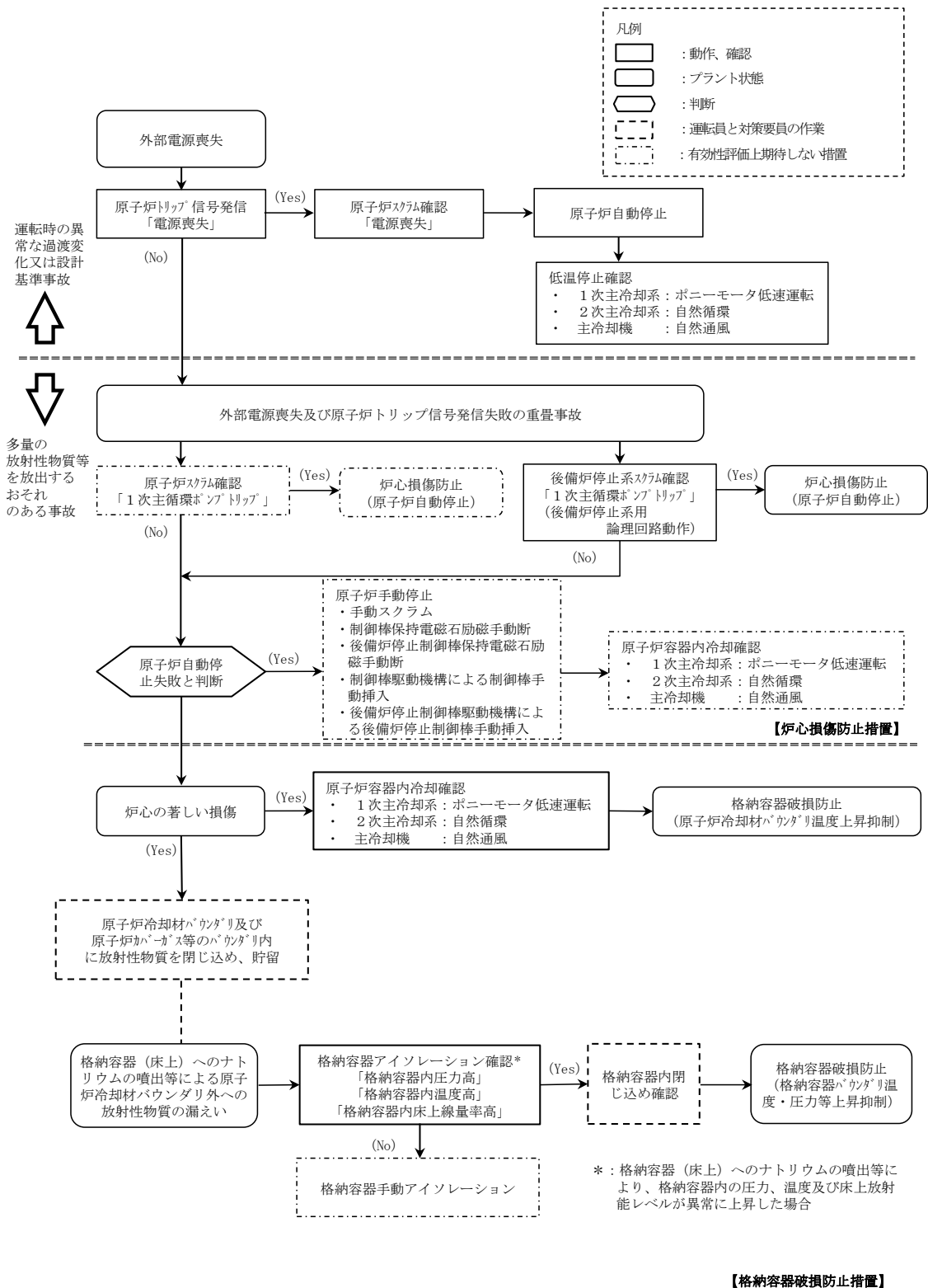
以上 i) から v) より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第2.5.1.1表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

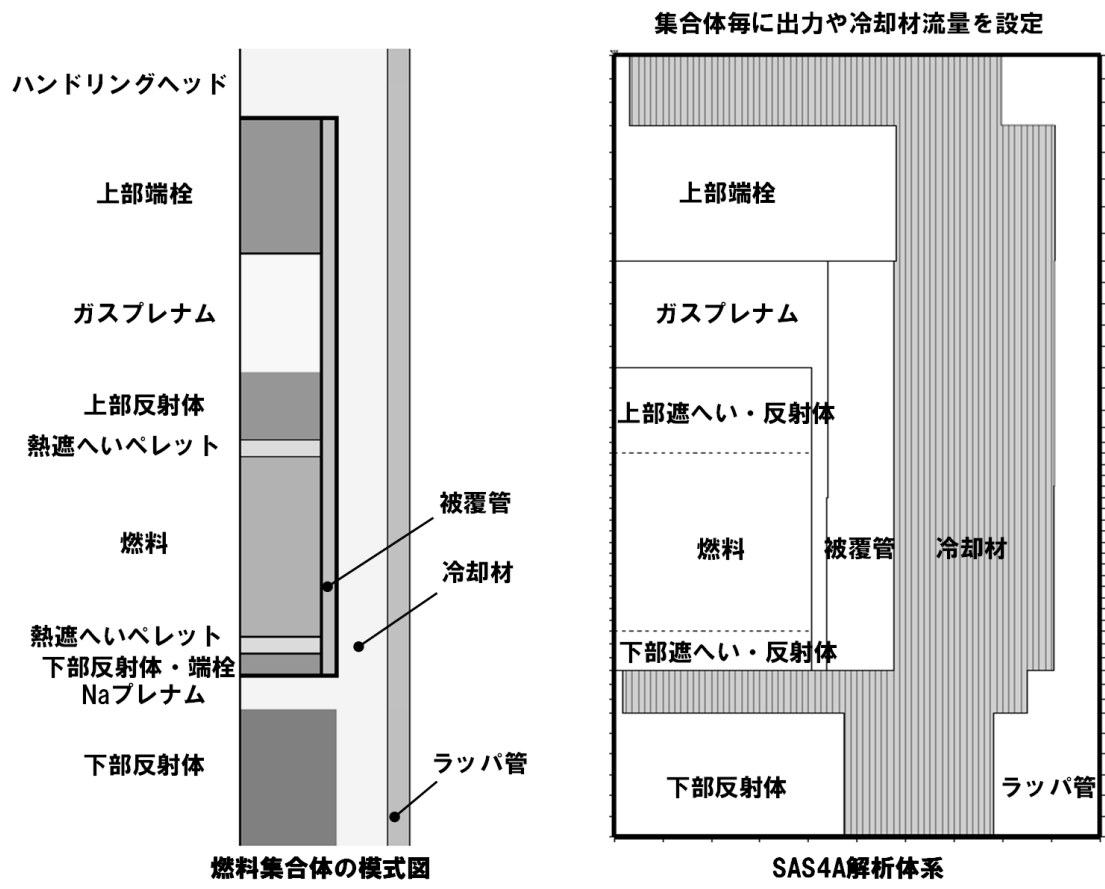
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	・ 1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	① 関連するプロセス計装
格納容器ア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 関連するプロセス計装

第2.5.1.2表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

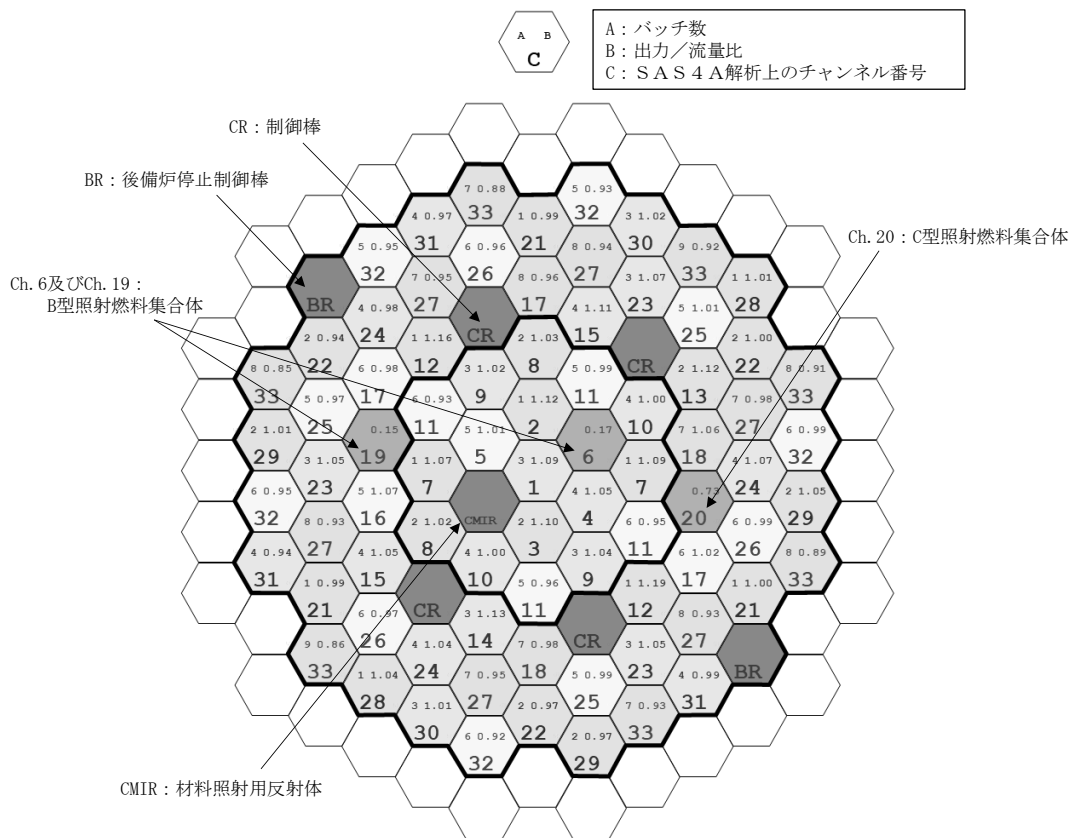
必要な要員と作業項目			経過時間（分）												備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	
手順の項目	要員（名） （作業に必要な要員数）	手順の内容	▽異常事象発生（外部電源喪失） ▽事故発生判断（「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗） ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断												
	当直長	・ 運転操作指揮	[Progress bar]												
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar]												・ 原子炉スクラム、後備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。
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	[Progress bar]												・ 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。
	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	[Progress bar]												・ 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。
	運転員A、E	2 ・ 格納容器アイソレーション確認	[Progress bar]												・ 「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。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



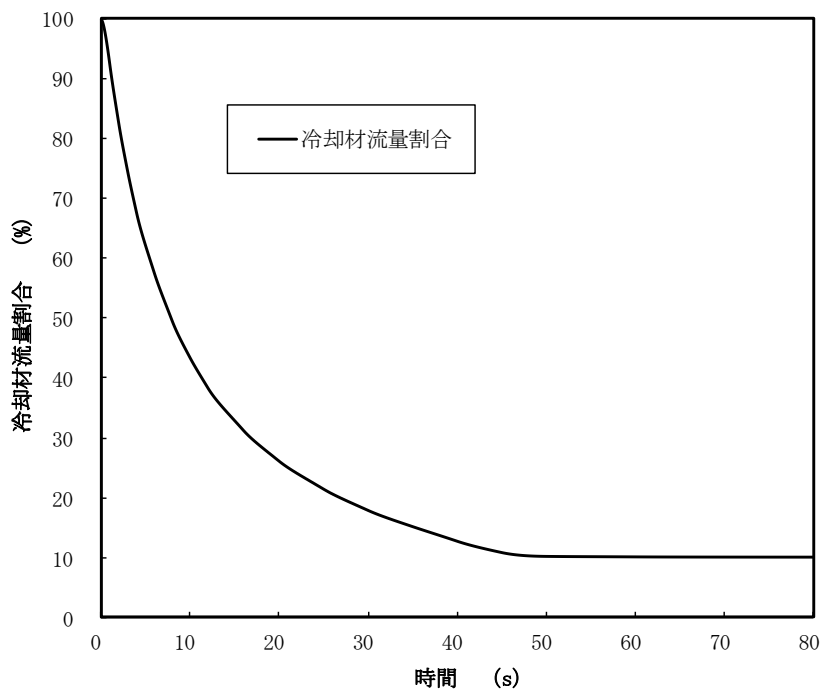
第2.5.1.1図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要



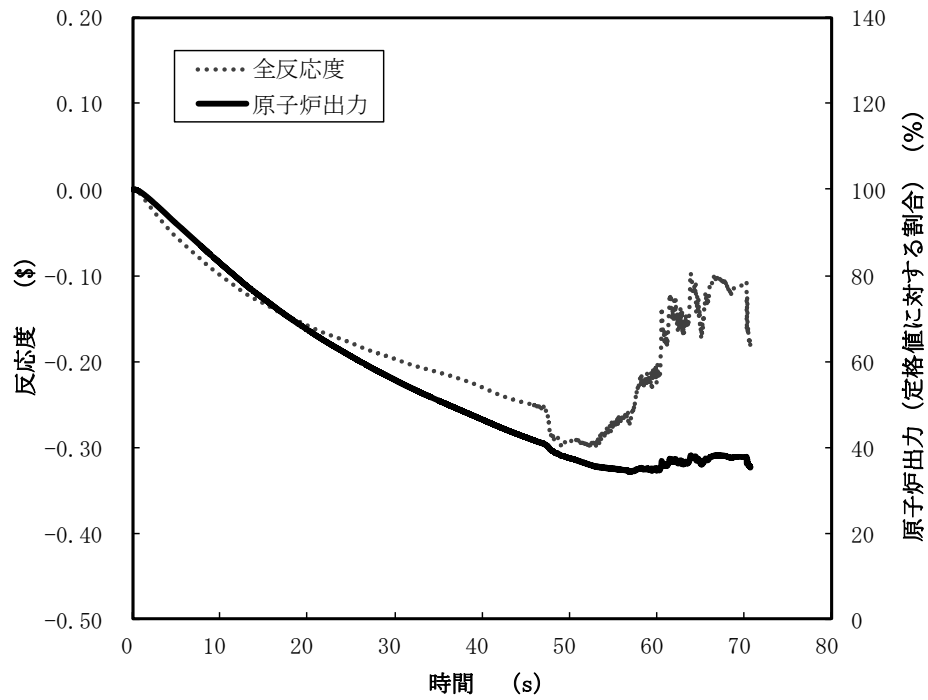
第 2.5.1.2 図 SAS4Aにおける解析体系



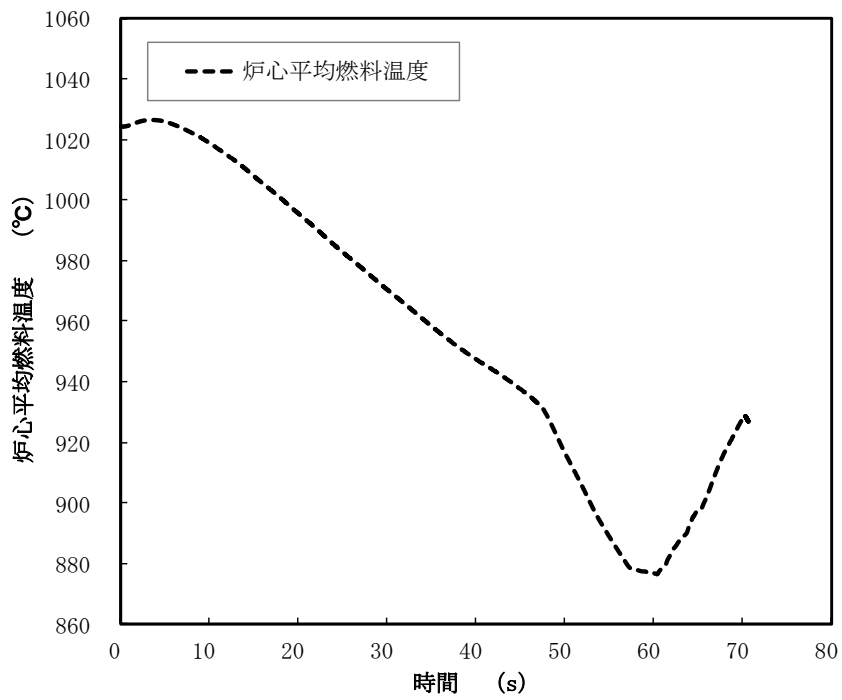
第 2.5.1.3 図 SAS 4A の解析におけるチャンネルの配置図



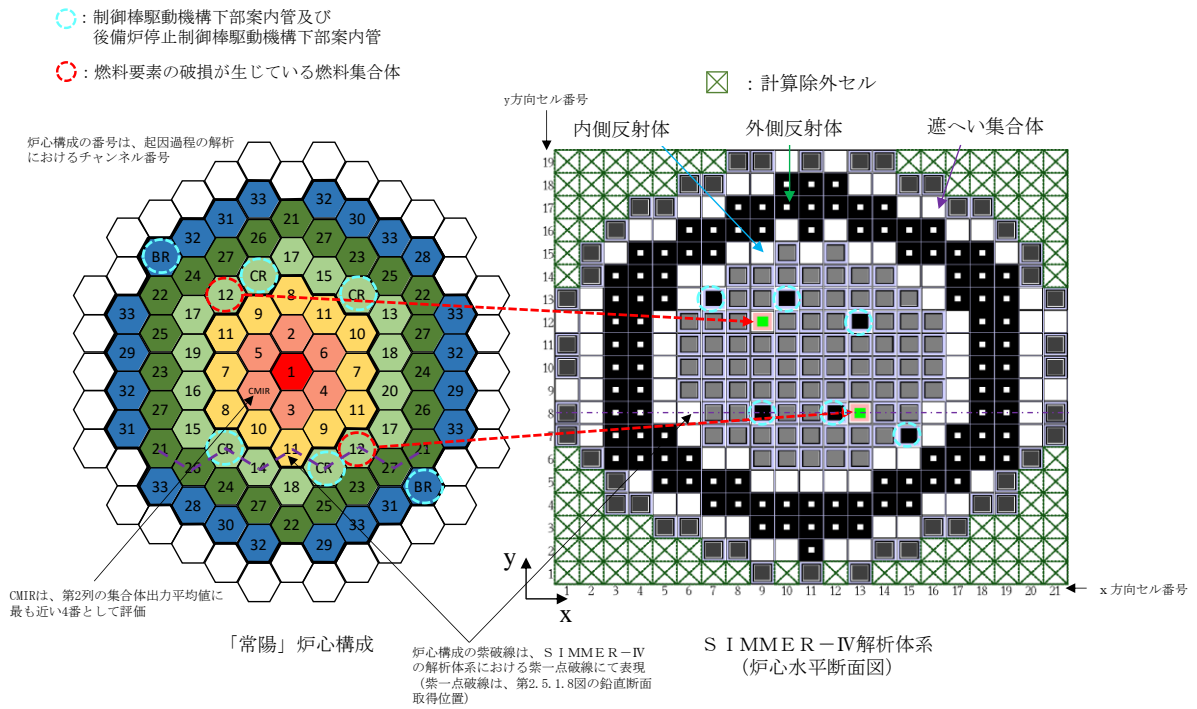
第 2.5.1.4 図 1 次主循環ポンプの主電動機停止に伴う冷却材流量減少の推移



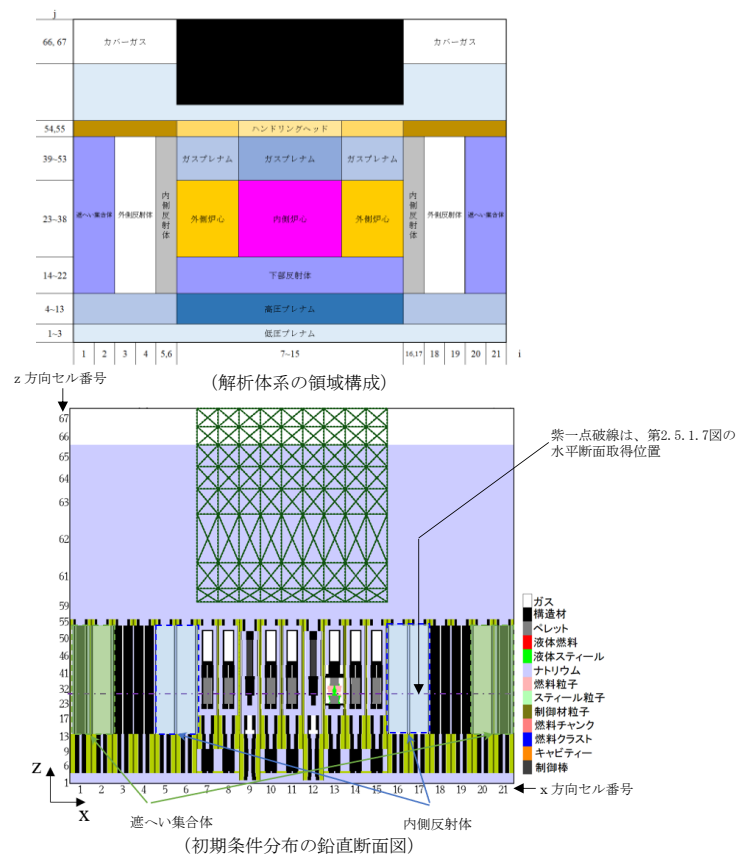
第 2.5.1.5 図 起因過程における出力及び反応度履歴



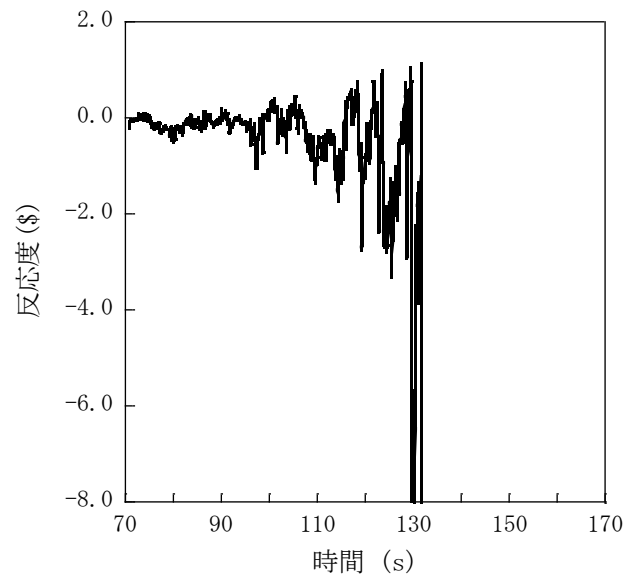
第 2.5.1.6 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



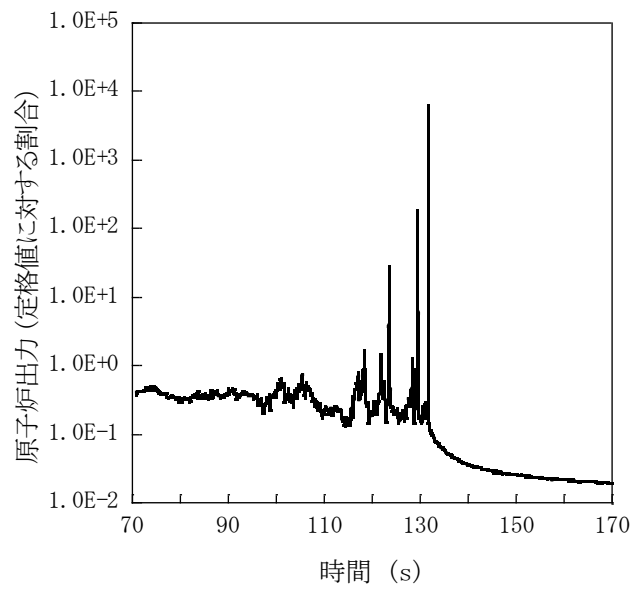
第 2.5.1.7 図 S I M M E R - IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)



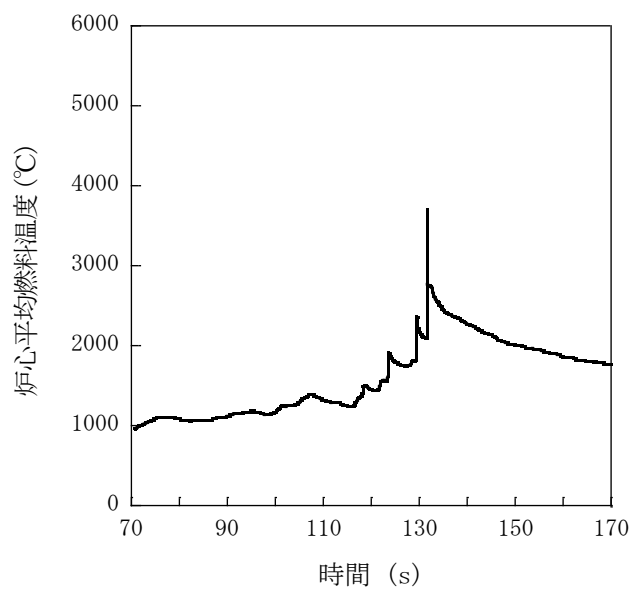
第 2.5.1.8 図 S I M M E R - IVにおける初期物質分布



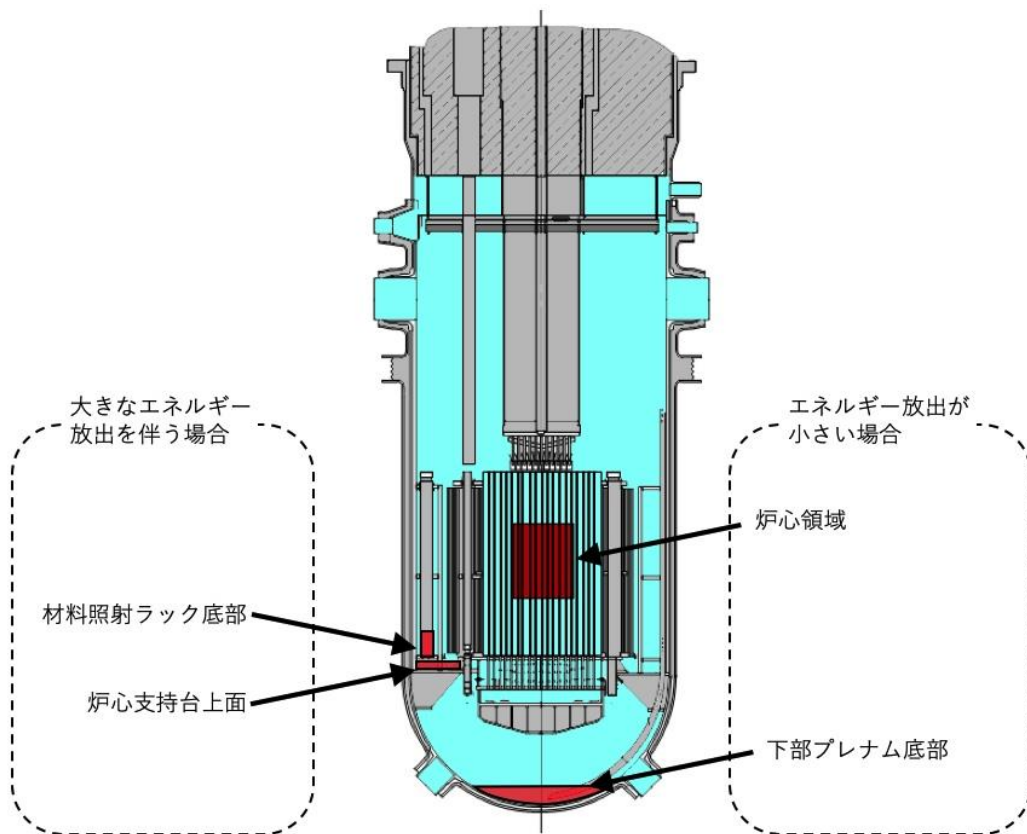
第 2.5.1.9 図 遷移過程における反応度履歴



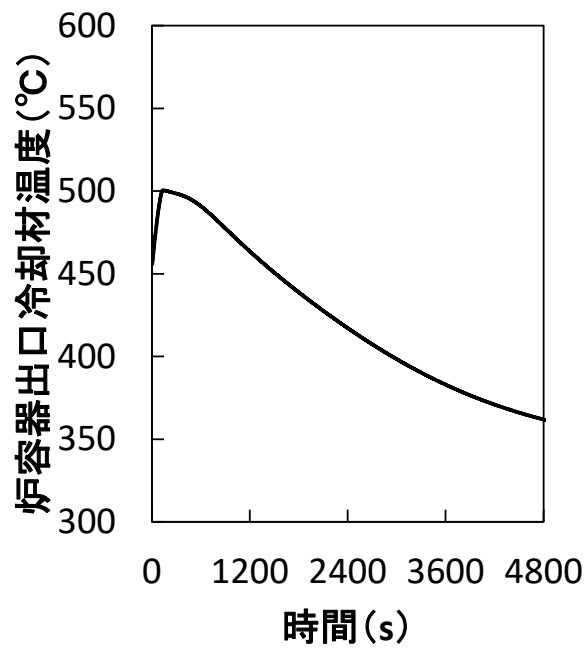
第 2.5.1.10 図 遷移過程における出力履歴



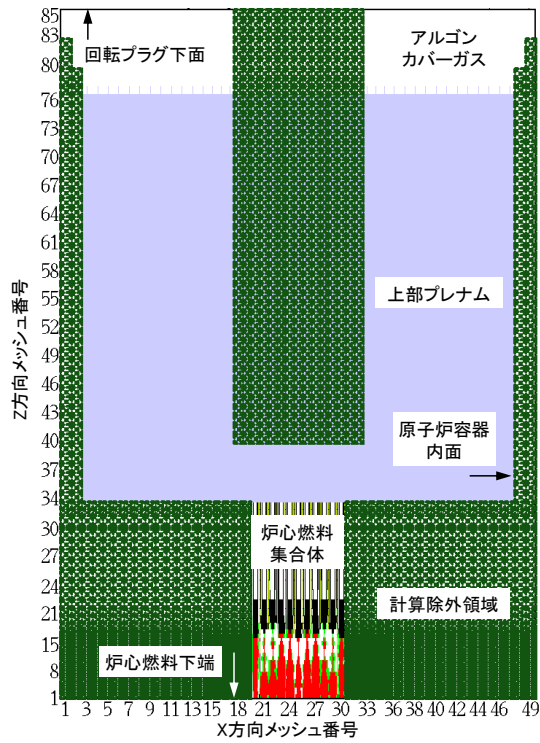
第 2.5.1.11 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



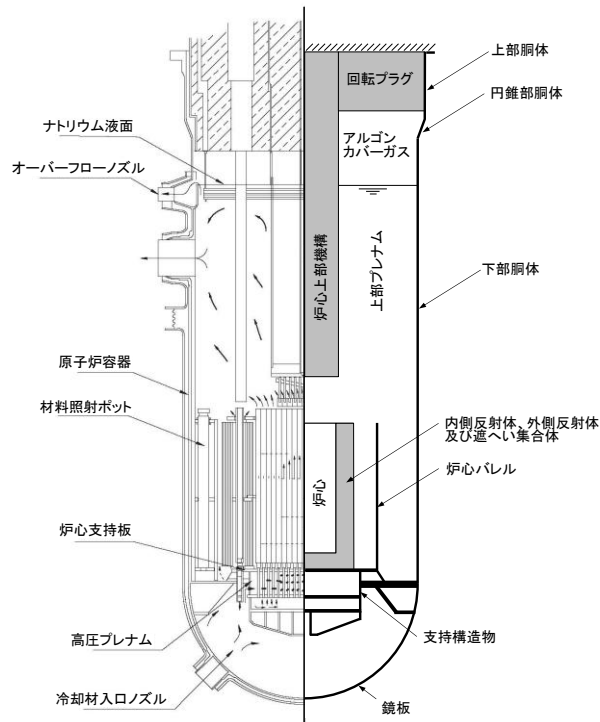
第 2. 5. 1. 12 図 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の最終的な再配置場所



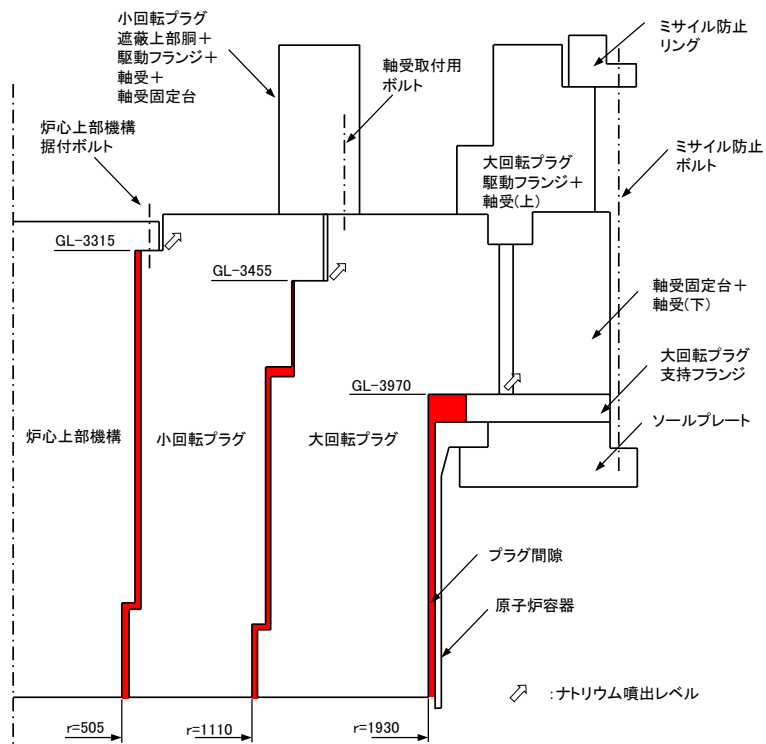
第 2. 5. 1. 13 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



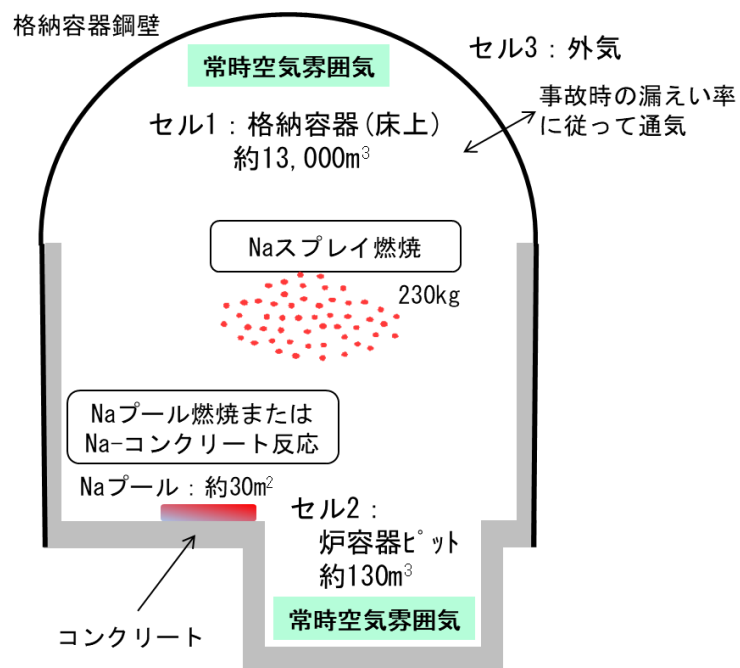
第 2. 5. 1. 14 図 SIMMER-IVにおける解析体系 (機械的応答過程の解析)



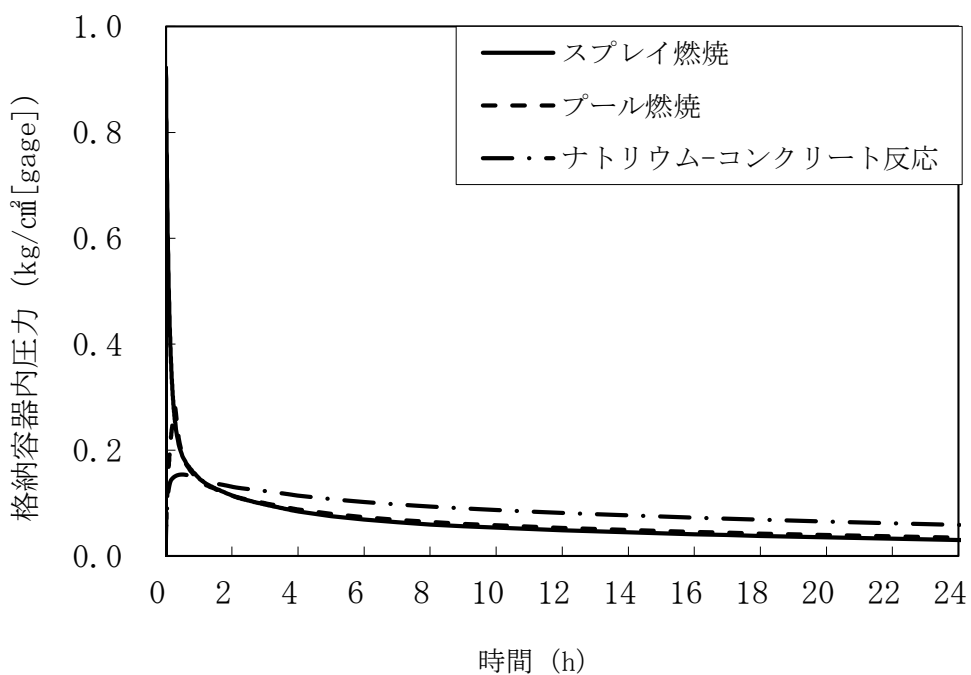
第 2. 5. 1. 15 図 AUTODYNにおける解析体系



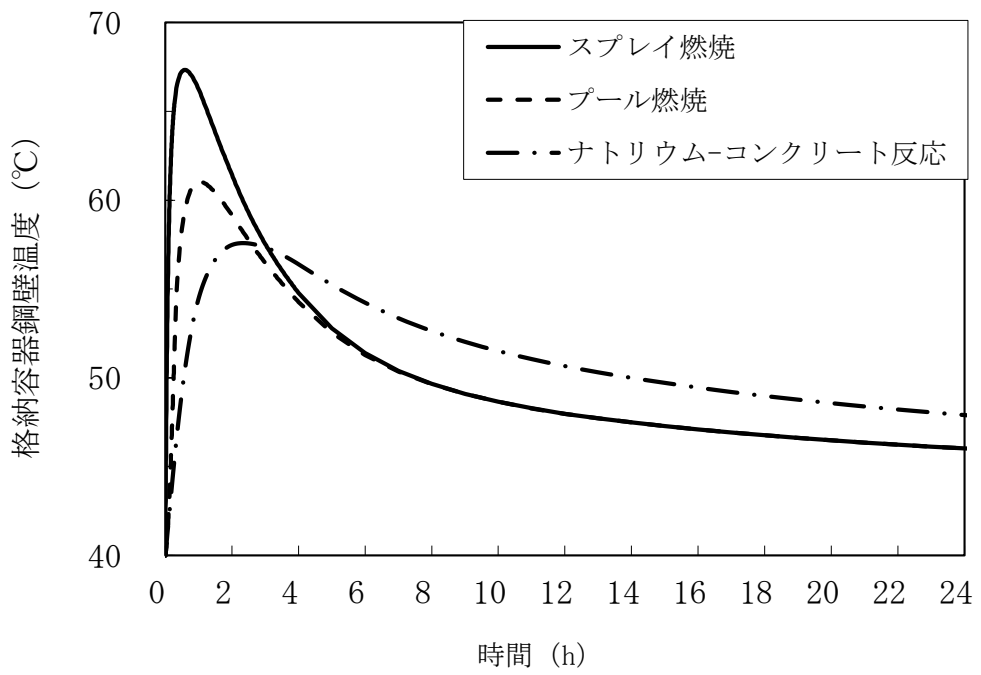
第 2. 5. 1. 16 図 P L U G における解析体系



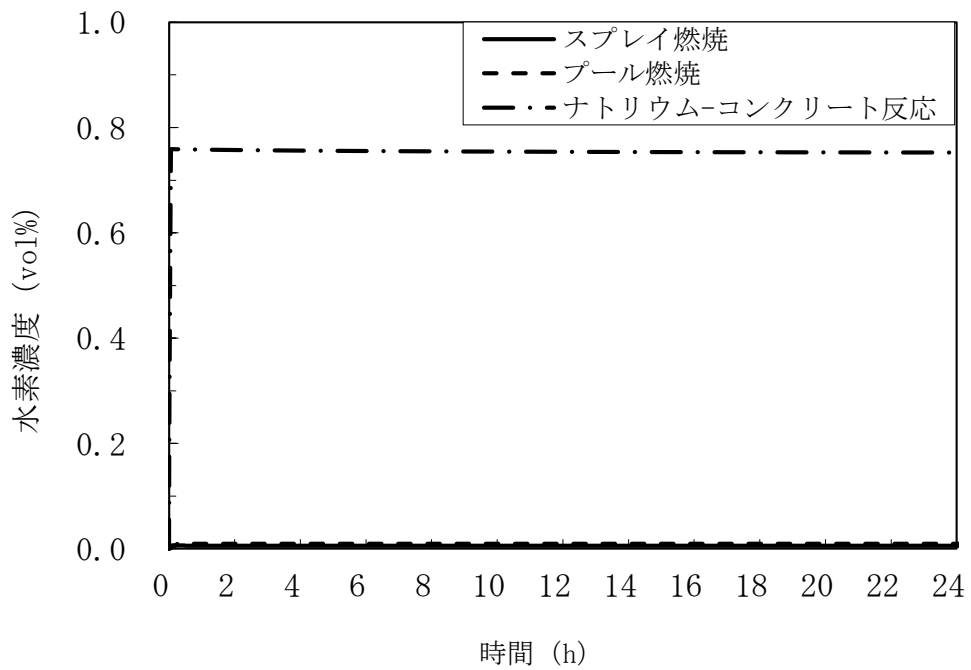
第 2. 5. 1. 17 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



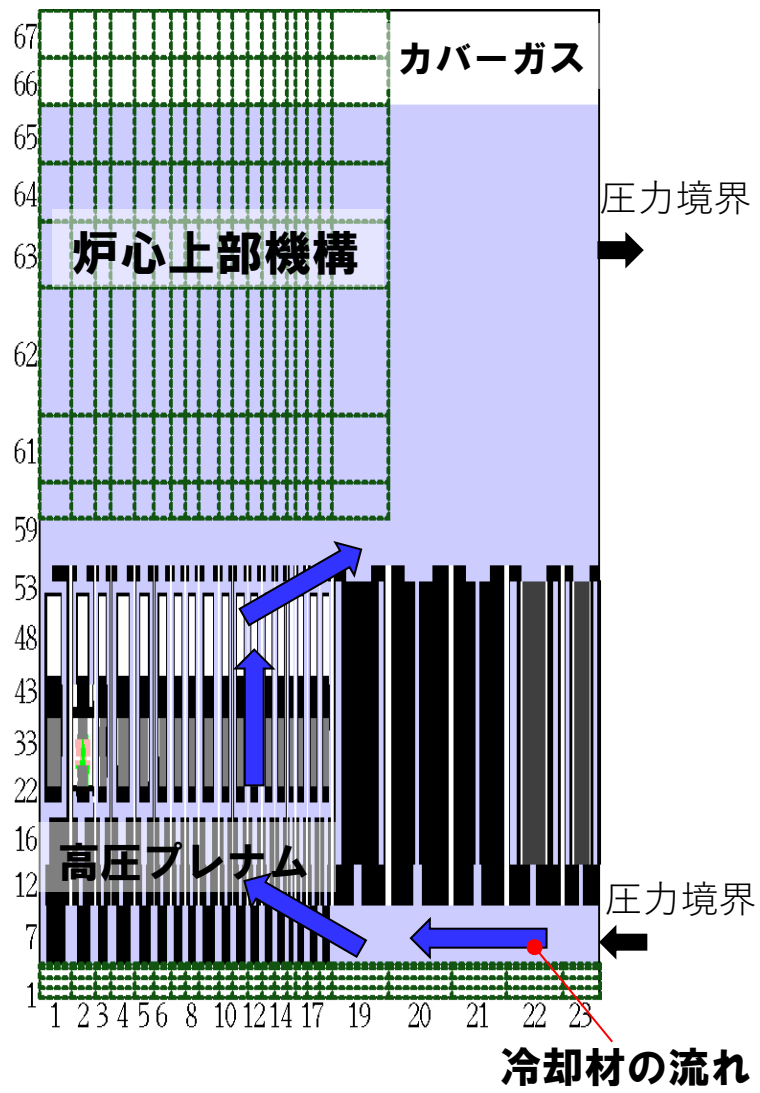
第 2. 5. 1. 18 図 格納容器内圧力の推移



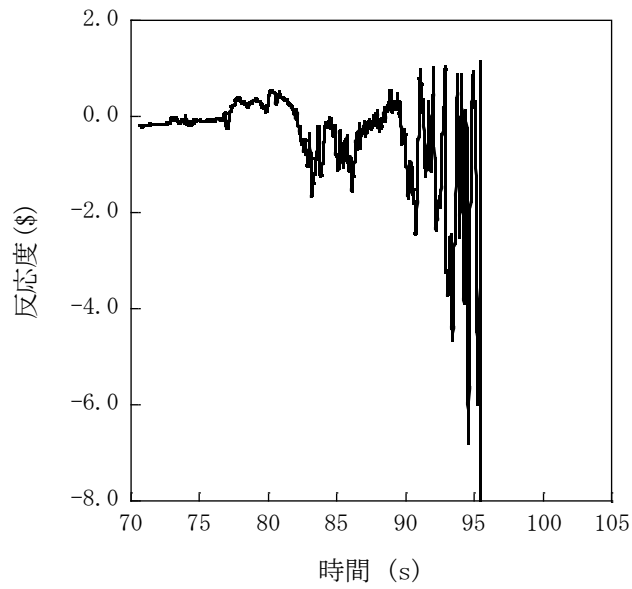
第 2.5.1.19 図 格納容器鋼壁温度の推移



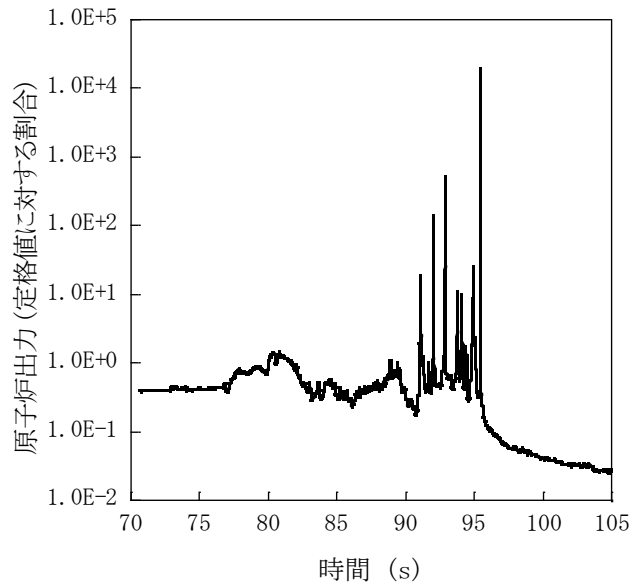
第 2.5.1.20 図 格納容器内水素濃度の推移



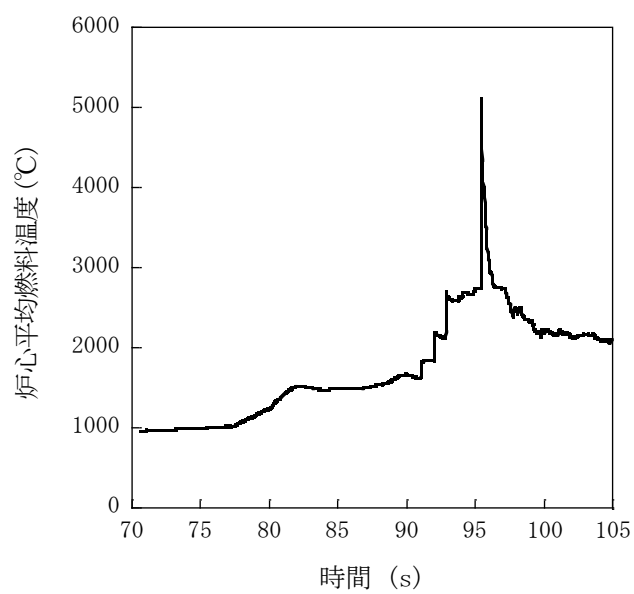
第 2.5.1.21 図 SIMMER-IIIにおける解析体系



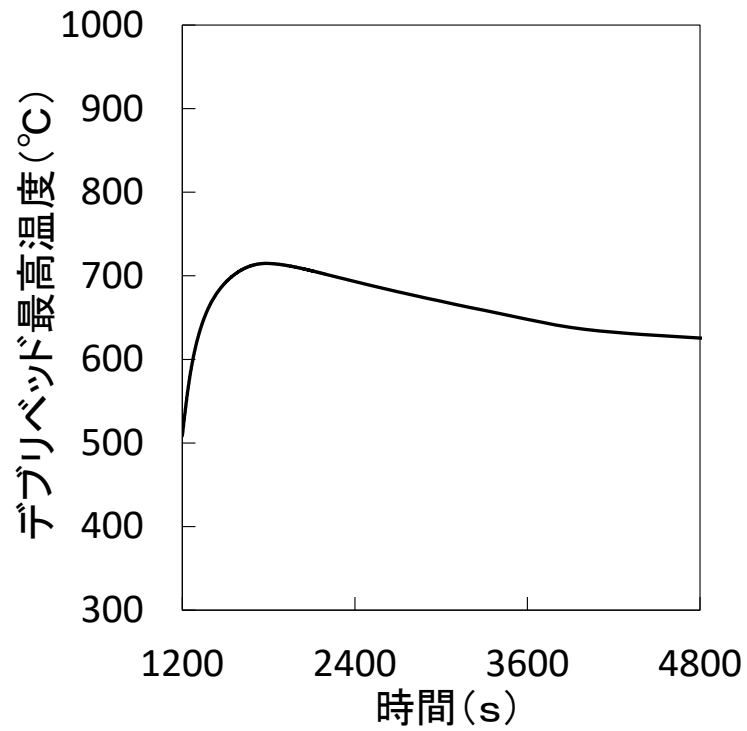
第 2.5.1.22 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



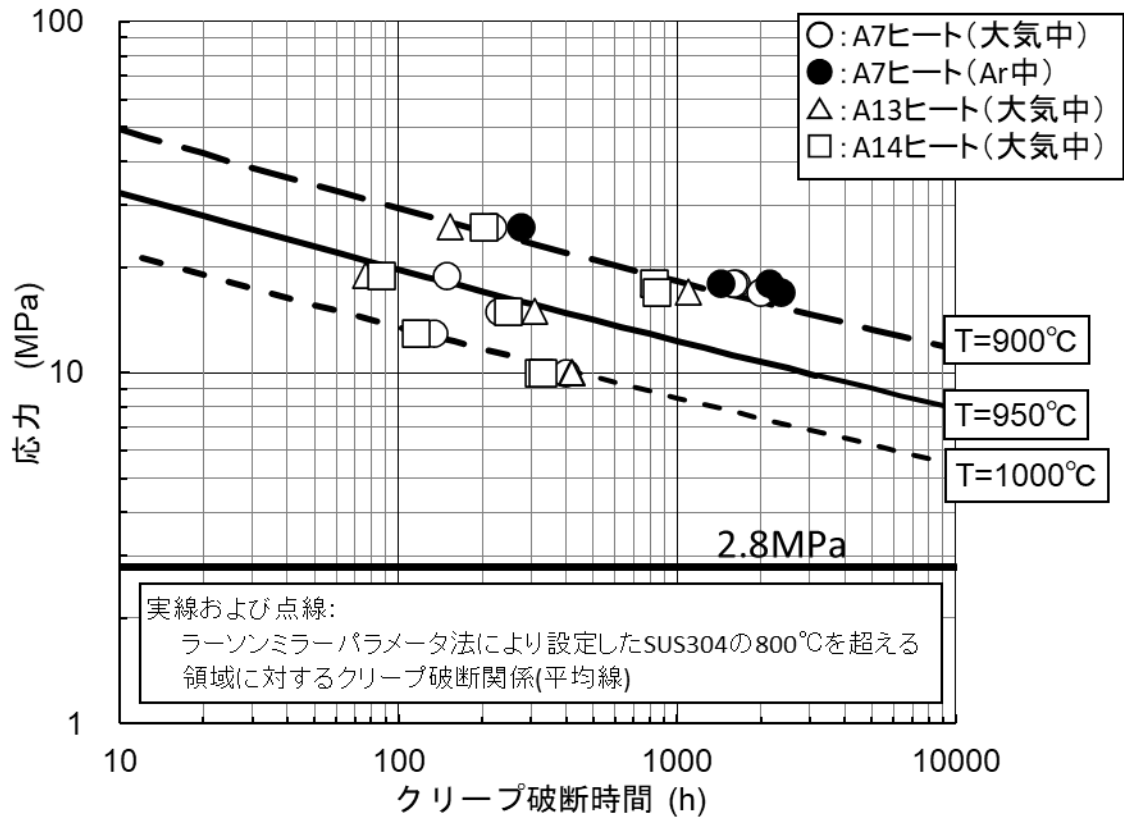
第 2.5.1.23 図 遷移過程の不確かさの影響評価における出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



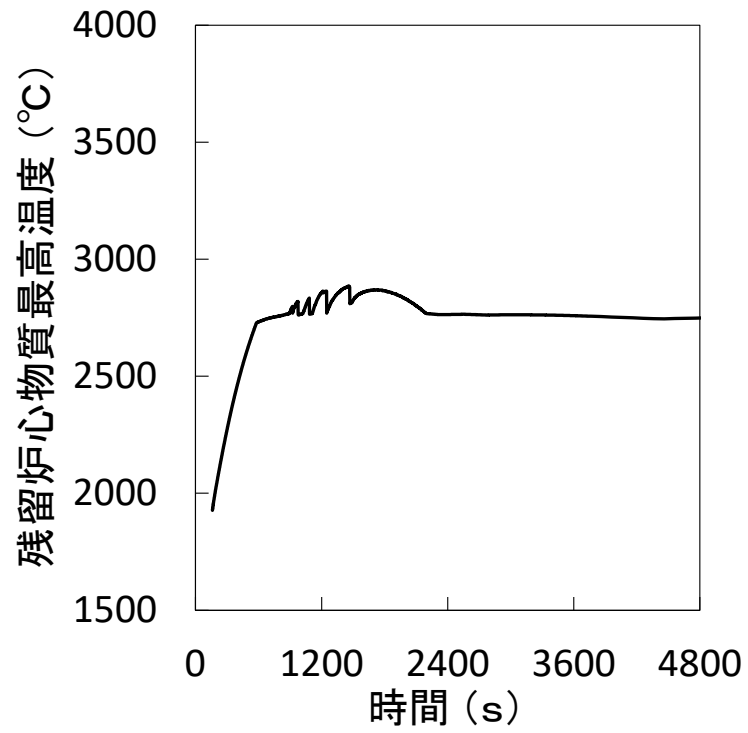
第 2.5.1.24 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
 (燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



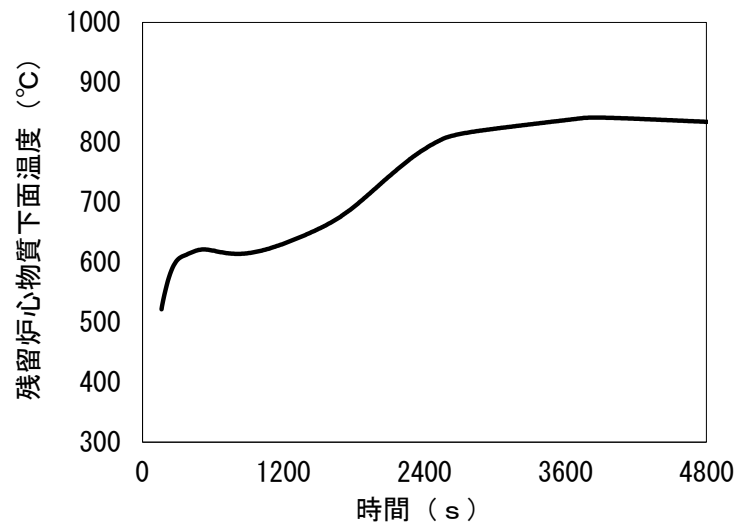
第 2. 5. 1. 25 図 デブリベッド最高温度の履歴



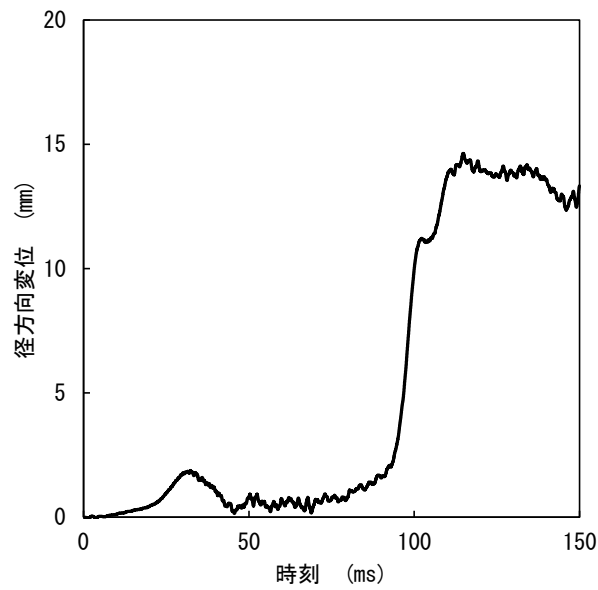
第 2. 5. 1. 26 図 SUS304のクリープ破断時間と応力の関係 (900°Cから1,000°C)



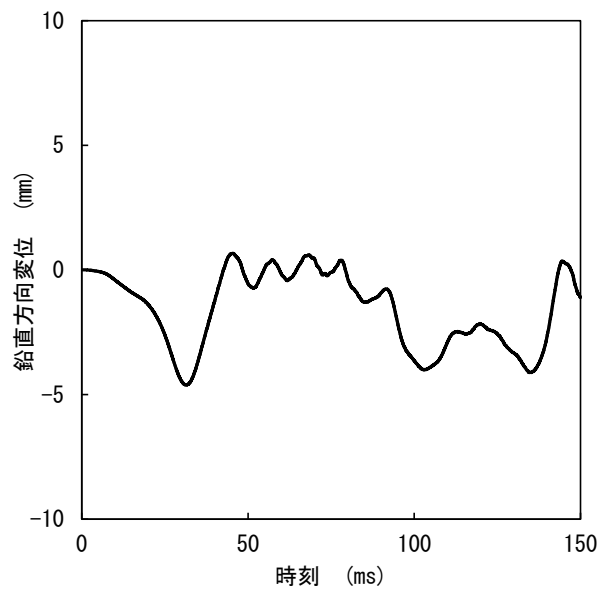
第 2. 5. 1. 27 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 2. 5. 1. 28 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

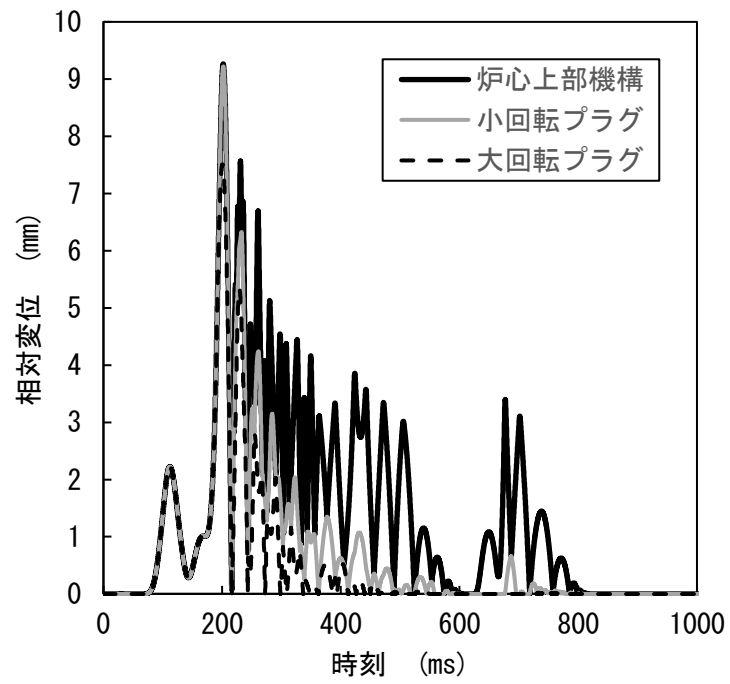


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位
 (安全容器内の構造物との間隙：260mm)

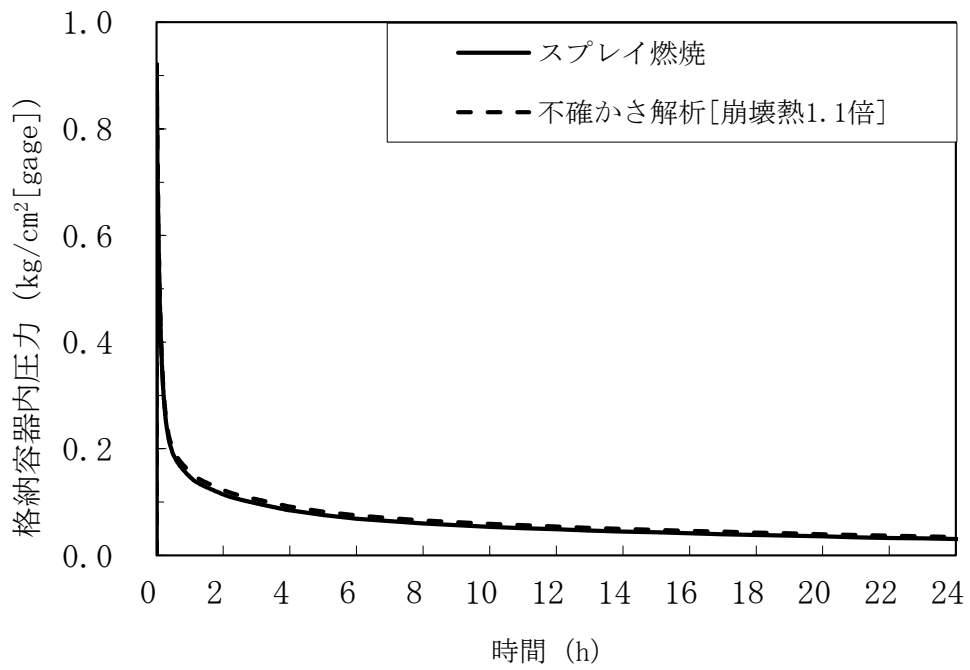


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位
 (安全容器内の構造物との間隙：165mm)

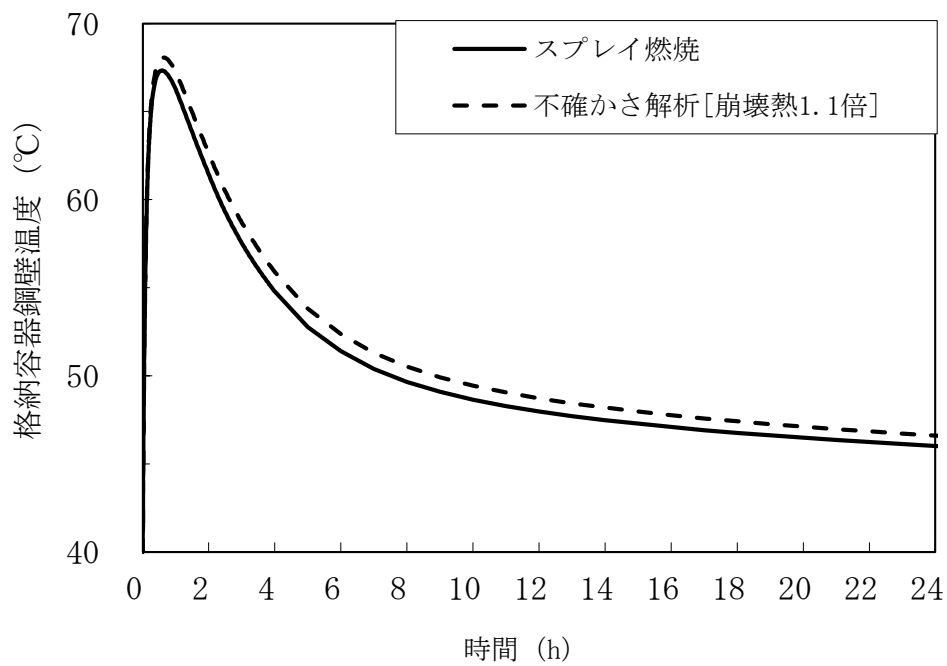
第 2.5.1.29 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



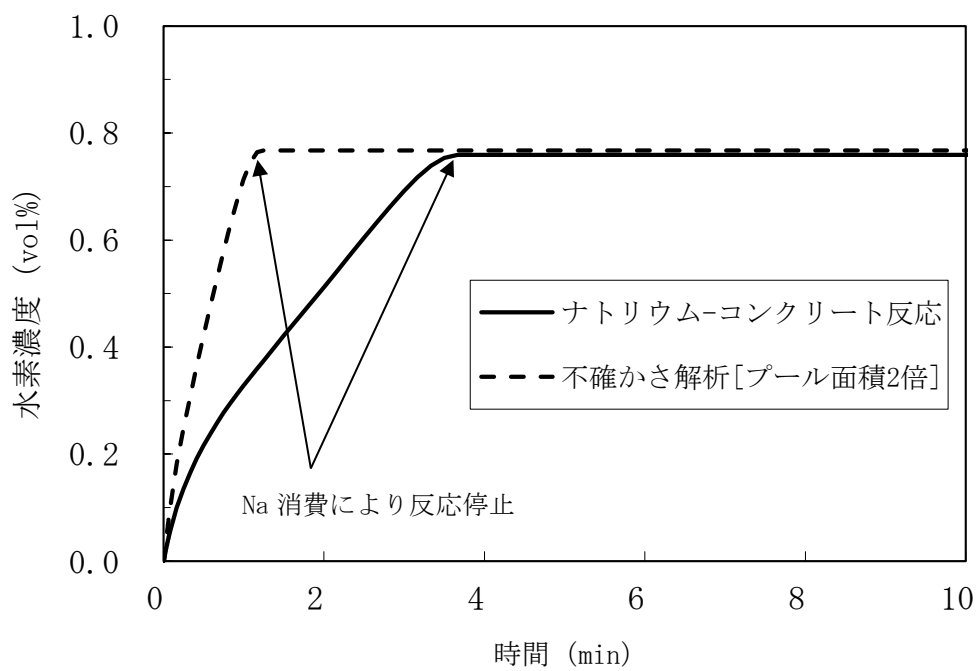
第 2.5.1.30 図 回転プラグの動的応答の解析結果



第2.5.1.31 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)



第2.5.1.32 図 格納容器鋼壁温度の推移 (不確かさの影響評価)



第2.5.1.33 図 格納容器水素濃度の推移 (不確かさの影響評価)

2.5.2 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

（1）事故の原因及び説明

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成功するものの、原子炉保護系（スクラム）が正常に動作しなかったことで、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

（2）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保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、**炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路による原子炉停止）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。

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における格納容器破損防止措置の対応手順の概要は「2.5.1 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」と同じである。

（3）格納容器破損防止措置

（i）格納容器破損防止措置

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において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

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

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

(ii) 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保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における格納容器破損防止措置に使用する設備等は「2.5.1 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」と同じである。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

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における格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間は「2.5.1 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」と同じである。

(6) 措置の有効性評価

本評価事故シーケンスの事象進展及び格納容器破損防止措置は「2.5.1 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」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「2.5.1 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。

上記の評価結果から、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。

2.5.3 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) 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、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格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第2.5.3.1図に示す。

(3) 格納容器破損防止措置

(i) 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。
- 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。

(ii) 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格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 2.5.3.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(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 2.5.3.2 表に示す。

(6) 措置の有効性評価

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格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事象の進展が複雑となり一つの計算コードのみで解析できないため、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。評価の流れ、評価に使用する計算コード及び評価項目は、「2.5.1 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。

i) 起因過程の解析

a) 解析条件

計算コード SAS 4 A により解析する。解析体系は、「2.5.1 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) 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、「2.5.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 最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継がれるものとする。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 2.5.3.2 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に置き換える。ただし、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。
- 8) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた FP ガスの生成量の計算や燃料中の FP ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 9) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下し、燃料に対する被覆管による拘束力は燃料が溶融する前に喪失する。また、燃料内の温度分布が平坦化し、燃料の中心部で溶融が生じる段階では、高温化によって既に強度が低下した燃料は、短時間で崩壊に至ると考えられる。燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

b) 解析結果

解析結果を第 2.5.3.3 図及び第 2.5.3.4 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 2.5.1.3 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、SAS4A 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／流量比の大きい 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の範囲にとどまり臨界 (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 1,020℃から最大値の約 1,040℃まで上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはない。

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で後続の遷移過程に移行する。

ii) 遷移過程の解析

a) 解析条件

計算コード S I M M E R - I V により解析する。S I M M E R - I V における解析体系を第 2.5.3.5 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) 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 2.5.3.6 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前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スティールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スティール及びスティール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている炉定数に基づいた高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を 3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに 1ループの 1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行しているため、定格運転時の約 10%流量を再現するように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) 被覆管が熔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 100%密度で沈降するものとする。

b) 解析結果

解析結果を第 2.5.3.7 図から第 2.5.3.9 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、冷却材による除熱が不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉の出力が低いため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。また、遷移過程の初期には、損傷集合体が限定されているため、反応度及び原子炉の出力に大きな変化はない。起因過程終了時に損傷していた集合体に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴い、集合体管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷し、損傷した燃料が沈降すると正の反応度が投入され、時刻 70 秒前後に反応度と原子炉の出力の上昇が見られる。損傷領域が狭い間は、反応度の上昇量は大きくないが、ラップ管の溶融により損傷領域が拡大するとともに燃料の横方向の移動が可能になると反応度変化も徐々に大きくなる。反応度は、変動しながら徐々に上昇し、特に外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると鉛直方向の燃料凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。時刻 75 秒から反応度と原子炉の出力の振幅が大きくなり、時折原子炉の出力が定格値を超える。原子炉の出力上昇により燃料温度の上昇と溶融スチール量が増加し、炉心物質の可動性が増加し、即発臨界近くまで反応度は上昇するようになる。数回の反応度上昇とパルス状の原子炉の出力上昇を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷し、損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻 78.6 秒に初めて反応度が即発臨界 (1.0\$) を超過する。この時に発生した圧力によって一旦分散した燃料が再度凝集することにより時刻 79.8 秒にも即発臨界を超過する。2 回目の即発臨界超過の燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出が生じる。評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は約 4,200°C である。この解析結果を受けて、機械的応答過程において評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである機械的エネルギーを解析する。

この時に発生するスチール蒸気圧により炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化する。この結果、反応度は、深い未臨界状態 (-600\$未満) に低下し、原子炉出力も急速に低下する。その後、再び反応度は、正に回復することはない、エネルギー放出が生じる可能性はない。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とスチールが堆積しており、短時間で溶融燃料が LGT を通じて炉心領域の下方に流出することはない。炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップ部及び遷移過程終了時に残留炉心物質において、崩壊熱により発熱を続ける炉心燃料のその後の長期にわたる再配置挙動及び冷却挙動については、再配置・冷却過程において解析する。

iii) 再配置・冷却過程の解析

起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束(反応度が再び正にもどることのない、深

い未臨界状態に移行) した後も損傷した炉心燃料の崩壊熱による発熱によって事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の溶融と流出挙動に依存して大きな変動幅がある。このため、事象推移に関しては、基本となるシナリオを想定した上で、遷移過程における熱エネルギーの放出状況及び残留炉心物質の溶融と炉心領域からの流出挙動(損傷炉心物質の量及び形態)の考え得る変動幅から長時間の再配置挙動を検討し、想定される最終的な再配置場所での損傷炉心物質の量及び形態に基づいて冷却挙動の解析を行う。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所は、「2.5.1 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物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。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静定した時点の炉心状態から設定する。遷移過程の終状態では、炉心インベントリの約30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化している。ここでは、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量及び下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量が保守的に多くなるように炉心周囲へ移行する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの30%から20%に、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの80%とした状態を再配置・冷却過程の初期状態とする。
- 2) 核分裂による発熱は考慮しない。
- 3) 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1ループの1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。

- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続していることを考慮して、希ガス及び揮発性の FP からの崩壊熱を除いた値を用いる。原子炉停止後の経過時間は、遷移過程後の事象進展を考慮してそれぞれの再配置場所について設定する。
- 5) 炉心領域から下部プレナム又は上部プレナムに移行した溶融炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムによって効率的に冷却・固化・微粒化して、下部プレナムでは原子炉容器底部に、上部プレナムでは炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果に基づき、デブリ粒子径を 400 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 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 $^{\circ}$ C、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約 350 $^{\circ}$ C、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約 470 $^{\circ}$ C並びに炉心周辺領域は約 500 $^{\circ}$ Cとする。
- 10) 大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で溶融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。ここでは、保守的に炉心上部の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、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巻き上げられた高さから炉心支持台上面までの高さを終端速度で落下すると保守的に仮定して、上部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は、遷移過程における核反応の停止から 10 秒後とする。また、デブリベッドの初期温度は、遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果より約 5,130°C の損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた 600°C とする。

上記で示した上部プレナムにおけるデブリベッド冷却に係る条件は、「2.5.1 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、「2.5.1 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 2.5.3.10 図に示す。原子炉容器出口冷却材温度は約 490°C まで上昇するが、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

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

② 残留炉心物質の冷却

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

iv) 機械的応答過程の解析

機械的応答過程では、起因過程又は遷移過程において即発臨界超過の結果大きな熱エネルギー放出がある場合、高温となった炉心物質は、炉心内の圧力に駆動されて上部プレナムへ移動し、ナトリウムとの熱的相互作用を生じる。その結果発生するナトリウム蒸気圧によ

って上部プレナム内のナトリウムが上方に加速され、回転プラグの下面のカバーガス領域を圧縮し、原子炉冷却材バウンダリ等に対して機械的な負荷を与える。上部プレナム内のナトリウムの加速による機械的エネルギーの発生並びに機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出挙動の解析を行う。ナトリウム噴出に係る解析結果は、格納容器応答過程の解析に引き渡して、ナトリウムの燃焼等に対する格納容器の応答を解析する。

a) 解析条件

高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生をS I M M E R - I Vで解析する。S I M M E R - I Vにおける解析体系は、「2.5.1 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、「2.5.1 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、「2.5.1 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、「(6) 措置の有効性評価 ii) 遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ4,200℃及び1,700℃とする。
- 3) 炉心部から上部プレナム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) 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、これら構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果を見捨てるなど、原子炉容器への負荷が大きくなるような条件とする。
- 6) PLUGによる解析は、回転プラグ及びその固定ボルトをモデル化する。また、回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。回転プラグの応答及び固定ボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴は、機械的エネルギー発生解析で得られた圧力履歴を用い、原子炉容器の変形による圧力緩和効果を見捨てる、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。
- 7) 定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算するなど、ナトリウム噴出量が多くなる条件とする。

b) 解析結果

① 機械的エネルギーの発生

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

② 原子炉容器の構造応答

圧力源の膨張により上部プレナムのナトリウムの上昇速度は、徐々に増大しカバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、安全容器側面に作用を及ぼさない。垂直下方向への機械的負荷は、原子炉容器を下方に変形させるものの、安全容器底面に作用を及ぼさない。原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は 0.5%程度（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。

③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動

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

以上より、機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、固定ボルトの健全性は損なわれず、回転プラグの気密性は確保される。

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

v) 格納容器応答過程の解析

機械的応答過程より、不確かさの影響を考慮したとしても、原子炉容器内から格納容器（床上）へナトリウムが噴出することはないと評価された。このため、格納容器応答過程の評価は、「2.5.1 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。

(7) 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 ガス圧力の効果を見捨てる。
- 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関しては、どの不確かさを考慮したとしても、「(6) 措置の有効性評価 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。

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) 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)の具体的な評価項目のうち、①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。「(6) 措置の有効性評価 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、「2.5.1 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、「2.5.1 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、「(6) 措置の有効性評価 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 2.5.3.11 図から第 2.5.3.13 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)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包絡す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、「(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、「(6) 措置の有効性評価 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2.5.3.14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2.8MPa（1次応力）であり、SUS304について900℃を超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

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

② 残留炉心物質の冷却

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

解析結果を第2.5.3.15図及び第2.5.3.16図に示す。

伝熱計算モデルによる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、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3,400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方で約 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) の具体的な評価項目②に対しては、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スチール平均温度の最大値はそれぞれ 5, 130℃及び 2, 310℃である。

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 2.5.3.17 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、安全容器側壁に作用を及ぼさない。垂直下方向への機械的負荷は、原子炉容器を下方に変形させるものの、安全容器底面に作用を及ぼさない。原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は 0.8%程度であり、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。

第 2.5.3.18 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座し回転プラグの気密性は回復する。この間、ナトリウムは、回転プラグの間隙に流入するが格納容器（床上）まで到達せず、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。各回転プラグ締結ボルトのひずみは、最大で 0.6%であり、破断伸び 15%より十分小さく、ボルトの健全性は損なわれない。

以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、機械的負荷により回転プラグは、短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、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。

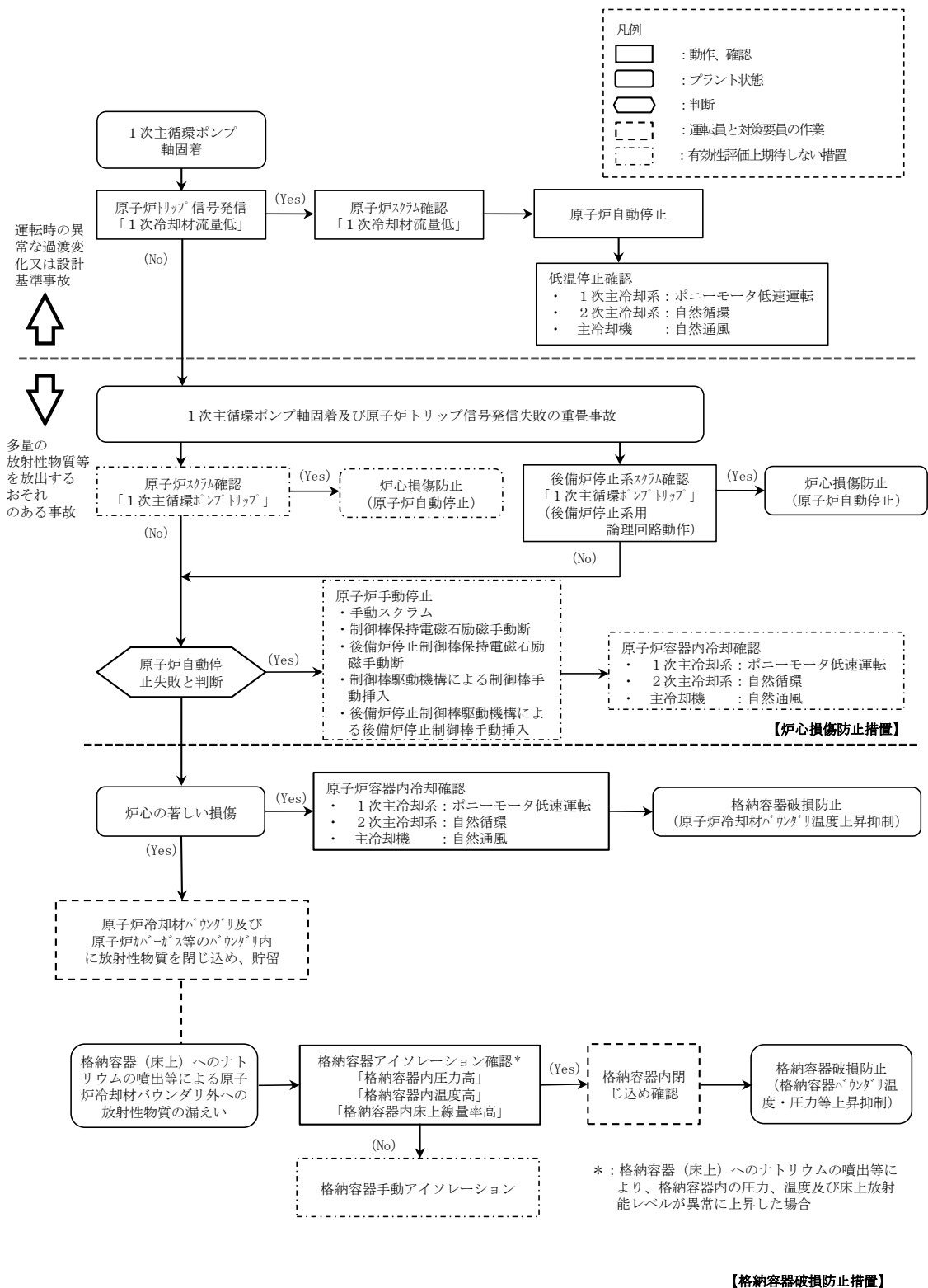
以上 i) から iv) より、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第 2.5.3.1 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

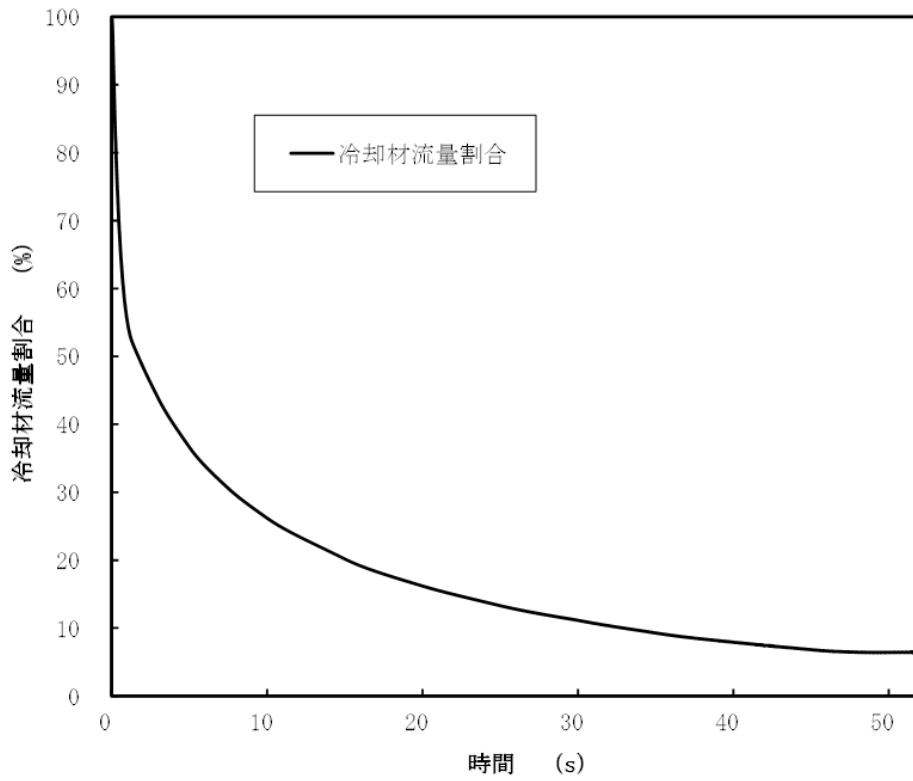
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	・ 1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	① 関連するプロセス計装
格納容器ア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 関連するプロセス計装

第 2.5.3.2 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

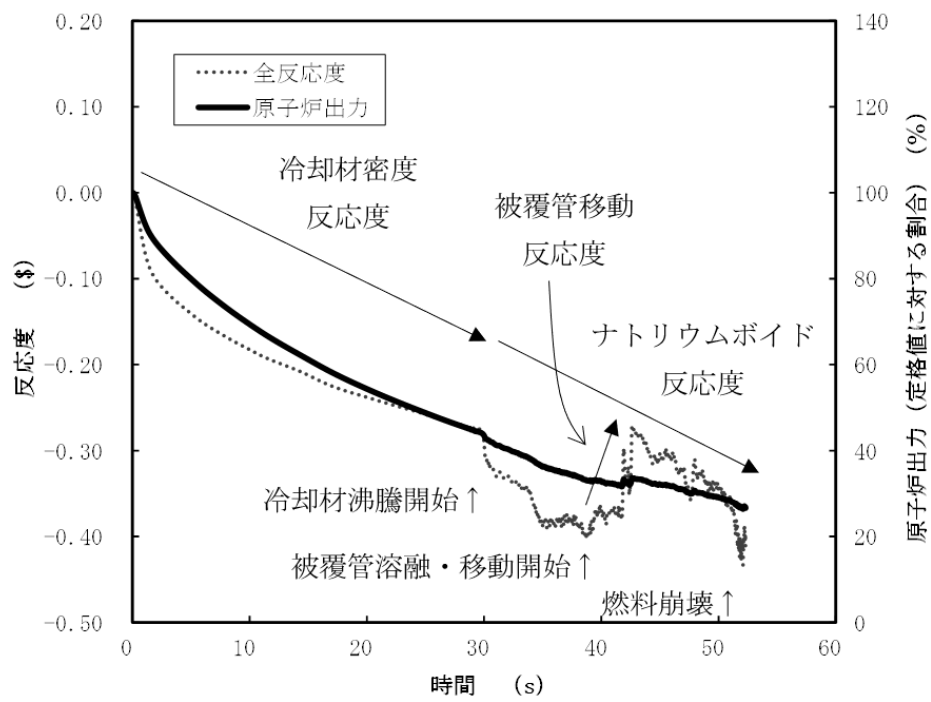
必要な要員と作業項目			経過時間（分）												備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	
手順の項目	要員（名） （作業に必要な要員数）	手順の内容	▽異常事象発生（1次主循環ポンプ軸固着） ▽事故発生時の判断（「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗） ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断												
	当直長	・ 運転操作指揮	[Progress bar]												
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar]												・ 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。
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	[Progress bar]												・ 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。
	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	[Progress bar]												・ 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。
	運転員A、E	2 ・ 格納容器アイソレーション確認	[Progress bar]												・ 「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。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



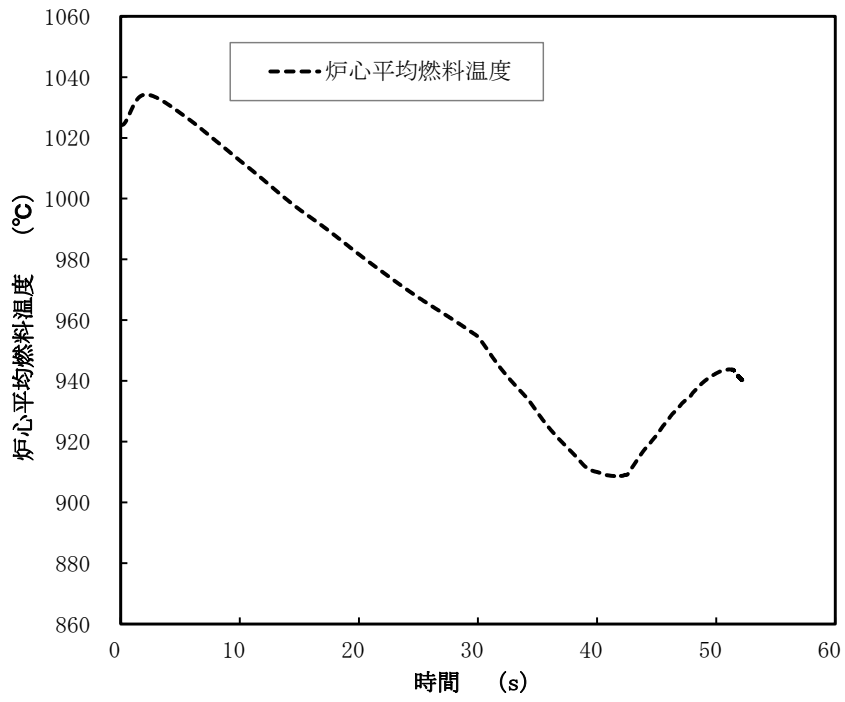
第 2.5.3.1 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要



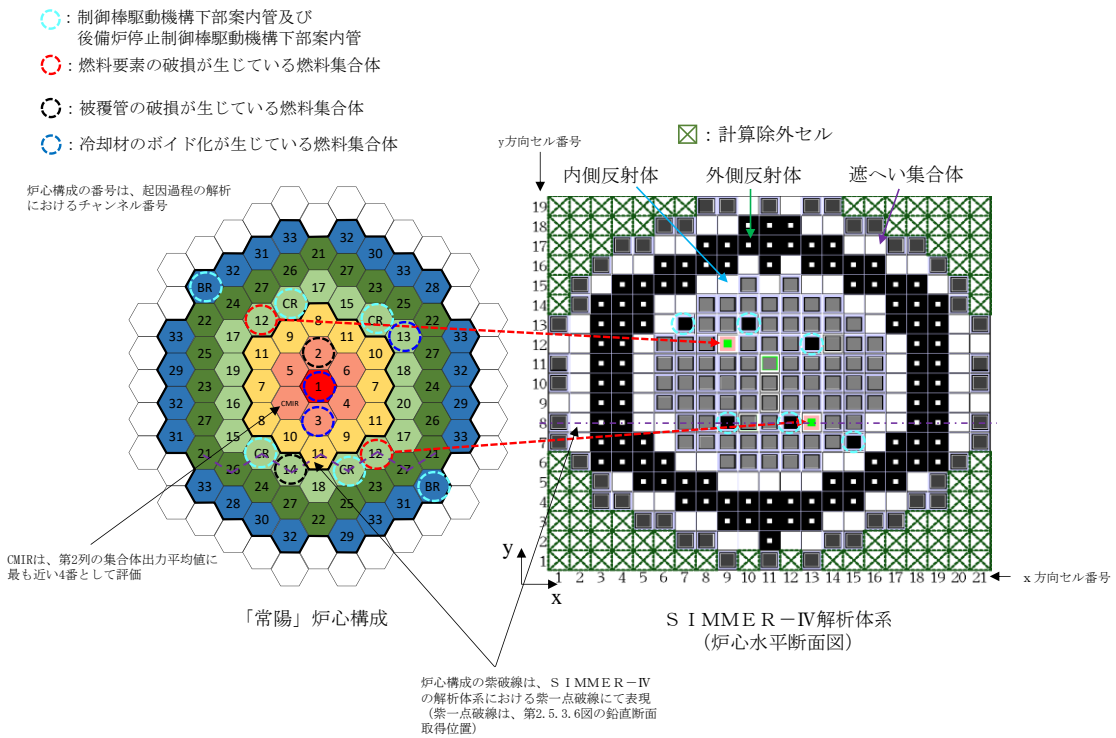
第 2.5.3.2 図 1 次主循環ポンプの軸固着時の冷却材流量の推移



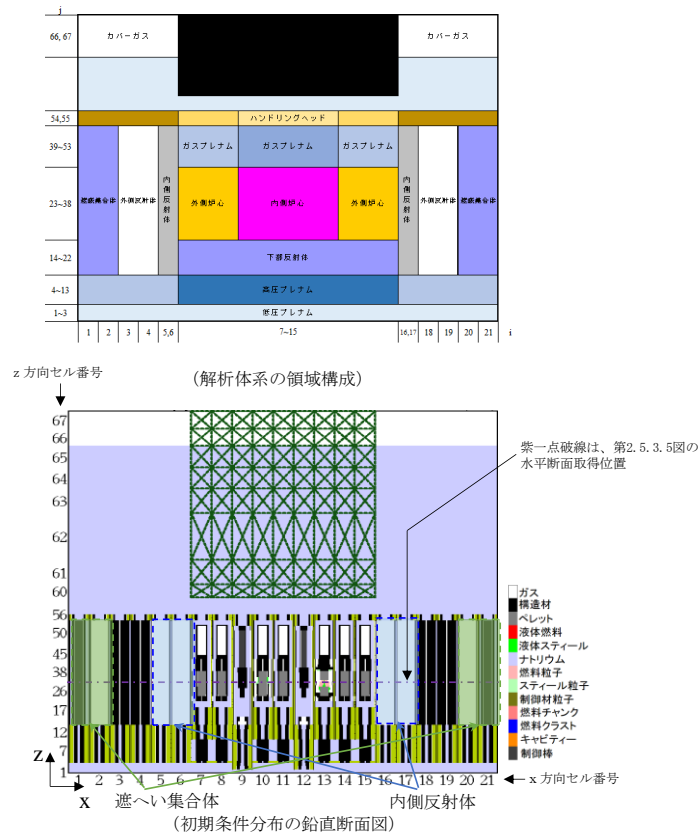
第 2.5.3.3 図 起因過程における出力及び反応度履歴



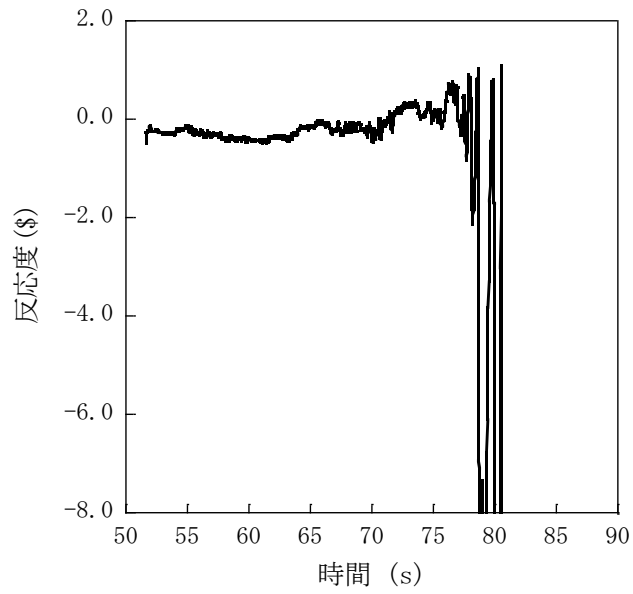
第 2.5.3.4 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



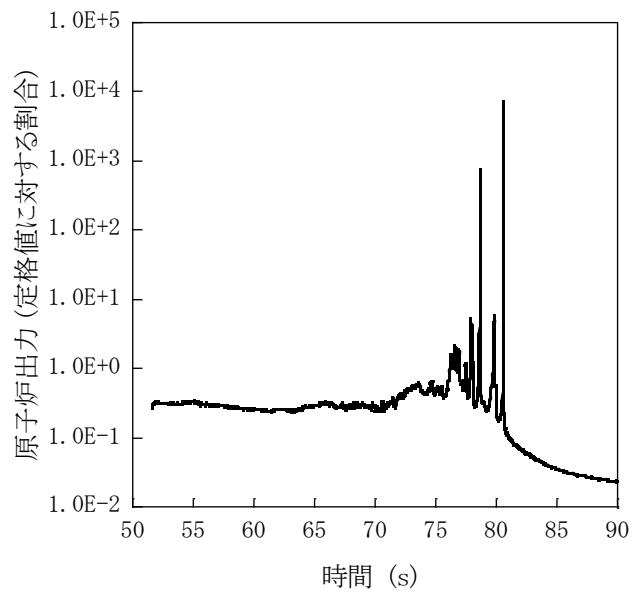
第 2.5.3.5 図 S I M M E R - IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)



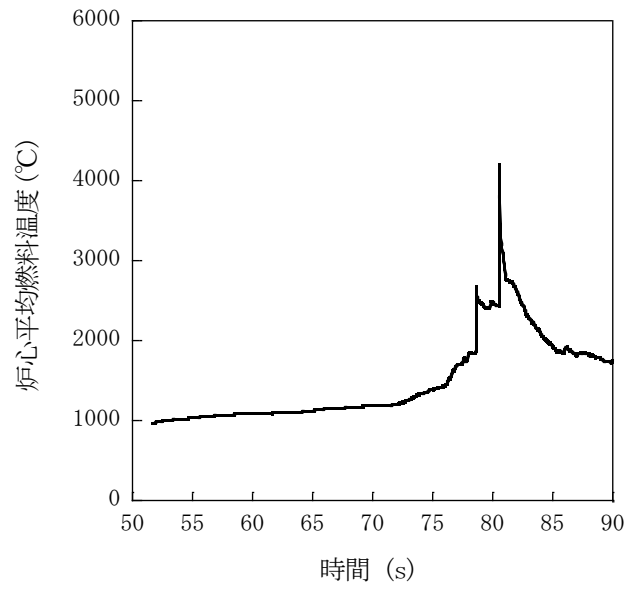
第 2.5.3.6 図 S I M M E R - IVにおける初期物質分布



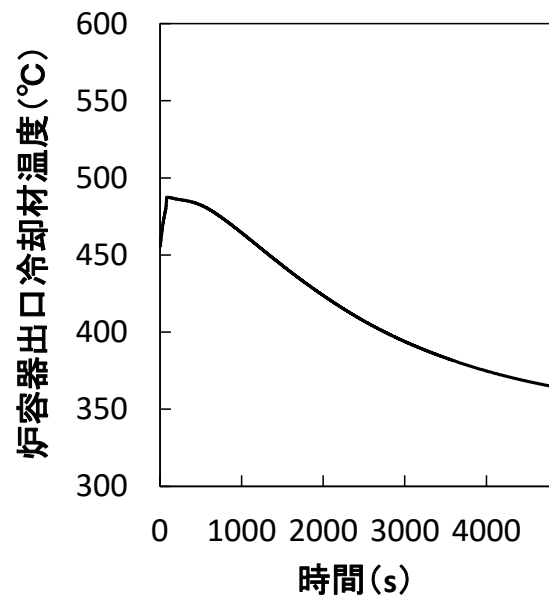
第 2.5.3.7 図 遷移過程における反応度履歴



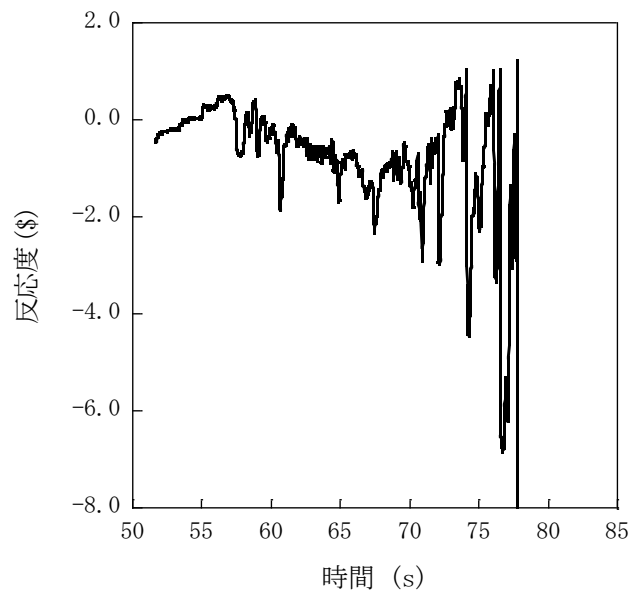
第 2.5.3.8 図 遷移過程における出力履歴



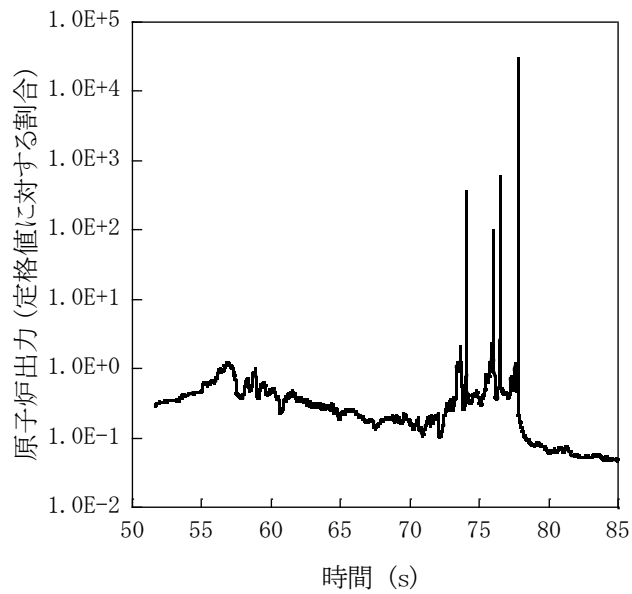
第 2.5.3.9 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



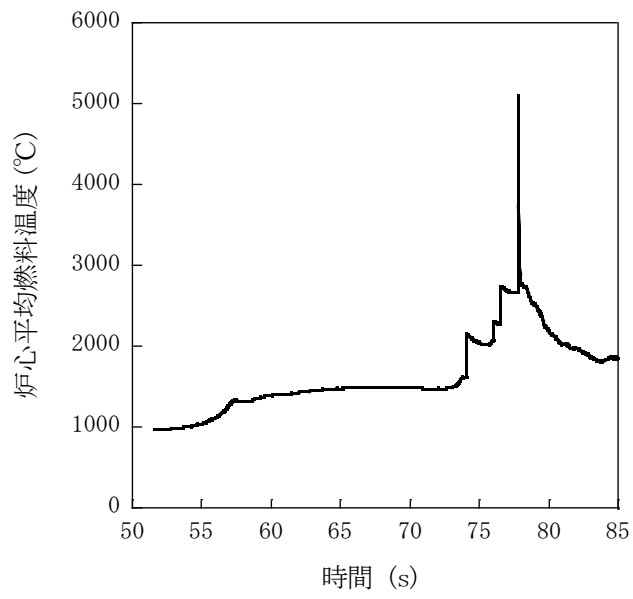
第 2. 5. 3. 10 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



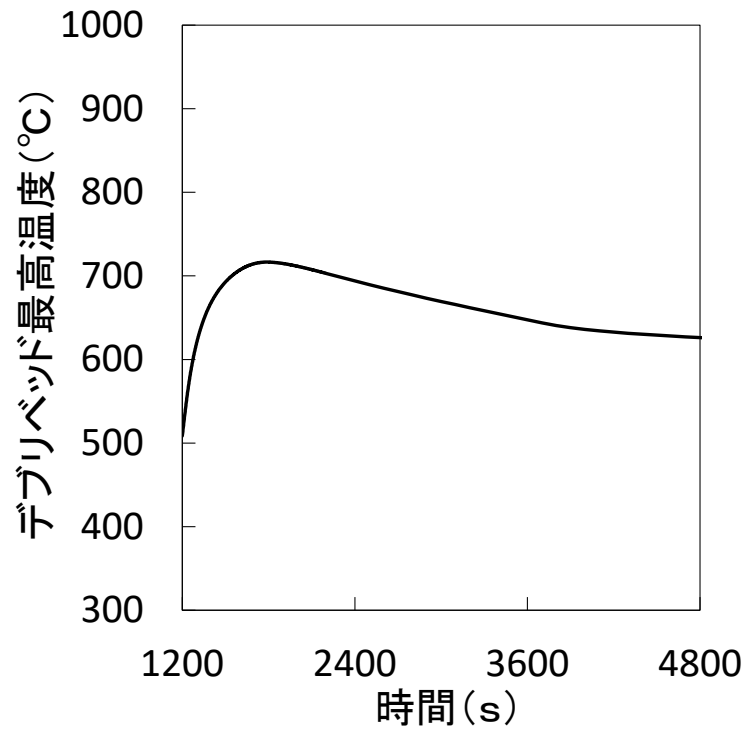
第 2.5.3.11 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



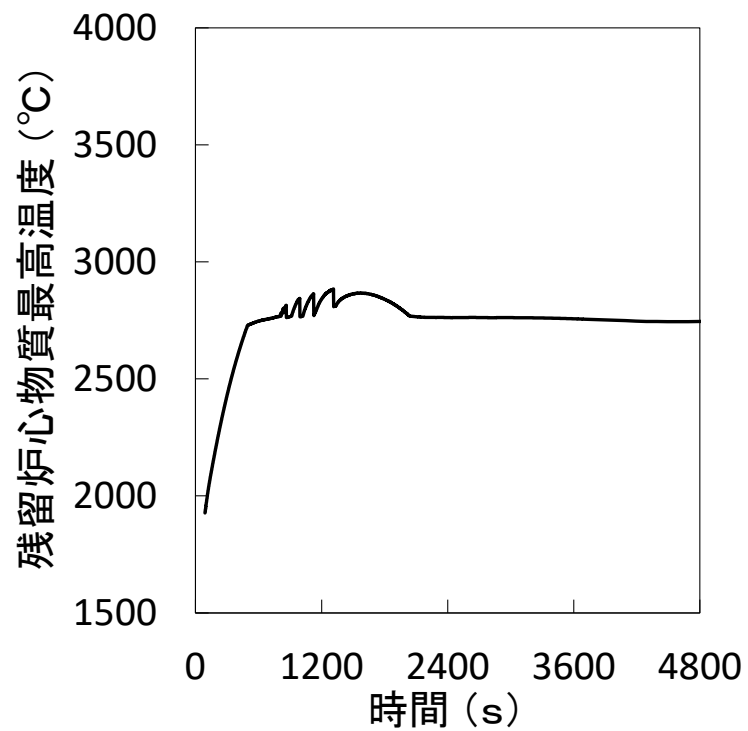
第 2.5.3.12 図 遷移過程の不確かさの影響評価における出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



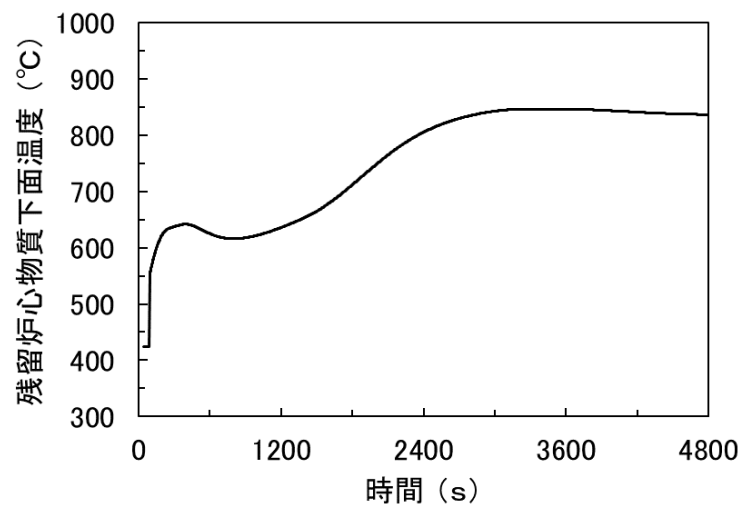
第 2.5.3.13 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



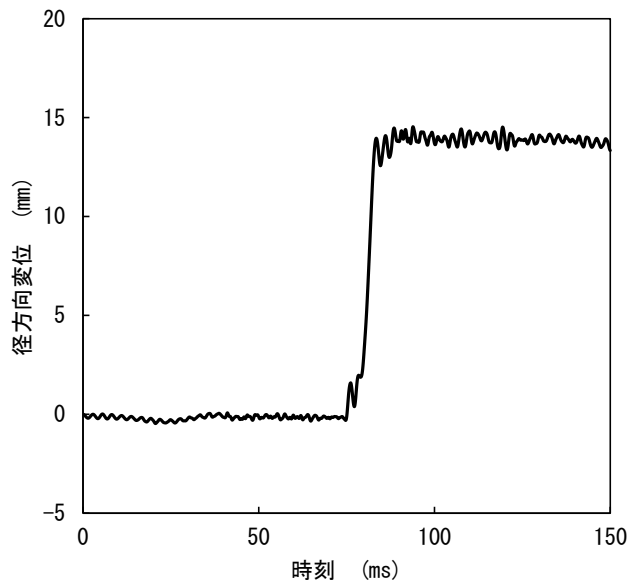
第 2. 5. 3. 14 図 デブリベッド最高温度の履歴



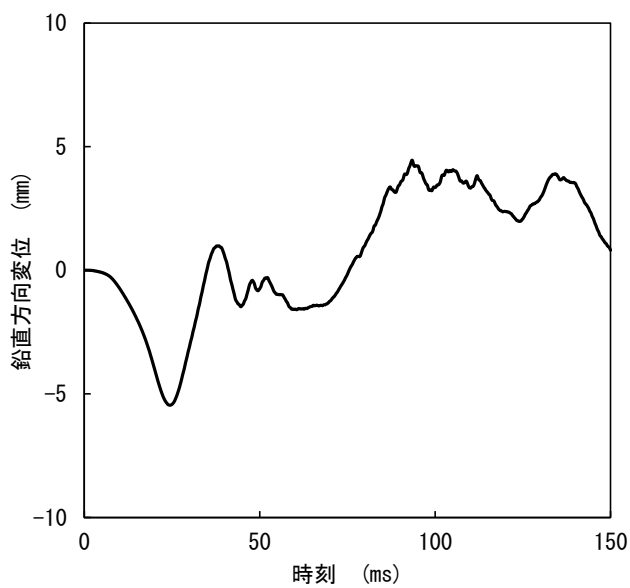
第 2. 5. 3. 15 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 2.5.3.16 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

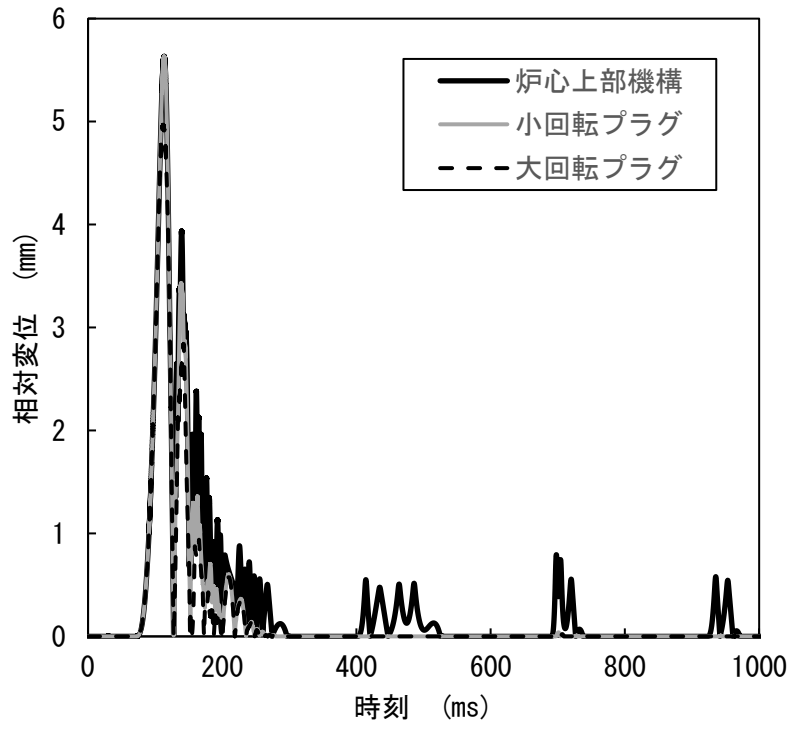


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位
(安全容器内の構造物との間隙：260mm)



(A) 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
(安全容器内の構造物との間隙：165mm)

第 2.5.3.17 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 2.5.3.18 図 回転プラグの動的応答の解析結果

2.5.4 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) 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、**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。

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格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第2.5.4.1図に示す。

(3) 格納容器破損防止措置

(i) 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損傷炉心物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全

施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(ii) 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格納容器破損防止措置に使用する設備等を第2.5.4.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(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2.5.4.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

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、事象の進展が複雑となり一つの計算コードのみで解析できないため、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。評価の流れ、評価に使用する計算コード及び評価項目は、「2.5.1 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。

なお、事象の進展の途中段階において評価事故シーケンスの結果が「2.5.1 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」に包絡されることが明確である場合には、その時点で有効性評価を行う。

i) 起因過程の解析

a) 解析条件

計算コードSAS4Aにより解析する。解析体系は、「2.5.1 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) 全集合体を33のSAS4Aチャンネルで代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS4Aチャンネルの配置は、「2.5.1 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本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から10秒までは $3.0\phi/s$ 、その後115秒で0となるように徐々に減少するものとする。反応度添加率を第2.5.4.2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に置き換える。ただし、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。
- 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核分裂生成物ガスの生成量の計算や燃料中の核分裂生成物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 2.5.4.3 図及び第 2.5.4.4 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 2.5.1.3 図のチャンネル 1 と 4）で冷却材は未沸騰のまま燃料が破損に至る。燃料の一部が冷却材流路に放出され、冷却材の流れに運ばれて上部へ分散し、原子炉出力が低下する。その後、被覆管温度の上昇に伴う強度低下によって燃料は崩壊し、多くの燃料が冷却材流路に放出されるが、この燃料の上下への分散に伴う負の反応度効果と被覆管の上下への分散に伴う正の反応度効果とでは、燃料の分散による効果の方が大きく、原子炉出力は低下する。時刻約 31.6 秒でチャンネル 4 のラップ管の温度が融点まで上昇し、SAS4A の適用限界に達する。その約 30 秒間の起因過程の範囲において、炉心は出力と燃焼度がともに高い 2 チャンネル（炉心燃料集合体数：2）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は最大でも 0.2\$程度であり即発臨界（1.0\$）を超えることはない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパ

ラメータである炉心平均燃料温度は、起因過程の初期値の約 1,025°C から最大値の約 1,800°C まで上昇した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。

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

a) 解析条件

計算コード S I M M E R - I V により解析する。S I M M E R - I V における解析体系を第 2.5.4.5 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) 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 2.5.4.6 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前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スティールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スティール及びスティール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている炉定数に基づいた高速炉用炉定数を 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。
- 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 100%密度で沈降するものとする。

11) 最大の反応度価値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から 10 秒までは $3.0 \phi / s$ 、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少するものとする。

b) 解析結果

解析結果を第 2.5.4.7 図から第 2.5.4.9 図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、制御棒の引抜きによる反応度の投入と損傷集合体において燃料が炉心下部へ凝集するため炉心の損傷領域の拡大は続くが、原子炉出力が低く健全集合体では定格時の冷却材流量があるため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。炉心での冷却材流量は、定格値の 100%であるものの、遷移過程開始から 20 秒まで（事象開始から 50 秒）に炉心燃料集合体の約 40%が破損する。その後、反応度と原子炉出力は低下し、炉心燃料の損傷が緩慢となる。炉心下部には再固化した燃料及びスティールによって閉塞が形成されてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な部分から炉心へと流入する。流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷炉心物質と接触することで生じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉心下部への大規模な堆積を妨げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨界を超過しているが、その場合でも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ティ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 -30ϕ 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 $2,820^{\circ}\text{C}$ である。

本評価事故シーケンスの遷移過程の事象推移においても反応度が即発臨界を超えているが、いずれも「2.5.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて大きなエネルギー放出を伴うものではない。その理由は、炉心冷却材流量が残っているために炉心損傷の進展が緩慢であること、損傷した集合体の炉心下部で冷却材蒸気圧力が頻繁に発生することで炉心物質を分散させるため、炉心下部での損傷燃料の堆積を妨げられるためである。

iii) 再配置・冷却過程の解析

本評価事故シーケンスでは、「2.5.1 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、「2.5.1 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、「2.5.1 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

「ii) 遷移過程の不確かさの影響評価」とおり、本評価事故シーケンスで発生する機械的エネルギーは、「2.5.1 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、措置の有効性の評価は、「2.5.1 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。

(7) 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無視する。
- 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て、反応度添加率を約 $4.2\text{¢}/\text{s}$ で一定とする。
- 3) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30% の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。
- 4) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30% である。ドップラ反応度係数は負で、起因過程のドップラ反応度は負となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、0.7 倍に設定する。
- 5) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30% である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は膨張し反応度変化が負となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、0.7 倍に設定する。
- 6) 燃料破損条件：基本ケースでは 20% 断面溶融割合で破損判定を行っていたが、負の反応度効果を有する破損燃料の移動を抑制するとともに、損傷領域の拡大のために燃料溶融開始直後に破損するように設定する。また、それとは別に、負の反応度投入自体を遅らせるため、50% 断面溶融割合の条件で破損するように設定する。

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては保守的な条件の重畳は行わず、「(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、制御棒の引抜き反応度の不確かさである。反応度

変化は、「(6) 措置の有効性評価 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。

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) の具体的な評価項目のうち、①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。「(6) 措置の有効性評価 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、「2.5.1 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。

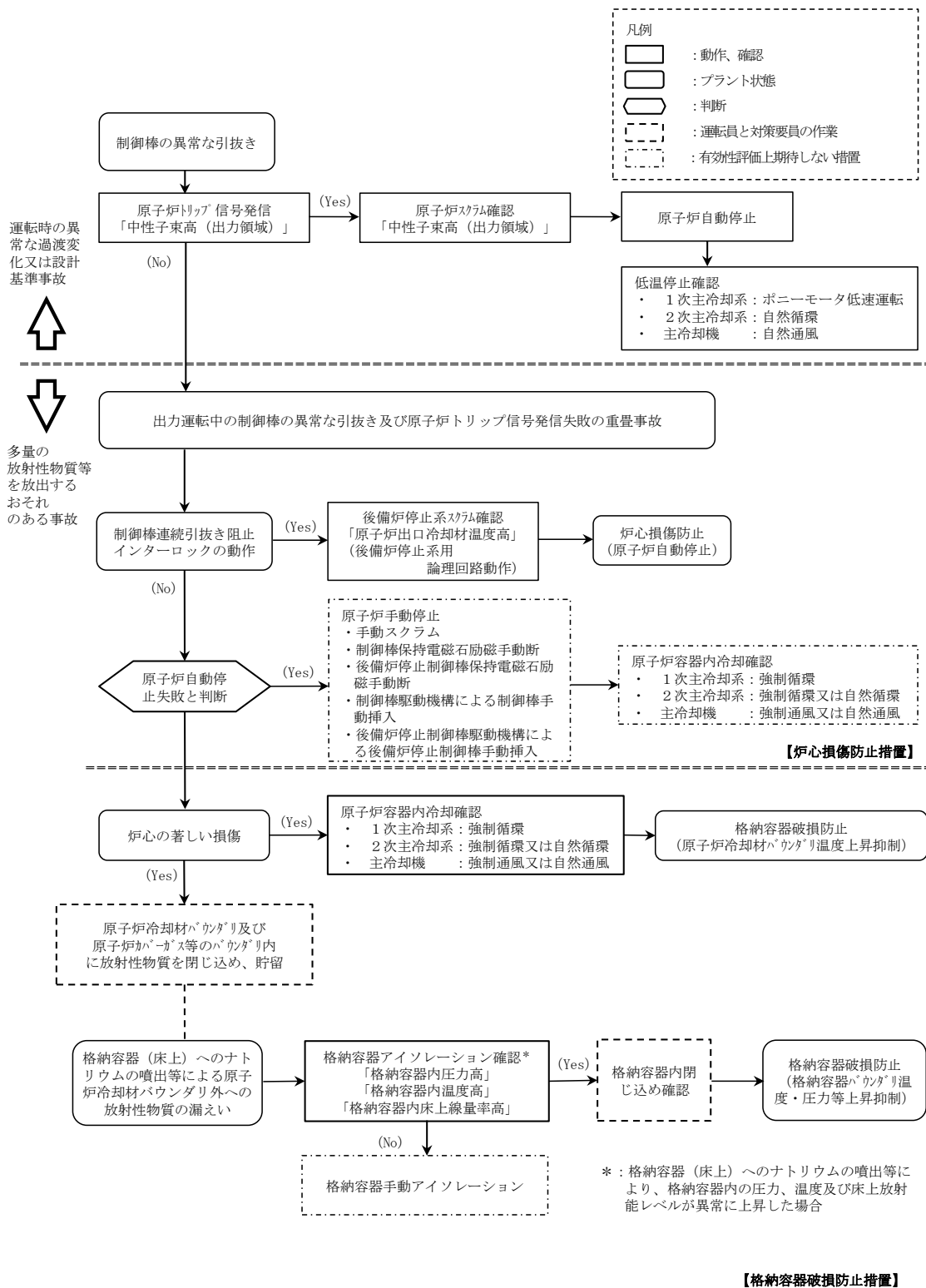
以上を踏まえて、「2.5.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の場合と同様に、SIMMER-III により解析する。解析体系は、「2.5.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。

LGT、B 型及び C 型照射燃料集合体は、「(6) 措置の有効性評価 i) 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。

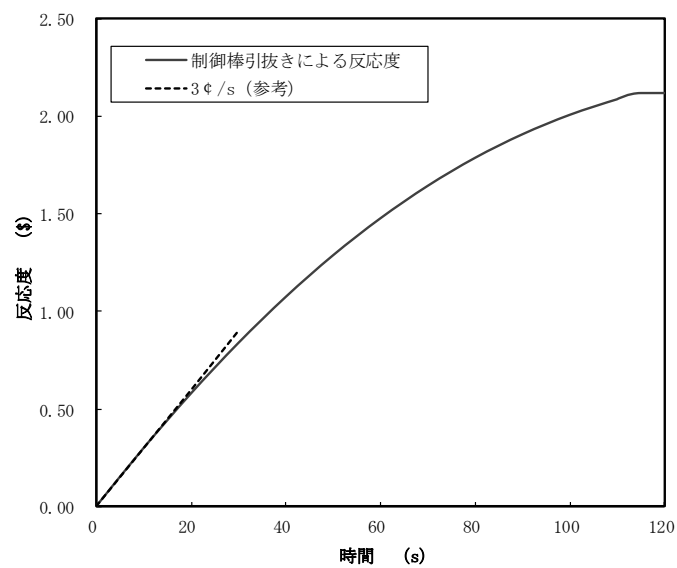
解析結果を第 2.5.4.10 図から第 2.5.4.12 図に示す。炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過するが、炉心平均燃料温度の最大値は約 4,300°C となる。本評価事故シーケンスでは、定格時の 1 次冷却材流量が確保され、燃料凝集が生じる時の炉心損傷領域が「2.5.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて小さくなり、燃料凝集が制限されることから、「2.5.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて炉心平均燃料温度の最大値が低くなる。

起因過程及び遷移過程の解析から、本評価事故シーケンスで発生する熱エネルギーを代表する炉心平均燃料温度の最大値は、不確かさを考慮しても約 4,300°C以下である。これは「2.5.1 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、「2.5.1 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「2.5.1 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。

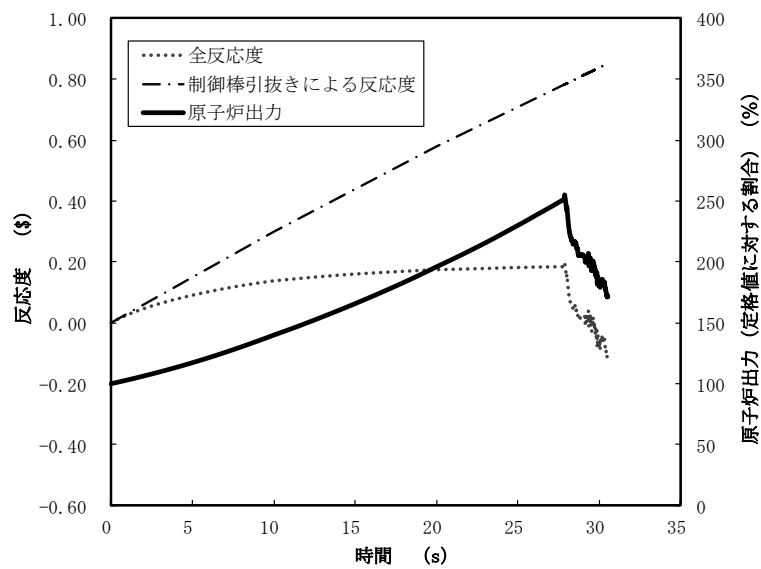
以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。



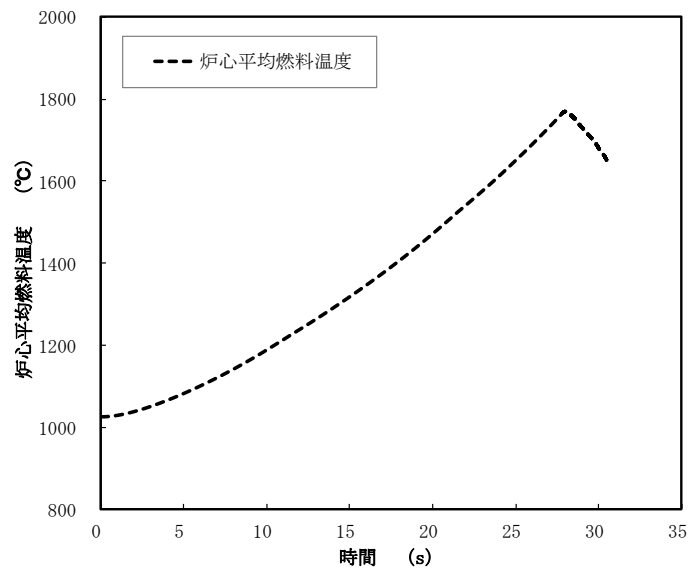
第 2.5.4.1 図 格納容器破損防止措置の対応手順



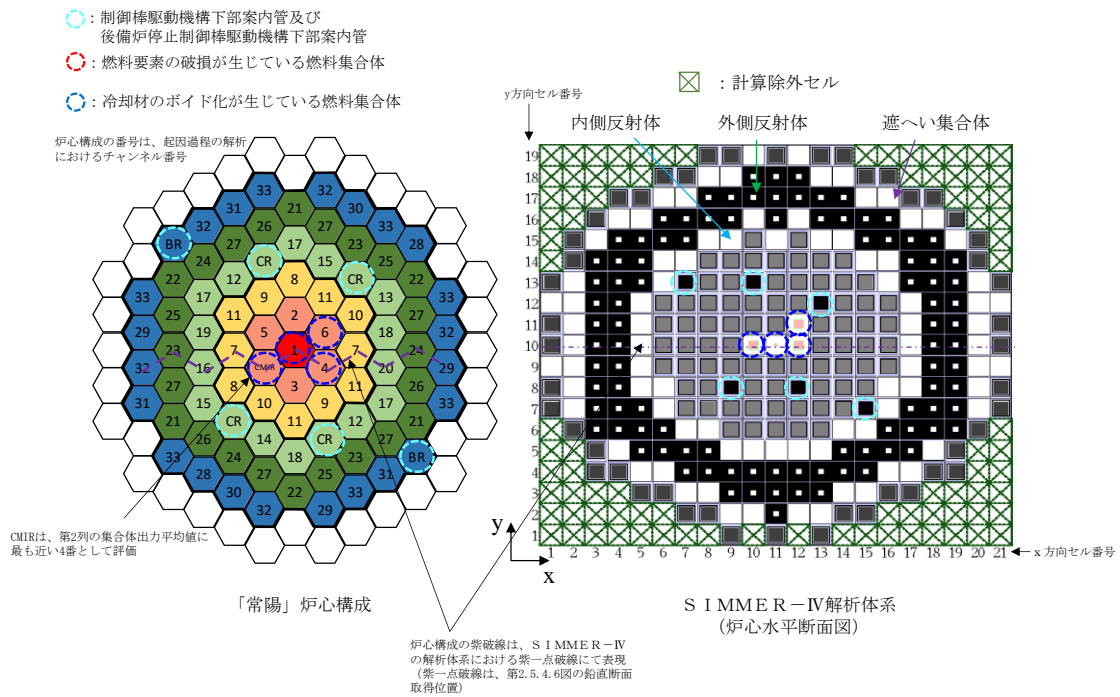
第 2.5.4.2 図 制御棒の引抜きにより投入される反応度



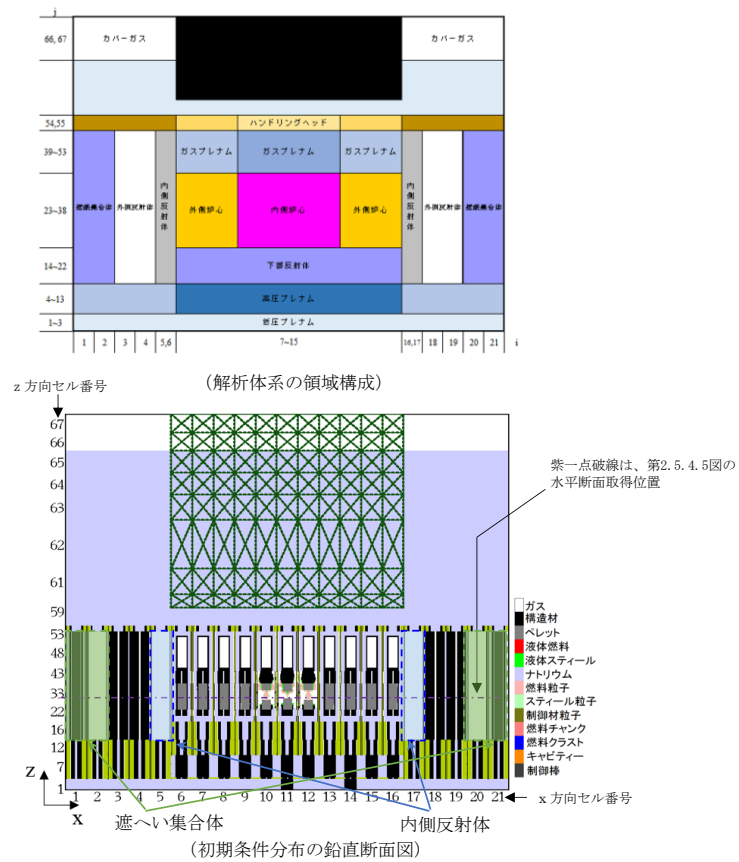
第 2.5.4.3 図 起因過程における出力及び反応度履歴



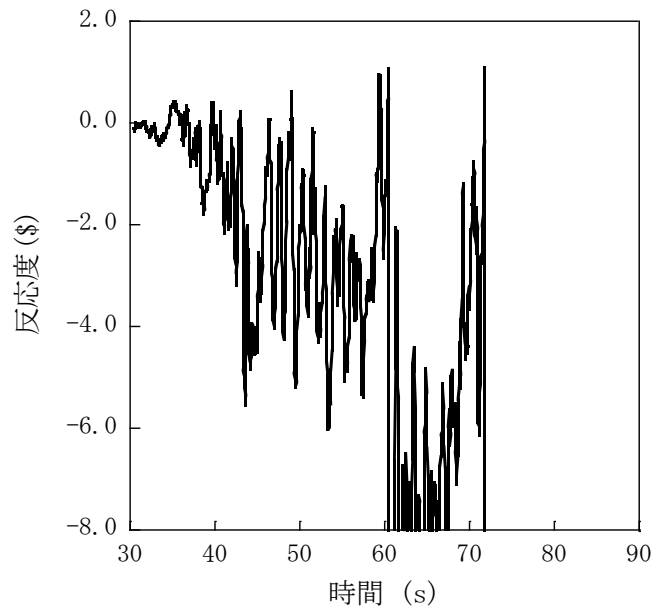
第 2. 5. 4. 4 図 起因過程における炉心平均燃料温度



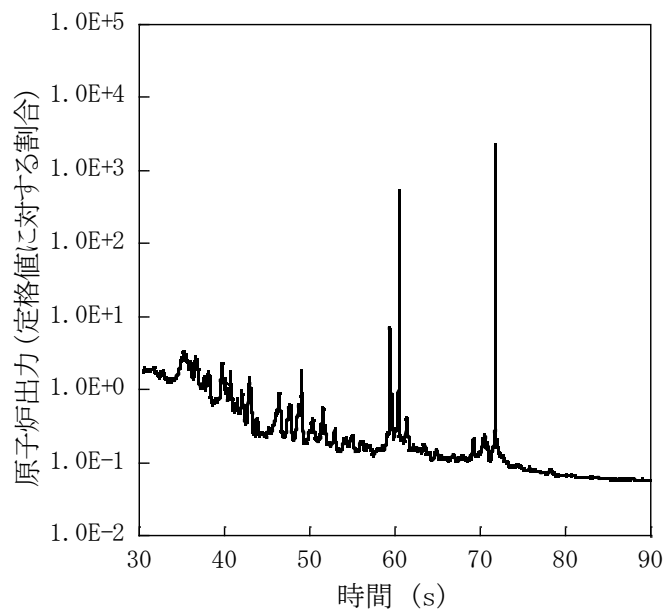
第 2.5.4.5 図 S I M M E R - I V における解析体系 (遷移過程の解析)



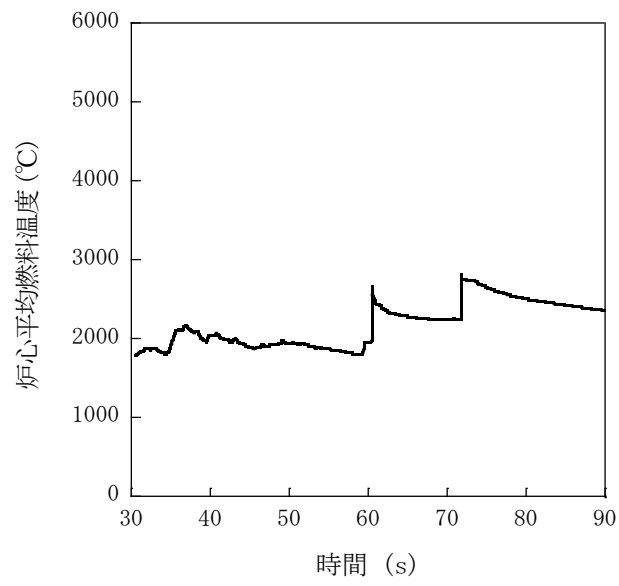
第 2.5.4.6 図 S I M M E R - I V における初期物質分布



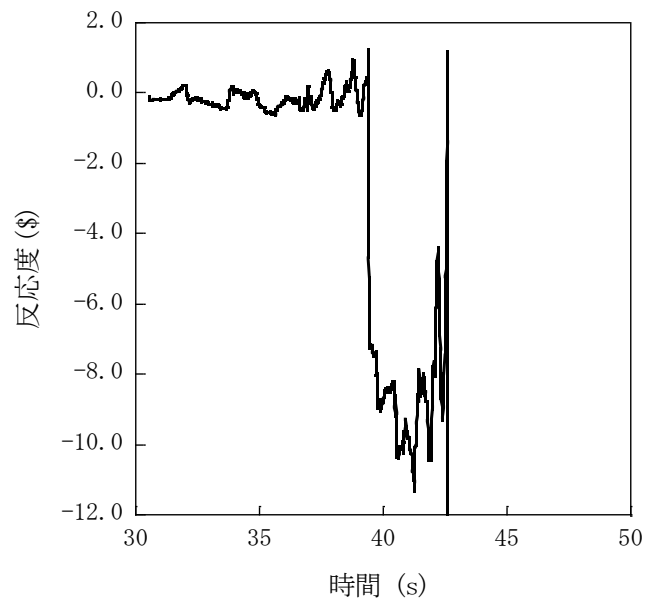
第 2.5.4.7 図 遷移過程における反応度履歴



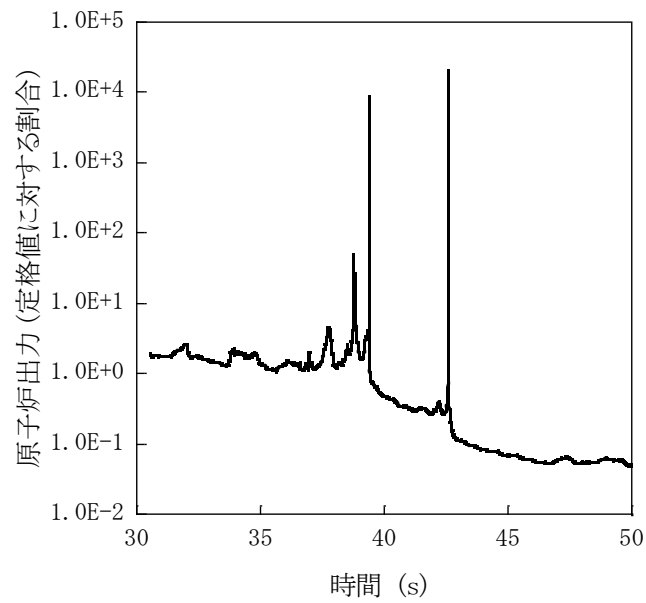
第 2.5.4.8 図 遷移過程における出力履歴



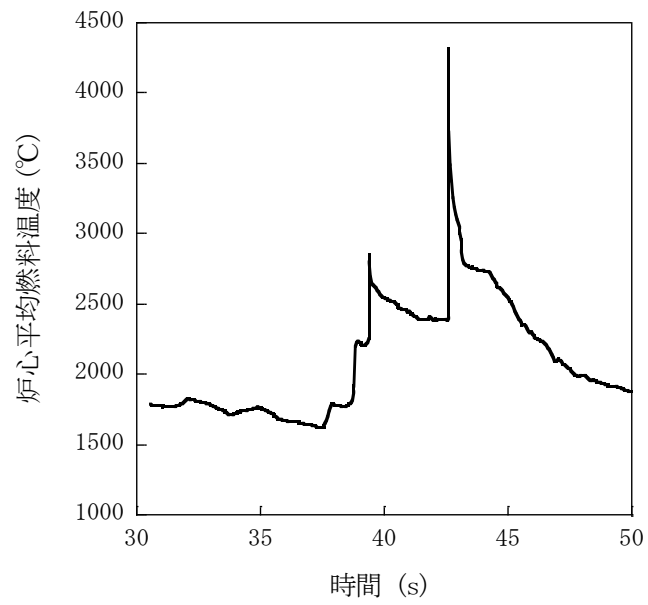
第 2.5.4.9 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



第 2.5.4.10 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 2.5.4.11 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 2.5.4.12 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)

2.5.5 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

（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保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故は、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成功するものの、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

（2）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保護系（スクラム）動作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。

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における格納容器破損防止措置の対応手順の概要は「2.5.4 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」と同じである。

（3）格納容器破損防止措置

（i）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保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

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

の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(ii) 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保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における格納容器破損防止措置に使用する設備等は「2.5.4 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」と同じである。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(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保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間は「2.5.4 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」と同じである。

(6) 措置の有効性評価

本**評価事故シーケンス**の事象進展及び格納容器破損防止措置は「2.5.4 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」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「2.5.4 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」において実施する。

上記の評価結果から、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。

2.5.6 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

(1) 事故の原因及び説明

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は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次系の冷却材流量が減少した後、「2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) 格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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でも、第2.5.6.1図に示すとおり、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。

上記の評価結果から、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。

(3) 格納容器破損防止措置

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定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、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. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。

(4) 資機材

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における格納容器破損防止措置に使用する設備等を第2.5.6.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

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における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2.5.6.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材流量が維持されているため炉心の燃料及び冷却材の温度変化が緩慢であるとともに、負の反応度フィードバックが大きく、炉心の発熱と冷却とがバランスし温度が高温にならないまま静定すると考えられる。このため、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、「2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す(1)である。

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等を以下に示す。

- 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) 2ループの2次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 4) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 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。

b) 解析結果

解析結果を第 2.5.6.2 図に示す。

1ループの2次主循環ポンプがトリップすると、相互インターロックによりほぼ同時に他の1ループの2次主循環ポンプもトリップし、両ループの2次冷却材流量が低下し、約 1.6 秒で「2次冷却材流量低」の設定値である定格流量の約 80%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗すると仮定する。2次主冷却系は自然循環に移行し、また、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次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が低下するため、1次主冷却系のコールドレグの温度（原子炉容器入口冷却材温度）が上昇する。その結果、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され原子炉出力は低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、原子炉容器入口冷却材温度が上昇しているため、被覆管温度、冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、事象発生後約 121 秒で「原子炉出口冷却材温度高」の代替原子炉トリップ信号の設定値である 464°Cに到達するが、ここでは、代替原子炉トリップ信号の発信にも失敗すると仮定する。

この場合、引き続き、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され、原子炉出力はさらに低下し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇よりも原子炉出力の低下の寄与が大きくなることにより、燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は低下する。その後、原子炉出力と原子炉容器入口冷却材温度が平衡状態となり、炉心温度及び原子炉容器出入口冷却材温度は安定に推移する。

原子炉出力及び燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約 550°Cにとどまり、評価項目となるパラメータの値を下回り、その後長時間にわたって安定な炉心冷却状態が維持される。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、それぞれ約 500°C及び約 480°Cにとどまり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、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において、炉心損傷防止措置である代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理特性により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の

破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

なお、評価項目との比較により本評価シーケンスの収束は、合理的に判断できるものの、その状態は比較的高温での安定静定状態である。この間に、運転員が手動による制御棒挿入操作を行うことにより、低温の安定静定状態に導くことができる。また、運転員による手動操作によっても、何らかの原因により制御棒が挿入されない場合は、自主対策設備を用いて、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させることにより、制御棒を炉心に挿入し原子炉を低温の安定静定状態へ移行させるように努める。

(7) 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、計算コードの不確かさの影響は小さく、ここでは、解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本評価事故シーケンスの評価においては、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。

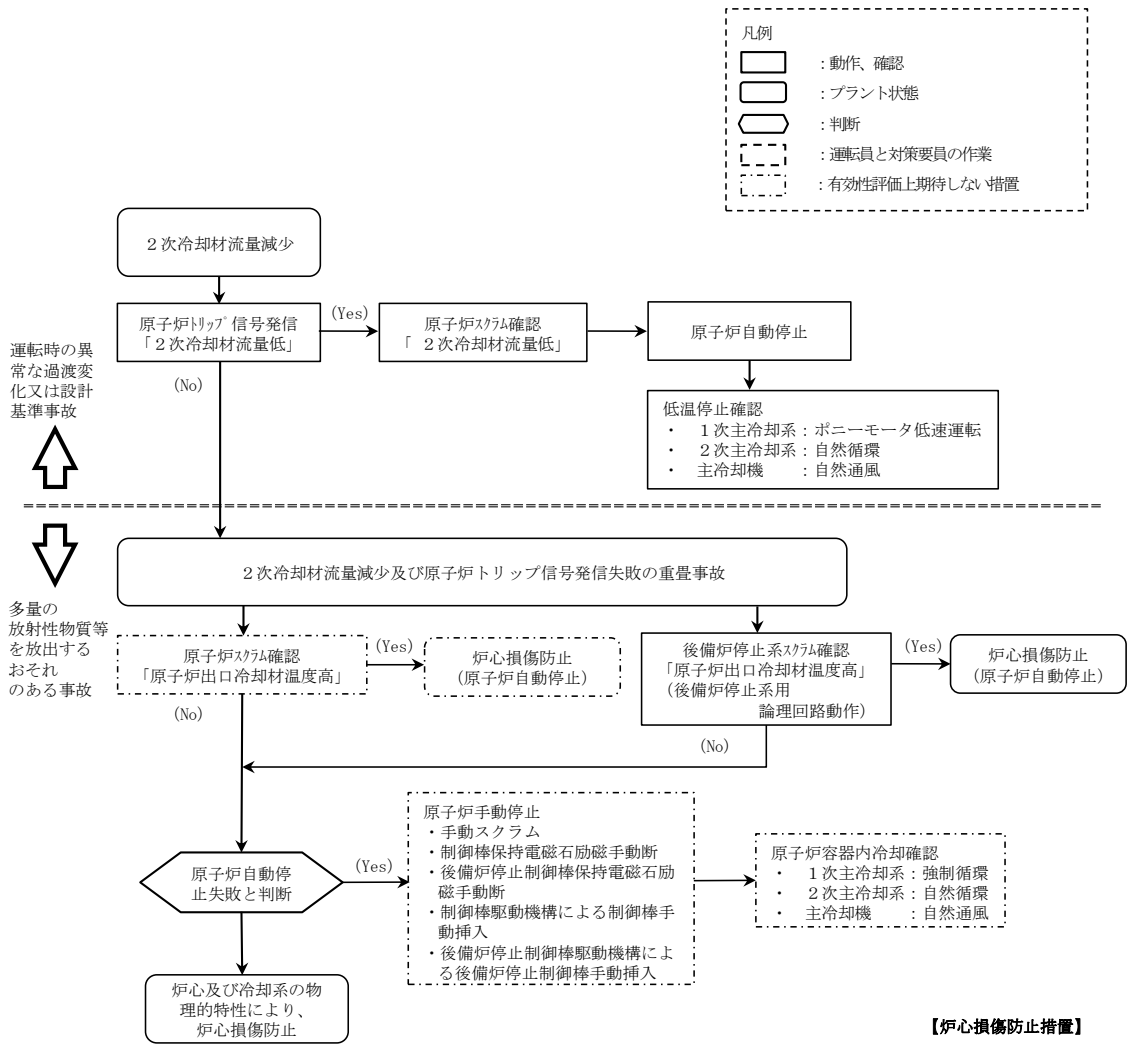
解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「炉心支持板温度係数」の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価した。

- 1) 炉心支持板温度係数：炉心構成等による変動の幅±20%を考慮し、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。

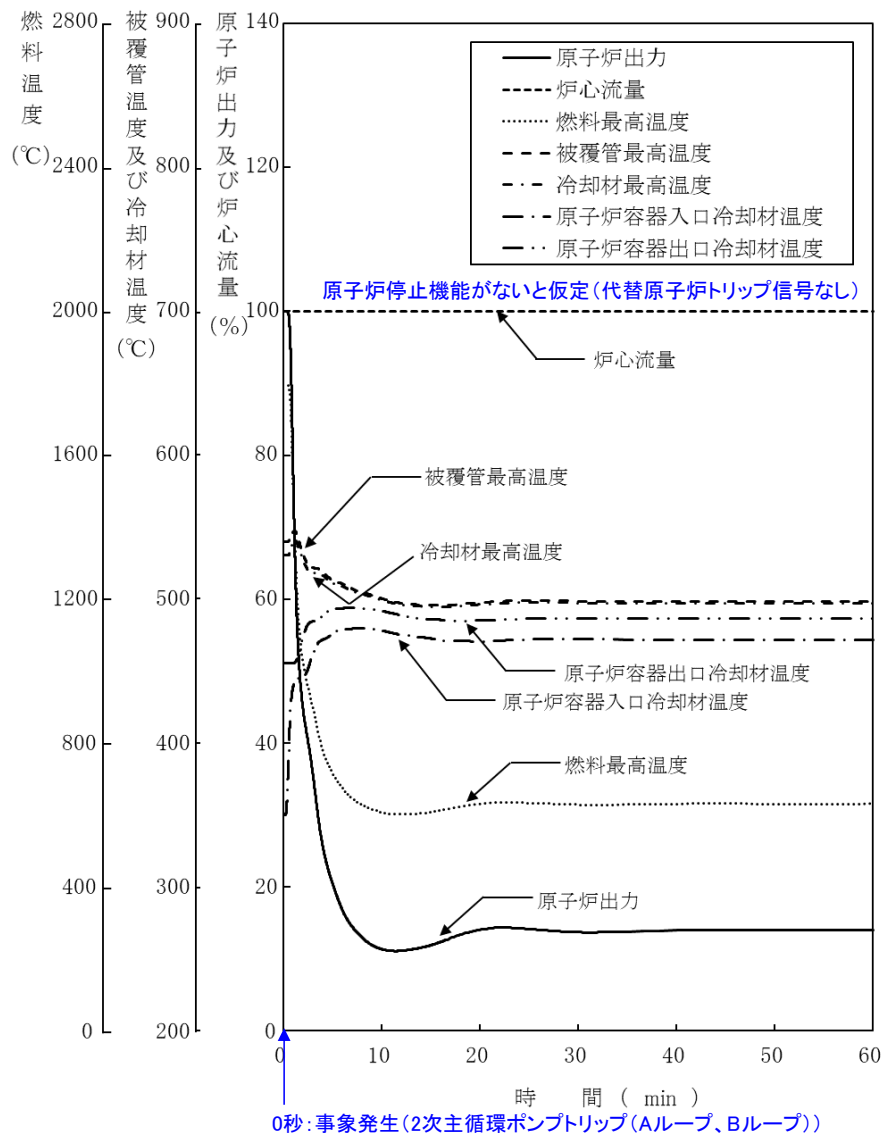
解析結果を第 2.5.6.3 図に示す。

被覆管最高温度及び冷却材最高温度が出現するまで、炉心支持板の熱膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「(6) 措置の有効性評価」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度は約 10℃高くなり約 560℃、冷却材最高温度は、「(6) 措置の有効性評価」の解析とほとんど変わらず約 550℃であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。原子炉出力の最大値及び燃料最高温度は、「(6) 措置の有効性評価」の解析と変わらず、評価項目となるパラメータの値を下回る。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は両温度ともに約 10℃高く、それぞれ約 510℃及び約 490℃であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

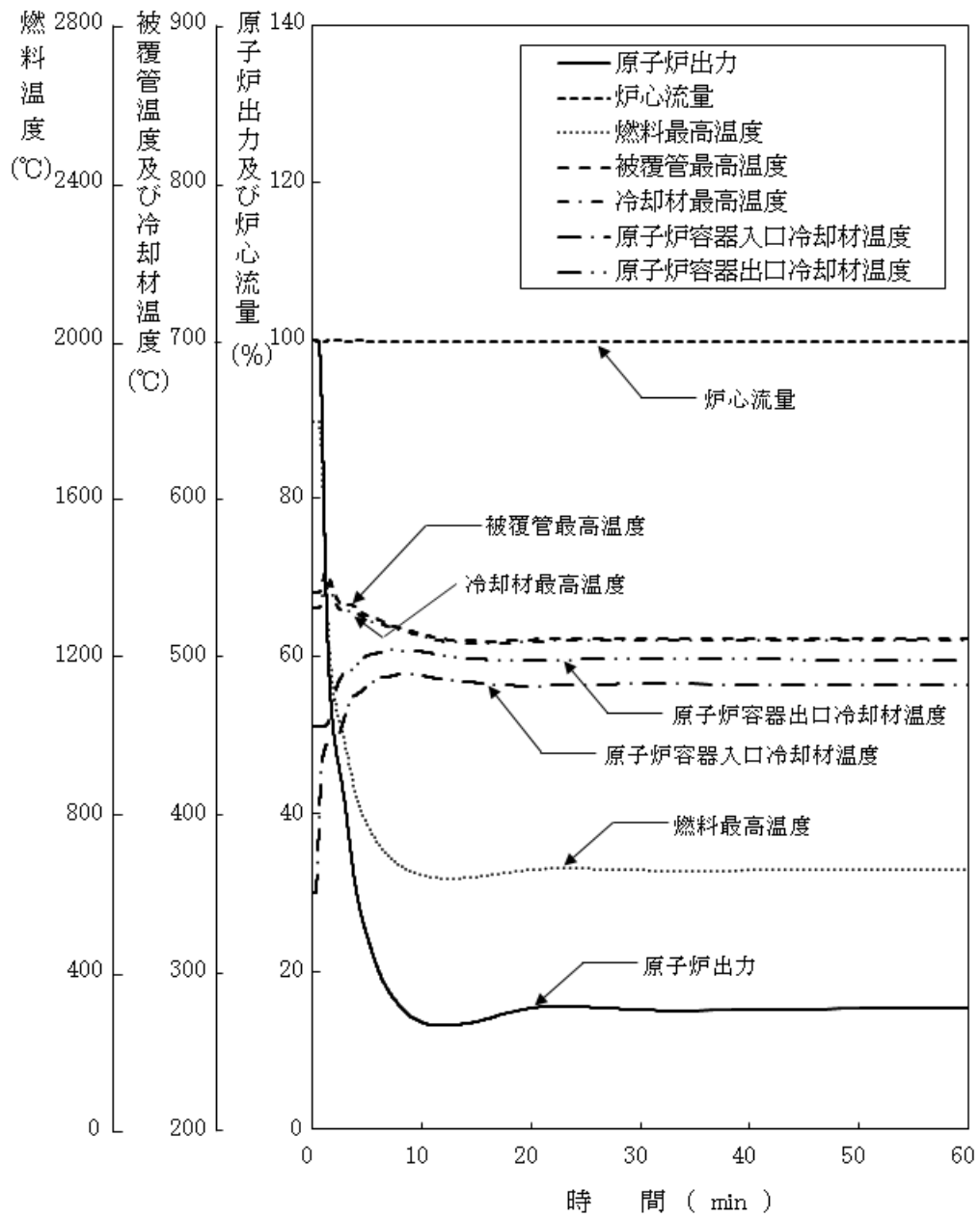
以上より、条件の不確かさを考慮したとしても、炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。



第 2.5.6.1 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要



第 2.5.6.2 図 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
 (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機能がないと仮定)



第 2.5.6.3 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
 (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機能がないと仮定
 (不確かさの影響評価))

2.5.7 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

（1）事故の原因及び説明

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は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次系の冷却材流量が減少した後、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

（2）格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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では、**炉心損傷防止措置**（後備炉停止系用論理回路動作による後備炉停止制御棒の急速挿入による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、事象進展は「2.5.6 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」と同じである。このため、「2.5.6 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」と同様に、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷は防止される。

上記の評価結果から、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。

2.5.8 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

(1) 事故の原因及び説明

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は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えいした後、「原子炉入口冷却材温度高」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) 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でも、第2.5.8.1図に示すとおり、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷は防止される。

上記の評価結果から、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。

(3) 格納容器破損防止措置

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定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、1ループの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. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。

(4) 資機材

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における格納容器破損防止措置に使用する設備等を第2.5.8.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

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における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2.5.8.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材流量が維持されているため炉心の燃料及び冷却材の温度変化が緩慢であるとともに、負の反応度フィードバックが大きく、炉心の発熱と冷却とがバランスし温度が高温にならないまま静定すると考えられる。このため、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、「2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す(1)である。

a) 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析をする。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) 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、 $0.7\text{W}/\text{cm}^2/\text{°C}$ とする。
- 3) 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場合に、原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、当該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。この場合、2次主冷却系は、健全な1ループによる自然循環となる。
- 4) 2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 5) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 6) 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。

b) 解析結果

解析結果を第2.5.8.2図に示す。

1ループでの2次冷却材の漏えいと同時に2次主循環ポンプをトリップさせ、相互インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプのトリップを仮定しているため、2次冷却材流量が低下する。2次主冷却系は、1ループの自然循環に移行し、また、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次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が低下するため、1次主冷却系のコールドレグの温度（原子炉容器入口冷却材温度）が上昇する。その結果、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され原子炉出力は低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、原子炉容器入口冷却材温度が上昇しているため、被覆管温度、冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、事象発生後約114秒で「原子炉出口冷却材温度高」の代替原子炉トリップ信号の設定値である 464°C に到達するが、ここでは、代替原子炉トリップ信号の発信にも失敗すると仮定する。

この場合、引き続き、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され、原子炉出力は更に低下し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇よりも原子炉出力の低下の寄与が大きくなることにより、燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は低下する。その後、原子炉出力と原子炉容器入口冷却材温度が平衡状態となり、炉心温度及び原子炉容器出入口冷却材温度は安定に推移する。

原子炉出力及び燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約 550°C にとどまり、評価項目となるパラメータの値を下回り、その後長時間にわたって安定な炉心冷却状態が維持される。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、それぞれ約 510°C 及び約 490°C にとどまり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、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において、炉

心損傷防止措置である代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理特性により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

なお、評価項目との比較により本評価シーケンスの収束は、合理的に判断できるものの、その状態は比較的高温での安定静定状態である。この間に、運転員が手動による制御棒挿入操作を行うことにより、低温の安定静定状態に導くことができる。また、運転員による手動操作によっても、何らかの原因により制御棒が挿入されない場合は、自主対策設備を用いて、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させることにより、制御棒を炉心に挿入し原子炉を低温の安定静定状態へ移行させるように努める。

(7) 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、計算コードの不確かさの影響は小さく、ここでは、解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本評価事故シーケンスの評価においては、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「炉心支持板温度係数」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した。

- 1) 炉心支持板温度係数：炉心構成等による変動の幅±20%を考慮し、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 2.5.8.3 図に示す。

被覆管最高温度及び冷却材最高温度が出現するまで、炉心支持板の熱膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「(6) 措置の有効性評価」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度は約 10℃高くなり約 560℃、冷却材最高温度は、ほとんど変わらず約 550℃であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。原子炉出力の最大値及び燃料最高温度は、「(6) 措置の有効性評価」の解析と変わらず、評価項目となるパラメータの値を下回る。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は両温度ともに約 10℃高く、それぞれ約 520℃及び約 500℃であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

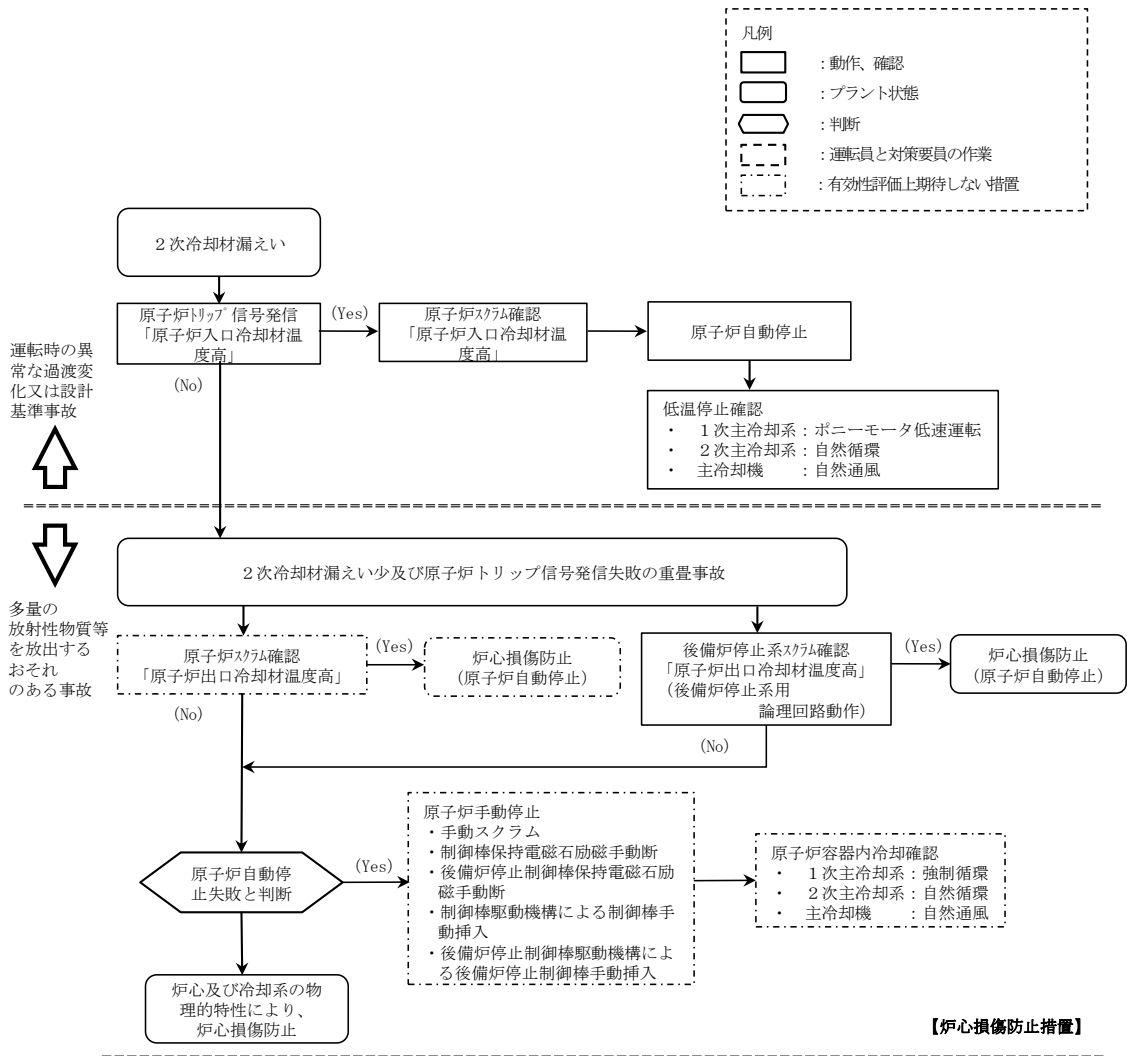
以上より、条件の不確かさを考慮したとしても、炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第 2.5.8.1 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

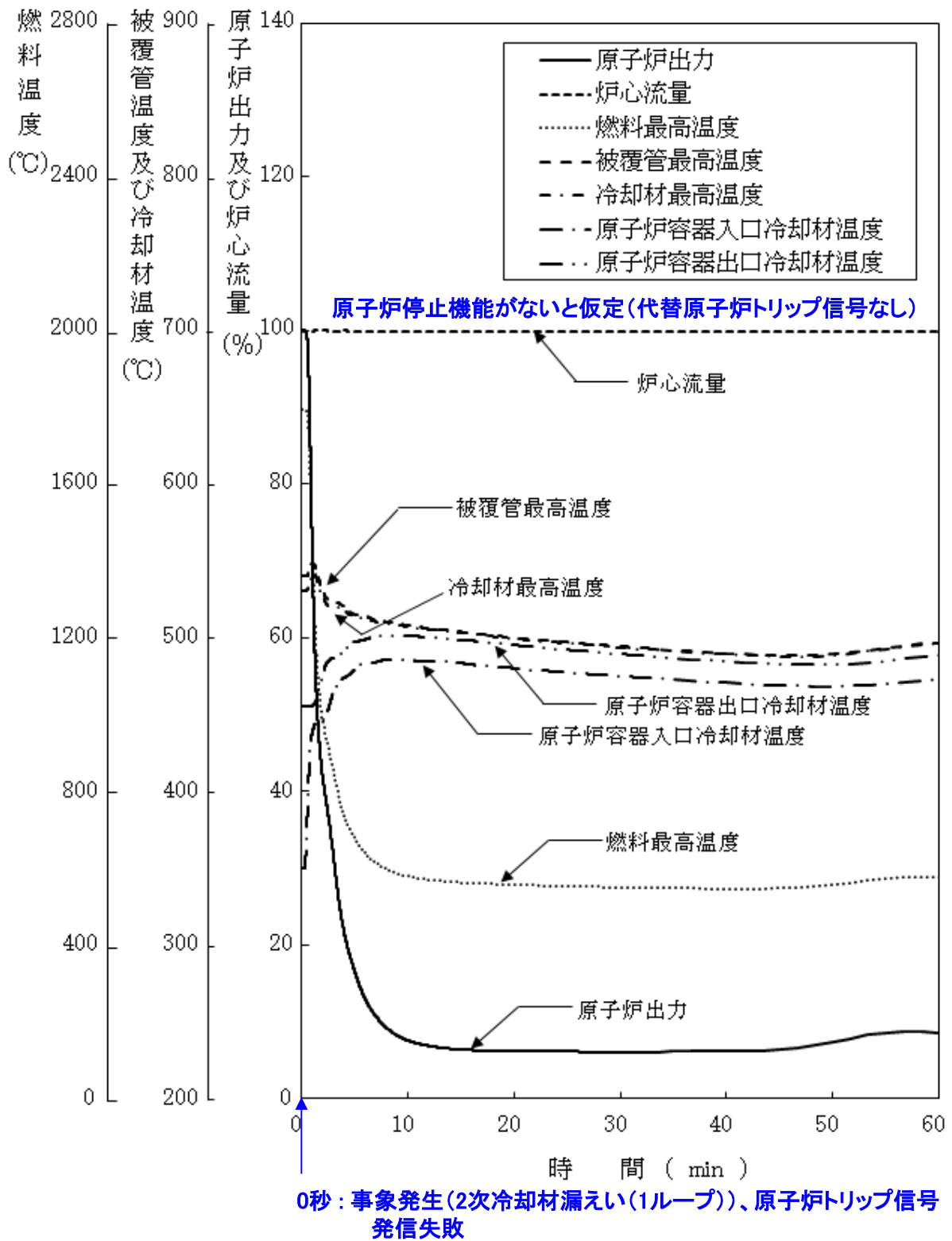
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム（自動停止）、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認する。	—	—	—
原子炉容器内冷却確認	・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉出力低下の確認	・ 関連する核計装により原子炉出力が低下することを確認する。	—	—	① 関連する核計装
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動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 関連する核計装

第 2.5.8.2 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

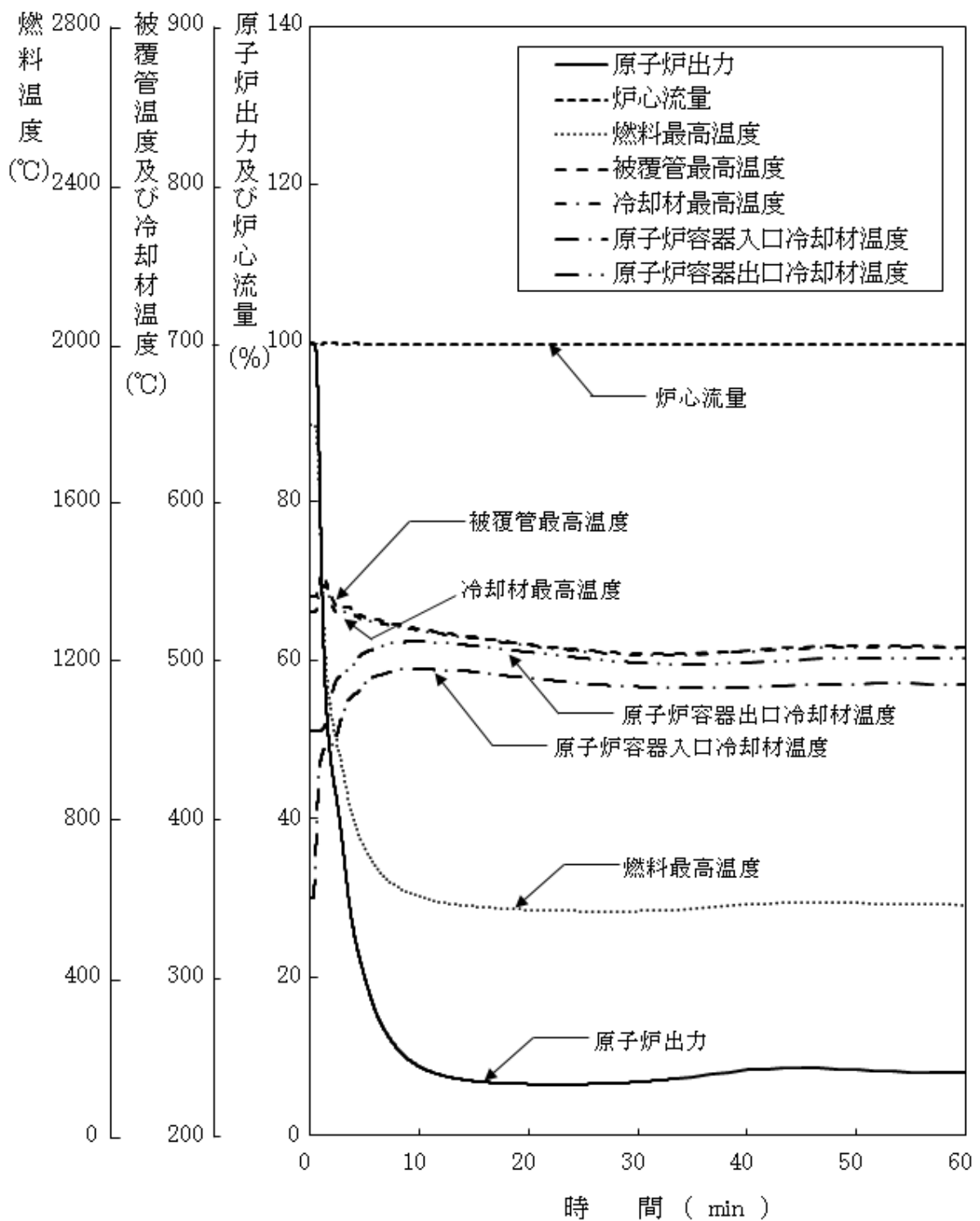
必要な要員と作業項目			経過時間（分）												備考		
手順の項目	要員（名） （作業に必要な要員数）	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	60	120		180	240
	当直長	・ 運転操作指揮	▽異常事象発生（2次冷却材漏えい） ▽事故発生の判断（「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗） ▽原子炉自動停止失敗と判断														
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉自動停止失敗と判断	■														・ 原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	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。
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・ 2次冷却材ドレン、消火等															・ 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を行う。
自主対策	現場対応班員	5 ・ 制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入															・ 原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。



第 2.5.8.1 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要



第 2.5.8.2 図 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
(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機能がないと仮定)



第 2.5.8.3 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
 (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機能がないと仮定
 (不確かさの影響評価))

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

（1）事故の原因及び説明

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内の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、リークジャケット又は配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管（外側）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、安全容器内の配管（内側及び外側）とする。

（2）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（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故では、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、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して、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等を冷却する措置を講じ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、炉心が熔融する過程で、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、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）の過圧を防止するため、1次アルゴンガス系に安全板を設置し、原子炉冷却材バウンダリの過圧を防止する措置を講じる。また、断熱材及びヒートシンク材により、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。

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ける格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第2.5.9.1図に示す。

（3）格納容器破損防止措置

（i）格納容器破損防止措置

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、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等を冷却するため、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. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出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。
- 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。

(ii) 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（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ける格納容器破損防止措置に使用する設備等を第2.5.9.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

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ける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2.5.9.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

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、「2.4.6 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)の評価項目を炉外事象過程の解析により評価する。(5)については、本評価事故シーケンスの事象進展では、原子炉冷却材温度及び圧力が通常運転時よりも低い状態で、

1次主冷却系の循環に必要な液位を下回る。また、補助冷却設備の機能を喪失した場合には1次補助冷却系の弁を閉止するため、1次冷却材を介して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）を過温・過圧することはなく、当該バウンダリの破損防止措置の有効性を評価する必要はない。また、(6)については、本評価事故シーケンスの事象進展では、炉心が露出するまでに格納容器（床下）に流出する原子炉冷却材ナトリウムの量が、「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」よりはるかに少ないため、有効性評価は、「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

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計算する。本評価事故シーケンスにおける炉内事象過程の解析では、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

1次冷却材の漏えいにより、1次主冷却系の循環に必要な液位を喪失し、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更に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求める。

- 1) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとする。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは42mm²とする。
- 3) 冷却材の漏えいにより、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ものとする。
- 4) 安全容器内に漏えいしたナトリウムは安全容器にて保持され、それにより補助冷却設備の運転に必要な液位は確保されるものの、何らかの理由により補助冷却設備による崩壊熱の除去が機能しないものとする。
- 5) 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。
- 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) 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ものとする。
- 8) 炉心崩壊熱による原子炉容器内のナトリウムの昇温、蒸発挙動より蒸発による液位低下を求める。なお、沸点に達する前の蒸発や蒸発に伴う液体ナトリウムの冷却も考慮する。原子炉カバーガス等のバウンダリ内の圧力が1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧（9.8kPa）を超過すると、安全板が開放され、蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気格納容器（床下）に流出するものとする。

b) 解析結果

計算結果を第2.5.9.2図及び第2.5.9.3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、その後の崩壊熱除去機能の喪失により原子炉冷却材温度は緩やかに上昇する。温度上昇により蒸発したナトリウムは1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧(9.8kPa)を超過すると、安全板から流出する。それとともに、漏えい口からのナトリウムの漏えいが継続するため、液位が低下する。

評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである原子炉冷却材温度及び圧力は通常運転時より低い状態のまま推移し、事象発生約4時間後に1次主冷却系の循環に必要な液位を下回り、1次主冷却系の循環が停止する。事象発生約18時間後に、原子炉容器内と安全容器内の液位が平衡し、1次冷却材の漏えいが停止する。その後、原子炉冷却材の最高温度は事象発生約3日後に約800℃まで上昇し、原子炉冷却材の蒸発により約5日後に炉心頂部まで液位が低下するが、蒸発による液位の低下は緩やかであり、炉心の損傷が急速に進展することはない。

以上のように、炉内事象過程においては、炉心の損傷が緩やかに拡大し、損傷炉心物質が原子炉容器下部を熱的、機械的に損傷させ、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、炉外事象過程に移行する。

ii) 炉外事象過程の解析

a) 解析条件

計算コードFLUENT等により解析する。FLUENTによる解析体系を第2.5.9.4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を以下に示す。

- 1) 原子炉容器底部に移行した放射性物質等はナトリウム中で冷却されるため、表面温度はナトリウムの沸点を超えることはなく、原子炉容器を溶融貫通することはない。しかしながら、原子炉容器底部が長期間高温に維持され、クリープ破損が生じる可能性があるため、原子炉容器底部の破損を想定する。
- 2) 原子炉容器底部が破損した結果、ナトリウムが安全容器内に流出するとともに損傷炉心物質の全量が円筒形のインゴット状で原子炉容器外の安全容器内に移行したものとし、これを解析の初期状態とする。
- 3) 崩壊熱は、炉心が損傷する過程において、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続することを考慮して希ガス及び揮発性FPを除くものとする。
- 4) 安全容器内での冷却に関する崩壊熱を保守的に設定するため、原子炉容器内液位の低下により、炉心頂部が露出した時点の崩壊熱(240kW)を有した放射性物質等が安全容器内に移行するものとする。
- 5) コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス(40℃で20,500m³/h)を流入させ、4)の崩壊熱に対して定常解析を行う。その後、崩壊熱の減衰に従って過渡解析を行う。
- 6) 安全容器内での損傷炉心物質上方のナトリウムによる伝熱効果を保守的に考慮するため、原子炉容器内液位は、炉心頂部位置におけるナトリウムインベントリの約1/3が損傷炉心物質上部に残存すると想定した液位として、グラウンドレベル(以下「GL」という。) -12,460mmで維持されているものとする。また、

安全容器内のナトリウム液位は GL-8, 900mm とする。

- 7) コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却の解析で求めた温度条件及び放射性物質等による荷重条件に基づき、安全容器の構造健全性を評価する。

b) 解析結果

解析結果を第 2.5.9.5 図から第 2.5.9.8 図に示す。

安全容器を冷却する窒素ガスは、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の下方の安全容器下部から、安全容器底板に向けて吹き出した後、構造物表面に衝突し、径方向に流れを変えて広がりながら安全容器底板を冷却する（安全容器底板の下には炭素鋼遮へい板があり、窒素ガスは炭素鋼遮へい板下面に接し、炭素鋼遮へい板を介して安全容器底部を冷却する。）。第 2.5.9.5 図に示した安全容器底板の径方向温度分布においては、発熱源である損傷炉心物質の直下となる安全容器中心（第 2.5.9.5 図の横軸が 0 の位置）から離れるに従い温度は低下する。炭素鋼遮へい板下面に沿って径方向に流れた窒素ガスは鉛直上向きに流れ方向を変え、コンクリート遮へい体とその内側の炭素鋼遮へい体間の隙間に流入する。炭素鋼遮へい体側面に開けられた開口部から、安全容器に向けて窒素ガスが水平方向に流出し、安全容器側面を冷却する。安全容器を冷却した窒素ガスは上向きの流れとなって安全容器の上部から流出する。第 2.5.9.6 図に示す安全容器側面の温度は、発熱源である損傷炉心物質の上方、安全容器下面（第 2.5.9.6 図の縦軸が 0 の位置）から約 1.5m 近傍で最も高くなり、それより下方は低下する。

崩壊熱が最も高い時刻 0 秒での定常解析において各部は最高温度を示し、その後、崩壊熱の減衰に従って低下する。安全容器の最高温度は約 330℃であり、設計温度（450℃）を超えることはない。損傷炉心物質及びそれを保持する遮へいグラファイト領域の最高温度はそれぞれ約 860℃及び約 530℃である。また、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約 350℃であり沸騰することはない。なお、損傷炉心物質及びそれを保持する遮へいグラファイトの共存性に問題はなく、遮へいグラファイトによる損傷炉心物質の保持機能は維持される。

以上のように、炉外事象過程の事象推移を計算した結果、コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却により、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の崩壊熱は安定的に除去され、安全容器の温度が設計温度を超えることはない。また、安全容器の自重、ナトリウム重量及び損傷炉心物質の重量並びに内圧により安全容器の胴部及び底板部に発生する応力（1 次応力）は当該部の許容応力を十分に下回ることから、安全容器の健全性は確保されると判断できる。

以上より、安全容器内に流出したナトリウムや損傷炉心物質は安定に保持・冷却されるとともに、安全容器に係る評価項目を満足することから、安全容器の健全性は確保され、格納容器の破損は防止できる。

以上より、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。

(7) 不確かさの影響評価

i) 炉内事象過程の不確かさの影響評価

炉内事象過程では、炉心頂部まで液位が低下する時間を求め、後続の炉外事象過程移行時の発熱条件を求めている。炉外事象過程移行時の発熱条件は、炉心頂部まで液位が低下した時点で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するものとして、炉外事象の解析結果を厳しくするよう保守的に条件設定を行っており、炉内事象過程における崩壊熱等の不確かさの影響を包絡した条件設定としている。このため、炉内事象過程に対する不確かさの影響評価は不要である。

ii) 炉外事象過程の不確かさの影響評価

安全容器の構造健全性を評価する上で重要な指標である構造温度に対し、影響が大きいパラメータとしては、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の発熱条件が挙げられる。

発熱条件については、炉心頂部まで液位が低下した時点で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するものとして、炉外事象の解析結果を厳しくするよう保守的に条件設定を行っており、炉心頂部まで液位が低下する約5日後の崩壊熱(240kW)を設定している。しかしながら、損傷炉心物質の冷却性を評価する上で発熱条件の影響は大きいため、崩壊熱のみの不確かさに加えて、炉内事象推移の不確かさも考慮し、発熱条件を崩壊熱(240kW)から25%増加させて300kWとする条件で解析を実施する。

解析結果を第2.5.9.9図及び第2.5.9.10図に示す。

温度分布形状は概ね相似のまま温度レベルが上昇する。なお、安全容器の最高温度は約400℃であり、設計温度(450℃)を超えず、また、損傷炉心物質の最高温度は約1,090℃、損傷炉心物質を保持する遮へいグラフィットの最高温度は約680℃である。さらに、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約430℃であり沸騰することはない。

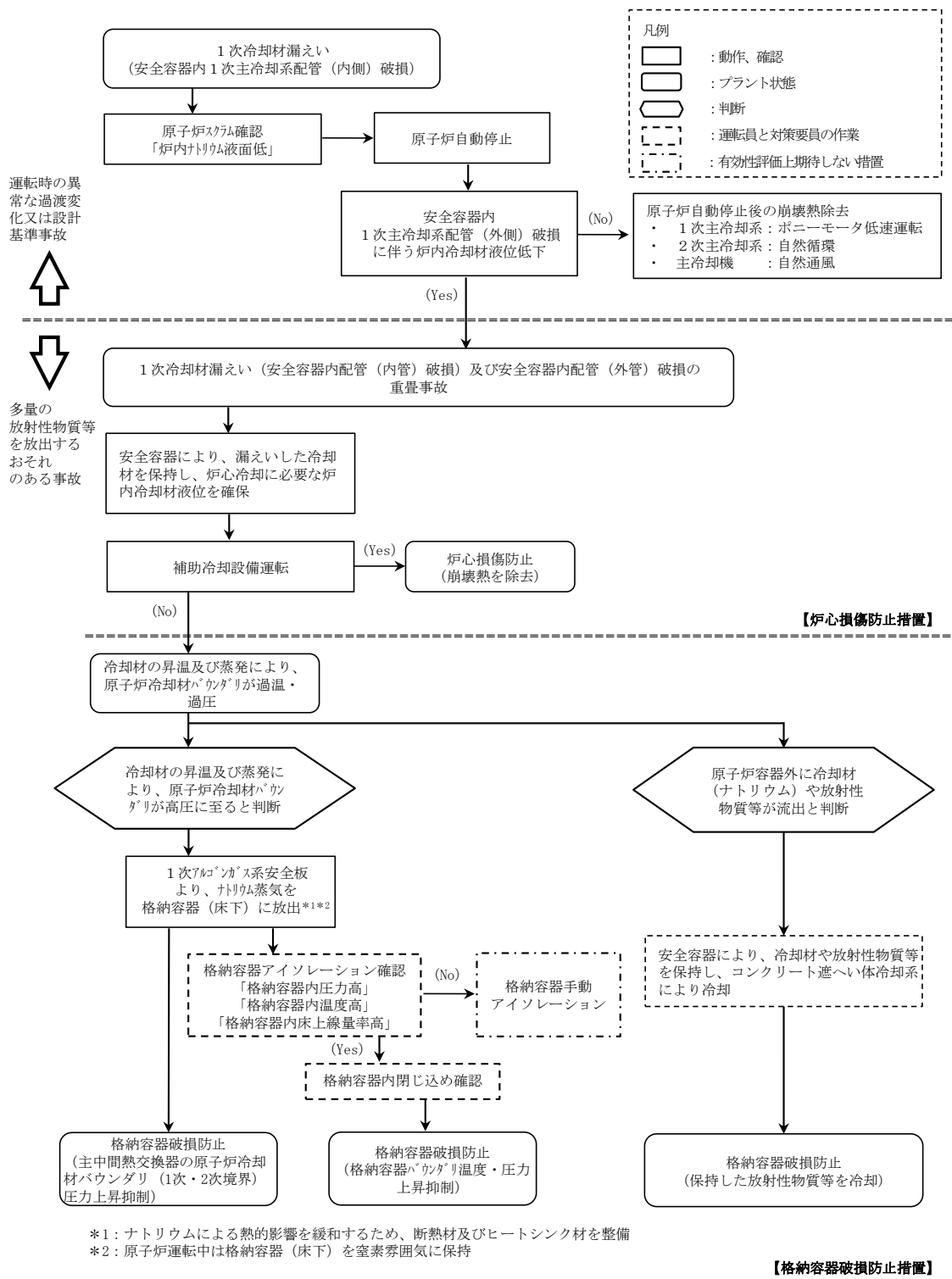
以上より、不確かさの影響を考慮しても安全容器に係る評価項目への影響は小さく、評価項目を満足することから、安全容器の健全性が確保される。

第 2.5.9.1 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

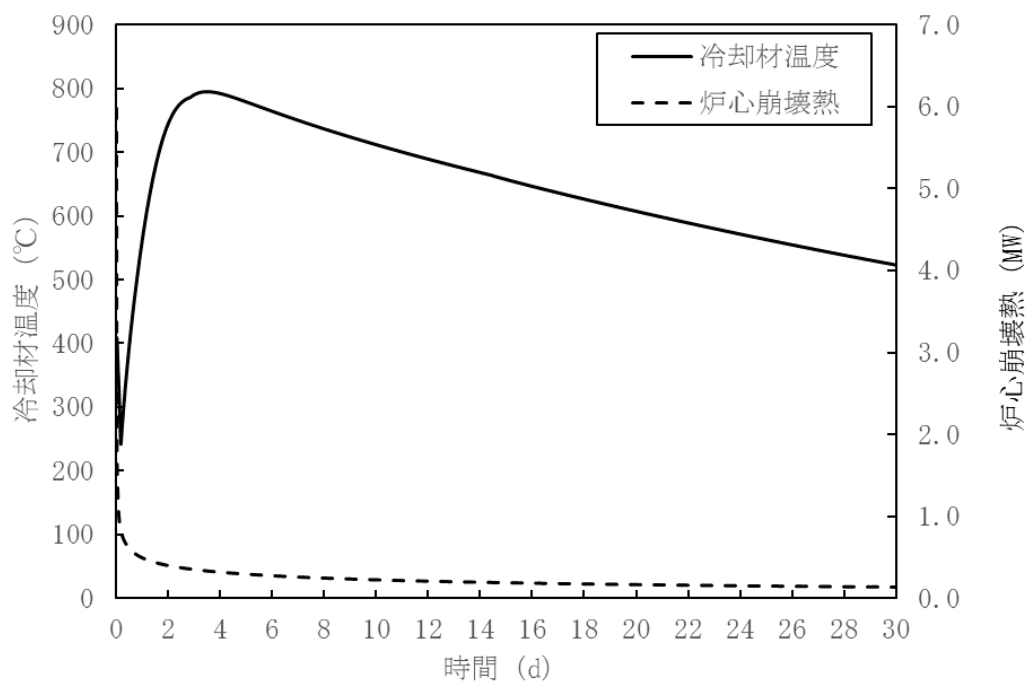
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材 バウンダリが高圧 に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温及び蒸発 が生じた場合、原子炉冷却材バ ウンダリが高圧に至ると判断 する。	—	—	①関連するプロセス計装
1次アルゴンガス系 安全板より、 ナトリウム蒸気を 格納容器（床下） に放出	・1次アルゴンガス系安全板よ り、ナトリウム蒸気が格納容器 （床下）に流出することを確認 する。	①断熱材及び ヒートシンク材	—	①関連するプロセス計装
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容 器内温度高」、「格納容器内床上 線量率高」により、原子炉保護 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関連するプロセス計装
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、原子炉容器外に冷 却材や損傷炉心物質が流出し たと判断する。	—	—	①関連するプロセス計装
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関連するプロセス計装

第 2.5.9.2 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

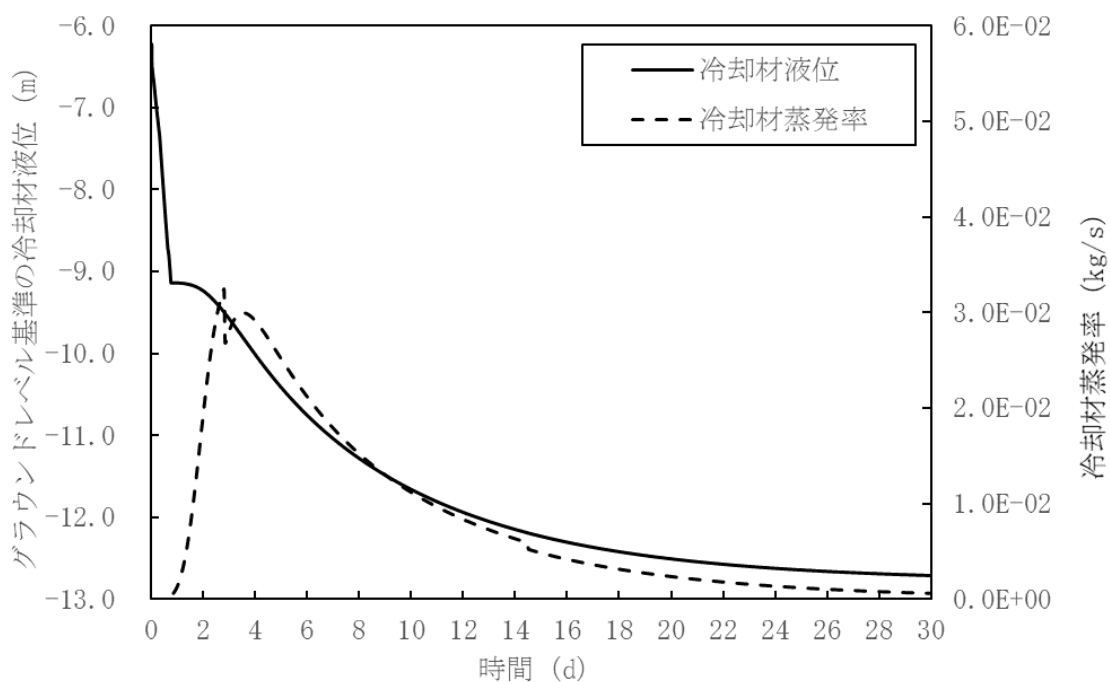
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	5時間	1日	5日	10日	30日	40日		
			▼異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▼事故発生の判断(安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▼冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ると判断 ▼原子炉容器外に損傷炉心物質が流出と判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar]												
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ることの判断													・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圧に至ると判断する。
格納容器破損防止措置	運転員D	1 ・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。
	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。
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、原子炉容器外に損傷炉心物質が流出したと判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、E	2 ・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を冷却する。



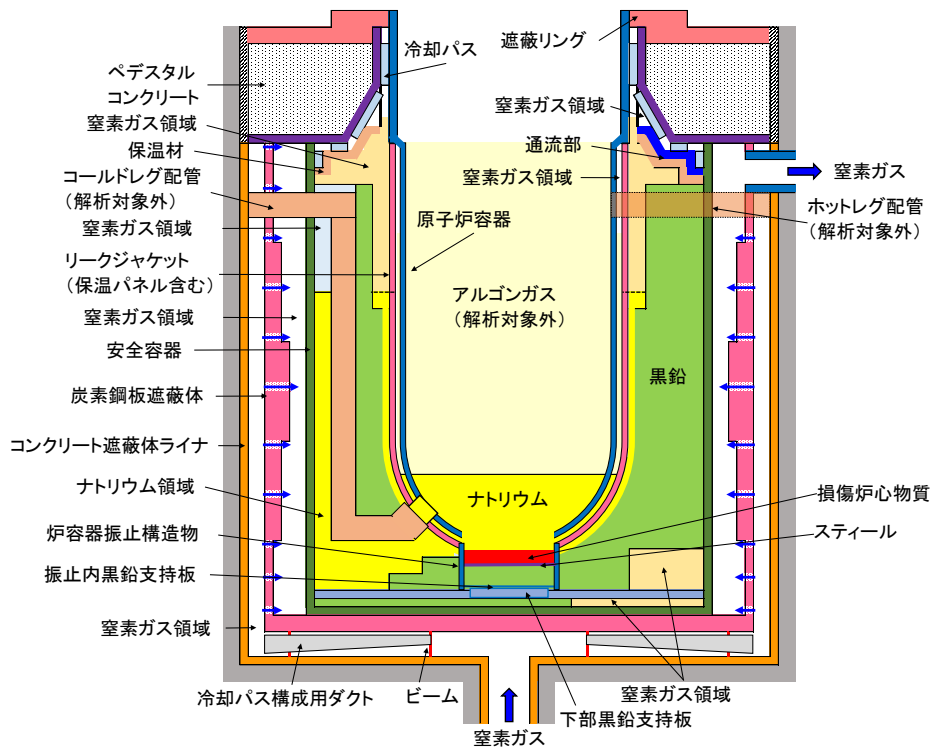
第 2.5.9.1 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要



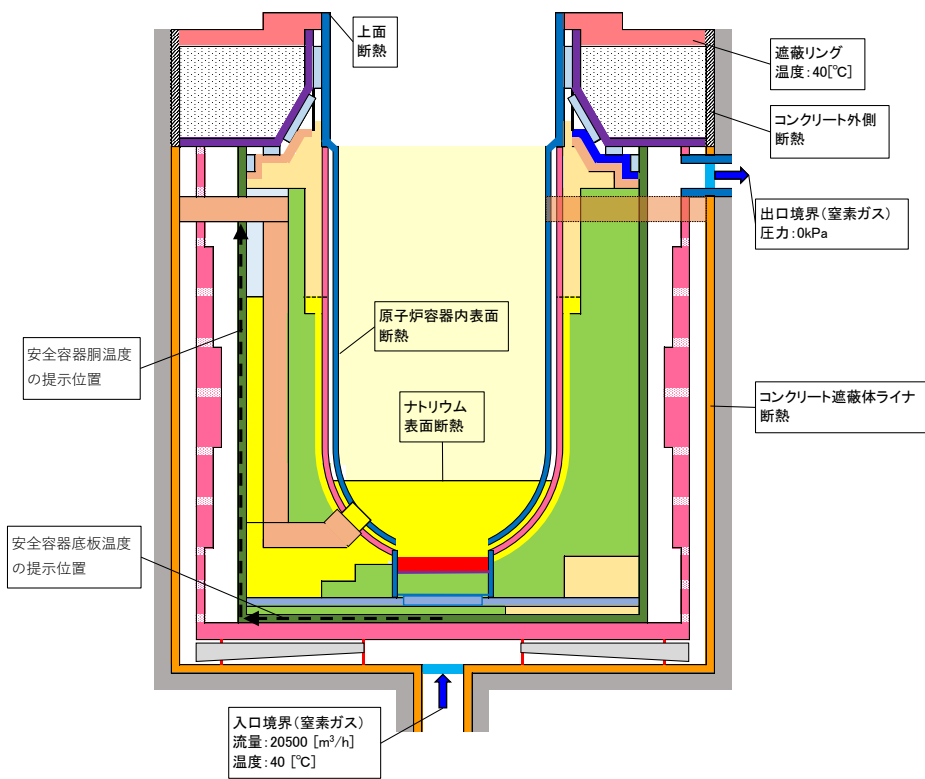
第 2.5.9.2 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



第 2.5.9.3 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）

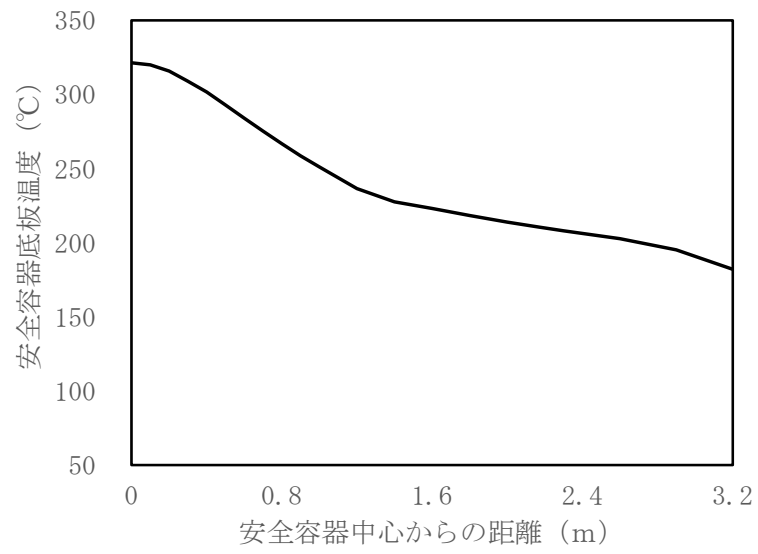


(解析体系)

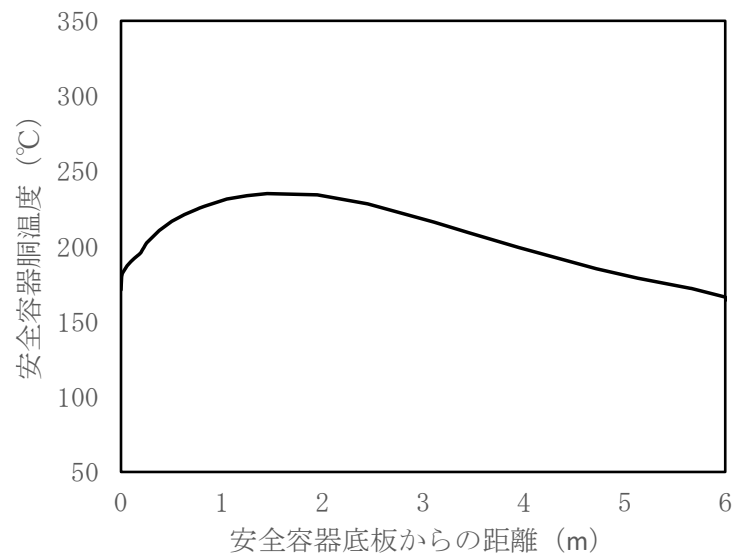


(境界条件等)

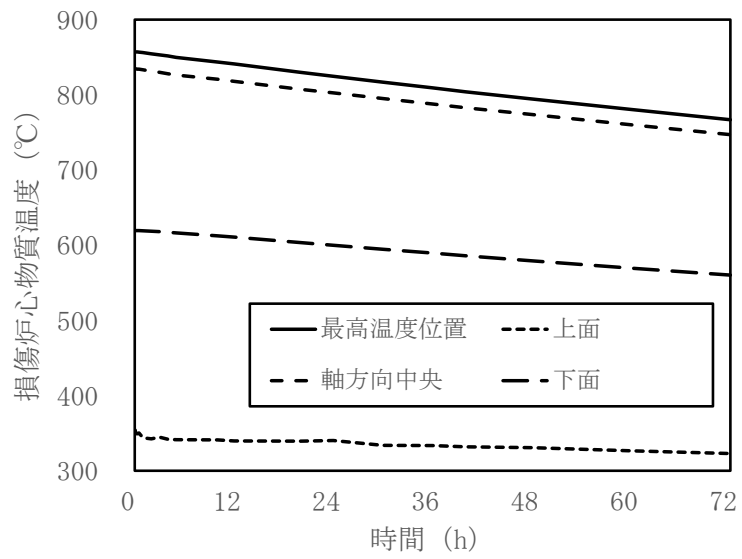
第 2.5.9.4 図 FLUENTにおける解析体系等



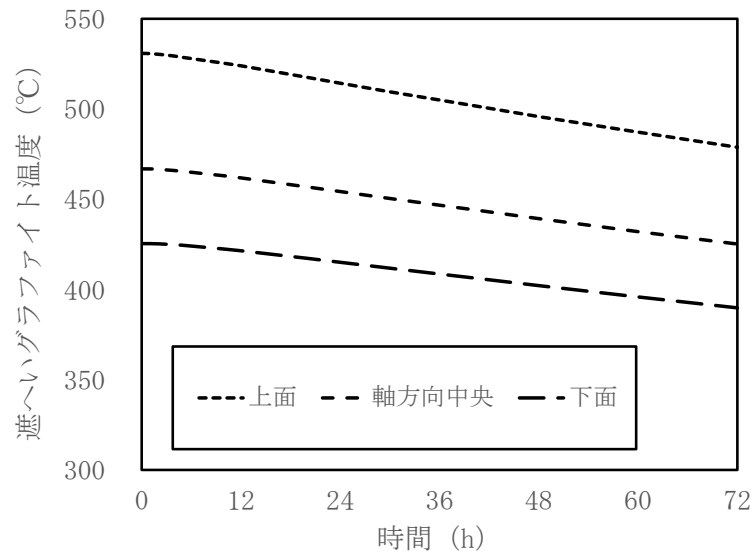
第 2.5.9.5 図 安全容器底板の径方向温度分布



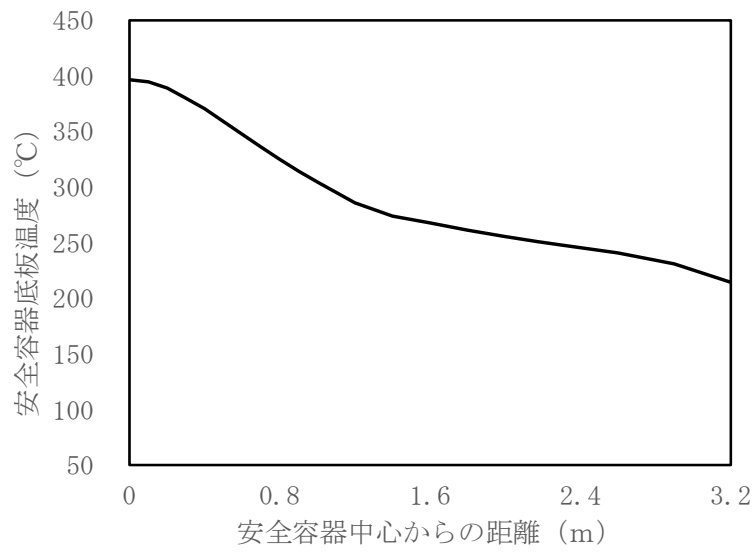
第 2.5.9.6 図 安全容器胴の軸方向温度分布



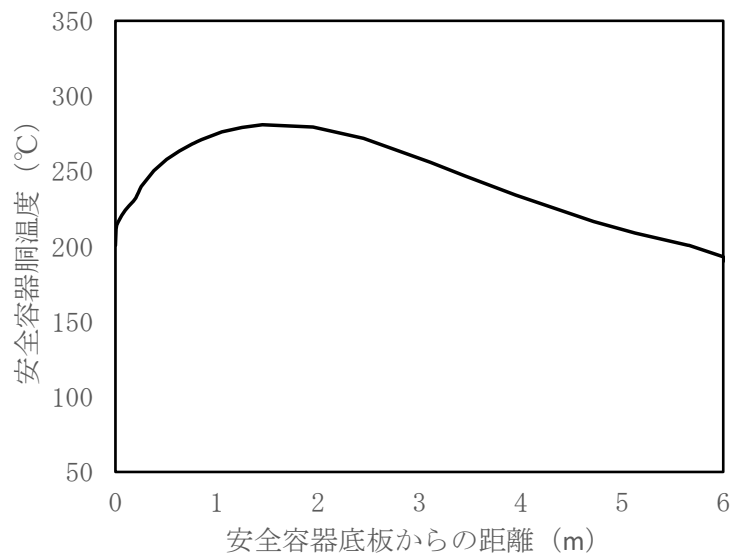
第 2.5.9.7 図 損傷炉心物質温度の時間変化



第 2.5.9.8 図 損傷炉心物質下部の遮へいグラファイト温度の時間変化



第 2.5.9.9 図 安全容器底板の径方向温度分布（不確かさの影響評価）



第 2.5.9.10 図 安全容器胴の軸方向温度分布

2.5.10 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、リークジャケット又は配管（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、リークジャケット又は配管（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）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。したがって、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、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、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、主冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えいを抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、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、原子炉容器の外側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、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する。

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格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第2.5.10.1図に示す。

（3）格納容器破損防止措置

（i）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. 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炉心冷却に必要なレベル以上に保持する。
- b. 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。
- c. 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。
- d. 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。
- e. 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。

(ii) 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格納容器破損防止措置に使用する設備等を第2.5.10.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(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2.5.10.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

本評価事故シーケンスにおいては、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、原子炉容器の外側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、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する。ま

た、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。このため、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、「2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す（1）及び（6）の具体的な評価項目の①を適用する。

i) コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の解析

a) 解析条件

計算コードSUPER COPD及びFLUENT等により解析する。FLUENTにおける解析体系を第2.5.10.2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、1次主冷却系の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは92mm²とする。
- 3) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 4) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はNsL-100mm、応答時間は0.4秒とする。
- 5) 補助冷却設備の機能喪失を想定する。
- 6) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。

b) 解析結果

解析結果を第2.5.10.3図及び第2.5.10.4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600℃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530℃である。燃料集合体内の温度分布を考慮すると、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、熱設計基準値を超えない。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、格納容器の破損につながるおそれはない。

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2.5.10.5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、1次主冷却系の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは92mm²とする。ナトリウムは、漏えい口より事象進展を考慮した冷却材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) プールの拡がり面積は、床面の構造を考慮した上で最大となる 170m²とする。
- 5) 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。
- 6) 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2.5.10.6図及び第2.5.10.7図に示す。

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

また、格納容器（床下）の最高圧力は約0.064kg/cm²[gage]（約6.3kPa[gage]）、ナトリウムプール下面の床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、それぞれ約160℃及び約96℃であり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

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。

(7) 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

不確かさの影響評価について、「(6) 措置の有効性評価 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

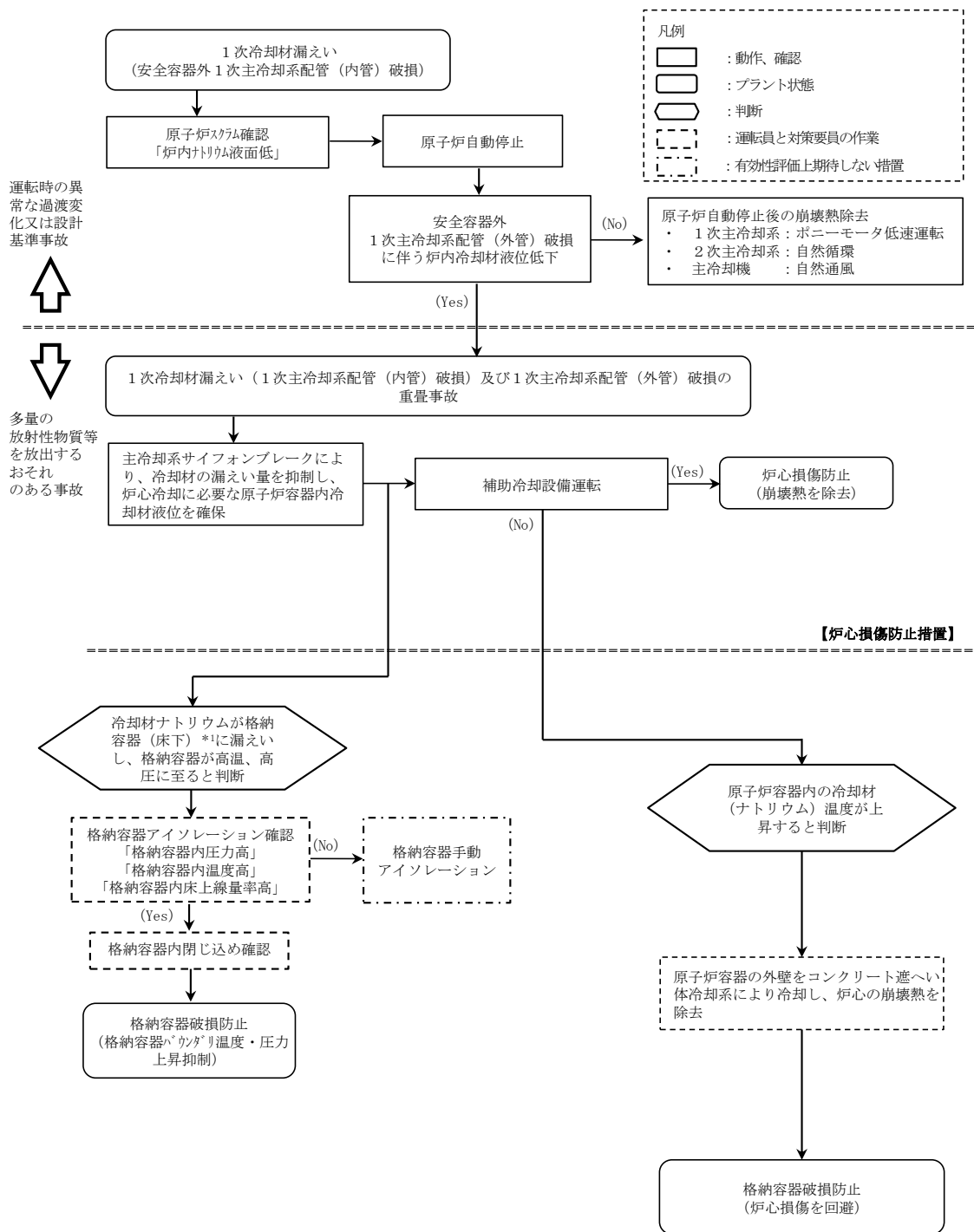
不確かさの影響評価について、評価項目に対して影響のあるプールの拡がり面積は、「(6) 措置の有効性評価 ii) 格納容器応答過程の解析」において、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるようなプール拡がり面積を設定している。このため、格納容器応答過程に係る不確かさの影響評価は不要である。

第 2.5.10.1 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関連するプロセス計装
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	—	①関連するプロセス計装
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関連するプロセス計装
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関連するプロセス計装

第 2. 5. 10. 2 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

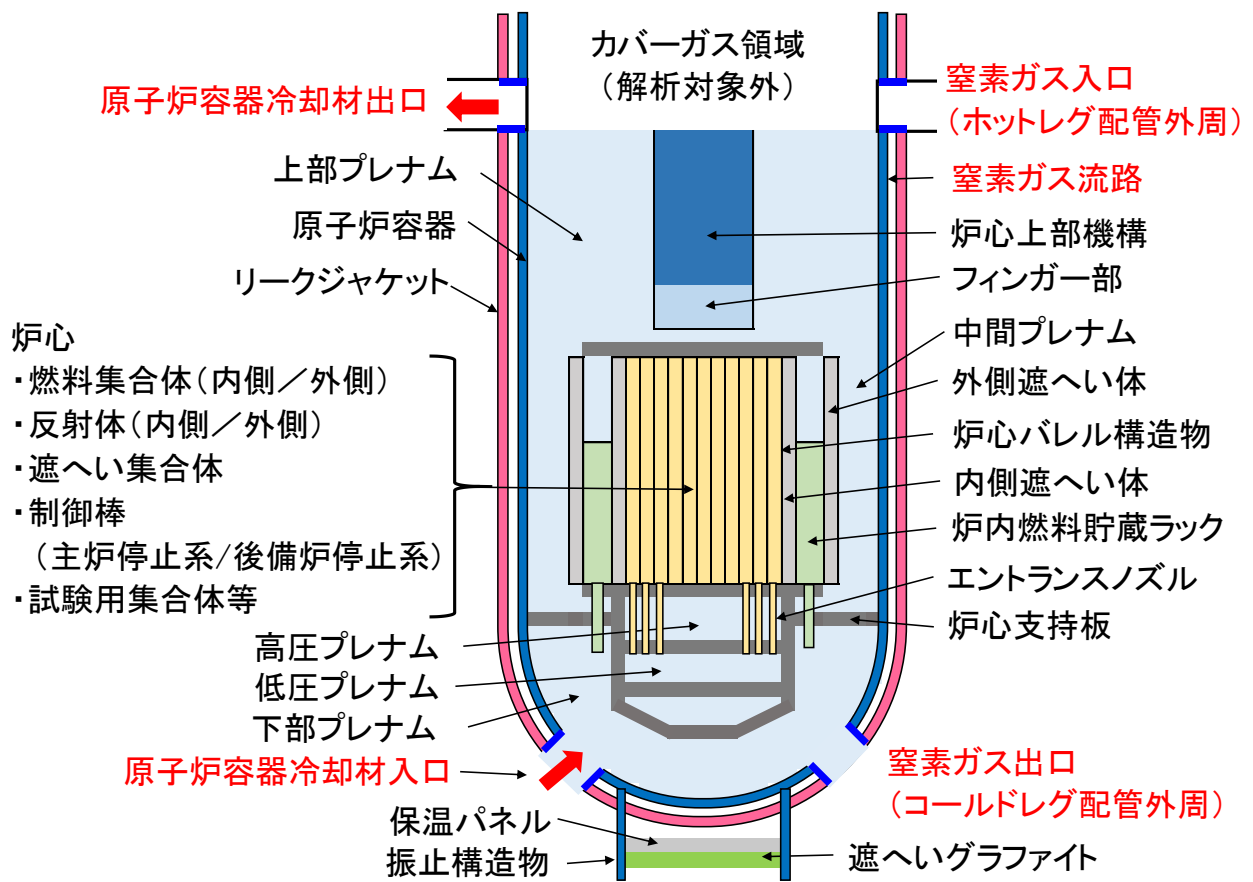
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日						
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断(安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内冷却材液位の低下により、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded bar]																
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Shaded bar]																
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	[Shaded bar]																
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・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	[Shaded bar]																
状況判断	運転員A、E	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	[Shaded bar]																
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	[Shaded bar]																



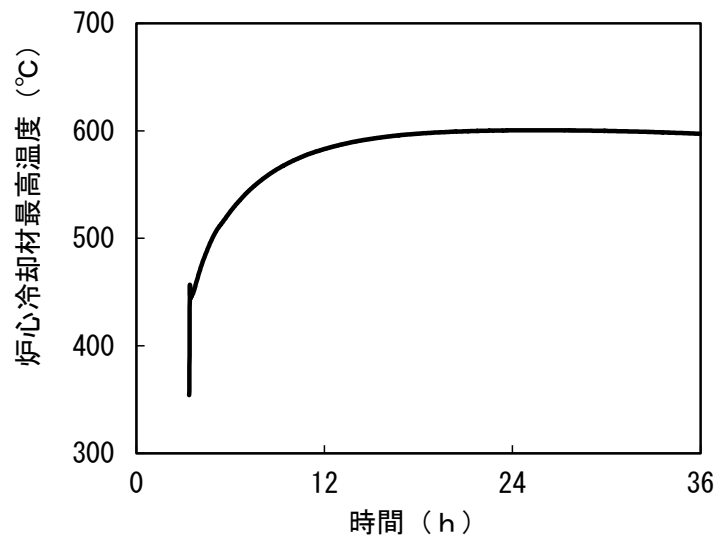
*1: 原子炉運転中は格納容器 (床下) を窒素雰囲気中に保持

【格納容器破損防止措置】

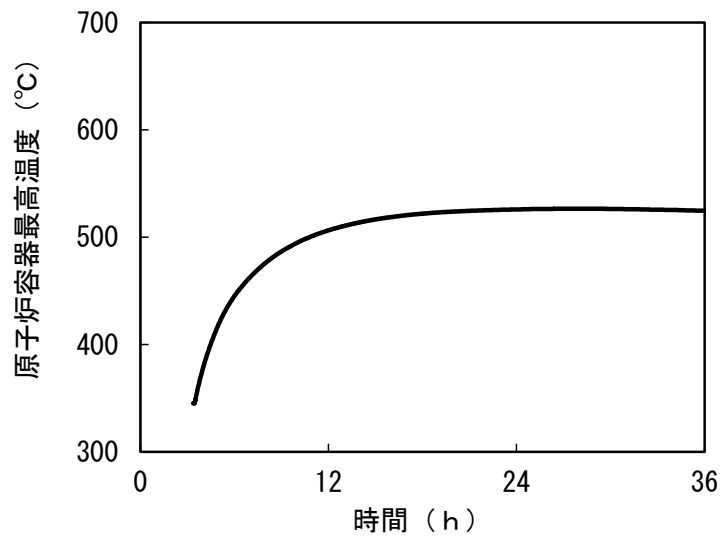
第 2.5.10.1 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要



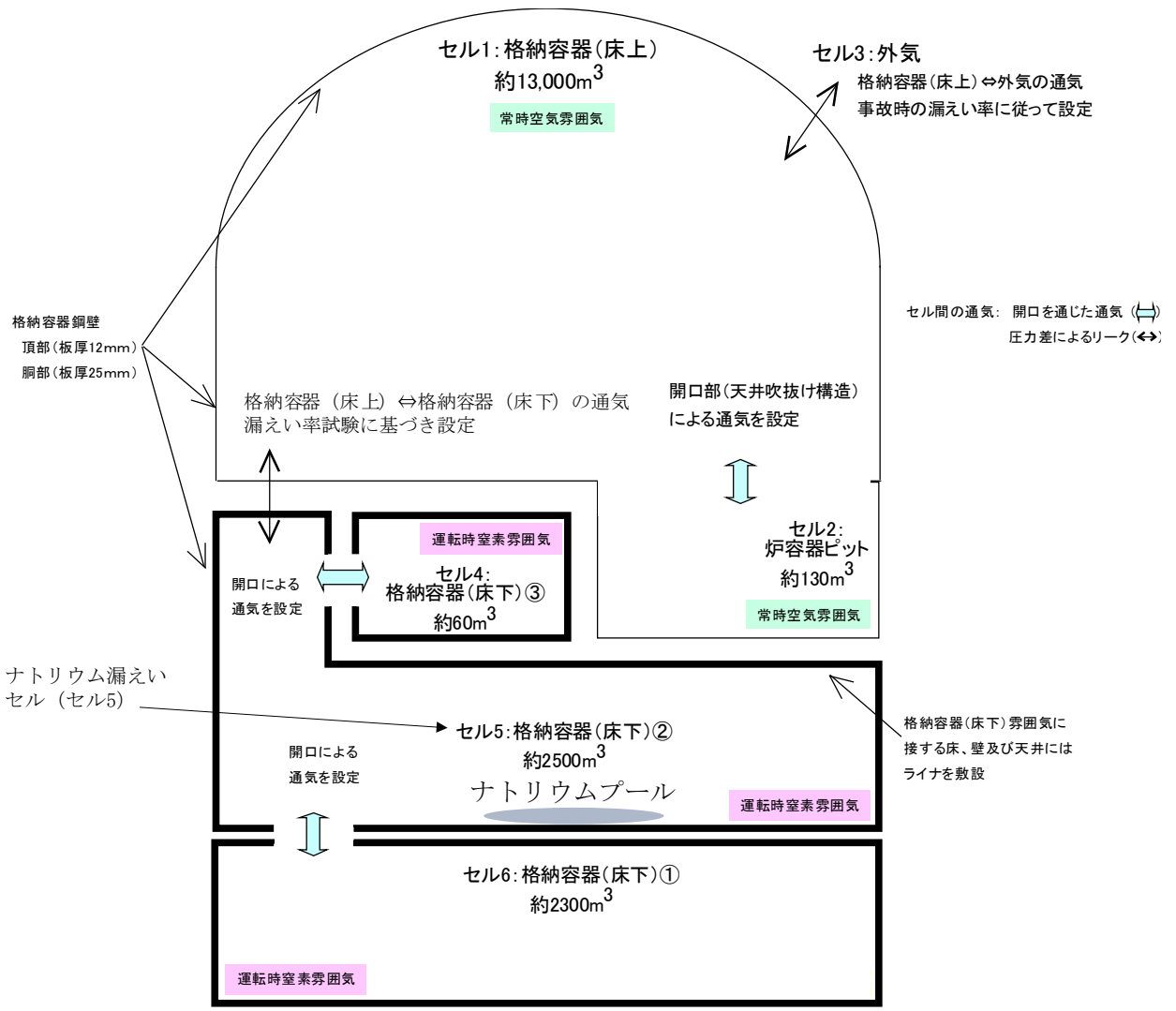
第 2.5.10.2 図 FLUENTにおける解析体系



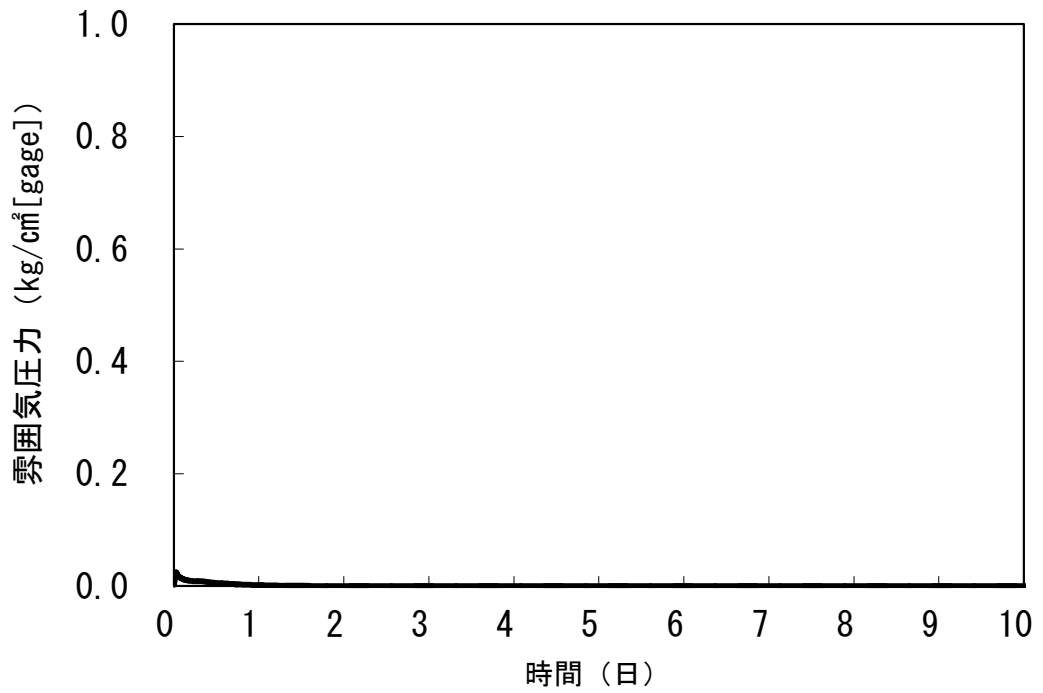
第 2. 5. 10. 3 図 冷却材最高温度の時間変化



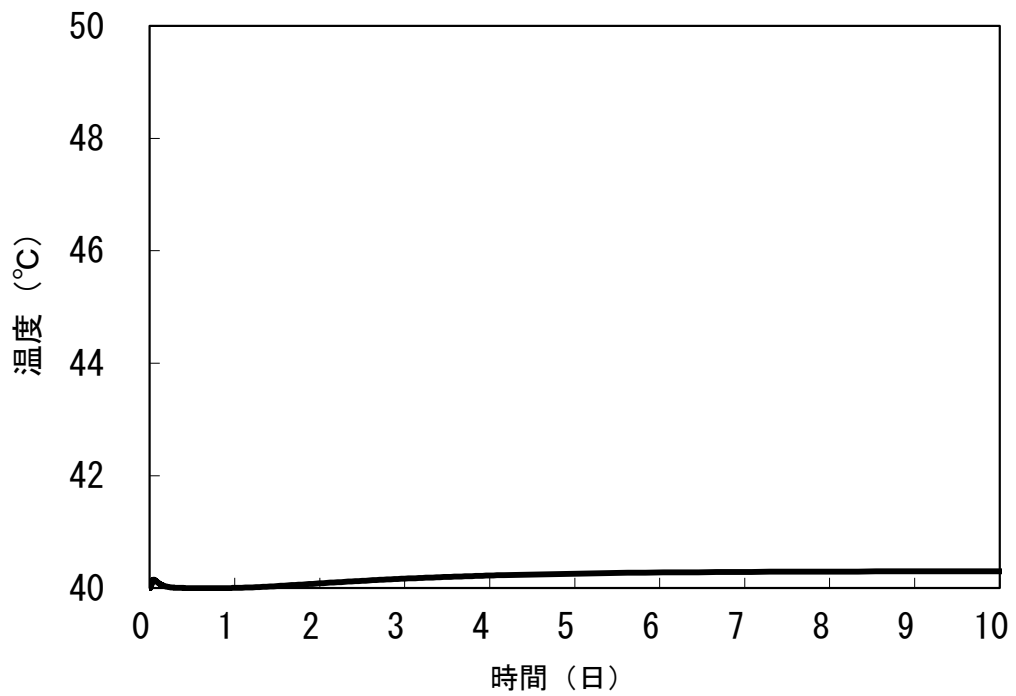
第 2. 5. 10. 4 図 原子炉容器最高温度の時間変化



第 2.5.10.5 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



第 2. 5. 10. 6 図 格納容器内圧力の推移



第 2. 5. 10. 7 図 格納容器鋼壁温度の推移

2.5.11 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

（1）事故の原因及び説明

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1次補助冷却系の配管（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、リークジャケット又は配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管（外側）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、1次補助冷却系の配管（内側及び外側）とする。

（2）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。したがって、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）破損の重畳事故では、1次補助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、主冷却系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次補助冷却系サイフォンブレイクは、多重化された補助冷却系サイフォンブレイク止弁が開となり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る。補助冷却系サイフォンブレイク止弁は、中央制御室又は現場での操作も可能であり、その信頼性は高い。なお、1次補助冷却系のサイフォンブレイクが機能しないことを仮定した場合でも、1次補助冷却系の出入口弁を閉めることにより炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保することが可能である。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高い。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「2.5.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示したとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。

さらに、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。なお、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）破損の重畳事故の事象進展では、格納容器（床下）に漏えいする冷却材の量が、「2.5.10 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」より少ない。このため、措置の有効性の評価は、「2.5.11 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」

において実施する。

上記の評価結果から、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。

2.5.12 外部電源喪失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

外部電源喪失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、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、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) 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。したがって、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高い。

また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「2.5.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示したとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。

上記の評価結果から、外部電源喪失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。

2.5.13 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) 格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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、「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）に係る説明書（その1：炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故の選定） 2.2 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、炉心が熔融する過程で、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、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）の過圧を防止するため、1次アルゴンガス系に安全板を設置し、原子炉冷却材バウンダリの過圧を防止する措置を講じる。また、断熱材及びヒートシンク材により、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格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第2.5.13.1図に示す。

(3) 格納容器破損防止措置

(i) 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. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出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クタンクにドレンすることを可能とする。
- 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。

(ii) 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格納容器破損防止措置に使用する設備等を第2.5.13.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(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2.5.13.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

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、「2.4.6 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)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、「2.5.10 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、「2.5.10 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、「2.5.10 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)の評価項目は、炉内事象過程の解析により評価する。(6)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解析する。

- 1) 「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)に係る説明書(その2: 炉心損傷防止措置)」に記載した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2.5.13.2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、日本機械学会発電力原子力設備規格 設計・建設規格 第I編 軽水炉規格(2016)のPVB-322

0 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 2.5.13.3 図及び第 2.5.13.4 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) 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°C 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 2.5.13.5 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) ナトリウムは、「(6) 措置の有効性評価 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。

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) 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。
- 6) 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。

b) 解析結果

解析結果を第 2.5.13.6 図及び第 2.5.13.7 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
0.032kg/cm²[gage]（約 3.2kPa[gage]）及び約 42℃であり、格納容器の設計圧力
1.35kg/cm²[gage]（約 0.13MPa[gage]）及び格納容器鋼壁の設計温度 150℃を超える
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 0.032kg/cm²[gage]（約 3.2kPa[gage]）、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℃であり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

Cs-137 の総放出量は約 4.2×10^{-3} TBq であり、100TBq を大きく下回る。

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。

(7) 不確かさの影響評価

i) 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 2.5.13.8 図及び第 2.5.13.9 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℃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、「(6) 措置の有効性評価 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。

ii) 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

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 2.5.13.10 図及び第 2.5.13.11 図に示す。

崩壊熱を増加させた解析の結果、「(6) 措置の有効性評価 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 0.047kg/cm^2 [gage] (約 4.7kPa [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 0.047kg/cm^2 [gage] (約 4.7kPa [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。Cs-137 の総放出量は約 $4.7 \times 10^3\text{TBq}$ であり 100TBq を大きく下回る。

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。

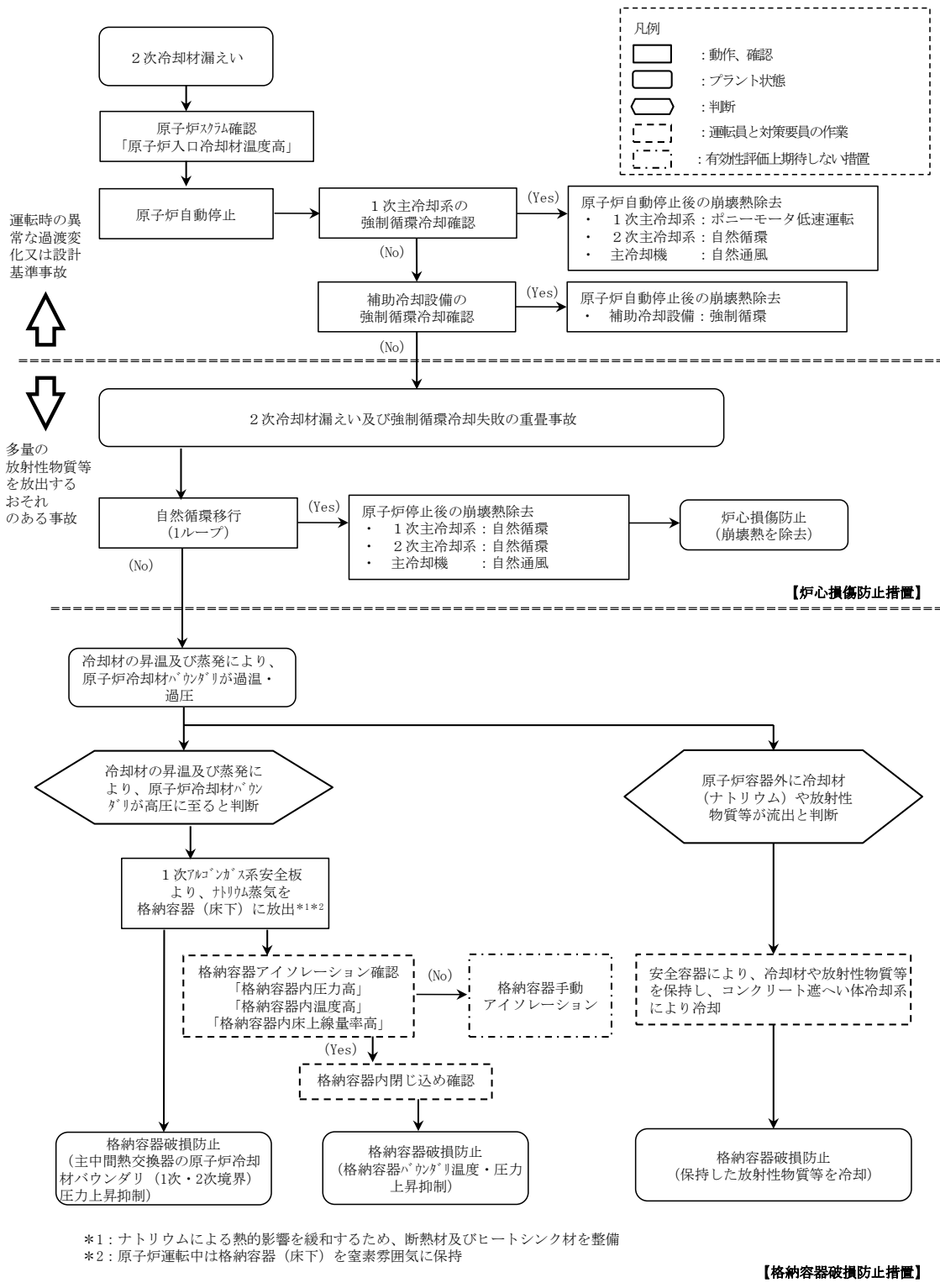
以上 i) 及び ii) より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第 2.5.13.1 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)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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。	—	—	① 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装
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 断熱材及びヒートシンク材	—	① 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装
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、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したと判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装

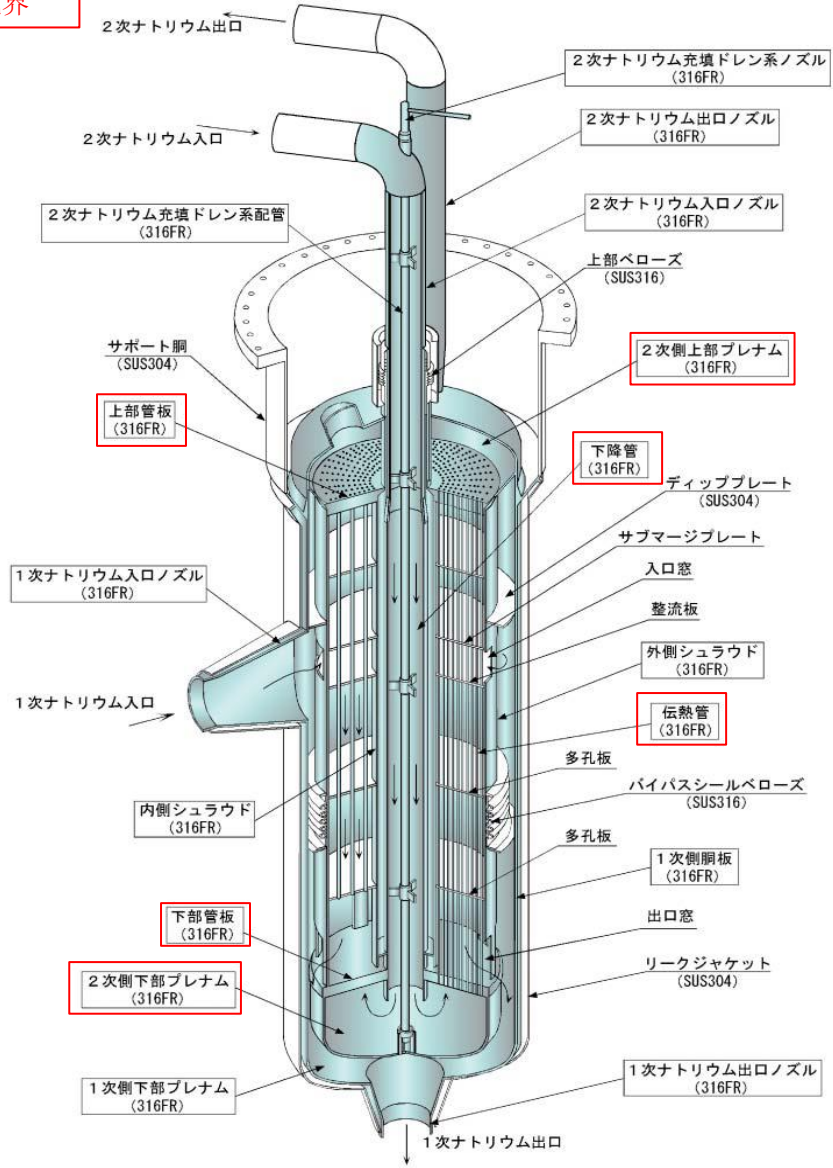
第2.5.13.2表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

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	3時間	10日	20日	30日	40日	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) △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 損傷炉心物質が流出と判断																								
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar]																								
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart bar]																								・「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。
	運転員A, B	2 ・事故発生の判断	[Gantt chart bar]																								・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。
炉心損傷防止措置	運転員B, C	2 ・自然循環移行(1ループ)	[Gantt chart bar]																								・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。
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	[Gantt chart bar]																								・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。
格納容器破損防止措置	運転員D	1 ・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	[Gantt chart bar]																								・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。
	運転員A, E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Gantt chart bar]																								・「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。
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が流出したことの判断	[Gantt chart bar]																								・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が流出したと判断する。
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	[Gantt chart bar]																								・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。

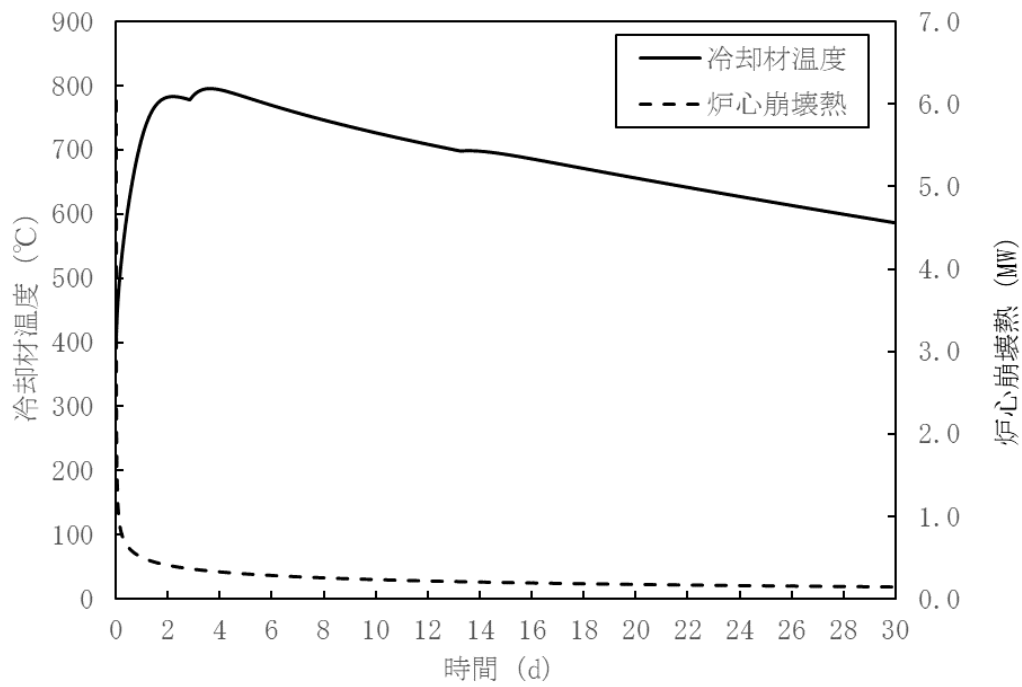


第 2.5.13.1 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要

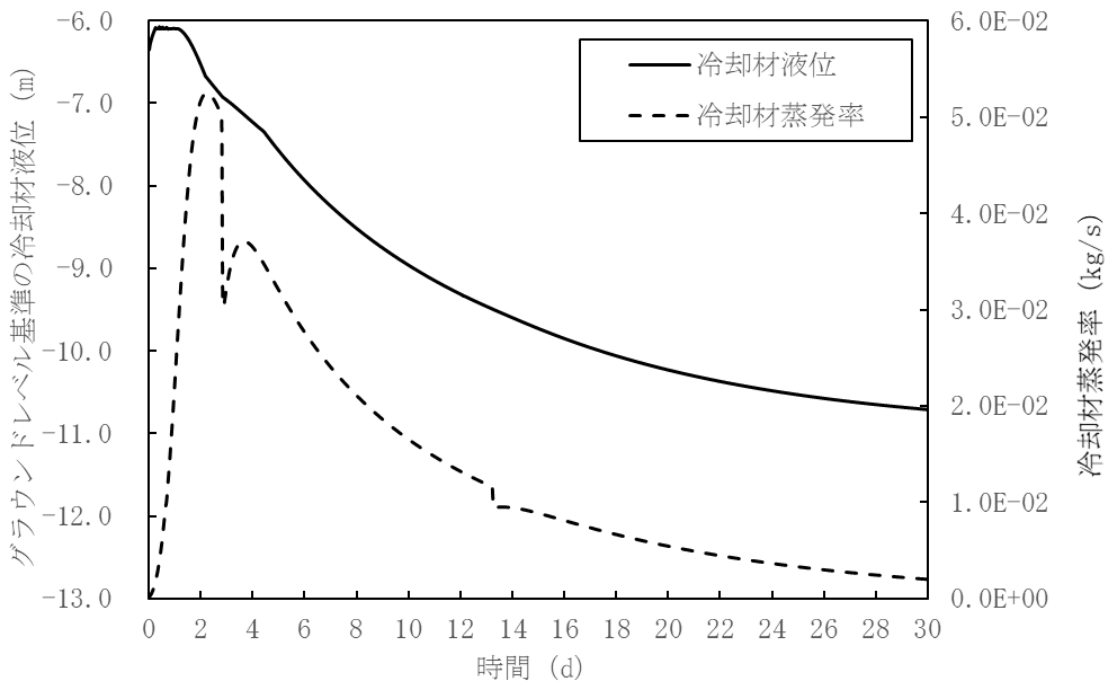
1次/2次境界



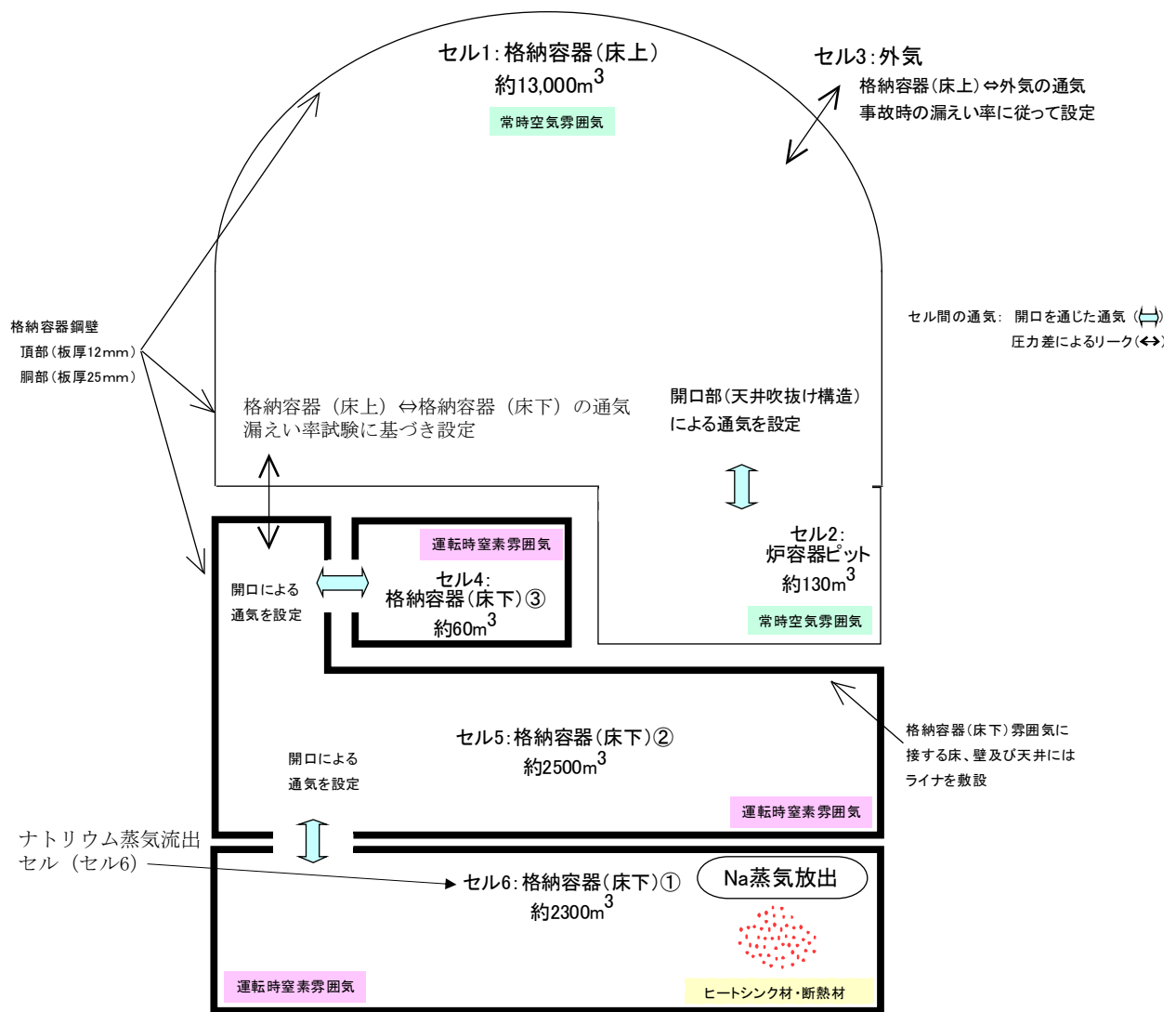
第 2.5.13.2 図 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界)



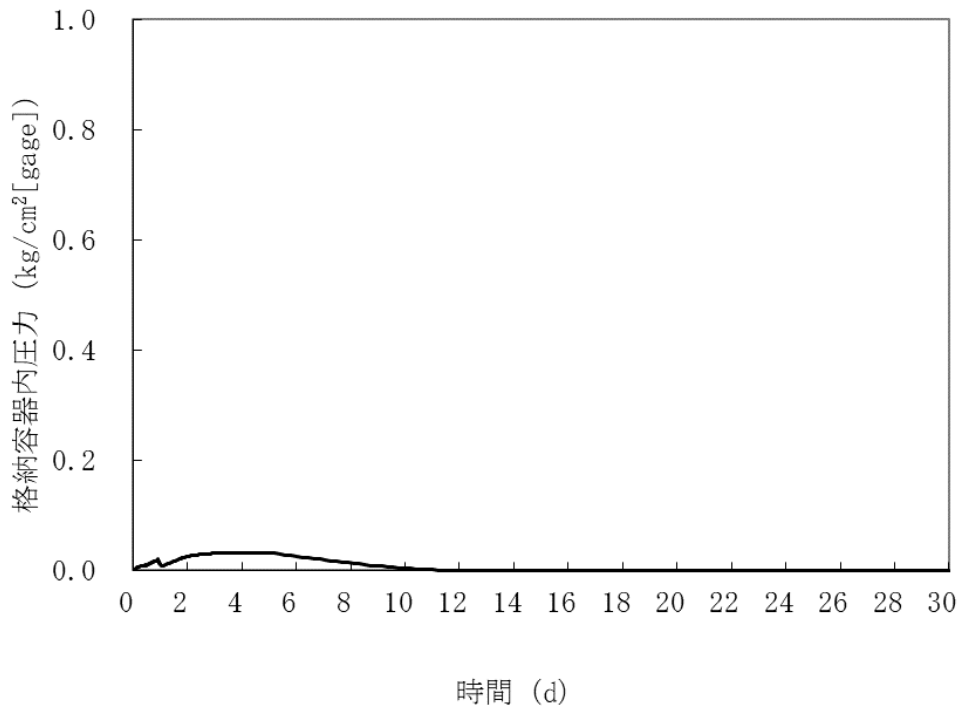
第 2. 5. 13. 3 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



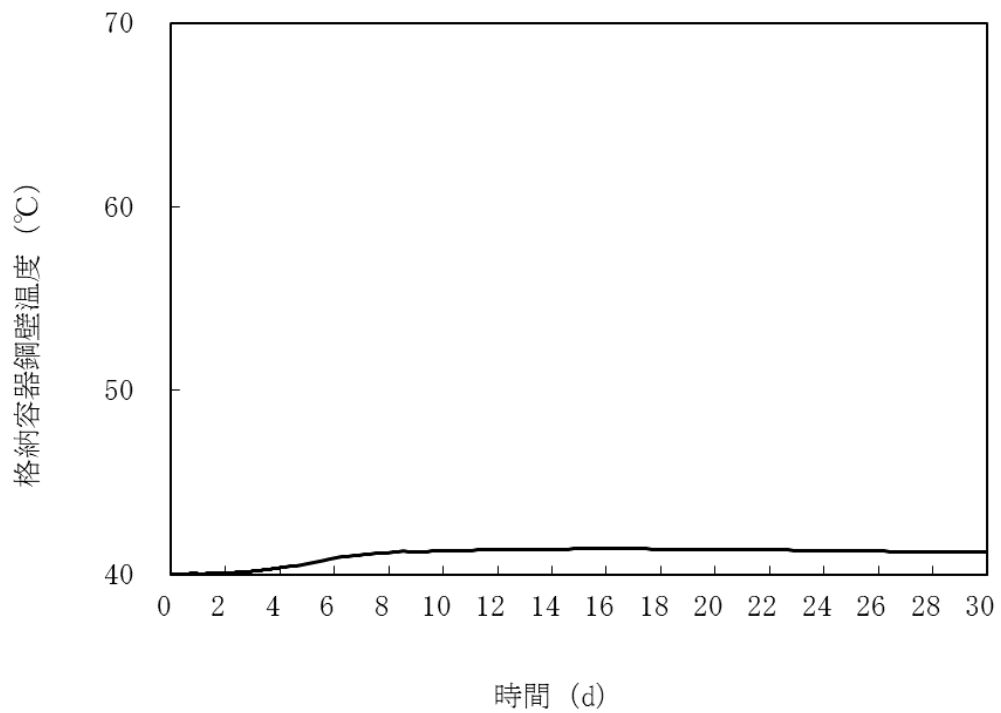
第 2. 5. 13. 4 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）



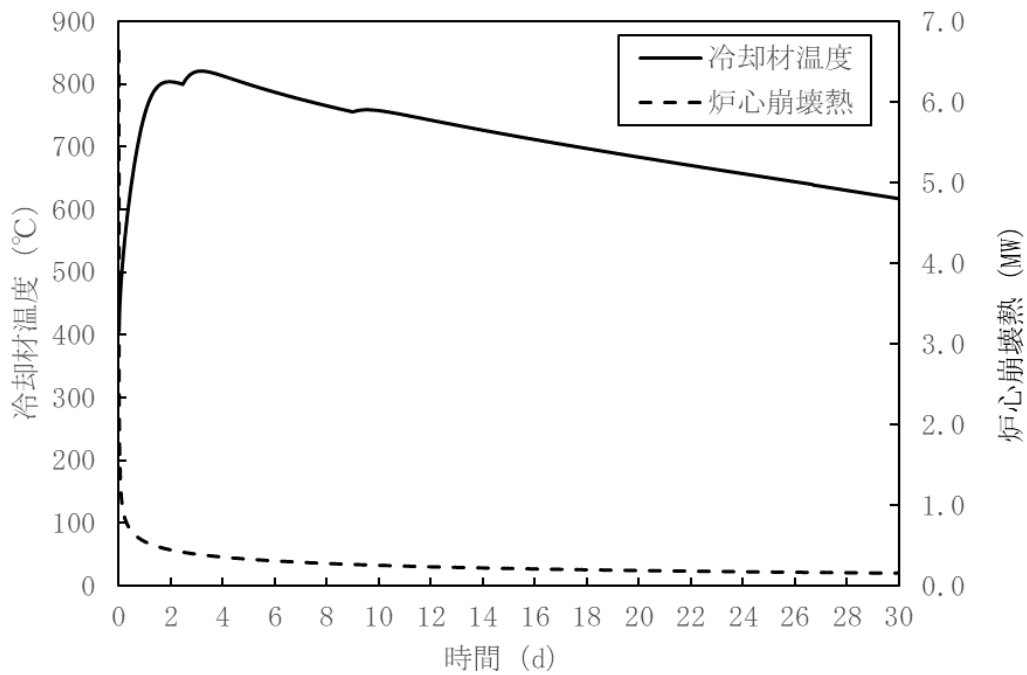
第 2.5.13.5 図 CONTAINER-LMRにおける解析体系



第 2. 5. 13. 6 図 格納容器内圧力の推移

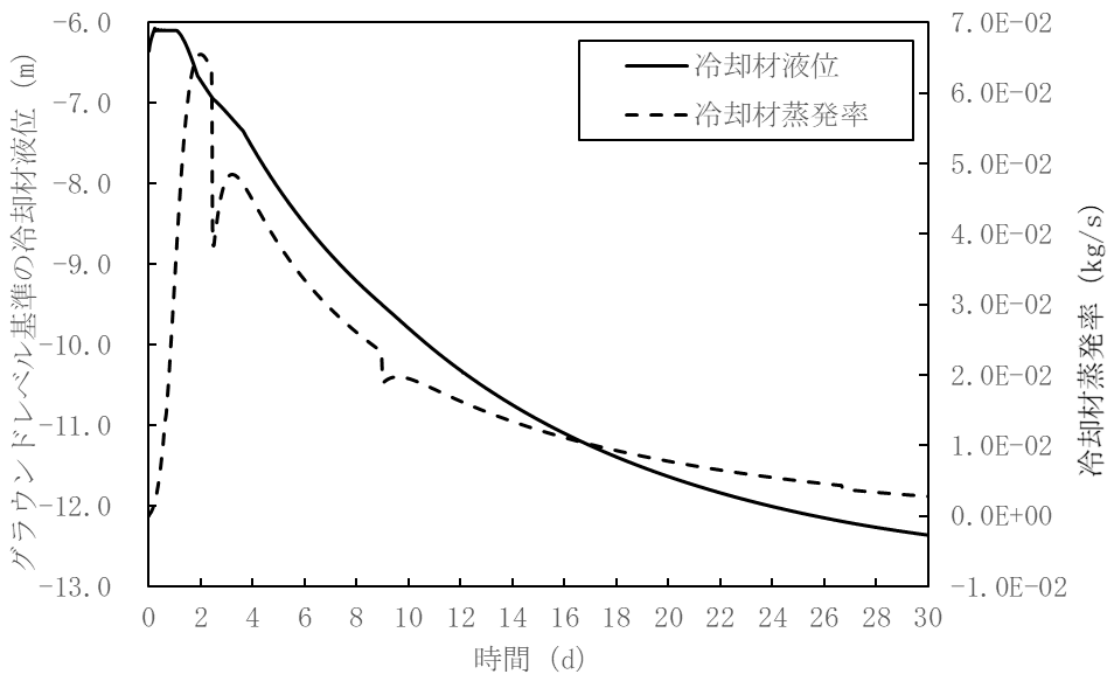


第 2. 5. 13. 7 図 格納容器鋼壁温度の推移



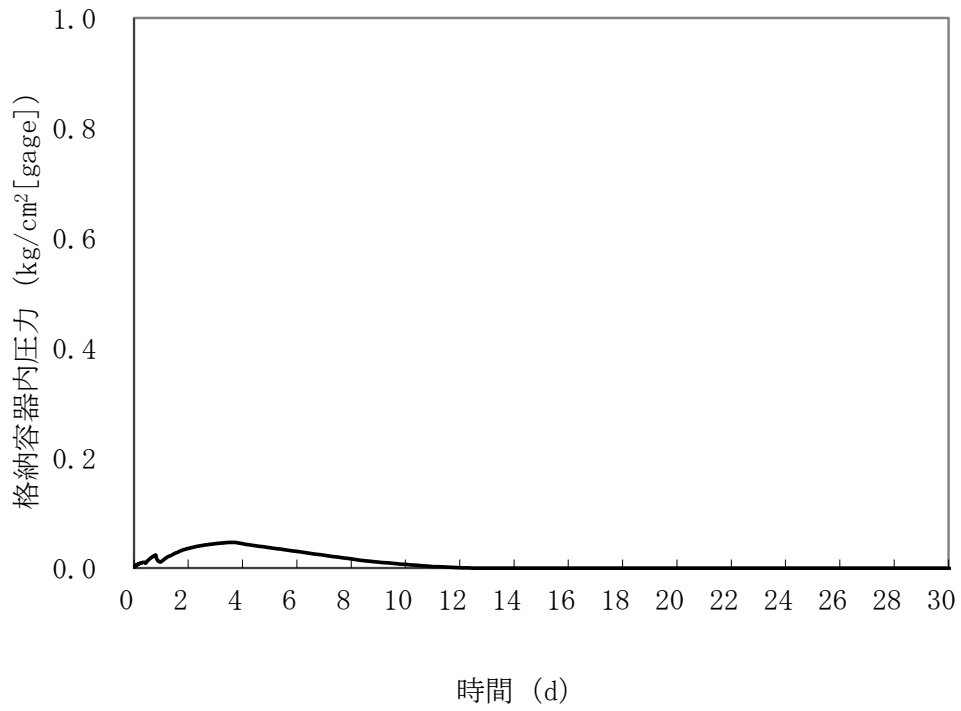
第 2.5.13.8 図 炉内事象推移の計算結果

(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)

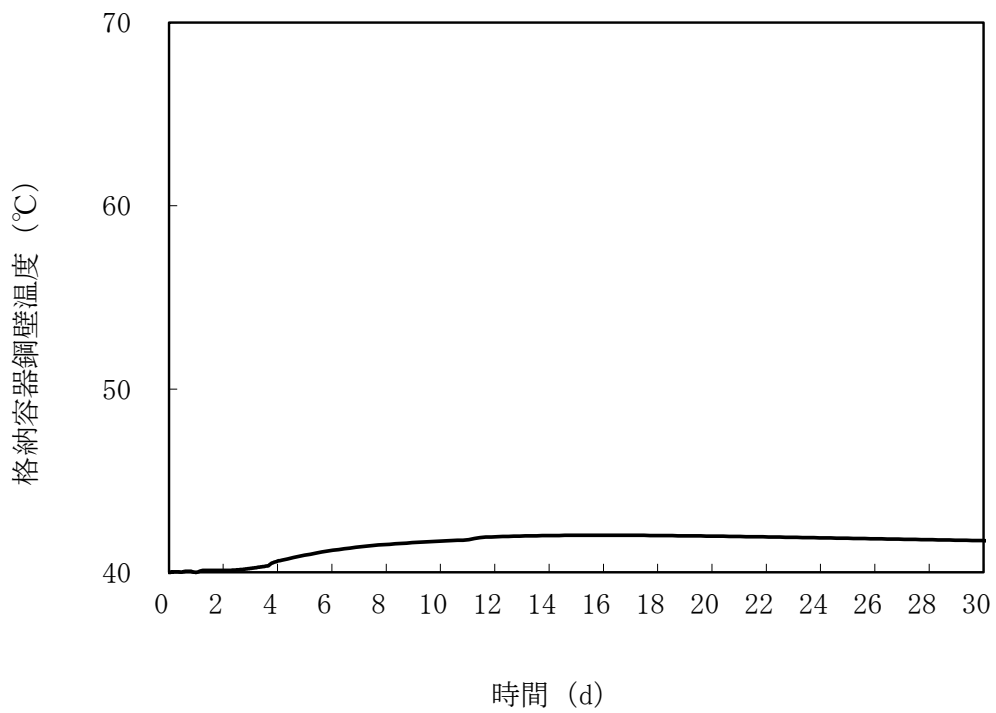


第 2.5.13.9 図 炉内事象推移の計算結果

(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 2.5.13.10 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)



第 2.5.13.11 図 格納容器内鋼壁温度の推移 (不確かさの影響評価)

2.5.14 全交流動力電源喪失事故

(1) 事故の原因及び説明

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

(2) 格納容器破損防止措置の基本的な考え方

全交流動力電源喪失事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、全交流動力電源喪失事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高い。1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「2.5.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示したとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。

上記の評価結果から、全交流動力電源喪失事故を想定しても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。

2.5.15 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

（1）事故の原因及び説明

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の1次冷却材の流路のうち、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞される事象として考える。燃料集合体内の複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞されることで、除熱能力が低下して燃料要素が破損することを想定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出される事象も想定する。

（2）格納容器破損防止措置の基本的な考え方

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故では、**炉心損傷防止措置**（運転員による原子炉の手動停止）に期待できないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、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。

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第2.5.15.1図に示す。

（3）格納容器破損防止措置

（i）格納容器破損防止措置

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）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. 燃料が破損した場合に、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）を整備する。
- d. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。

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

(ii) 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

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における格納容器破損防止措置に使用する設備等を第2.5.15.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における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2.5.15.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において、局所的な異常が拡大した場合の炉心損傷の影響については、原子炉停止失敗により炉心全体で多数の燃料集合体の損傷が生じる「2.5.1 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、措置の有効性の評価は、「2.5.1 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。

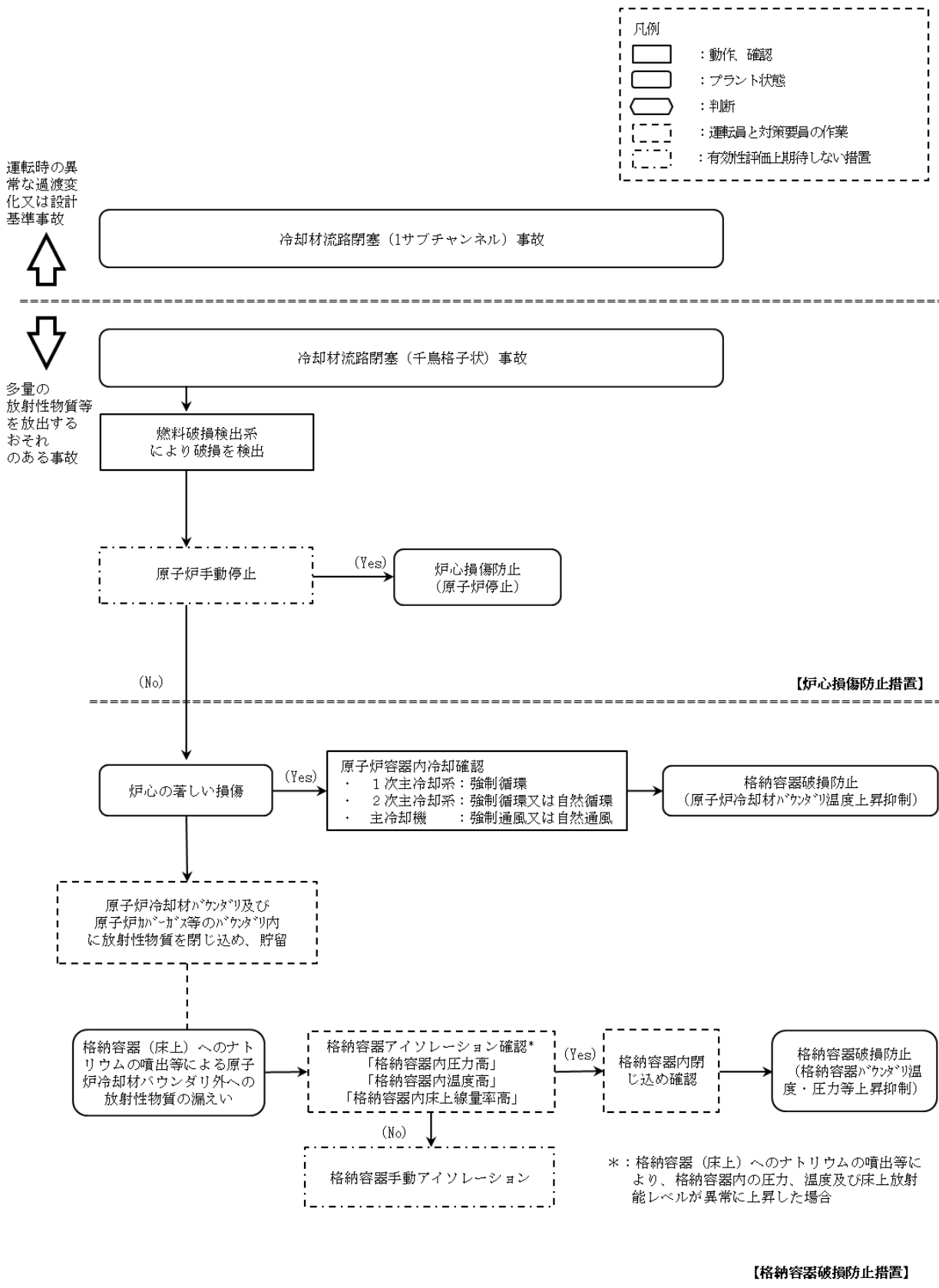
上記の評価結果から、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第2.5.15.1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（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。	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材パウンダリ及び原子炉カバーガス等のパ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パ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パ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 関連するプロセス計装
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 格納容器パ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） ① 関連するプロセス計装

第2.5.15.2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	10	20	30	40	50	60	90	120	180	240			
			▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生時の判断 （燃料破損検出系による破損の検出） ▽原子炉停止失敗と判断 ▽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、D	2 ・ 事故発生時の判断													
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・ 原子炉手動停止													
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													
	運転員D	1 ・ 原子炉冷却材パウンダリ及び原子炉カバーガス等のパウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留													
	運転員A、E	2 ・ 格納容器アイソレーション確認													



第 2.5.15.1 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要

2.6 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

（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）

第五十三条 試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

適合のための設計方針

原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いですが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故（燃料体の損傷が想定される事故）について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故については、炉心の著しい損傷を防止するための措置（以下「炉心損傷防止措置」という。）を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置（以下「格納容器破損防止措置」という。）を講じることを基本方針とする。なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心熔融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。選定した評価事故シーケンスを以下に示す。

（1）炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）

- a. 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
- b. 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
- c. 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

（2）過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）

- a. 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
- b. 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

（3）除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）

- a. 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
- b. 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
- c. 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）原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）

- a. 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
- b. 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

c. 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

（5）交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）

a. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

（6）全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)

a. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故

（7）局所的燃料破損（LF）

a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

想定した事象において、格納容器破損防止措置により、格納容器の破損は防止され、多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じている。

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
格納容器破損防止措置

第1表 評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置

事象グループ	評価事故シーケンス	格納容器破損防止措置
炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失 (ULOF)	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	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用冷却設備による原子炉容器内強制循環冷却 1次主冷却系：強制循環冷却 2次主冷却系：自然循環冷却 ・回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム噴出量の抑制 ・原子炉格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影響緩和(閉じ込め機能維持)
	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	
	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	
	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	
過出力時 原子炉停止機能喪失 (UTOP)	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	<ul style="list-style-type: none"> ・負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる出力低減と冷却系による冷却(1次主冷却系強制循環冷却、2次主冷却系自然循環冷却)
	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	
	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	
除熱源喪失時 原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	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	<ul style="list-style-type: none"> ・負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる出力低減と冷却系による冷却(1次主冷却系強制循環冷却、2次主冷却系自然循環冷却)
	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	
	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	
	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	
原子炉容器液位確保 機能喪失による 崩壊熱除去機能喪失 (LORL)	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	<ul style="list-style-type: none"> ・コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による損傷炉心物質の安全容器内保持・冷却 ・安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧の防止 ・ナトリウム流出位置(安全板設置位置:原子炉格納容器内(床下))における熱的影響緩和措置として、ヒートシンク材・断熱材を敷設 ・コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却 ・受動的な安全特性を活用した主冷却系(1ループ)による自然循環冷却
	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	
	2次冷却材漏えい及び 強制循環冷却失敗の重畳事故	
交流動力電源が存在し、 かつ原子炉容器液位が確保 された状態での崩壊熱 除去機能喪失(PLOHS)	外部電源喪失及び 強制循環冷却失敗の重畳事故	<ul style="list-style-type: none"> ・受動的な安全特性を活用した主冷却系(1ループ)による自然循環冷却 ・コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による損傷炉心物質の安全容器内保持・冷却 ・安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧の防止 ・ナトリウム流出位置(安全板設置位置:原子炉格納容器内(床下))における熱的影響緩和措置として、ヒートシンク材・断熱材を敷設
	2次冷却材漏えい及び 強制循環冷却失敗の重畳事故	
全交流動力電源喪失 による強制循環冷却 機能喪失(SBO)	全交流動力電源喪失(外部電源喪失及び ディーゼル発電機起動失敗)事故	<ul style="list-style-type: none"> ・受動的な安全特性を活用した主冷却系(1ループ)による自然循環冷却
局所的燃料破損 (LF)	冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故	※:格納容器破損防止措置はULOF及びUTOPと同じ

解析にあたって考慮する事項

1. 解析にあたって考慮する事項

有効性評価は、「添付書類 8 10.10 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」の「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材等を用いたものを対象とする。また、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる電源等の資源や要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源喪失に対する仮定、単一故障に対する仮定、運転員の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、あるいは当該事故の収束が合理的に判断できる時点までを対象とする。

2. 安全機能の喪失に対する仮定

各事故シーケンスにおいて、異常事象の発生に加えて想定する多重故障、共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。また、機能喪失の要因として故障等を想定した設備の復旧には期待しない。なお、解析では期待しないが、機能復旧のための手順は整備する。

3. 外部電源喪失に対する仮定

外部電源の有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員操作への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし、外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合は、外部電源がある場合を想定する。

4. 単一故障に対する仮定

多量の放射性物質等を放出する事故等は運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、「添付書類 8 10.10 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」は運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能との独立性を考慮していることから、措置として整備する機器の単一故障は仮定しない。

5. 運転員の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、個別の運転員等の操作に必要な時間で実施するものとして考慮する。

なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記の操作時間を設定する（別添 1 参照）。

6. 考慮する範囲

解析に当たっては、運転サイクル初期から末期、起動時から定格出力運転時までを考慮し、結

果を厳しくする運転条件を選定して解析を行う。また、有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定静定状態に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定静定状態に導かれることが合理的に推定可能な時点までとする。

格納容器の破損を防止するための措置に係る手順の概要

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発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて、事故に的確、かつ、柔軟に対処し、格納容器の破損を防止できるよう手順書を整備する。

手順書は、使用主体に応じ、運転員が使用する手順書、現場対応班が使用する手順書を整備する。

以下に、格納容器破損防止措置の有効性評価における各評価事故シーケンスにおいて、事象の発生から進展に対処する手順を示す。格納容器破損防止措置の有効性評価では、これらの手順に基づいて評価を実施している。

なお、本記載内容は、原子炉施設保安規定等の後段規制において、詳細が審査されるものであるが、ここでは、その概要を説明する。

1. 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）に対する手順

本事象グループに対する格納容器破損防止措置に係る手順は、原子炉停止失敗の判断、炉心損傷後の原子炉容器内冷却の確認、原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガス等のバウンダリ内での放射性物質の閉じ込め・貯留、格納容器アイソレーションの確認である。

炉心損傷後の原子炉容器内冷却の確認の手順を添付 1、原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガス等のバウンダリ内での放射性物質の閉じ込め・貯留の手順を添付 2、格納容器アイソレーションの手順を添付 3 に示す。

2. 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）に対する手順

本事象グループに対する格納容器破損防止措置に係る手順は、主冷却系の強制循環の状態を除いて 1. と同じである。

3. 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）に対する手順

本事象グループの事象進展は、炉心損傷防止措置が機能しないとした場合でも、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックにより、炉心温度の上昇を抑制することにより炉心の著しい損傷及び格納容器の破損は防止される。

しかしながら、比較的高温での安定静定状態となるため、この間に、運転員が手動による制御棒挿入操作を行うことにより、低温の安定静定状態に導く。また、運転員による手動操作によっても、何らかの原因により制御棒が挿入されない場合は、自主対策設備を用いて、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させることにより、制御棒を炉心に挿入し原子炉を低温の安定静定状態へ移行させるように努める。

運転員の手動操作による制御棒挿入操作手順を添付 4、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入する操作手順を添付 5 に示す。

4. 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）に対する手順

本事象グループに対する格納容器破損防止措置に係る手順は、原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ることの判断、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）に放出した状

態の確認、格納容器アイソレーションの確認、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確認及び安全容器による冷却材や放射性物質等の保持・コンクリート遮へい体冷却系による冷却である。

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）に放出した状態の確認の手順を添付6、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確認及び安全容器による冷却材や損傷炉心物質の保持のためのコンクリート遮へい体冷却系による冷却の手順を添付7に示す。

5. 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）に対する手順

本事象グループに対する格納容器破損防止措置に係る手順は、異常事象による影響を除いて4.と同じである。

6. 全交流動力電源喪失（SBO）に対する手順

本事象グループに対する格納容器破損防止措置は1ループの自然循環となることから、当該手順は、5.の事象グループに対する炉心損傷防止措置の手順を適用する。なお、自然循環による崩壊熱除去に必要な電源については、本事象グループに対する炉心損傷防止措置として仮設電源からの給電を措置している。

7. 局所的燃料破損（LF）に対する手順

本事象グループの炉心損傷後の事象進展は、1.の事象グループに包絡されることから、1.の事象グループに対する格納容器破損防止措置を適用する。

8. 各事象グループに共通の手順

「常陽」において事故が発生した場合、運転班以外の事故対応要員（現場対応班約170名、このうち緊急作業従事者は約40名）は、休日夜間を含めて招集され、約1時間後には現場対応班長（高速実験炉部長）のもとで事故の影響緩和策をとることができる。また、「常陽」事故対策要領及び現場対応班活動要領には、高速実験炉部長は、現場対応班の組織によらない対応もできるとしており、現場の状況に応じて必要な要員を影響緩和策に割り当てることができる。

事故時の共通的な対策として、あらかじめ定めておく事項を以下に示す。なお本記載内容は原子炉施設保安規定等の後段規制において、詳細が審査されるものであるが、ここでは、その概要を説明する。

(1) 見学者等の避難の手順

① 「常陽」原子炉施設

原子炉施設に立ち入る見学者等には、職員等が立ち会う。また、非常の事態に発展するおそれのある場合などの異常発生時は、中央制御室又は現場指揮所から一斉放送を行い、職員等の誘導のもと避難させる。

②大洗研究所

事故・災害等が発生した場合は、本部長（大洗研究所の所長）を責任者とする現地対策本部が設置される。避難については、事故対策規則に基づき設置される現地対策本部において、発災施設の状況や環境モニタリング等の情報を基に、本部長が判断し、同規則に定めた活動班により行われる。

具体的には、避難指示は、発災現場の状況、放射性物質の放出状況、環境モニタリングの結果等の情報を現地対策本部で収集し、判断し、構内放送等により指示を行う。

避難までの流れは、まずは、屋内退避を指示し、施設毎に人員掌握を行う。

その後、事象進展・状況に応じて、構内の適切な避難場所（北、南など）及び避難方法を決定する。

現地対策本部の構成班により、構内避難場所へ誘導し、スクリーニングの実施、避難する者の連絡先等を確認し、その後、事業所外への避難となる。

なお、通信連絡の詳細は、設置許可基準規則の第 30 条の通信連絡設備等に係る設計基準事故が発生した場合の対応で説明する。

(2) 緊急作業従事者の被ばく管理

原子炉施設保安規定、大洗研究所（南地区）放射線安全取扱要領等に基づき被ばく管理を行う。作業は、現場のサーベイ結果を基に実施する。放射線作業用に施設で保有している呼吸保護具、防護服等の保護具、線量計を着用して作業を実施する。

中央制御室の居住性については、「常陽」の炉心損傷に至る事象の放射性物質等の放出量は低く抑制されることから、設置許可基準規則の第 50 条の原子炉制御室等への適合性で説明したとおり、中央制御室の換気設備の隔離により確保される（「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 50 条（原子炉制御室等）に係る説明書」参照）。しかしながら、運転員の被ばく低減に努めるため、放出された放射性物質等による運転員等への被ばくから防護するために、チャコールフィルタ付の半面マスク及び全面マスク等の保護具を整備する。

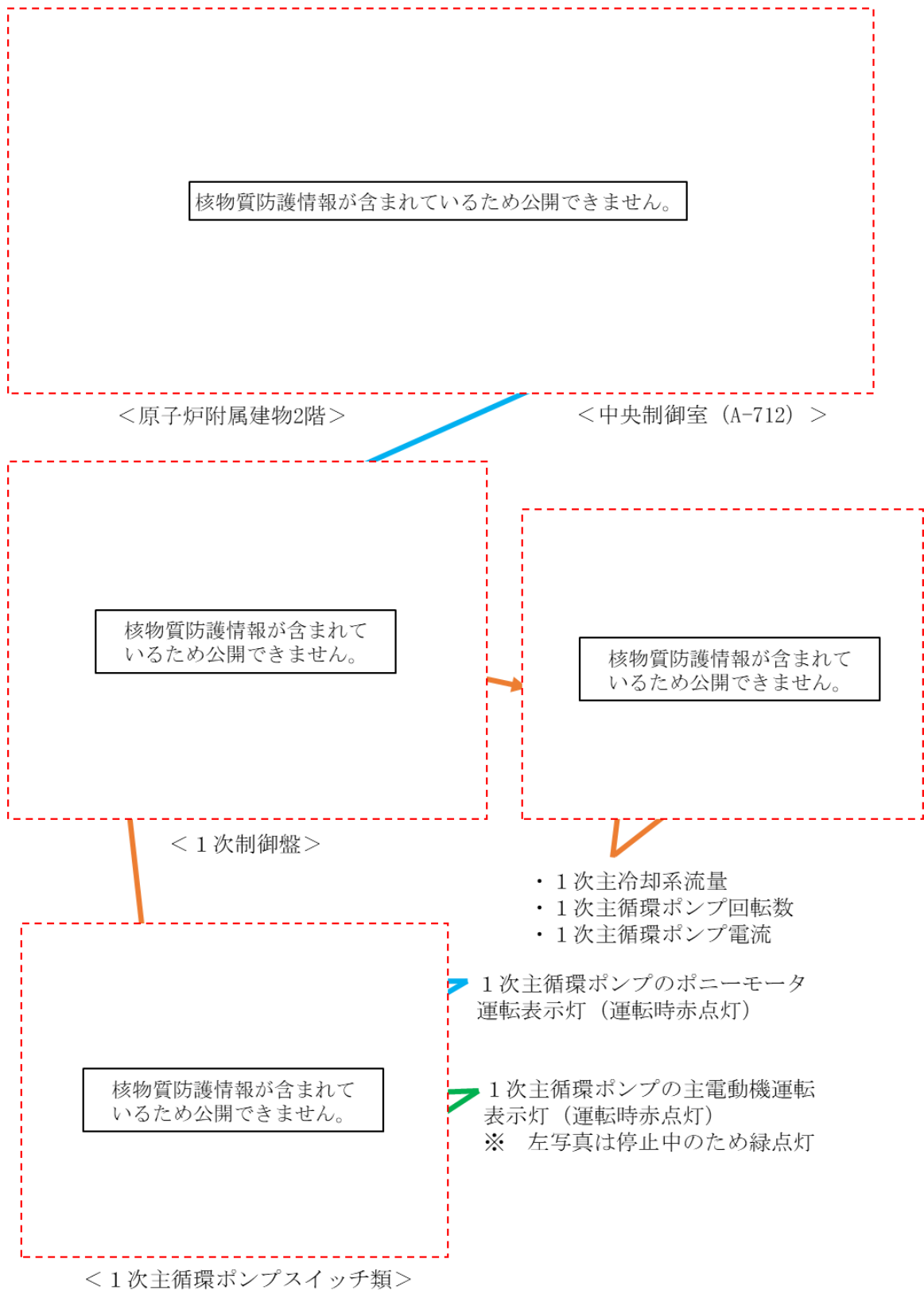
1. 炉心損傷後の原子炉容器内冷却の確認の手順

1.1 操作手順

- (1) 当直長は、原子炉の停止に失敗したと判断した場合は、原子炉容器内の冷却状態を確認するため、運転員に以下の操作を実施させる。
- (2) 1次主循環ポンプがポニーモータ低速運転に移行し、所定の流量が確保されることを確認する。
- (3) 2次主循環ポンプ及び主送風機が自動停止し、2次主冷却系が自然循環に移行することを確認する。
- (4) 主冷却器出口ナトリウム温度が、入口ベーン及び入口ダンパの開度調整により制御され、主冷却器出口ナトリウム温度及び原子炉容器入口冷却材温度が安定することを確認する。
- (5) 当直長は、原子炉の状態監視を強化するため、運転員に以下の操作を実施させる。
- (6) 炉内ナトリウム液面、1次主冷却系流量・温度・圧力、2次主冷却系流量・温度・圧力、ナトリウム漏えい検出設備、燃料破損検出設備、カバーガス系温度・圧力、安全容器内温度（炉容器壁面温度、黒鉛遮へい体温度及び安全容器壁面温度）・圧力、格納容器内温度・圧力・線量率の監視を強化する。

1.2 操作時間

1.1 の確認は、原子炉の停止失敗の判断から運転員 2 名により 10 分以内に確認することが可能である。

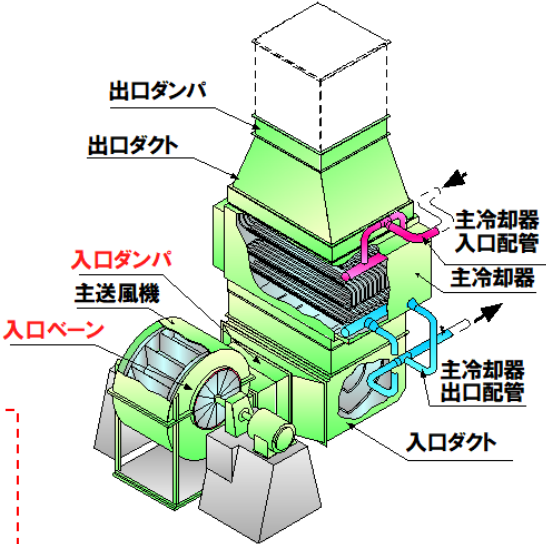


第1図 炉心損傷後の原子炉容器内冷却の確認の操作手順に係る補足（1/3）

- ・入口ベーン開度
- ・入口ダンパ開度
- ・主送風機回転数

主冷却器出口ナトリウム温度が、入口ベーン及び入口ダンパの開度調整により制御され、主冷却器出口ナトリウム温度が安定することを確認する。

核物質防護情報が含まれているため公開できません。



核物質防護情報が含まれているため公開できません。

< 2次制御盤 >

核物質防護情報が含まれているため公開できません。

主冷却器出口ナトリウム温度制御系 (Aループ)

核物質防護情報が含まれているため公開できません。

主冷却器出口ナトリウム温度制御系 (Bループ)

第1図 炉心損傷後の原子炉容器内冷却の確認の操作手順に係る補足 (3/3)

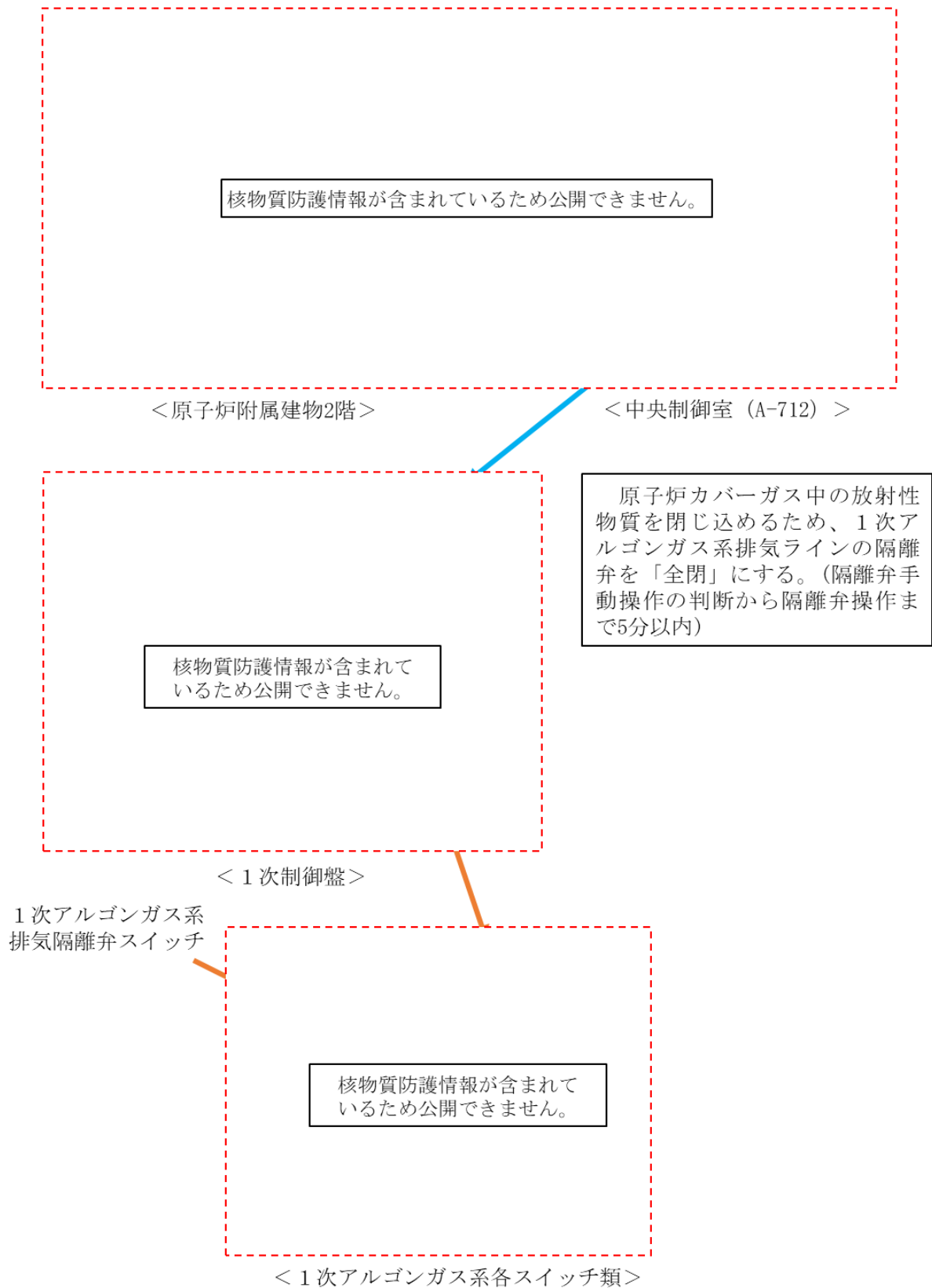
1. 原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガス等のバウンダリ内での放射性物質の閉じ込め・貯留の手順

1.1 操作手順

- (1) 当直長は、燃料破損検出系の指示値が異常に上昇するなどにより、燃料が破損したと推定される場合、運転員に以下の操作を実施させる。
- (2) 原子炉カバーガス中の放射性物質を閉じ込めるため、1次アルゴンガス系排気ラインの隔離弁を「全閉」にする。

1.2 操作時間

- 1.1 の(2)の操作は、運転員 1 名により 5 分以内に行うことが可能である。



第1図 原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガス等のバウンダリ内での放射性物質の閉じ込め・貯留の操作手順に係る補足

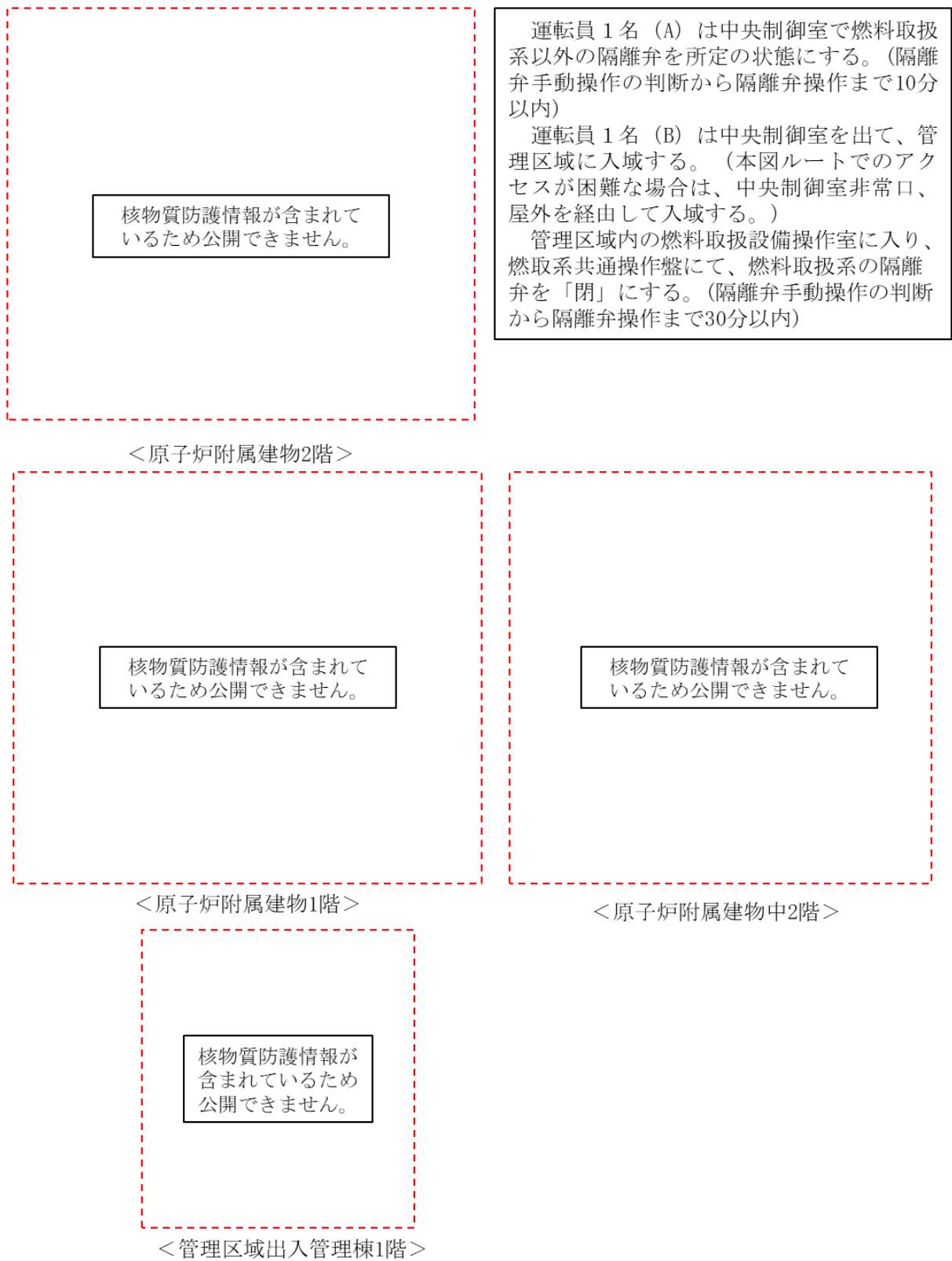
1. 格納容器アイソレーションの手順

1.1 操作手順

- (1) 当直長は、炉心の著しい損傷に至る事故の発生により、格納容器内の温度、圧力、線量率が異常に上昇した場合に、運転員にこれらの監視を強化させる。
- (2) 格納容器内の温度、圧力、線量率のいずれかが原子炉保護系（アイソレーション）の設定値まで上昇しているにもかかわらず、原子炉保護系（アイソレーション）が動作していない場合は、運転員に以下の操作を実施させる。
- (3) 中央制御室に設置している手動アイソレーションボタンにより原子炉保護系（アイソレーション）を作動させ、格納容器隔離弁を「閉」とする。
- (4) 格納容器隔離弁の状態が正常であることを確認する。
- (5) 格納容器隔離弁の状態に異常が認められた場合は、個別の隔離弁を手動「閉」として格納容器を隔離する。

1.2 操作時間

1.1 の操作は、格納容器アイソレーションの不作動を確認してから、個別の隔離弁の操作まで運転員 2 名により 30 分以内に行うことが可能である。



第 1 図 格納容器アイソレーションの操作手順に係る補足 (2/2)

1. 運転員の手動操作による制御棒挿入操作手順

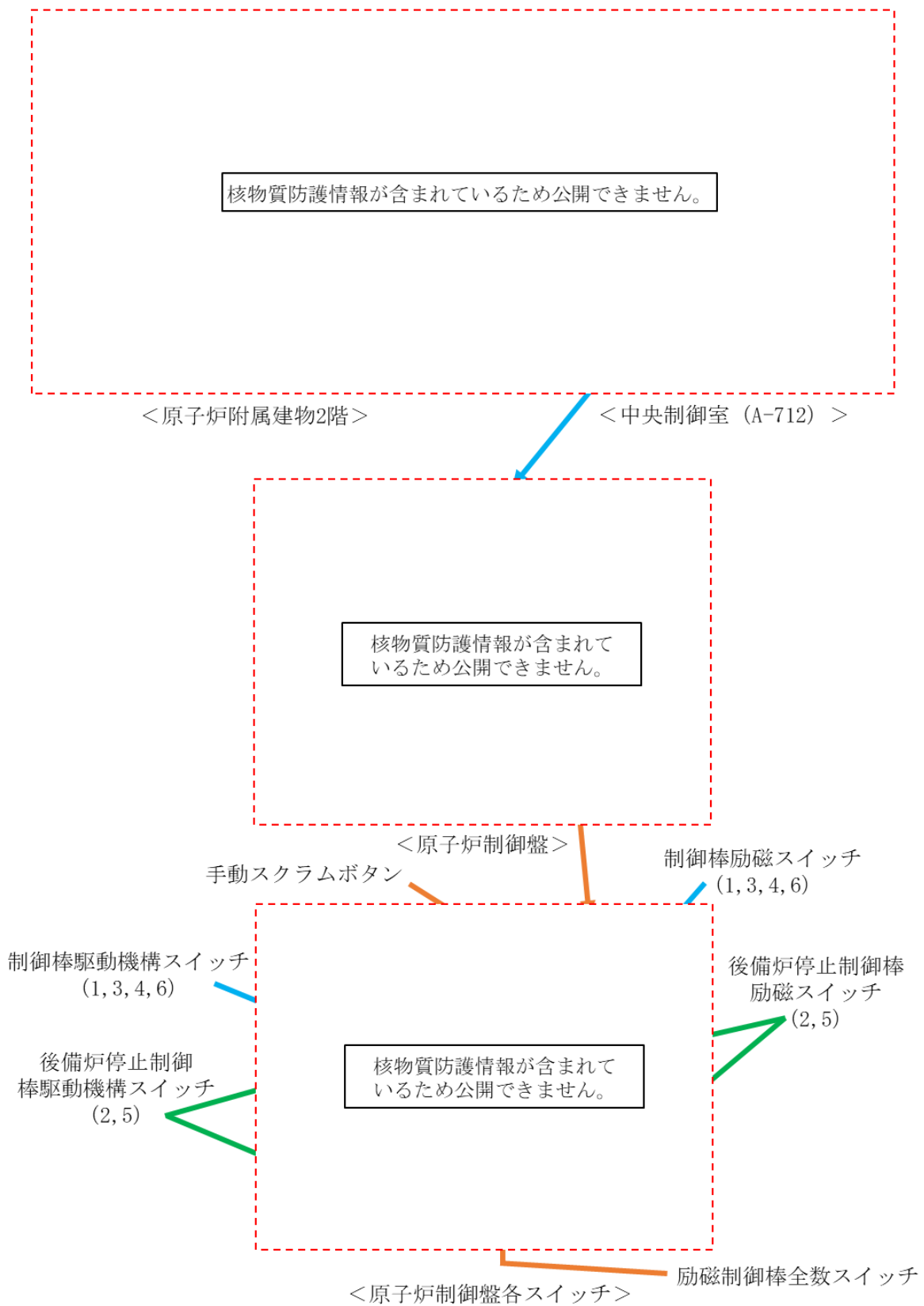
1.1 操作手順

- (1) 当直長は、原子炉の状況（出力、制御棒位置、安全保護回路の動作、冷却系の状態等）を確認し、原子炉の緊急停止が必要な場合において、原子炉の自動スクラムに失敗していると判断した場合は、運転員に以下の操作を実施させる。
- (2) 原子炉手動スクラムボタンによる原子炉手動スクラムを行う。
- (3) 上記の操作を実施しても制御棒又は後備炉停止制御棒が挿入できない場合は、以下の①～③の全ての操作を順次実施し、制御棒保持電磁石励磁断又は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。なお、いずれか一つの操作が有効であれば、制御棒又は後備炉停止制御棒が挿入され、原子炉は停止する。
 - ① 励磁制御棒全数スイッチを「切」とする。
 - ② 各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁スイッチを「切」とする。
 - ③ 各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁電源スイッチを「切」とする。
- (4) 制御棒保持電磁石励磁断又は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の挿入ができない場合は、各制御棒の駆動機構又は各後備炉停止制御棒の駆動機構スイッチを「挿入」として個別に挿入し、原子炉を停止する。

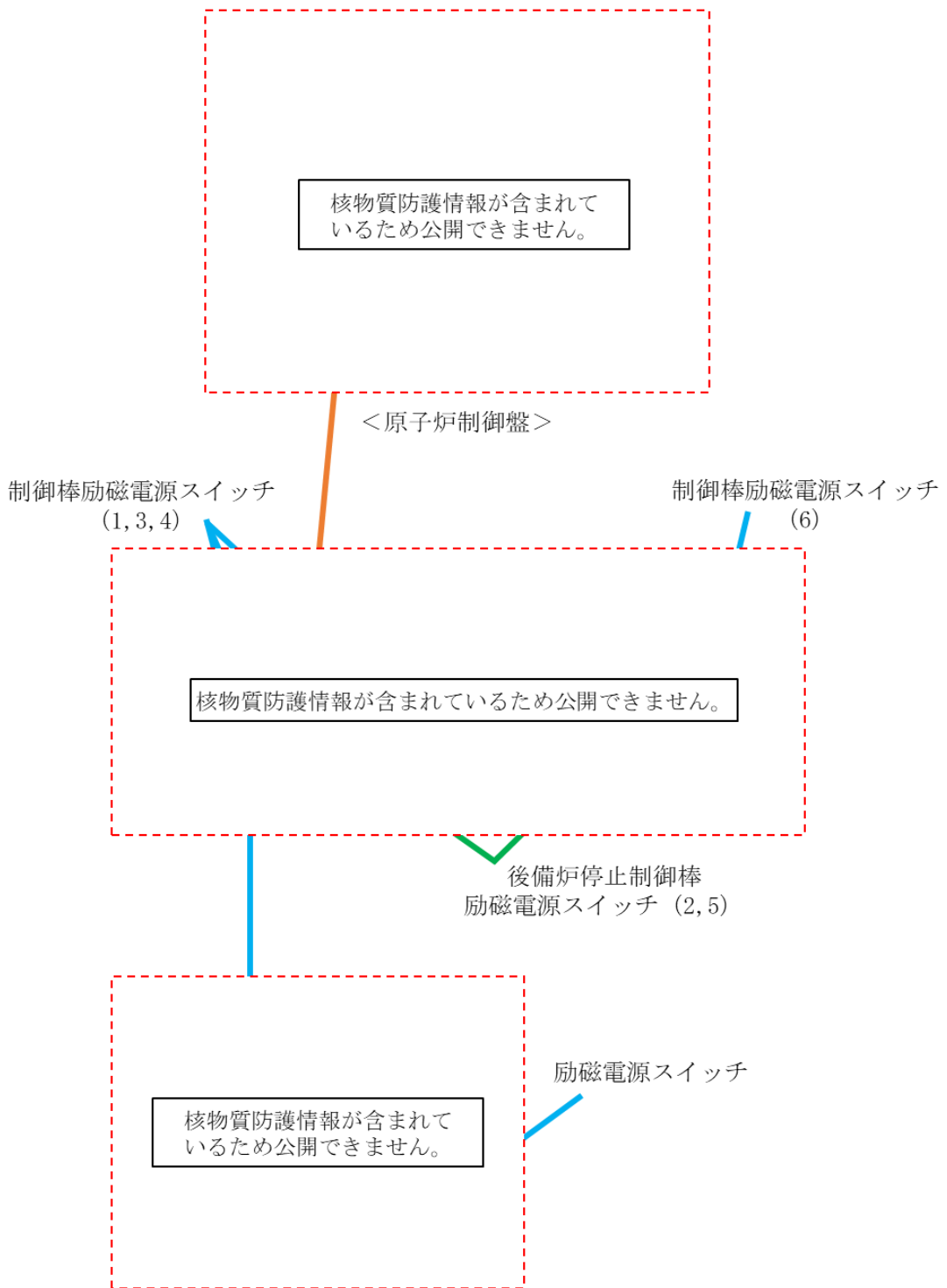
なお、中央制御室からの遠隔操作による原子炉停止機能が喪失した場合には、現場対応班により、各制御棒の駆動機構を手動で操作して制御棒を挿入する（添付 5）。

1.2 操作時間

1.1 の操作は、運転員 1 名により 20 分以内に行うことが可能である。



第1図 運転員の手動操作による制御棒挿入操作の操作手順に係る補足 (1/2)



第1図 運転員の手動操作による制御棒挿入操作の操作手順に係る補足 (2/2)

1. 制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入する操作手順（自主対策）

1.1 手順の検討

制御棒駆動機構が運転員操作により挿入できない原因は、電氣的な故障又は機械的な故障となる。電氣的な故障においては、原子炉上部にて駆動軸を直接回転させることにより、電気信号に頼ることなく強制的に制御棒を挿入することができる。また、機械的な故障においても、駆動軸を直接回転させて機械的に押し込むことが有効な手段となる。

1.2 操作手順

現場対応班長は、添付 4 の制御棒挿入操作を実施しても、制御棒が挿入できない場合には、原子炉停止機能喪失と判断し、以下の操作により、原子炉上部に設置されている各制御棒駆動機構の駆動軸を機械的に回転させて制御棒を炉心に挿入する。なお、以下の作業中は中央制御室において運転員による反応度及び出力等の監視を強化する。

- (1) 原子炉上部の線量率を測定し、異常がないことを確認する。
- (2) 作業員の被ばくを防止するための防護措置を講じる。防護措置の内容は運転手引に定める。
- (3) 以下の①～⑥の操作（第 1 図参照）により、制御棒駆動機構の中間部上ハウジングを切り離し、制御棒を手動で挿入する。
 - ① 駆動部の電源を遮断し、電源ケーブルを切り離す。
 - ② 駆動部ハウジング内の加圧ガスを停止する。
 - ③ 駆動部の中間部上ハウジングを切り離す。
 - ④ 駆動部の駆動軸に手動ハンドルを取り付ける。
 - ⑤ 手動ハンドルを反時計まわりに回転させ、延長管を下降（制御棒を挿入）させる。
 - ⑥ 駆動部が完全に挿入されたことを下端表示ランプ点灯により確認する。
- (4) 上記の操作により、炉心第 3 列に配置している制御棒を 1 本挿入する。下端まで挿入できない場合は、他の炉心第 3 列に配置している制御棒を操作し、低温停止に必要な反応度 ($0.0092 \Delta k/k$) *1 を挿入する。

*1： 「常陽」の制御棒は、制御棒（主炉停止系）4 本、後備炉停止制御棒（後備炉停止系）2 本の全 6 本で構成される。制御棒 1 本をサイクル運転初期の引き抜き位置から下端まで挿入すると約 $0.01 \Delta k/k$ の反応度が挿入され、低温停止に必要な反応度を挿入することができる。

1.3 操作時間

1.2 の操作は、2. の資機材の準備も含めて、現場対応班員 5 名により 5 時間以内に行うことが可能である。

2. 資機材の準備

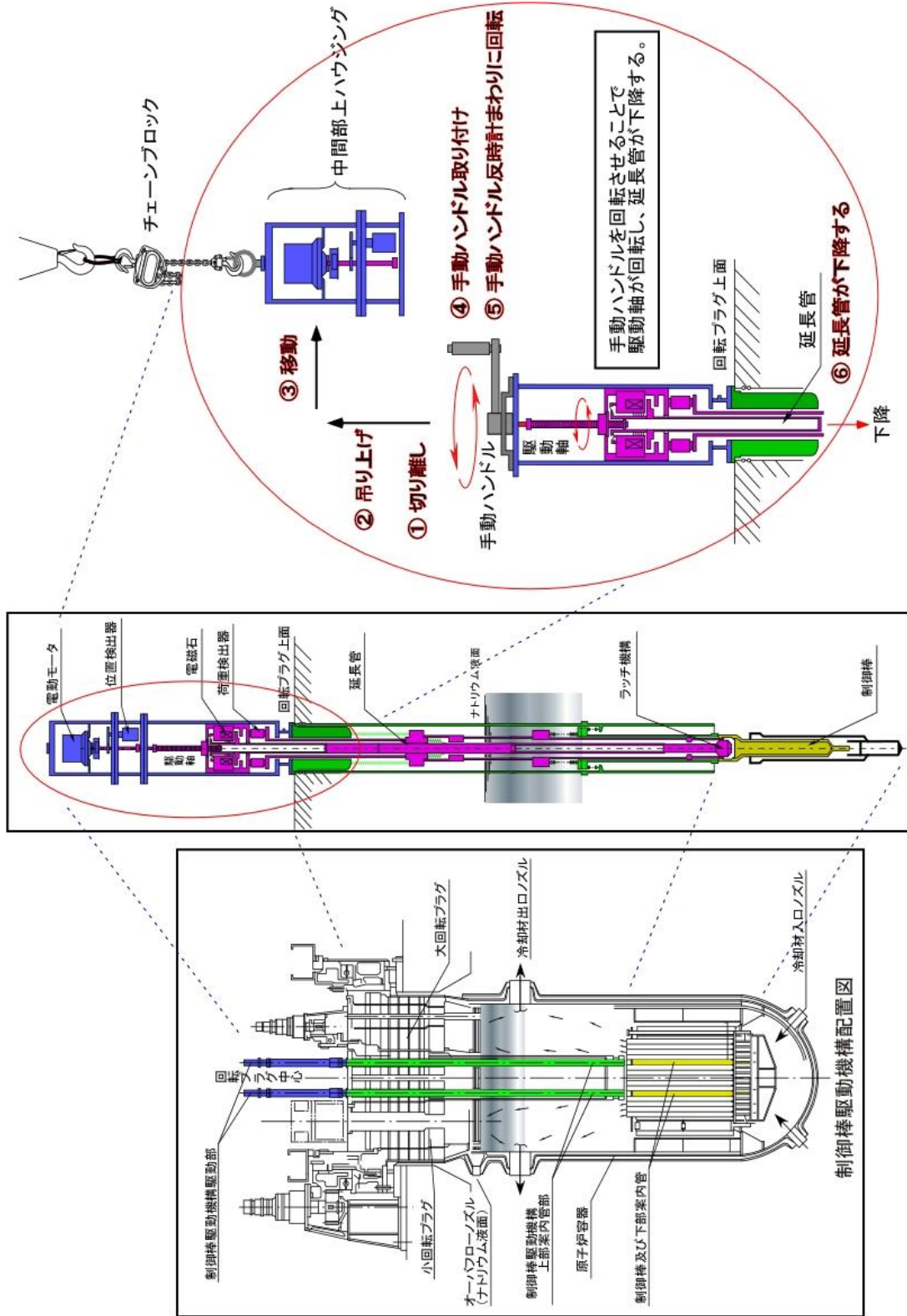
本対応に必要な資機材は、全て敷地内で保管しており、1時間以内に資機材の準備が可能である。

- ・必要な資機材

吊り具（チェンブロック、吊りワイヤ、シャックル、アイボルト）

六角レンチ

手動ハンドル



第 1 図 制御棒手動挿入の操作概要図

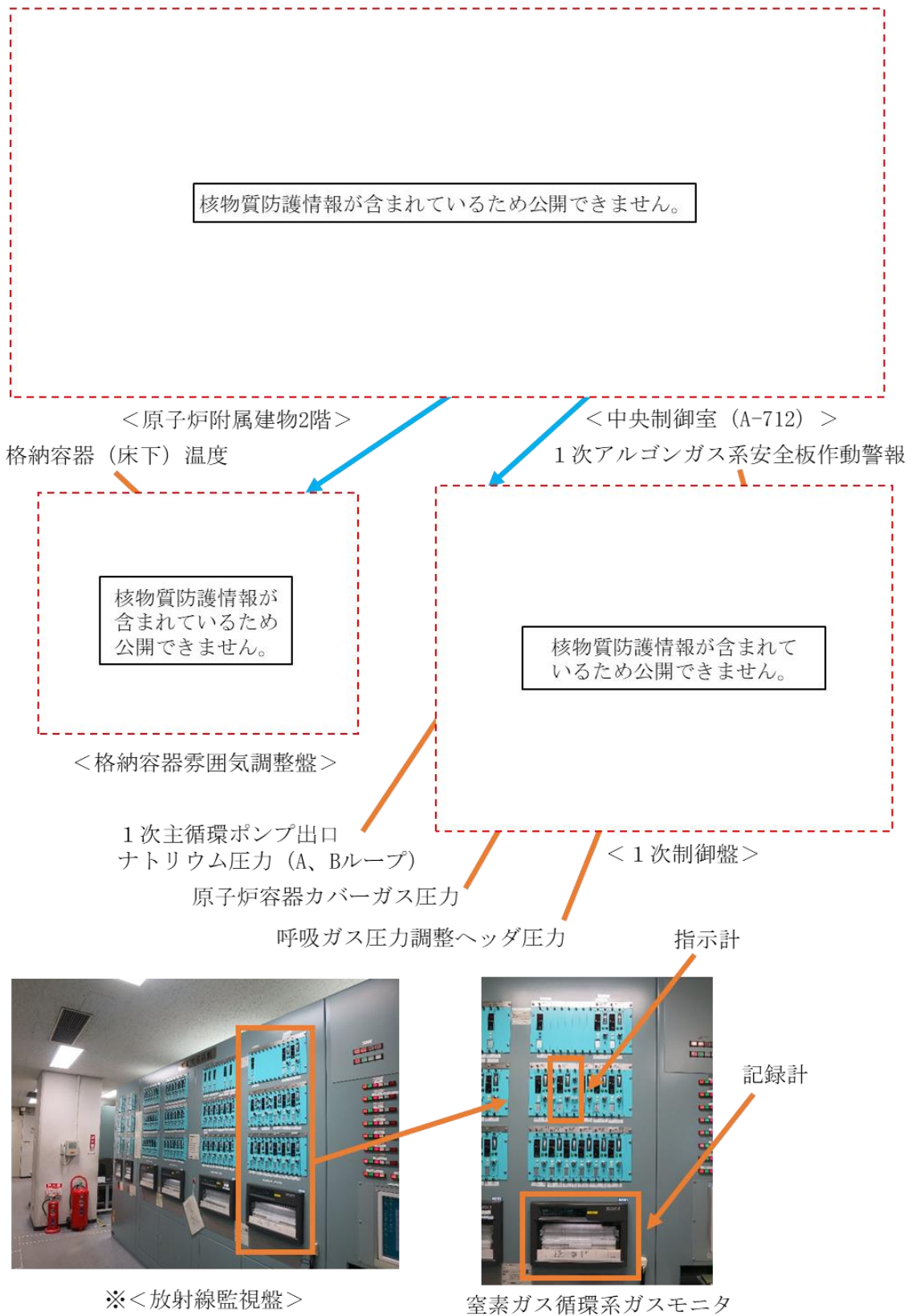
1. 原子炉容器液位確保機能喪失時の安全板作動確認

1.1 確認手順

- (1) 当直長は、1次冷却材漏えい事故による炉心冷却機能の喪失時に、原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ると判断した場合、原子炉の状態の監視を強化するため、運転員に以下の操作を実施させる。
- (2) 炉内ナトリウム液面、原子炉冷却材温度・圧力、ナトリウム漏えい検出設備、燃料破損検出設備、カバーガス系温度・圧力、安全容器内温度（炉容器壁面温度、黒鉛遮へい体温度及び安全容器壁面温度）・圧力、格納容器内温度・圧力・線量率の監視を強化する。
- (3) 1次アルゴンガス系安全板が作動した場合、以下の(4)及び(5)に示す手順でナトリウム蒸気が格納容器（床下）に流出したことを確認する。
- (4) 1次制御盤に「1次アルゴンガス系安全板作動」の警報が発報したことを確認する。
- (5) 併せて、以下に示す監視パラメータ①から④の指示値が低下し、⑤及び⑥の指示値が上昇した場合、安全板が作動したと判断し、原子炉格納容器の監視を強化する。
 - ① 炉容器カバーガス圧力
 - ② 呼吸ガス圧力調整ヘッド圧力
 - ③ 1次主循環ポンプ（A）出口ナトリウム圧力
 - ④ 1次主循環ポンプ（B）出口ナトリウム圧力
 - ⑤ 格納容器（床下）温度
 - ⑥ 格納容器（床下）雰囲気放射線モニタ計数値（窒素循環系ガスモニタ）

1.2 操作時間

- 1.1 の(1)～(2)の確認は、中央制御室において運転員 2 名により行うことが可能である。(3)～(5)の確認は、中央制御室において運転員 1 名により短時間で行うことが可能である。



第1図 原子炉容器液位確保機能喪失時の安全板作動確認の操作手順に係る補足

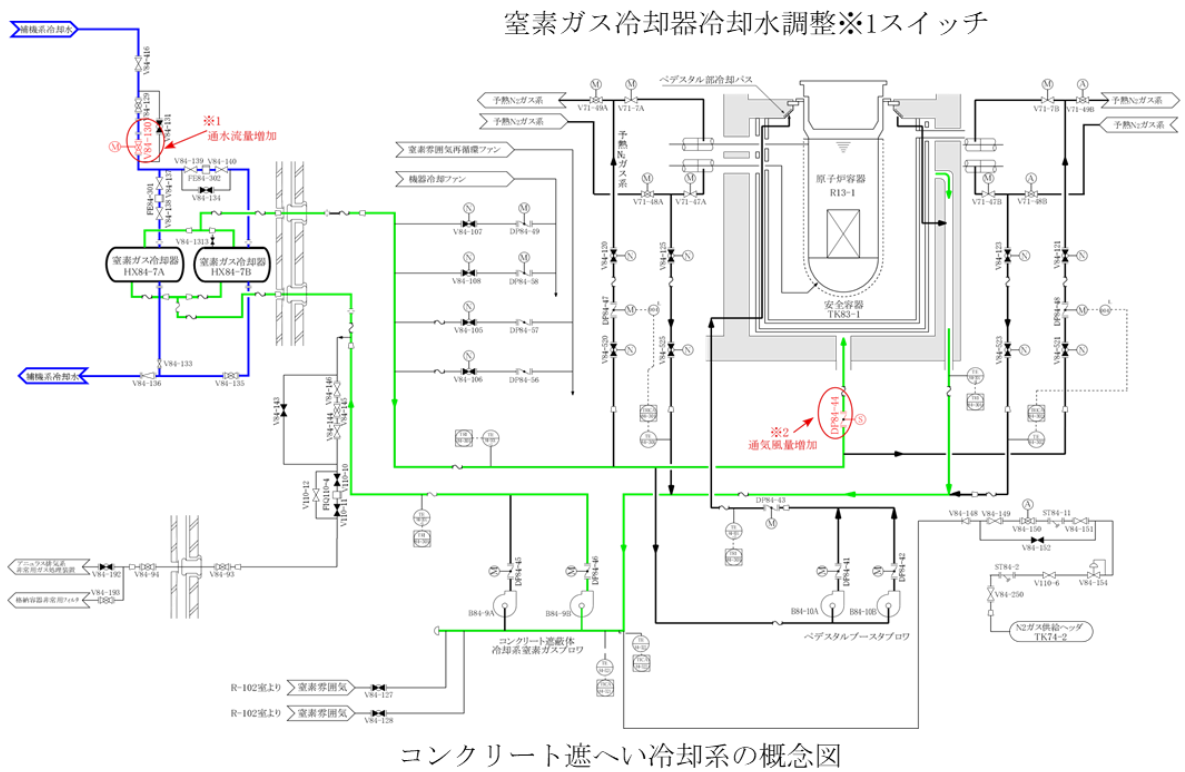
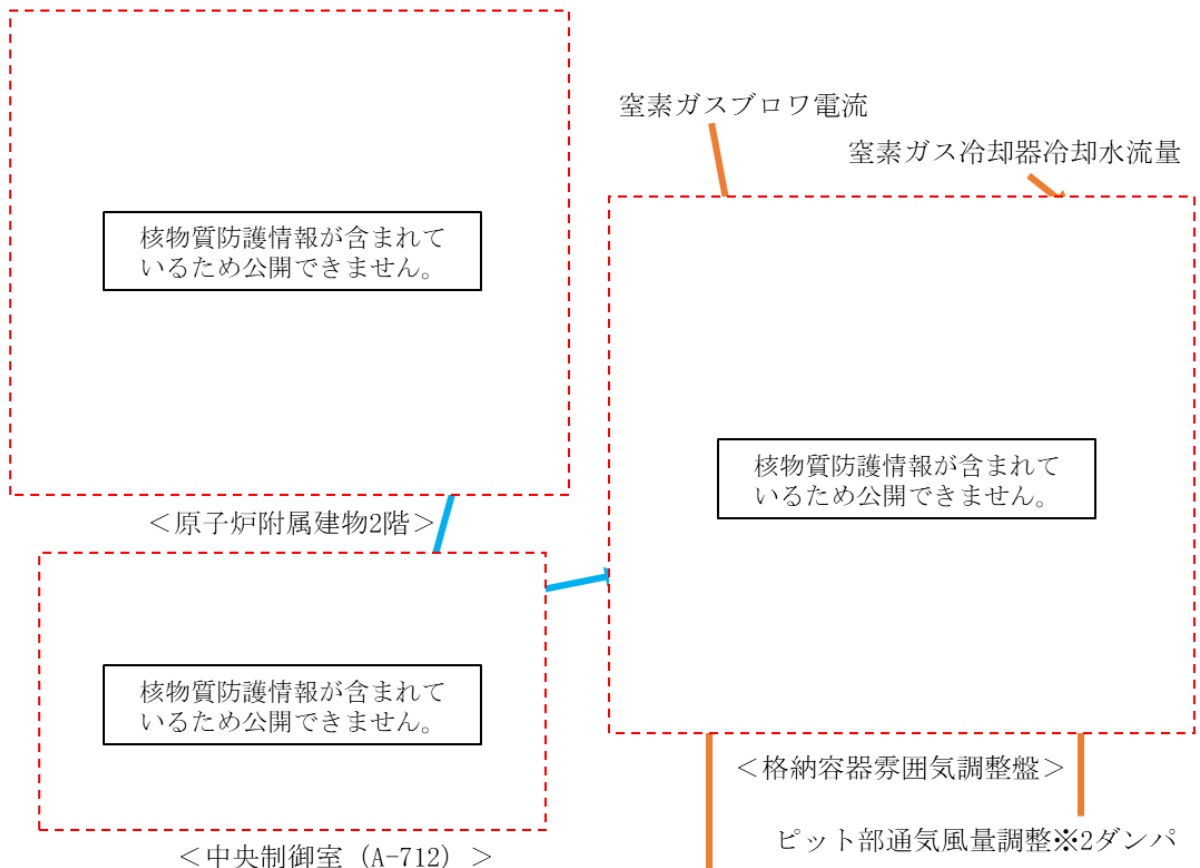
1. 安全容器による損傷炉心物質の保持のためのコンクリート遮へい体冷却系による冷却の手順

1.1 操作手順

- (1) 当直長は、主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却、主冷却系の自然循環冷却、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器壁冷却による崩壊熱除去機能が喪失した場合、原子炉の状態及びコンクリート遮へい体冷却系の運転状態の監視を強化するため、運転員に以下の操作を実施させる。
- (2) 炉内ナトリウム液面、原子炉冷却材温度・圧力、ナトリウム漏えい検出設備、燃料破損検出設備、カバーガス系温度・圧力、安全容器内温度（炉容器壁面温度、黒鉛遮へい体温度及び安全容器壁面温度）・圧力、格納容器内温度・圧力・線量率の監視を強化する。
- (3) コンクリート遮へい体冷却系窒素ガスの安全容器部への通気風量及びコンクリート遮へい体冷却系窒素ガス冷却器の通水流量を増加させるとともに、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス温度・圧力・流量の監視を強化する。
- (4) 原子炉カバーガス中の放射性物質を閉じ込めるため、1次アルゴンガス系排気ラインの隔離弁を「全閉」にする。
- (5) 格納容器内温度、圧力又は線量率が上昇した場合は、格納容器を隔離するとともに、可能な場合は、アニュラス部排気設備（非常用換気設備を含む。）を運転し、周辺環境への放射性物質放出量の低減に努める。
- (6) カバーガス系の圧力が異常に上昇した場合は、カバーガスの排気による減圧等を実施する。
- (7) 安全容器内の圧力が異常に上昇した場合は、窒素ガスの排気による減圧等を実施する。
- (8) 損傷炉心物質等が原子炉容器から安全容器内に移行した場合、安全容器内温度・圧力等の監視を継続し、コンクリート遮へい体冷却系による安全容器冷却により、損傷炉心物質等を安全容器内で冷却・保持する。

1.2 操作時間

1.1(1)～(4)の安全容器による損傷炉心物質等の保持のためのコンクリート遮へい体冷却系による冷却の準備操作は、運転員2名により30分以内で行うことが可能である。なお、コンクリート遮へい体冷却系は通常運転時から動作しており、かつ、事象発生後も引き続き動作を継続するものである。



第1図 安全容器による損傷炉心物質の保持のための
 コンクリート遮へい体冷却系による冷却の操作手順に係る補足 (1/2 : 操作手順 (3))
 53条(3)-別紙2-別添1-22

核物質防護情報が含まれているため公開できません。

<原子炉附属建物2階>

<中央制御室 (A-712) >



- ・原子炉容器壁面温度
- ・黒鉛遮へい体温度
- ・安全容器壁面温度

<安全容器計装盤>

第1図 安全容器による損傷炉心物質の保持のための
コンクリート遮へい体冷却系による冷却の操作手順に係る補足 (2/2: 操作手順 (4))

有効性評価における解析条件の設定

1. 解析条件設定の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、「別紙 2 解析にあたって考慮する事項」を考慮するとともに、評価対象とする事故の発生頻度が極めて小さいことを踏まえて、設計値等の現実的な条件を用いた最適評価を行うことを基本とする。また、計算コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、感度解析等によりその影響を適切に考慮する。

2. 共通解析条件

有効性評価の解析にあつては、以下に示す解析条件を使用する。

2.1 初期定常運転条件

解析では、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。

2.2 原子炉保護系の特性

原子炉保護系により監視している原子炉施設のプロセス量が、当該プロセス量の原子炉トリップ設定値を超えた場合、各検出器で原子炉トリップ信号が発生し、論理回路で原子炉スクラム信号が発せられ、自動的に制御棒保持電磁石及び後備炉停止制御棒保持電磁石の電源装置からの電流が遮断される。制御棒保持電磁石及び後備炉停止制御棒保持電磁石の電流が遮断されると制御棒及び後備炉停止制御棒は駆動部から切り離され、自重及びスプリングによる加速を受けて炉心に落下する。

また、原子炉スクラム信号が発生すると、1次主循環ポンプはランバック制御状態に入り、ポンプの回転数を慣性降下によって低下させて低速運転に移行し、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量を確保する。ただし、1次主循環ポンプ駆動電源の喪失時には、主循環ポンプ回転数が所定の回転数まで低下すると、1次主冷却系はポニーモータ運転に引き継がれ、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量が確保される。また、原子炉スクラム信号の発生により、2次主循環ポンプ及び主送風機は停止される。

2次主循環ポンプがトリップした場合、インターロックにより、主冷却機入口ダンパは全開、入口ベーンは全閉になる。その後、主冷却器出口ナトリウム温度が 300℃を超えた場合、主冷却器出口ナトリウム温度約 320℃を目標とした自動制御に切り替わり、開度制限約 10%として主に主冷却機入口ベーンによる温度制御がなされる。

プロセス量が設定値に達した時点から制御棒保持電磁石励磁断及び後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間を原子炉保護系の応答時間とし、各原子炉トリップ信号に対して解析結果が厳しくなるように定めた値を使用する。第 2.1 表に、解析で用いた原子炉トリップ設定値及び応答時間を示す。

2.3 原子炉停止系統の特性

原子炉スクラム信号によって制御棒及び後備炉停止制御棒は全て炉心下端まで急速に挿入されるが、崩壊熱除去機能喪失型の事故の解析では、制御棒の挿入により付加される負の反応度を考慮

する。原子炉停止機能喪失型の事故の解析では、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定するため、負の反応度は付加されないものとする。

2.4 反応度係数

解析で使用する反応度係数はノミナル値（最適評価値）を用いる。なお、不確かさの影響評価においては、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、解析結果が厳しくなるように、最大値又は最小値を用いる。

2.5 崩壊熱

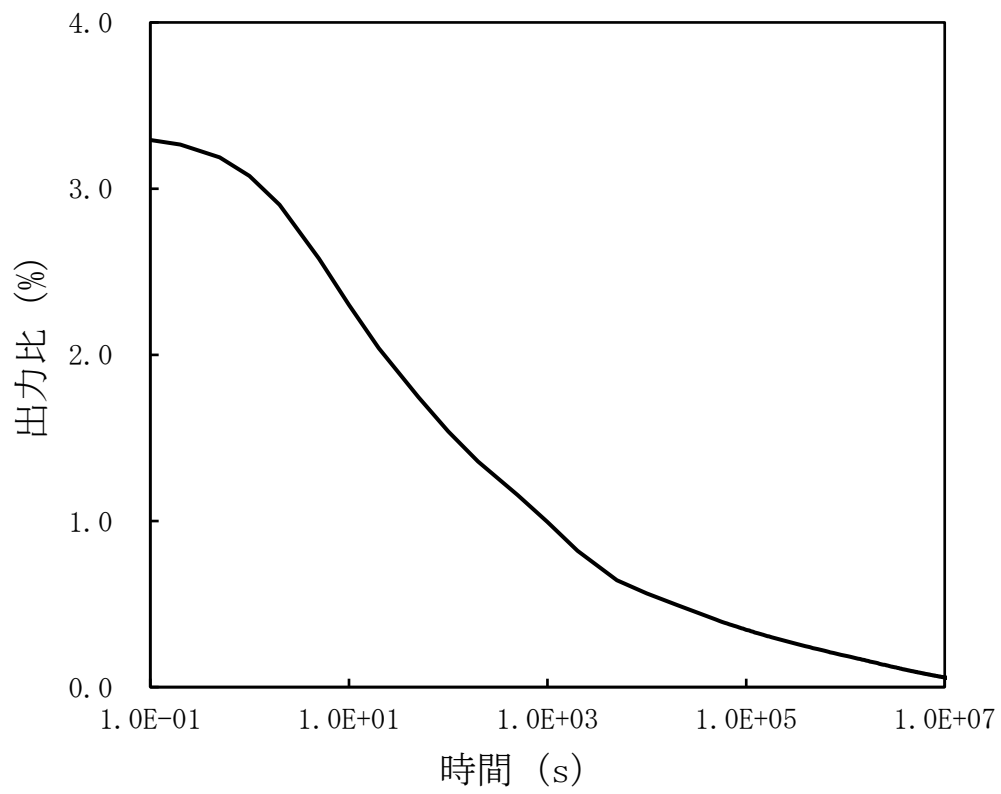
核分裂生成物及びアクチニドの崩壊熱は、F P G Sコードで計算されるノミナル値（最適評価値）を用いる。また、各評価事故シーケンスの有効性評価に用いる崩壊熱は、事象進展に要する経過時間における減衰を考慮した値を用いるとともに、炉心損傷後の崩壊熱には、損傷した炉心燃料からの希ガス及び揮発性核分裂生成物の放出を考慮した値を用いる。希ガス及び揮発性核分裂生成物を除いた崩壊熱を第 2.1 図に示す。

第 2.1 表 解析に使用する原子炉トリップ設定値及び応答時間

原子炉スクラム信号	有効性評価に用いた 原子炉トリップ設定値	応答時間 (注 1)
原子炉入口冷却材温度高	365℃	0.4 秒
炉内ナトリウム液面低	N s L-100mm (注 2)	0.4 秒
電源喪失	—	1.2 秒

(注 1) 解析で用いる原子炉保護系の応答時間（プロセス量が原子炉トリップ設定値に達した時点から制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間）には、原子炉スクラム項目に対して、原子炉保護系の構成機器（リレー等）を抽出し、それらの仕様における動作時間の最大値を積算したものに、余裕等を考慮した値を用いる。

(注 2) N s L：原子炉容器通常ナトリウム液位



第 2.1 図 崩壊熱曲線

有効性評価の解析における炉心特性の設定

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の解析にあつては、標準平衡炉心の炉心特性を基本としている。炉心構成や燃焼状態等が解析条件に与える不確かさの影響は、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータの解析に係る不確かさとして、反応度係数及び崩壊熱への影響を考慮する必要がある。これらの不確かさの考慮として、以下に示すように、基本ケースにおいて保守的な条件を設定又は不確かさの影響評価においてその影響を確認している。

反応度係数

- ・基本ケースでは、標準平衡炉心（BOC）の反応度係数を設定。
- ・計算コードの不確かさと熱膨張率の不確かさに、炉心構成、燃料初期組成、燃焼状態（BOC/EOC）の影響を含めて 20%、30%の不確かさ幅を設定^[1]し、炉心損傷防止措置及び起因過程の不確かさの影響評価において、その影響を確認している。

崩壊熱

- ・基本ケースでは、連続運転により炉心燃料が標準平衡炉心（EOC）の平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を設定している。
- ・格納容器応答過程の不確かさの影響評価において、計算コードの不確かさに余裕を加えて 10%の不確かさを設定し、その影響を確認している。なお、再配置・冷却過程においては、熔融燃料の移行量として、発熱量の不確かさの影響を確認している。
- ・燃料初期組成の不確かさとして、Am-241 の蓄積により、主に長期の崩壊熱に影響が生じるが、ノミナル値設定における計算条件の保守性及び 10%の不確かさ設定における余裕に包絡される。

[1]：【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 32 条（炉心等）に係る説明書（その 1）】

有効性評価の補足説明

目 次

- 別添 1： 損傷炉心物質の冷却性評価の伝熱計算モデルについて
- 別添 2： デブリベッドの粒子径や空隙率の設定根拠について
- 別添 3： 遷移過程における溶融燃料-冷却材相互作用（FCI）の想定について
- 別添 4： ULOF における機械的エネルギーの発生について
- 別添 5： 機械的エネルギー発生解析から原子炉容器構造応答の解析への機械的エネルギーの受渡しについて
- 別添 6： プラグ応答及びナトリウム噴出量の解析について
- 別添 7： 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
- 別添 8： 安全容器内での損傷炉心物質の臨界性の評価について
- 別添 9： 起因過程における不確かさの影響評価について
- 別添 10： 遷移過程における溶融燃料-冷却材相互作用（FCI）の不確かさの影響評価について
- 別添 11： 再配置・冷却過程に係る損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさについて
- 別添 12： ULOF 時の中央制御室の実効線量の評価について

損傷炉心物質の冷却性評価の伝熱計算モデル

1. はじめに

ULOF の再配置・冷却過程における残留炉心物質及び材料照射ラック底部に堆積したデブリベッドの冷却性を評価するために使用した伝熱計算モデルは、炉心物質内部の発熱と周囲への伝熱の熱収支及び炉心物質が溶融した際の物質再分布を 1 次元体系で計算する簡易モデルである。

残留炉心物質の冷却性評価においては、残留炉心物質の内部がスチールの蒸気圧が発生するような高温となることを確認するとともに、原子炉容器内全体の熱流動を解析する FLUENT の境界条件となる残留炉心物質から 3 方向（上方向、下方向、横方向）への熱流束履歴を計算する。初期条件として温度分布や崩壊熱を与えて、炉心溶融プール及び炉心上部／下部構造を高さ方向 1 次元に要素分割して熱収支及び物質再分布を計算し、残留炉心物質の温度分布及び 3 方向への熱流束履歴を計算する。

また、材料照射ラック底部に堆積したデブリベッドの冷却性評価においては、デブリベッドを空隙のある固体円筒としてモデル化してその内部で冷却材が沸騰するような高温となることを確認する。初期条件として温度分布や崩壊熱を与えて、デブリベッドを高さ方向 1 次元に要素分割して熱収支を計算し、円筒内の温度分布を計算する。

2. 熱収支計算モデル

炉心物質の物質混合と溶融状態の様々な状況を区別するため、溶融燃料層、溶融スチール層、混合層（固体燃料粒子及び溶融スチールの混合層又は固体燃料粒子、固体スチール粒子及び冷却材の混合層）及び燃料クラスト層を考慮し、それぞれについて実効的な熱伝導率又は熱伝達率を求めて熱収支を計算する。要素分割は高さ方向 1 次元であるが、径方向への除熱についても、溶融層では自然対流による熱伝達、混合層では内部発熱のある径方向熱伝導を考慮する。エネルギー方程式は以下の通りである。

$$M_k \frac{de_k}{dt} = Q_{dh,k} - Q_{rm,k} \quad (1)$$

ここで、M は質量、e は比エンタルピー、t は時間、 Q_{dh} は崩壊熱による発熱量、 Q_{rm} は除熱量、下付文字 k は要素番号である。除熱量について、混合層及び燃料クラスト層は熱伝導で計算し（当該領域を以下「熱伝導領域」という。）、溶融燃料層及び溶融スチール層は自然対流熱伝達を仮定し複数要素を一つの領域にまとめて熱伝達率を用いて計算する（当該領域を以下「熱伝達領域」という。）。軸方向熱移行量は、要素 k の中心から要素境界までの熱移行量及び要素境界から要素 k+1 の中心までの熱移行量が等しくなると仮定して、要素境界温度を求めることによって計算する。径方向熱移行量は、要素 k の中心から径方向境界までの距離と温度差を求めることによって計算する。軸方向の自然対流熱伝達率について、溶融燃料層は平行平板間の体積発熱プールの自然対流に対する Steinberner-Reiner の Nu 数相関式^[1]、溶融スチール層は下面が加熱された非発熱流体の自然対流に対する Churchill の Nu 数相関式^[2]で得た熱伝達率を適用して熱移行量を計算する。また、径方向熱伝達率の評価には、SCARABEE 炉内試験でその適用性が確認された Nu 数相関式を用いる^[3]。

3. 物質再分布計算モデル

再配置・冷却過程初期状態の残留炉心物質は、全体が第1図(1)に示すように一様な混合層を仮定する。混合層において燃料が再熔融すると第1図(2)に示すとおり、密度差により物質再分布(熔融燃料の沈降及び固体燃料粒子の落下:密度の高い熔融燃料が沈降し、密度の低い熔融スチールが上側へ排除される。また、沈降した熔融燃料の体積分だけ固体燃料粒子が落下する。)が生じるものとする。第2図に熔融燃料の沈降及び固体燃料粒子の落下モデルの概念図を示す。本モデルのアルゴリズムは次のとおりである。

第2図(1)の初期状態は熔融スチール及び燃料粒子の混合物が存在しているが、第2図(1)において、ある要素で燃料の熔融が生じると、熔融した燃料は下の要素に移行する。ここで、熔融した燃料は、下の要素の熔融スチールの体積分のみ移行できる。一方、熔融燃料の沈降により排除された熔融スチールは、上の要素に移行するものとする。すなわち、 $\alpha_{f,liq}$ 、 $\alpha_{s,liq}$ をそれぞれ、要素中の熔融燃料及び熔融スチールの体積割合とすると、

$$\alpha_{f,liq,k+1}\Delta z_{k+1} \leq \alpha_{s,liq,k}\Delta z_k \quad (2)$$

のとき、要素 k+1 の熔融燃料を同体積の要素 k の熔融スチールと入れ替える。

$$\alpha_{f,liq,k+1}\Delta z_{k+1} > \alpha_{s,liq,k}\Delta z_k \quad (3)$$

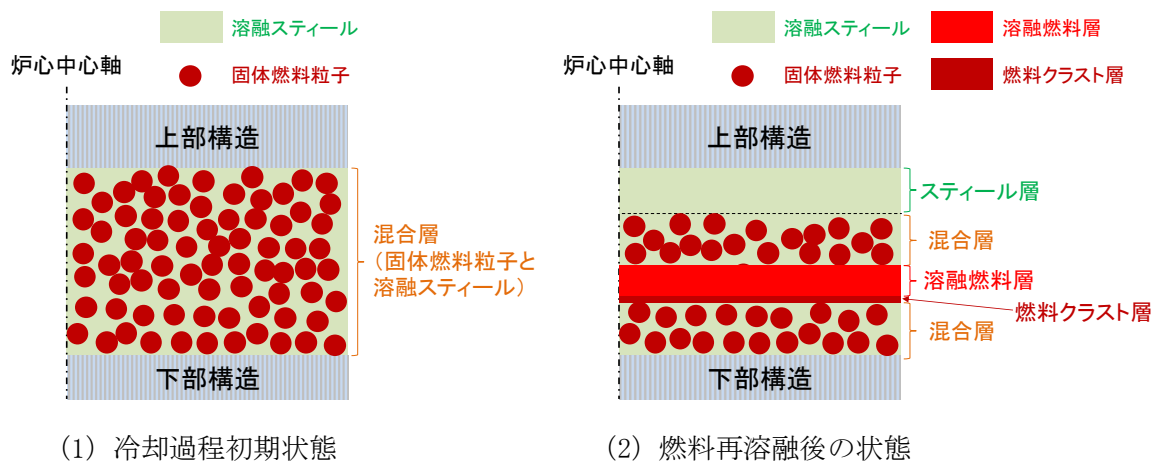
の場合は、要素 k の熔融スチールを同体積の要素 k+1 の熔融燃料と入れ替える(この場合、要素 k+1 の熔融燃料は一部残ることになる)。物質の入れ替えを行うとともに平均温度を計算する。この操作を k=1 から解析体系の上端である k=kmax まで行う。

第2図(2)では、ある要素の下の要素の燃料粒子の体積割合がある最大値(以下「ALPMXI」という。)より小さい場合、燃料粒子の落下が生じる。燃料粒子の落下により排除された熔融スチールは、上のセルに移行するものとする。すなわち、 $\alpha_{f,sol}$ を要素中の固体燃料粒子の体積割合とすると、

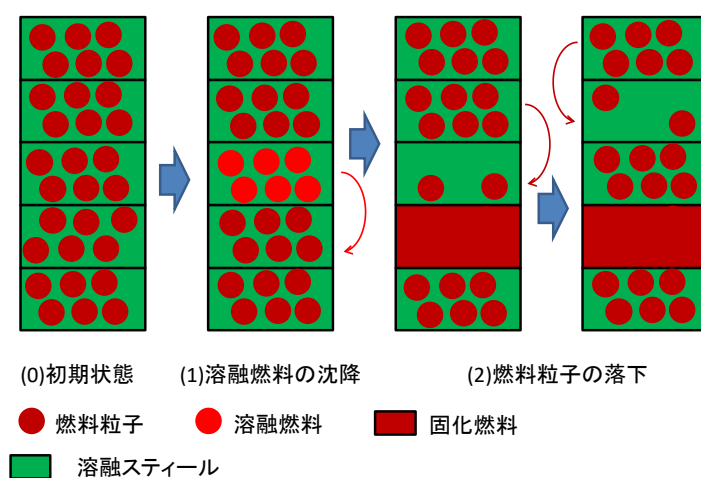
$$(1 - \alpha_{f,liq,k}) \times ALPMXI - \alpha_{f,sol,k} > 0 \quad (4)$$

のとき、要素 k の熔融スチールを上式左辺の体積分の要素 k+1 の固体燃料粒子と入れ替える。要素 k+1 の固体燃料粒子の体積が上式左辺の体積分より小さい場合は、要素 k+1 の固体燃料粒子の全量が要素 k へ移行する。物質の入れ替えを行うとともに平均温度を計算する。この操作を k=1~kmax まで行う。再配置・冷却過程における崩壊熱による燃料の熔融又は周囲への伝熱による固化は物質移動に比較して極めて緩慢であり、本モデルのような簡易的な手法で物質再分布を扱うことが可能である。

熱収支及び物質再分布の計算後、融点(混合層については燃料融点)を超えた要素は熱伝達領域にまとめ、熔融層の平均温度を計算する。



第1図 典型的な炉心物質の状態 (概念図)



第2図 溶融燃料の沈降／燃料粒子の落下モデルの概念

参考文献

[1] Steinberner, U., Reineke, H.-H., Turbulent buoyancy convection heat transfer with internal heat sources, Proceedings 6th International Heat Transfer Conference, Toronto, Canada, August, 1978.

[2] Churchill, S. W., Heat Exchanger Design Hand Book, 2.5.8, (1983), VDI-Verlag GmbH, Hemisphere

[3] Breton, J. P., Jamond, C., Camous, F. and Santamarina, A., “The SCARABEE molten and boiling pool test series BF experimental results, modeling and interpretation”, Proceedings of the 1990 International Fast Reactor Safety Meeting, Vol. II, Snowbird, Utah, 12-16 August 1990, pp. 357-366.

デブリベッドの粒子径や空隙率の設定根拠について

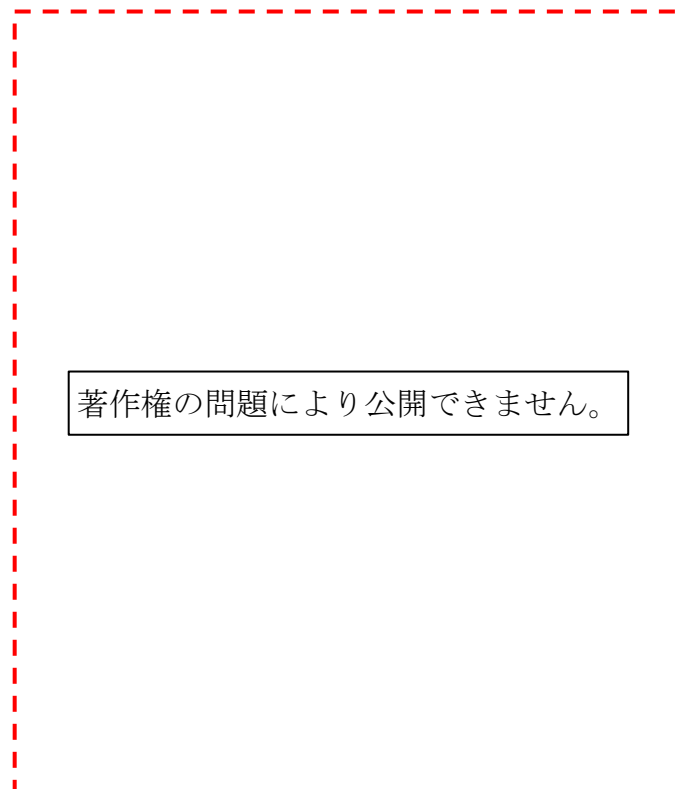
1. 粒子径の設定根拠

格納容器破損防止措置の有効性評価においてデブリベッドの粒子径は 400 μm としている。これは、FRAG 試験^[1]（米国のサンディア国立研究所（SNL）で実施された大規模 FCI 試験）のうち、20kg の熔融燃料と熔融スチールの混合物（UO₂-ZrO₂（70%）、スチール（30%））を 23kg のナトリウム中へ落下させた試験である FRAG4~6 及び 13 試験で得られた粒径分布の中央値の平均値である。第 1.1 図に FRAG 試験で得られた粒径分布を示す。グラフ読み取り値より、FRAG4~6 及び 13 試験の粒径分布の中央値を計算すると以下のとおりである。

- ・ FRAG4 試験： $210 + (420 - 210) / (63 - 44) \times (50 - 44) = 276.3\mu\text{m}$
- ・ FRAG5 試験：420 μm
- ・ FRAG6 試験： $420 + (600 - 420) / (60 - 47) \times (50 - 47) = 461.5\mu\text{m}$
- ・ FRAG13 試験： $420 + (600 - 420) / (57 - 47) \times (50 - 47) = 474\mu\text{m}$

したがって、FRAG4~6 及び 13 試験の粒径分布の中央値の平均値は 407.95 μm となり、格納容器破損防止措置の有効性評価においては 400 μm をデブリベッドの粒子径とする。

なお、FARO/TERMOS T1 試験^[2]（伊国イスプラの共同研究センター（JRC）で実施された 100kg の UO₂ を 130kg のナトリウム中へ落下させた大規模 FCI 試験）（第 1.2 図）における粒径分布は、「CENTER」「BOTTOM」においてデータが不十分（粒径分布の中央値のデータがない。）であるため、使用しないものとした。



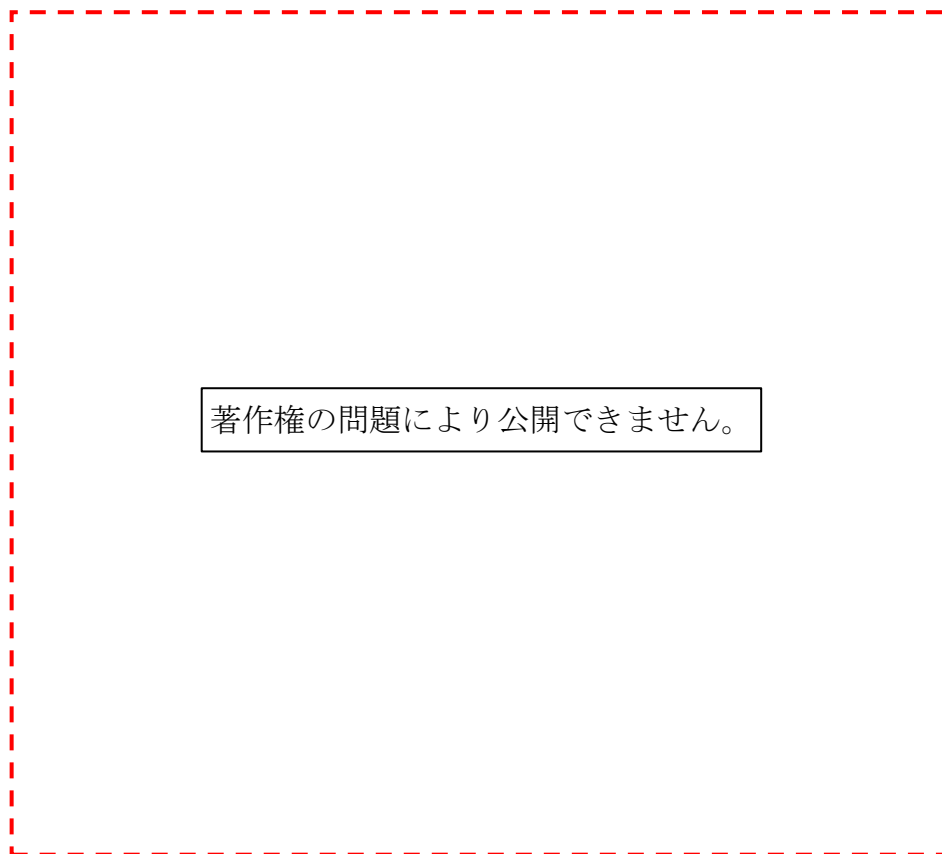
第 1.1 図 FRAG 試験における粒径分布（参考文献[1]に読み取り値を加筆）

著作権の問題により公開できません。

第 1.2 図 FARO/TERMOS T1 試験における粒径分布^[2]

2. 空隙率の設定根拠

格納容器破損防止措置の有効性評価においてデブリベッドの空隙率は0.6とする。これは、第2.1図に示すFARO/TERMOS試験^[2]及びFRAG4試験で得られたポロシティから設定したものである。



第2.1図 FARO/TERMOS試験及びFRAG試験におけるポロシティ^[2]

3. 参考文献

- [1] T. Y. CHU, "Fragmentation of Molten Core Material by Sodium," Proc. Int. Topi. Mtg. LMFBR Safety and Related Design and Operational Aspects, Lyons, France, July 19-23, 1982, Vol. III, p. 487, European Nuclear Society (1982).
- [2] Magallon, D., Hohmann, H. and Schins, H., "Pouring of 100kg-scale molten UO₂ into sodium", Nuclear Technology, Vol. 98, No. 1, pp.79-90, 1992.

遷移過程における溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）の想定について

「常陽」の炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（以下「ULOF」という。）及び過出力時原子炉停止機能喪失（以下「UTOP」という。）の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、炉心損傷の進展の中で溶融燃料が冷却材のナトリウムと接触すれば両者の間の急激な熱伝達により冷却材の急激な沸騰や圧力発生に至る可能性があるため、その機械的影響が重要となる。以下には、遷移過程解析における溶融燃料－冷却材相互作用（以下「FCI」という。）の特徴と取扱いについて述べる。

1. ULOF 及び UTOP の事故シーケンスの遷移過程における FCI

遷移過程においてはいくつかのモードで FCI の発生に至る可能性が考えられる。第 1 に、起因過程と同様に、未沸騰又は部分沸騰状態の燃料集合体において燃料要素が溶融すると、冷却材と接触・混合して FCI が発生する可能性がある。第 2 に溶融燃料が炉心上下や周囲の低温領域に移動して冷却材と接触・混合して FCI が発生する可能性がある。第 3 に低温状態にある制御棒下部案内管又は径方向集合体のラップ管が溶融燃料により破損した場合は内部の冷却材との間で FCI が発生する可能性がある。これらの FCI 自体は局所的な現象でありその発生圧力が過大になることはないが、FCI に駆動される燃料移動は大きな反応度効果を持つ。

第 1 の燃料要素溶融時の FCI は集合体のラップ管が健全な状態で発生する FCI であって炉心全体の燃料の凝集による大きなエネルギー発生を伴う厳しい即発臨界を引き起こすことはない。また、「常陽」の冷却材ボイド反応度は、ほぼ全炉心で負であるため、ULOF の事故シーケンスでの事故進展は低下した炉出力によって緩慢に進む。したがって、燃料の溶融は集合体内のナトリウムが沸騰によって排除されてドライアウトしてから起きることになり、この FCI が起きる可能性は極めて小さい。第 2 の炉心周囲の低温領域での FCI は炉心の損傷規模が拡大してから溶融した炉心物質が集合体の上下ピン束又は先行して破損している制御棒下部案内管内に移動して残存しているナトリウムと接触することで発生する。発生箇所を中心として燃料を分散させるため、厳しい即発臨界を引き起こすことはないが、偶発的に複数箇所と同時に発生して燃料を凝集させる状況を想定すれば、燃料の集中を駆動する可能性もある。第 3 の制御棒下部案内管破損時の FCI は後述する EAGLE 試験の知見によると発生する圧力は小さく、炉心内の燃料の動きを駆動することはないと考えられる。

以上のことから、「常陽」における遷移過程のように、事象進展が緩慢で炉心周辺に冷却材が残存した状態で炉心溶融が進行するような場合においては、第 2 のモードが重要となる。

2. 溶融 UO_2 とナトリウムの FCI の実験的知見

既存の溶融 UO_2 とナトリウムの FCI を実現した実験的知見を第 2.1 表にまとめる^{[1]～[6]}。また、代表的な試験である、CORECT-II、FARO-TERMOS、CAMEL 試験の試験装置の概念図を第 2.1 図～第

2.3 図に示す。様々な FCI の発生状況を想定した試験が行われている。大きな圧力ピークが測定されているのは CORECT-II 試験のケース 21 の約 12MPa、ケース 18 の約 7MPa、ケース 12B の約 6.6MPa であるが、前者 2 つの試験ケースは閉じ込められた狭い空間内に強制的にナトリウムを注入した条件での FCI、最後のケース 12B は高温融体上にナトリウムを注入する試験であり、いずれの試験も前述した第 2 のモードである炉心周囲で発生する FCI の発生状況を模擬した試験には該当しない。また、FARO-TERMOS 試験においても約 6MPa の圧力ピークが測定されているが、この試験は約 140kg の溶融 UO_2 を 5m の高さからナトリウムプール中へ落下させた試験であり、炉心内の局所的な FCI の知見として用いるには適切ではない。炉心内での FCI の発生状況に近い状況を模擬した試験としては、CORECT-II ケース 22、CAMEL C6、EAGLE ID1 試験がある。これらの発生圧力は CORECT-II のケース 22 が約 4.3MPa、CAMEL C6 が約 4MPa、EAGLE ID1 は極めて緩慢で約 0.15MPa である。

3. 遷移過程解析における FCI の扱い

SIMMER を用いた遷移過程の解析においては、炉心内の損傷領域の拡大と炉心物質の動きに従って解析されているが、「常陽」の遷移過程は低出力、かつ、低温（大半の燃料は固化状態）のまま推移するため、有意な FCI 現象は発生していない。他方、大きな反応度効果を駆動する可能性のある炉心周辺部の FCI 現象については、制御棒破損時に発生する FCI は EAGLE の知見に基づけば数気圧程度の極めて限定された圧力発生にとどまることが示されており、また CAMEL C6 又は CORECT-II ケース 22 のように強制的に高温融体とナトリウムを接触させた試験においても約 4MPa 程度の発生圧力である。FCI の不確かさに係る感度解析では基本ケースで燃料集中による即発臨界が発生する直前に、燃料集中を促進する位置にある外側炉心の制御棒下部案内管 2 カ所で同時に約 8MPa の圧力が発生するという仮想的な条件の下での保守的な解析を行ってその影響を評価した。

4. 大規模 FCI の発生可能性について

「常陽」MK-IV 炉心の燃料インベントリは高々 1 トン程度であり（大型軽水炉では 100 トン以上であるのに対して）、また、ULOF の事故シーケンスにおいてはそもそも大量の溶融燃料が冷却材のナトリウムと混合する状況は考えられない。一般に、大規模な FCI が発生するためには、安定膜沸騰条件下で溶融燃料とナトリウムとの大規模な粗混合状態が形成される必要があるとされている^[7]。一方、ナトリウム冷却高速炉においては、ナトリウムの熱伝導度が高いために溶融燃料とナトリウムの接触界面温度は安定膜沸騰の発生条件をはるかに下回り、液-液接触状態が維持されるため、大規模な粗混合状態が形成されることはない^[2]。したがって、大規模な FCI は原理的に回避できる。

5. まとめ

上述の通り、「常陽」MK-IV においては、炉心の燃料インベントリが高々 1 トン程度であり、炉心損傷の事故シーケンスにおいて大量の溶融燃料が冷却材と混合する状況は考えられないこ

と、またナトリウム冷却炉においては、熔融燃料とナトリウム間に安定膜沸騰が発生し得ないために大規模な粗混合状態が形成されないことから、大規模な FCI は原理的に発生しない。

他方、大規模な FCI は無いとしても、炉心損傷の進展の過程で熔融燃料と冷却材が接触・混合して FCI (ナトリウム蒸気の発生) を生じることは当然考えられる。特に、全炉心規模で炉心が損傷した遷移過程において、炉心周辺で発生する FCI によって燃料が集中することによって即発臨界を超過する可能性については、実験的な知見に基づいた十分に保守的な条件を用いて不確かさを包絡する解析を S I M M E R - I V によって適切に行っている。

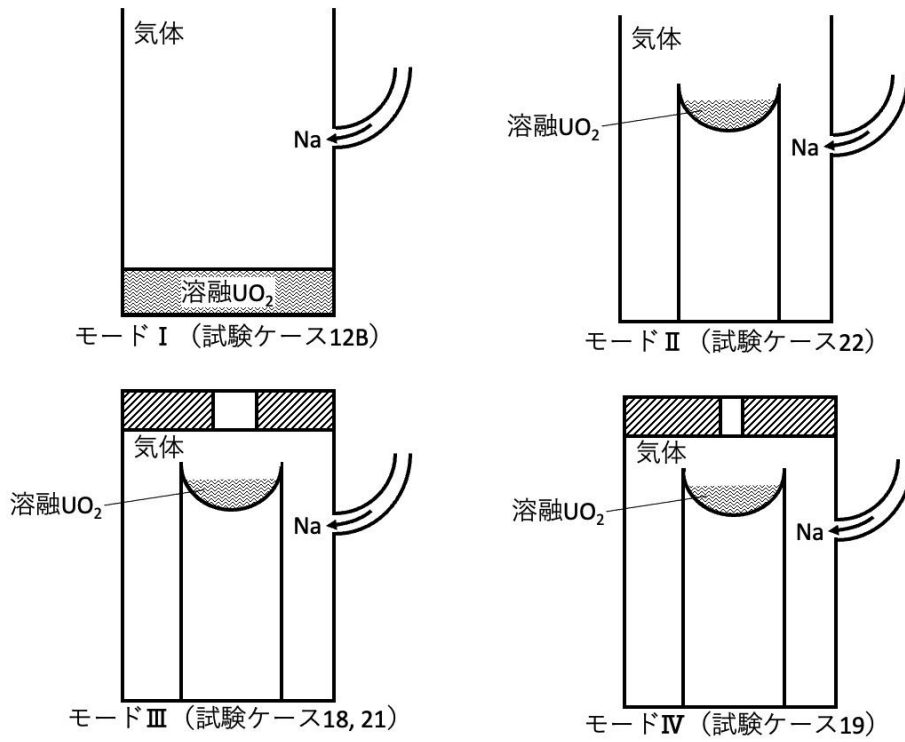
以 上

参考文献

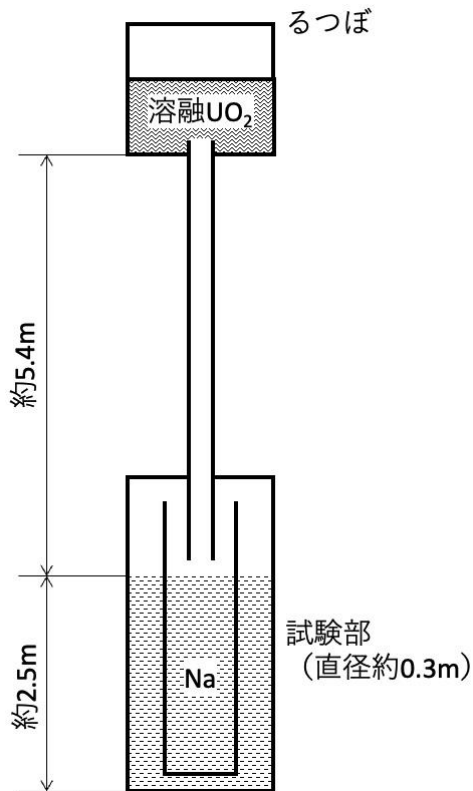
- [1] Anzieu, P., “The CORECT-II fuel-coolant interaction experiments: Interpretation and subassembly accident model,” Proc. of the LMFBR Safety Topical Meeting, Vol. IV, pp. 251-259, Lyon (1982).
- [2] Fauske, H.K. and Koyama, K., “Assessment of Fuel Coolant Interactions (FCIs) in the FBR Core Disruptive Accident (CDA),” J. Nucl. Sci. and Tech., Vol. 39, No. 6, pp. 601-614 (2002).
- [3] Johnson, T.R., et al., “Large-scale Molten Fuel-Sodium Interaction Experiments,” Proc. of the Fast Reactor Safety Meeting, pp. 883-896, Beverly Hills, California (1974).
- [4] Magallon, D., et al., “Pouring of 100-kg-Scale Molten UO₂ into Sodium,” Nucl. Tech., Vol. 98, No. 1, pp. 79-90 (1992).
- [5] Spencer, B.W., et al., “Results of recent reactor materials tests on dispersal of oxide fuel from a disrupted core,” Proc. of the International Topical Meeting on Fast Reactor Safety, pp. 877-882, Knoxville, Tennessee, (1985).
- [6] Konishi, K., et al., “The EAGLE project to eliminate the recriticality issue of fast reactors - Progress and results of in-pile tests -,” NTHAS5-F001, Fifth Korea-Japan Symp. on Nucl. Thermal Hydraulics and Safety, Jeju, Korea, Nov. 26-29, 2006.
- [7] Briggs, A. J., Steam explosions and reactor safety, CSNI report, No. 74, (1982).

第 2.1 表 UO₂ とナトリウムを用いた FCI 実験

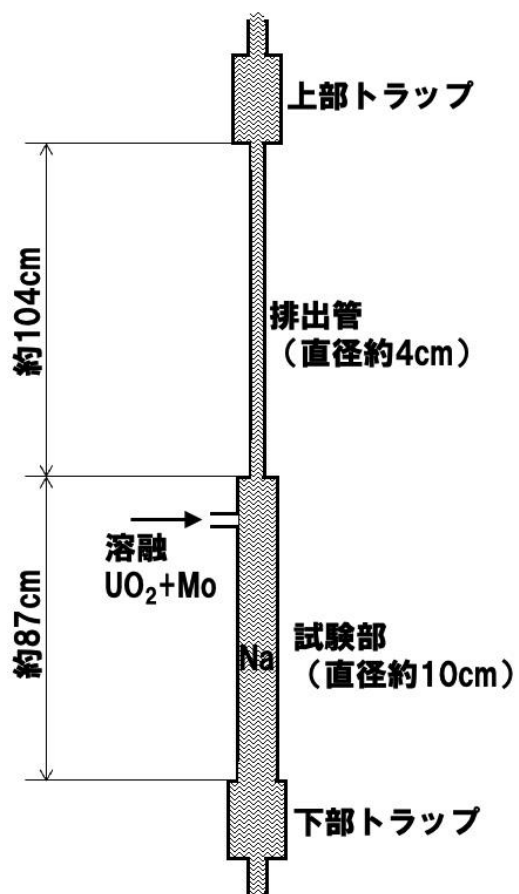
試験名	ケース	融体	質量 (kg)	加熱方法	高温融体温度 (°C)	FCI 発生状況	ナトリウム温度 (°C)	投入速度 (m/s)	発生圧力ピーク (MPa)	
CORECT-II	12B	UO ₂	4.15	高周波加熱	—	FCI 発生状況 溶融UO ₂ を皿状のるつぼに入れ、その周囲下方向からナトリウム液位を上昇させる。 I～IVの試験modeがあり、mode IIIとIVは閉じ込まれた狭い空間内のFCI、mode Iは融体プールにナトリウムを上から注ぐ試験である。炉心近傍のFCIとして参考になるのは開放された空間で実施したmode IIである。	600	—	6.6	
	18	UO ₂	4.92	高周波加熱	—		III	685	—	7
	19	UO ₂	5.15	高周波加熱	—		IV	580	—	5
	21	UO ₂	4.86	高周波加熱	—		III	560	—	12
	22	UO ₂	5.13	高周波加熱	—		II	561	—	4.3
M-series	M1	UO ₂ -Mo	1.4	テルミット	—	約3～3.2kgのナトリウムプールへ融体を落下させる。	288	3.3	0.43	
	M2	UO ₂ -Mo	6.8	テルミット	—		299	18	0.69	
	M3	UO ₂ -Mo	3	テルミット	—		627	3.9	0.28	
FARO-TERMOS	T1	UO ₂	110	通電加熱	3,000	直径50cm、深さ約2mのプールに約5m上から融体を落下させる。主に炉容器外でのFCIを想定した試験である。	400	10	未計測	
	T2	UO ₂	140	通電加熱	3,000		400	10	6	
CAMEL	C6	UO ₂ -Mo	約2	テルミット	3,200	クリンチリバー増殖炉の制御棒案内管を横した直径10.23cmの流路に2.54cm径のパイプから融体を噴出させる。背圧はC6が0.59MPa、C7が0.31MPaである。	503	—	4	
	C7	UO ₂ -Mo	約2	テルミット	3,200		503	—	未計測	
EAGLE	ID1	UO ₂ -SS	—	核加熱	3,000以上	核加熱で燃料ピン束を溶融して形成した炉心プールがナトリウムを内包するダクトを溶融破損してFCIが発生する。	400	—	約0.15	



第 2.1 図 CORECT-II 試験装置概念図



第 2.2 図 FARO-TERMOS 試験装置概念図



第 2.3 図 CAMEL 試験装置概念図

ULOF における機械的エネルギーの発生について

これまでの「常陽」の設置許可申請においても原子炉立地審査指針に基づく仮想事故として損傷炉心の即発臨界超過によるエネルギー放出の評価が行われてきた。

今回の設置変更申請前の既許可の仮想事故の「炉心溶融再臨界事故」はア priori に再臨界（即発臨界超過）の発生を想定するもので、大きな機械的エネルギー発生に対して原子炉施設（特に格納容器）の健全性を評価することを目的に、「常陽」の当初申請以来同じ考え方が踏襲されてきた。有効破壊エネルギーの計算は、即発臨界超過後の出力逸走で生じた高温高压の燃料の膨張に伴う機械的エネルギーへの変換を理論上もっとも変換効率が大きくなる大気圧までの断熱変化を仮定して熱力学的に行われた、いわば熱力学的仕事ポテンシャルであり、MK-III 炉心では約 180MJ であった。

一方、今回の機械的エネルギーの発生の解析は、多次元熱流動解析コード（SIMMER-IV）を使用して、原子炉容器内の冷却材の加速と運動エネルギー、カバーガスの圧縮エネルギー等へのエネルギー変換とその間の熱的、流体力学的相互作用や損失を機構論的に解析している。その結果、機械的エネルギーは熱力学的仕事ポテンシャルと比べて大きく低減され、不確かさの影響評価において発生する機械的エネルギーとして約 3.6MJ を得た。

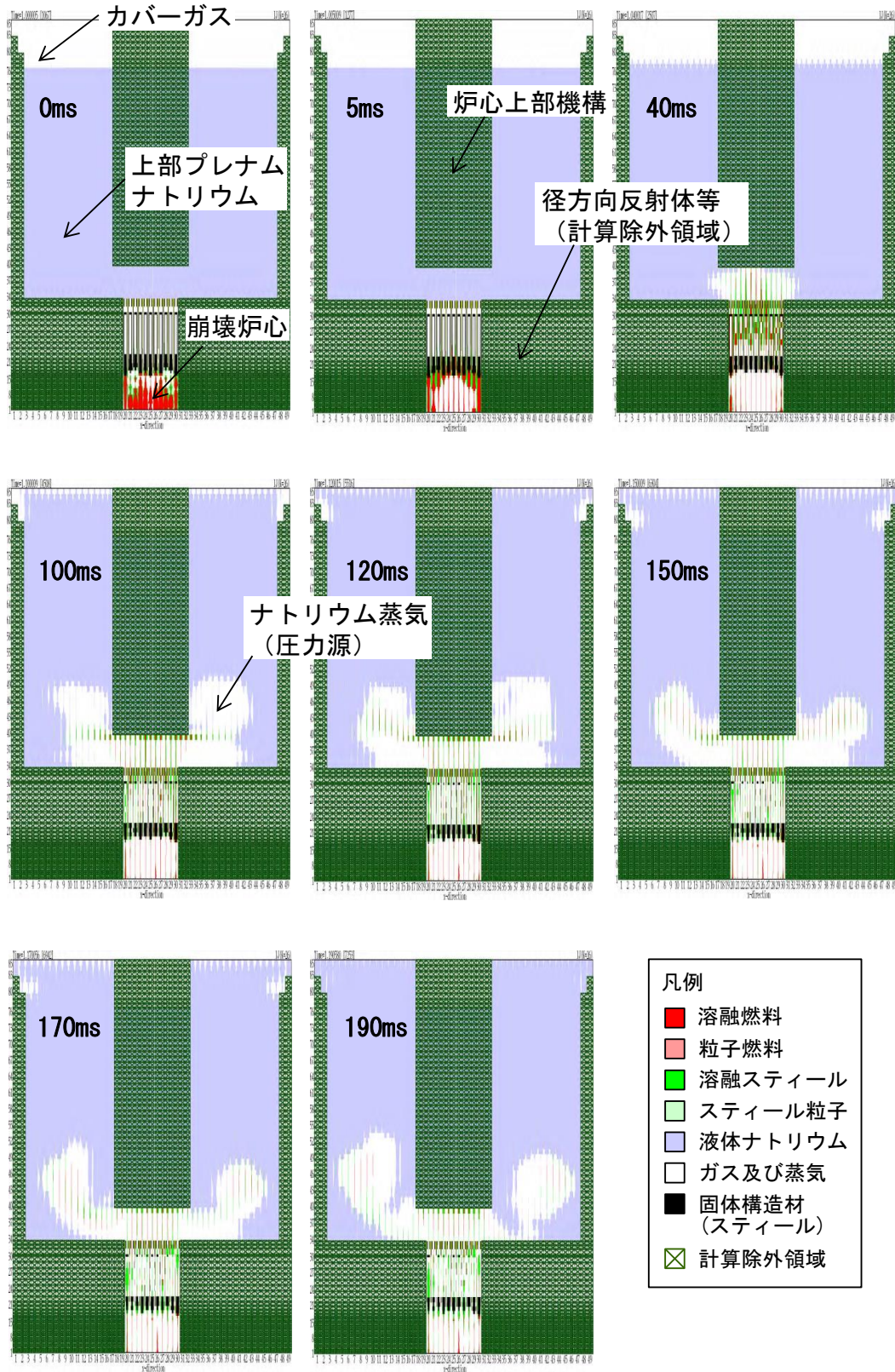
機械的エネルギー発生からの原子炉容器構造応答の解析への 機械的エネルギーの受渡しについて

機械的エネルギー発生からの原子炉容器構造応答の解析の接続は、機械的エネルギーそのものを受け渡すのではなく、機械的エネルギーの発生を駆動する圧力源の膨張特性を介して行われる。具体的な手順は以下のとおりである。

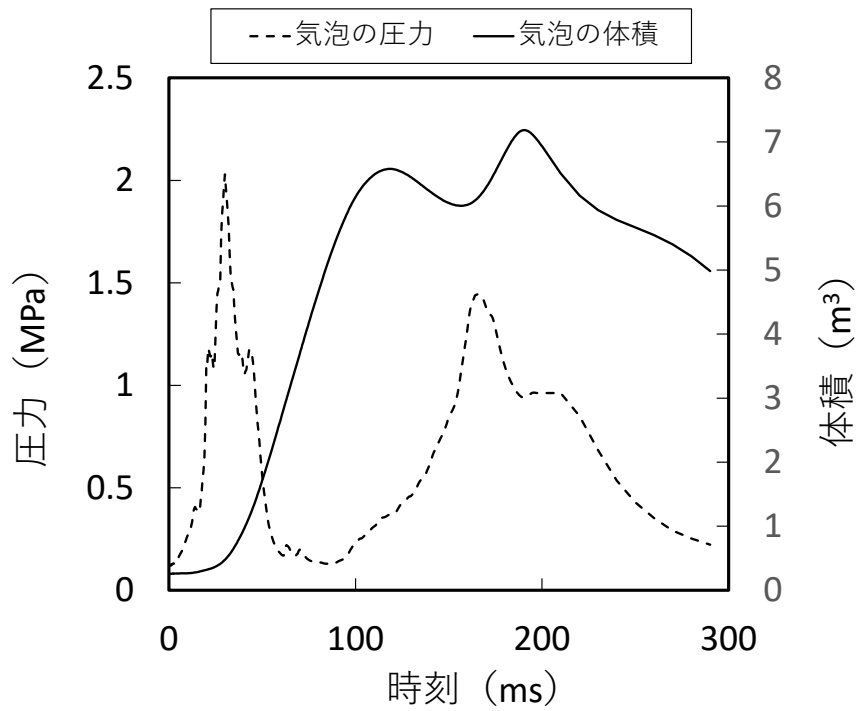
ULOF における機械的エネルギーの発生は、S I M M E R - I V による多次元熱流動解析により機構論的に解析する。即発臨界超過で発生した熱エネルギーで高温・高圧となった炉心物質が蒸発・膨張しながら、周囲のナトリウムを蒸発させつつ、上部プレナムの下部に原子炉容器径スケールの固気液混相の蒸気泡（以下「CDA (Core Disruption Accident) 気泡」という。）を成長させる。これが圧力源となって上部プレナム内のナトリウムを上方に加速することで、熱エネルギーが機械的エネルギーに変換される。この機械的エネルギーの解析で得られた原子炉容器内の物質配位の時間変化（不確かさを考慮したケース）を第 1 図に示す。CDA 気泡は炉心上部機構を迂回しながらトーラス形状で成長している様子が見て取れる。第 2 図に CDA 気泡の体積（増分）とその圧力の時間変化を示す。CDA 気泡は炉心物質の膨張とともに成長し、その体積は約 120ms でいったんピークに達した後に約 160ms にかけて若干収縮するが、再度膨張して約 190ms で最大値に達する。気泡圧力の最大値は約 2MPa である。

A U T O D Y N による原子炉容器構造応答の解析では、圧力源である CDA 気泡を同コードの「ガス気泡モデル」によって表現し、その膨張特性である圧力と体積の関係（以下「P-V 曲線」という。）を与えることによって、上部プレナムのナトリウムの加速と機械的エネルギーの発生、カバーガス空間の圧縮、原子炉容器内の圧力挙動及びこれによる原子炉容器構造応答を解析する。S I M M E R - I V による解析で得られた第 2 図の圧力及び体積の時間挙動に基づく P-V 曲線を気泡の体積が最大値となる約 7m³ までプロットしたグラフを第 3 図の実線に示す。A U T O D Y N のガス気泡モデルでは、気泡の体積と圧力是一对一の関係で与えられるため、実際には第 3 図の点線で示した関係が A U T O D Y N の入力として用いられている。この A U T O D Y N への入力とした P-V 曲線を体積について積分した約 4.0MJ は、S I M M E R - I V による炉心膨張挙動の解析で得られた機械的エネルギー約 3.6MJ よりも大きな値となっており、S I M M E R - I V による解析で得られた機械的エネルギーが保守的に A U T O D Y N へ受け渡されている。

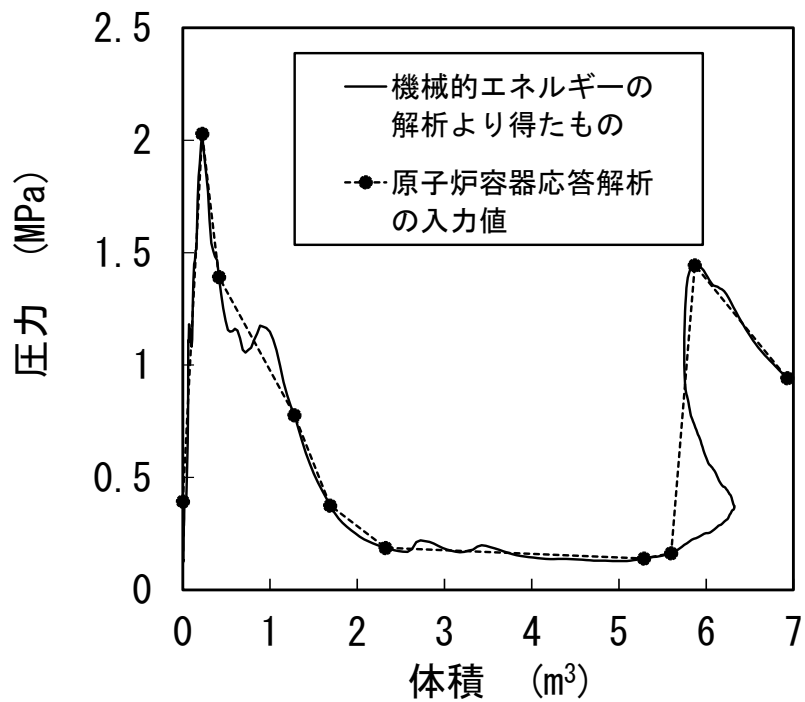
なお、P-V 曲線を介して機械的エネルギーの発生と整合させた形で原子炉容器構造応答の解析を行う手順は、米国のクリンチリバー増殖炉 (CRBR) の CDA 解析で使用されたもので、「もんじゅ」の ULOF 解析でも用いられた。



第1図 原子炉容器内物質配置の時間変化 (不確かさを考慮したケース)



第2図 CDA気泡の体積と圧力の時間変化（不確かさ影響評価ケース）



第3図 蒸気泡の体積と圧力の関係（不確かさ影響評価ケース）

プラグ応答及びナトリウム噴出量の解析について

事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（以下「ULOF」という。）」の格納容器破損防止措置の有効性評価は、事象進展をいくつかの過程に分けて行う。機械的エネルギーによる構造応答評価及びナトリウム噴出量の評価の過程（以下「機械的応答過程」という。）は、機械的エネルギーの解析、原子炉容器の構造応答解析及びナトリウム噴出量の解析を組み合わせることにより行う。機械的応答過程の解析の流れを第1図に示す。

ナトリウム噴出量の解析では、先行して実施される機械的エネルギーの解析により得られる、回転プラグ下面に作用する圧力の時間履歴を入力として、P L U Gを用いて回転プラグ及び固定ボルトの応答並びに回転プラグの間隙から格納容器（床上）へ噴出するナトリウム量を解析する。

以下に、ナトリウム噴出量の解析の目的、解析方法、解析ケース、解析条件及び解析結果について記す。

1. 解析の目的

この解析では、機械的エネルギー発生時の原子炉容器内圧力上昇によって引き起こされる回転プラグの動的応答と、これに伴い回転プラグの間隙から格納容器（床上）に噴出するナトリウム量を評価することを目的とする。

2. 解析方法

ナトリウム噴出量の解析はP L U Gを用いて行う。P L U Gは、回転プラグ下面に作用する圧力履歴による回転プラグの動的応答と、回転プラグ間隙を通じて格納容器（床上）へと噴出するナトリウム量を解析する計算コードである。

P L U Gの主要な入力は、回転プラグの重量及び受圧面積、回転プラグの固定ボルトの幾何形状及び材料特性並びに回転プラグ下面に作用する圧力の時間履歴である。これらを入力として回転プラグの動的応答を解析し、回転プラグの変位、固定ボルトのひずみ及び格納容器（床上）に噴出するナトリウム量を計算する。

なお、格納容器（床上）へのナトリウムの噴出経路となる回転プラグ間隙部の空間体積は初期にはアルゴンガスにより満たされているため、この空間が流入してくるナトリウムで満たされた後に初めて格納容器（床上）にナトリウムが噴出することになる。すなわち、回転プラグ間隙部の空間に流入するナトリウム量がこの空間体積よりも少ない場合、格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。

3. 解析ケース

機械的エネルギーの解析における基本ケース（機械的エネルギー1.8MJ）及び不確かさを考慮したケース（機械的エネルギー3.6MJ）の2ケースとする。

4. 解析条件

4.1. 解析体系

PLUGによるナトリウム噴出量の解析の解析体系を第4.1.1図に示す。解析体系作成の方針は以下の通り。

- ・ 回転プラグを構成する大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構をモデル化し、各プラグに作用する圧力に対する力の伝達経路を同定して、作用の及ぶ固定ボルトをモデル化する。回転プラグの重量、受圧面積、固定ボルトの材質、呼び径、有効長及び本数を第4.1.1表に示す。
- ・ カバーガスの存在は無視して、ナトリウムは最初から回転プラグ下面に接しているものとする。
- ・ ナトリウムの噴出経路となる回転プラグ間隙部の垂直部分は環状流路として、水平部分は矩形流路としてモデル化する。

4.2. 基本ケースの解析条件

基本ケースの解析条件及び解析上の仮定は以下のとおり。

- ・ 回転プラグ下面に作用する圧力の履歴は、機械的エネルギーの解析の結果得られる圧力履歴を用いる。大回転プラグ及び小回転プラグの下面は同一高さに位置するため同じ圧力履歴を用いる。炉心上部機構の下面はこれより3.6mほど下方であるため、該当する高さの圧力履歴を用いる。第4.2.1図に基本ケースの入力となる回転プラグ下面に作用する圧力履歴を示す。
- ・ 回転プラグが衝突する際の反発は、反発係数を考慮した反発モデルを用いて計算する。
- ・ ボルトが初期に締め付けられている場合はその初期締め付け力を考慮する。

4.3. 不確かさを考慮したケースの解析条件

不確かさを考慮したケースの解析は、基本ケースに対して、入力する圧力履歴のみを変更して行う。第4.3.1図に不確かさを考慮したケースの入力となる回転プラグ下面に作用する圧力履歴を示す。

5. 解析結果

5.1. 基本ケースの解析結果

第5.1.1図に各回転プラグ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、支持フランジ上に着座する。炉心上部機構及び小回転プラグのボルトには初期ひずみ以外のひずみは生じておらず、これらプラグと大回転プラグとの相対変位は生じていない。ボルトの降伏ひずみは入力により降伏応力に相当する0.385%と設定しており、いずれのボルトも塑性変形に至っていない。動的なひずみが生じた大回転プラグの固定ボルトのひずみは最大で0.07%であり、JIS規格における常温の破断伸び15%と比べて十分小さく、破断には至らない。各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量（積算値）は大回転プラグで6.6kgであり、小回転プラグ及び炉心上部機構ではナトリウムはプラグ間隙内に流入しない。大回転プラグの間隙内に保持可能なナトリウム質量（回転プラグ間隙の容積に相当）は約520kgであり、間隙内への流入量がこれを十分下回る

ことから、基本ケースでは格納容器（床上）にナトリウムは噴出ししない。

以上から、ボルトの健全性が損なわれることはなく、回転プラグは垂直上方向へ変位するものの短時間のうちに自重で落下・着座し、回転プラグ部の気密性は確保され、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。

5.2. 不確かさを考慮したケースの解析結果

第 5.2.1 図に各プラグの動的応答の解析結果を示す。約 200ms まで各プラグは一体となって変位するが、200ms 以降はボルト強度の相違及び衝突による運動エネルギーの受け渡しの影響を受けて、各プラグが独立に変位し相対変位が生じている。約 200ms まで各プラグが一体となって変位する理由は、炉心上部機構が初期締め付け力約 100MPa で小回転プラグに固定されていること及び小回転プラグが初期締め付け力約 200MPa で大回転プラグに固定されていることによる。800ms 以降、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮上に要する圧力（約 0.24MPa）を下回ると、各プラグは被搭載プラグあるいは大回転プラグ支持フランジ上に着座する。各プラグの固定ボルトの降伏ひずみは入力により降伏応力に相当する 0.385%と設定しており、すべての回転プラグでボルトが塑性変形するものの、ひずみは最大でも 1.6%であり、JIS 規格における常温の破断伸び 15%より十分小さく、破断には至らない。第 5.2.2 図には各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量（積算値）を示す。各図における黒点線は当該回転プラグに対応する回転プラグ間隙内に保持可能なナトリウム質量（回転プラグ間隙の容積に相当）を表す。回転プラグ間隙内に流入するナトリウム量が、この保持可能なナトリウム量以下であれば、回転プラグ間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。この解析では、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した。しかし、回転プラグ間隙へのナトリウムの流入量は同間隙の保持可能なナトリウム量を下回り、したがってナトリウムは原子炉容器内から格納容器（床上）に噴出ししない結果となった。以上から、ボルトの健全性が損なわれることはなく、回転プラグは垂直上方向へ変位するものの短時間のうちに自重で落下・着座し、回転プラグ部の気密性は確保され、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。

6. まとめ

ULOF の機械的応答過程における回転プラグの応答及びナトリウム噴出を解析した。基本ケースでは次のような結果となった。

- ・ 回転プラグを構成する各プラグを固定するボルトのひずみは最大で 0.07%であり、破断伸びである 15%より十分小さく、ボルトの健全性は維持される。
- ・ 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、一時的に形成される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。

不確かさの解析ケースでは次のような結果となった。

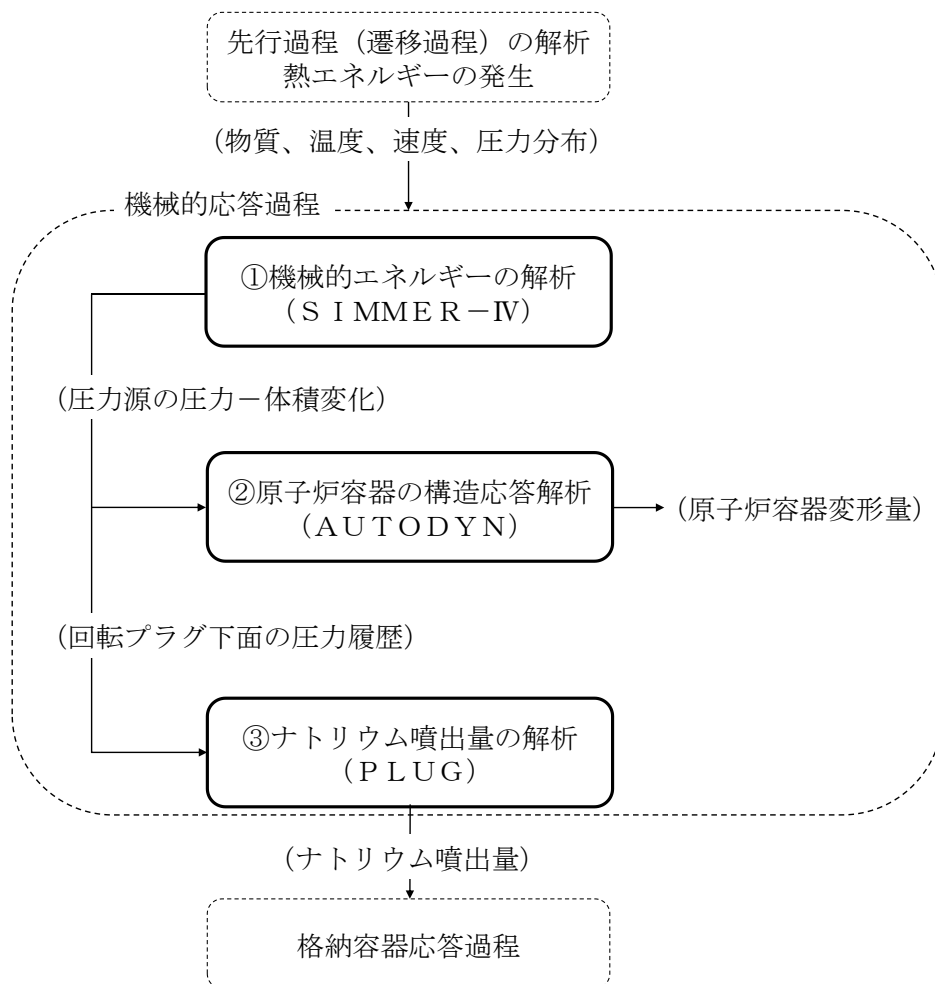
- ・ 回転プラグを構成する各プラグを固定するボルトのひずみは最大で 1.6%であり、破断伸びである 15%より十分小さく、ボルトの健全性は維持される。
- ・ 機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、一時的に形成されるプラグ間の間隙を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。

以上のことから、発生する機械的エネルギーの不確かさを考慮したとしても、格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じないことが確認できた。これにより、評価項目の一つである「ナトリウムが格納容器（床上）に噴出する場合にはナトリウムの燃焼等に対して、格納容器健全性が維持できること」に対して、ナトリウムが格納容器（床上）に噴出しないことをもって評価項目を満足しうることが確認できた。

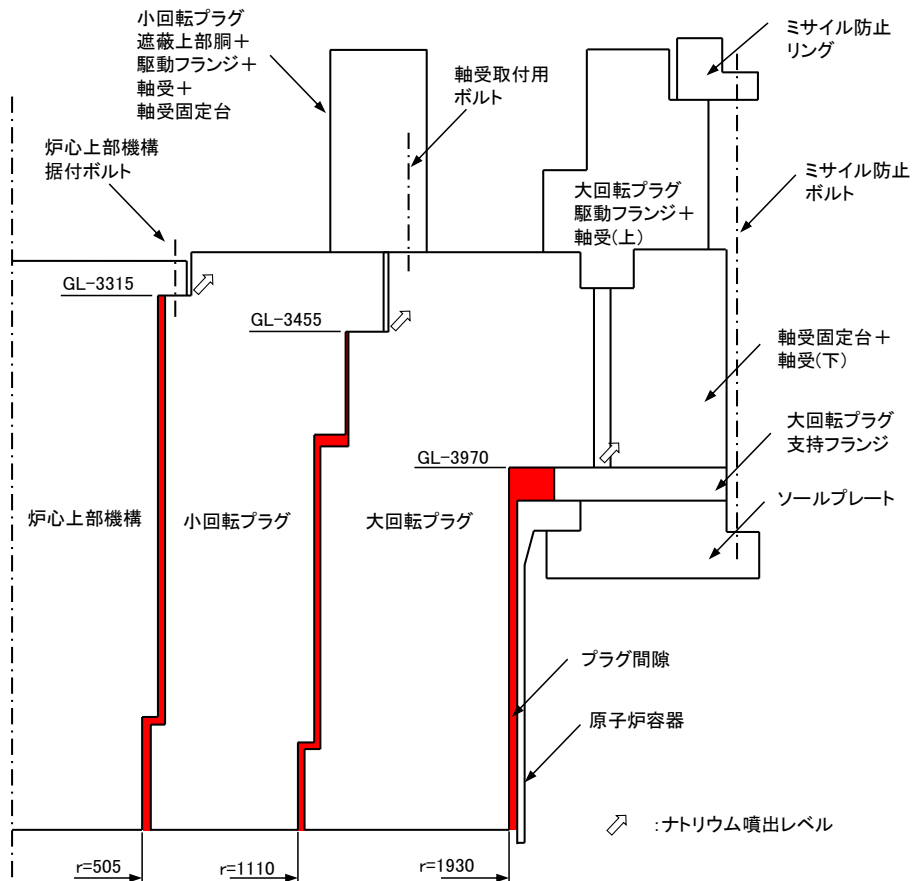
第 4.1.1 表 各回転プラグの重量、受圧面積、固定ボルトの材質、外径、有効長及び本数

	プラグ重量 (ton)	プラグ受圧面 積(m ²)	ボルト材質	ボルトねじ山 部外径(mm)	ボルト有効 長(mm)	ボルト 本数
大回転プラグ	143	8.1	SCM435	40※	1840	35
小回転プラグ	96	3.2	SCM435	30	450	36
炉心上部機構	13	0.90	SCM435	33	230	24

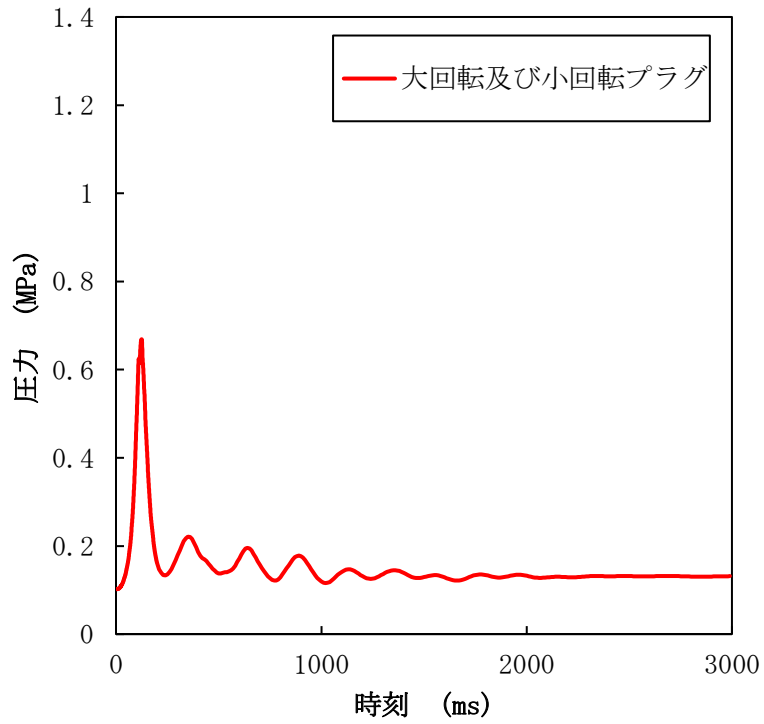
※ 大回転プラグのボルトはねじ山部外径ではなく、軸力を支持する支柱部の外径



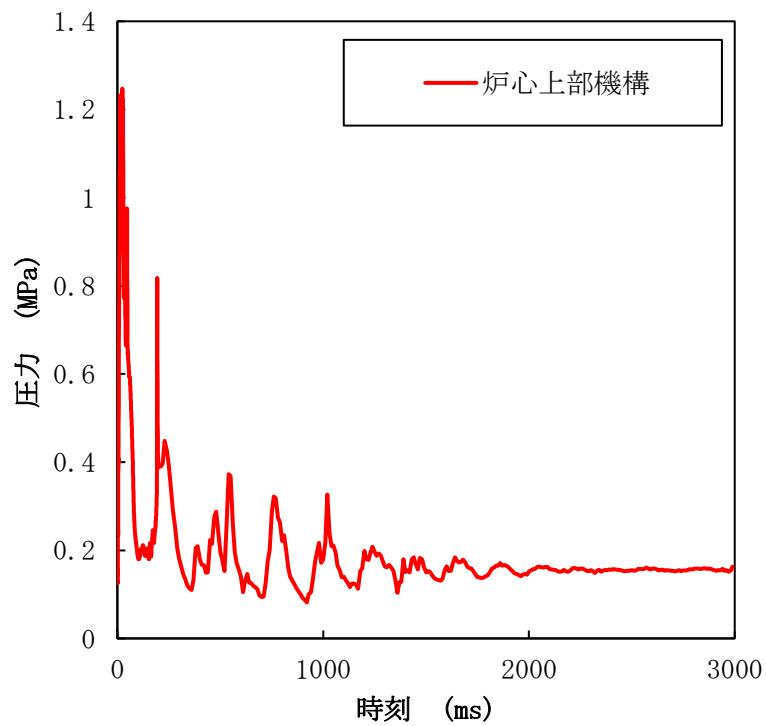
第1図 機械的応答過程の解析の流れ



第 4. 1. 1 図 PLUGによるナトリウム噴出量の解析の解析体系

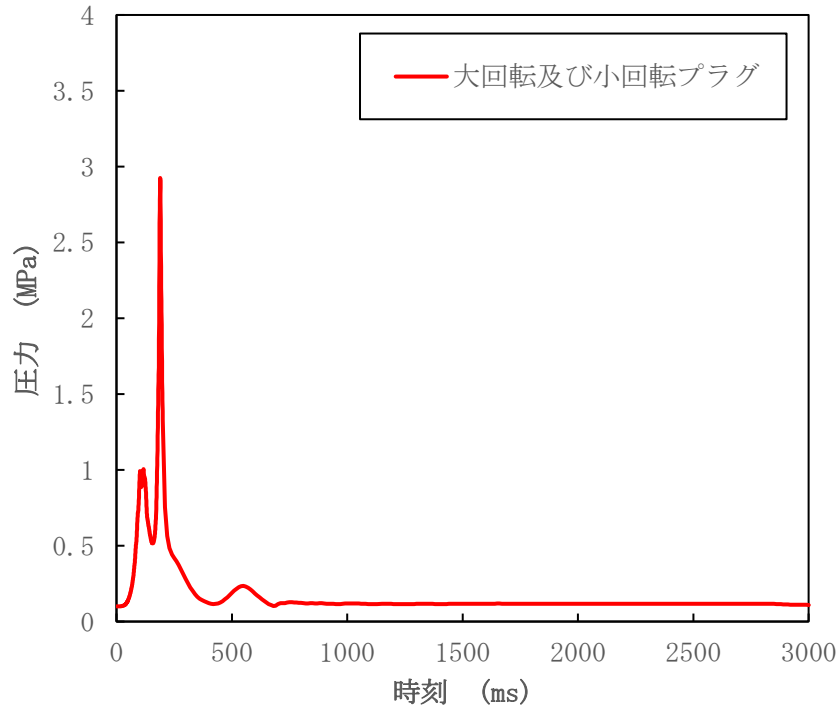


(A) 大回転プラグ及び小回転プラグの下面に作用する圧力

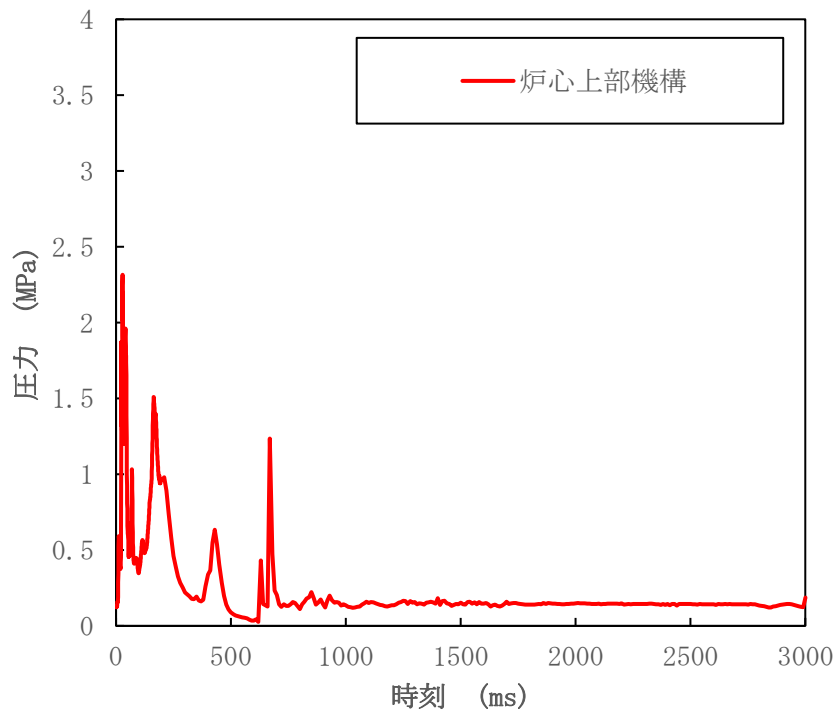


(B) 炉心上部機構の下面に作用する圧力

第 4. 2. 1 図 回転プラグ下面に作用する圧力履歴 (基本ケース)

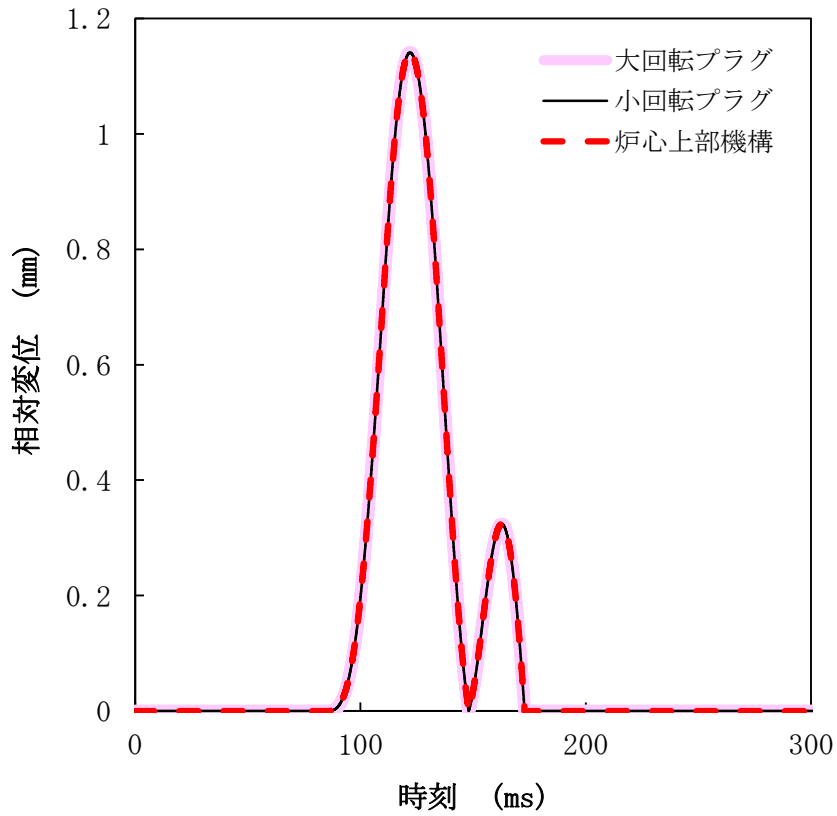


(A) 大回転プラグ及び小回転プラグの下面に作用する圧力

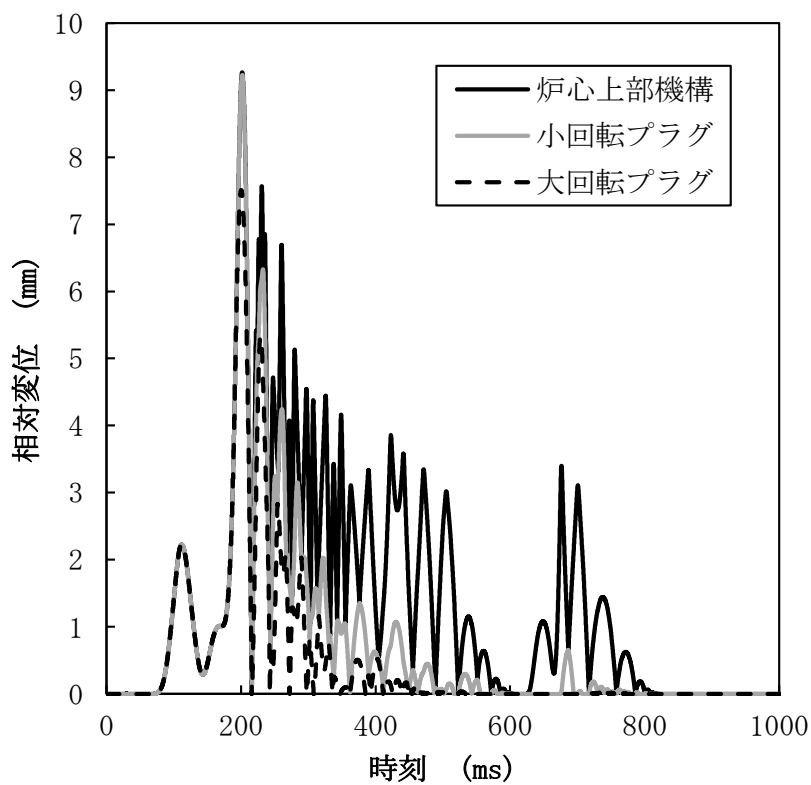


(B) 炉心上部機構の下面に作用する圧力

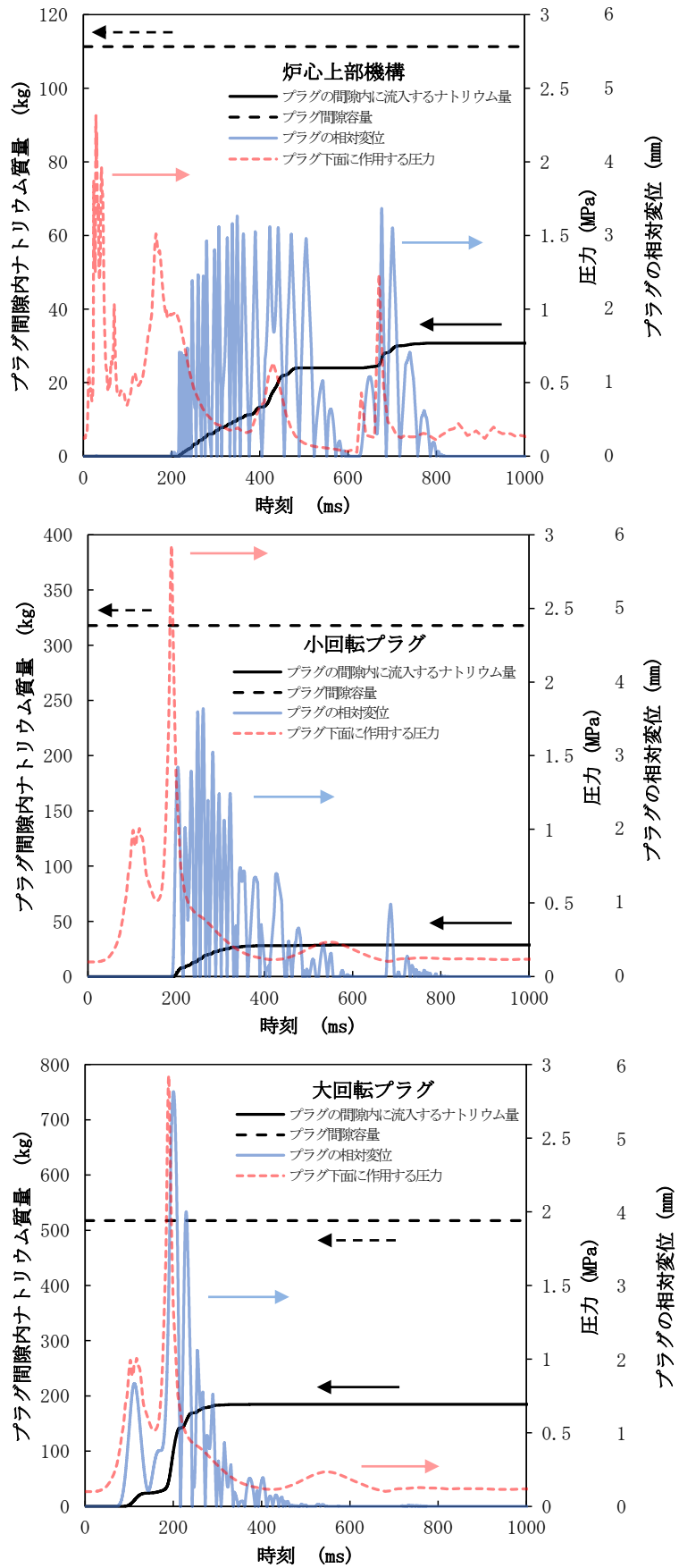
第 4. 3. 1 図 回転プラグ下面に作用する圧力履歴 (不確かさを考慮したケース)



第 5. 1. 1 図 各回転プラグの動的応答 (基本ケース)



第 5. 2. 1 図 各回転プラグの動的応答 (不確かさを考慮したケース)



第 5.2.2 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) (不確かさを考慮したケース)

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

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おける反応度価値の計算では、実験値と計算値の比や炉心サイズの不確かさを考慮した補正係数の最大値を適用し、反応度価値変化率（微分反応度相対値）の計算では、基本ケースにあつては、BOC 位置からの引き抜き、不確かさの影響評価にあつては、変化率が最大（炉心中央近傍）となる位置からの引き抜きを適用した（第 1 表）。なお、不確かさ影響評価ケースの $\Delta k/k/s$ 単位の反応度添加率は、核設計で求め、MK-IV 炉心の核的制限値として設定する最大反応度添加率（ $0.00016 \Delta k/k/s$ ）と同じである。

また、 ϕ/s 単位への換算に用いた実効遅発中性子割合は、基本ケースにあつては、標準平衡炉心の計算値とし、不確かさ影響の評価にあつては、計算値に 10%の不確かさを考慮した。

運転時の異常な過渡変化の「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」では、上記の不確かさ影響評価ケースの計算値に更に裕度を見込むために数値を切り上げ、既許可と同じ反応度添加率として $5 \phi/s$ を設定しているが、上記のように UTOP の有効性評価における不確かさの影響評価で使用している $4.2 \phi/s$ は不確かさとして想定する幅として十分な保守性を有している。

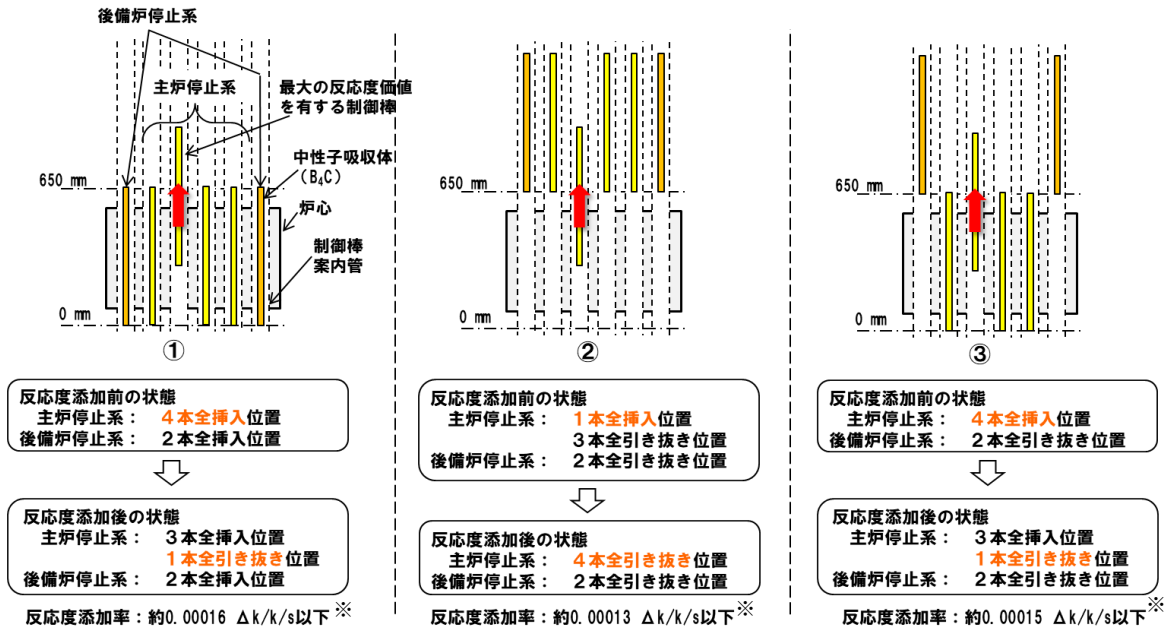
第 1 表 反応度添加率の設定

項目	基本ケース	不確かさ影響評価ケース	異常な過渡変化
引き抜き制御棒の 反応度価値	$2.8\% \Delta k/k$ ※1	$3.0\% \Delta k/k$ ※2	$3.0\% \Delta k/k$ ※2
引き抜き開始位置	401mm	傾きが最大となる位置	傾きが最大となる位置
反応度価値変化率	$2.1 \times 10^{-3} \text{ mm}^{-1}$ ※3	$2.4 \times 10^{-3} \text{ mm}^{-1}$ (一定)	$2.4 \times 10^{-3} \text{ mm}^{-1}$ (一定)
実効遅発中性子割合	0.43%	0.38%	0.38%
反応度添加率	$3.0 \phi/s$	$4.2 \phi/s$	$5 \phi/s$

※1：後備炉停止制御棒全引き抜き時の反応度価値（第 1 図パターン③参照）。

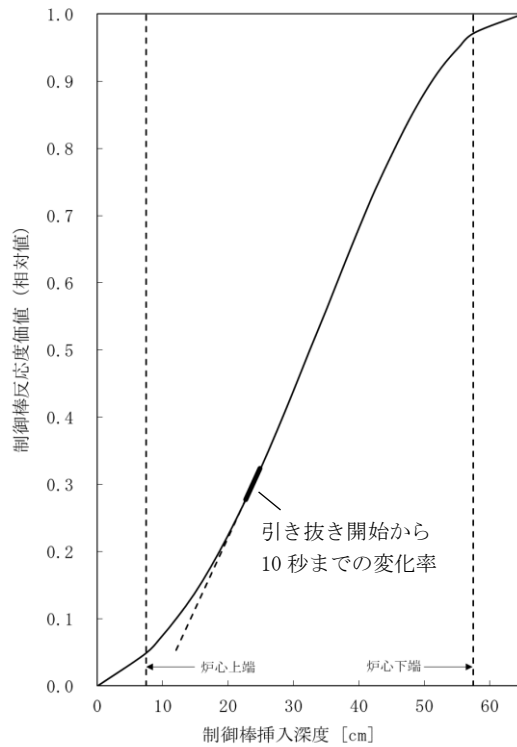
※2：後備炉停止制御棒全挿入時の反応度価値（第 1 図パターン①参照）。

※3：制御棒引き抜き開始から 10 秒までの変化率（401mm→約 423mm）であり、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少（第 2 図）。



※：反応度値変化率が最大のときの反応度添加率を示す。

第1図 反応度値の設定における制御棒パターン



第2図 制御棒ストローク曲線

安全容器内での損傷炉心物質の臨界性の評価について

1. 概要

LORL 等の崩壊熱除去機能喪失型の事象において、損傷炉心物質が安全容器内に移行する際の臨界性の評価についてまとめた。

2. 解析対象の事象推移の整理

以下に示す「常陽」の崩壊熱除去機能喪失事象の事象推移を踏まえて、損傷炉心物質質量、堆積形状等を設定した。

- (1) 原子炉容器の冷却材液位が炉心頂部に達した後、液位よりも上に露出した炉心は被覆管の溶融によって崩壊し、溶融スチールと固体ペレットの混合物を形成する。
- (2) 液位の低下に従って炉心よりも下にある構造物は炉心からの熱負荷で溶融又はクリープ破損し、損傷炉心物質は下部プレナム内のナトリウム中へ落下する。
- (3) ナトリウム中に沈降した損傷炉心物質からの熱負荷とその荷重によって原子炉容器底部がクリープ破損し、損傷炉心物質は安全容器内の原子炉容器振れ止め構造物内の遮へいグラフィット上に落下する。

3. 解析内容

2. の事象推移を踏まえて、損傷炉心物質が原子炉容器底部から移行し、安全容器内の黒鉛上に堆積した状態について解析した。

4. 解析条件

4.1 解析コード

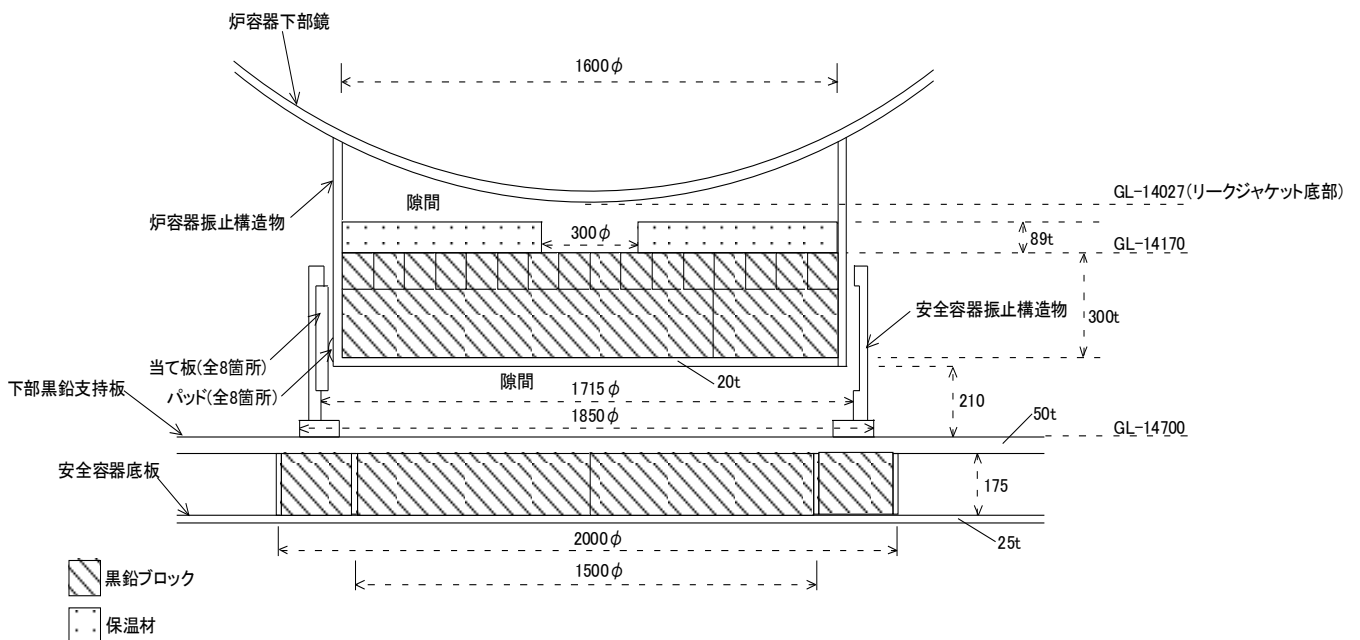
解析コードは現実的な幾何形状をモデル化するために、モンテカルロコードMVPを使用した。MVPコードは臨界安全評価に広く用いられており、黒鉛（グラファイト）反射体体系を含むベンチマーク計算により検証され、推定臨界下限増倍率^{*}は、0.98 と評価されている^[1]。本評価では、保守的に実効増倍率0.95を臨界判断基準とする。

※ 臨界超過確率 2.5%、信頼度 97.5%として、これ以下ならば臨界にならないと判断される中性子増倍率の値

4.2 解析体系

原子炉容器の下部構造を第1図に示す。

炉容器振止構造物（内半径 800mm）は、原子炉容器からぶら下がる構造となっており、原子炉容器下部鏡、リークジャケットの下の空間に炉容器保温パネル（ステンレス鋼）、黒鉛ブロックが収納される。



第1図 原子炉容器の下部構造

4.3 解析条件

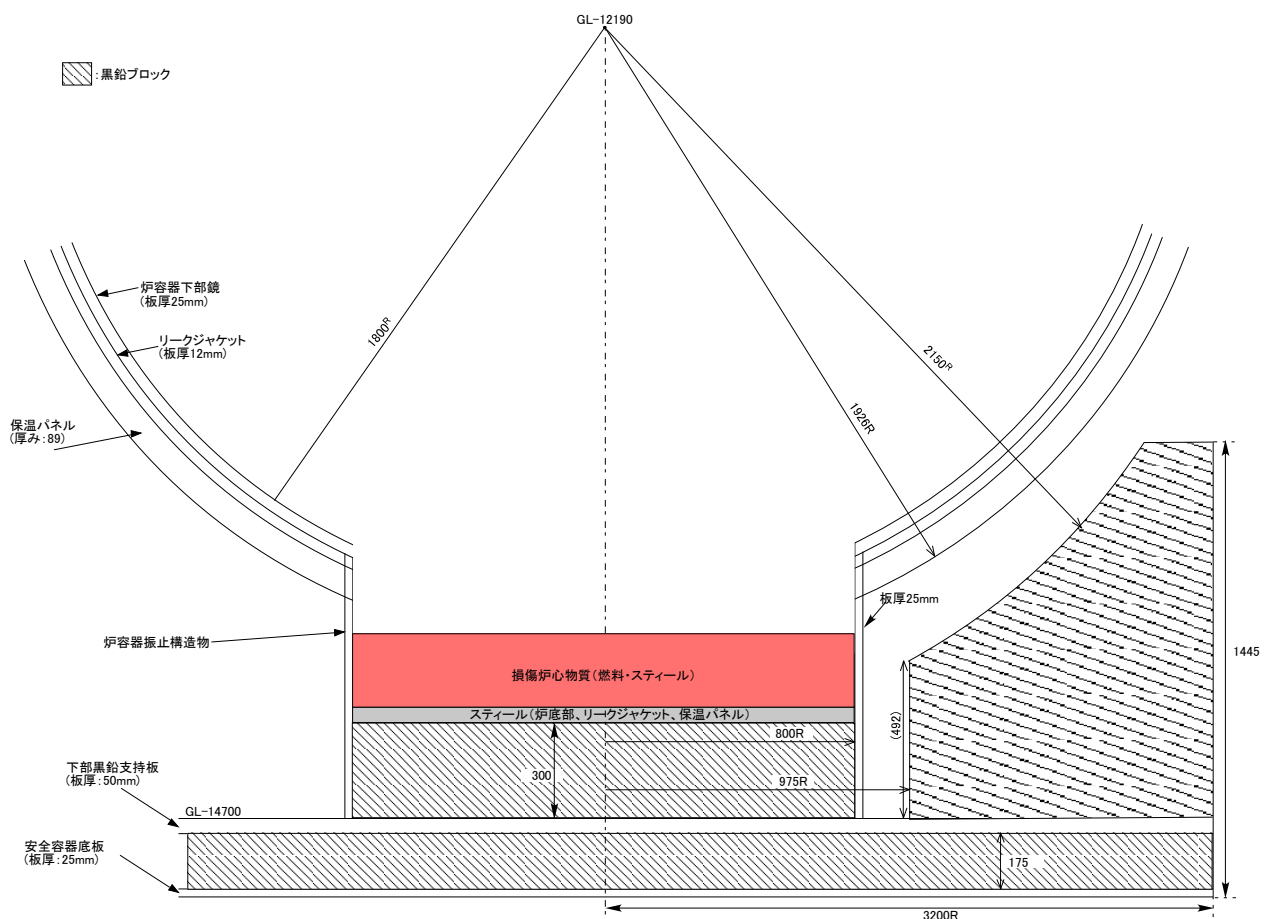
損傷炉心物質が原子炉容器底部から落下し、安全容器内の黒鉛上に堆積した状態を想定し、損傷炉心物質の移行割合に関する感度解析を実施した。解析体系図を第2図、解析体系等の諸条件を第1表に示す。

解析体系は、健全状態の構造（第1図）に対して、原子炉容器及び炉容器振止構造物の側板が熱膨張するとともにクリープ変形することが考えられることから、炉容器振止構造物と下部黒鉛支持板の隙間がなくなるものとした。炉容器振止構造物（内半径 800mm）の範囲で、黒鉛上には原子炉容器下部鏡、リークジャケットと炉容器保温パネルが黒鉛上に堆積するものとした。

損傷炉心物質の物量は、全炉心を炉心燃料集合体としたときの燃料及びスチールの全質量に対して、移行割合を掛けた体積とした。

損傷炉心物質の物量を第2表に、損傷炉心物質の堆積厚みを第3表に示す。この堆積厚みは第2表に示す燃料とスチールの質量と密度から求められた損傷炉心物質の体積を基に算出したものである。

なお、臨界性を保守的に評価するため、制御棒及び後備炉停止制御棒（中性子吸収材）は損傷炉心物質内に全く移行しないものとした。



第2図 安全容器内の臨界性評価体系

第1表 幾何形状等の諸条件

	材質 (現規格)	形状 (mm)
原子炉容器	SUS27HP (SUS304)	厚み 25
リークジャケット	SUS27HP (SUS304)	厚み 12
炉容器保温パネル (炉容器底部)	SUS27HP (SUS304)	厚み 4
黒鉛ブロック (振止構造物内)	黒鉛 (グラファイト)	厚み 300
振止構造物	SUS27HP (SUS304)	厚み 25
下部黒鉛支持板	SM41A (SM400A)	厚み 50
黒鉛ブロック (振止構造物外)	黒鉛 (グラファイト)	厚み 200

第2表 損傷炉心物質の物量

項目	単位	数値
燃料質量	kg	875
燃料密度	kg/m ³	1.07×10 ⁴
燃料体積	m ³	0.082
スチール質量	kg	3551
スチール密度	kg/m ³	7.6×10 ³
スチール体積	m ³	0.468
炉心物質体積	m ³	0.550

第3表 損傷炉心物質の堆積厚み

移行割合 (%)	堆積厚み (mm)
20	54.7
40	109.4
60	164.1
80	218.8
100	273.5

5. 解析結果

解析結果を第4表に示す。最も厳しい条件である移行割合100%の場合においても実効増倍率は約0.53であり、再臨界のおそれがないことを確認した。

第4表 解析結果

移行割合 (%)	実効増倍率	標準偏差
20	0.1414	0.069%
40	0.2542	0.051%
60	0.3558	0.048%
80	0.4468	0.039%
100	0.5261	0.035%

6. パラメータサーベイ

6.1 堆積物径による影響

上記では、損傷炉心物質が振止構造物の内半径（800mm）で堆積するものとしたが、健全時の炉心半径に相当する400mmで堆積すると仮想した解析を行った。なお、移行割合は100%とした。結果を第5表に示す。

堆積物径が縮小することにより、実効増倍率が増加するものの、再臨界のおそれがないことを確認した。

第5表 堆積物径による影響

堆積半径(mm)	堆積厚み(mm)	実効増倍率	標準偏差
800	273.5	0.5261	0.035%
400	1094.2	0.6756	0.033%

6.2 損傷炉心物質の混合状態による影響

2. の事象推移の通り、LORL等の崩壊熱除去機能喪失型の事象では、燃料（ペレット）は熔融することなく、安全容器内においてスチールとの混合状態で存在すると想定されるものの、臨界性への影響を確認する観点で、損傷炉心物質内で燃料とスチールが完全に分離されることを仮想した解析を行った。なお、移行割合は100%とした。結果を第6表に示す。

損傷炉心物質の完全分離を仮想した場合においても、再臨界のおそれがないことを確認した。

第6表 損傷炉心物質の混合状態による影響

損傷炉心物質 (燃料／スチール)	堆積厚み (mm)	実効増倍率	標準偏差
混合	273.5	0.5261	0.035%
完全分離	燃料：40.8 スチール：232.7	0.8082	0.023%

6.3 損傷炉心物質の内側炉心・外側炉心の分離による影響

上記5. では、損傷炉心物質が振止構造物の内半径（800mm）に内側炉心と外側炉心が混合状態で堆積するものとしたが、内側炉心と外側炉心が分離状態で堆積するものとした解析を行った。なお、移行割合は100%とした。結果を第7表に示す。

損傷炉心物質の内側炉心・外側炉心が分離した場合においても、実効増倍率が増加することはない、再臨界のおそれがないことを確認した。

第7表 損傷炉心物質の内側炉心・外側炉心の分離による影響

損傷炉心物質 (内側炉心／外側炉心)	堆積厚み (mm)	実効増倍率	標準偏差
混合	273.5	0.5261	0.035%
分離	273.5	0.5141	0.035%

6.4 損傷炉心物質の幾何形状による影響

上記では、損傷炉心物質が原子炉容器底部から落下し、安全容器内の黒鉛上に円筒状に堆積した状態を想定したが、円錐状に堆積することを想定した解析を行った。円錐は表面積が最小となるように底角 70.5° とした。なお、移行割合は100%とした。結果を第8表に示す。

堆積物形状を円錐状にすることにより、実効増倍率が増加するものの、再臨界のおそれがないことを確認した。

第8表 損傷炉心物質の幾何形状による影響

堆積物形状	移行割合	実効増倍率	標準偏差
円筒状	100%	0.5261	0.035%
円錐状	100%	0.6925	0.031%

参考文献

- [1]奥野 他、“臨界安全ハンドブック・データ集第2版（受託研究）”、JAEA-Data/Code 2009-010
(2009)

以上

起因過程の不確かさの影響評価（感度解析）について

1. 概要

炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（以下「ULOF」という。）及び過出力時原子炉停止機能喪失（以下「UTOP」という。）に関する格納容器破損防止措置の有効性評価として実施した、SAS4Aによる起因過程の解析（以下「基本ケース」という。）に対し、起因過程の不確かさの影響評価として、評価の初期条件や解析条件、評価において重要となる物理現象（以下「重要現象」という。）のうち、評価結果に影響を与え得る主な不確かさを考慮した評価（以下「感度解析」という。）を行った。

以下に考慮する不確かさと不確かさの影響評価の結果を記す。

2. 考慮する不確かさ

評価項目に影響を及ぼすパラメータの計算に関わる重要現象については、「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について」にその抽出結果を示すとおりである。このうち、計算コードのモデルに関する不確かさとしては、核分裂生成物（以下「FP」という。）ガス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は、制御棒引抜き反応度、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。考慮する不確かさ幅は、評価項目に影響するパラメータの計算結果を厳しくするよう以下のとおり保守的に設定する。また、その概要をULOF及びUTOPについて第2.1表及び第2.2表にそれぞれ示す。

- 1) FP ガス保持量：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移動の駆動力となるFP ガス圧力の効果を見捨てる。
- 2) 制御棒引抜き反応度：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 $4.2\phi/s$ で一定とした。
- 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、第2.1図に示すとおり、正の領域では1.3倍、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ULOFでは正、UTOPでは負となり、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、ULOFでは1.3倍、UTOPでは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ULOF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り、UTOP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、ULOFでは1.3倍、UTOPでは0.7倍に設定

する。

- 6) 燃料破損条件：UTOP の基本ケースでは 20%断面溶融割合で破損判定を行っているが、不確かさとしては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、念のため負の反応度投入自体を遅らせた場合の影響を調べるため、50%断面溶融割合の条件で破損するように設定する。ULOF の基本ケースでは燃料溶融開始直後に破損するように設定しており、既に十分に保守的な条件であるため、ULOF では燃料破損条件に係る不確かさの影響評価は行わない。

これらの重要現象及び解析条件の間には物理的相関はなく、互いに独立であると判断されるため、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、基本ケースに対してそれぞれの不確かさの影響を評価した。

3. 解析条件

解析体系や解析に用いる反応度係数、過渡条件といった各種条件は、「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）に係る説明書（その 3：格納容器破損防止措置）別紙 5」に示す基本ケースの値を用いる。解析で用いる S A S チャンネル（炉心を構成する燃料集合体をグループ化したもの）の配置図を第 3.1 図に、解析体系を第 3.2 図に示す。

感度解析における解析ケースとしては、基本ケースに対して上記又は第 2.1 表及び第 2.2 表に示す不確かさを個々に保守的に考慮したケースとする。

4. 不確かさの影響評価

4.1 ULOF

主な解析結果を第 4.1.1 表に示す。また、反応度履歴を第 4.1.1 図及び第 4.1.2 図に、出力履歴を第 4.1.3 図及び第 4.1.4 図に示す。

(1) 基本ケース

基本ケースにおいては、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し、出力ー流量比が最も大きいチャンネル（チャンネル 12（炉心燃料集合体数：2））で冷却材が沸騰し、被覆管の溶融及び移動によって燃料要素は損傷し、燃料の溶融によって燃料崩壊に至るが、冷却材温度の上昇に伴う反応度の減少と、破損した燃料の分散に伴う反応度の減少によって原子炉出力は低下し、起因過程の範囲では炉心は部分的な損傷にとどまった。基本ケースでは、沸騰に至る集合体数、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った集合体数及び燃料崩壊に至る集合体数は、いずれも 2 集合体だけであった。また、反応度は、事象全体を通じて負の範囲にとどまり臨界 (0.0\$) を超えることはなく、エネルギー放出の指標である炉心平均燃料温度（全炉心領域のある時点における燃料の空間的な平均温度）は、起因過程の早い段階に初期値の約 1,020°C から最大値の約 1,030°C まで上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはなかった。

(2) ナトリウムボイド反応度ケース

ナトリウムボイド反応度ケースについては、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。ULOF ではナトリウムボイド反応度による反応度変化量が他の反応度に比べて大きいため、不確かさを考慮したことによる反応度変化量も他のケースに比べて大きくなっている。この結果、冷却材が沸騰するチャンネルの数が増加し、被覆管の溶融に至るチャンネルの数も増加するが、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、基本ケースと同様に未臨界の状態が維持される。燃料崩壊に至るチャンネルは基本ケースと同様にチャンネル 12 のみであり、時刻約 60.0 秒でチャンネル 12 のラッパ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。

以上のとおり、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、沸騰に至った集合体数は 6 集合体に留まり、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った集合体は 5 集合体、燃料崩壊に至った集合体は 2 集合体と、炉心は部分的な損傷にとどまった。また、損傷集合体の数は 5 集合体に増加しているが、その内の 3 集合体は被覆管の溶融に至っただけで燃料は流動化していない。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。加えて、反応度推移に関しても大きな差はなく、基本ケースと同様、事象全体を通じて反応度は負の範囲にとどまり臨界 (0.0%) を超えることはなかった。

(3) ドップラ反応度ケース

ドップラ反応度ケースについても、ナトリウムボイド反応度ケースと同様、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。しかしながら、ドップラ反応度による反応度変化量はナトリウムボイド反応度による反応度変化量に比べて小さく、事象進展への影響度は小さい。沸騰に至る集合体数、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った集合体数及び燃料崩壊に至る集合体数は、いずれも基本ケースと同じ 2 集合体で、反応度推移についても大きな差はなかった。また、今回の評価では構造材のドップラ反応度については考慮していないが、燃料のドップラ反応度に比べると小さく、ドップラ反応度ケースと基本ケースとの比較でも分かるように燃料のドップラ反応度に 30% の不確かさを考慮したとしても事象進展への影響は僅少であることから、構造材のドップラ反応度を考慮しなくても評価に大きな影響はない。

(4) 燃料の軸伸びケース

燃料の軸伸びケースについても、ナトリウムボイド反応度ケースと同様、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。しかしながら、軸伸び反応度による反応度変化量は、ナトリウムボイド反応度による反応度変化量に比べて小さく、事象進展への影響度は小さい。沸騰に至る集合体数、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った集合体数及び燃料崩壊に至る集合体数は、いずれも

基本ケースと同じ2集合体で、反応度推移についても大きな差はなかった。

(5) FP ガス保持量ケース

FP ガス保持量ケースは、FP ガスの保持量を 0% (解析上は微量) に減じているが、破損燃料の分散移動の駆動力となる FP ガス圧力の効果を見捨てるために、解析上は破損時の FP ガスの保持量を減じるため、破損前までの挙動は基本ケースと同一である。また、破損後の挙動についても基本ケースと大きな差はなく、沸騰に至る集合体数、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った集合体数及び燃料崩壊に至る集合体数は、いずれも基本ケースと同じ 2 集合体であった。本炉心は負のナトリウムボイド反応度を有し、正の反応度効果が小さいため、反応度が急激に増加するというのではなく、全反応度が負のまま燃料は破損に至る。FP ガスは破損時に燃料の駆動源として働くが、そもそもこのような状況では、破損後の燃料分散による負の反応度は事象進展には大きな影響はないため、燃料分散による反応度の重要性は低いと言える。加えて、基本ケースでも崩壊燃料の流動性が小さく、燃料崩壊から 1~3 秒程度という短時間でラップ管の溶融に至るため、燃料崩壊後の反応度変化量は限定的となり、FP ガス保持量の不確かさを振っても大きな変化は生じなかった。

(6) 結論

起因過程の ULOF では、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度について、いずれの不確かさを考慮したとしても基本ケースと同様に臨界 (0.0%) を超えることはなかった。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。ナトリウムボイド反応度ケースでは損傷集合体の数が増加しているが、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の評価で重要な挙動である大規模な燃料移動挙動が表れる段階においては、遷移過程開始時の損傷集合体に係る状況の違いによる影響はほとんどなくなっていると考えられる。以上の点から、起因過程の不確かさは遷移過程の事象推移に影響しないと考えられる。

4.2 UTOP

主な解析結果を第 4.2.1 表に示す。また、反応度履歴を第 4.2.1 図及び第 4.2.2 図に、出力履歴を第 4.2.3 図及び第 4.2.4 図に示す。

(1) 基本ケース

基本ケースにおいては、制御棒引抜きによる反応度の増加によって原子炉出力が上昇し、出力と燃焼度が共に高い炉心燃料集合体 (チャンネル 1 と 4 (炉心燃料集合体数: 2)) で燃料要素の破損に至るが、破損した燃料の分散に伴う反応度の減少によって原子炉出力の上昇は抑えられ、起因過程の範囲では炉心は部分的な損傷にとどまった。また、反応度は最大でも 0.195% であり即発臨界 (1.0%) を超えることはなく、最大出力は定格出力に対して約 2.5 倍、エネルギー放出の指標である炉心平均燃料温度は起因過程の初期値の約 1,025°C から最大値の約 1,800°C まで上昇するが、その後、原子炉出力の低下に伴い炉心平均燃料温度も低下した。

(2) 制御棒引抜き反応度ケース

制御棒引抜き反応度ケースについては、過渡開始直後から反応度の増加率が上がり、燃料要素の破損時刻が早くなっている。これは第 4.2.5 図に示すとおり、制御棒の引抜き反応度の差によるものである。しかしながら、燃料要素が破損し、損傷に至る集合体数は基本ケースと同様に 2 集合体だけであり、破損後の推移も大きな違いはなかった。

反応度や出力は制御棒引抜きによる正の反応度投入によって過渡開始時から次第に増加し、燃料が破損した後、負の燃料移動反応度によって減少する。そのため、最大反応度や最大出力は燃料の破損する時刻に依存する。燃料の破損条件は燃料の溶融割合、つまりは燃料の温度条件に対応するが、温度変化は反応度変化や出力変化に対して若干の時間遅れがあるため、反応度の増加率が上がると、その分最大反応度や最大出力は増加する。制御棒引抜き反応度ケースは基本ケースに比べて反応度の増加率が大きいため、最大反応度や最大出力は基本ケースよりも大きくなっている。しかしながら、その差は小さく、最大反応度は 0.244\$、最大出力は定格出力に対して約 2.7 倍であった。

以上のとおり、制御棒引抜き反応度の不確かさを保守的に考慮したことによって事象進展が速くなり、最大反応度や最大出力が増加した。しかしながら、最大反応度は 0.244\$ と基本ケースと大きな差はなく、即発臨界 (1.0\$) を超えることもなかった。また、燃料の破損に至る集合体も、基本ケースと同じ 2 集合体だけであった。

(3) ナトリウムボイド反応度ケース

ナトリウムボイド反応度ケースについては、過渡開始直後から反応度の増加率が上がり、燃料要素の破損時刻が早くなっている。

ナトリウムボイド反応度ケースではナトリウムボイド反応度の不確かさを保守的に振ったことにより、基本ケースに比べてナトリウムボイド反応度の絶対値が減少しているが、制御棒引抜き反応度ケースに比べると反応度の変化量が小さいため、事象進展は制御棒引抜き反応度ケース程には速くなっていない。最大反応度や最大出力も制御棒引抜き反応度ケースよりも小さく、燃料が破損し、損傷に至る集合体も基本ケースと同じ 2 集合体だけであった。

(4) ドップラ反応度ケース

ドップラ反応度ケースについては、ナトリウムボイド反応度ケースと同様の事象推移となっている。UTOP の基本ケースではナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度、軸伸び反応度はどれも同程度の反応度減少量となっており、不確かさ幅が同じであるナトリウムボイド反応度とドップラ反応度の感度解析では同程度の反応度変化となるからである。結果、最大反応度や最大出力はナトリウムボイド反応度ケースと同程度であり、燃料が破損し、損傷に至る集合体も基本ケースと同じ 2 集合体だけであった。

(5) 燃料の軸伸びケース

燃料の軸伸びケースは、ナトリウムボイド反応度ケースやドップラ反応度ケースと同様の事

象推移となっている。上述のとおり UTOP の基本ケースではナトリウムボイド反応度、ドブプラ反応度、軸伸び反応度はどれも同程度の反応度減少量となっており、不確かさ幅も同じである。そのため、感度解析では同程度の反応度変化となっている。結果、最大反応度や最大出力はナトリウムボイド反応度ケースやドブプラ反応度ケースと同程度であり、燃料が破損し、損傷に至る集合体も基本ケースと同じ 2 集合体だけであった。

(6) 燃料破損条件ケース（溶融割合 0%ケース）

燃料破損条件ケース（溶融割合 0%ケース）では燃料の破損の同時性が高まり、基本ケースに比べて燃料が破損し、損傷に至った集合体数は増加した。ただし、その数は 10 集合体にとどまった。破損時の燃料溶融割合が減少したことで、破損直後の燃料移動反応度は基本ケースに比べて小さくなるが、破損する集合体数が増加したことによって結果的に燃料移動反応度は基本ケースよりも大きくなっている。燃料の破損後はこの燃料移動反応度によって大きく反応度が減少し、出力は大きく低下した。基本ケースとの違いは燃料の破損条件であり、燃料の破損後は負の燃料移動反応度により出力が低下するため、最大反応度と最大出力は破損時刻に依存する。燃料破損条件ケース（溶融割合 0%ケース）では破損時刻が早くなったため、基本ケースよりも最大反応度や最大出力は小さくなった。また、損傷集合体の数は増加しているが、破損時の燃料はほとんどが未溶融で流動性が低いため、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。

(7) 燃料破損条件ケース（溶融割合 50%ケース）

燃料破損条件ケース（溶融割合 50%ケース）では破損時刻が大幅に遅れ、基本ケースに比べて最大出力が増加しているが、それでも定格出力に対して 3.8 倍程度であった。反応度に関しては、初めのうちは制御棒の引抜きによって反応度が増加するが、出力上昇に対する負の反応度フィードバックによって、次第に反応度の増加が抑えられ、時刻 30 秒付近で減少に転じている。破損時の燃料溶融割合が大きいことから、破損時に燃料要素内の燃料集中による反応度の増加が見られるが、最大出力反応度は 0.203\$ と基本ケースと同程度であった。また、燃料が破損し、損傷に至る集合体は 1 集合体だけであった。

(8) FP ガス保持量ケース

FP ガス保持量ケースは基本ケースと大きな差は生じず、燃料が破損し、損傷に至る集合体も基本ケースと同じ 2 集合体だけであった。正のナトリウムボイド反応度を有する炉心で UTOP が生じた場合、燃料要素の破損によって冷却材がボイド化し、反応度が増加することによって出力が上昇する。それによって燃料の溶融が進み、追加的な FP ガス放出が生じて燃料の分散に寄与することとなる。一方、本炉心は炉心全体として負のナトリウムボイド反応度を有しているため、燃料要素の破損によって生じる冷却材のボイド化と燃料の分散によって反応度は減少し、燃料の溶融による追加的な FP ガス放出が生じない。そのため、多くの FP ガスが固体燃料中に保持されたままとなっており、FP ガスによる燃料分散への影響は比較的小さくなっている。その結果、FP ガスの保持量について不確かさを考慮した FP ガス保持量ケースについても基本ケース

と同程度の結果となった。

(9) 結論

起因過程の UTOP では、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度に最も大きな影響を与える不確かさは制御棒引抜き反応度の不確かさであった。反応度は基本ケースの最大 0.195\$ に対して、制御棒引抜き反応度の不確かさを考慮した解析ケースでは最大 0.244\$ と大きな差はなく即発臨界 (1.0\$) を超えることはなかった。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。燃料破損条件ケース (溶融割合 0% ケース) では損傷集合体の数が増加しているが、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の評価で重要な挙動である大規模な燃料移動挙動が表れる段階においては、遷移過程開始時の損傷集合体に係る状況の違いによる影響はほとんどなくなっていると考えられる。以上の点から、起因過程の不確かさは遷移過程の事象推移に影響しないと考えられる。

5. まとめ

起因過程の不確かさの影響評価として感度解析を行った結果、起因過程においては不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度は基本ケースと大きな差が生じることはなく、基本ケースと同様に部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行することを確認した。また、不確かさの影響を考慮した解析結果の分析から、起因過程の不確かさは遷移過程の事象推移に影響しないと結論された。

第 2.1 表 「常陽」 起因過程解析の不確かさ (ULOF)

項目	不確かさの幅	幅の設定方法
FP ガス保持量	100% (×約 0.0)	FP ガスの保持量を 0% (解析上は微量) に減じる。
ナトリウムボイド 反応度	30% (負値×0.7) (正值×1.3)	炉心の核設計における不確かさ (解析精度 (約 20%以下) 及び炉心構成の違い (約 10%以下)) から設定 ナトリウムボイド反応度が負値の領域では反応度の値を×0.7 とし、ナトリウムボイド反応度が正值の領域では反応度の値を×1.3 とする。
ドップラ反応度	30% (×1.3)	幅の値は同上 ULOF では燃料温度が低下して正值となるため、反応度の値を×1.3 とする。
燃料の軸伸び	30% (×1.3)	幅の値は同上 ULOF では燃料温度が低下して正值となるため、反応度の値を×1.3 とする。

第 2.2 表 「常陽」 起因過程解析の不確かさ (UTOP)

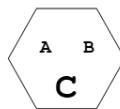
項目	不確かさの幅	幅の設定方法
FP ガス保持量	100% (×約 0.0)	FP ガスの保持量を 0% (解析上は微小量) に減じる。
制御棒引抜き 反応度	約 4.2 ϕ /s で一定	制御棒位置や実効遅発中性子割合の不確かさ等を考慮して、反応度添加率を約 4.2 ϕ /s で一定とする。
ナトリウムボイド 反応度	30% (負値×0.7) (正值×1.3)	炉心の核設計における不確かさ (解析精度 (約 20%以下) 及び炉心構成の違い (約 10%以下)) から設定 ナトリウムボイド反応度が負値の領域では反応度の値を×0.7 とし、ナトリウムボイド反応度が正值の領域では反応度の値を×1.3 とする。
ドップラ反応度	30% (×0.7)	幅の値は同上 UTOP では燃料温度が上昇して負値となるため、反応度の値を×0.7 とする。
燃料の軸伸び	30% (×0.7)	幅の値は同上 UTOP では燃料温度が上昇して負値となるため、反応度の値を×0.7 とする。
燃料破損条件	溶融直後 及び 溶融割合 50%	溶融割合を破損条件としているため、基本ケースにおいて既に破損位置は保守的な軸方向中心位置となっている。 基本ケースにおいて溶融割合が 20%となった時点で破損させていたものを、負の反応度効果を有する燃料分散の抑制という観点から、保守性を考慮して燃料溶融開始直後とする。 負の反応度効果を有する燃料分散の開始を遅らせるという観点から、保守性を考慮して溶融割合が 50%となった時点で破損させる。

第 4.1.1 表 感度解析の結果 (ULOF)

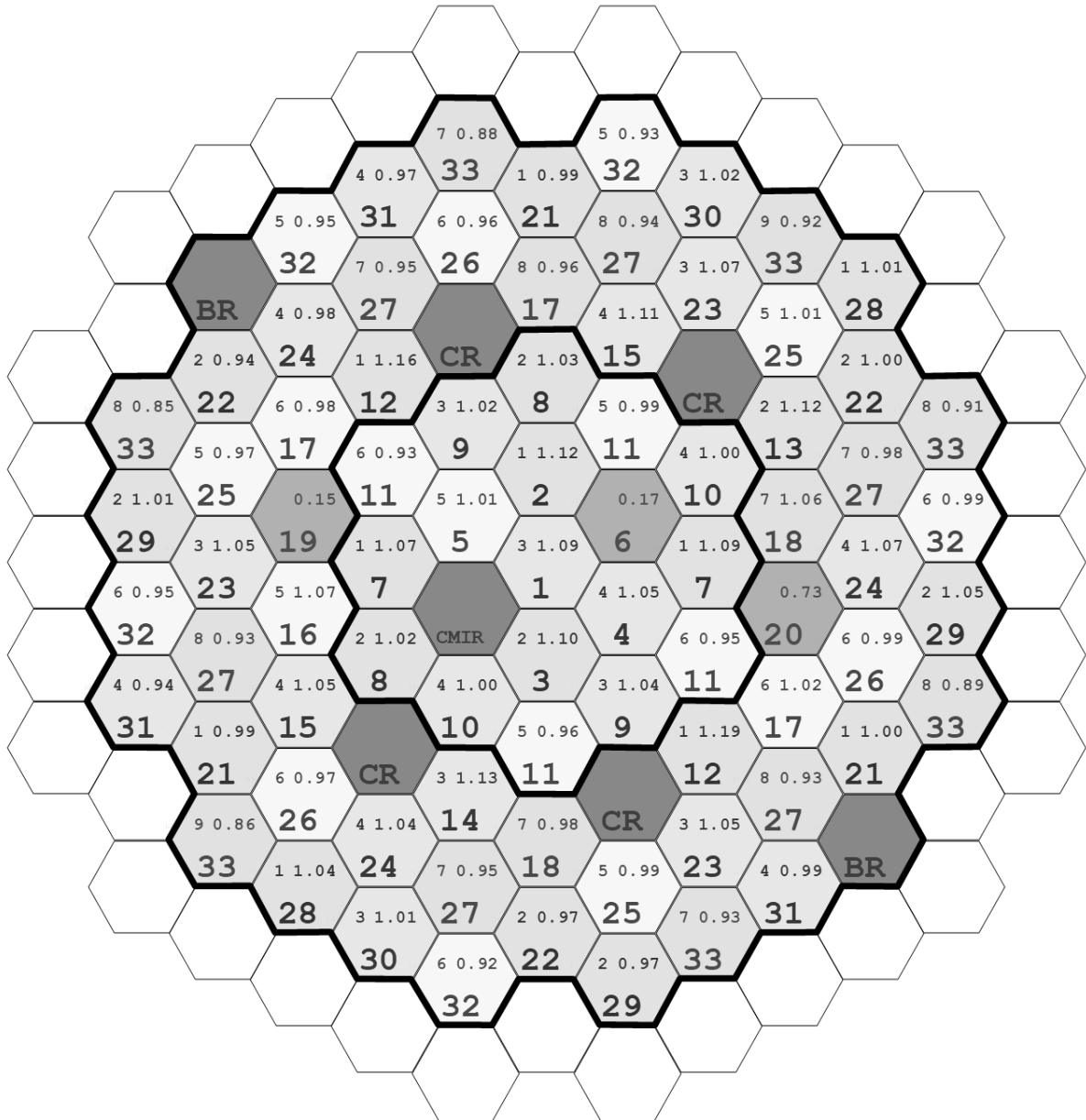
解析ケース	解析結果					
	沸騰開始 (秒)	燃料の 崩壊開始 (秒)	最大出力 (%)	最大 全反応度 (%)	ラップ管 溶融 (秒)	損傷 集合体数 (体)
基本ケース	45.5	70.3	< 100	< 0.0	71.7	2
ナトリウムボイド 反応度ケース	39.4	59.3	< 100	< 0.0	60.0	5
ドップラ 反応度ケース	44.5	68.6	< 100	< 0.0	70.7	2
燃料の軸伸びケース	44.8	67.9	< 100	< 0.0	69.4	2
FP ガス 保持量ケース	45.5	70.3	< 100	< 0.0	71.3	2

第 4.2.1 表 感度解析の結果 (UTOP)

解析ケース	解析結果					
	沸騰開始 (秒)	燃料要素 破損開始 (秒)	最大出力 (%)	最大 全反応度 (%)	ラップ管 溶融 (秒)	損傷 集合体数 (体)
基本ケース	-	27.9	255	0.195	31.6	2
制御棒引抜き 反応度ケース	-	20.2	270	0.244	23.6	2
ナトリウムボイド 反応度ケース	-	26.3	257	0.203	30.2	2
ドップラ 反応度ケース	-	25.6	259	0.208	29.4	2
燃料の軸伸びケース	-	26.2	257	0.202	30.4	2
燃料破損条件ケース (溶融割合 0%ケース)	-	21.1	206	0.183	26.8	10
燃料破損条件ケース (溶融割合 50%ケース)	-	42.5	374	0.203	44.4	1
FP ガス 保持量ケース	-	27.9	255	0.195	31.9	2

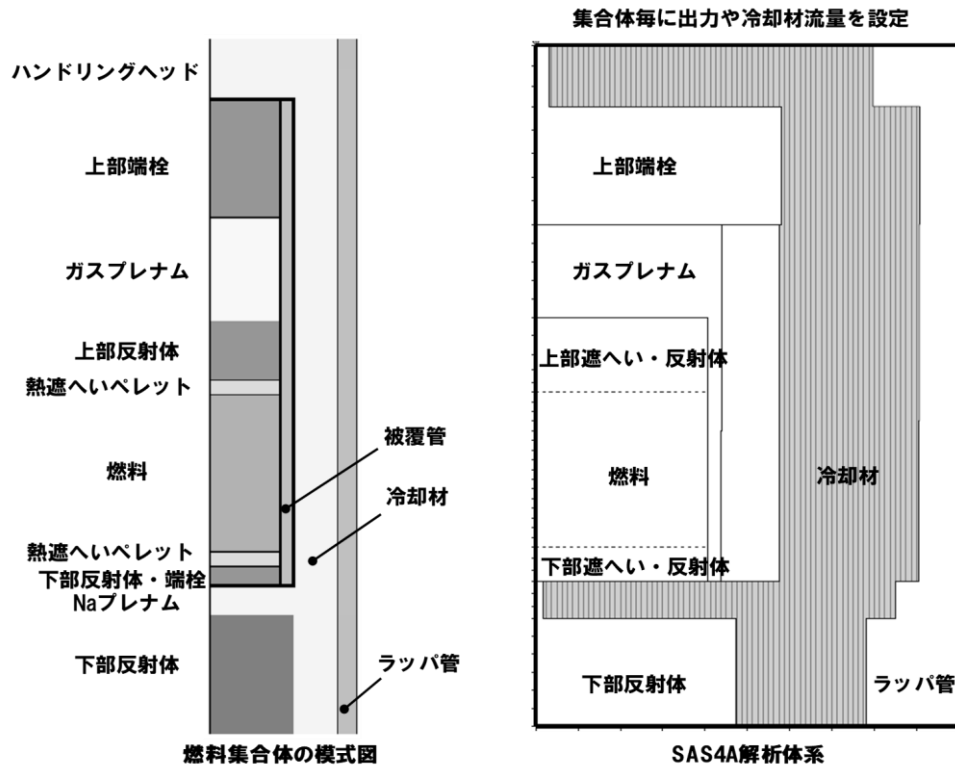


A : バッチ数
 B : 出力-流量比
 C : SAS4A 解析上のチャンネル番号

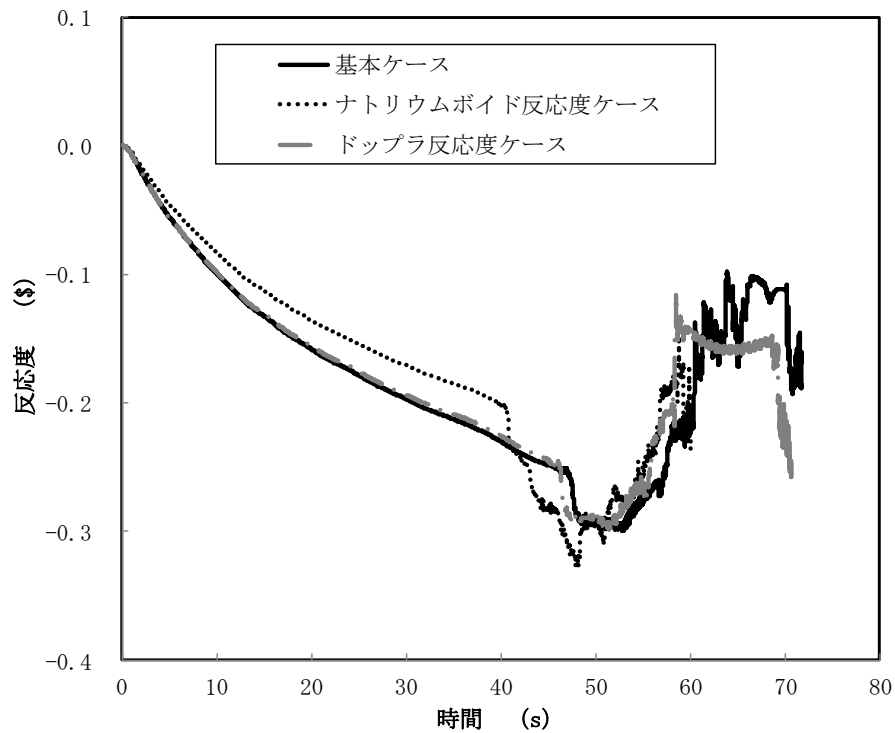


※ CR : 制御棒、BR : 後備炉停止制御棒、CMIR : 材料照射用反射体
 Ch. 6 及び Ch. 19 : B 型照射燃料集合体、Ch. 20 : C 型照射燃料集合体

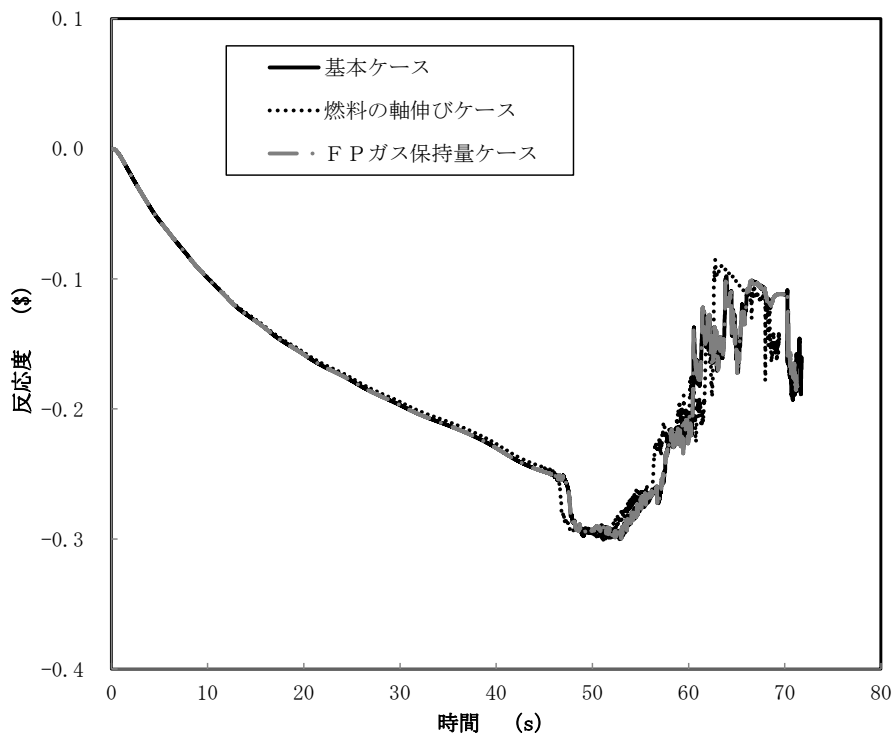
第 3.1 図 SAS4A 解析におけるチャンネルの配置図



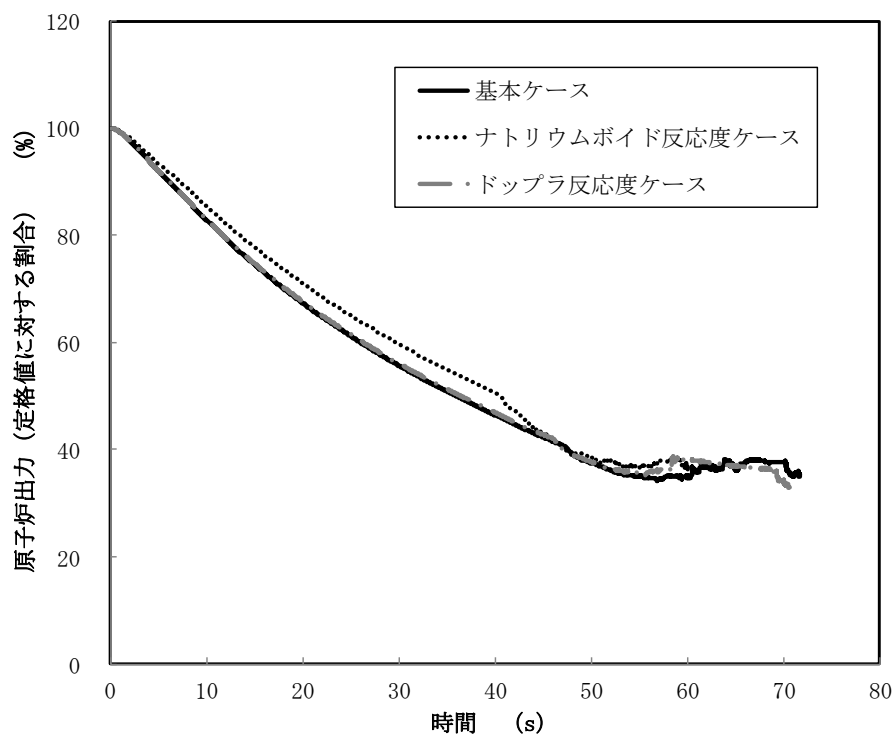
第 3.2 図 炉心燃料集合体の模式図と S A S 4 A 解析体系



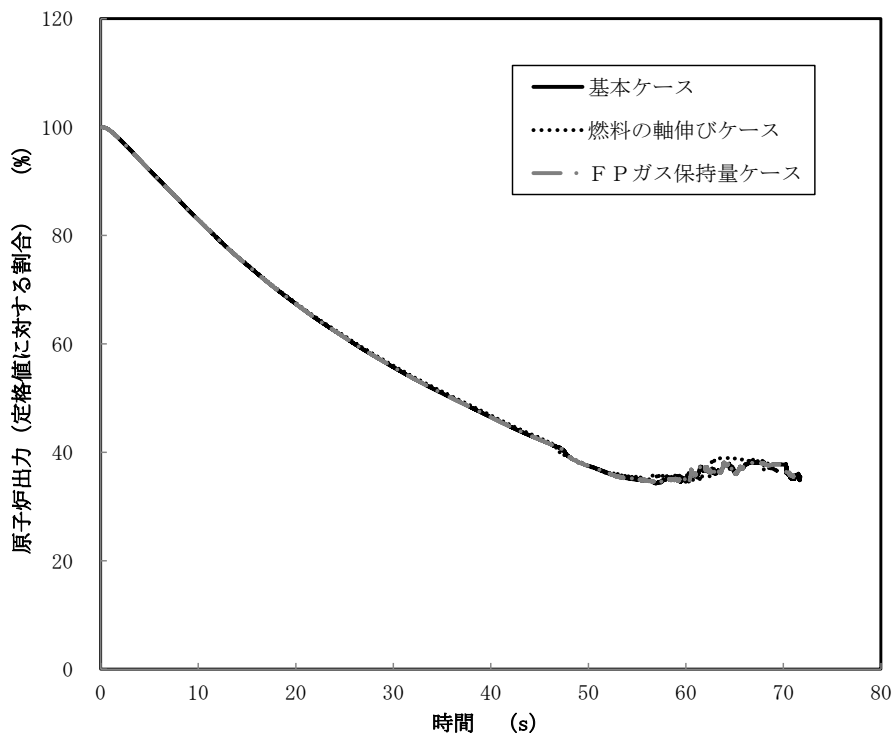
第 4. 1. 1 図 反応度履歴 (ULOF) (1/2)



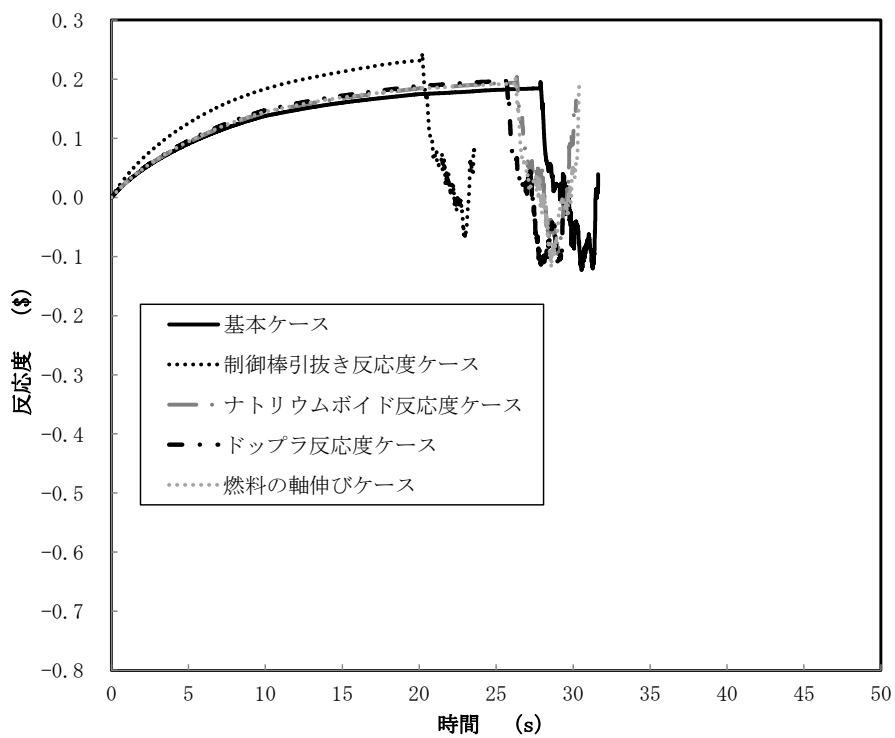
第 4. 1. 2 図 反応度履歴 (ULOF) (2/2)



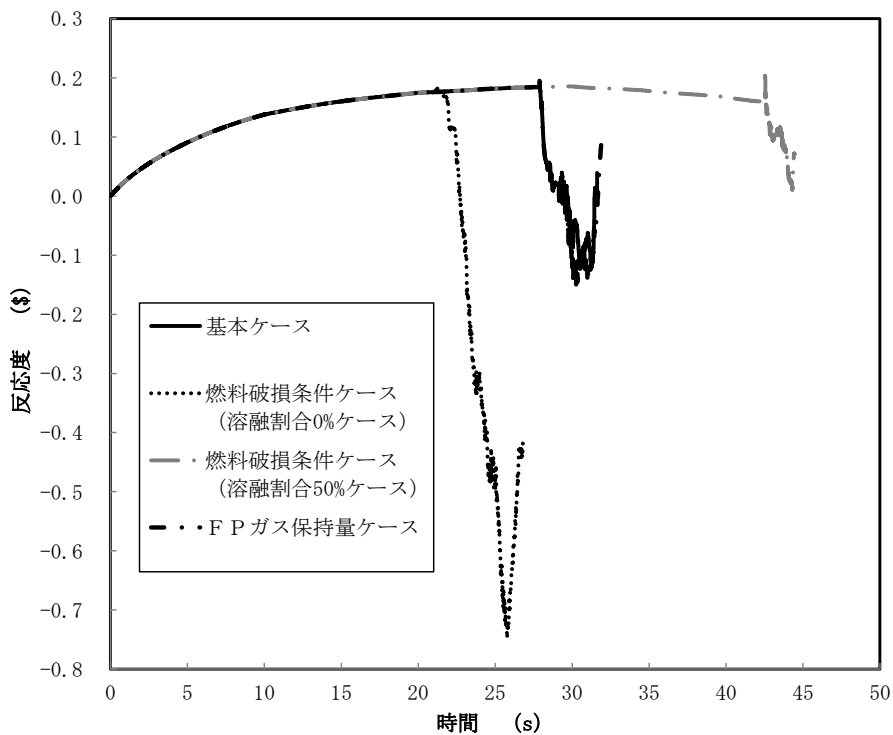
第 4. 1. 3 図 出力履歴 (ULOF) (1/2)



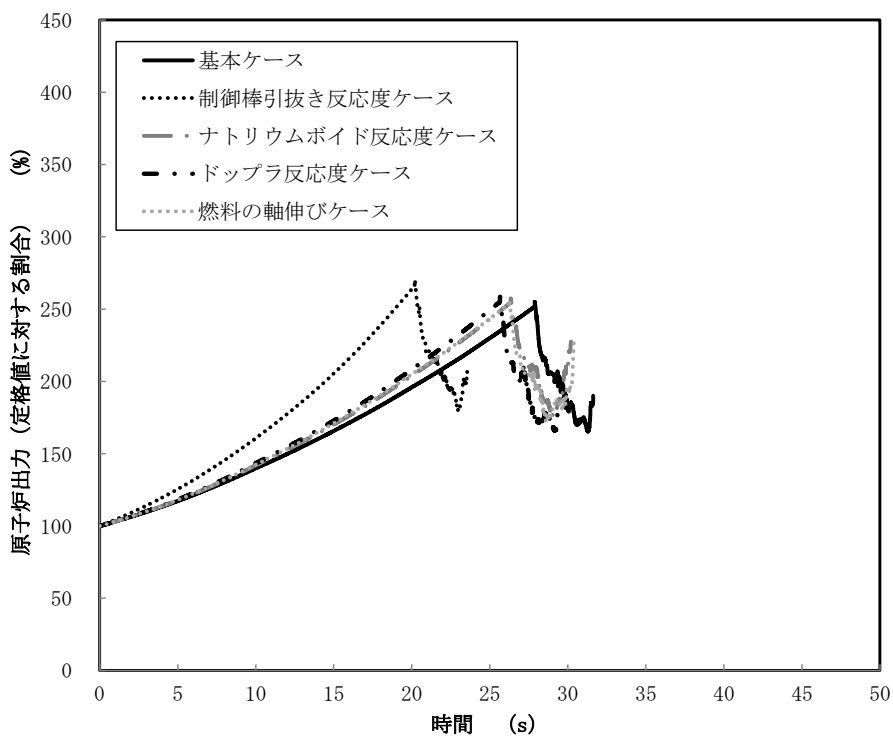
第 4.1.4 図 出力履歴 (ULOF) (2/2)



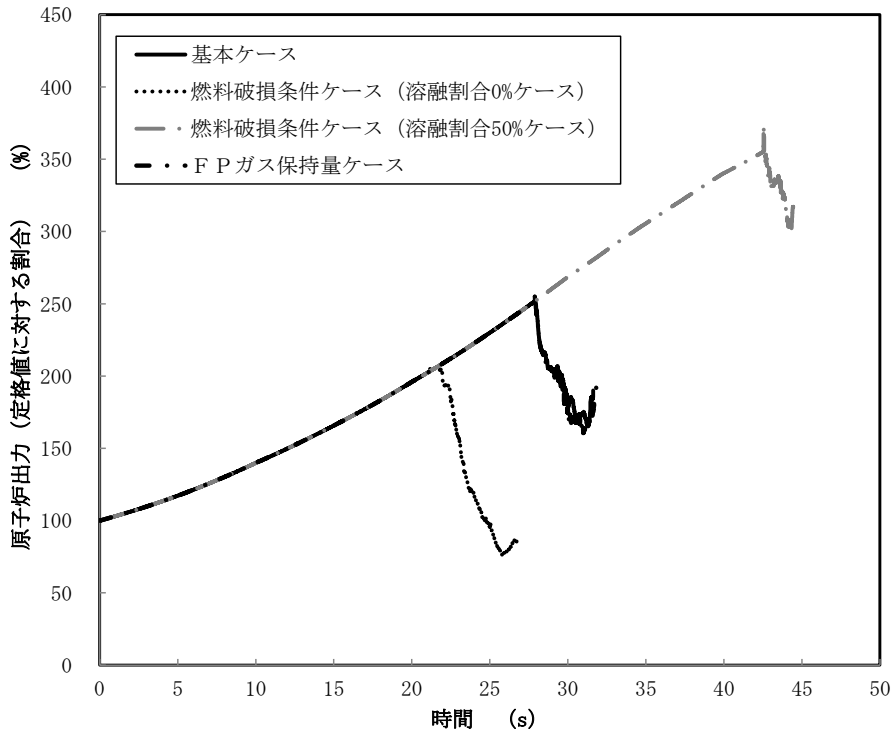
第 4.2.1 図 反応度履歴 (UTOP) (1/2)



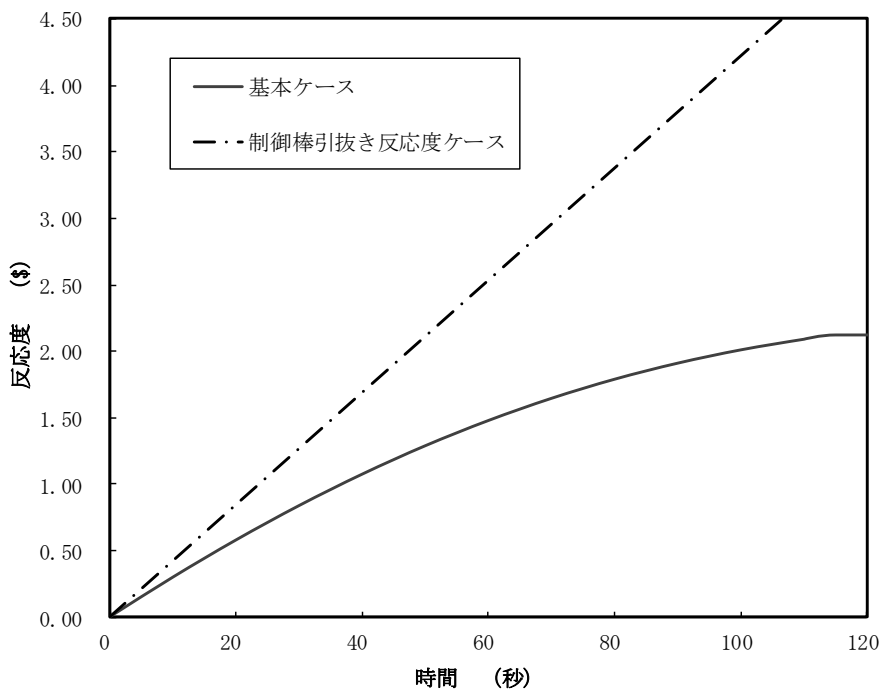
第 4.2.2 図 反応度履歴 (UTOP) (2/2)



第 4.2.3 図 出力履歴 (UTOP) (1/2)



第 4.2.4 図 出力履歴 (UTOP) (2/2)



第 4.2.5 図 制御棒の引抜きにより投入される反応度 (UTOP)

遷移過程における溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI) の不確かさの影響評価について

1. 概要

SIMMER-IVの検証及び妥当性確認において、重要現象のひとつである溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI) に関する試験解析は、ナトリウムを用いた FCI 試験で発生する圧力をやや過大評価するものの、ほぼ同程度の圧力値を再現することから、同コードが格納容器破損防止措置有効性評価への適用性を有することを確認した。ULOF 遷移過程の事象推移においては、炉心内の大半はボイド化が進展しているものの、炉心周辺部には液体ナトリウムが残存している。炉心周辺部で FCI が発生すると、その発生圧力が駆動力となって燃料集中を引き起こす可能性がある。この場合、溶融燃料とナトリウムが接触・混合する状況の不確かさが大きく、また、炉心周辺での FCI による燃料スロッシング現象は、実験的に模擬することが難しいことから、有効性評価においてその不確かさの影響を評価する必要がある。具体的には、遷移過程の損傷炉心周辺部で発生する FCI は、評価指標である炉心平均燃料温度への影響が大きく、有効性評価ではその不確かさの影響を保守的に包絡する条件を用いて解析することとし、遷移過程の基本ケースに対して FCI の発生状況の不確かさを保守的に考慮するパラメータ解析を行い、その不確かさを包絡する評価を行った。

2. FCI の不確かさの影響評価

第 1 図に ULOF 遷移過程の基本ケースにおける即発臨界超過直前の反応度時間変化を示す。基本ケースでは、主に局所的な FCI と FP ガス放出による圧力発生と重力に駆動された炉心プールの水平方向の揺動によって燃料が凝集することで即発臨界を超過する。炉心プールのスロッシングによって 131.2s に燃料が炉心中心から遠ざかり、131.4s から燃料凝集が再開することで反応度は 131.2s に極小値を取り、131.4s から再上昇して即発臨界に至る。

基本ケースに対して感度解析においては、FCI の発生状況の不確かさの影響を保守的に評価して燃料凝集量を増加させるために、131.2s 以降の燃料凝集の過程で炉心中心への燃料凝集を加速する位置で FCI 圧力を発生させることとした。すなわち、炉心周辺領域で FCI が発生する可能性があり、かつ、燃料を炉心中心へ凝集させる位置にある外側炉心の制御棒下部案内管 (LGT) の位置で圧力発生を伴う FCI が発生することを仮想し、FCI 現象の不確かさの影響を包絡することとする。

FCI の規模としては、過去に実施された UO_2 とナトリウムを用いた炉外 FCI 試験における圧力のピーク値が約 4MPa であるのに対して約 8MPa の圧力が発生する量のナトリウムを強制的に LGT の位置に設定した。また、FCI が複数の LGT 位置で同時に発生することは考えられないが、ここでは、燃料の集中を強制するために、2カ所の LGT で同時に FCI が発生するという、極めて保守的かつ仮想的な想定を用いた解析も実施した。

感度解析においては時間及び空間の両面から包絡的な FCI の発生条件を絞り込むために、FCI の発生時刻は、第 1 図に示す 131.2s、131.3s、131.4s、131.5s、131.6s とし、発生位置は第 2 図の赤丸で示す外側炉心にある LGT 位置の 1カ所又は 2カ所とした。解析条件と解析結果を表 1 に示す。解析の結果、第 2 図に示す LGT 位置の 1カ所での FCI 発生を想定した場合の即発臨界超過による発生エネルギーは基準ケースよりも小さくなった。これは FCI の発生位置が 1カ所である場合

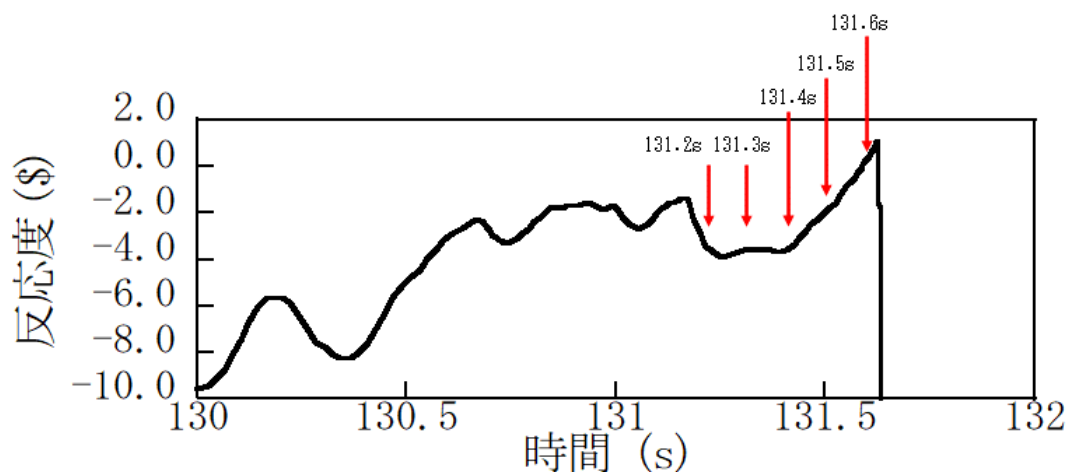
は、FCI が燃料を分散させて燃料の集中を妨げることになるためである。第 2 図の 2 カ所同時の FCI 発生を仮想した場合のみ、基準ケースを上回るエネルギーが発生し、最大の出力逸走となったのは、131.3s に FCI を発生させたケースで、基準ケースの反応度挿入率約 30\$/s、炉心平均燃料温度約 3,700°C に対して、反応度挿入率は約 50\$/s、炉心平均燃料温度は約 4,070°C となった。

3. まとめ

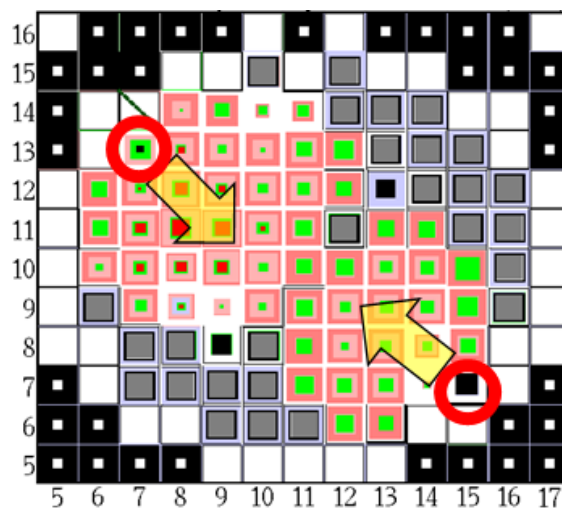
遷移過程の基本ケースに対して FCI の発生状況の不確かさの影響を保守的に考慮する感度解析を行い、不確かさを包絡する評価を行った。基本ケースの即発臨界超過による出力逸走の直前で燃料の集中を強制するために、外側炉心に位置する 2 カ所の LGT 位置で同時に FCI が発生するという極めて仮想的な想定と、既存の溶融燃料とナトリウムを用いた実験データを大幅に超える圧力発生を伴う FCI を強制的に発生させる条件を用い、さらに発生タイミングについてもパラメータ解析を実施した。最も厳しい結果を与える解析ケースでは、反応度挿入率で約 50\$/s、炉心平均燃料温度で約 4,070°C となった。この結果は、極めて保守的な FCI 発生状況を重ね合わせた仮想的な条件設定によるものであり、遷移過程における FCI の不確かさ影響を十分に包絡した解析結果を与えるものと判断している。

表 1 解析ケースと結果のまとめ

発生時刻 (s) と場所	規格化出力最大値	積算出力	炉心平均燃料温度 (°C)
基本ケース	6,190	9.4	3,700
131.3 (左上)	3,644	6.9	3,120
131.3 (右下)	2,911	6.4	3,010
131.6 (左上)	即発臨界超過無し		
131.6 (右下)	6,471	8.3	3,520
131.2 (二カ所同時)	5,400	8.5	3,510
131.3 (二カ所同時)	11,300	11.1	4,070
131.4 (二カ所同時)	7,100	9.1	3,630
131.5 (二カ所同時)	6,100	8.5	3,470
131.6 (二カ所同時)	11,400	10.9	4,040



第 1 図 遷移過程基本ケースにおける即発臨界超過前の反応度変化



第 2 図 強制的に FCI の発生を想定した制御棒下部案内管位置

再配置・冷却過程に係る損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさについて

1. 再配置・冷却過程の解析について

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ため、事象推移に関して基本となるシナリオを想定した上で、先行する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からの流出挙動（炉心物質の量及び形態）に応じた再配置挙動を検討し、想定される再配置場所での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こととする。

原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所としては、第 1.1 図に示すように、エネルギー放出が小さい緩慢なシーケンスにおいては下部プレナム底部及び炉心領域が、また、大きなエネルギー放出を伴う場合には上部プレナムに放出された損傷炉心物質が堆積する炉心支持台上面（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が対象となる。

2. 損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさ

エネルギー放出が小さい緩慢なシーケンスでは、溶融炉心物質（燃料及びスティール）の一部は炉心部から周囲の反射体・遮へい集合体のラップ管間ギャップに流出し固化する。遷移過程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ィールの混合物となり、崩壊熱によって長時間のうちに徐々に再溶融する。その後、炉心内で溶融した燃料は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（以下「LGT」という。）を通じて下部プレナムへ流出し、そこでサブクールされたナトリウムによって効果的にクエンチ・微粒化して原子炉容器底部に粒子状のデブリベッドとして堆積する。溶融炉心物質の残りは炉心部及びその周辺に残留する。

第 2.1 図にそれぞれの再配置場所における燃料量を示す。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。基本ケースとして想定した流出タイミングは、

- ① 損傷炉心物質が崩壊熱によって徐々に溶融する状況で、溶融した損傷炉心物質が LGT を通じて順次下部プレナムへ流出する場合

である。流出タイミング①において、溶融した残留炉心物質の一部は LGT を通り下部プレナムへ流出するが、炉心に残留する燃料の量が初期燃料インベントリ（以下「インベントリ」という。）の約 50%を下回ると、発熱と炉心周辺構造への熱損失がバランスして燃料はそれ以上溶融しなくなり、下部プレナムへの流出は停止する。他方、遷移過程の基本ケースの終状態ではインベントリの約 30%が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体のラップ管間ギャップに移行して固化している。再配置・冷却過程では、炉心部残留量又は下部プレナムへの移行量を保守的に評価するため、炉心周囲への移行量を少なめのインベントリの約 20%と想定することとし、その場合下部プレナムに移行可能な溶融燃料はインベントリの約 30%である。

損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさを考える場合、下部プレナムへ流出し得る燃料量を最大限見積もるための流出タイミングは、

② 損傷炉心物質が溶融開始後も炉心内にとどまり、溶融量が蓄積した後に下部プレナムへ流出する場合

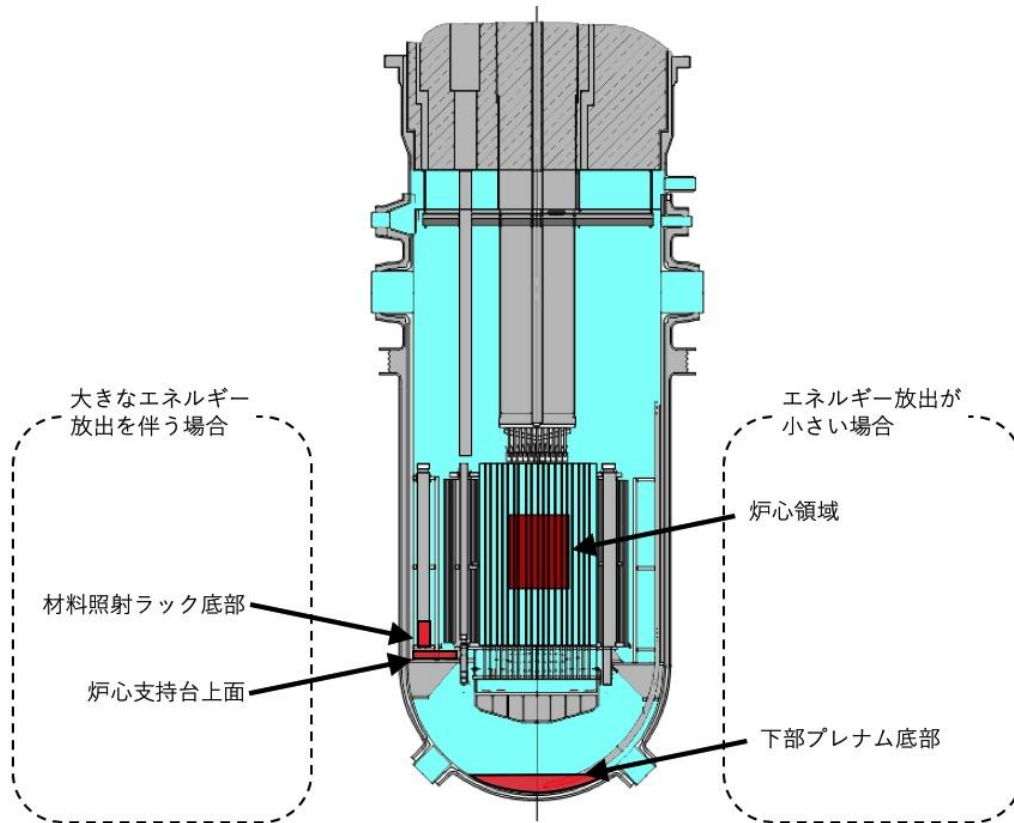
である。流出タイミング②では炉心物質の溶融量の増加と炉心物質の温度上昇の結果として炉心周囲への熱損失が増加し、崩壊熱の低下も重畳して、ある値以上は溶融量が増加しなくなる。炉心物質の最大溶融量として得られたインベントリの約 70%が損傷炉心物質の炉心からの流出量の不確かさの上限となる。

3. 損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさの影響評価

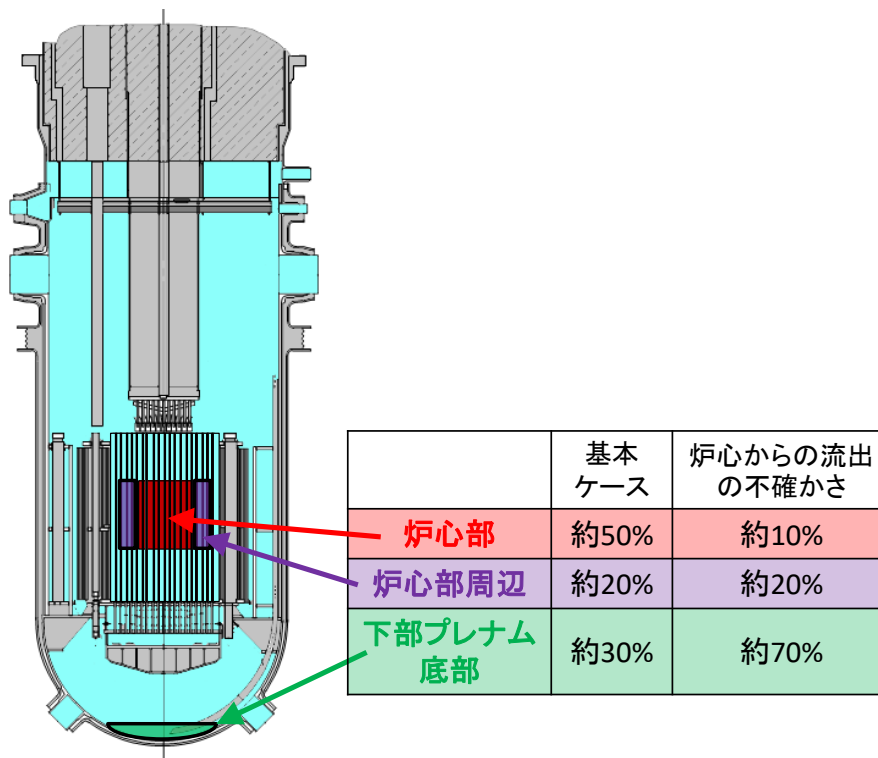
炉心からの流出量の不確かさの影響については、評価項目である「原子炉冷却材バウンダリの健全性」の観点から最も重要となる原子炉容器底部に形成されるデブリベッドの冷却性を解析した。具体的にはインベントリの約 70%の炉心物質からなるデブリベッドの冷却挙動を計算コード Super-COPD のデブリ熱計算モジュールで解析した。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果等に基づいて、デブリ粒子径 400 μ m、空隙率 0.6 とする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、崩壊熱の減衰の観点から保守的なタイミングとして、遷移過程の基本ケースの終状態における残留炉心物質のうちインベントリの約 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。第 3.1 図に原子炉容器底部に堆積したデブリベッド最高温度の履歴を示す。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 $^{\circ}$ C まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰と共に低下した。

ここで、デブリベッドにより高温条件（最高温度約 720 $^{\circ}$ C）となる原子炉容器底部の鏡板では、原子炉容器自重、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 2.8MPa（1 次応力）であり、SUS304 について 900 $^{\circ}$ C を超える温度条件で得られているクリープ試験結果（第 3.2 図）に対して有意に小さくクリープ破断は発生しないと判断できる。

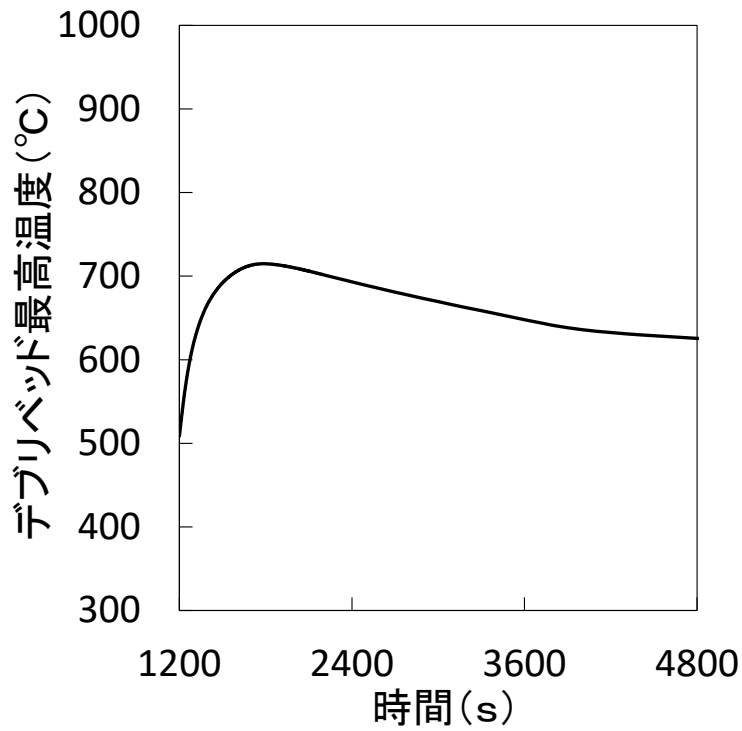
以上のことから、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定的に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損することはなく、また、炉心溶融物質等が原子炉容器内で安定に保持・冷却される。



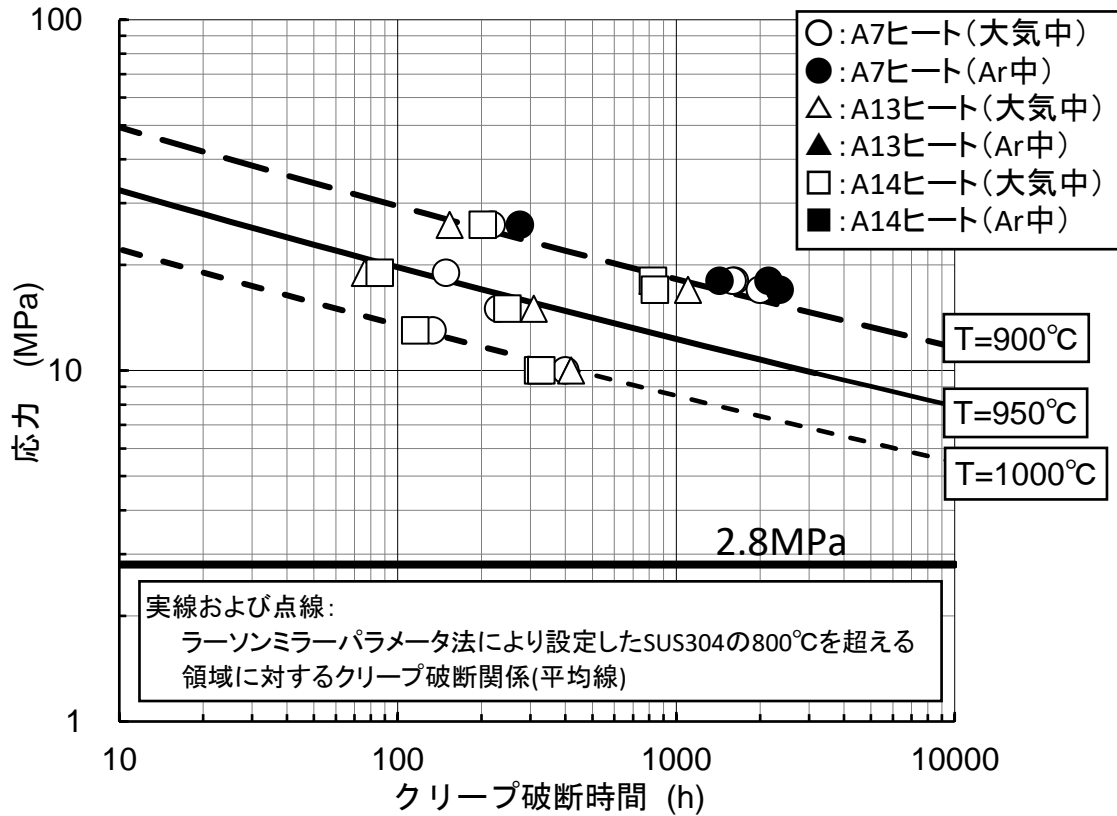
第 1.1 図 損傷炉心物質の最終的な再配置場所



第 2.1 図 それぞれの再配置場所における燃料量



第 3.1 図 デブリベッド最高温度の履歴



第 3.2 図 SUS304 のクリープ破断時間と応力の関係(900°Cから 1,000°C)

ULOF 時の中央制御室の実効線量の評価

炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF) の炉心損傷後において、格納容器の機能が維持されている場合について、中央制御室設置位置における実効線量を評価した。評価に当たっては、被ばく経路、対象核種、気象等の条件は設計基準事故 (DBA) の条件と同様とした (計算条件等: 第 1 表参照)。中央制御室では、被ばく低減の観点から、建物による遮へい、換気設備の隔離、チャコールフィルタ付の半面マスク及び全面マスク等の保護具の着用等の防護措置が実施されるが、本評価では保守的な評価となるようこれらの防護措置は考慮しないこととした。また、保守的な評価となるよう、アニュラス部排気設備や主排気筒の機能を無視するとともに、格納容器漏えい率は設計値を使用している。

評価結果を下表に示す。大気中に放出される核分裂生成物の量は、希ガス: 約 1.7×10^{15} Bq、よう素 (I-131 換算): 約 1.8×10^{11} Bq となる。相対線量及び相対濃度については、中央制御室が、格納容器 (ドーム部) から NE 約 20m の位置にあることに鑑み、相応の値を使用した (第 2 表参照)。また、よう素の吸入摂取に係る呼吸率及び実効線量係数は、成人の値を使用した (第 3 表参照)。当該評価結果は、放射線業務従事者の線量限度を十分に下回っており、中央制御室の居住性に影響を及ぼすことはない。

	希ガスからの ガンマ線による 実効線量 (mSv)	よう素の吸入摂取 による実効線量 (mSv)	実効線量 (合計) (mSv)
ULOF	2.5	1.5	4.0

第1表 ULOFにおける大気中に放出される核分裂生成物の量

炉内蓄積量	標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度約 39,000Mwd/t に基づき、累積核分裂収率を使用した解析より設定
格納容器への移行割合	炉内蓄積量に対して希ガスは 100%、よう素は 1%がカバーガスに移行し、機械的エネルギー発生時に、希ガス 50%、よう素 0.5%が格納容器（床下）に移行すると設定
環境への移行割合	希ガスは格納容器応答過程解析で求めた格納容器内圧力を用いて、格納容器漏えい率（保守的に DBA と同じ）に基づき移行量を計算、よう素は格納容器応答過程解析の結果から移行割合を設定
物理的半減期による減衰	考慮（ただし、よう素は格納容器内移行後の減衰を保守的に無視）
原子炉停止から放出開始までの時間	0 時間
環境中への実効放出継続時間	希ガス：2 時間、よう素：10 時間
放出高さ	地上放出（非常用換気設備のフィルタによる除去及び主排気筒放出は期待しない）

↓

	炉内蓄積量	格納容器内移行 (炉心→格納容器内)	大気移行 (格納容器内 →格納容器外)	大気放出量
希ガス	$1.3 \times 10^{18} \text{Bq}$	50%	- (格納容器漏えい率に基づき移行)	<u>$1.7 \times 10^{15} \text{Bq}$</u>
よう素 (I-131 換算)	$1.8 \times 10^{17} \text{Bq}$	0.5%	0.02 [1×10^{-4}]	<u>$1.8 \times 10^{11} \text{Bq}$</u>

※ []内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。

第2表 中央制御室の被ばく評価に使用する相対線量及び相対濃度

相対線量 (Gy/MeV・Bq)		相対濃度 (h/m ³)	
主排気筒放出	地上放出	主排気筒放出	地上放出
—	1.4×10^{-17}	—	3.6×10^{-7}

※実効放出継続時間を2時間として設定。

第3表 中央制御室の被ばく評価に使用するよう素の吸入摂取に係るパラメータ

パラメータ等	単位	数値
よう素の吸入摂取による成人の実効線量係数	mSv/Bq	I-131 : 2.0×10^{-5}
		I-132 : 3.1×10^{-7}
		I-133 : 4.0×10^{-6}
		I-134 : 1.5×10^{-7}
		I-135 : 9.2×10^{-7}
成人の呼吸率	m ³ /h	1.2 (活動時)