

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）

2020 年 11 月 24 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 : 有効性評価に使用する計算コード
- 別紙 5 : 有効性評価結果の整理

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 	有

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
- (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
- (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（2箇所）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. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 - b. 外部電源喪失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 (SB0)
 - 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【有効性評価に使用する計算コード：別紙4参照】。

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（熔融炉心物質を含む。）（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) 燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。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。
- (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) 炉心が熔融する過程で、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。

2.5 格納容器破損防止措置の有効性評価結果【有効性評価結果の整理：別紙5参照】

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

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における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

(i) 格納容器破損防止措置

a) 損傷炉心物質の原子炉容器内保持

1) 起因過程の評価

a. 解析条件

計算コードSAS4Aにより解析する。

- i) 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。
- ii) 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。
- iii) 照射燃料集合体については、放出エネルギーが大きくなるよう燃料インベントリの大きい炉心燃料集合体に置き換える。

b. 解析結果

解析結果を第2.5.1.2図に示す。

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／流量比の高い集合体で冷却材が沸騰し、燃料の破損に至るが、冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、破損した燃料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し、起因過程の範囲では炉心は部分的な損傷にとどまり、即発臨界を超えることはない。

2) 遷移過程の評価

a. 解析条件

計算コードS I M M E R - Ⅲにより解析する。

- i) 起因過程の解析結果を初期条件とする。
- ii) 起因過程の解析結果を引継ぐタイミングは、ラップ管が破損する前とする。
- iii) 放出エネルギーが大きくなるよう制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管を模擬しない2次元体系での解析を行う。

b. 解析結果

解析結果を第2.5.1.3図から第2.5.1.5図に示す。

本事象においては、炉心での冷却材流量が定格流量の約10%まで低下するため、炉心部の冷却材が沸騰し、被覆管が溶融する。その後、未破損であった燃料が崩壊し、固体状の燃料が炉心下部に堆積する。このため、反応度と出力が上昇し、全炉心規模で燃料が溶融する。全炉心規模での燃料溶融後は制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管からの燃料流出によって深い未臨界状態となるが、ここでは制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管からの燃料流出を保守的に無視した解析を行った。その結果、反応度が1\$を超過し、出力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速やかに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約5,110°Cである。最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下する。この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより未臨界状態となる。

3) 再配置・冷却過程の評価

a. 解析条件

計算コードS u p e r - C O P D及びF L U E N Tにより解析する。

- i) 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。
- ii) 炉心から下部プレナムに移行する燃料量は炉心インベントリの70%とする。
- iii) 下部プレナムに移行した溶融燃料は、冷却材中でクエンチ・微粒化して原子炉容器底部にデブリベッドとして堆積するものとする。

b. 解析結果

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により、損傷炉心は長期にわたって安定的に冷却され、炉心内に残留した燃料及び炉心部から放出されて原子炉容器底部等に移行した燃料は、原子炉容器内で保持される。なお、原子炉容器底部に生じる最大応力(一次応力)はS U S 3

0.4 ステンレス鋼のクリープ破断特性と比較して小さく、原子炉容器が破損することはない。

b) 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緩和

1) 機械的エネルギーによるナトリウム噴出量の評価

a. 解析条件

計算コードSIMMER-IV、AUTODYN及びPLUGにより解析する。

- i) 機械的エネルギーを高め評価する観点から、炉心損傷後の膨張過程の解析では、炉心の下端及び径方向外端は剛体として扱う。
- ii) 遷移過程の解析結果を初期条件とする。
- iii) 遷移過程の解析結果を引継ぐタイミングは、炉心平均燃料温度が最大値に到達した時点とする。
- iv) 機械的エネルギーの定義は、上部プレナムのナトリウムが圧力源から受ける外部仕事とする。

b. 解析結果

炉心損傷後の膨張過程において崩壊炉心部から上部プレナムに放出された熔融燃料と熔融スチールの混合物は、冷却材との熱的相互作用によりナトリウム蒸気を生成させ、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速するとともに、原子炉構造に機械的負荷を与える。この際、発生する機械的エネルギーは約3.6MJである。機械的負荷によって炉心バレル構造物及び原子炉容器が水平方向に変形するが、原子炉冷却材バウンダリの健全性は損なわれない。また、安全容器側壁には作用を及ぼさない。垂直下方向への機械的負荷は原子炉容器を下方へ変形させるものの、健全性は損なわれない。また、原子炉容器の下方への変形により安全容器底面には作用を及ぼさない。垂直上方向への機械的負荷は原子炉容器胴上部及び回転プラグの固定ボルトの変形によって吸収され、原子炉容器の健全性は損なわれない。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、回転プラグ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。

2) 噴出ナトリウムの熱的影響の評価

a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。

- i) 機械的エネルギーによるナトリウム噴出量の評価ではナトリウムが噴出することはないが、格納容器破損防止措置の頑健性を確認するために、230kgのナトリウムが噴出すると仮定する。
- ii) 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想定する。
- iii) ナトリウム-コンクリート反応では、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。
- iv) 格納容器（床上）へ放出された核分裂生成物の全ての崩壊熱は格納容器内雰囲気ガスに対する熱源とする。

v) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考慮するものとする。

vi) 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

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、プール状態でコンクリートと反応する場合についてそれぞれ解析した。

解析結果を第 2.5.1.6 図から第 2.5.1.8 図に示す。

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 $0.92\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.091\text{MPa}[\text{gage}]$ ）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、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、プール状態でコンクリートと反応するケースであり、最大水素濃度は約 $0.77\text{vol}\%$ まで上昇するが、可燃限界濃度の $4\text{vol}\%$ を下回る。

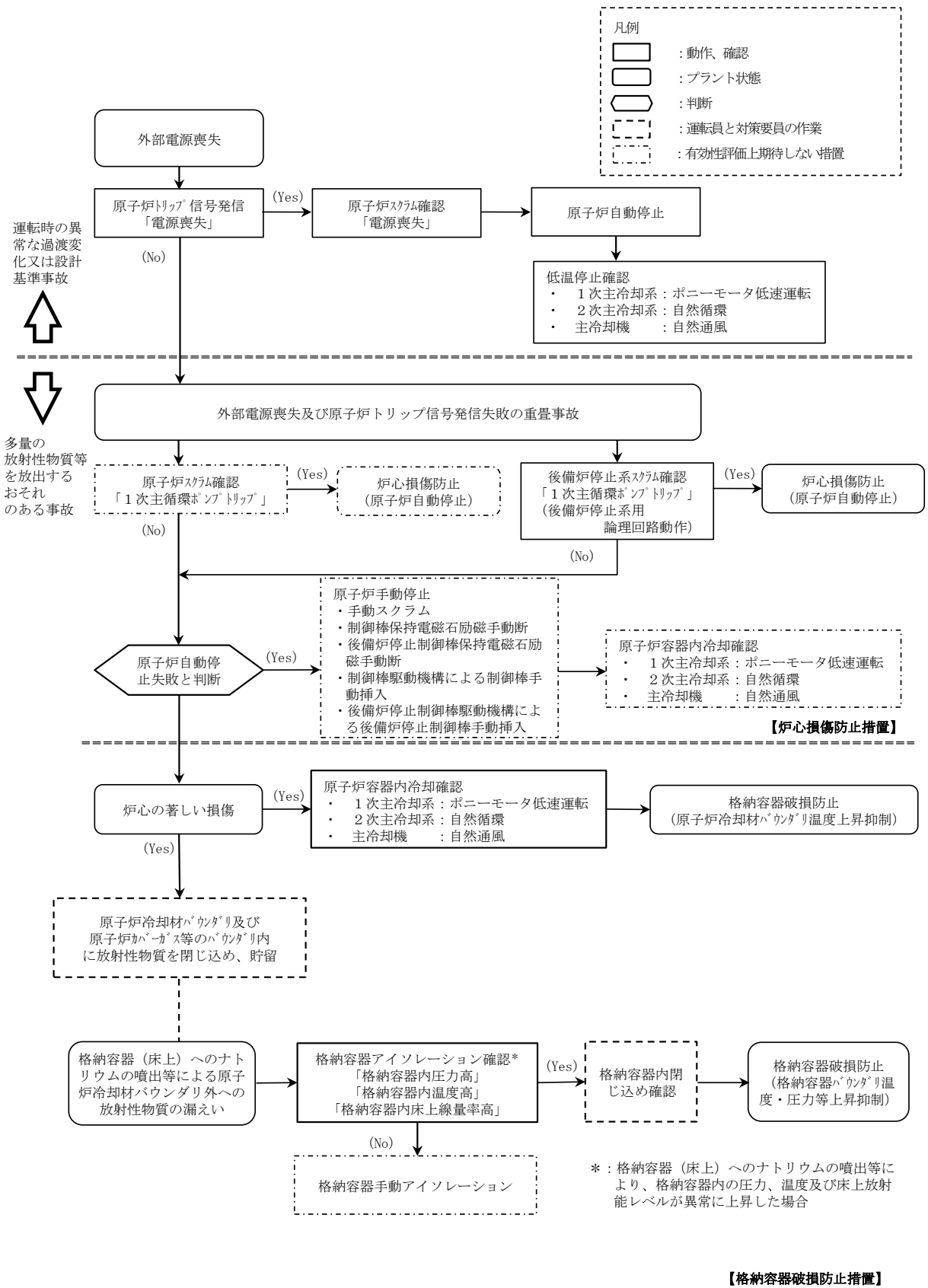
以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第 2.5.1.1 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

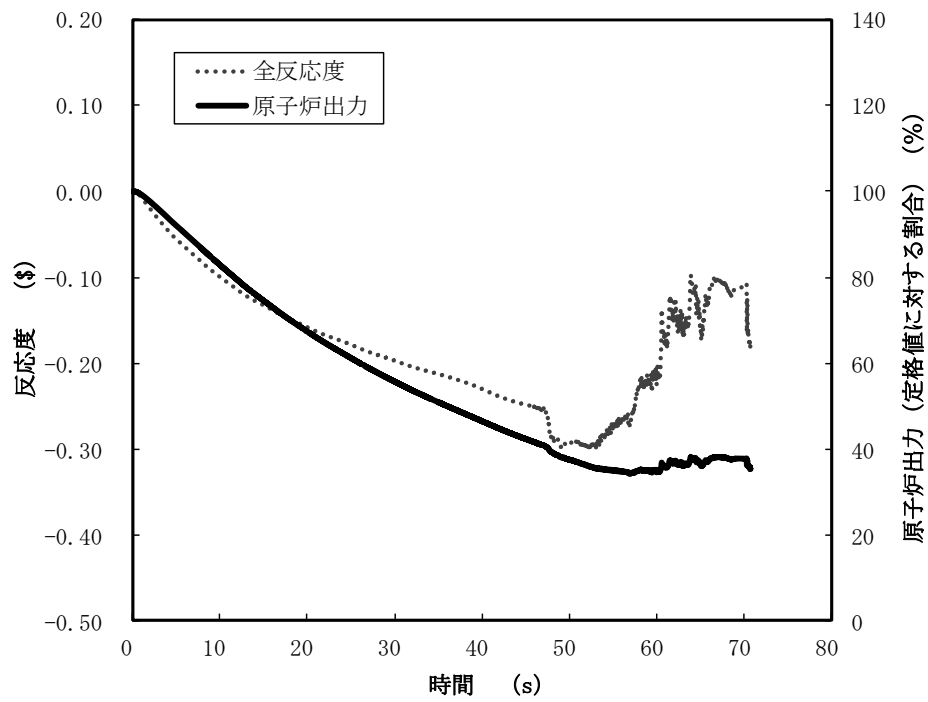
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	① 1次アルゴンガス系 1) 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	<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 	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

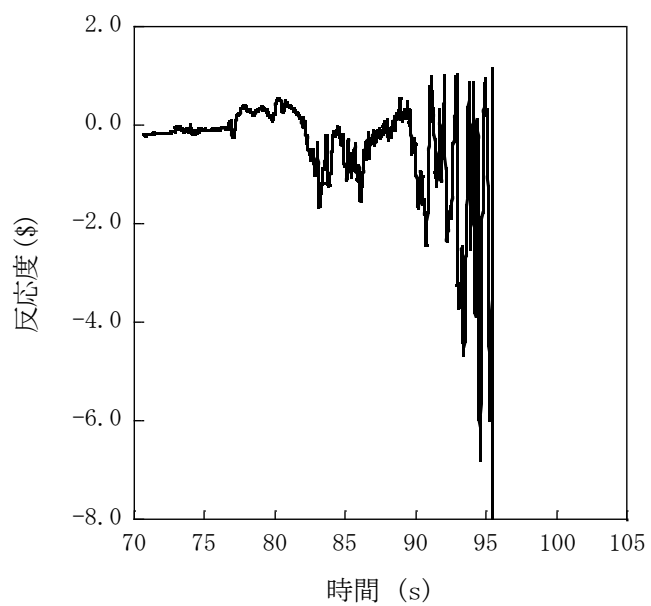
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Time bar]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Time bar]															・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	[Time bar]															・1次主冷却系(ポンプモータ低速運転)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	[Time 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	[Time 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。



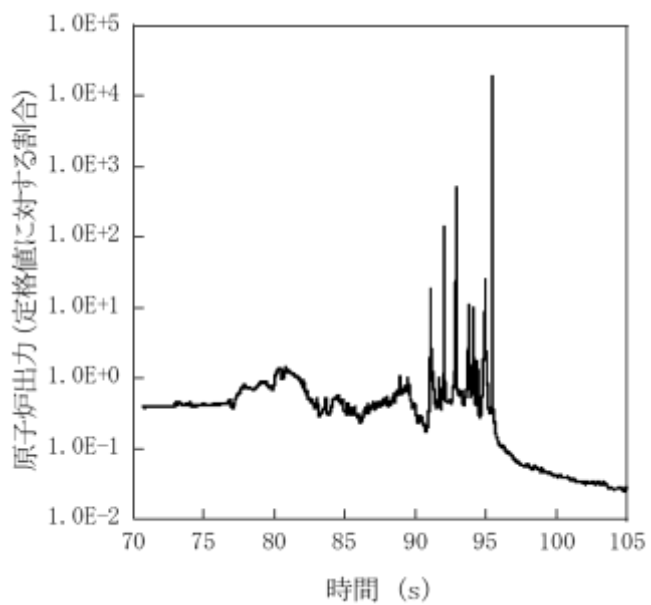
第2.5.1.1図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要
(炉心損傷防止措置は機能しないことを仮定)



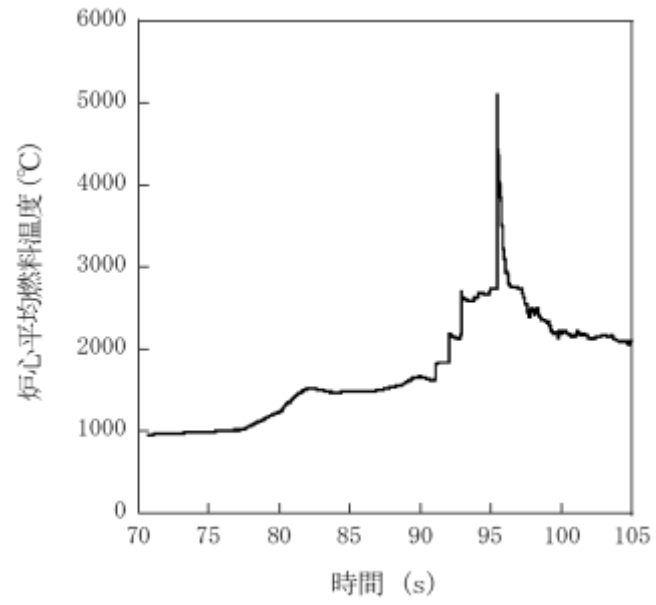
第 2.5.1.2 図 起因過程における出力及び反応度履歴



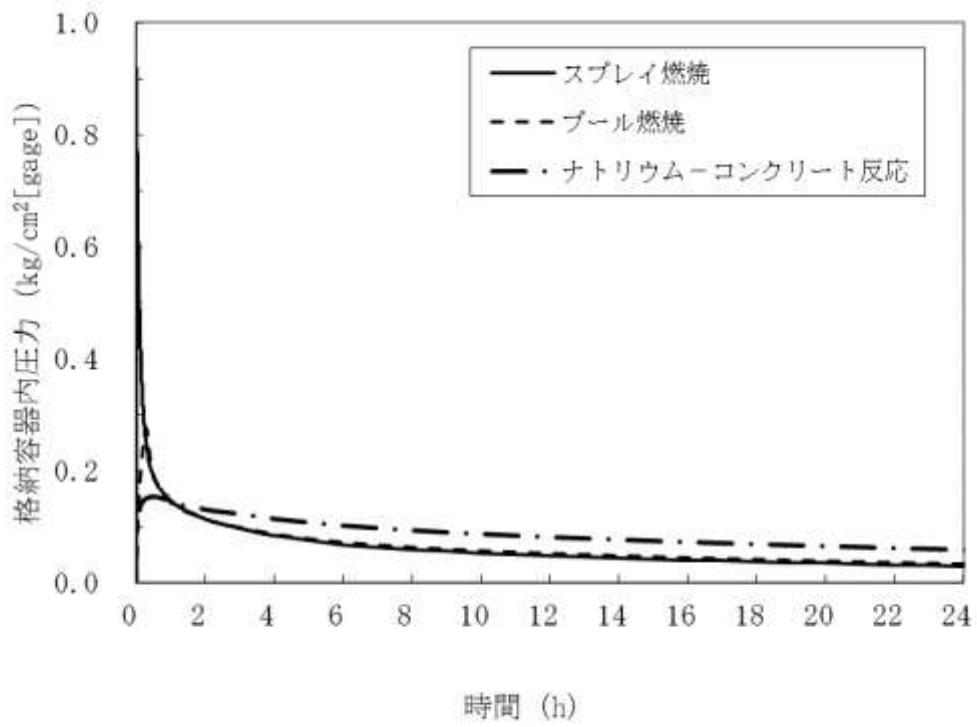
第 2.5.1.3 図 遷移過程における反応度履歴



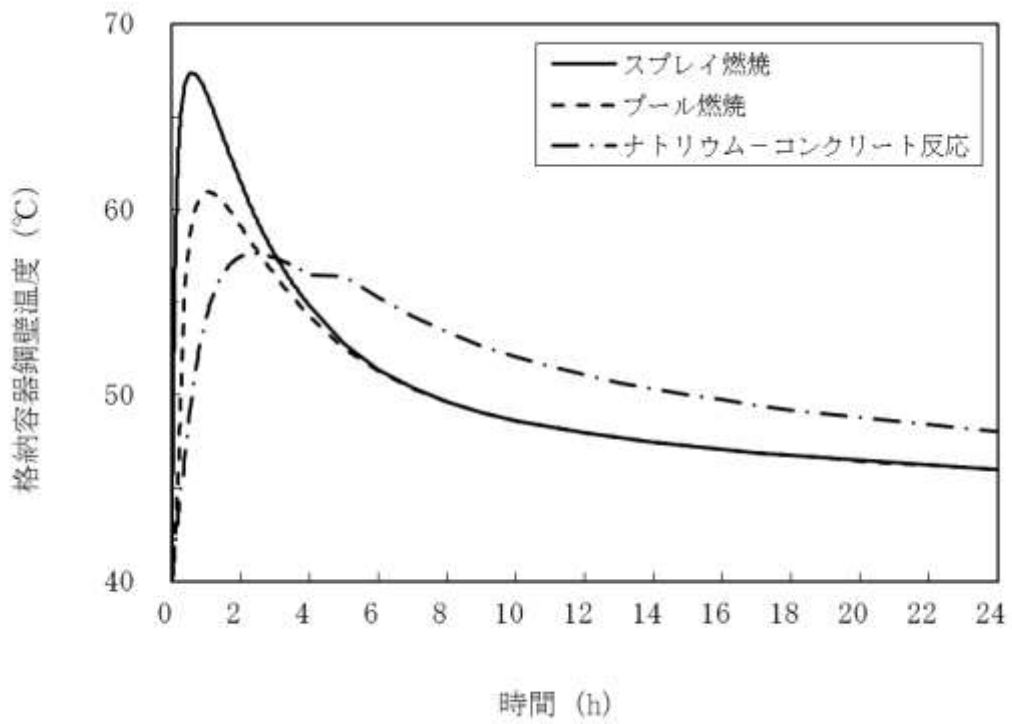
第 2.5.1.4 図 遷移過程における出力履歴



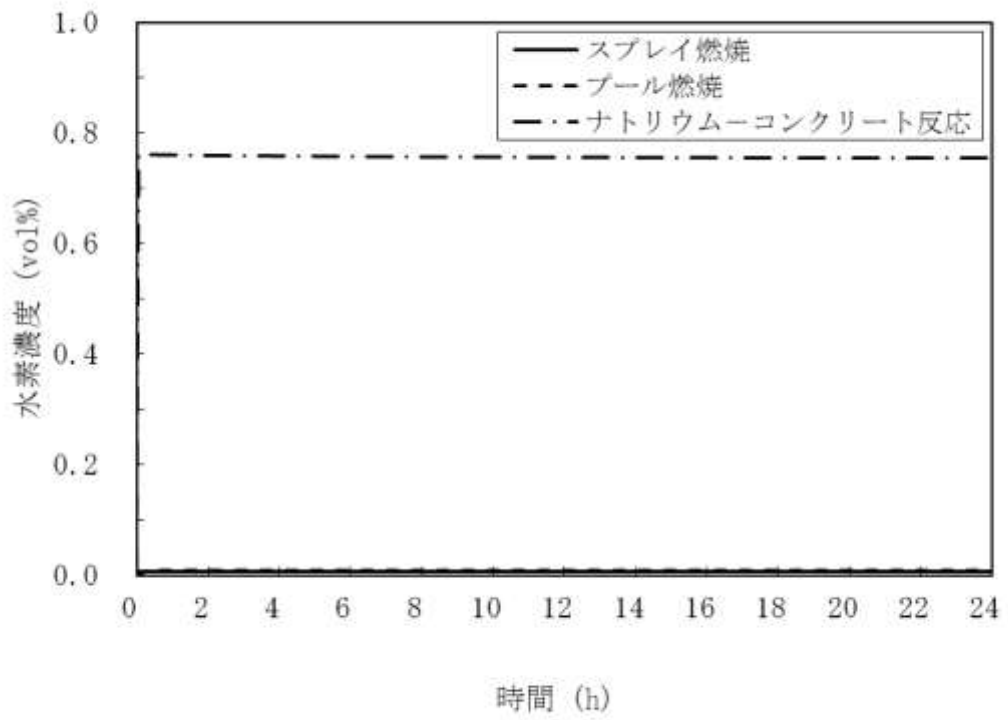
第 2.5.1.5 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



第 2.5.1.6 図 格納容器内圧力の推移



第 2.5.1.7 図 格納容器鋼壁温度の推移



第 2.5.1.8 図 格納容器内水素濃度の推移

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

外部電源喪失及び原子炉保護系（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

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

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

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2.5.3.1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

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2.5.3.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

(i) 格納容器破損防止措置

a) 損傷炉心物質の原子炉容器内保持

1) 起因過程の評価

a. 解析条件

計算コードSAS4Aにより解析する。

- i) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引抜かれるものとし、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。
- ii) 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。
- iii) 照射燃料集合体については、放出エネルギーが大きくなるよう燃料インベントリの大きい炉心燃料集合体に置き換える。

b. 解析結果

解析結果を第2.5.3.2図に示す。

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は、制御棒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し、比較的出力の高い燃料集合体で燃料の破損に至るが、破損した燃料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り、即発臨界を超えることはない。

2) 遷移過程の評価

a. 解析条件

計算コードSIMMER-IIIにより解析する。

- i) 起因過程の解析結果を初期条件とする。
- ii) 起因過程の解析結果を引継ぐタイミングは、ラップ管が破損する前とする。
- iii) 最大の反応度価値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引抜かれるものとし、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 $3.0\text{ } \$/\text{s}$ 、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少する。
- iv) 放出エネルギーが大きくなるよう制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管を模擬しない 2 次元体系での解析を行う。

b. 解析結果

解析結果を第 2.5.3.3 図から第 2.5.3.5 図に示す。

本事象においては、事象発生後約 40 秒で内側炉心が損傷し、固体状の燃料が炉心下部に堆積する。これにより、反応度が $1\text{ } \$$ を超過し、出力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速やかに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約 $4,320^{\circ}\text{C}$ である。最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下する。この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより未臨界状態となる。

3) 再配置・冷却過程の評価

本事象では、「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。

b) 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緩和

本事象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。

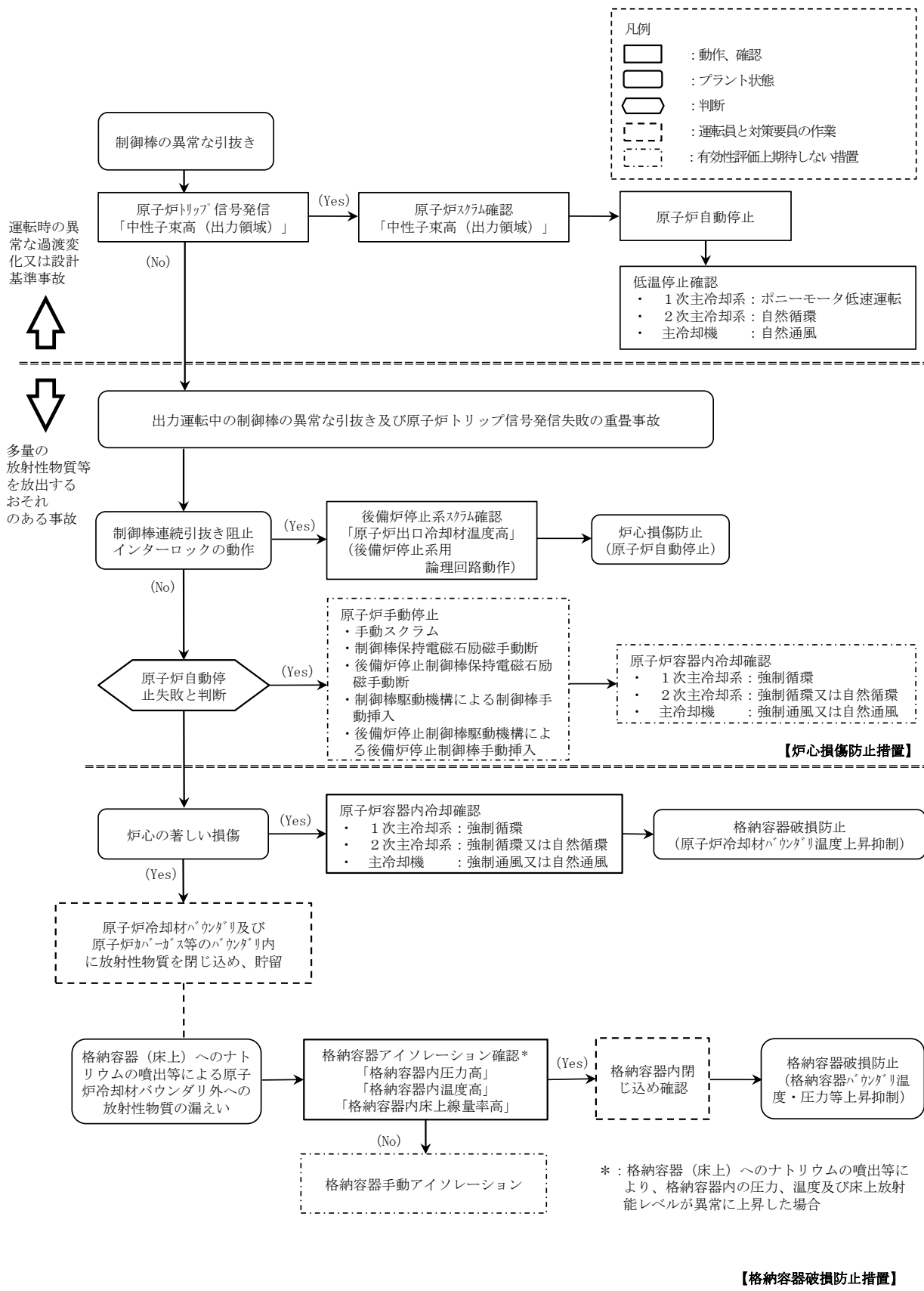
以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第2.5.3.1表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

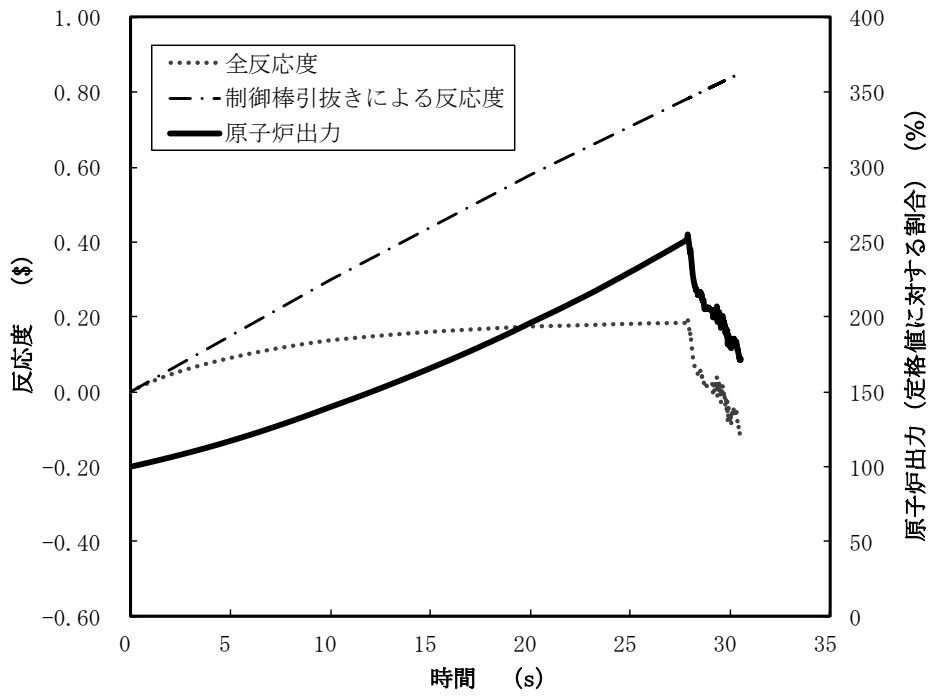
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次アルゴンガス系 <ul style="list-style-type: none"> 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。） 	—	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	<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁 	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉保護系（アイソレーション） ② 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

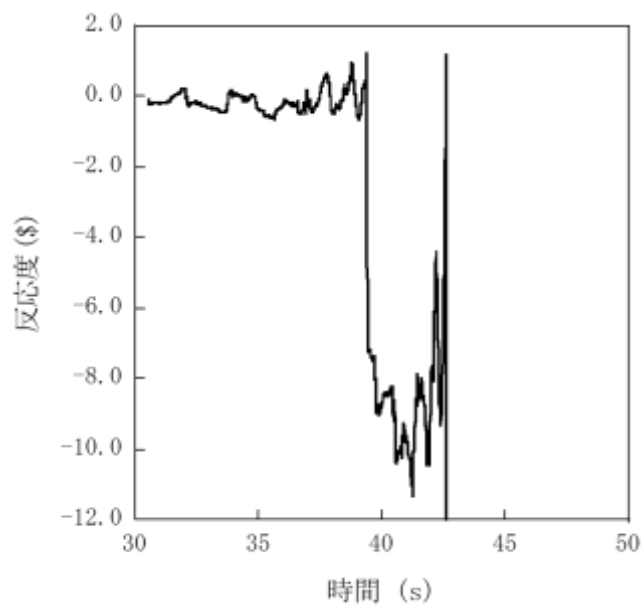
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			▼異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▼事故発生の判断(「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▼原子炉自動停止失敗と判断 ▼炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認																・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留																・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	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。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



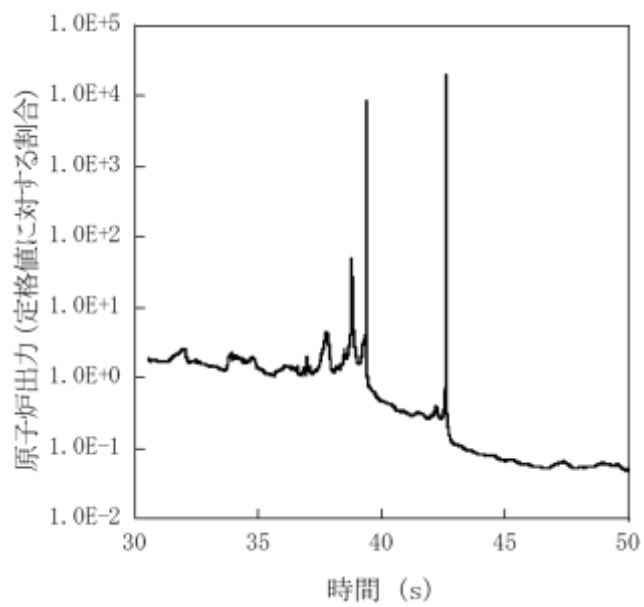
第 2.5.3.1 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要
(炉心損傷防止措置は機能しないことを仮定)



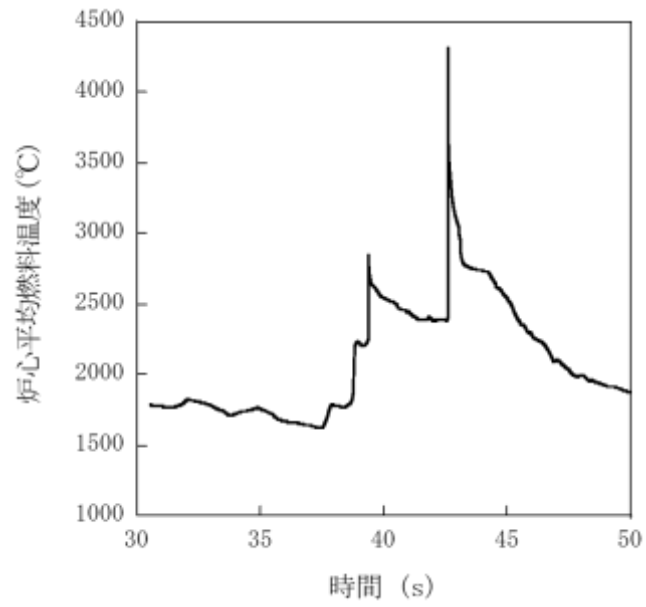
第 2.5.3.2 図 起因過程における出力及び反応度履歴



第 2.5.3.3 図 遷移過程における反応度履歴



第 2.5.3.4 図 遷移過程における出力履歴



第 2.5.3.5 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴

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

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（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「2.5.3 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「2.5.3 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「2.5.3 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

本事象の事象進展及び格納容器破損防止措置は「2.5.3 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「2.5.3 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。

2.5.5 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

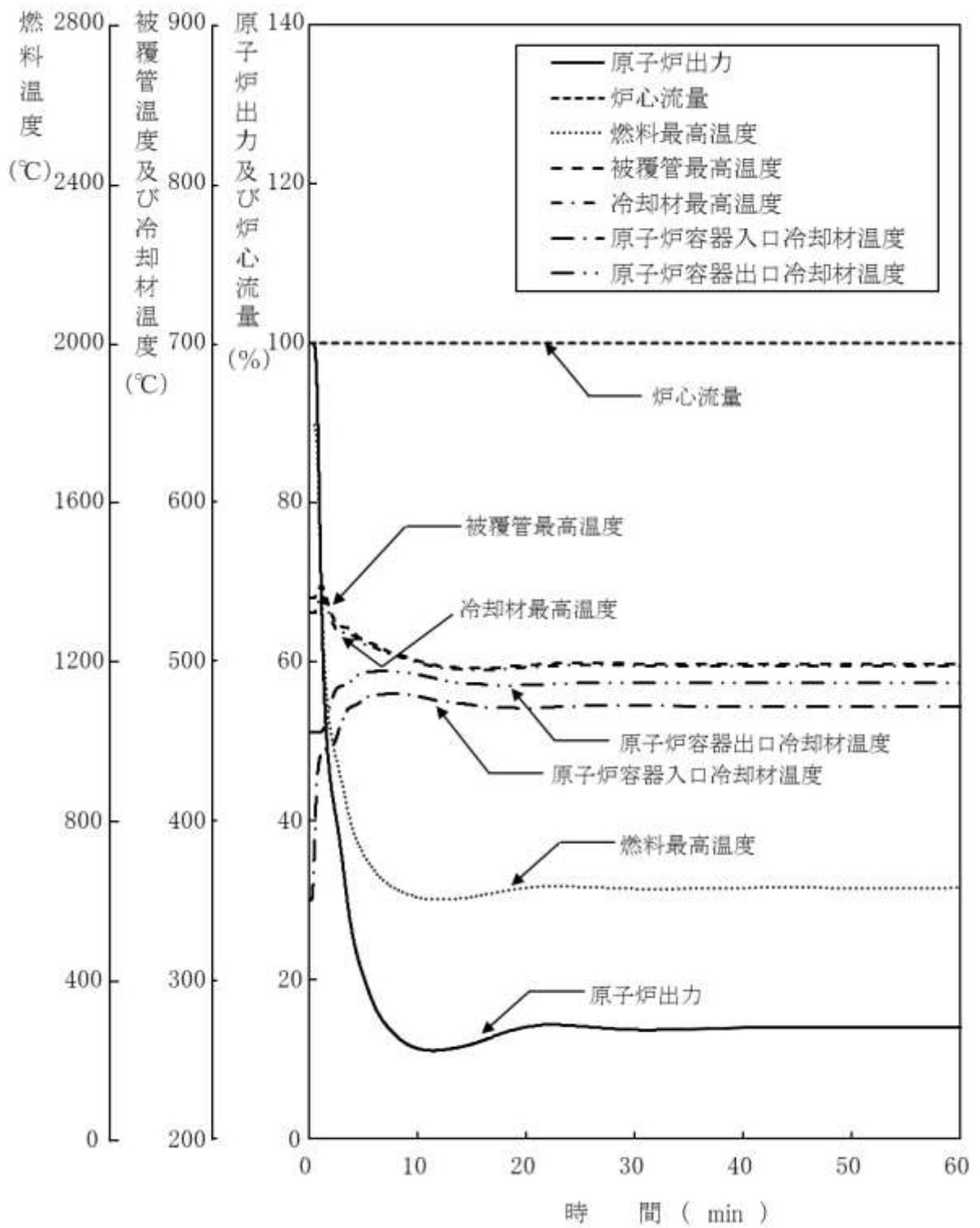
(1) 事故の原因及び説明

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、**炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合**でも、第2.5.5.1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。



第 2.5.5.1 図 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
(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)

2.5.6 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、**炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合**でも、事象進展は「2.5.5 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、「2.5.5 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。

2.5.7 1次冷却材漏えい（2箇所）事故

（1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（2箇所）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次主冷却系又は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。ここでは、事故が発生した場合における炉心損傷防止措置が少ない点に着眼し、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（2箇所）事故では、**炉心損傷防止措置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（2箇所）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2.5.7.1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（2箇所）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（2箇所）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2.5.7.1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（2箇所）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2.5.7.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

(i) 格納容器破損防止措置

- a) 原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質の安全容器内保持

- a. 解析条件

計算コードFLUENT等により解析する。

- i) 炉心損傷防止措置の解析条件と同じ事象進展により、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。
- ii) 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、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。
- iii) 事故発生前から常時運転のコンクリート遮へい体冷却系の運転を継続し、安全容器外面冷却による除熱を実施するものとする。
- iv) 炉心崩壊熱による原子炉容器内のナトリウムの昇温、蒸発挙動を計算し、蒸発による液位低下を評価する。なお、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より流出するものとする。

- v) 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) を有した損傷炉心物質が安全容器内に移行するものとする。
- vi) 原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質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、原子炉容器底部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、クリーブ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。
- vii) 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損傷炉心物質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

原子炉容器内の事象推移の計算結果を第 2.5.7.2 図及び第 2.5.7.3 図に示す。

上記の事象推移の結果に基づき安全容器内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、安全容器の最高温度は設計温度 450°C を超えることはない。また、安全容器内の圧力上昇は、安全弁の動作等により抑制され、設計圧力を超えることはない。

以上より、安全容器の健全性は損なわれず、安全容器内で損傷炉心物質を冷却保持できる。

b) 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) の破損の防止

本事象の事象進展では、原子炉冷却材温度及び圧力が通常運転時より低い状態で、1 次主冷却系の循環に必要な液位を下回るため、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、1 次冷却材を介して過温・過圧することはない、当該バウンダリの破損の防止のための評価の条件は、「2.5.8 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」が相対的に厳しい。

このため、措置の有効性の評価は、「2.5.8 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。

c) 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熱的影響の緩和

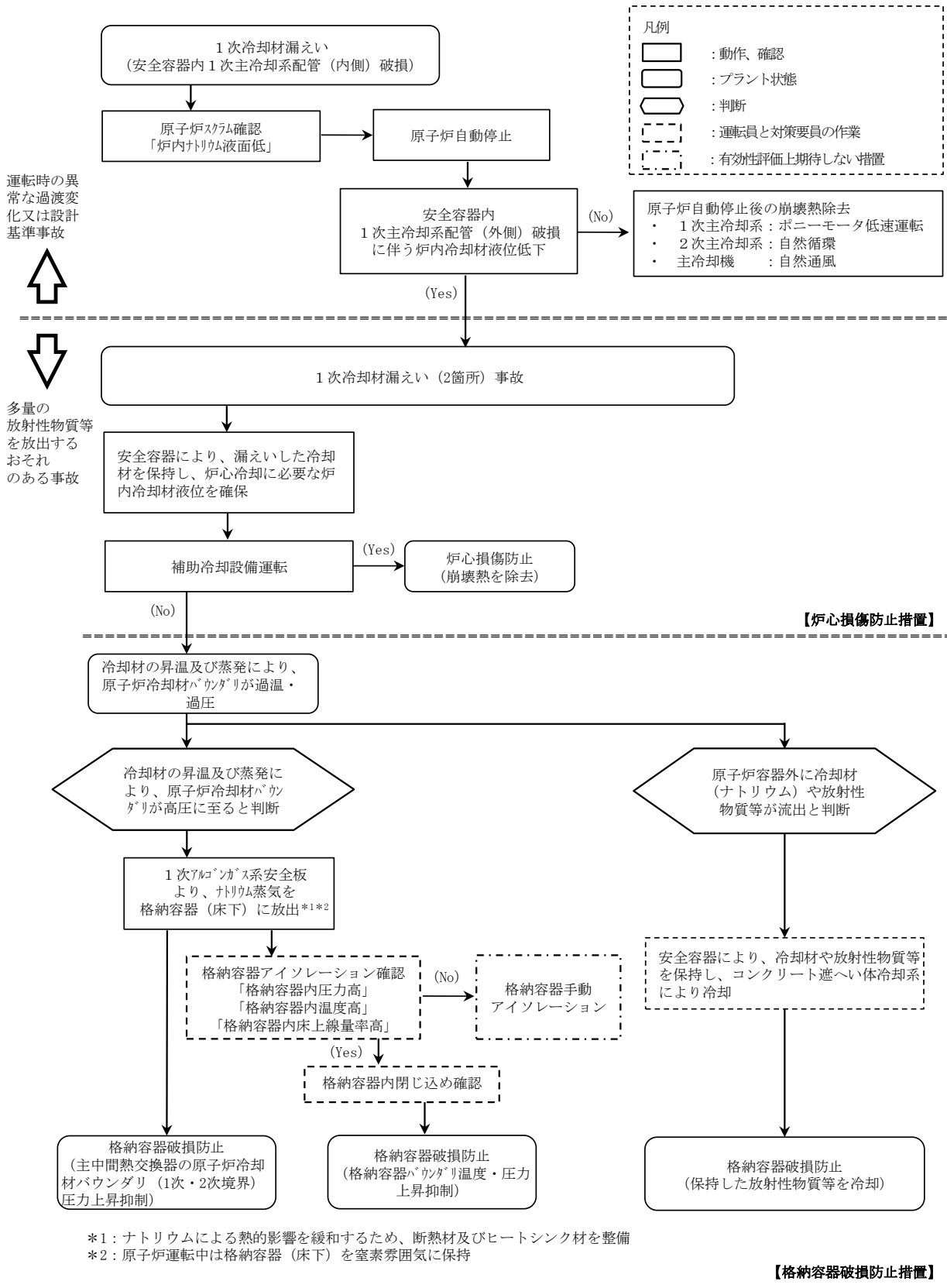
本事象の事象進展では、炉心が露出するまでに格納容器 (床下) に流出する原子炉冷却材ナトリウムの量が、「2.5.8 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」より少ない。

このため、措置の有効性の評価は、「2.5.8 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。

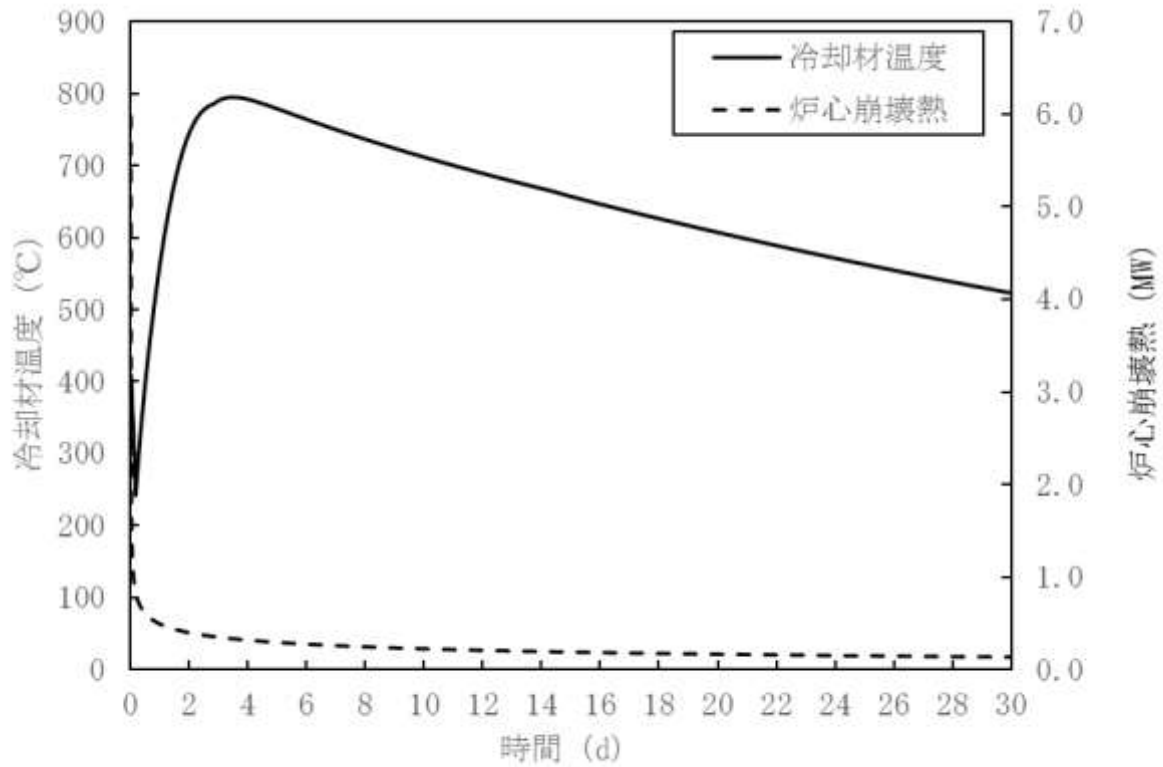
「a) 原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質の安全容器内保持」の評価結果及び「2.5.8 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の評価結果から、1次冷却材漏えい(2箇所)事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第 2.5.7.1 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

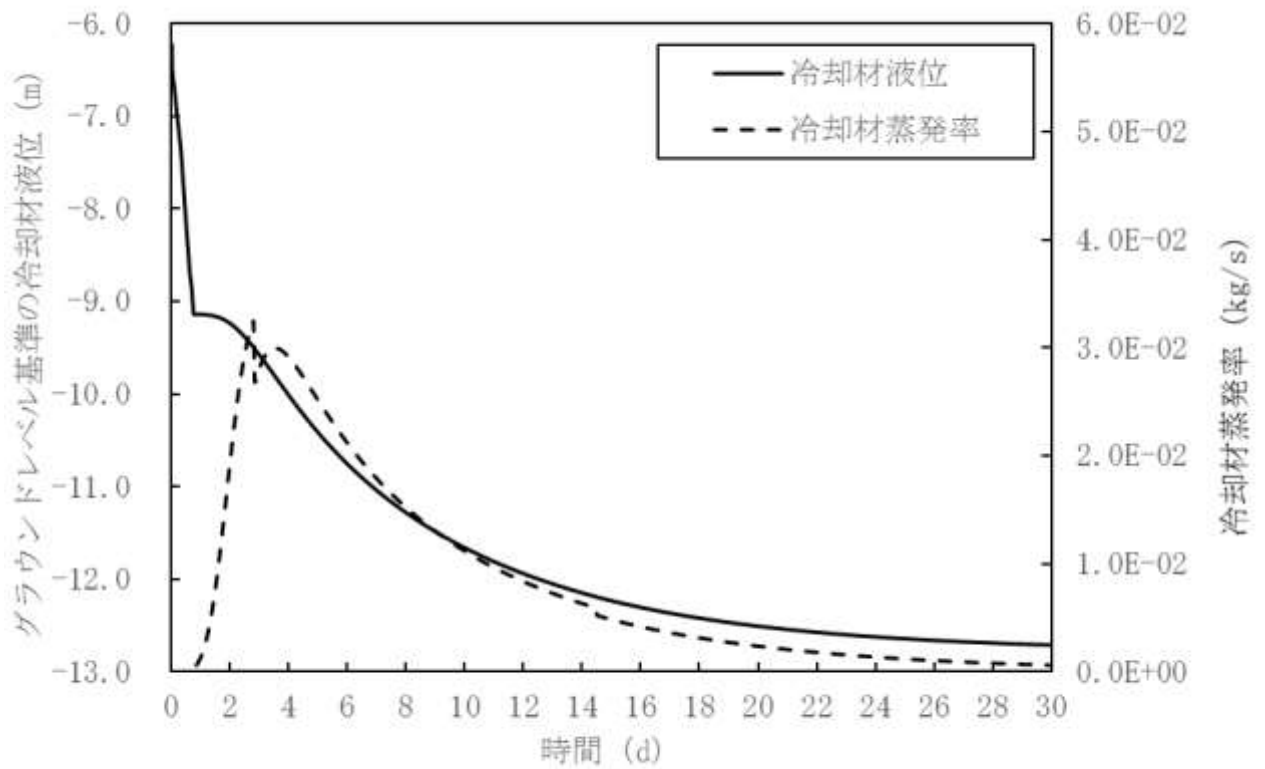
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材 バウンダリが高压 に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温及び蒸発が生じた場合、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。	—	—	①関連するプロセス計装
1次アルゴンガス系 安全板より、 ナトリウム蒸気を 格納容器（床下） に放出	・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器（床下）に流出することを確認する。	①断熱材及び ヒート シンク材	—	①関連するプロセス計装
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）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 2.5.7.1 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要
(炉心損傷防止措置は機能しないことを仮定)



第 2.5.7.2 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 2.5.7.3 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）

2.5.8 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して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の基本となる考え方」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、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、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2.5.8.1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プ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2.5.8.1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2.5.8.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

(i) 格納容器破損防止措置

a) 原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質の安全容器内保持

本事象は、原子炉容器液位が確保された状態で崩壊熱除去機能を喪失する事故であるため、「2.5.7 1次冷却材漏えい（2箇所）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、安全容器内保持の有効性評価の条件は、「2.5.7 1次冷却材漏えい（2箇所）事故」が相対的に厳しい。

このため、措置の有効性の評価は、「2.5.7 1次冷却材漏えい（2箇所）事故」において実施する。

b) 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）の破損の防止

a. 解析条件

- i) 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。
- ii) 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。
- iii) 原子炉冷却材温度の上昇を高め評価するため、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。
- iv) 事故発生前から常時運転のコンクリート遮へい体冷却系の運転を継続し、安全容器外面冷却による除熱を実施するものとする。
- v) 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。
- vi) 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 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第I編 軽水炉規格(2016)のPVB-3220及びPVB-3230に準拠して評価する。
- vii) 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を考慮する。

b. 解析結果

原子炉容器内の事象推移の計算結果を第2.5.8.2図及び第2.5.8.3図に示す。過圧防止措置により主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の圧力は0.1MPa以下に抑制され、原子炉容器内の事象推移の計算温度から求められる耐圧1.0MPaを下回るため、バウンダリの健全性は確保される。

c) 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熱的影響の緩和

a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRコードにより解析する。

- i) ナトリウムは、「b) 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)の破損の防止」で評価し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より蒸気の形態で流出するものとする。
- ii) 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。
- iii) 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。
- iv) 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。

v) 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2.5.8.4図及び第2.5.8.5図に示す。

格納容器（床上）の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約 $0.032\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約3.2kPa[gage]）及び約42°Cであり、格納容器の設計圧力 $1.35\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約0.13MPa [gage]）及び格納容器鋼壁の設計温度150°Cを超えず、格納容器（床上）の健全性は確保される。

また、格納容器（床下）の最高圧力は約 $0.032\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （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、それぞれ約68°C及び約68°Cであり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

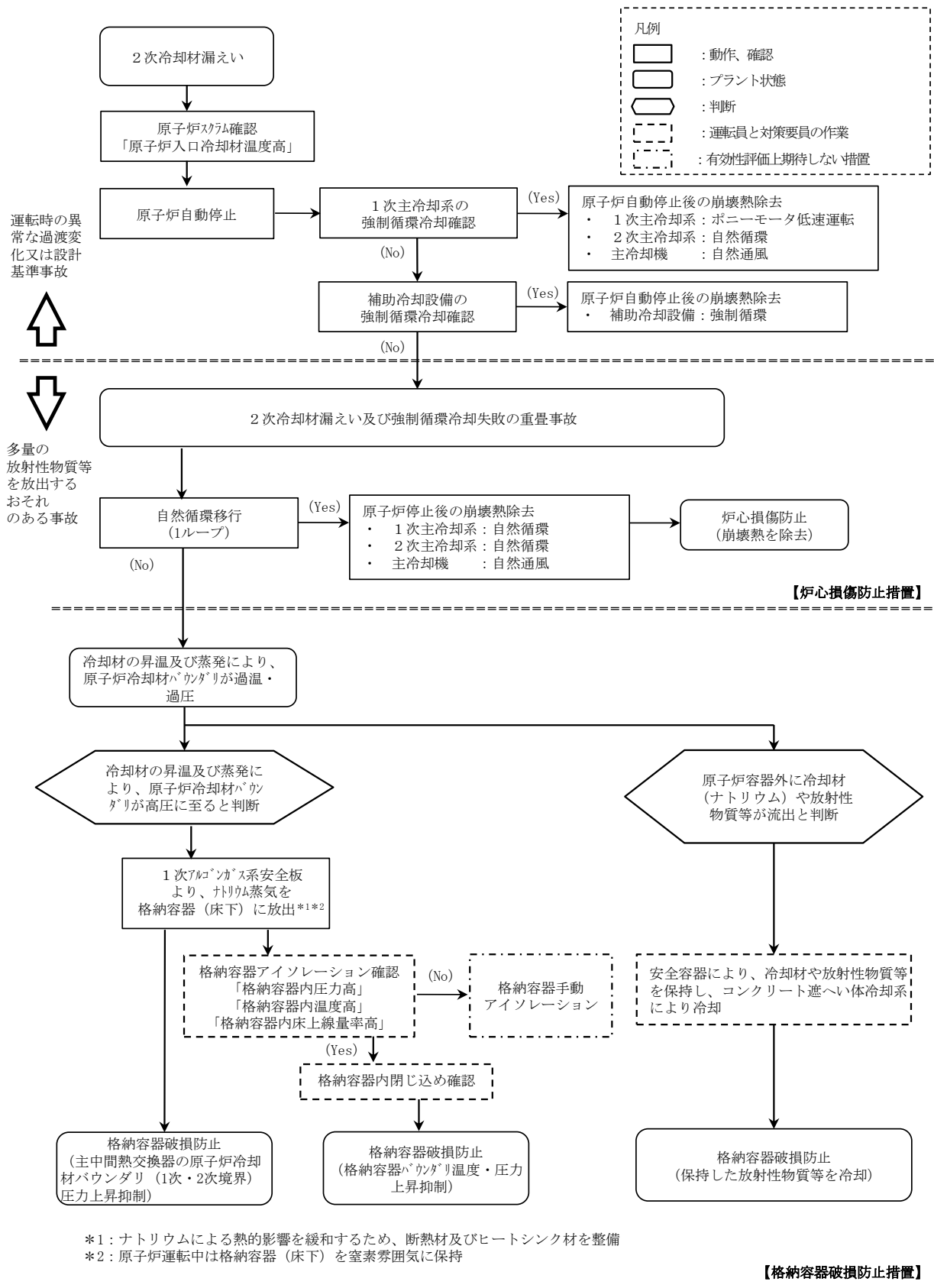
以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第2.5.8.1表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

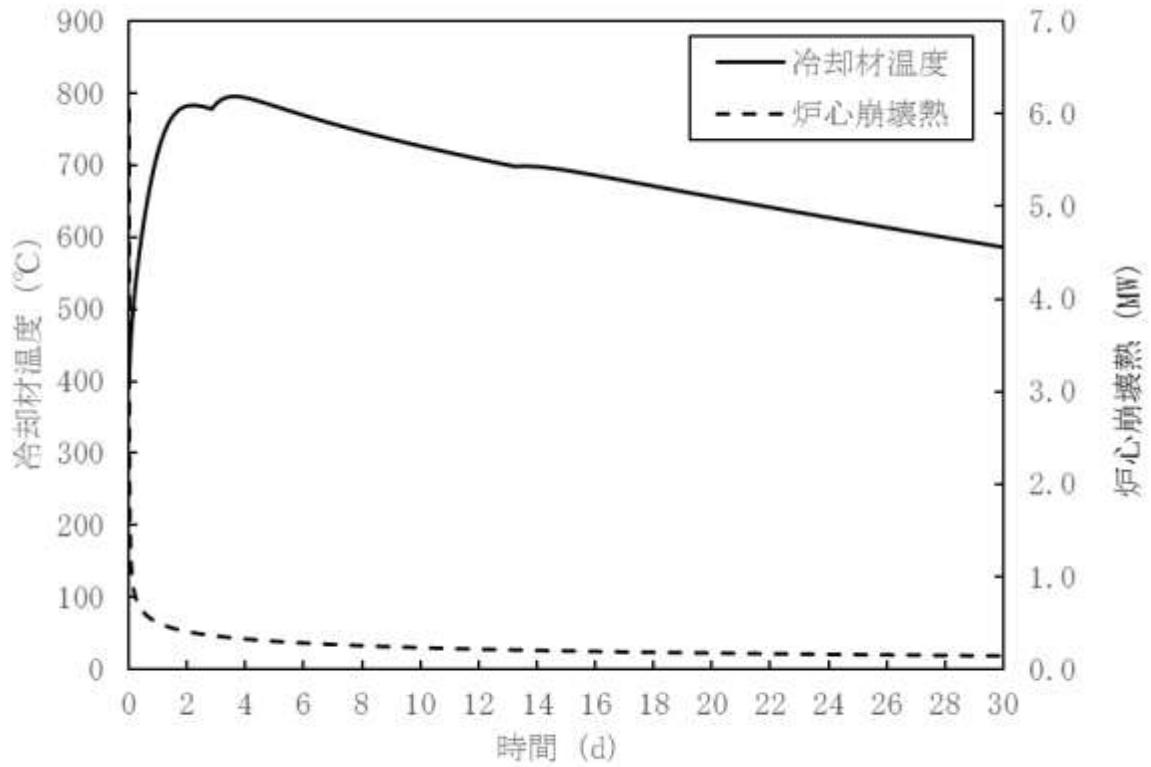
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材バウンダリが 高圧に至ることの判断	・ 冷却材の著しい昇温及び蒸発が生じた場合、原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ると判断する。	—	—	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2.5.8.2表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

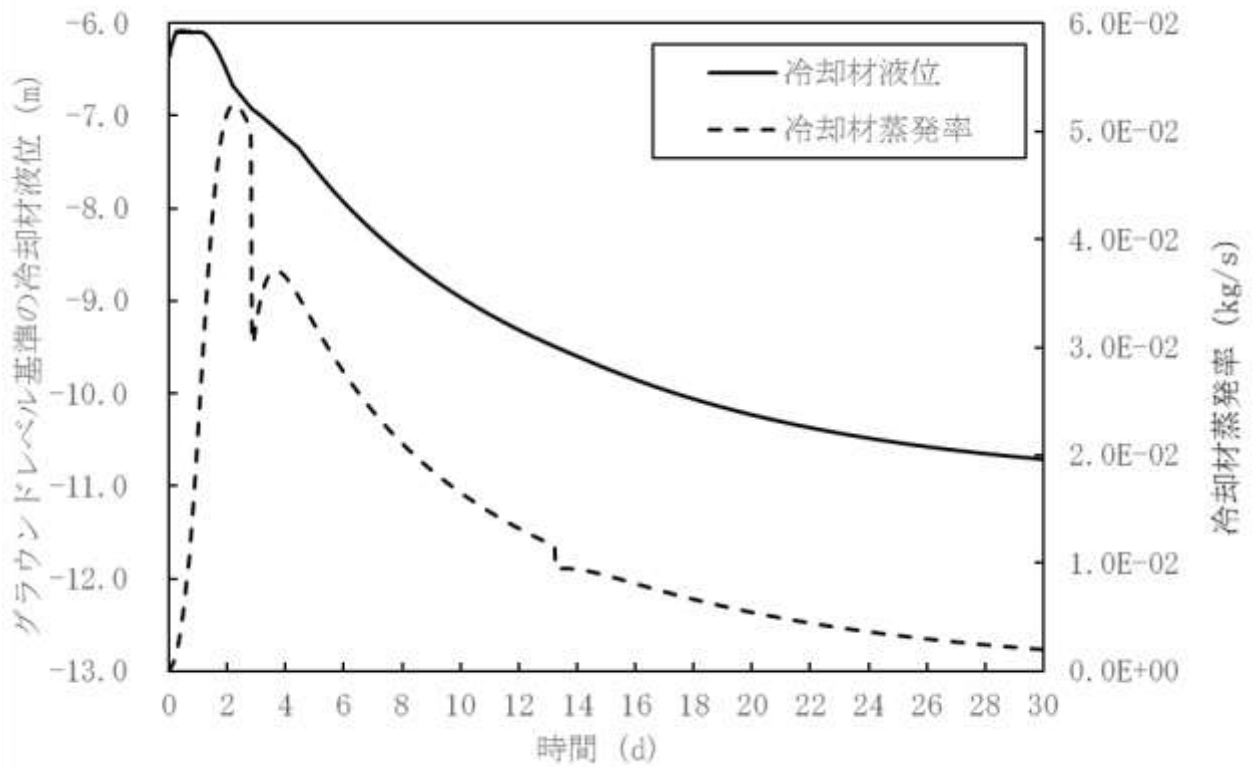
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考
			5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日							
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗) ▽冷却材の昇温及び蒸発により 原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断 ▽原子炉容器外に冷却材(ナトリウム)や放射性物質等が流出と判断																
	当直長	・ 運転操作指揮	[Gantt chart showing duration from 0 to 30 minutes]																
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing duration from 0 to 5 minutes]																・ 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系 (スクラム) 動作を確認する。
	運転員A、B	2 ・ 事故発生の判断	[Gantt chart showing duration from 0 to 10 minutes]																・ 1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・ 補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。
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 showing duration from 0 to 30 minutes]																・ 1次主冷却系 (自然循環)、2次主冷却系 (自然循環) 及び主冷却機 (自然通風) の運転状況を確認する。
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 showing duration from 0 to 100 minutes]																・ 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 showing duration from 0 to 100 minutes]																・ 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 showing duration from 0 to 100 minutes]																・ 「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放射性物質等が流出したことの判断	[Gantt chart showing duration from 0 to 100 minutes]																・ 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放射性物質等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	[Gantt chart showing duration from 0 to 100 minutes]																・ 安全容器により冷却材や放射性物質等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放射性物質等を冷却する。



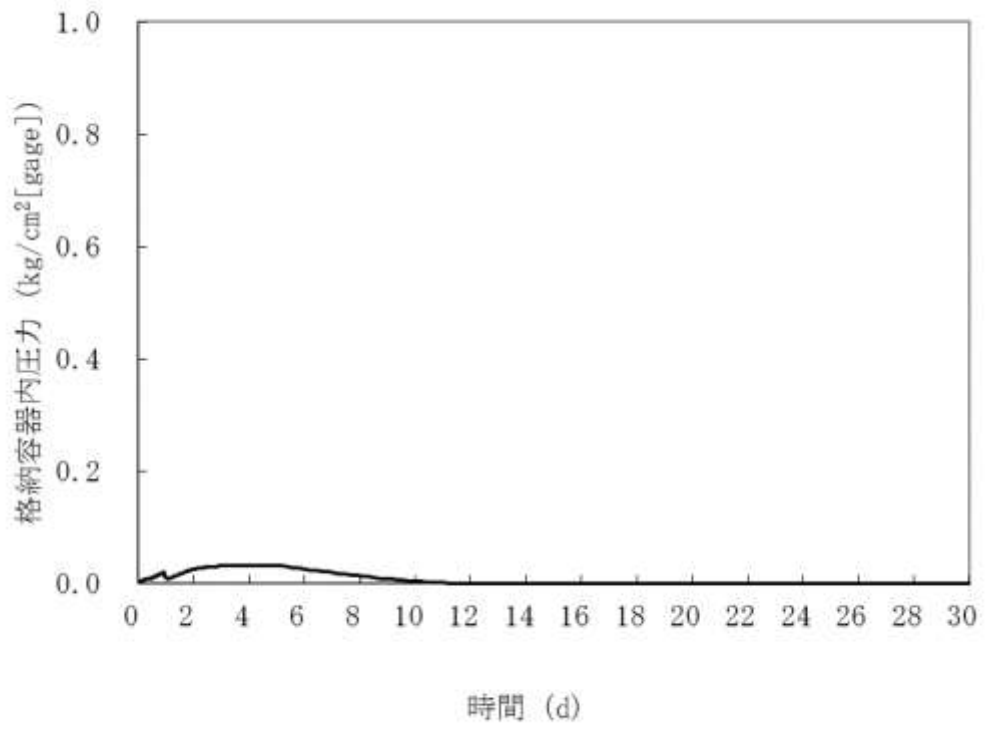
第 2.5.8.1 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要
 (炉心損傷防止措置は機能しないことを仮定)



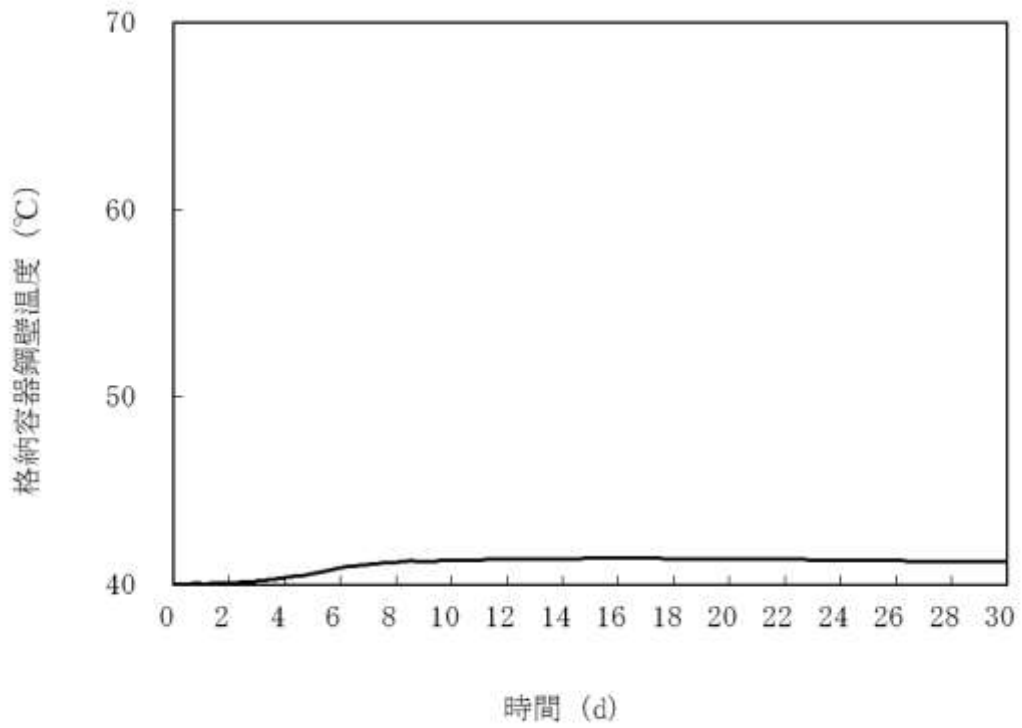
第 2.5.8.2 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



第 2.5.8.3 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）



第 2.5.8.4 図 格納容器内圧力の推移



第 2.5.8.5 図 格納容器鋼壁温度の推移

2.5.9 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、「2.5.8 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。

2.5.10 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、「2.5.8 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。

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

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2.5.11.1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2.5.11.1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2.5.11.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

(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、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。

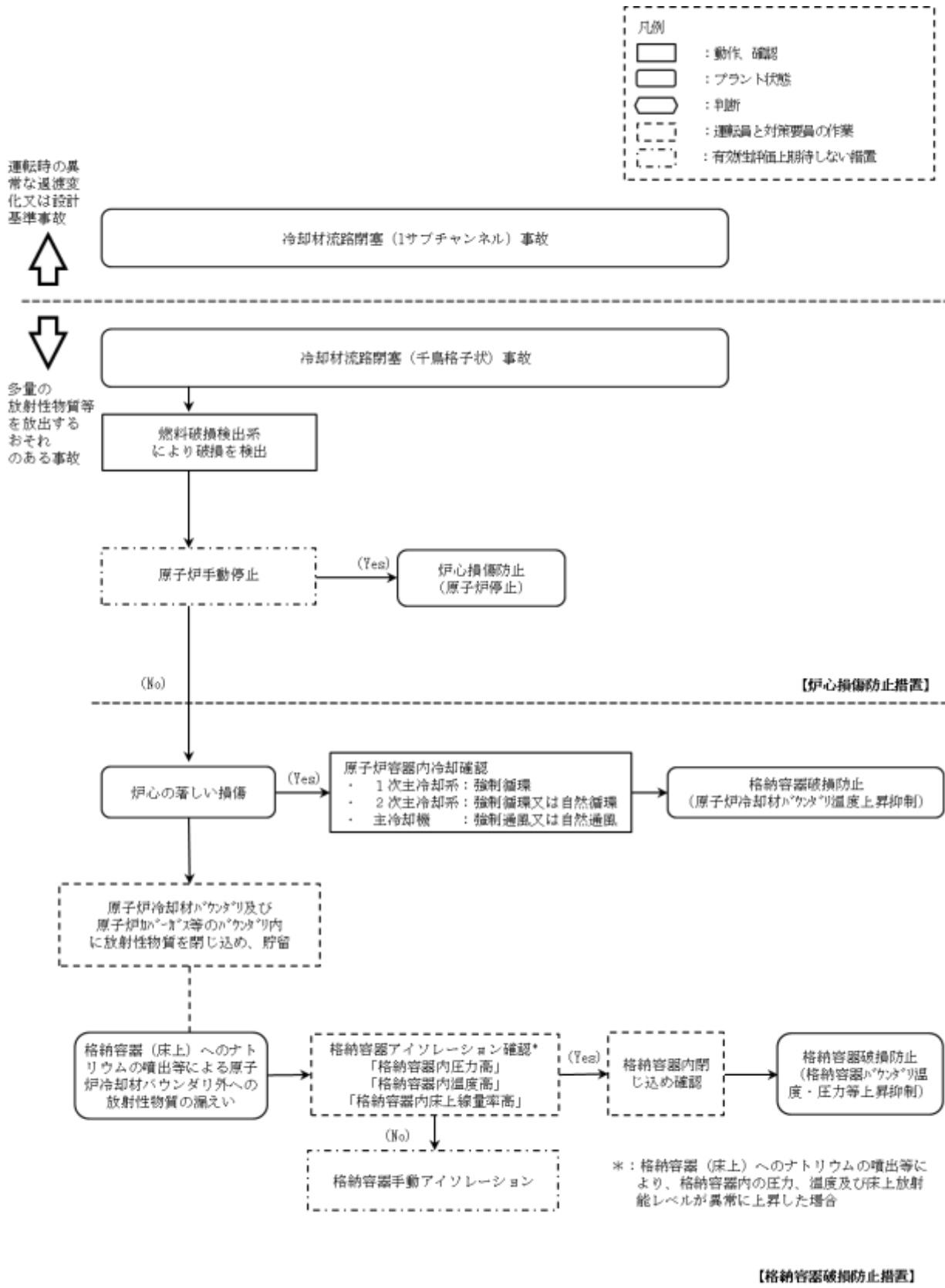
上記の評価結果から、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第2.5.11.1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	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	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	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	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	<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 	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5.2.11.2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 ・事故発生の判断												・燃料破損検出系(カバーガス法燃料破損検出設備)により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。	
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。	
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認												・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。	
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留												・燃料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												・「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 2.5.11.1 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要
 （炉心損傷防止措置は機能しないことを仮定）

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

（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

（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（2箇所）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. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- b. 外部電源喪失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
	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	
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"> ・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)
	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	
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	
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(2箇所)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
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)	2次冷却材漏えい及び 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
	外部電源喪失及び 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	
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。別紙 5 の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。

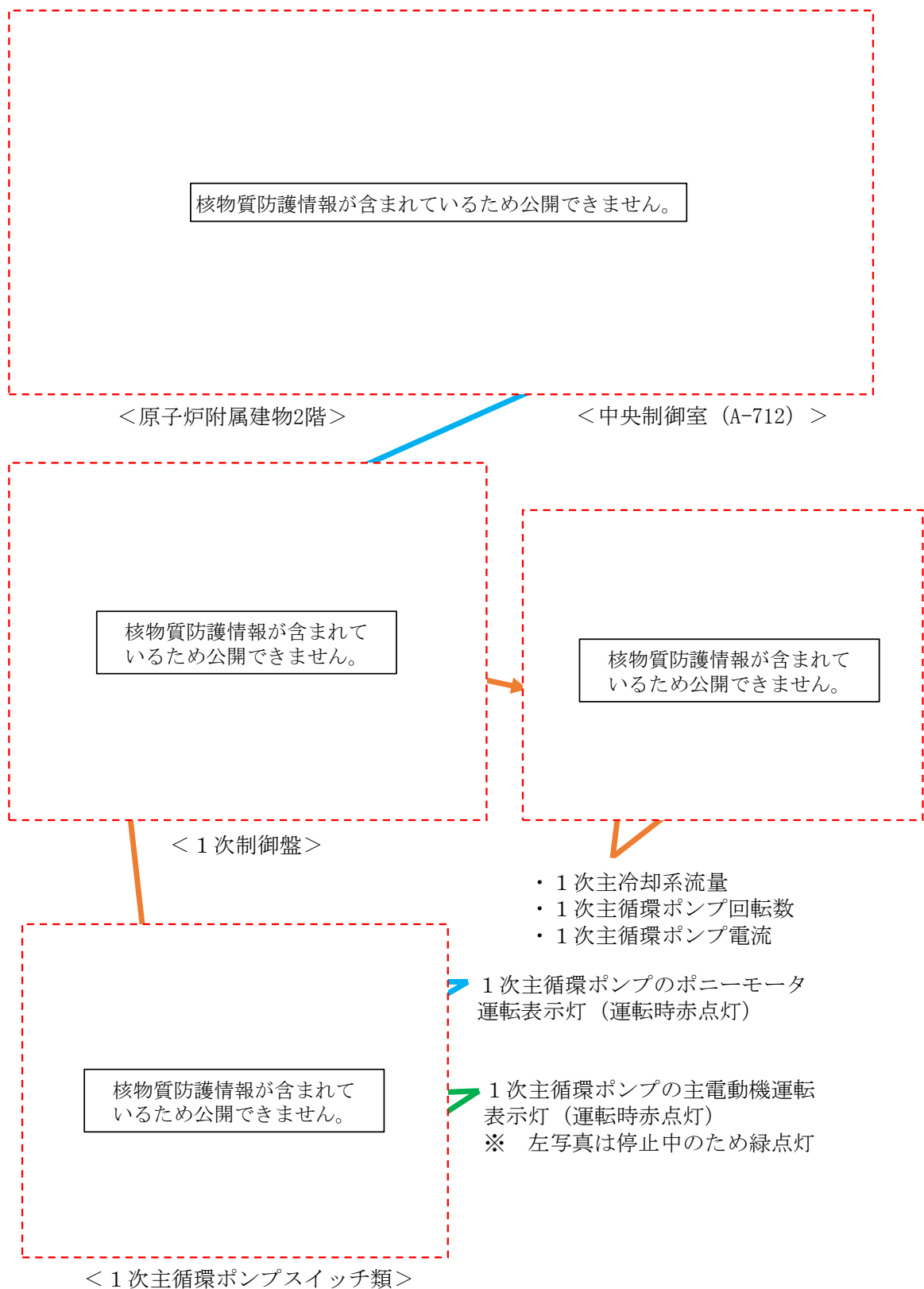
1. 炉心損傷後の原子炉容器内冷却の確認の手順

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。

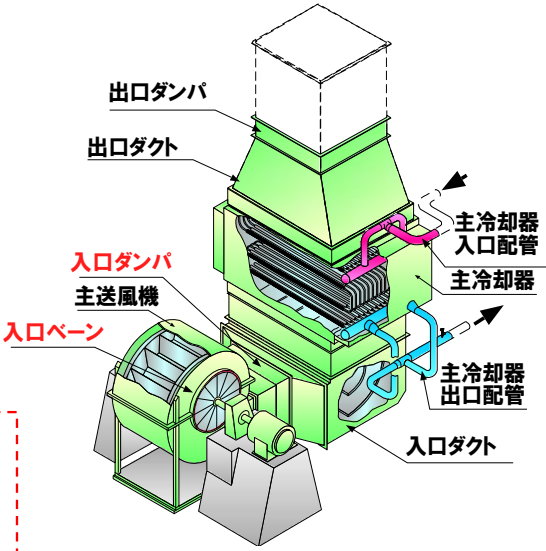


第1図 炉心損傷後の原子炉容器内冷却の確認の操作手順に係る補足 (1/3)

- ・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)

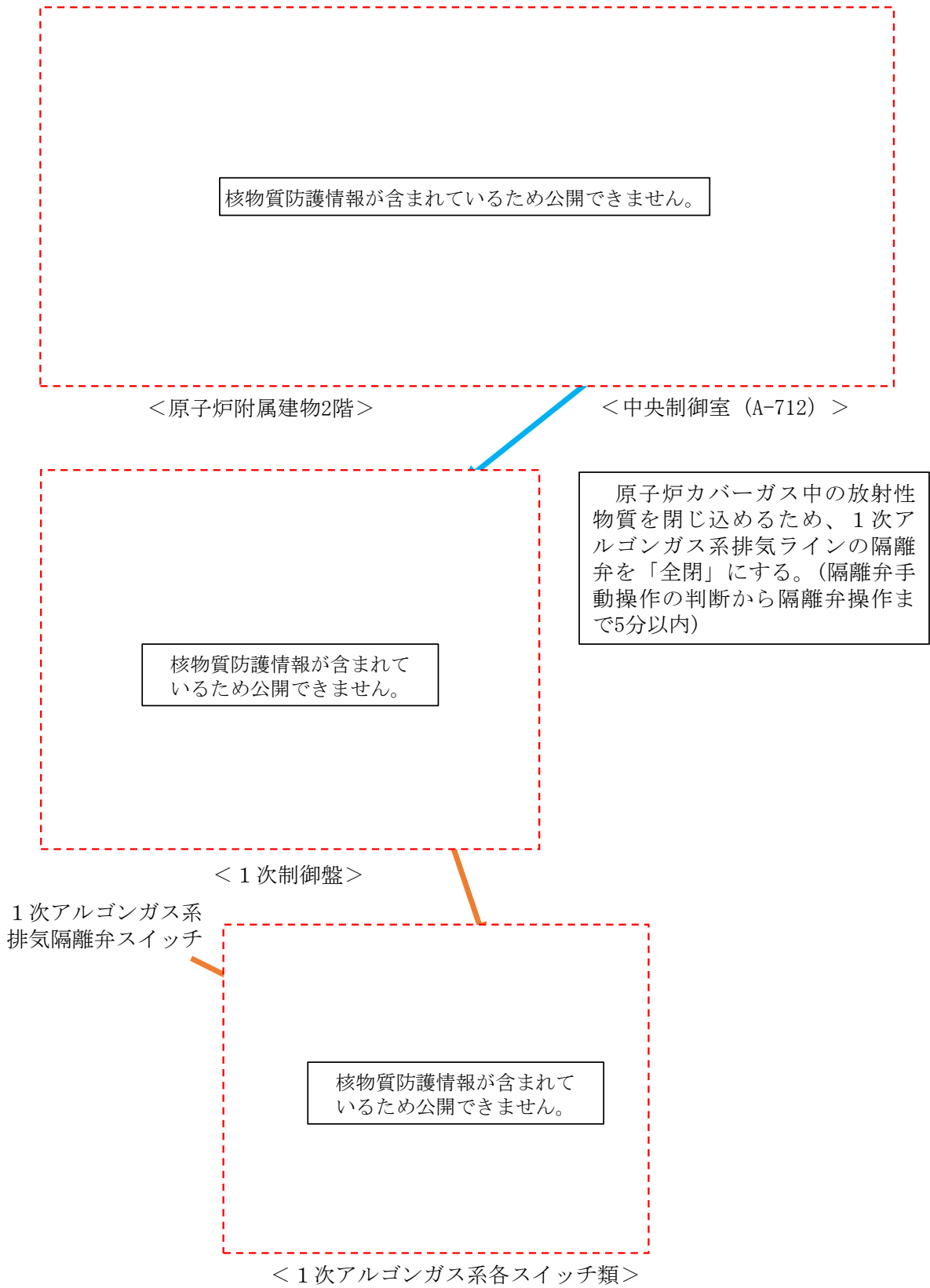
1. 原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガス等のバウンダリ内での放射性物質の閉じ込め・貯留の手順

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

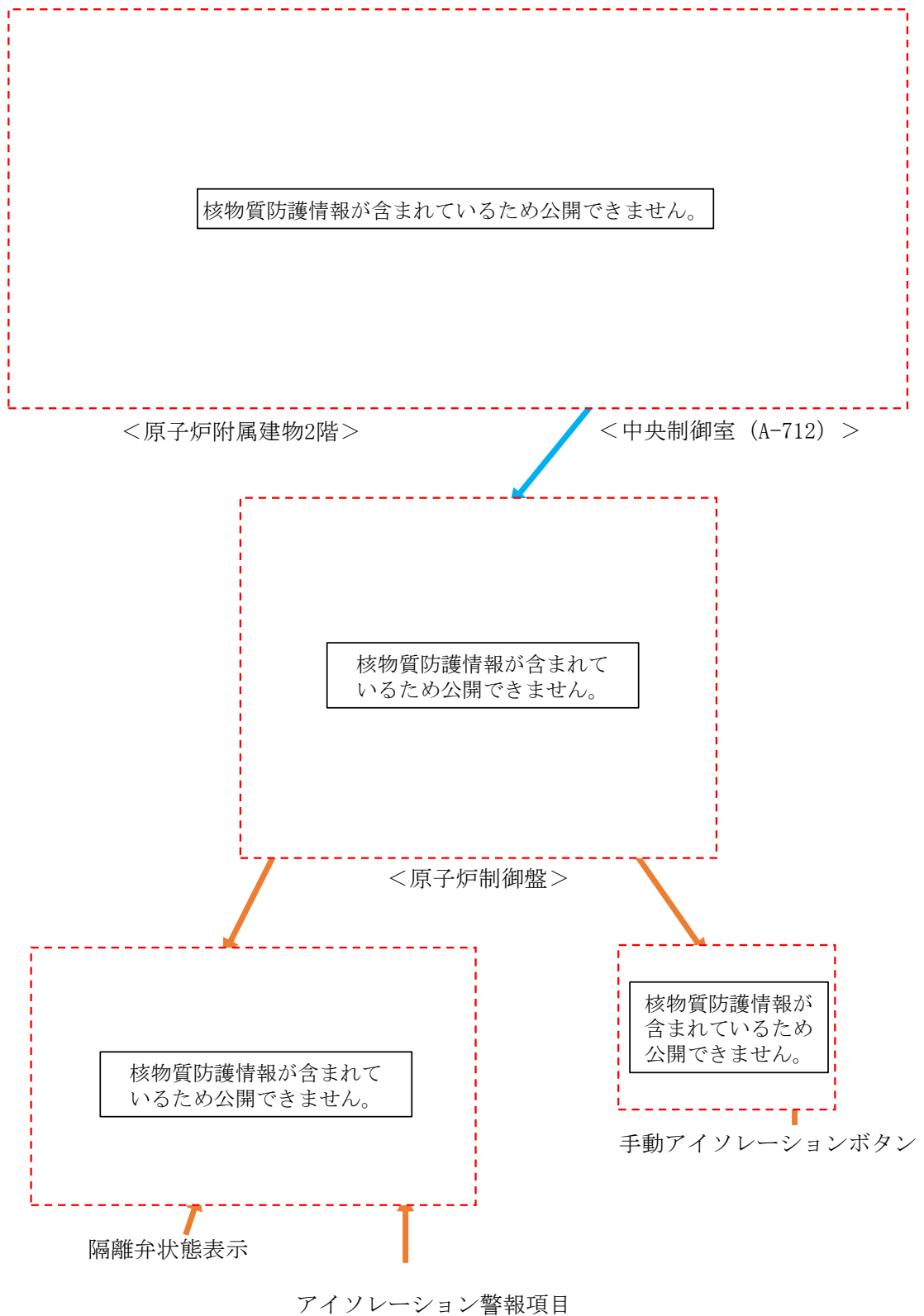
1. 格納容器アイソレーションの手順

1.1 操作手順

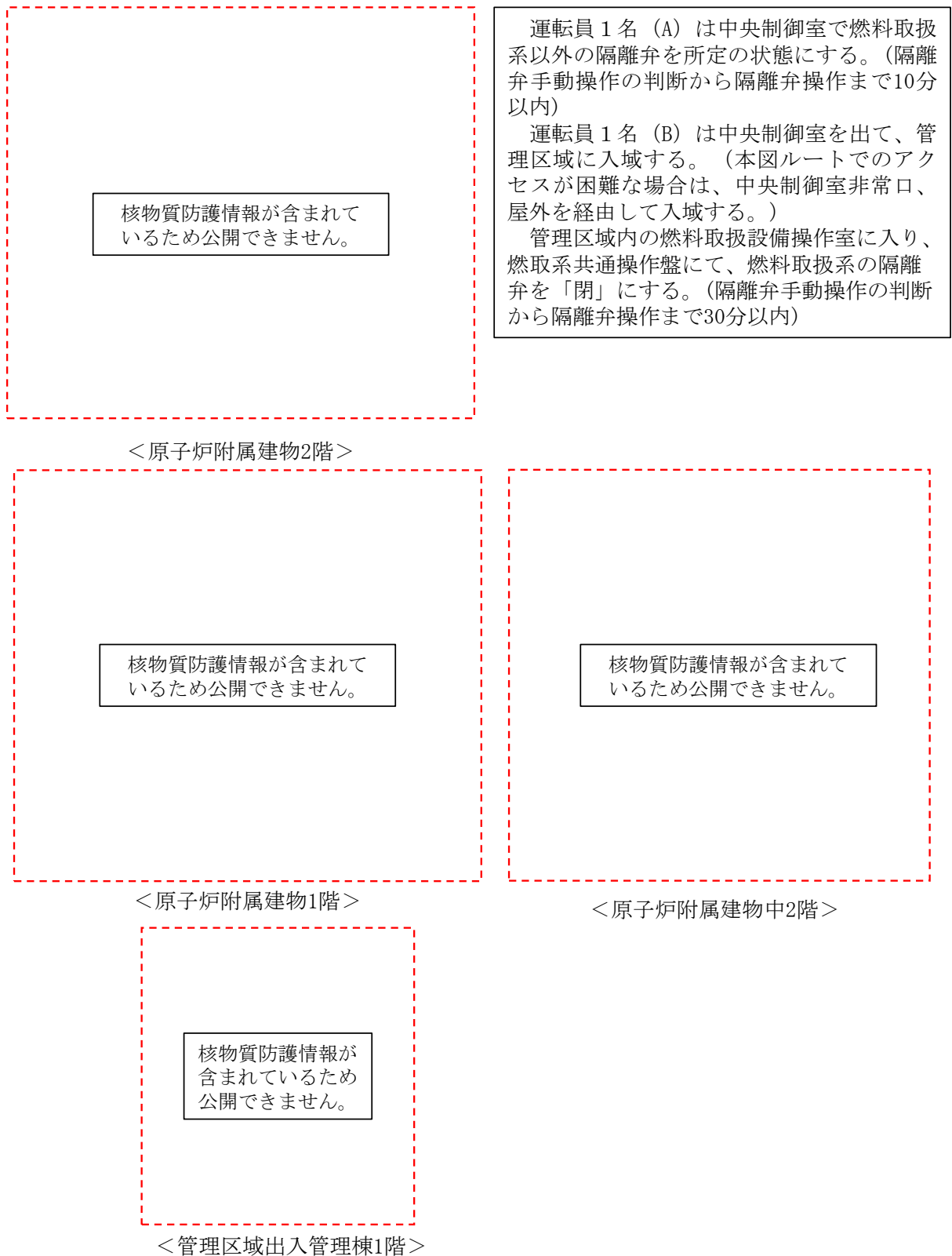
- (1) 当直長は、炉心の著しい損傷に至る事故の発生により、格納容器内の温度、圧力、線量率が異常に上昇した場合に、運転員にこれらの監視を強化させる。
- (2) 格納容器内の温度、圧力、線量率のいずれかが原子炉保護系（アイソレーション）の設定値まで上昇しているにもかかわらず、原子炉保護系（アイソレーション）が動作していない場合は、運転員に以下の操作を実施させる。
- (3) 中央制御室に設置している手動アイソレーションボタンにより原子炉保護系（アイソレーション）を作動させ、格納容器隔離弁を「閉」とする。
- (4) 格納容器隔離弁の状態が正常であることを確認する。
- (5) 格納容器隔離弁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



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

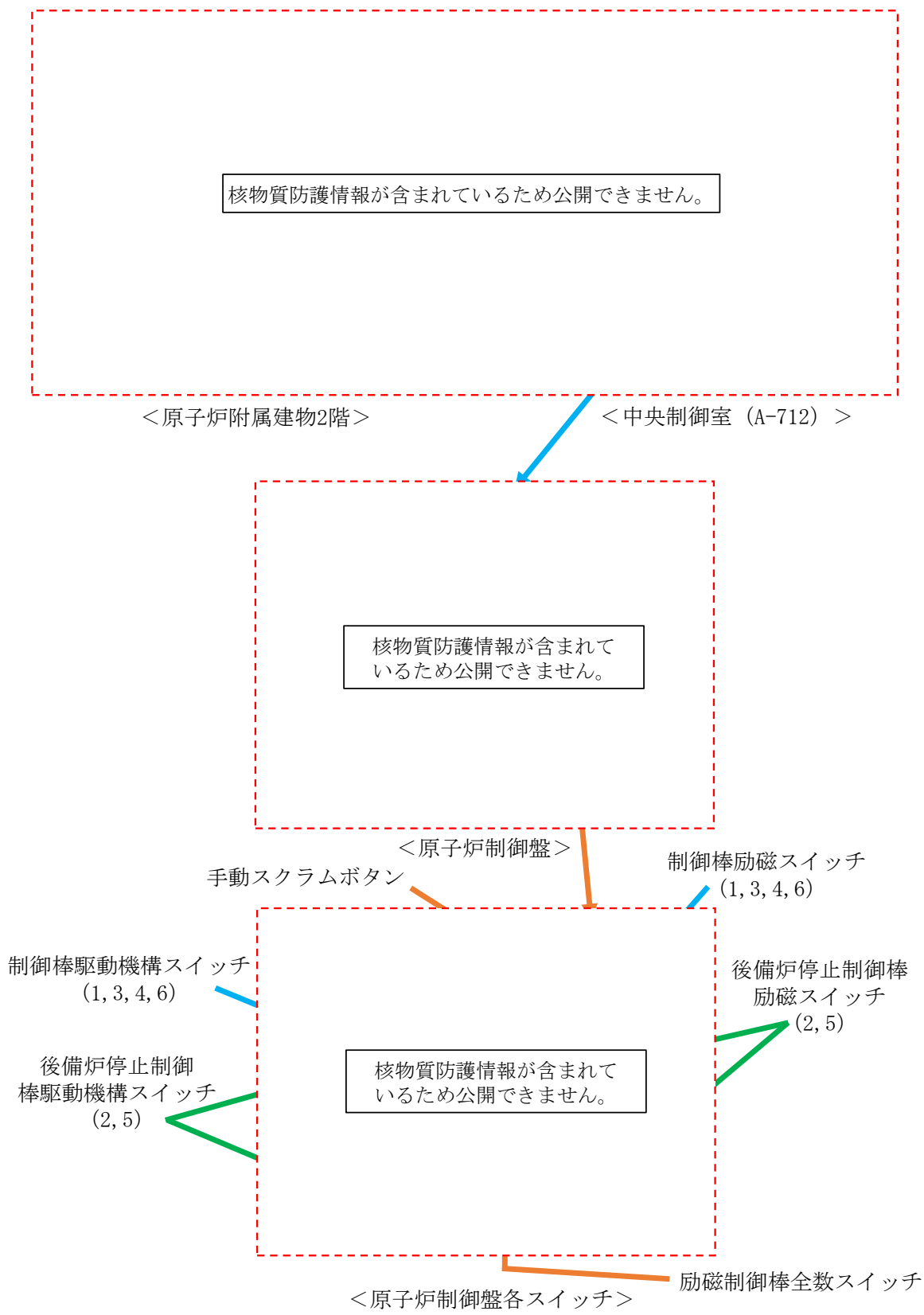
1.1 操作手順

- (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。

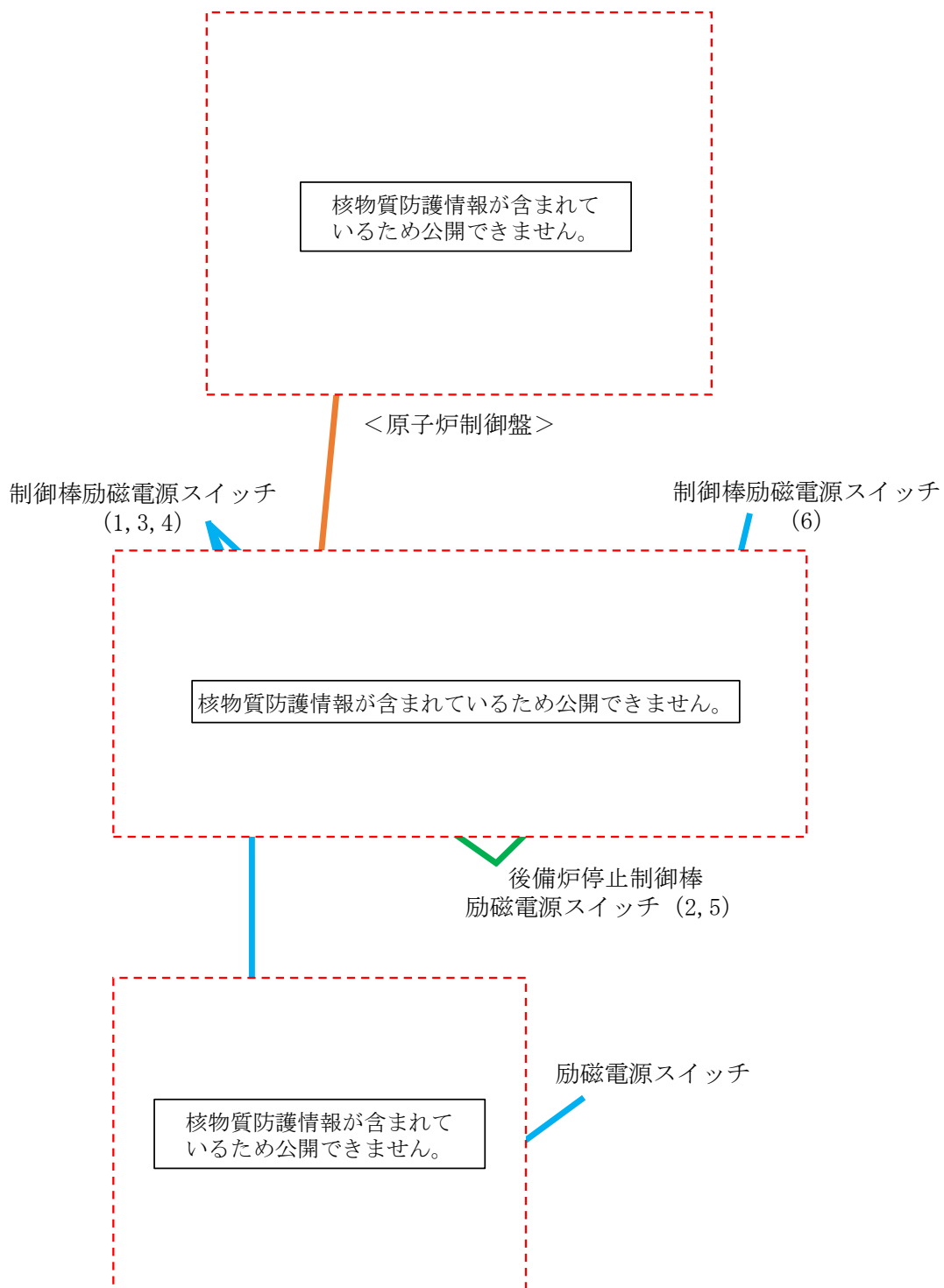
なお、中央制御室からの遠隔操作による原子炉停止機能が喪失した場合には、現場対応班により、各制御棒の駆動機構を手動で操作して制御棒を挿入する（添付 5）。

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、電気的な故障又は機械的な故障となる。電気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

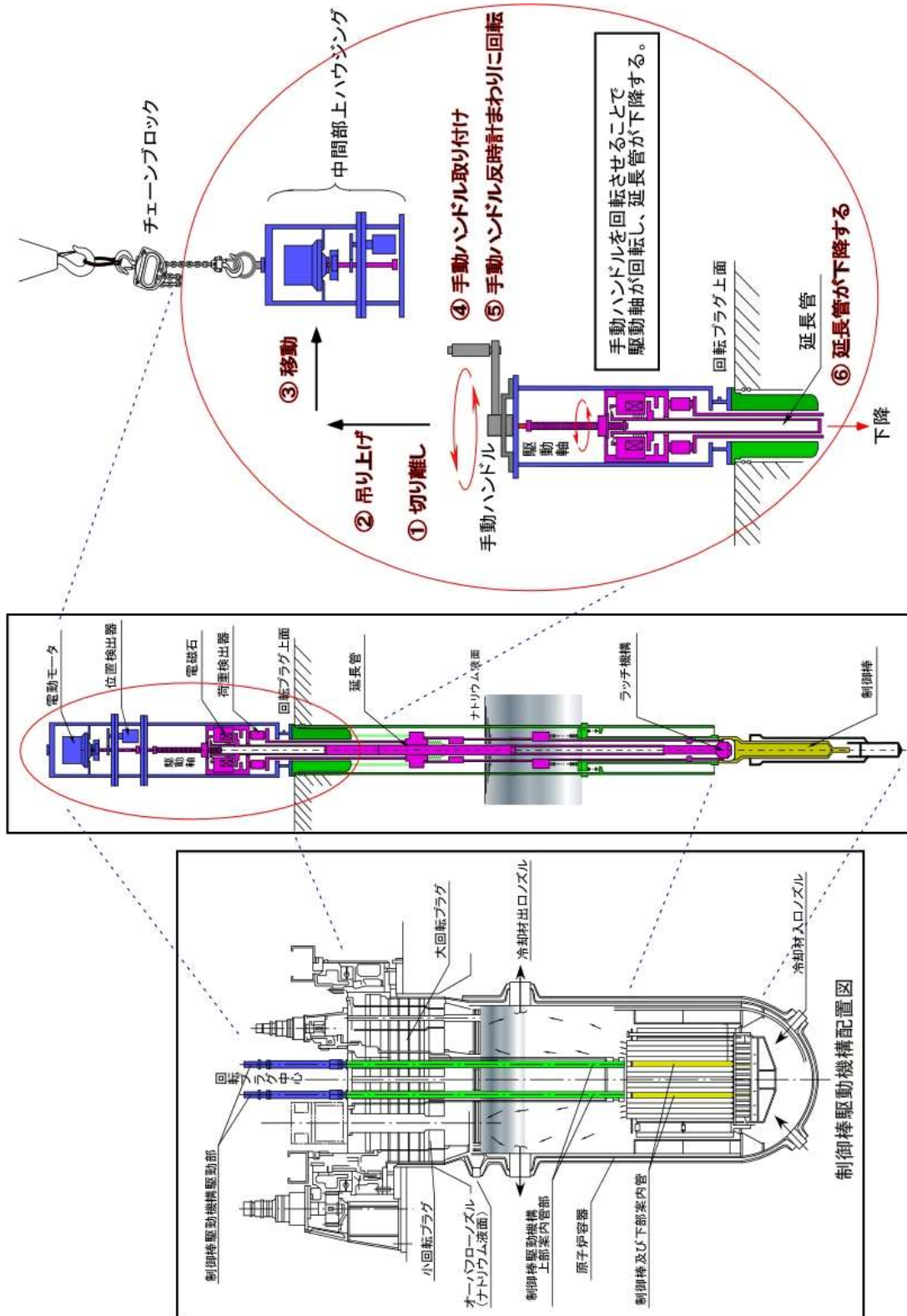
本対応に必要な資機材は、全て敷地内で保管しており、1時間以内に資機材の準備が可能である。

- ・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

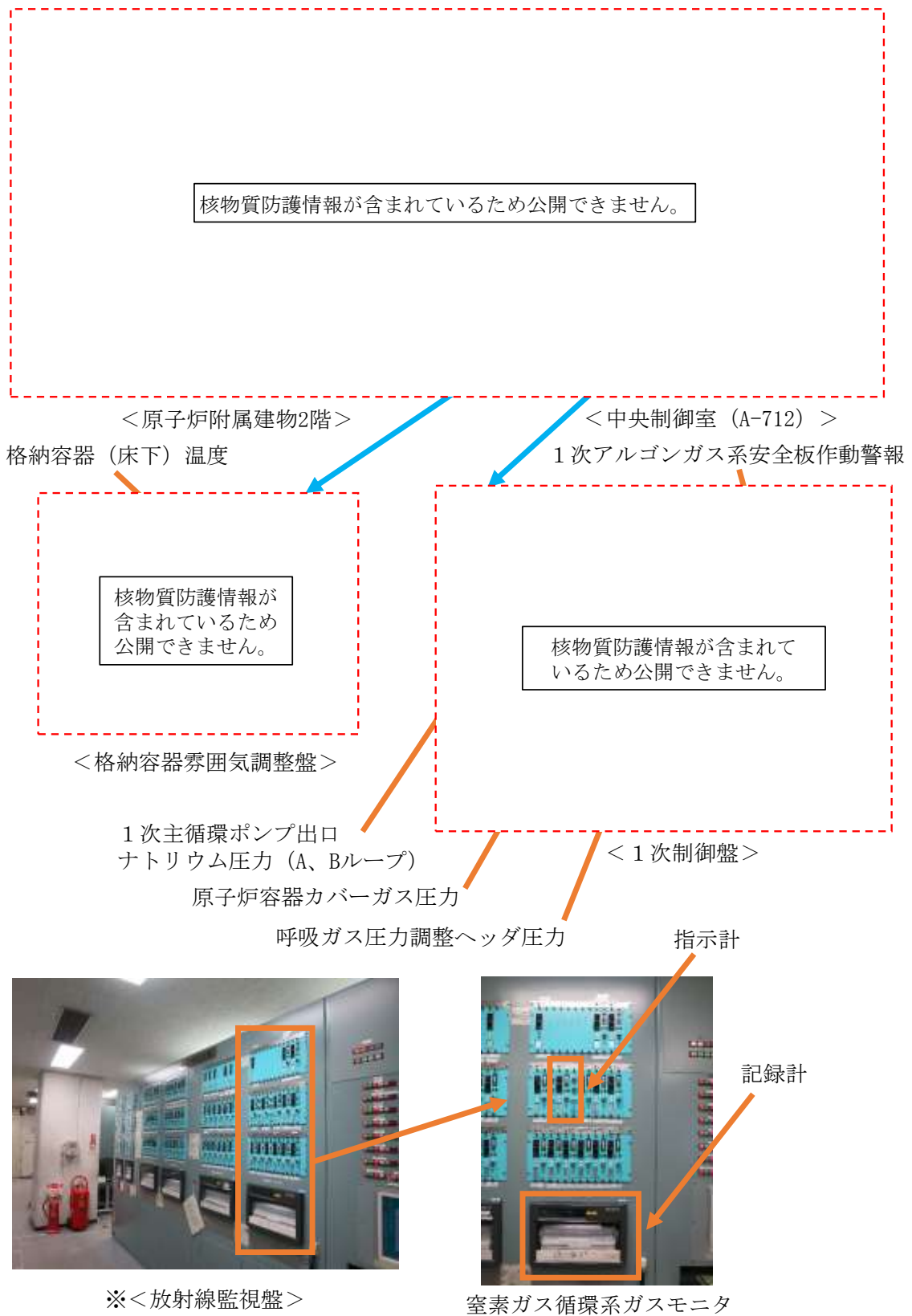
1. 原子炉容器液位確保機能喪失時の安全板作動確認

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

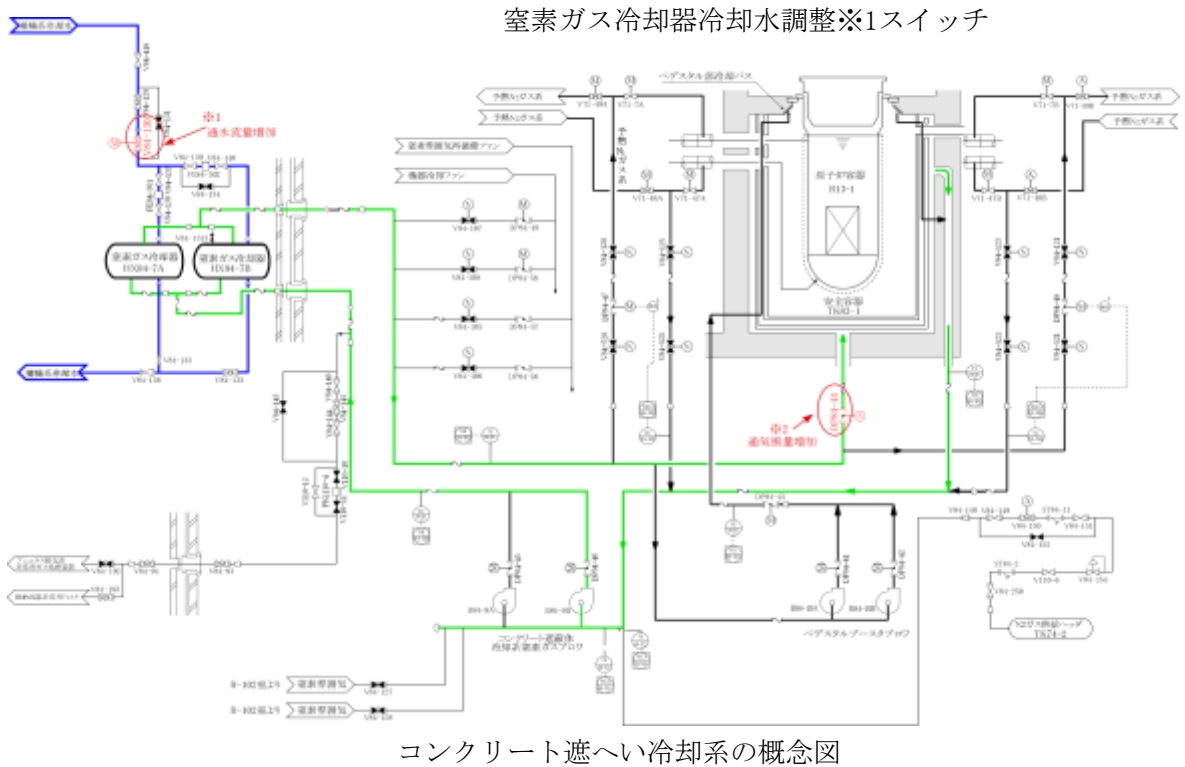
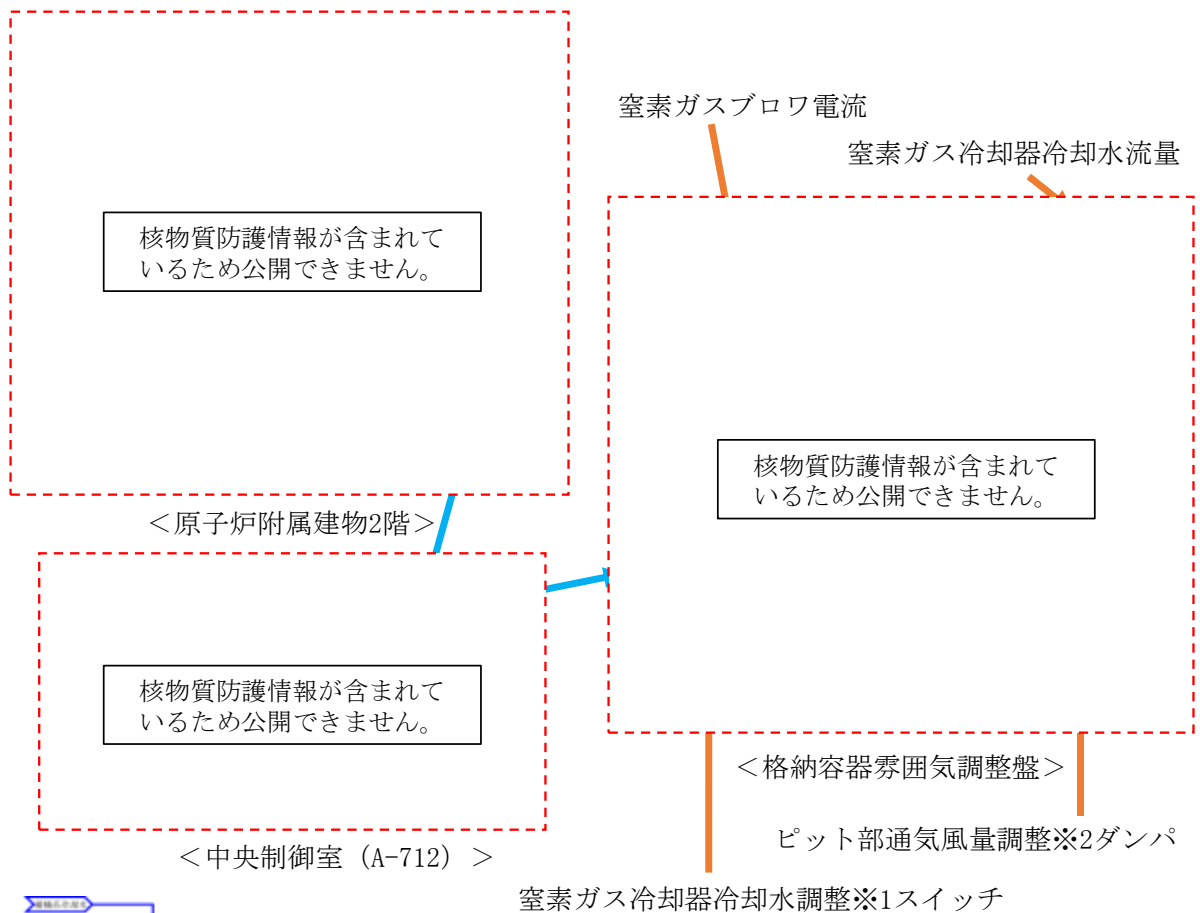
1. 安全容器による損傷炉心物質の保持のためのコンクリート遮へい体冷却系による冷却の手順

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

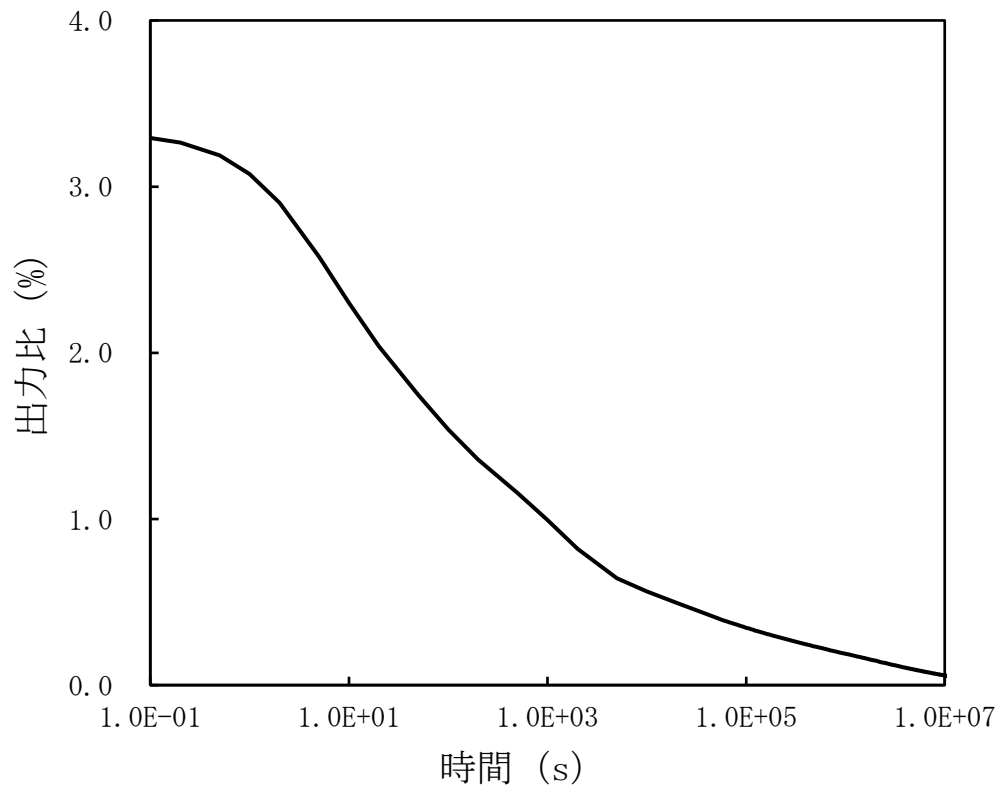
核分裂生成物及びアクチノイドの崩壊熱は、F P G S コードで計算されるノミナル値（最適評価値）を用いる。また、各評価事故シーケンスの有効性評価に用いる崩壊熱は、事象進展に要する経過時間における減衰を考慮した値を用いるとともに、炉心損傷後の崩壊熱には、損傷した炉心燃料からの希ガス及び揮発性核分裂生成物の放出を考慮した値を用いる。希ガス及び揮発性核分裂生成物を除いた崩壊熱を第 2.1 図に示す。

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

ULOF の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パラメータの計算に関わる重要現象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。
- ・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）】

有効性評価に使用する計算コード

1. 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、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとし、以下に示す計算コードを使用する。

1.1 Super-COPD

1.1.1 概要

Super-COPDは、ナトリウム冷却型高速炉を対象としたプラント冷却系の動特性解析機能と炉心の核熱安全解析機能を有する汎用モジュール型プラント動特性解析コードであり、炉心核計算、炉心及び原子炉容器内の熱流動計算、冷却系及び熱交換器の熱流動計算、動的機器（弁、ポンプ等）の計算、並びに原子炉保護系の計算等の機能を有する。

炉心核計算では、熱計算により得た燃料、被覆管、冷却材等の炉心各部の平均温度の変化を基にドップラ反応度及び燃料、冷却材等の温度フィードバック反応度を計算し、一点炉近似核動特性モデルにより原子炉出力を計算する。また、崩壊熱は崩壊熱曲線を入力データで与える。

炉心部の熱計算では、炉心全体を複数のチャンネル（炉心平均チャンネル）で代表させ、各炉心平均チャンネルは径方向に燃料ペレット、被覆管、冷却材、ラップ管を領域化し、各領域を軸方向に多ノード分割した各温度点について、エネルギー保存式を解き、それぞれの平均温度を求める。また、冷却材の温度変化から冷却材の密度変化を計算し、その密度を用いて自然循環力の計算に必要な水頭圧を計算する。1次主循環ポンプによる強制循環が喪失した場合にはこの自然循環力が冷却材流動の駆動源となる。なお、炉心平均チャンネルとは別にホットチャンネルを設定し、線出力等を厳しい条件として燃料集合体の過渡時の最高温度を計算する。

熱交換器の熱計算では、径方向に伝熱管内流体、伝熱管、伝熱管外流体、シェル（胴体）を領域化した単チャンネルモデルを設定し、また、原子炉容器や中間熱交換器等のプレナム部及び配管部の熱計算では、配管壁や冷却材、周辺流体を径方向に領域化し、各領域を軸方向に多ノード分割した各温度点について、エネルギー保存式を解き、各部の温度を得る。流量は流動計算モデルで計算される。また、炉心部の熱計算と同様に、冷却材の密度変化から自然循環力の計算に必要な水頭圧を計算する。

冷却系の流動計算は、流路パスと圧力ノードで流路網（1次元フローネットワーク）を構成し、駆動源（ポンプ、自然循環力）、圧力損失（炉心部、弁等）の計算モデルを設定して、質量保存則と運動量保存則から流量及び圧力分布を計算する。また、空気の流動計算は、空気冷却機の出入口を大気とした流路を設定し、駆動源（ブロワ、自然循環力）、圧力損失（伝熱管部、ベーン等）の計算モデルを設定し、質量保存則及び運動量保存則から風量を計算する。

その他、原子炉保護系、インターロック及び制御系のロジック回路による各信号処理をモデル化し、動的機器等の起動や動作を模擬することができる。

本計算コードは炉心損傷防止措置の有効性評価（「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） 別紙4 有効性評価に使用する計算コード」参照）において使用されたが、格納容器破損防止措置の有効性評価において

は、事象グループ「除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)」の解析、及び事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」において原子炉冷却材バウンダリの健全性を評価するために必要な原子炉容器出口温度、再配置・冷却過程の解析に必要な原子炉容器入口温度、炉心流量等の計算に使用される。また、Super-COPDに独立モジュールとして組み込まれているデブリベッド熱計算モジュールは、それ単独で、事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の再配置・冷却過程におけるデブリベッド冷却の解析に用いられる。

1.1.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じ、炉心、原子炉容器、1次主冷却系、2次主冷却系、1次補助冷却系及び2次補助冷却系における重要現象をモデル化し、評価項目であるパラメータ又は評価項目の解析に必要なパラメータを計算する。格納容器破損防止措置の有効性評価で使用するモデルは以下の通りである。評価事故シーケンス (有効性評価の対象としている事故シーケンス) と主な重要現象との対応関係を第1.1.1表に示す。

(1) 炉心及び原子炉容器

各種反応度フィードバック及び核動特性、崩壊熱、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度変化等がモデル化されている。反応度フィードバックについては、長時間にわたって冷却材温度上昇が続く事故シーケンスでは炉心支持板の膨張効果が重要となる。

(2) 1次主冷却系

冷却材の熱流動として除熱源喪失型原子炉停止機能喪失の事故シーケンスで重要となる強制循環がモデル化されている。また、長時間にわたる事故シーケンスでは主中間熱交換器の熱交換が重要であり、これらがモデル化されている。

(3) 2次主冷却系

除熱源喪失型原子炉停止機能喪失等、長時間にわたる事故シーケンスでは、冷却材熱流動 (強制循環、自然循環)、主冷却機の除熱 (強制通風、自然通風) が重要であり、これらがモデル化されている。

(4) デブリベッド

内部発熱するデブリベッド内の温度分布及び冷却性限界を解析するため、サブクール状態及び沸騰状態に応じた等価熱伝導率がモデル化されている。

1.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

Super-COPD^[1]は、その前身の計算コードによる「常陽」及び「もんじゅ」の安全設計及び安全評価に適用された実績を持ち、ナトリウム冷却型高速炉での单相冷却材の熱流動挙動を再現するプラント動特性解析及び安全評価に用いる計算コードとして、国内外の実プラントで取得したデータとの比較が行われている。高速実験炉「常陽」の自然循環試験を対象とした試験解析により、自然循環崩壊熱除去時の炉心部や系統の熱流動挙動をおおむね再現できることが確認されている^[2]。高速増殖原型炉「もんじゅ」では、40%出力運転状態からのプラントトリップ試験を対象とした試験解析によりプラントトリップ時のプラントの過渡変化、及びポンプ入熱による自然循環模擬試験を対象とした試験解析により1次系自然循環及び2次系自然循環時のプ

ラント挙動を、それぞれおおむね再現できることが確認されている^{[3][4]}。また、IAEA 主催の国際ベンチマークとして実施された米国の実験炉 EBR-II の自然循環試験解析により、自然循環崩壊熱除去時のプラント挙動をおおむね再現できることが確認されている^[5]。例として、安全保護系やプラント制御系を含めて最も詳細かつ総合的な試験解析を行った「もんじゅ」におけるプラントトリップ試験の解析による確認結果を第 1.1.1 図に示す。

デブリベッド熱計算モジュールについては、米国サンディア国立研究所の試験炉 ACRR を用いて実施されたデブリベッド冷却性炉内試験 D-10^[6]の試験解析^[7]により、デブリベッド内の冷却材温度分布をおおむね再現できることが確認されている（第 1.1.2 図）。

以上の妥当性確認を通じて、計算コードを構成する各モジュールの妥当性や適用性が確認されており、計算コードとしての不確かさは小さく、評価事故シーケンスの解析における重要な評価項目である冷却材最高温度等の計算を適切に行うことができる。

1.1.4 参考文献

- [1] 大滝、大平、「プラント動特性解析コード(Super-COPD)の開発 -動燃技報 No. 76 号「コンピュータ利用技術」特集号-」、動燃技報、PNC TN1340 90-004、(1990)、pp27-36.
- [2] K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.
- [3] F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.
- [4] F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.
- [5] N. Doda, H. Ohira and H. Kamide, “Benchmark analysis of EBR-II shutdown heat removal test-17 using of plant dynamics analysis code and subchannel analysis code”, Proc. of the 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), San Francisco, USA, (2016), pp1618-1625.
- [6] G. W. Mitchell, C. A. Ottinger and H. Meister, “The D10 Experiment: Coolability of UO₂ Debris in Sodium with Downward Heat Removal”, SAND84-1144, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM (1984).
- [7] 曾我部、飛田、小山、「デブリ冷却性評価モデルの検証解析」、日本原子力学会「2013 年秋の大会」、2013 年 9 月)、八戸工業大学、H31.

第 1.1.1 表 Super-COPDにおける重要現象のモデル化

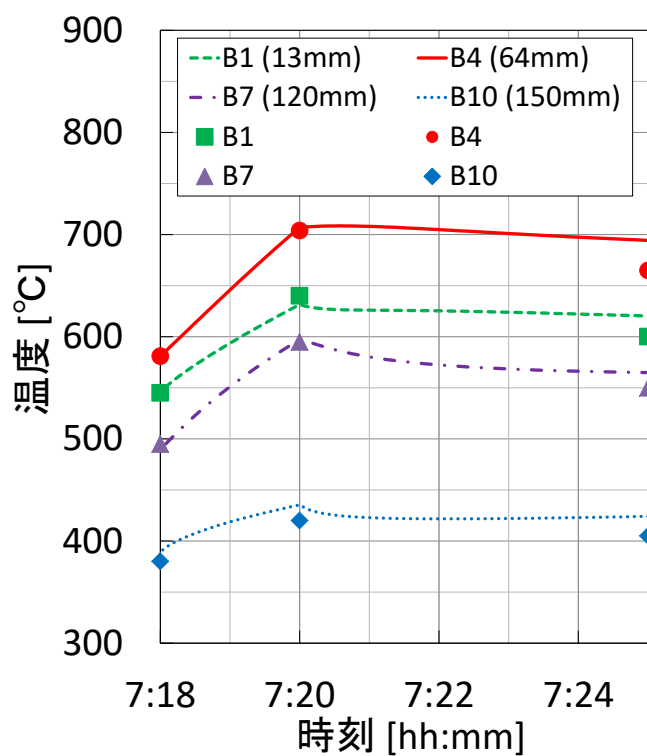
分類	重要現象	評価事故シナリオ			外部電源喪失及び原子炉停止失敗(2事象※ ²) 【ULOF】		
		燃料温度	被覆管温度及び炉心冷却材温度	1次冷却材温度 原子炉容器出口冷却材温度	(1次主冷却系流量)	(原子炉容器入口冷却材温度)	デブリベッド温度
炉心及び原子炉容器	反応度フィードバックと核動特性	○	○	○			
	燃料要素過渡伝熱	○	○				
	冷却材熱流動	○	○		○	○	
	炉心流量再配分						
	炉心径方向熱移行						
	炉上部プレナム温度成層化						
	原子炉容器ナトリウム液位変化						
	崩壊熱					○	
1次冷却系	冷却材熱流動(強制循環、自然循環)		○	○	○	○	
	ポンプフローコストダウン						
	ナトリウム漏えい時の漏えい流量						
	主中間熱交換器熱交換		○	○		○	
	主中間熱交換器ナトリウム液位変化						
2次冷却系	冷却材熱流動(強制循環、自然循環)		○	○			
	ナトリウム漏えい時の漏えい流量						
	主冷却機除熱(強制通風、自然通風)		○	○			
-	デブリベッド伝熱						○

※1: 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
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: 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
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

著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.)

第 1.1.1 図 「もんじゅ」プラントトリップ試験の解析結果



(出典：曾我部、飛田、小山、「デブリ冷却性評価モデルの検証解析」、日本原子力学会「2013 年秋の大会」、2013 年 9 月、八戸工業大学、H31.)

※ 横軸の時刻は試験実施時の時刻

第 1.1.2 図 デブリベッド冷却性炉内試験 D-10 の試験解析結果
(点：試験結果、線：解析結果)

1.2 SAS4A

1.2.1 概要

SAS4Aは、起因過程において炉心内で発生する種々の現象を解析するモジュールを有機的に結合させた計算コードであり、高速増殖原型炉「もんじゅ」の安全解析に使用したSAS3Dの次世代改良版として米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）で開発された計算コードで、原子力機構では1980年代に導入し、酸化燃料版のモデル改良及び検証を行ってきた。

SAS4Aでは炉心を構成する燃料集合体を出力ー流量比等の条件によりグループ化し（SASチャンネル）、炉心全体を10～30程度のSASチャンネルで代表させる。各チャンネルは上部プレナム及び下部プレナムで水力学的に結合するとともに、1点炉近似動特性で核的に結合することにより、炉心全体の事故の進展挙動を解析する。

1つのSASチャンネルは平均的燃料要素1本とそれに付随する冷却材流路及び構造材（ラッパ管）で構成され、燃焼度に応じた定常照射挙動、定常時及び過渡時の燃料要素の径方向伝熱、熱膨張や変形挙動、並びに冷却材の沸騰挙動を含む軸方向熱流動を計算する。

燃料要素の破損後の冷却材流路中の熔融燃料等の挙動については、冷却材が沸騰したチャンネルにおいてはナトリウム蒸気流による軸方向熔融被覆管移動挙動と、その後の燃料崩壊に伴う軸方向燃料移動挙動を、未沸騰又は部分沸騰チャンネルにおいては熔融燃料と冷却材の接触・熱交換に伴う燃料ー冷却材相互作用（FCI: Fuel-Coolant Interaction）と軸方向燃料移動挙動を計算する。

1.2.2 重要現象のモデル化

格納容器破損防止措置の有効性評価において、SAS4Aは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）」及び「過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）」の事象進展の初期の段階である起因過程の解析に使用する。起因過程解析における有効性評価の評価項目（「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） 2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」参照）に関わる重要なパラメータは反応度変化であり、反応度が即発臨界を超過して大きなエネルギー放出が生じるかどうか重要となる。SAS4Aでは、第1.2.1表に示すように、反応度変化に影響を及ぼす物理現象である、燃料定常照射挙動、原子炉出力及び反応度フィードバック挙動、燃料要素の熱的挙動、燃料要素の機械的挙動、冷却材熱流動挙動、冷却材沸騰挙動、被覆管の熔融と移動挙動、燃料の破損挙動、燃料の軸方向移動挙動及びFCI挙動に関わる重要現象が以下のとおりモデル化されている。

(1) 燃料定常照射挙動

事故開始前の定常運転時の燃焼度に応じた定常照射挙動である、燃料の再組織化、燃料のスエリングに伴う膨張、FPガスの放出等がモデル化されている。ここでは事故シーケンスの過程で放出され重要な反応度効果を持つ燃料移動に影響を及ぼすFPガスの保持量の計算がモデル化されている。

(2) 原子炉出力及び反応度フィードバック挙動

反応度フィードバックとしては、燃料ドップラ反応度、燃料及び構造材（スチール）の密度反応度（軸伸び反応度）、冷却材密度及びナトリウムボイド反応度、並びに燃料及び構造材（ス

ティール)の移動反応度がモデル化されている。反応度計算に必要な反応度係数はあらかじめ計算した3次元分布を基にSASチャンネル毎及び軸方向計算ノード毎にSAS4Aに入力する。

原子炉出力は各計算モデルで計算された物質の温度及び質量の分布と反応度係数から求めた反応度変化に基づき1点炉近似動特性により計算される。また、遅発中性子は6群近似でモデル化されている。この他に、6群近似の崩壊熱及び構造材のガンマ発熱もモデル化されている。

(3) 燃料要素の熱的・機械的挙動

SASチャンネルは径方向に燃料ペレット、被覆管、冷却材、ラップ管を領域化し、各領域を径方向及び軸方向に多ノード分割しており、各ノードにおいて熱的・機械的挙動に関する計算を行う。燃料要素の熱的挙動としては、燃料ペレットと被覆管の熱伝導、燃料-被覆管間ギャップ熱伝達、及び被覆管と冷却材との間の熱伝達を考慮した、径方向1次元の熱伝導方程式を解くことで径方向温度分布を計算する。この燃料ペレットの温度の変化に応じてドップラ反応度が計算される。燃料要素の機械的挙動としては、燃料ペレットと被覆管にかかる圧力と温度変化による熱膨張から応力と歪みを計算するとともに、燃料のスエリングも考慮している。径方向の変形に加え、燃料要素の破損に至る過程で重要な反応度効果を持つ軸伸び反応度に寄与する軸方向の変形もモデル化されている。

(4) 冷却材の熱流動及び沸騰挙動

冷却材に係る挙動としては、冷却材の軸方向の熱流動挙動と沸騰挙動がモデル化されている。冷却材は1次主冷却系のポンプ圧力と各部圧損を考慮した軸方向1次元の運動方程式を解くことで流量が計算される。熱計算によって冷却材の昇温が生じ、沸騰に至った場合には複数の蒸気泡と液体スラグの領域を用いた軸方向1次元の多気泡モデルにより冷却材のボイド化挙動を模擬する。ここでは重要な反応度効果を持つ冷却材密度及びナトリウムボイド反応度に寄与する冷却材の密度変化及び相変化もモデル化されている。

(5) 被覆管の溶融・移動挙動

被覆管の挙動として炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失の事故シーケンスで重要となる被覆管の溶融と移動がモデル化されている。溶融した被覆管はナトリウム蒸気流と燃料ペレット表面からの摩擦力及び重力により移動速度が計算され、この被覆管の移動挙動をもとに被覆管(スティール)の移動反応度が計算される。

(6) 燃料の破損挙動

燃料の溶融割合に応じて破損位置及び破損タイミングを計算する、燃料破損予測モデルが導入されている。入力で指定した判定基準値を満たした位置及びタイミングで破損が生じたものと判定され、当該位置の燃料等が冷却材流路に放出される。

(7) 沸騰チャンネルにおける燃料挙動

燃料要素の破損後の過程で重要な反応度効果を持つ冷却材流路中での軸方向1次元の燃料の移動がモデル化されている。冷却材の沸騰が十分に拡大したチャンネルにおいて燃料要素の破損が生じた場合には、被覆管が強度を失い燃料が崩壊する形で冷却材流路中に燃料等が分散する状況が模擬される。燃料要素の破損後は、破損によって冷却材流路に放出された燃料や被覆

管等の相変化や各成分間の熱伝達、ドラッグ又は摩擦等を考慮して、燃料を含む各成分の熱的挙動及び移動挙動が計算される。

(8) 未沸騰チャンネルにおける FCI 挙動

冷却材が未沸騰又は部分的な沸騰に留まるチャンネルにおいて燃料要素の破損が生じた場合に生じる、冷却材と高温の燃料の熱交換による蒸気圧力の発生や冷却材の急速なボイド化といった FCI 挙動がモデル化されている。被覆管破損口を通じて冷却材流路中に放出された燃料と冷却材との相互作用を模擬するために流動様式として粒子流を定義し、燃料粒子と冷却材との急速な伝熱を模擬する。

1.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対する S A S 4 A の妥当性確認を、CABRI 炉内試験^{[1][2]}の解析により行った。具体的には以下のとおりである。なお、反応度フィードバック挙動に用いる反応度係数は入力で指定し、各反応度の要因（温度及び密度）に関しては他の解析モデルにより導出されるものであるため、反応度フィードバック挙動に関する解析モデルの妥当性確認は不要とした。

- ・燃料定常照射挙動：Phénix 炉における燃料要素の照射試験
- ・燃料要素の熱的・機械的挙動：CABRI 炉内試験
- ・冷却材の熱流動及び沸騰挙動：CABRI 炉内試験
- ・被覆管の溶融・移動挙動：CABRI 炉内試験
- ・燃料の破損挙動：CABRI 炉内試験
- ・沸騰チャンネルにおける燃料挙動：CABRI 炉内試験
- ・未沸騰チャンネルにおける FCI 挙動：CABRI 炉内試験

これらのモデルの不確かさについては、第 1.2.1 表に示すように、適切に把握している。妥当性確認の結果と反応度変化の計算に大きな影響を及ぼすものを以下に示す。

- ・燃料定常照射挙動に関しては、Phénix 炉における燃料要素の定常照射試験の解析により、燃料ペレットの幾何形状や組成分布といった定常照射時の熱的挙動及び機械的挙動をおおむね再現できることが確認されている。また、燃料ペレットの FP ガス保持量の総量もおおむね再現できることが確認されたが、分布（局所的な FP ガス保持量）の不確かさは最大で 30%程度あった。
- ・燃料要素の熱的・機械的挙動に関しては、CABRI 炉内試験の解析により、過渡時の燃料要素の幾何形状や温度分布をおおむね再現できることが確認されている。
- ・冷却材の熱流動及び沸騰挙動に関しては、CABRI 炉内試験の解析により、過渡時の冷却材温度分布や冷却材の沸騰時刻、ボイド境界位置の拡大挙動をおおむね再現できることが確認されている。
- ・被覆管の溶融・移動挙動に関しては、CABRI 炉内試験の解析により、被覆管の上下方向への移動挙動を過大に評価すること（これは、反応度効果としては保守的となる）が確認されている。
- ・燃料の破損挙動に関しては、CABRI 炉内試験の解析により、破損タイミングや破損位置をおおむね再現できることが確認されている。
- ・沸騰チャンネルにおける燃料挙動に関しては、CABRI 炉内試験の解析により、燃料の分散による燃料分布の推移をおおむね再現できることが確認されている（第 1.2.1 図）。

- ・未沸騰チャンネルにおける FCI 挙動に関しては、CABRI 炉内試験の解析により、FCI によるナトリウム蒸気圧力の発生と急速なボイド化に対応する流量応答の推移をおおむね再現できることが確認されている。

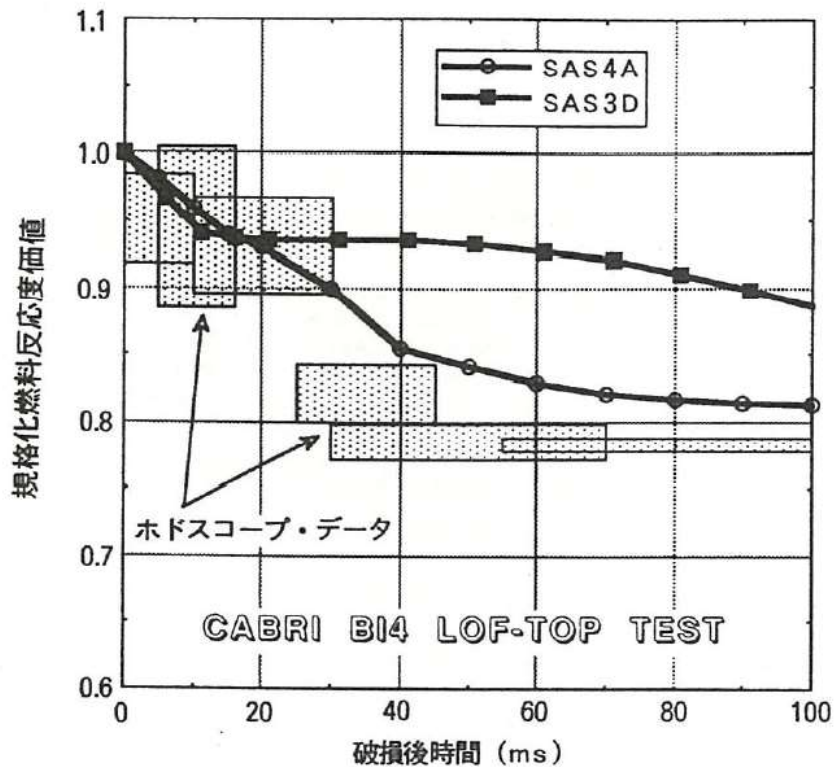
1.2.4 参考文献

- [1] 佐藤、「高速炉の安全性にかかわる CABRI 炉内試験の狙いと主要な成果」、サイクル機構技報、No. 23、(2004)、p11.
- [2] 佐藤、「国際共同 CABRI 炉内試験計画の進展とその成果 -動燃技報 No. 82 号」、動燃技報、PNC TN1340 92-002、(1992)、pp38-55.

第 1.2.1 表 SAS 4 Aにおける重要現象の特定と不確かさ

解析モデル	重要現象の説明	不確かさ
燃料定常照射挙動	事故開始前の原子炉の定常運転における燃料要素の定常照射挙動（燃料要素の温度分布、幾何形状、FP ガス保持量等）は過渡事象での初期条件を与えることになるため、重要な現象である。	Phoenix 炉で照射された燃料要素の解析より、定常照射時の FP ガス挙動は、燃料ペレットの FP ガス保持量の総量は良く再現できているが、分布（局所的な FP ガス保持量）の不確かさは最大で 30%程度である。また、定常照射時の燃料要素の幾何形状及び組成分布に関する不確かさは小さい。
燃料要素の熱的・機械的挙動	燃料要素の熱的な挙動及び熱膨張や応力による変形はドップラ反応度や軸伸び反応度に寄与する重要な現象である。	CABRI 炉内試験の解析により、燃料要素の幾何形状や温度分布をおおむね再現できることが確認されている。
冷却材の熱流動及び沸騰挙動	冷却材流量の減少や核出力の上昇等によって冷却材の昇温が生じ、沸騰（ボイド化）に至るという現象であり、ナトリウムボイド反応度を介して原子炉出力の推移に大きく影響する重要な現象と言える。	CABRI 試験の解析より、過渡時の冷却材温度分布は試験を良く再現しているとともに、冷却材の沸騰開始時刻及びボイド境界位置の拡大挙動についても試験を良く再現している。
被覆管の溶融・移動挙動	被覆管が昇温、溶融し、冷却材流路のナトリウム蒸気流からの摩擦により溶融した被覆材が移動するという現象であり、燃料溶融に先行して生じ、ステイールの移動反応度を介して原子炉出力の推移に大きく影響する重要な現象である。	CABRI 試験の解析よれば、被覆管の上下方向への移動挙動を過大に評価する。
燃料の破損挙動	燃料の溶融によるギャビティ圧の増加等によって燃料要素が破損し、冷却材流路内に燃料等が放出される現象を指す。燃料の破損が生じるタイミングや破損位置、破損形態は、その後の冷却材流路での物質の移動に大きく影響する重要な現象である。	CABRI 試験の解析より、燃料の破損挙動を表す破損タイミングと破損位置をおおむね再現できることが確認されている。
沸騰チャンネルにおける燃料挙動	燃料の破損に伴い、冷却材流路内に放出された燃料の分散挙動は、反応度効果は大きく、燃料の破損後の反応度変化に大きく寄与する重要な現象である。	CABRI 試験の解析より、燃料の分散による燃料分布の推移をおおむね再現する。

<p>未沸騰チャンネル における FCI 挙動</p>	<p>冷却材が未沸騰又は部分沸騰の集合体で燃料の破損が生じた際に、冷却材が高温の燃料と直接熱交換することで蒸気圧力が発生し、急速にボイド化が進む現象であるが、燃料移動反応度及びナトリウムボイド反応度を介して原子炉出力の推移に大きく影響する重要な現象と言える。</p>	<p>CABRI 試験の解析より、FCI による蒸気圧力の発生と急速なボイド化を表す指標である流量応答の推移をおおむね再現する。</p>
---------------------------------	---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------------------------



(出典：佐藤、「国際共同 CABRI 炉内試験計画の進展とその成果 -動燃技報 No. 82 号」、
動燃技報、PNC TN1340 92-002、(1992)、pp38-55.)

- ※ ホドスコープ・データ：試験結果、SAS4A：解析結果
- ※ 規格化燃料反応度値は、燃料の軸方向質量分布を出力で重み付けした平均値であり、破損前の燃料の分布を1と規格化している。燃料が、出力の高い軸方向中心付近から出力の低い上下方向に分散すると燃料反応度値は下がるため、燃料反応度値は燃料の分散の度合いを表す。
- ※ ホドスコープは試験燃料から放出された中性子を軸方向に並んだ多数の中性子検出器で測定する装置のことで、試験中の燃料の密度変化等を推定することができる。

第 1.2.1 図 規格化燃料反応度値の比較

1.3 S I M M E R - I V 及び S I M M E R - I I I

1.3.1 概要

S I M M E R - I V 及び S I M M E R - I I I は損傷炉心の核熱流動挙動を総合的に解析する計算コードで、それぞれ 3 次元直交座標及び 2 次元円筒座標で原子炉体系を模擬することができる。本計算コードは、多相多成分熱流動を計算する流体力学モジュール、空間依存動特性を含む核計算モジュール、並びに固体の燃料要素及びラップ管を扱う構造材モジュールから構成され、有効性評価においては S I M M E R - I I I は補助的にしか使用していないため以下には S I M M E R - I V として記載するが、幾何学的計算体系と多成分対流モデルを除くすべての物理モデルは同一である。なお、米国ロスアラモス国立研究所で開発され従来使用された S I M M E R - I I と同じ名称を踏襲しているが、S I M M E R - I V は原子力機構により高度化モデルを含めて新たに開発した S I M M E R - I I I を 3 次元に拡張したものである。

S I M M E R - I V は燃料、スチール、ナトリウム、FP ガス等の炉心物質を固体、液体及び気体状態で異なる成分として区別して取り扱い、流体力学モジュールでは多成分多相流体の多速度場流動、多相流動様式、成分間の熱及び質量移行並びに運動量交換が計算される。固体粒子は流動性を持つとして扱うが、液体成分と区別して扱われる。構造材モジュールでは燃料要素及び集合体壁と流体との間の熱伝達及び溶融・固化・破損挙動が計算される。また、集合体壁の存在により流体の対流が制約される。核計算モジュールでは炉心物質の質量及び温度分布に基づく核断面積、多群輸送理論による中性子束分布及び準静近似の動特性により反応度と出力が計算される。各計算モデルの概要を以下に示す。

(1) 多成分流動

多成分・多速度場の熱流動に関する質量、運動量及びエネルギーの保存式を解くとともに、高精度かつ安定な数値解法を採用している。8 種の流体成分を複数の速度場に割り当てることにより流体間の相対運動が取り扱える。また、液体の圧縮性、非理想気体、超臨界状態までの広い温度・圧力範囲を取り扱う関数形式の状態方程式モデルが採用されている。

(2) 流動様式及び境界面積

構造材壁の有無や流体成分の体積率を基に多相流の流動様式が計算される。運動量交換や熱及び質量移行の計算に必要な成分間の境界面積については、生成項や対流による時間変化を考慮して計算される。

(3) 運動量交換

速度の異なる流体間のドラッグ及び流体-構造材間の摩擦を多相流の流動様式及び境界面積に基づいてモデル化している。

(4) 熱及び質量移行

流体成分の熱伝達係数及び成分間の境界面積に基づいて熱伝達、溶融・固化、蒸発・凝縮等の物理現象を非平衡の相変化挙動を含めて一般化してモデル化している。

(5) 構造材モジュール

燃料ペレット及び被覆管からなる燃料要素と集合体壁（ラップ管）をそれぞれ区別してモデル化している。具体的には、燃料要素は計算セル水平断面において中心に配置し、集合体壁は

計算セルの水平断面境界に配置している。核計算に基づく内部発熱（核発熱、崩壊熱）及び流体との間の熱伝達による温度変化や溶融・固化をモデル化し、集合体壁表面で固化する溶融燃料については燃料クラストとしてモデル化している。

(6) 核計算モジュール

時間及び空間依存の動特性モデルにより反応度及び出力が計算できる。炉心物質の質量及び温度分布並びに中性子束及びスペクトル分布に基づいて核断面積を逐次計算するとともに、多群輸送理論（3次元ではTHREEDANT、2次元ではTWO DANT）により中性子束分布を計算することにより、反応度変化を精度よく計算できる。

1.3.2 重要現象のモデル化

格納容器破損防止措置の有効性評価において、SIMMER-IVは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）」及び「過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）」の起因過程後の遷移過程の解析に使用する。遷移過程解析における有効性評価の評価項目（「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） 2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」参照）のうち機械的影響に関わる重要なパラメータは反応度変化であり、反応度が即発臨界を超過して大きなエネルギー放出が生じるかどうか重要となる。また、もうひとつの評価項目である熱的な影響に関しては、後続の再配置・冷却過程の解析に必要な炉心物質の分布や状態を計算する。さらに、大きなエネルギー放出が生じた場合には、機械的応答過程において発生する機械的エネルギーの評価が重要となる。

これら評価項目に関わる重要なパラメータに影響を及ぼす重要現象の取扱いに関しては、SIMMER-IVはSAS4Aとは異なり現象毎に個別の解析モデルが用意されているわけではなく、1.3.1で述べた一般化されたモデルの組合せで複合現象が模擬される。たとえば、起因過程、遷移過程及び機械的応答過程で共通的に重要となる燃料-冷却材相互作用（FCI）現象の解析においては(1)～(4)のモデルがすべて使用される。SIMMER-IVを用いる遷移過程及び機械的応答過程の解析の重要現象は以下の通りである。また、重要現象とSIMMER-IVの各計算モジュール関係を第1.3.1表に示すとともに、同計算コードにより重要現象が適切にモデル化されていることが確認されている。

① 燃料スロッシング挙動

溶融炉心プール内でのFCIによるナトリウム蒸気圧、及び融体間熱移行によるスチールの沸騰時に発生するスチール蒸気圧を駆動力として発生する溶融炉心プールのスロッシング現象を取り扱うことができる。多相・多速度場の多次元流動、多相流の流動様式に基づいた流体間の境界面積と運動量交換及び成分間の熱及び質量移行のモデルにより総合的に計算している。

② 構造壁の溶融破損挙動

主として高温炉心物質との接触による熱伝達の結果による炉心内の集合体管壁の溶融破損挙動を取り扱う。各メッシュセル境界に集合体管壁の質量および温度を独立に扱うことで、破損に伴う炉心プールの拡大挙動をモデル化できるようにしている。集合体管壁の破損判定として

は集合体管壁温度が固相線を超えた場合に破損させる。

③ 燃料流出挙動

炉心上部のピン束流路を通じた炉心物質の流出、制御棒駆動機構下部案内管（LGT）の管壁破損後の流路を通じた流出及び炉心溶融プールが炉心最外周に達したときの反射体・遮へい集合体のラップ管ギャップへの流出を意味する。冷却材が残存する狭い 1 次元流路内での炉心溶融物質の侵入と固化、固化物により閉塞を起こした流路内での融体の侵入を、多相流の多成分流動、流動様式及び境界面積、運動量交換、熱及び質量移行モデル及び構造材モジュールを連結することで評価している。

④ FCI 挙動

遷移過程における炉心での燃料プール形成時に LGT や反射体・遮へい集合体の構造材が破損することによって高温の炉心物質と冷却材が接触、または機械的応答過程における上部プレナムでの冷却材中に高温の炉心物質が流入することによって生じる冷却材の蒸気圧を取り扱う。多成分流動、流動様式及び境界面積、流体間の熱及び質量移行モデルを連結することにより計算されている。

⑤ 損傷炉心の核的挙動

時空間的に変化する損傷炉心物質の分布に応じた反応度と出力の時間変化を解く。時間及び空間依存の動特性モデルにより反応度及び出力が計算できる。炉心物質の質量及び温度分布並びに中性子束及びスペクトル分布に基づいて核断面積を再計算するとともに、多群輸送理論による中性子束分布（3次元ではTHREEDANT、2次元ではTWO DANT）を計算することにより、反応度変化を精度よく計算できる。

1.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握

S I M M E R - I V の検証及び妥当性確認はコード開発と並行して実施した。第 1 期検証プログラムでは流体力学モジュールの各モデルの基礎検証をベンチマーク解析や小規模模擬実験の解析を通じて行った^[1]。第 2 期検証プログラムでは、第 1 期検証プログラムに比べて各モデルを包括した複合的で複雑な、より実機条件に近い実験を用いて妥当性確認を行った^[2]。第 2 期検証プログラム以降は炉心からの燃料流出を対象とした EAGLE 炉内・炉外試験^[3]を用いた検証^{[4][5]}も実施された。これらは前節で抽出した重要現象に対応しており、主な結果は次のとおりである。

- ・燃料スロッシング挙動：スロッシング挙動試験解析
- ・構造壁の溶融破損挙動：EAGLE 炉内試験解析
- ・燃料流出挙動：EAGLE 炉内試験、GEYSER 試験解析など
- ・FCI 挙動：THINA 試験解析など
- ・損傷炉心の核的挙動：炉心物質の再配置を模擬した臨界実験の解析で中性子束分布と反応度変化の予測精度の妥当性を検証

事象の特徴に応じた重要現象に係る実験解析^{[1][2][4][5]}を通して、重要現象に対してモデルの複合的な妥当性確認を実施し、試験解析及び知見を通して重要現象の不確かさを把握している。第

1.3.1 図は溶融 UO_2 の円管内における固化閉塞挙動を模擬するために実施された GEYSER 試験の解析

結果である。試験結果で得られている侵入長と熔融 UO_2 の固化分布をよく再現しており、同コードの当該事象（燃料流出挙動）への適用性が確認できる。

重要現象の不確かさを第 1.3.1 表に示す。1.3.1 表に挙げた重要現象のうち、「常陽」の遷移過程の評価項目に係る重要なパラメータである反応度変化及び即発臨界超過の際のエネルギー放出は損傷した燃料の凝集挙動に大きく影響を受ける。燃料凝集量に影響を与える重要現象は、FCI 及び燃料スロッシング挙動である。FCI については実験結果から圧力の時間履歴が得られており、SIMMER-IV による実験解析結果は実験結果に比べて圧力値を高め評価する傾向はあるが概ね再現することが可能である。燃料スロッシングについても炉外模擬実験ではあるものの、炉心燃料プールを模擬した多相流動をほぼ再現することができる。ただし、これらの現象を内部発熱条件の伴う実スケールで実験的に模擬することは難しく、その不確かさの影響を考慮する必要がある。

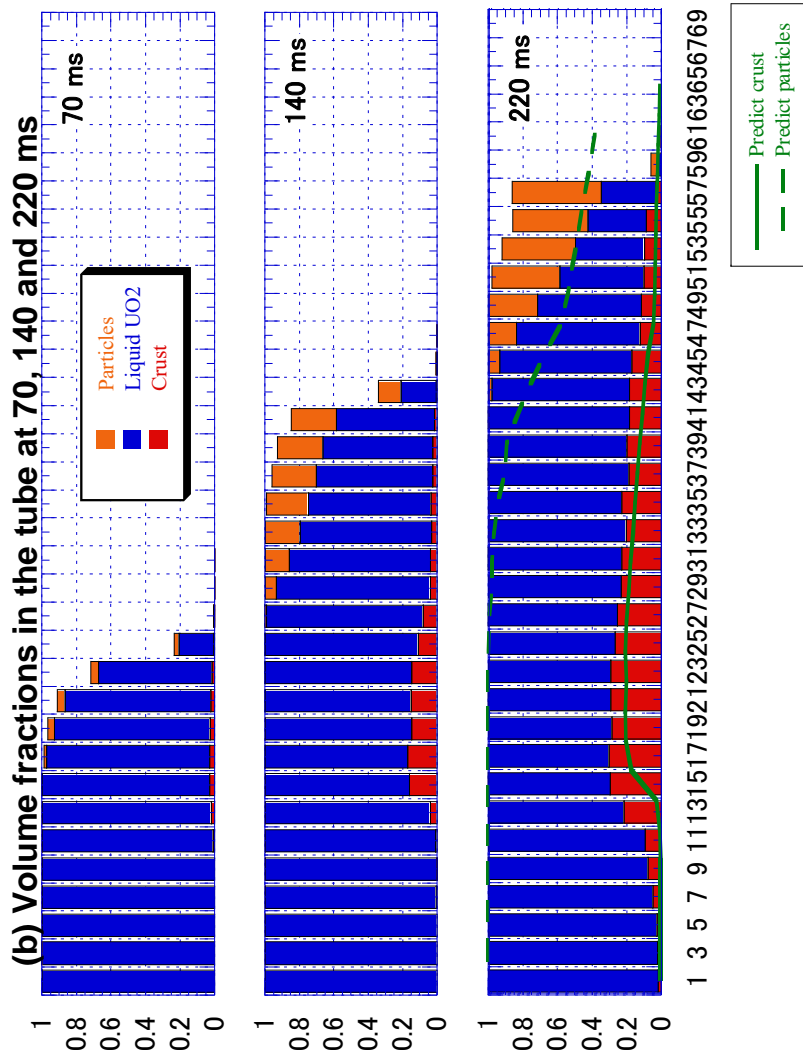
機械的応答過程で扱う重要現象は FCI 及び炉心上部構造を通じた炉心物質の上部プレナムへの流出である。機械的応答過程で扱う FCI については前述のとおり実験データを概ね再現できることが確認された。炉心上部構造を通じた炉心物質の上部プレナムへの流出についても、ピン束流路への侵入長を再現可能である。ただし、機械的応答過程ではこれらのモデルの不確かさよりも、初期条件としての不確かさ、つまり遷移過程において即発臨界を超えた場合のエネルギー放出量（及びその結果として炉心燃料温度）の不確かさの影響が大きい。

1.3.4 参考文献

- [1] Phase 1 code assessment of SIMMER-III, A computer program for LMFR core disruptive accident analysis, JAEA-Research 2019-009.
- [2] Phase 2 code assessment of SIMMER-III, A computer program for LMFR core disruptive accident analysis, JNC TN9400 2000-105.
- [3] K. Konishi, et al., “Overview on the EAGLE experiments program aiming at resolution of the re-criticality issue for the fast reactors,” Int. Conf. Nuclear Power of Republic Kazakhstan, Sep. (2007).
- [4] J. Toyooka, K. Kamiyama, K. Konishi, Y. Tobita, I. Sato, “SIMMER-III analysis of eagle-1 in-pile tests focusing on heat transfer from molten core material to steel-wall structure”, Proceedings of 7th Nucl. Thermal Hydraulics and Safety, (2010).
- [5] K. Kamiyama, Y. Tobita, T. Suzuki, K. Matsuba, “Development of an evaluation methodology for fuel discharge in core disruptive accidents of sodium-cooled fast reactors”, J. Eng. and Power Eng., 8(5), (2014), pp.785-793.

第 1.3.1 表 S I M M E R - I V における重要現象の取扱いと不確かさ

重要現象	重要現象の説明	S I M M E R - I V のモデル						重要現象の不確かさ
		(1) 多成分流動	(2) 境界面積	(3) 運動量交換	(4) 熱質量移行	(5) 構造材	(6) 核計算	
①燃料スロッシング挙動	溶融炉心プール内での FCI によるナトリウム蒸気圧、及び融体間熱移行によるスライールの沸騰時に発生するスライール蒸気圧を駆動力として発生する溶融炉心プールのスロッシング現象を指す。	○	○	○	○			試験解析で現象を再現可能であることを示しているが、炉外試験が多いため、遷移過程では FCI の影響を含め不確かさの考慮が必要である。
②構造壁の溶融破損挙動	高温炉心物質との接触による熱伝達の結果による炉心内の集合体管壁の溶融破損を指す。				○	○		試験解析 ^[4] により破損時刻をほぼ実験値と同時刻で模擬可能であり、不確かさ幅は小さいと評価された。
③燃料流出挙動	炉心上部のピン束流路を通じた炉心物質の流出、LGT の管壁破損後の流路を通じた流出、遮へい集合体ギャップへの燃料流出を指す。	○	○	○	○	○		試験解析 ^[5] で流出量の誤差は小さいと評価された。
④FCI 挙動	遷移過程において LGT や反射体・遮へい集合体の構造材が破損する際の高温の炉心物質と冷却材が接触、または機械的応答過程における上部プレナムでの冷却材中に高温の炉心物質が流入することによって生じる冷却材の蒸気圧を指す。	○	○		○			試験解析で FCI 圧力を概ね再現可能であるが、炉外試験であること、燃料スロッシングの駆動力であることなどから不確かさの考慮が必要である。
⑤損傷炉心の核的挙動	時間・空間的に変化する損傷炉心物質の分布と温度に応じた中性子束分布の変化による反応度と出力の時間変化を指す。						○	炉心物質分布の時間変化を模擬した臨界実験の解析で中性子束分布と反応度変化の予測精度の妥当性を検証し、その不確かさは小さい。



(出典：Phase 2 code assessment of SIMMER-III, A computer program for LMFR core disruptive accident analysis, JNC TN9400 2000-105)

※ 管内への UO₂ の侵入挙動。各時刻における UO₂ の粒子 (橙)、液体 (青)、クラスト (赤) 成分体積率の各高さ位置での累積グラフ。横軸は高さ位置で単位は cm。220 ms の図には、実験結果から得られた粒子とクラストの分布をそれぞれ破線と実線と実線で示す。

第 1.3.1 図 燃料流出挙動に対する妥当性確認結果

1.4 FLUENT

1.4.1 概要

FLUENT^[1]は、様々な工学的な問題に現れる熱と流れ、化学反応、構造への伝熱等を解析するための多くの物理モデルを備えた世界的に最も多く使われている汎用の計算コードの一つであり、その適用実績は、航空機の翼周り空気流動から燃焼炉内の燃焼現象、気泡塔、石油掘削プラットフォーム、半導体製造工程、クリーンルーム設計等の各種工学プラントでの解析評価等の広範囲に及んでおり、原子炉プラントにおける熱流動解析にも適用例は多い。また、ナトリウム冷却高速炉プラントについてもこれまでに種々の熱流動課題の評価に使用してきた実績を有している。

1.4.2 重要現象のモデル化

格納容器破損防止措置の有効性評価において、FLUENTは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）」の再配置・冷却過程、及び事象グループ「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）」の解析に使用する。前者における有効性評価の評価項目（「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） 2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」参照）は、原子炉容器内で分散し再配置した炉心物質を安定に保持・冷却することにより原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できることであり、後者における有効性評価の評価項目は、安全容器内に流出したナトリウムや放射性物質等を安定に保持・冷却するとともに安全容器の健全性が維持できることである。

これら評価項目及び評価に必要なパラメータに影響を及ぼす重要現象が以下のよう
に適切にモデル化されている。

- (1) 原子炉容器、炉心構成要素及び炉内構造物の複雑な配置や幾何形状、並びに構造内部の伝熱をモデル化している。また、LORLの解析においては、この他に安全容器、リークジャケット、遮へいグラフィット、コンクリート遮へい体、コンクリート遮へい体冷却系等をモデル化している。
- (2) 炉心物質を含む放射性物質等からの発熱及び伝熱に関しては、ULOFにおいては残留炉心物質等に対して別途解析された表面熱流束の時間変化を境界条件として冷却材ナトリウム等への熱伝達をモデル化している。また、LORLにおいては安全容器に流出した損傷炉心物質の内部発熱を考慮している。
- (3) ナトリウムの熱流動に関しては、原子炉容器内の多次元流動、炉心構成要素内及び集合体間ギャップ内の熱流動、構造物への伝熱、幾何形状の変化による圧力損失等をモデル化している。
- (4) LORLにおいては、安全容器とコンクリート遮へい体のギャップに窒素ガスを通気しているコンクリート遮へい体冷却系による安全容器の冷却に関して、窒

素ガスと安全容器との間の熱伝達をモデル化している。

1.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握

基本的な問題を対象として実施された F L U E N T の検証解析事例がまとめられている^[1]。その中から、本評価事故シーケンスで考慮すべき物理モデルに関連する検証解析事例を抽出し、解析で使用するモデルの妥当性について確認した。

原子力プラントの安全解析評価への適用事例としては、E C C S 水注入時の低温側配管（コールドレグ）内での温度成層化試験解析^{[2][3]}、R O S A 試験^[4]、加圧型軽水炉における大破断 L O C A 時に高温となる熔融燃料と熔融スチールの熱流動現象評価^[5]及びコリウム（ ZrO_2-UO_2 ）と炉容器壁との相互作用の評価^[6]等に使用されている。このほか、原子力分野における F L U E N T の使用について、チェコ、フランス、日本、韓国、オランダ、スイス、アメリカにて実績があることが報告されている^[7]。

ナトリウム冷却高速炉に対する F L U E N T の解析事例として、国外では、プール型ナトリウム冷却高速炉を対象として構造物を介した共役熱伝達モデルを用いた中間熱交換器内の伝熱流動現象の予測評価^[8]や、ワイヤースペーサー付きの燃料ピンを束ねた燃料集合体内の詳細な熱流動評価が行われ、19本ピンバンドル体系での圧力損失の実験結果との良い一致が報告されている^[9]。また、国内では、自然循環崩壊熱除去時の炉心冷却特性評価のための原子炉容器内の多次元熱流動解析評価手法の整備を目的として、ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器、一次冷却系、中間熱交換器、二次冷却系、崩壊熱除去系を模擬したナトリウム試験装置（P L A N D T L - 1^{[10][11]}及び P L A N D T L - 2^[12]）を対象にした試験解析が行われている。これまでに、インターラップフロー（炉上部プレナム部に設置された崩壊熱除去システムを模擬した炉心冷却器からの低温流体が、炉心を構成する燃料集合体間のギャップ部に潜り込む流れ）による炉心冷却効果の予測評価を可能にする解析モデルの検討が行われている。代表事例として文献^[11]の概略を以下に示す。原子炉容器内に浸漬させた直接炉内冷却器（浸漬型 D H X）が稼働した場合の冷却器から流出する低温ナトリウムが炉心部に潜り込む様子を調べたナトリウム試験（P L A N D T L - 1）を対象に、第 1.4.1 図に示す解析モデルを用いて F L U E N T による試験解析が行われ、第 1.4.2 図（a）に示すように炉上部プレナムから模擬炉心部へ流れ込む低温ナトリウムの流れの様子と模擬炉心部からの高温ナトリウムの流出の様子が示され、また、第 1.4.2 図（b）及び（c）に示すように模擬燃料集合体内及びギャップ部に設置された熱電対による計測結果との比較により、F L U E N T による解析により、模擬炉心部での低温流体の潜り込みにより形成される温度分布の特徴を捉えられることが示されている。

このように、F L U E N T は、既往解析事例及び文献等により、ナトリウム冷却高速炉を含む原子力分野の他、航空宇宙、自動車、各種工業プラントなどの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は確認されている。

1.4.4 参考文献

- [1] ANSYS, Inc., “ANSYS Fluid Dynamics Verification Manual”, Release 15.0, (2013).
- [2] 増原、笠原、「FLUENTコードによるコールドレグ内温度成層化試験の解析」、日本原子力学会2008年秋の大会、2008年9月4～6日、高知工科大学、E28.
- [3] 増原、市川、笠原、「FLUENTコードによるコールドレグ内温度成層化試験の解析 (2) 乱流モデルの適用性の検討」、日本原子力学会2009年秋の大会、2009年9月16～18日、東北大学、C11.
- [4] T. Farkas, and I. Tóth, “Fluent analysis of a ROSA cold leg stratification test”, Nuclear Engineering and Design, 240, (2010), pp2169-2175.
- [5] S.Marco, G. Aleksander, P. Ghislain, et.al., “In-Vessel Melt Retention (IVMR) Analysis of a VVER-1000 NPP”, JRC Technical Reports, European Commission, Sec.A13, (2016).
- [6] B. Farges and N. Goreaud, CFD Simulation of Corium / Materials Interaction for Severe Accidents, Proc. of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, FR17, 26-29 June, Yekaterinburg, Russian Federation, (2017), IAEA CN245-530.
- [7] OECD/NEA/CSNI, “Best Practice Guidelines for the Use of CFD in Nuclear Reactor Safety Application - Revision”, NEA/CSNI/R(2014)11, (2015).
- [8] X. Zhang, P. Tseng, M. Saeed, and J. Yu, “A CFD-based simulation of fluid flow and heat transfer in the Intermediate Heat Exchanger of sodium-cooled fast reactor”, Annals of Nuclear Energy, 109, (2017), pp529-537.
- [9] J. Chen, D. Zhang, P. Song, X. Wang, S. Wang, Y. Liang, S. Qiu, Y. Zhang, M. Wang G.H. Su, “CFD investigation on thermal-hydraulic behaviors of a wire-wrapped fuel subassembly for sodium-cooled fast reactor”, Annals of Nuclear Energy, 113, (2018), pp256-269.
- [10] 浜瀬、今井、菊地、堂田、田中、「ナトリウム冷却高速炉の自然循環崩壊熱除去時における炉容器内熱流動解析評価手法整備 (1) ポーラスボディモデルを用いたサブチャンネルCFD解析の適用性確認」、日本原子力学会2019年春の年会、2019年3月、3I08.
- [11] 田中、菊地、浜瀬、村上、藤崎、今井、「ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去システム運用時の炉内熱流動解析評価手法整備 (燃料集合体間ギャップ部の熱流動解析モデルの予備検討)」、日本機械学会茨城講演会、2020年8月、304.
- [12] A. Ono, M. Tanaka, Y. Miyake, E. Hamase, and T. Ezure, “Preliminary analysis of sodium experimental apparatus PLANDTL-2 for development of evaluation method for thermal-hydraulics in reactor vessel of sodium fast reactor under decay heat removal system operation condition”, Bulletin of

the JSME Mechanical Engineering Journal, 7(3), (2020), pp1-11, [DOI:
10.1299/mej. 19-00546].

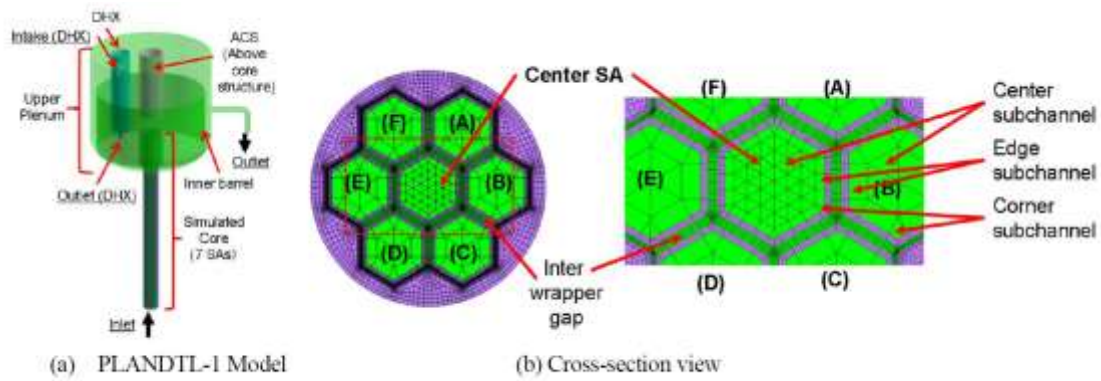


Fig. 1 Numerical model and mesh arrangement in the core for PLANTDL-1 sodium test apparatus.

(出典：田中、菊地、浜瀬、村上、藤崎、今井、ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去システム運用時の炉内熱流動解析評価手法整備（燃料集合体間ギャップ部の熱流動解析モデルの予備検討）、日本機械学会茨城講演会、2020年8月、304. (Fig. 1))

第1.4.1図 ナトリウム試験（PLANDTL-1）を対象とした
FLUENT解析モデル

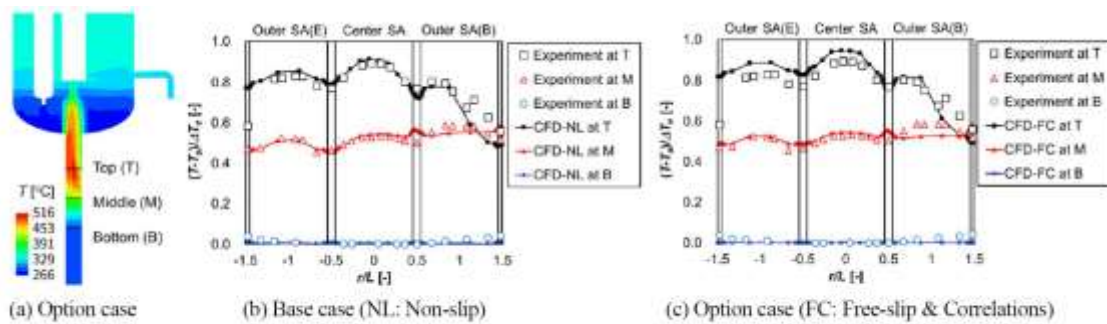


Fig. 2 Comparison between experimental results and numerical results of the base and optional cases.

(出典：田中、菊地、浜瀬、村上、藤崎、今井、ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去システム運用時の炉内熱流動解析評価手法整備（燃料集合体間ギャップ部の熱流動解析モデルの予備検討）、日本機械学会茨城講演会、2020年8月、304. (Fig. 2))

第1.4.2図 ナトリウム試験（PLANDTL-1）を対象とした
炉心冷却挙動の解析結果

1.5 AUTODYN

1.5.1 概要

AUTODYNは爆発・衝撃問題のような非線形の強い問題の時刻歴応答解析のための専用の計算コードとして開発された^[1]。本計算コードでは、流体（気体及び液体）の流動解析に適したオイラー型計算要素を用いた計算格子、及び構造物の変形解析に適したラグランジェ型及びシェル型計算要素を用いた計算格子を同時に扱うとともに、これら計算格子間の相互作用を扱うことが可能である。これにより、流体の流動と構造物の変形との間の相互作用を考慮した解析（流体-構造連成解析）が可能となっている。

AUTODYNは種々の爆発・衝撃問題に適用可能な汎用性の高い計算コードであり、流体中の圧力源が周囲の流体を加速して構造壁に圧力負荷を与えるような問題への適用においては、解析対象の幾何形状及び構造物の材料特性、並びに作用する圧力源の特性に基づいて、流体-構造連成挙動を解析し、構造物のひずみ及び変位を計算することができる。

1.5.2 重要現象のモデル化

格納容器破損防止措置の有効性評価において、AUTODYNは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）」の機械的応答過程において、発生する機械的エネルギーに対する原子炉容器の健全性の評価に使用される。原子炉容器のひずみ及び変位は、有効性評価の評価項目（「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） 2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」参照）のうち、原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できることに関わる重要なパラメータである。AUTODYNでは、これらのパラメータの計算に必要な重要現象を以下のようにモデル化している。

- (1) 先行して実施したSIMMER-IVにより計算された熱エネルギーから機械的エネルギーへの変換の過程で発生する圧力源の膨張特性を「圧力-体積曲線」としてモデル化する。
- (2) 圧力源の膨張による原子炉容器内の冷却材の多次元流動、特に上部プレナムのナトリウムスラグの加速と運動エネルギーの発達、カバーガス空間の圧縮、原子炉容器内の圧力分布とその動的変動をモデル化する。
- (3) ナトリウムスラグの遮へいプラグ下面への衝突又はカバーガスの急激な圧縮による圧力発生に伴う流体と原子炉容器構造の連成解析を通じて、原子炉容器の弾塑性変形挙動及びひずみを解析する。

なお、(1)に述べた通り、SIMMER-IVで計算した圧力-体積曲線をAUTODYNに引き渡すことにより両者の一貫した解析を可能としている。

1.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

AUTODYNは衝撃問題、爆発問題等に幅広く適用できる汎用性の高い計算コードであり産業界や研究機関において多くの利用実績により妥当性が確認されており、その信頼性は高い。原子力分野においては、水素爆発によるPWR格納容器の健全性評価^[2]、原子炉容器外における水蒸気爆発によるPWR原子炉キャビティのコンクリート構造の健全性評価^[3]、及び高速実証炉における炉心損

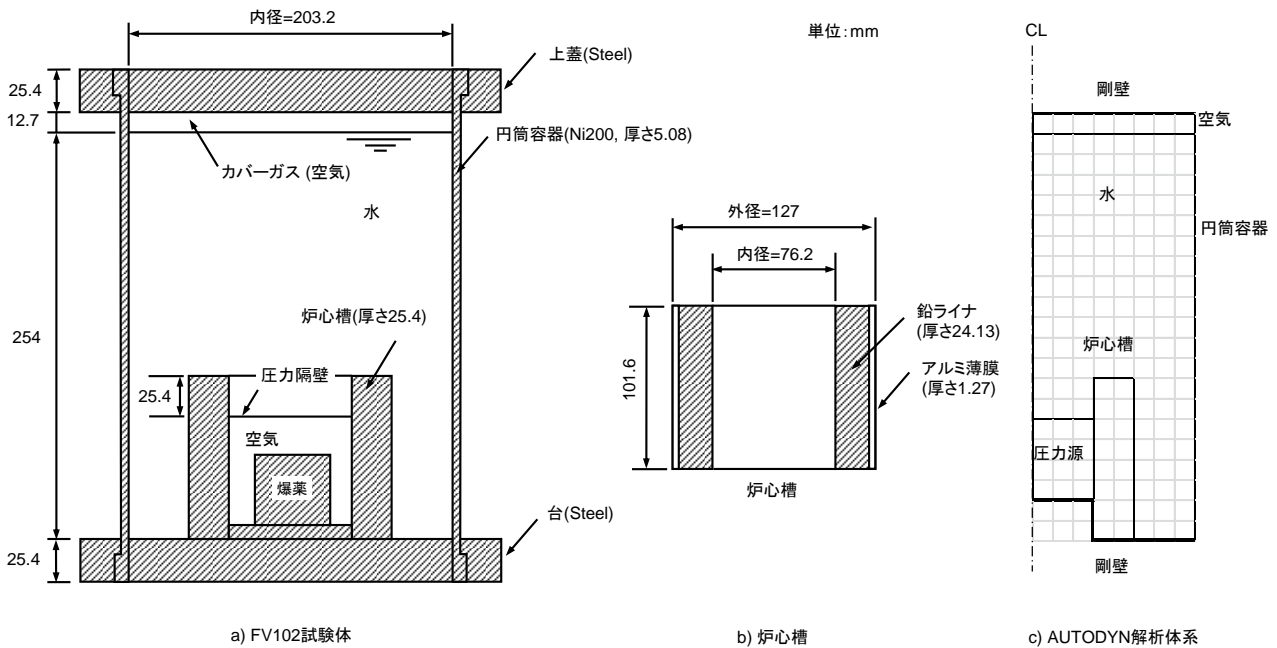
傷事故時の原子炉容器の健全性評価^[4]に使用されている。

格納容器破損防止措置の有効性評価への適用についての妥当性確認の例としては、1970年代に米国SRIインターナショナルにて実施された、クリンチリバー増殖炉の原子炉容器の1/30スケール試験体を用いたFV102試験^[5]の試験解析を行い、試験容器の最大変形部位の周方向ひずみがほぼ再現できることを確認している。

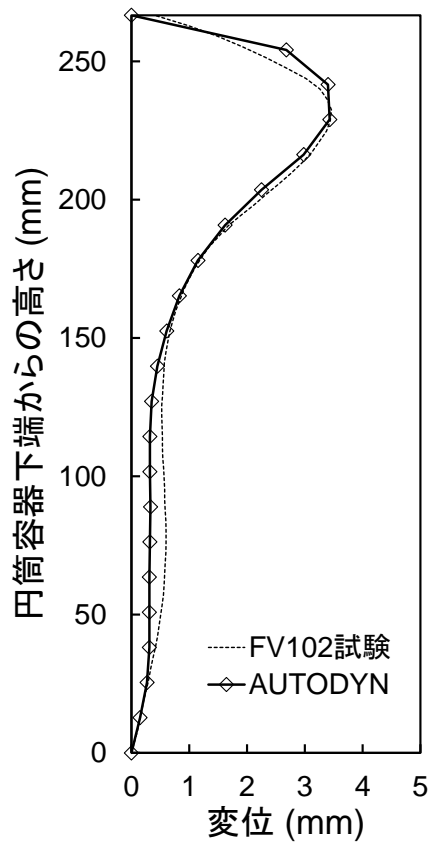
FV102試験は、原子炉容器を模擬したニッケル製容器の中に模擬炉心槽を配置し、その中に設置した爆薬を爆発させて機械的エネルギーを発生させ、原子炉容器の構造応答を実験的に調べた試験である(第1.5.1図参照)。この試験のAUTODYNによる解析の結果を試験結果とともに第1.5.2図に示すが、試験後の残留変位は試験と解析とでよく一致しており、同コードの当該事象への適用性が確認できる。

1.5.4 参考文献

- [1] <http://www.engineering-eye.com/AUTODYN/case/index.html>
- [2] O. Kawabata, M. Kajimoto, N. Tanaka, “Hydrogen Detonation and Dynamic Structural Response Analysis for Large Dry Containment Vessels of Steel and Pre-Stressed Concrete Types,” Proc. 8th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 8), Apr. 2-6, Baltimore, MD USA (2000).
- [3] O. Kawabata, “Analyses of Ex-Vessel Steam Explosion and its Structural Dynamic Response for a Typical PWR Plant,” Proc. 12th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 12), Apr. 25-29, Arlington, Virginia USA (2004).
- [4] T. Nakamura, H. Kaguchi, I. Ikarimoto, Y. Kamishima, K. Koyama, S. Kubo, S. Kotake, “Evaluation Method for Structural Integrity Assessment in Core Disruptive Accident of Fast Reactor,” Nuclear Engineering and Design, 227, (2004), pp97-123.
- [5] C.Y. Wang, “Comparison of ICECO code predictions with flexible vessel experiments,” Nuclear Engineering and Design, 49, (1978), pp.145-154.



第 1.5.1 図 FV102 試験の試験体概要とAUTODYNの解析体系



第 1.5.2 図 FV102 試験における円筒容器の残留変位とAUTODYNの解析結果

1.6 PLUG

1.6.1 概要

PLUGは、原子炉容器の遮へいプラグを構成する複数のプラグとそれらを固定又は連結するボルトの運動をモデル化するとともに、遮へいプラグ上下の圧力差による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量を解析するための計算コードである。

PLUGでは、種々の遮へいプラグを剛体として扱い、連結ボルトを弾塑性体としてモデル化し、各プラグの1次元の運動方程式を連成させて解くことによりその相対運動を計算する。また、原子炉容器内と格納容器床上との圧力差を用いて、ベルヌーイの式から遮へいプラグ間の相対変位により生じる間隙から噴出するナトリウム量を計算する。

1.6.2 重要現象のモデル化

格納容器破損防止措置の有効性評価において、PLUGは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の機械的応答過程における格納容器床上へのナトリウム噴出量の評価に使用される。格納容器床上へ噴出するナトリウム量は、有効性評価の評価項目（「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）2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」を参照）のうち、「格納容器床上へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器健全性が維持できること」に関わる重要なパラメータである。PLUGでは、この計算に必要な重要現象を以下のようにモデル化している。

- (1) 遮へいプラグを構成する複数のプラグ（大回転プラグ、小回転プラグ、及び炉心上部機構）、各プラグ間及び大回転プラグとソールプレートとの間の連結ボルトをモデル化する。
- (2) プラグ下面の圧力履歴、格納容器床上圧力、各プラグに働く重力による全てのプラグの相対運動を計算し、各プラグの変位及び生じるプラグ間の全ての間隙と間隙の継続時間を計算する。ボルトは弾塑性体としてモデル化され、その応力-ひずみ関係に区分線形関数を用いる。また、プラグ下面の圧力の減少によるプラグの着座と間隙の消滅を計算する。さらに、プラグが衝突する際には反発係数を用いて反発後の速度を計算する。
- (3) プラグ間に生じる間隙と間隙の継続時間をもとに、プラグ上下の圧力差による原子炉容器内のナトリウムの間隙内への浸入量及びプラグ上面からのナトリウムの噴出量を計算する。ナトリウムの噴出流路となるプラグ間隙部は垂直環状流路、水平矩形流路及びエルボとしてモデル化し、摩擦損失及び形状損失を考慮する。

1.6.3 妥当性確認及び不確かさの把握

PLUGはボルトで連結された複数の質点の1次元運動方程式を連立して解く計算コードであり、複雑な物理現象を取り扱うことはない。また、ナトリウムの噴出量の解析も物理の基本法則であるベルヌーイの式を用いて圧力差と継続時間により計算を行っている。解析の妥当性については、単一プラグを対象としたボルトの弾性解析及び弾塑性解析、プラグの衝突解析、プラグ間隙を流れるナトリウム流の鉛直方向及び水平方向の摩擦圧力損失解析により確認している。ナトリウムの噴出量の計算には定常のベルヌーイ式を用いており、これは非定常の流動解析に比べて、流出開始時の慣性によ

る影響（定常流量に至るまでの流量の立ち上がり）を無視することとなり、噴出量を保守的に評価する。

1.7 CONTAIN-LMR

1.7.1 概要

CONTAIN-LMRは、シビアアクシデント時に格納容器内で生じる様々な現象（ナトリウム燃焼、水素燃焼、ナトリウム-コンクリート反応等）を解析し、環境へ漏えい・放出される放射性物質の種類と量（ソースターム）を解析するための計算コードであり、米国サンディア国立研究所で開発を開始され^[1]、原子力機構では1980年代に導入し、独自のモデル改良及び検証を行ってきた^[2]。

CONTAIN-LMRでは、解析体系をセルと呼ぶ単位に分割して、各セルの物理量（圧力、ガス温度・成分、エアロゾル濃度等）は平均値で記述される。また、セル内には複数の構造物（床、壁、天井、内部構造物）を設定することができる。構造物内部の温度変化は1次元の熱伝導で扱われ、セルの雰囲気との間での自然対流熱伝達、水やナトリウム蒸気の凝縮、エアロゾルの沈着等を考慮できる。

CONTAIN-LMRは、ナトリウム燃焼、デブリー-コンクリート相互作用、ナトリウム-コンクリート反応、水素燃焼等の個別現象解析コードを統合したモジュラー型のコードシステムであり、格納容器内の広範の事故解析に適用可能である。

1.7.2 重要現象のモデル化

格納容器破損防止措置の有効性評価において、CONTAIN-LMRは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）」の格納容器応答過程の解析に使用され、有効性評価の評価項目（「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） 2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」参照）である格納容器の健全性確保に関しては、ナトリウムの燃焼等による雰囲気中の圧力及び温度の上昇が重要なパラメータとなる。CONTAIN-LMRではこれらのパラメータの計算に必要な重要現象が以下のようにモデル化されている。

(1) スプレイ燃焼

個別現象解析コードNACOMを内蔵し、雰囲気中に噴出したナトリウム液滴の燃焼挙動をモデル化している。酸素との反応（燃焼）に加えて、雰囲気中の水分との反応も考慮し、その際の反応生成物及び反応熱による雰囲気中の圧力及び温度上昇を計算する。

(2) プール燃焼

個別現象解析コードSOFIREを内蔵し、噴出または漏えいしたナトリウムが床上でプールを形成した場合の燃焼挙動をモデル化している。酸素との反応（燃焼）に加えて、雰囲気中の水分との反応も考慮し、その際の反応生成物及び反応熱による雰囲気中の圧力及び温度上昇を計算する。

(3) ナトリウム-コンクリート反応

個別現象解析コードSLAMを内蔵し、ナトリウムプールとコンクリートが接触した場合の反応挙動をモデル化している。種々のコンクリート（主に玄武岩・硬質砂岩系及び石灰岩系）や含水率の影響を取り扱うことができ、化学反応に伴うコンクリート侵食量や水素発生量を計算す

る。

(4) 構造物への熱移行

雰囲気と構造物間の対流及び輻射による熱伝達をモデル化しており、各種構造物の温度分布を計算する。

(5) エアロゾル挙動

個別現象解析コード MAEROS を内蔵し、複数成分のエアロゾルに対して粒径分布を考慮しつつ、凝集、沈着、重力沈降等をモデル化しており、エアロゾルの浮遊濃度や構造物表面への沈着量を計算する。

(6) ナトリウムの凝縮・蒸発

CONTAIN-LMRでは、ナトリウムの飽和蒸気圧曲線として、Na-NaK ハンドブック^[3]や Kirchhoff 式^[4]と同等の式を採用しており、これをもとにナトリウムの凝縮及び蒸発を計算する。

(7) その他

CONTAIN-LMRは、水素燃焼計算モジュール（個別現象解析コード HECTR）を内蔵しているが、本有効性評価では、水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）以下になること、すなわち水素燃焼が発生しないことを一つの目標としている。よって、水素燃焼自体の計算は行わない。

1.7.3 妥当性確認及び不確かさの把握

CONTAIN-LMRは、格納容器内で生じる様々な現象を総合的に解析する計算コードであり、各々の個別現象モデルについて関連する実験データによる検証が行われている。

ナトリウム燃焼に関しては、スプレイ燃焼及びプール燃焼試験を対象とした試験解析により、発生圧力及び温度について、試験結果をおおむね再現することが確認されている（第 1.7.1 図）^[5]。また、ナトリウム-コンクリート反応に関しては、複数仕様のコンクリートによる反応試験を対象とした試験解析が行われ、コンクリート侵食量及び水素発生量との比較において、試験結果をおおむね再現できることが確認されている^[6]。

以上より、有効性評価で使用したCONTAIN-LMRの各解析モデルの妥当性が確認されており、評価項目に関わる重要なパラメータである格納容器雰囲気の温度・圧力、水素濃度等の計算を適切に行うことができる。

1.7.4 参考文献

[1] K. K. Murata, et al., “CONTAIN LMR/1B-Mod.1, A Computer Code for Containment Analysis of Accidents in Liquid-Metal-Cooled Nuclear Reactors”, SAND91-1490・UC-610, (Jan. 1993).

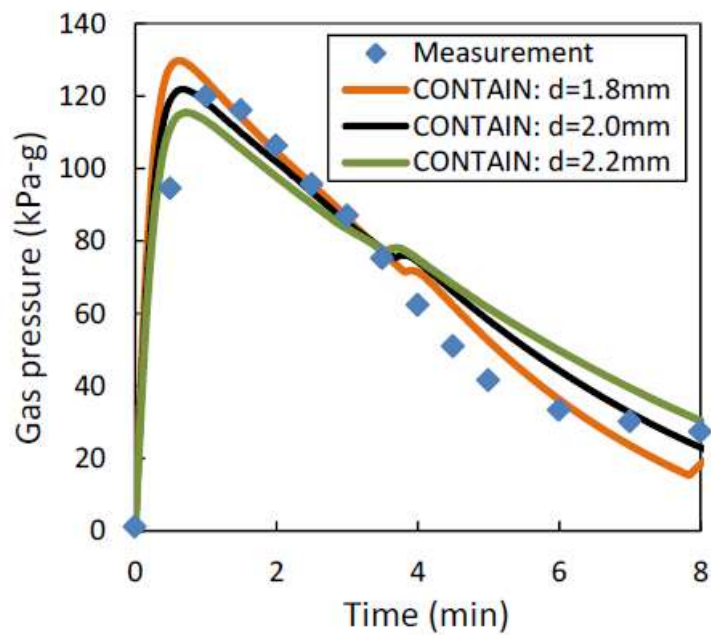
[2] S. Miyahara, et al., “Development of Fast Reactor Containment Safety Analysis Code, CONTAIN-LMR (1) Outline of Development Project”, 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-23), Chiba, Japan, (2015), ICONE23-1586.

[3] O. J. Foust : “Sodium-NaK engineering handbook Vol. I Sodium chemistry and physical properties”, Gordon and Breach, Science Publishers. Inc. (1972).

[4] K. Thurnay : “Thermophysical Properties of Sodium in the Liquid and Gaseous States”,

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik Projekt Schneller Brüter,
Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK 2863, (Februar 1981).

- [5] S. Ohno, et al., “Development of Fast Reactor Containment Safety Analysis Code, CONTAIN-LMR (2) Validation Study of Sodium Fire Model in CONTAIN-LMR” , 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-23), Chiba, Japan, (2015), ICONE23-1560.
- [6] M. Kawaguchi, et al., “Development of Fast Reactor Containment Safety Analysis Code, CONTAIN-LMR (3) Improvement of Sodium-concrete Reaction Model” , 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-23), Chiba, Japan, (2015), ICONE23-1588.



(出典：S. Ohno, et al., “Development of Fast Reactor Containment Safety Analysis Code, CONTAIN-LMR (2) Validation Study of Sodium Fire Model in CONTAIN-LMR”, 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-23), Chiba, Japan, (2015) ICONE23-1560.)

第 1.7.1 図 ナトリウムスプレイ燃焼試験 Run-E1 の試験解析結果

有効性評価の解析結果の整理

1. 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

1.1 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) 概要

本評価事故シーケンスは、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。本評価事故シーケンスでは、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止し、さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

本評価事故シーケンスにおいて、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）がないと仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで、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し、これらの措置の有効性評価を行う。

(2) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、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、炉心の著しい損傷に至る可能性がある事故の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。

- f. 本原子炉施設は低圧システムで、かつ、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉であり、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していること、ナトリウムボイド反応度が負であること等、高い固有の安全特性を有している。また、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、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。
- g. 本評価事故シーケンスに対処するための措置の有効性評価においては運転員等の操作は必要ないため、運転員操作に係る特段の条件を設定する必要はなく、操作時間等の不確かさについても考慮する必要はない。

(3) 資機材

本評価事故シーケンスにおける格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 1.1.1 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。

(4) 作業と所要時間

本評価事故シーケンス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 1.1.2 表に示す。

(5) 格納容器破損防止措置の有効性評価

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ひと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。第 1.1.1 図に事故シーケンスの事象進展と各過程の解析に使用する計算コードを示す。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 S A S 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 S I M M E R - I V 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遮へいプラグの応答とナトリウム噴出をそれぞれ S I M M E R - I V、A U T O D Y N 及び P L U G で解析する。噴出ナトリウムに対する格納容器応答は C O N T A I N - L M R で解析する。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再配置・冷却過程にて解析する。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 S u p e r - C O P D により解析する。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過程については S u p e r - C O P D のデブリ熱計算モジュール及び伝熱計算モデル（別添 1 参照）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 F L U E N T により解析する。

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「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） 2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に記載した通りであり、事故の熱的影響及び機械的影響に関わる評価項目はそれぞれ次の 2 点である。

- ① 事故シーケンスが核的に収束した後の原子炉容器内で再配置した炉心物質が長期にわたり安定に保持・冷却できること。また、炉心物質による熱的負荷に対して原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
- ② 事故シーケンスの過程で即発臨界超過により放出されるエネルギーによる機械的負荷に対して原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。また、ナトリウムが格納容器（床上）へ噴出する場合にはナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。

これらの評価項目のうち、①の熱的影響については再配置・冷却過程の解析により評価する。また、②の機械的影響については機械的応答過程及び格納容器応答過程の解析により評価する。それ以外の過程においては、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータを計算する。例えば、起因過程及び遷移過程の解析においては、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）への噴出の有無と噴出量を計算する。

(a) 起因過程の解析

(i) 有効性評価の条件

計算コード S A S 4 A により解析する。主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 初期状態は、「別紙 3 2.1 初期定常運転条件」で述べたように原子炉出力 100MW、1 次主冷却系のホットレグ温度 456°C、コールドレグ温度 350°C とする。また、1 次主冷却系流量は定格流量とする。
- 2) 炉心損傷防止措置がないものと仮定するため、後備炉停止機能を含む全ての原子炉スクラムに失敗するものとする。
- 3) 炉心冷却材流量は 1 次主循環ポンプトリップにより、第 1.1.2 図に示すようにコーストダウンする（流量半減時間：約 8 秒）。また、時刻約 45 秒にはポニーモータによる低速運転に移行する（炉心冷却材流量は定格値の約 10%）ものとする。
- 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) 解析対象とする炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心運転サイクル初期（BOC）とする。
- 7) 全集合体を 33 のチャンネル（S A S 4 A チャンネル）で代表させるとともに、「別紙 4 1.2 S A S 4 A」で述べたように、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させる。解析で用いる S A S 4 A チャンネルの配置

図を第 1.1.3 図に、解析体系を第 1.1.4 図に示す。

- 8) 照射燃料集合体については、炉心燃料集合体に置き換えて同等の構造及び形状を使用することとするが、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は照射燃料集合体の値を用いることにより、起因過程における炉心全体の挙動を正確に模擬できる（なお、結果として炉心全体の燃料量が多くなるため、後続の遷移過程解析においては熔融燃料の移動による反応度効果を保守的に評価することとなる。）。
- 9) 解析では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ガス保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、評価対象の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、ULOF では炉心出力は十分に低下し、燃料に対する被覆管による拘束力は燃料が熔融する前に喪失する。加えて、燃料内の温度分布は平坦化し、燃料の中心部で熔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。燃料破損時の燃料熔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、燃料熔融開始直後に破損するものとする。

(ii) 有効性評価の結果

起因過程の解析結果を第 1.1.5 図および第 1.1.6 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、原子炉をスクラムしないまま 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低下し冷却材温度が上昇する。冷却材の温度上昇に伴う密度反応度は負であるため出力はゆっくりと低下する。燃料温度は除熱の低下でいったん上昇するが、その後出力の低下と共に減少する。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。冷却材温度はさらに上昇を続け出力／流量比が最も大きいチャンネル（第 1.1.3 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開始する。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さらに低下する。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。除熱低下により被覆管の熔融と移動が開始するが、ナトリウム蒸気流と重力による熔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。その結果、単調に減少していた出力がわずかに増加し、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 秒で当該チャンネル 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。その間の約 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。

起因過程においては、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\$) を超えることはない。また、起因過程においては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、指標としての炉心平均燃料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い。

以上のように、起因過程においては有意な正の反応度効果はなく、反応度及び出力の上昇がなの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。

(iii) 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は、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要がある。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、「別紙 4 1.2 S A S 4 A」にその抽出結果を示すとおりである。この内、計算コードのモデルに関する不確かさとしては、FP 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、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通り設定する。

- 1) FP ガス保持量：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移動の駆動力となる 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。

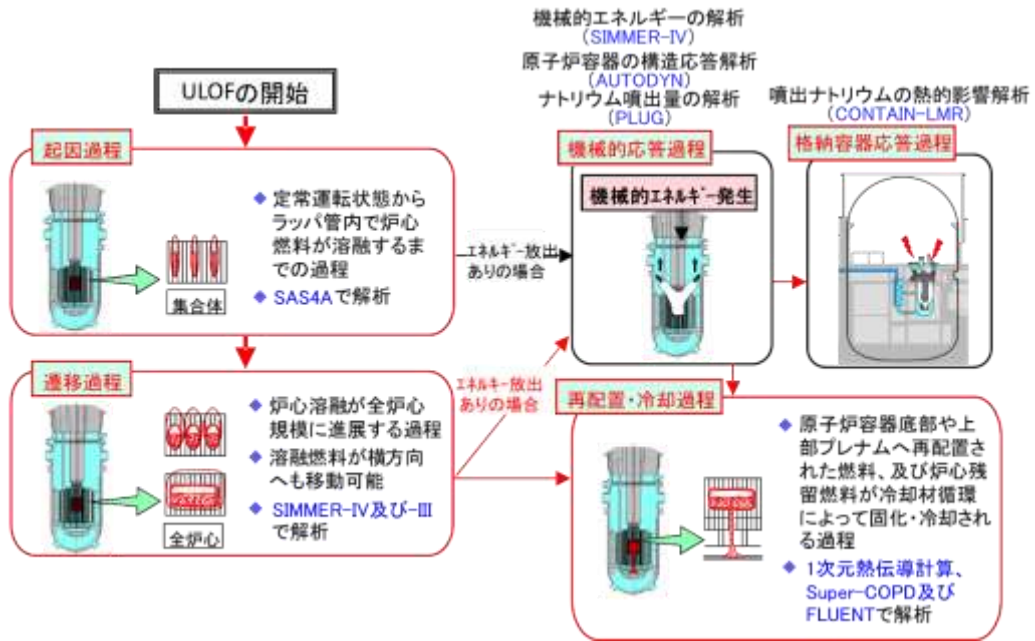
起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度に関しては、どの不確かさを考慮したとしても基本ケースと同様に臨界 (0.0\$) を超えることはなかった。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

第1.1.1表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

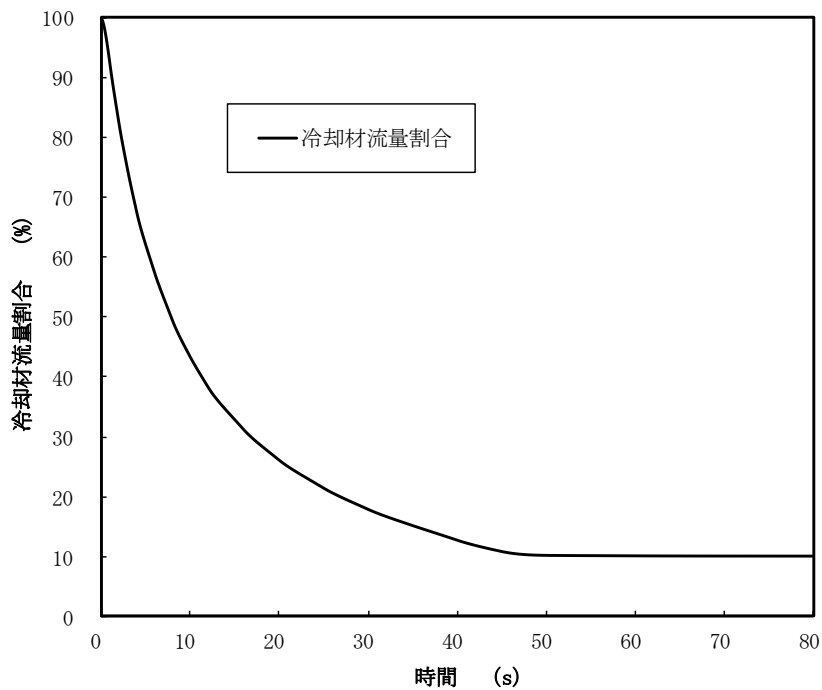
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	① 1次アルゴンガス系 1) 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	<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 	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1.1.2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																															
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80		85	90	95	100	105	110	115	120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽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 from 5 to 240]																																															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 5 to 5]																																・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 from 5 to 240]																																・1次主冷却系(ボーンモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。															
	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 from 5 to 240]																																・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 from 5 to 240]																																・「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。															



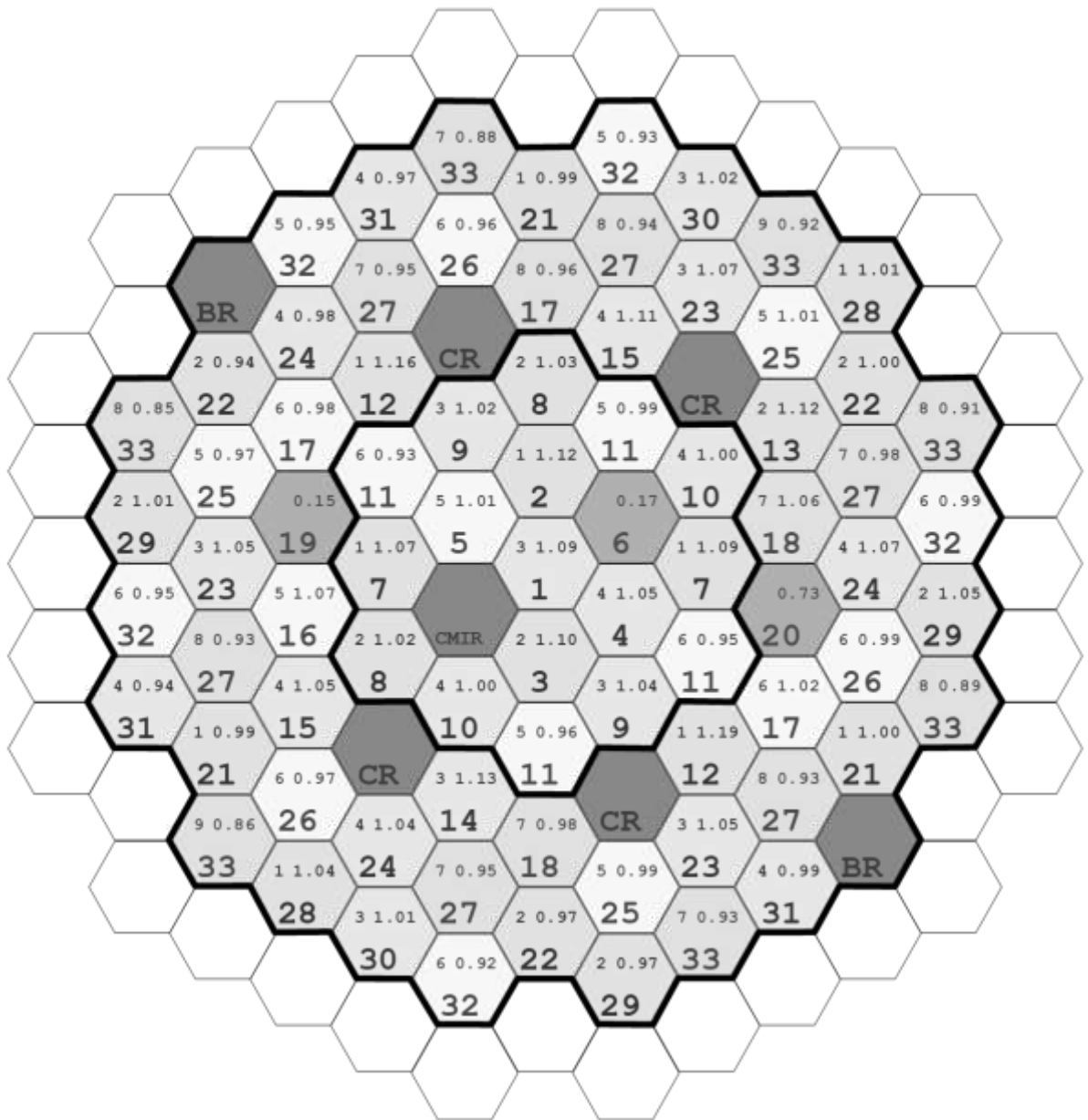
第 1. 1. 1 図 ULOF の事象進展と格納容器破損防止措置の有効性評価における解析の流れ



第 1. 1. 2 図 主循環ポンプ停止に伴う冷却材流量減少の推移

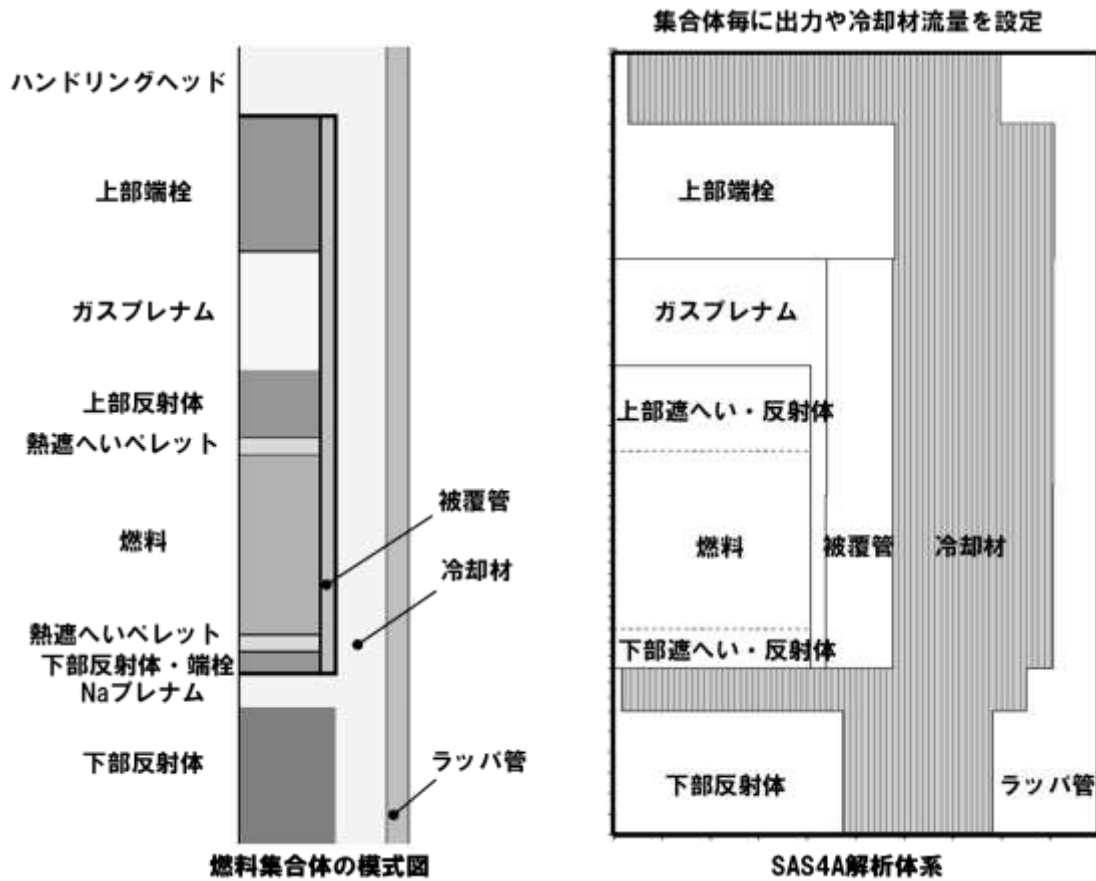


A : バッチ数
 B : 出力/流量比
 C : SAS4A 解析上のチャンネル番号

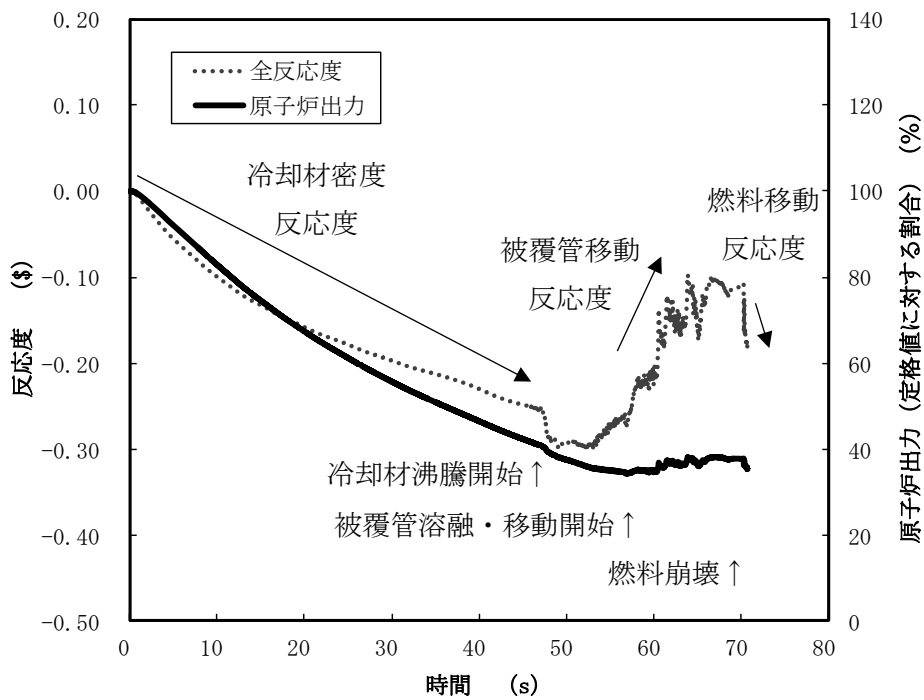


※ CR : 制御棒、BR : 後備炉停止制御棒、CMIR : 材料照射用反射体
 Ch. 6 及び Ch. 19 : B 型照射燃料集合体、Ch. 20 : C 型照射燃料集合体

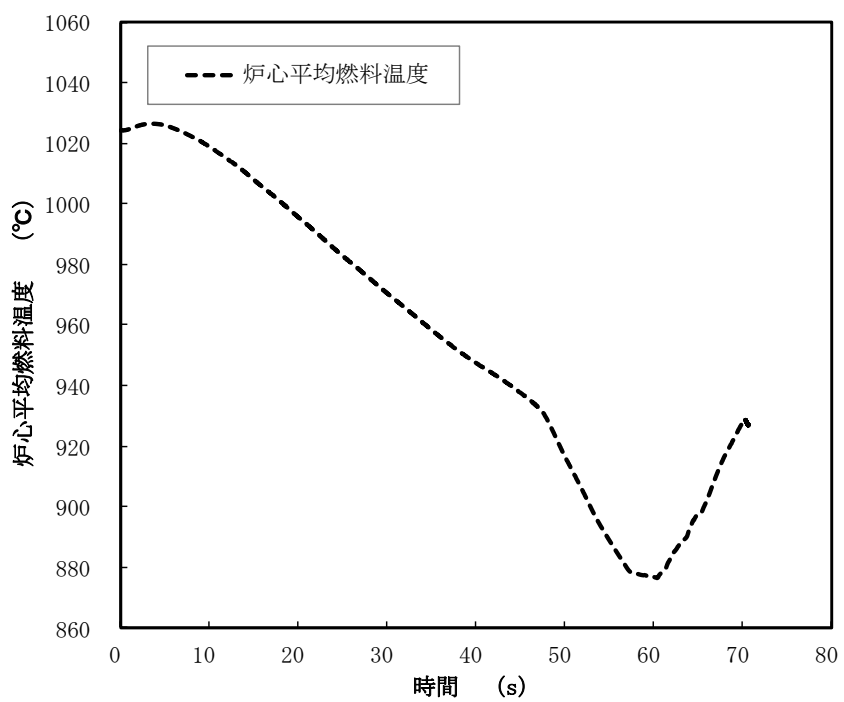
第 1.1.3 図 SAS4A 解析におけるチャンネルの配置図



第 1. 1. 4 図 炉心燃料集合体の模式図と S A S 4 A 解析体系



第 1. 1. 5 図 起因過程における出力及び反応度履歴



第 1. 1. 6 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴

(b) 遷移過程の解析

(i) 有効性評価の条件

3次元計算コードS I M M E R - I Vにより解析する。2次元計算コードS I M M E R - I I Iでは熔融燃料の炉心からの流出経路となる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。）や反射体間ギャップがモデル化できず最適条件での解析ができないためである。

- 1) 遷移過程解析は、起因過程の基本ケース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いだ。接続のタイミングはS A S 4 Aの適用限界であるラップ管破損の直前とした。
- 2) 流体力学モデルの主なオプションとしては、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している。また、密度がほぼ等しい、液体燃料と燃料粒子、液体スチールとスチール粒子はそれぞれ同じ速度を持つとして考える。ナトリウム、制御材、蒸気相はこれらと独立の速度場を持つ。
- 3) 核計算モデルについては、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た。また、使用する核データについては、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）を使用する。
- 4) 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。第1.1.7図及び第1.1.8図にS I M M E R - I Vによる解析体系及び初期物質分布を示す。
- 5) 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冷却材流量を再現するための圧力境界条件を与え、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に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。
- 6) B型及びC型照射燃料集合体は同一リング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。これは炉心燃料インベントリを増加させるため、燃料の移動に伴う反応度変化を大きめに計算する。特に遷移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燃料の集中による正の反応度投入を保守的に取り扱うこととなる。
- 7) 炉心からの燃料流出経路は、LGT及び径方向反射体の集合体間ギャップを解析体系で取り扱う。
- 8) 被覆管が熔融した時点もしくは燃料ペレットがsolidus点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。
- 9) 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。8)と9)は相まって損傷燃料の炉心底部への堆積の観点から極めて保守的な想定となっている。

(ii) 有効性評価の結果

遷移過程の初期には大半の燃料集合体は健全状態にあり、一方で冷却材による除熱は不十分なため炉心の昇温は続くが、出力レベルが低いために炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。遷移過程の解析結果である反応度と出力の履歴を第 1.1.9 図から第 1.1.11 図に示す。

遷移過程の初期には損傷集合体が限定されていることから、反応度及び出力の大きな変化はない。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、集合体管壁が損傷もしく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投入が生じ、時刻 100 秒前後に反応度と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さらに大きな正の反応度が挿入される。時刻 115 秒から反応度と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。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、即発臨界近くまで上昇するようになる。数回の反応度上昇とパルス状の出力増加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一旦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放出エネルギーを代表する指標である炉心平均燃料温度の最大値は約 3,700 $^{\circ}$ Cであった。この解析結果を受けて、後続の機械的応答過程において評価項目に関わる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燃料の約 30%が炉心から主に側面の内側反射体ラップ管間ギャップを通して外側反射体及び遮へい集合体領域 (ギャップ) に移行して固化 (以下「ギャップ閉塞部」という。) する結果、反応度は深い未臨界状態 (-200 β 未満) に低下し、出力も急速に低下し、その後は再び反応度が正に回復することはなく、エネルギー放出が生じる可能性はない。なお、炉心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を通じて炉心下方に流出することはない。ギャップ閉塞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後続の再配置・冷却過程において解析する。

(iii) 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は、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要がある。評価項目の内、事故の熱的影響である原子炉容器内での炉心物質の保持・冷却性に影響を及ぼす不確かさについては、遷移過程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、事故の機械的影響については、評価項目に

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代表的指標である炉心平均燃料温度の計算に関わる重要現象については、「別紙 4 1.3 S I M M E R - I V 及び S I M M E R - I I I」にその抽出結果を示すとおりである。

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。前述の基本ケース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 60 秒が経過し、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そのまま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ととする。

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。

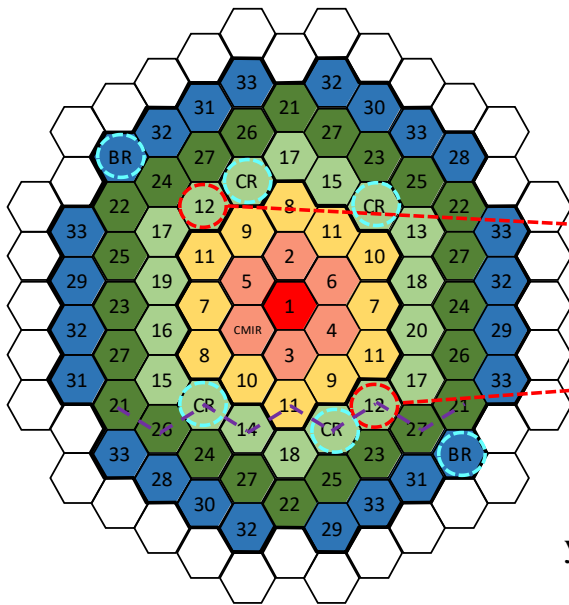
- ① 炉心中心への溶融燃料の凝集移動（炉心溶融プールのスロッシング）を発生させるケース：2次元円筒座標で周方向同時の燃料移動を許容する保守的な条件設定。LGT や反射体間及び遮へい集合体間ギャップを通じた溶融燃料の炉心外への流出を遮断する意味からも保守的な想定となる。
- ② LGT の溶融貫通時の FCI の発生を仮定して大規模燃料移動を駆動するケース：すでに炉心高さの中央部で破損はしているものの炉心下部の流路中に冷却材が残っており FCI が発生する可能性がある LGT の位置に対して、炉心平均燃料温度のピーク直前にナトリウムの混入を仮定し、実験的に得られている FCI による発生圧力を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

①の解析は 2次元計算コード S I M M E R - I I I により解析する。第 1.1.12 図に 2次元円筒座標の解析体系の全体図を示す。制御棒、後備炉停止制御棒、B 型・C 型照射燃料集合体は基本ケースと同様に炉心での同一リング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、炉心平均燃料温度履歴を第 1.1.13 図～第 1.1.15 図に示す。2次元円筒体系では物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集積が 3次元解析に比べて強化される。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 5,110°C であった。後続の炉心膨張過程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としてこの解析結果を使用する。

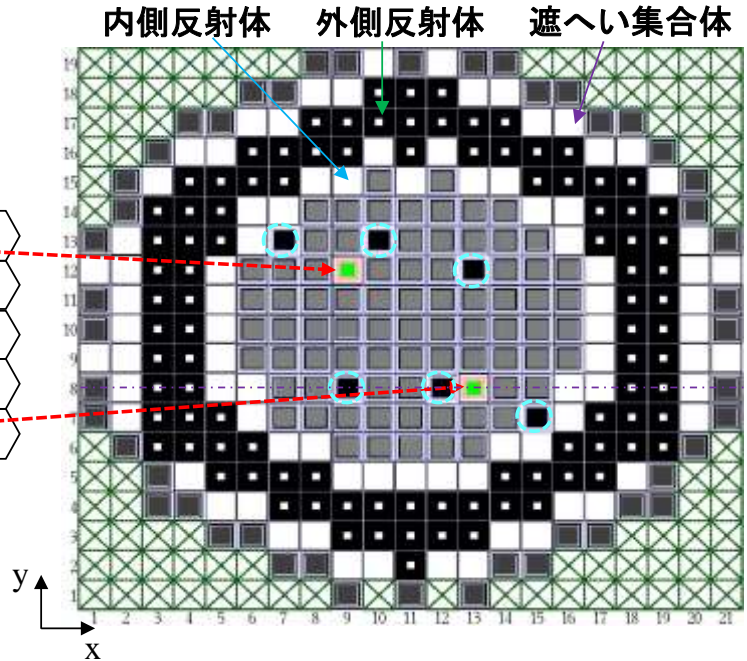
②の解析は、3次元計算コード S I M M E R - I V により解析する。FCI による発生圧力を保守的に仮定することにより、これに伴う燃料凝集の効果による炉心平均燃料温度を評価した。3次元体系では 2次元体系に比べて燃料が炉心内で分散しているため核出力が小さく、炉心燃料の溶融度は低く流動性が小さい。このため保守的な FCI 圧力を与えても 2次元体系に比べて燃料凝集量は小さい。反応度は即発臨界を超過するもののこれに伴う炉心平均燃料温度は約 4,070°C であり、FCI 圧力によって駆動される燃料移動による大きな反応度挿入や過大なエネルギー放出が生じることはなかった。

○: 制御棒下部案内管及び
後備炉停止制御棒下部案内管

⊠: 計算除外セル



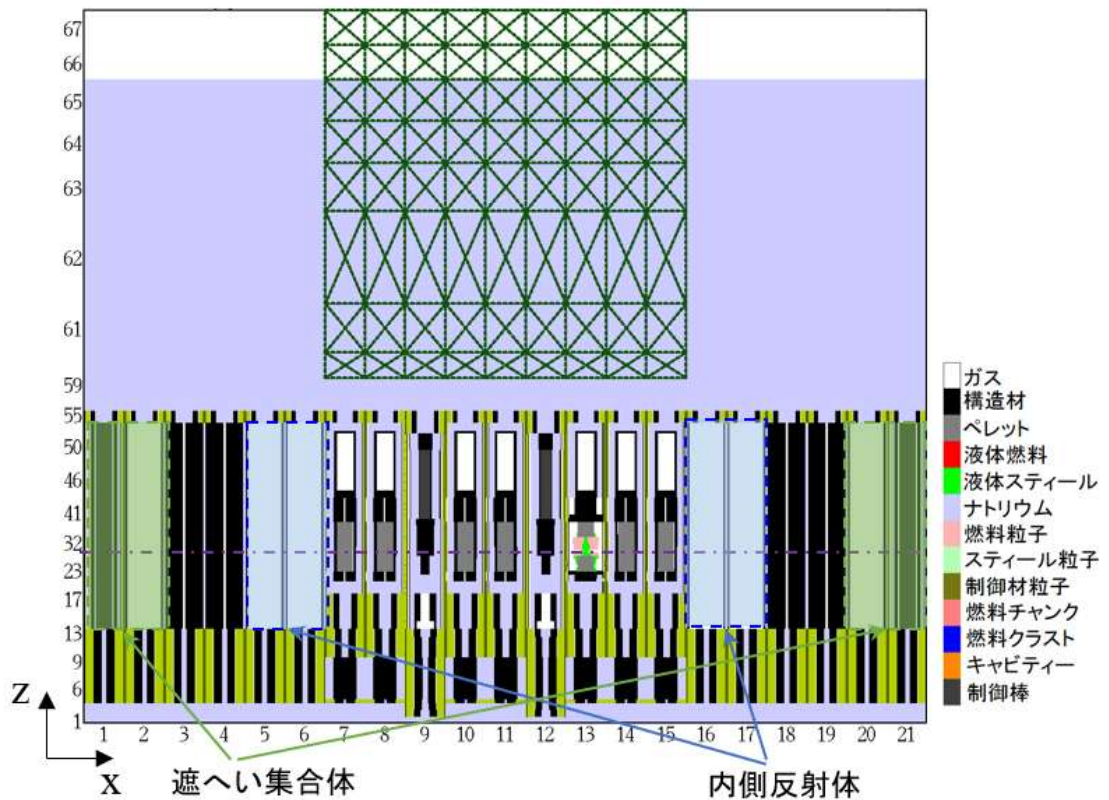
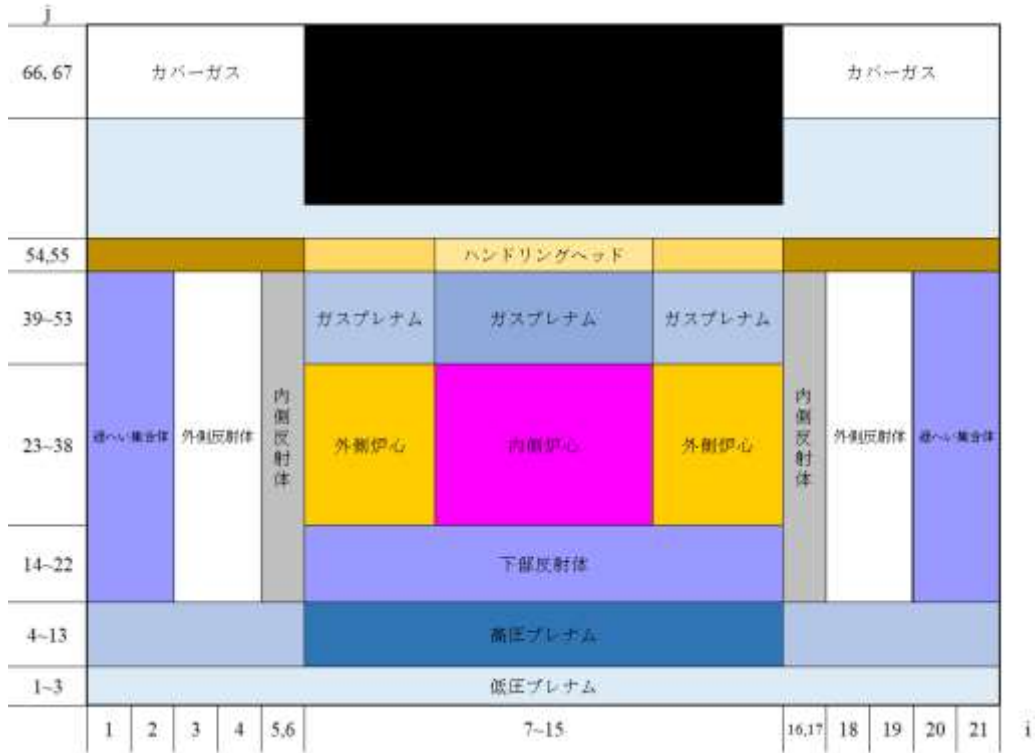
「常陽」炉心構成



SIMMER-IV計算体系：炉心水平断面図

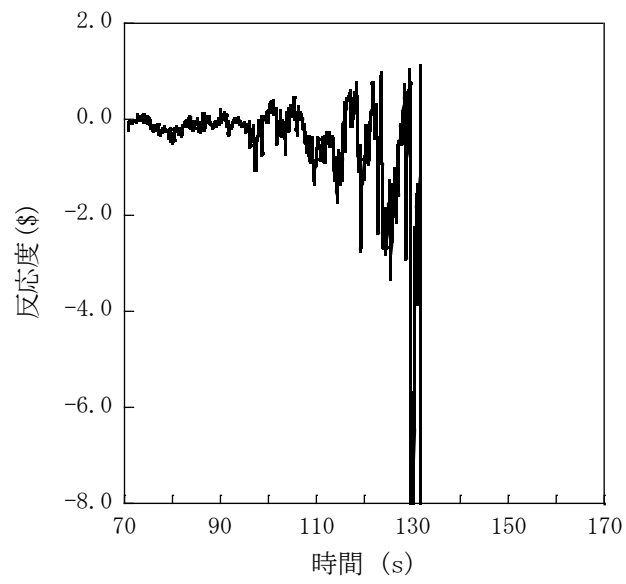
※ 炉心構成図内の数値は起因過程解析におけるチャンネル番号であり、CMIRは第2リングの集合体出力平均値に最も近い4番として評価する。炉心構成図における紫破線はSIMMER-IV計算体系の炉心水平断面図における紫一点破線にて表現される。また、紫一点破線は第1.1.8図の鉛直断面図取得位置、右図の図外の番号はそれぞれx方向セル番号とy方向セル番号である。

第1.1.7図 「常陽」の炉心構成とSIMMER-IVによる遷移過程初期条件分布の水平断面図

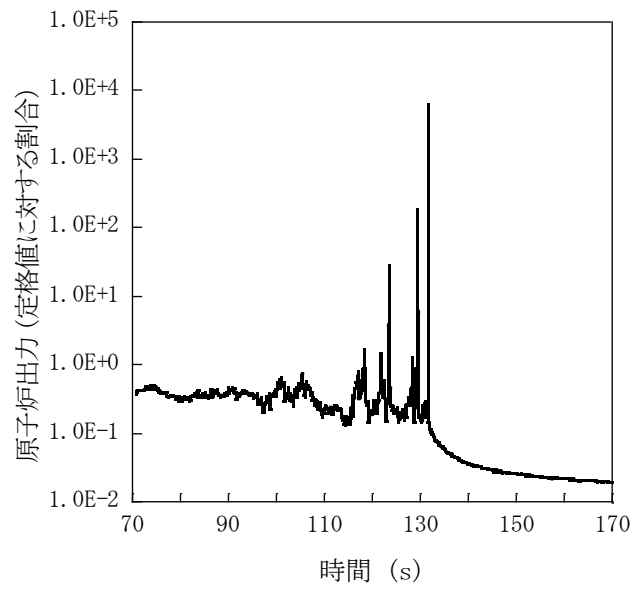


※ 一点破線は第 1.1.7 図の水平断面図取得位置、下図の図外の番号は x 方向セル番号と z 方向セル番号

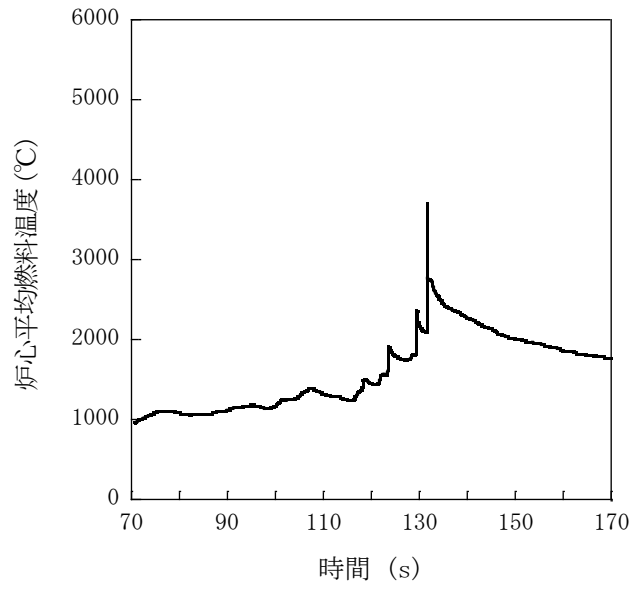
第 1.1.8 図 SIMMER-IV による遷移過程解析体系の領域構成 (上) と初期条件分布の鉛直断面図 (下)



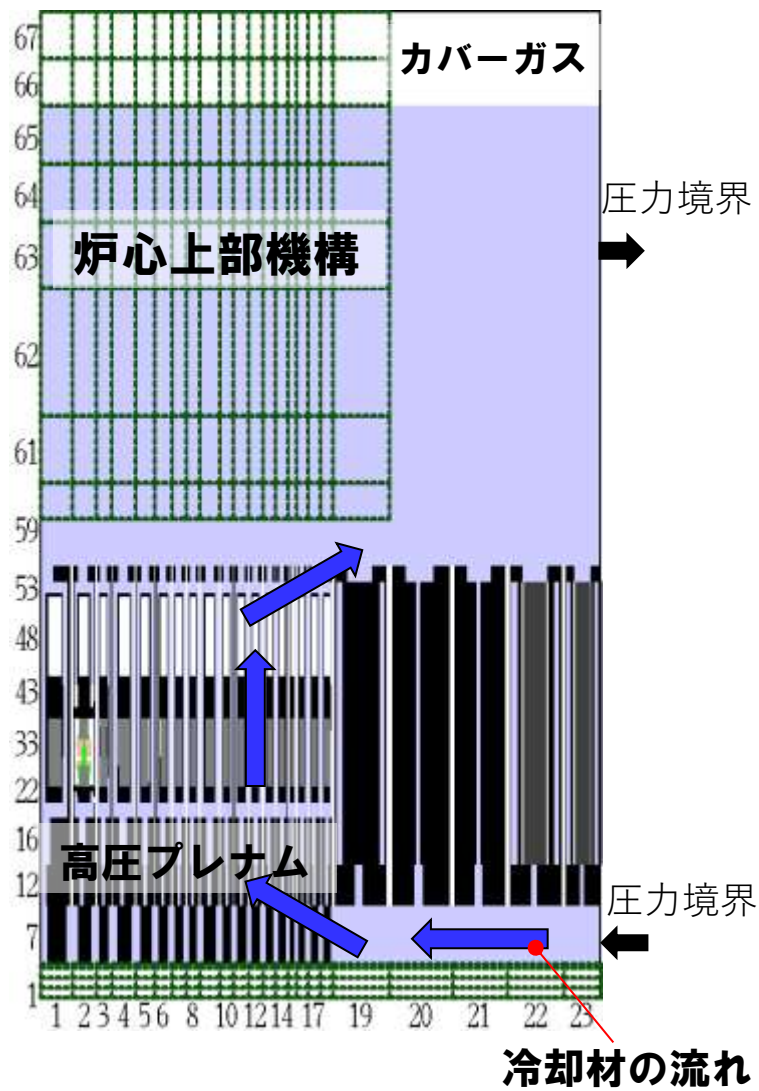
第 1.1.9 図 基本ケースにおける反応度履歴



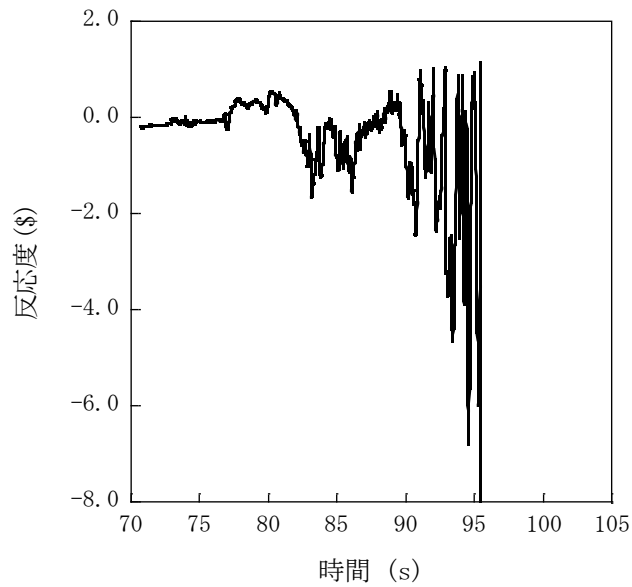
第 1.1.10 図 基本ケースにおける出力履歴



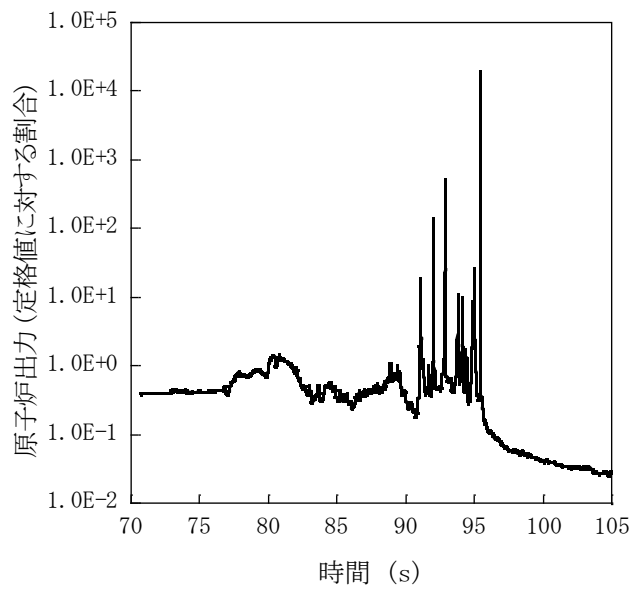
第 1. 1. 11 図 基本ケースにおける炉心平均燃料温度履歴



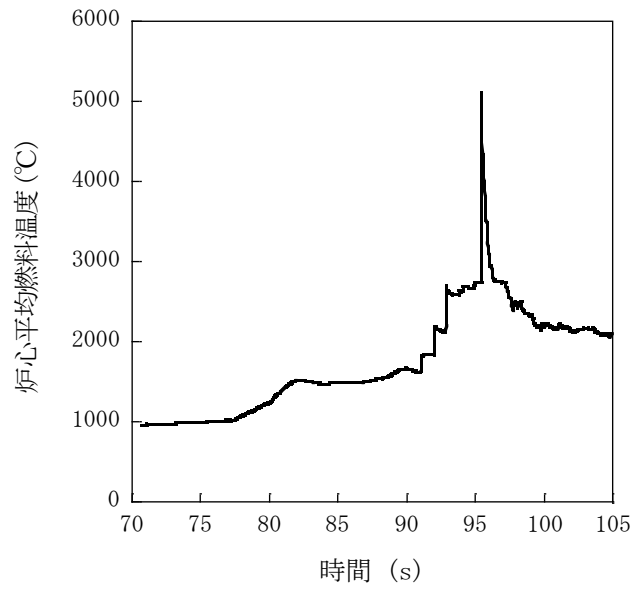
第 1. 1. 12 図 SIMMER-IIIによる解析開始時における解析領域全体図



第 1. 1. 13 図 燃料スロッシングを最大限考慮したケースにおける反応度履歴



第 1. 1. 14 図 燃料スロッシングを最大限考慮したケースにおける出力履歴



第 1. 1. 15 図 燃料スロッシングを最大限考慮したケースにおける炉心平均燃料温度履歴

(c) 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さらに進展する。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熔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熔融と炉心からの流出挙動（炉心物質の量及び形態）に応じて仮定し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 1.1.16 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、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。それぞれの場所について、重要現象である損傷炉心物質による熱的負荷に対する解析を行い、評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性を評価する。

(i) 有効性評価の条件

冷却過程の解析で必要となる炉心損傷時の 1 次主冷却系流量等の境界条件を計算コード `Super-COPD` により解析する。下部プレナムに形成されるデブリベッドの冷却過程を計算コード `Super-COPD` に組み込まれているデブリ熱計算モジュールで解析する。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解析する（別添 1 参照）。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計算コード `FLUENT` により解析する。上部プレナムに放出されるデブリベッドの冷却過程についても堆積形状に応じて計算コード `Super-COPD` のデブリ熱計算モジュール（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。

主要な解析条件等について、まず共通的な解析条件等を示し、続いて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を参考にして定める。本過程の解析では核分裂による発熱は考慮しない。
- 2) 1 次主冷却系は 1 次主循環ポンプのポニーモータ運転による低速運転に移行しているものとする。1 次主冷却系の冷却材循環流路及び 2 次主冷却系の自然循環による冷却材循環流路は確保されているものとする。
- 3) 崩壊熱は、起因過程及び遷移過程の解析に用いたノミナル値（最適評価値）を基に、燃料の損傷・熔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 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の時間スケールを考慮してそれぞれの再配置場所について決定する。
- 4) 熔融炉心物質が下部プレナム及び上部プレナムに移行する際には、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・微粒化して粒子状デブリベッドとしてプレナ

ムの底部構造物上に堆積するものとする。

- 5) LGT 等を通じて炉心から下部プレナムに移行した熔融燃料は、冷却材中で固化・微粒化して原子炉容器底部にデブリベッドとして堆積するものとする。移行する燃料の量、温度条件、原子炉停止後の時間等については遷移過程の終状態から事象推移を考慮して決定する。また、デブリベッドの性状について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。
- 6) 4) で下部プレナムに移行した燃料を除く残りの燃料は炉心部に残留するが、その一部は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ものとする。これら残留炉心物質の分布、温度条件、原子炉停止後の時間、炉心周辺の境界条件等は遷移過程の終状態を評価して設定する。本評価事故シーケンスでは、事故の開始から約 130 秒後に炉心から熔融燃料の一部が径方向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、炉心部での核反応が停止すると遷移過程の終状態となる。炉心からの燃料流出経路が完全に閉塞すると、それ以上の燃料が炉心から流出することはできないが、核出力は低下しているため、炉心部にはほぼ固体状の燃料と液体状及び固体状のスティールが混合し、残留炉心物質として扱われる。その後の冷却過程での崩壊熱は遷移過程の終状態における炉心状態を想定して与える。また、冷却過程の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、炉心下部の構造材及び冷却材温度は約 350 $^{\circ}$ C、原子炉容器出口の冷却材温度は約 500 $^{\circ}$ C、径方向反射体の温度は約 470 $^{\circ}$ C とする。
- 7) 大きなエネルギー放出が生じた場合には炉心全体が短時間に熔融するとともに圧力上昇により相当量の熔融燃料が上部プレナムに放出・移行される。ここでは、炉心上部の構造物による放出抑制を無視して初期炉心インベントリの全量が放出されるものとする。上部プレナム内の炉心物質の堆積場所、温度条件等については、後述する「(d) 機械的応答過程の解析」の結果を参考に決定する。また、デブリベッドの性状等については上記 5) と同様とする。

(ii) 有効性評価の結果

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

遷移過程終状態の残留炉心物質は未熔融又は再固化した燃料と熔融スティールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再熔融する。熔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のバランスによって燃料が熔融しなくなり、下部プレナムへの流出は停止する。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、炉心部残留量また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%と想定すると、下部プレナムに移行可能な熔融燃料はインベントリの約 30%である。この状態を基本ケースとする。なお、炉心部の熔融燃料が安定して冷却されて固化し、炉心に残留する燃料が約 50%より多くなる場合には下部プレナムへの移行量は約 30%よりさらに少なくなる。

デブリベッドの初期温度は約 420℃、崩壊熱の起点は遷移過程において核反応が停止した時刻である事象発生から約 130 秒後、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℃及び 350℃とし、デブリベッドの冷却性を確認する。基本ケースであるインベントリの約 30%の炉心物質からなるデブリベッドは、別途冷却性が確認されているインベントリの約 70%の場合（「(iii) 不確かさの影響評価」参照）に対して大きな余裕があり、デブリベッドは安定に冷却される。また、原子炉容器底部に生じる最大応力（1次応力）は、インベントリの約 70%としたデブリベッドの条件においても SUS304 のクリープ破断強度と比較して小さく（「(iii) 不確かさの影響評価」参照）、原子炉容器の健全性が損なわれることはなく、冷却材の温度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。以上のことから評価項目は余裕をもって満足される。

② 残留炉心物質の冷却

「① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却」と同様に崩壊熱の起点は事象発生から約 130 秒後とし、伝熱計算モデルにより燃料温度の時間的変化及び溶融する範囲を計算するとともに、炉心から上方向、横方向及び下方向への熱流束を計算し、これを境界条件として原子炉容器内の多次元熱流動を F L U E N T で計算することより、残留炉心燃料が炉心近傍の位置で冷却保持されることを確認する。基本ケースである炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに約 20%が存在し、炉心部の残留燃料が約 50%となる場合、冷却性が確認されている炉心部にインベントリの約 80%の場合（「(iii) 不確かさの影響評価」参照）に対して余裕があり、炉心物質は再溶融かつ移動することなく炉心部において固化した状態で安定冷却できる。また、原子炉容器内の冷却材温度が過大になることはなく、崩壊熱レベルの減衰とともに単調に低下する。したがって、残留炉心燃料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。

③ 上部プレナムにおけるデブリベッド冷却

「(d) 機械的応答過程の解析」の結果、上部プレナムに放出された損傷炉心物質は炉心バルル構造物と原子炉容器の間にある環状の領域に沈降することが示されている。上部プレナムに噴出した損傷炉心物質は原子炉容器内壁に沿って落下し、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）に粒子状のデブリベッドとして堆積する。また炉心物質の一部は、原子炉容器内壁に沿って設置されている材料照射ラック底部にも粒子状のデブリベッドとして堆積する。ここでは、前述の環状の領域にインベントリ 100%の損傷炉心物質が均一に沈降したと想定して評価を行う。

デブリベッドの初期温度は遷移過程において大きなエネルギーが発生した炉心平均燃料温度の最高値約 5,110℃の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時の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた 600℃とし、崩壊熱はデブリベッドが形成された時点を「(d) 機械的応答過程の解析」においてデブリ粒子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核反応停止から 10 秒後として与える。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ガイ

ドの開口面積の比より、インベントリの約 4%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。解析の結果、デブリベッド最高温度は、材料照射ラック底部に堆積したデブリベッドではベッドの形成から約 130 秒後に約 760℃、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドではベッドの形成から約 130 秒後に約 760℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰によって低下した。冷却材温度も過大となることはなく、評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性は確保される。

本評価事故シーケンスで想定される有効性評価の条件において、原子炉容器を通過する冷却材の原子炉容器出口温度は、冷却材の流量減少と炉出力の変動、及び崩壊熱によって変動する。第 1.1.17 図に計算コード Super-COPD による原子炉容器出口の冷却材温度の履歴を示す。原子炉容器出口の冷却材温度は約 500℃まで上昇するが、冷却材の温度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。

(iii) 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は、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要があるが、評価項目である原子炉容器内での炉心物質の保持・冷却性及び原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼす不確かさとしては再配置した炉心物質の量に関わる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。

下部プレナムへの炉心物質の流出量は流出タイミングに依存する。下部プレナムにおけるデブリベッド冷却に対しては炉心領域で溶融する炉心物質全量が下部プレナムに流出するものとし、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%の条件を保守的な上限として評価を行う。また、残留炉心物質の冷却に対しては保守的に包絡する残留炉心物質の量としてインベントリの 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) が残存する条件で評価を行う。

なお、上部プレナムに移行した炉心物質の冷却については、すでに最大量となる 100%の炉心物質を仮定した解析を行っているため不確かさ評価の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

原子炉容器底部に形成されるインベントリの約 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基本ケースと同じである。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、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 1.1.18 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℃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°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 1.1.19 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し、炉心溶融物質等が原子炉容器外に流出することはなく、評価項目は満足される。

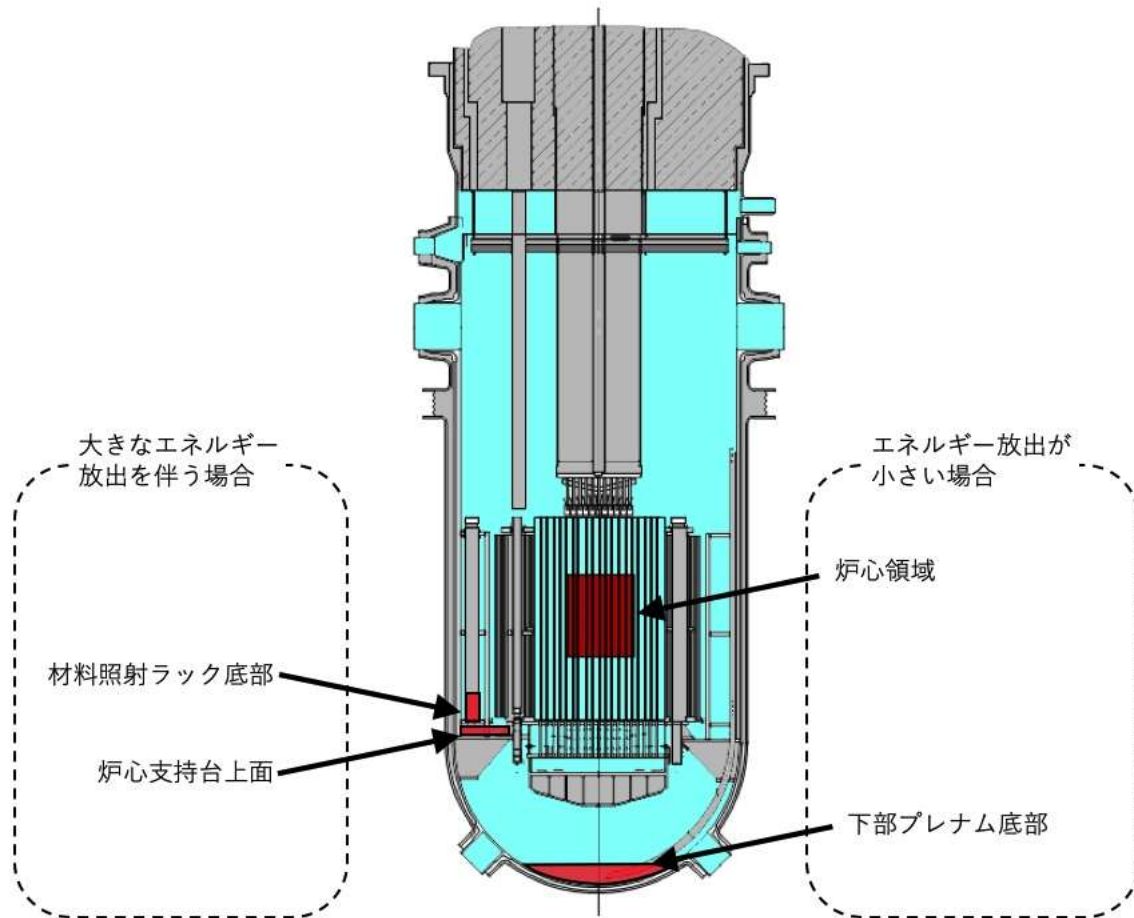
② 残留炉心物質の冷却

炉心部に初期インベントリの 80% が残存し、残り 20% は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化する条件(「(i) 有効性評価の条件」6)) に対して、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した。また、計算コード FLUENT により、残留炉心物質及びギャップ閉塞部に対する、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除熱挙動を解析した。

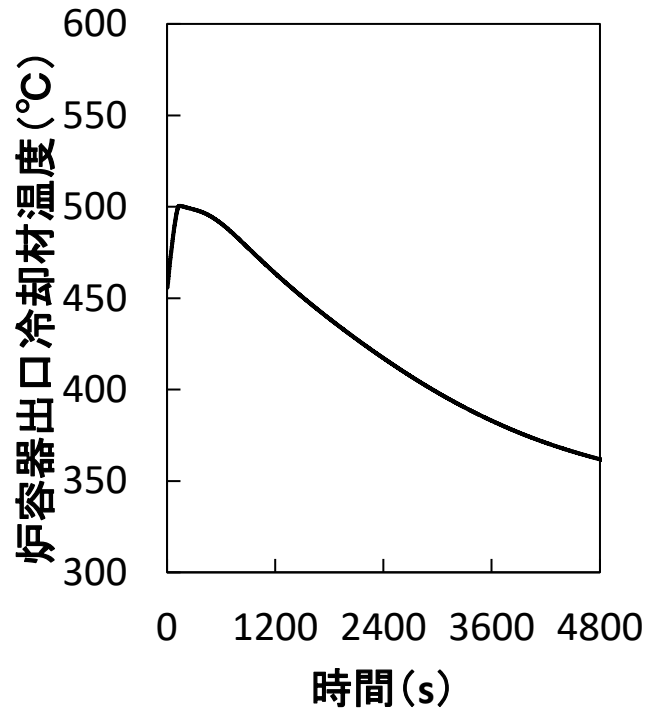
第 1.1.20 図に伝熱計算モデルにより評価した残留炉心物質の最高温度の履歴を示す。事象発生から約 670 秒後に燃料が再溶融し始め、残留炉心物質最高温度は約 2,890°C まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下した。残留炉心物質の内部がスティールの蒸気圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定冷却される。

第 1.1.21 図に計算コード FLUENT で計算した残留炉心物質の周辺の温度のうち、事象の進展に影響を及ぼす残留炉心物質下面の最高温度について、事象発生から 4,800 秒までの時間変化を示す。残留炉心物質下面温度は、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 となり、最高温度となって以降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、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 となり、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 となった。

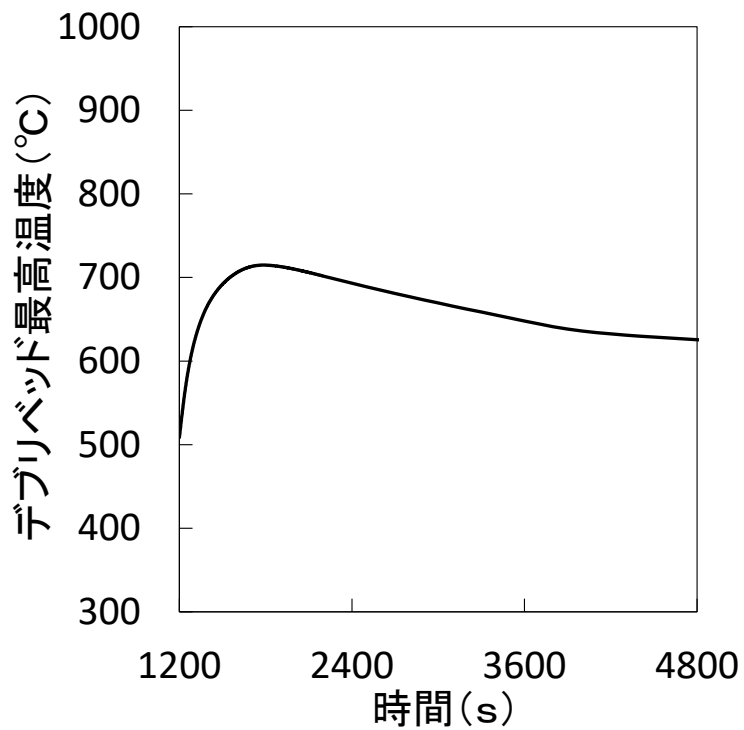
以上のことから、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器内の冷却材温度が過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下し、残留炉心物質が評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。



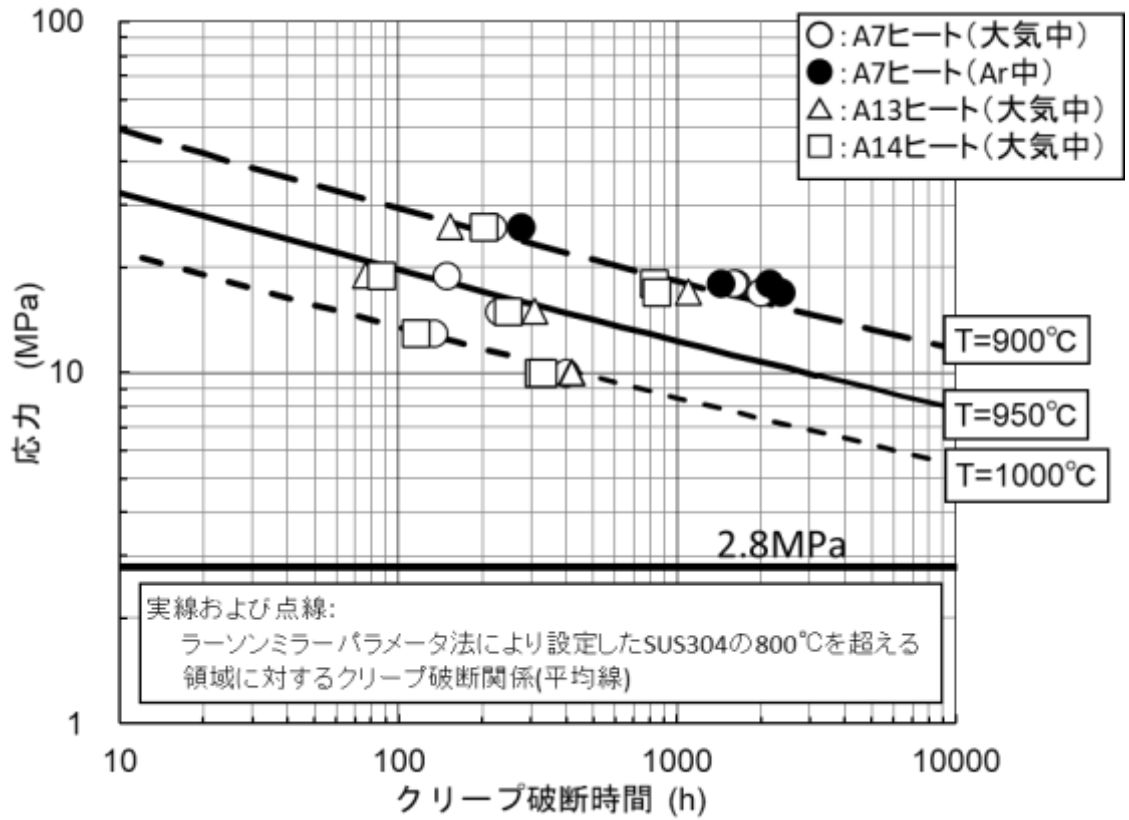
第 1. 1. 16 図 損傷炉心物質の最終的な再配置場所



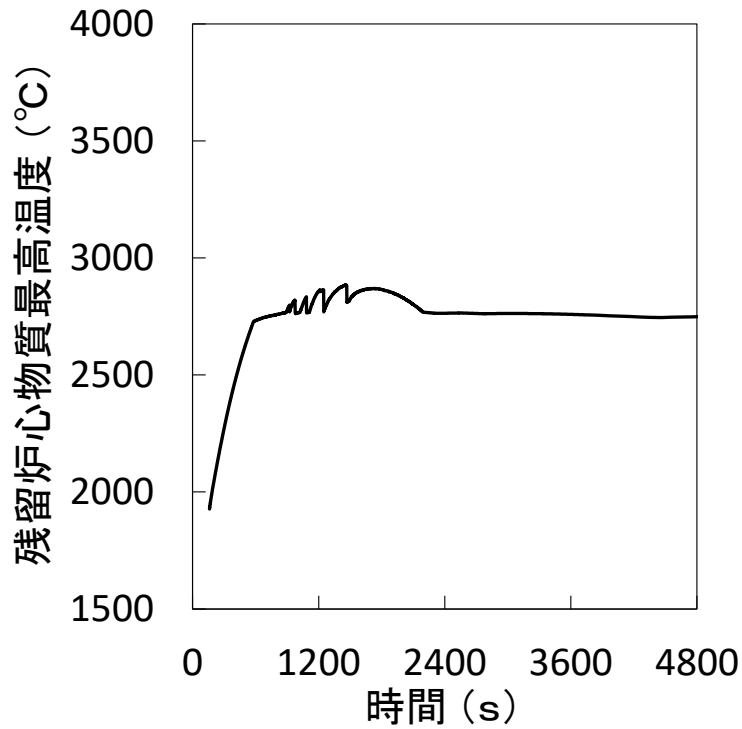
第 1. 1. 17 図 原子炉容器出口冷却材温度の履歴



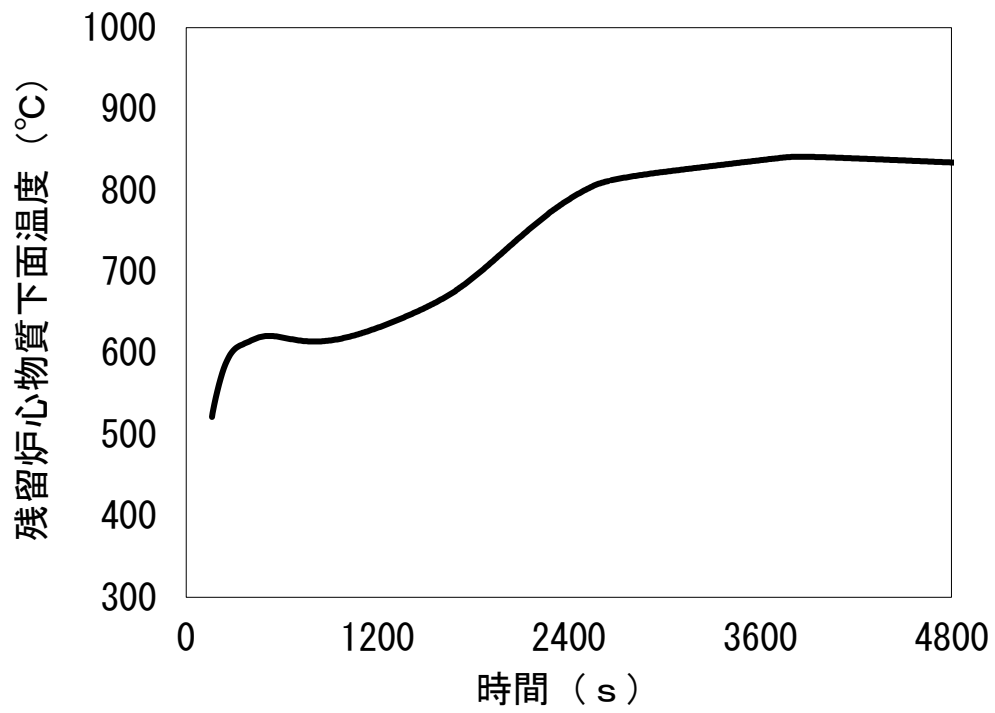
第 1. 1. 18 図 デブリベッド最高温度の履歴



第 1. 1. 19 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 1. 1. 20 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 1. 1. 21 図 残留炉心物質下面の最高温度の時間変化

(d) 機械的応答過程の解析

この過程では、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った場合、高温となった炉心物質が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な相互作用を行う。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（以下「ナトリウムスラグ」という。）が上方に加速され、大回転プラグ、小回転プラグ、炉心上部機構等から構成される遮へいプラグ（以下「遮へいプラグ」という。）下面のカバーガス領域を圧縮し、一次系バウンダリに対して機械的な負荷を与える。ナトリウムスラグの加速による機械的エネルギーの発生、機械的エネルギー発生時の原子炉容器内圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答及び遮へいプラグの間隙から格納容器床上へのナトリウム噴出挙動の解析を行い、評価項目に関わる重要現象である機械的エネルギーによる機械的負荷に対する原子炉容器の健全性を評価する。ナトリウム噴出に関する解析結果は後続の「(e) 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健全性を評価する（一連の解析の流れを第 1.1.22 図に示す。）。

(i) 有効性評価の条件

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計算コード SIMMER-IV で解析する。機械的エネルギー発生時の原子炉容器内圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答を計算コード AUTODYN で解析する。機械的エネルギー発生時の遮へいプラグ下面の圧力上昇に伴う遮へいプラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに遮へいプラグの間隙から格納容器床上へのナトリウム噴出を計算コード PLUG で解析する。

主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 本過程の初期状態は遷移過程において即発臨界を超過して出力の急上昇が起こった直後の、炉心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）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。
- 2) SIMMER-IV による機械的エネルギーの解析は、第 1.1.23 図に示すように、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遮へいプラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いて行う。炉心及びその周辺の初期状態は遷移過程解析の結果をそのまま接続する。「(b) 遷移過程の解析 (ii) 有効性評価」の基本ケースの結果である初期の炉心平均燃料温度及びスチール平均温度はそれぞれ 3,700℃及び 1,470℃である。
- 3) この解析では、遷移過程で炉心上部構造部の流路中に侵入した熔融炉心物質の固化によって形成された閉塞を無視し炉心部から上部プレナムへの熔融炉心物質の噴出を容易にする、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を用いている。
- 4) AUTODYN による原子炉容器の構造応答解析の解析体系を、第 1.1.24 図に示すように原子炉容器全体を 2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は上端で支持される

構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生 of 解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として計算する。

- 5) この解析では、遮へいプラグ及び炉心上部機構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を用いている。
- 6) PLUGによる解析では、第 1.1.25 図に示すように、遮へいプラグを構成する主要プラグである大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構をモデル化し、各プラグを固定するボルトをモデル化する。ナトリウム噴出量の解析では、遮へい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。また、遮へいプラグの応答及びボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴は、機械的エネルギーの解析において計算された圧力履歴を用いることで、原子炉容器の変形による圧力緩和効果を見捨てる、プラグへの負荷が大きくなる条件としている。
- 7) ナトリウム噴出量の計算では、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ような条件を用いている。

(ii) 有効性評価の結果

① 機械的エネルギー

即発臨界超過による熱エネルギーの放出で高温・高圧となった炉心から熔融燃料と熔融ステイ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、これが圧力源となって、上部プレナムのナトリウムスラグを上方へ加速し、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。計算された機械的エネルギーの最大値は約 1.8MJ であった。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スラグ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により原子炉容器は水平方向に変形するものの、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により原子炉容器は下方へと変形するものの、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%を下回り、原子炉容器の健全性は維持される。

③ 遮へいプラグの応答及びナトリウムの噴出量

S I M M E R - I V による機械的エネルギーの解析で得られた遮へいプラグ下面の圧力履歴に基づいて遮へいプラグの応答及びナトリウムの噴出量を解析した。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プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。各遮へい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、ボルトの健全性は維持される。以上から、機械的負荷により遮へい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、回転プラグの気密性は確保される。

なお、大回転プラグの浮き上がりは極短時間であって、その間に一時的に形成される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。

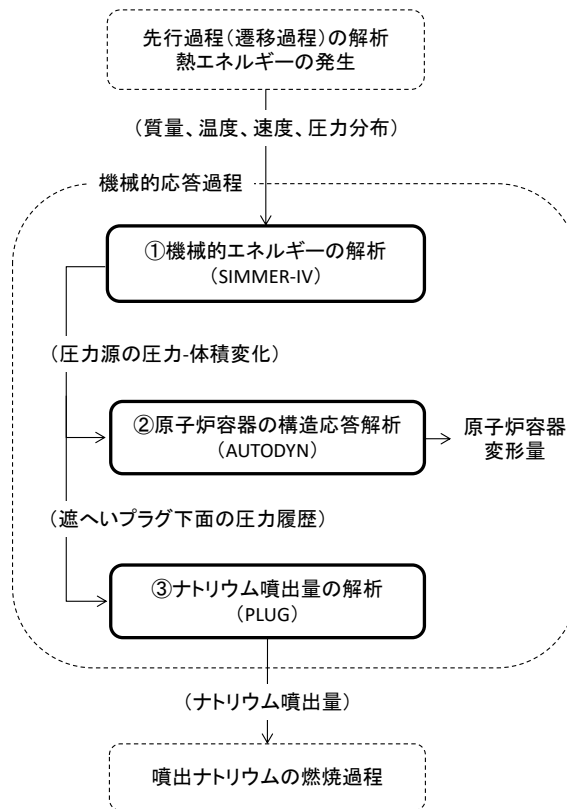
(iii) 不確かさの影響評価

本過程に関わる有効性評価における不確かさについては、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要があるが、評価項目であるエネルギー放出による機械的負荷に対する原子炉容器の構造健全性及び噴出ナトリウムの燃焼等による格納容器の健全性に対しては、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、先行する遷移過程解析における不確かさの評価の中から最も大きな熱エネルギー放出があったケース（「(b) 遷移過程の解析 (iii) 不確かさの影響評価」において炉心中心への熔融燃料の凝集移動を発生させるケース）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。

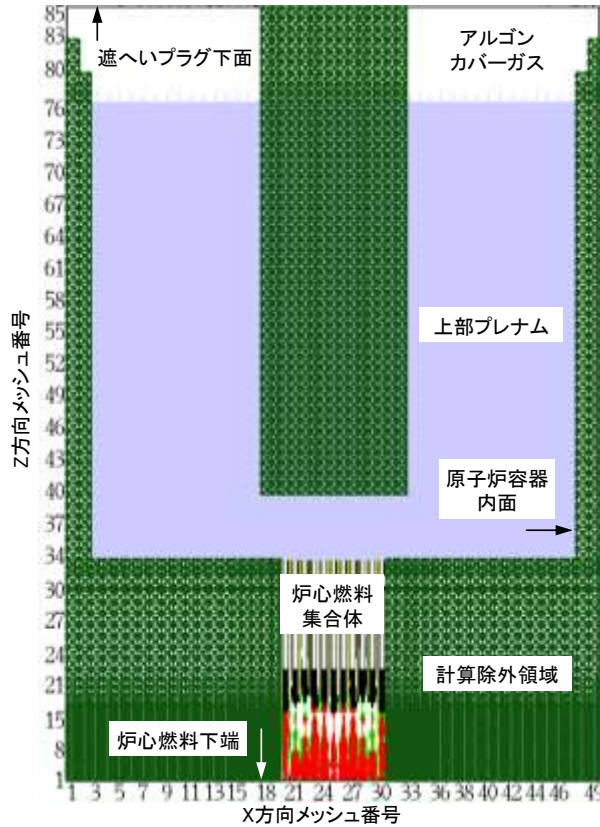
解析の結果得られた機械的エネルギーの最大値は約 3. 6MJ であった。圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 4%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 1. 1. 26 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴い原子炉容器が水平方向に変形するものの、安全容器側壁に作用を及ぼさない。垂直下方向への機械的負荷により原子炉容器は下方へ変形するものの、安全容器底面に作用を及ぼさない。原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は 0. 7%程度であり、許容限界 10%を下回る。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。

第 1. 1. 27 図に遮へい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プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座し回転プラグの気密性は回復する。この間、ナトリウムは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。各遮へいプラグ締結ボルトのひずみは最大で 0. 8%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。

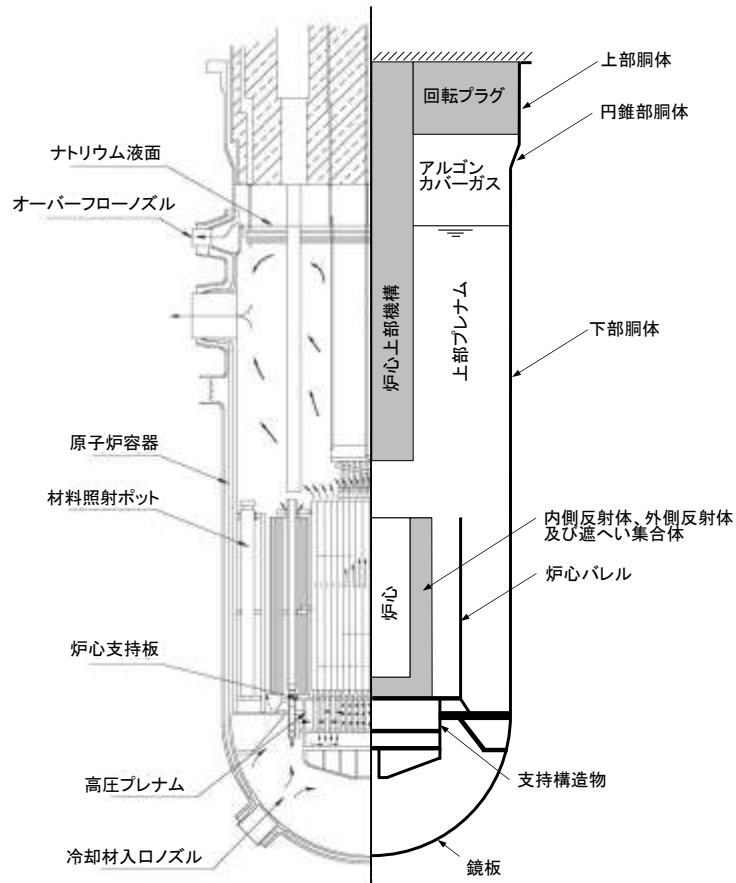
以上から、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、機械的負荷により遮へいプラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、ボルトの健全性は損なわれず、一時的に形成されるプラグ間の間隙を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。



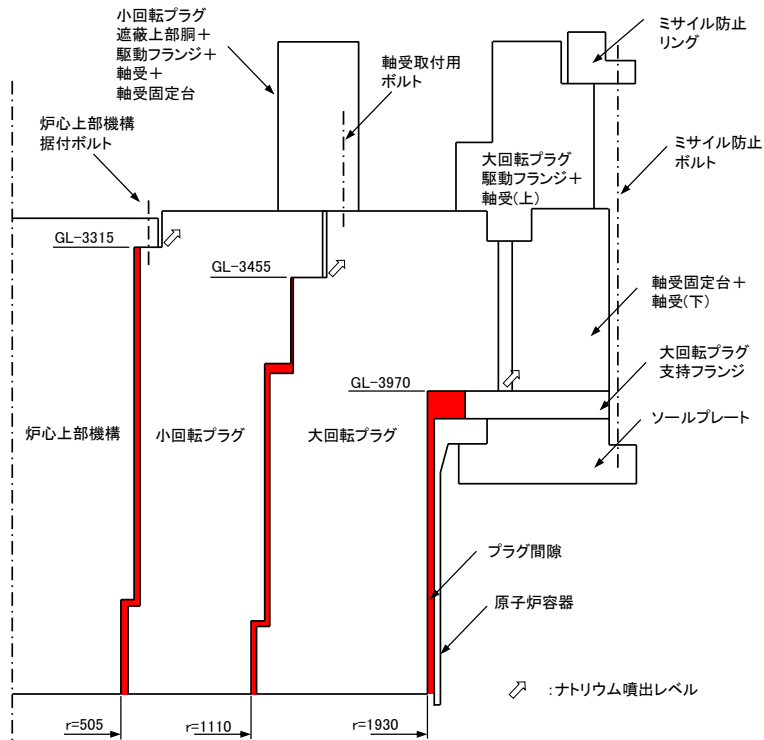
第 1. 1. 22 図 機械的応答過程の解析の流れ



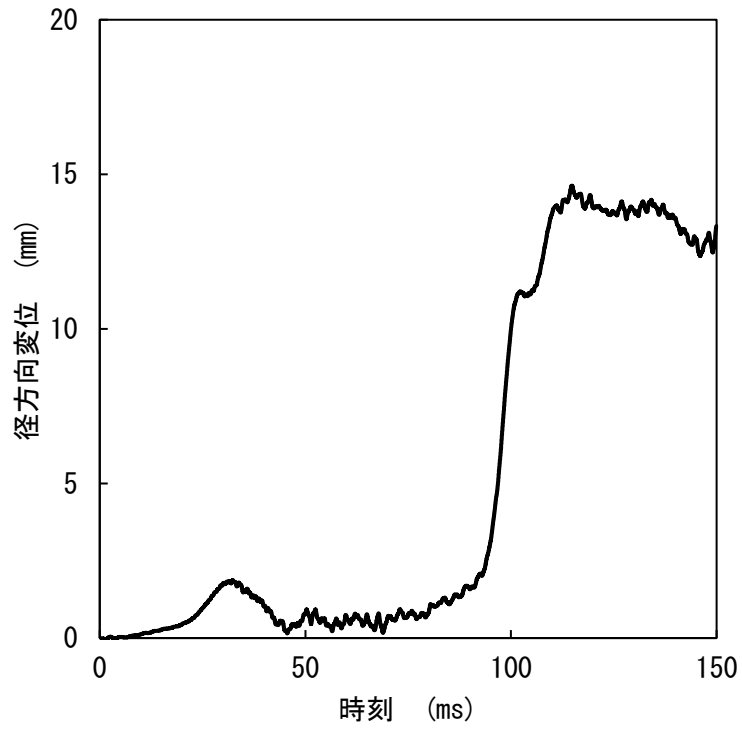
第 1. 1. 23 図 S I M M E R - I Vによる解析体系 (Y 方向炉心中心における垂直断面図)



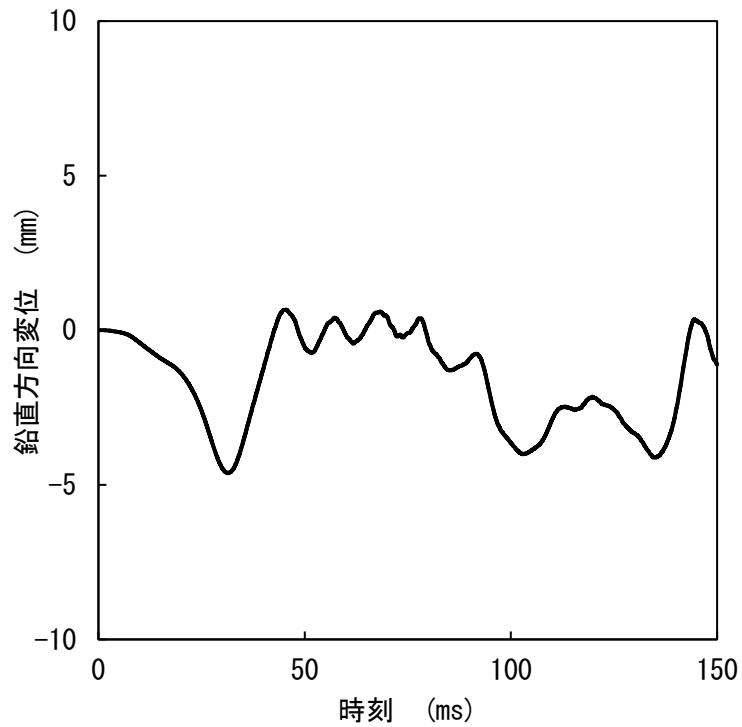
第 1. 1. 24 図 AUTODYNによる解析体系



第 1. 1. 25 図 PLUGによる解析体系

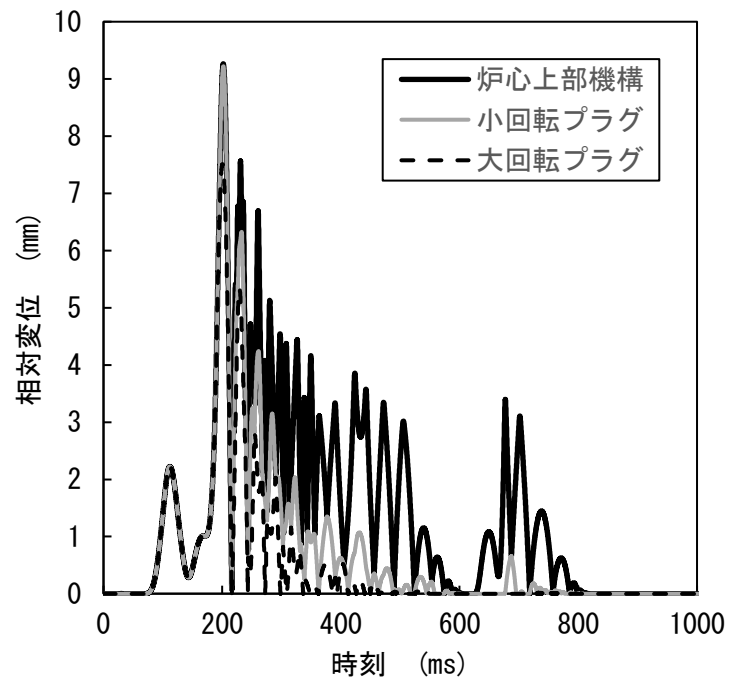


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位
(安全容器内の構造物との間隙：260mm)



(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 1. 1. 26 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 1. 1. 27 図 遮へいプラグの動的応答の解析結果

(e) 格納容器応答過程の解析

前項「(d) 機械的応答過程の解析」により、原子炉容器内から格納容器運転床上へナトリウムが噴出することはないが、本解析では、格納容器の頑健性を確認するために、敢えてナトリウムが噴出すると仮定し、その影響について評価する。

(i) 有効性評価の条件

計算コードCONTAIN-LMRを用いて、噴出ナトリウムの影響評価を行う。主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 第 1.1.28 図に解析体系を示す。格納容器運転床上の内、R501 室の床より上の空間（セル 1）、原子炉容器ピット室（セル 2）及び外気（外部環境：セル 3）を解析対象としている。
- 2) 「(d) 機械的応答過程の解析」において不確かさの影響を考慮したとしても、ナトリウムの格納容器（床上）への噴出は起こらないと評価されたが、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（既許可申請書の仮想事故時の噴出量）のナトリウムが噴出するものと仮定する。
- 3) ナトリウムの燃焼形態として、スプレー燃焼及びプール燃焼をそれぞれ想定し、解析では、評価する燃焼形態が支配的となるような液滴径をそれぞれ設定する。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ことを仮定する。
- 4) 希ガスの核分裂生成物の 100%、揮発性の核分裂生成物の 50%が格納容器運転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して考慮する。
- 5) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考える。
- 6) 水素の発生については、ナトリウムと雰囲気中の湿分またはコンクリート中の水分との反応を考慮する。

(ii) 有効性評価の結果

噴出ナトリウムの影響評価として、①スプレー燃焼、②プール燃焼、③ナトリウム-コンクリート反応についてそれぞれ解析した。主な解析結果を第 1.1.29 図から第 1.1.31 図に示す。

格納容器（床上）の雰囲気の圧力が最高となるのは、スプレー燃焼のケースであり、最高圧力は約 $0.92\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.091\text{MPa}[\text{gage}]$ ）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、同様にスプレー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 $0.77\text{vol}\%$ まで上昇するが、可燃限界濃度の $4\text{vol}\%$ を下回る。即ち、水素燃焼は発生しない。

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

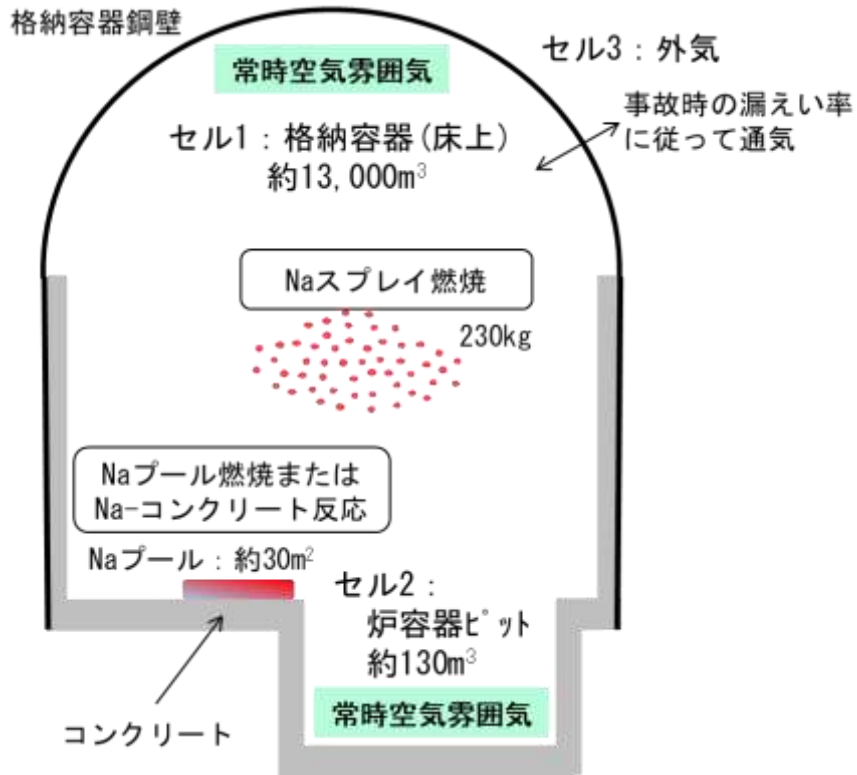
圧力や温度等は設計値を超えないため、格納容器の健全性は維持される。

(iii) 不確かさの影響評価

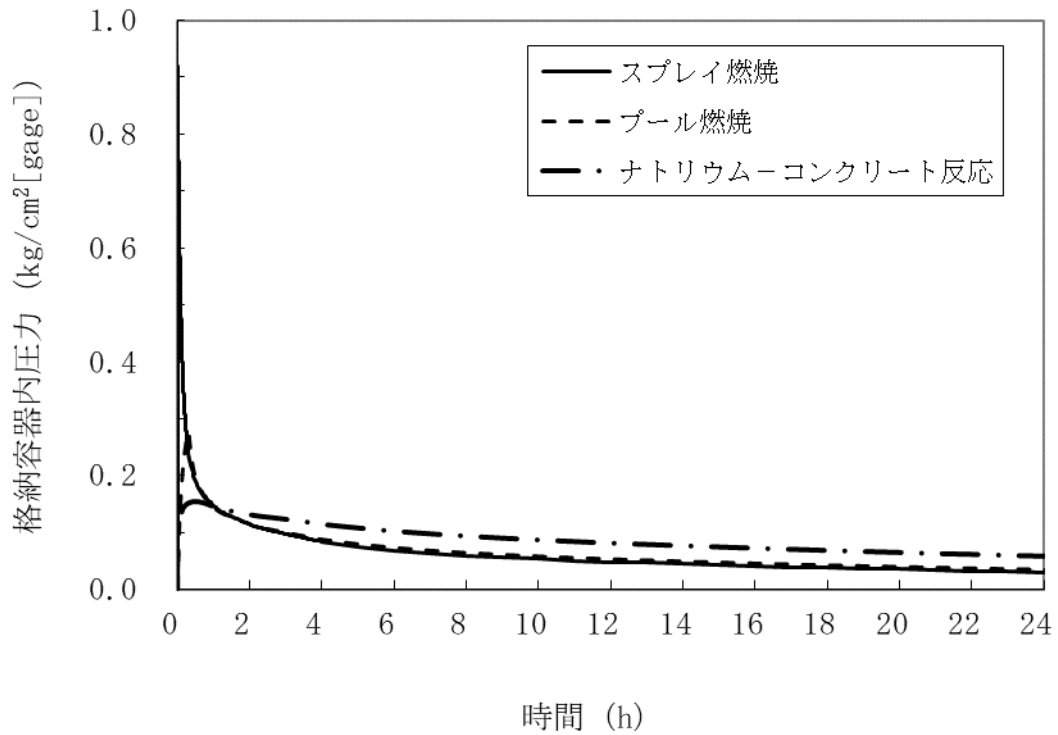
噴出ナトリウムの影響評価における重要現象は「別紙4 1.7 CONTAIN-LMR」の1.7.2に示す通りである。ここで重要現象として抽出されたスプレイ燃焼において、最も影響のある因子はスプレイの液滴径であり、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるような液滴径を入力値として設定していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは次に影響のあるプール広がり面積を選定する。前述の有効性評価では、ナトリウムの表面張力等から算出されるプールの厚み（約1cm）を設定しており、これに対してプール厚みを1/2倍（プール面積を2倍）とした場合の感度解析をナトリウム-コンクリート反応を対象として実施する。一方、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。主な解析結果を第1.1.32図から第1.1.34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いて、崩壊熱増加の影響をみたところ、圧力については変わらず（最高圧力は約0.92kg/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℃）。これは、スプレイ燃焼によって発生する熱量に比べると崩壊熱増加の影響は僅かだからである。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いて、プール面積（反応面積）増加の影響をみたところ、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0.78vol%）、可燃限界濃度の4vol%を下回る。

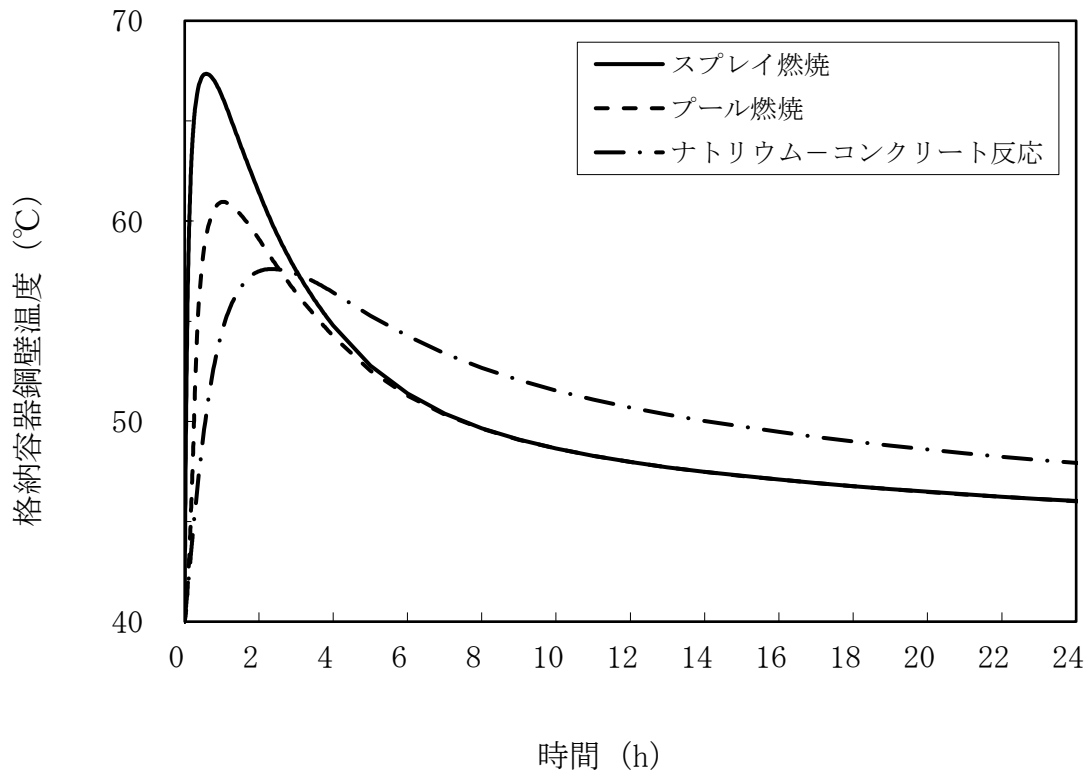
以上より、格納容器（床上）へのナトリウム噴出を仮想した場合の噴出ナトリウムの影響評価において、各種の不確かさの影響を考慮しても、評価項目である格納容器（床上）の最高圧力は変わらず、また、格納容器の鋼壁温度や水素濃度は微増する程度であり、格納容器の健全性は維持される。



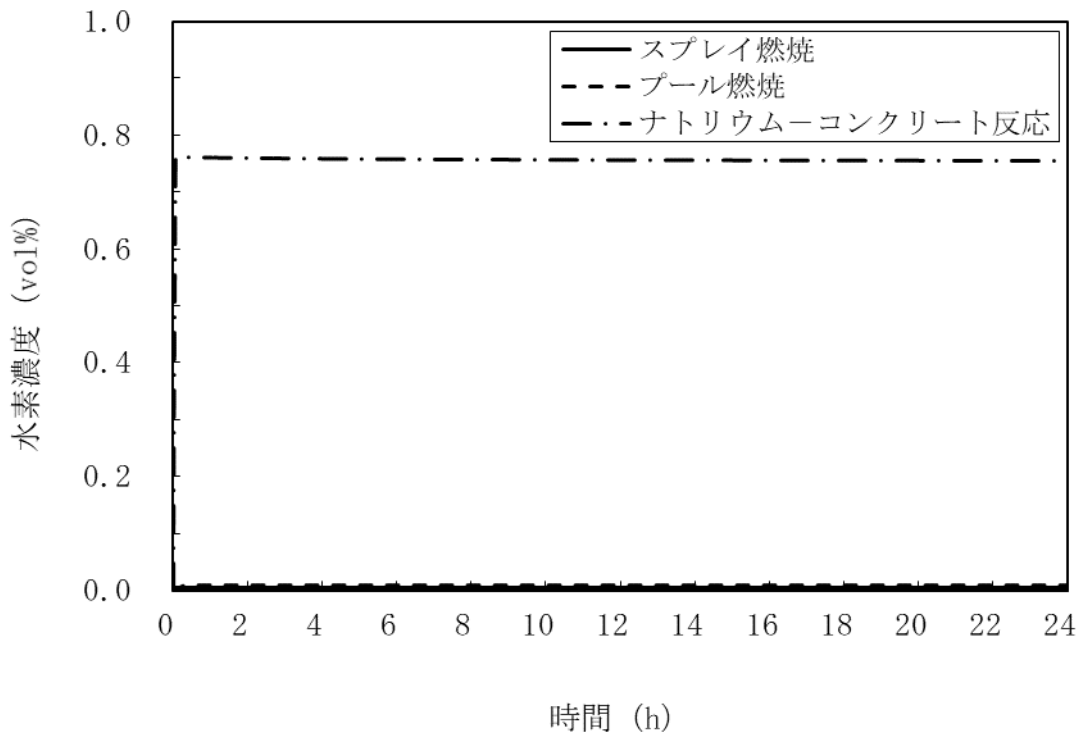
第 1.1.28 図 CONTAIN-LMRによる解析体系



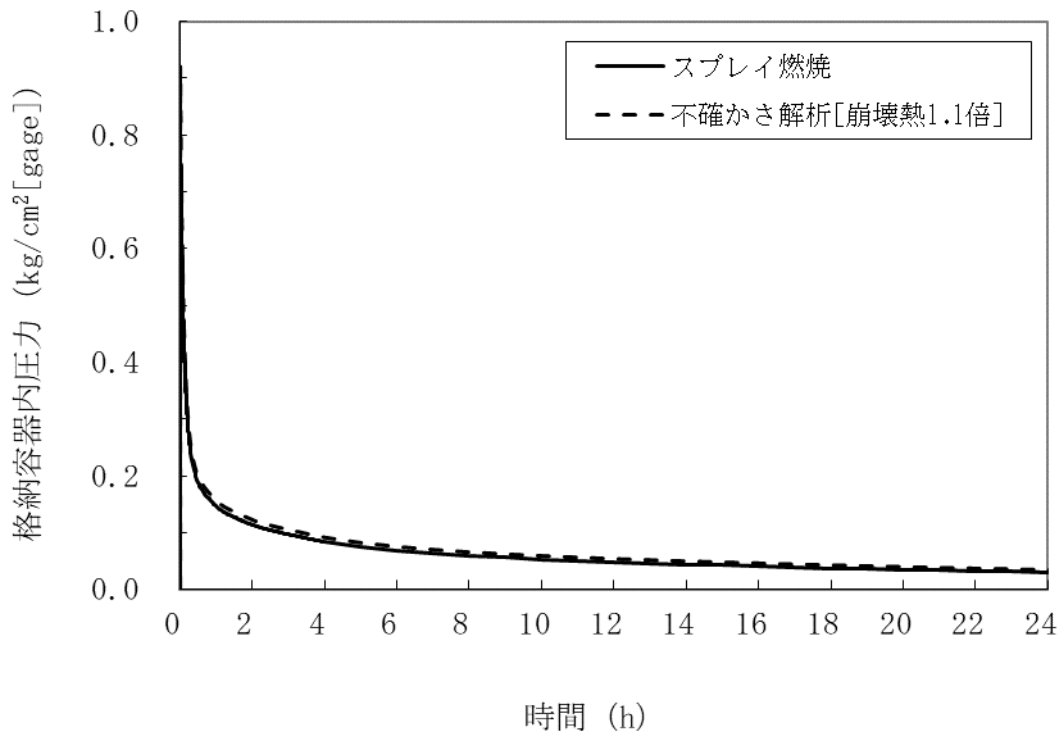
第 1.1.29 図 格納容器内圧力の推移



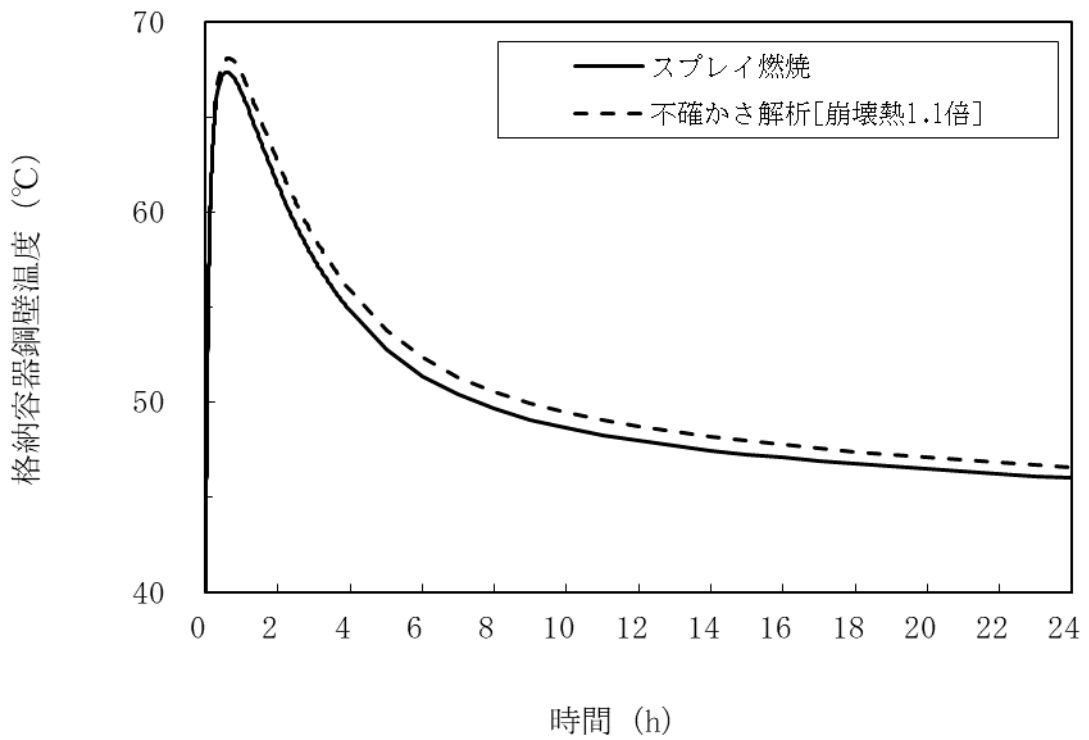
第 1. 1. 30 図 格納容器鋼壁温度の推移



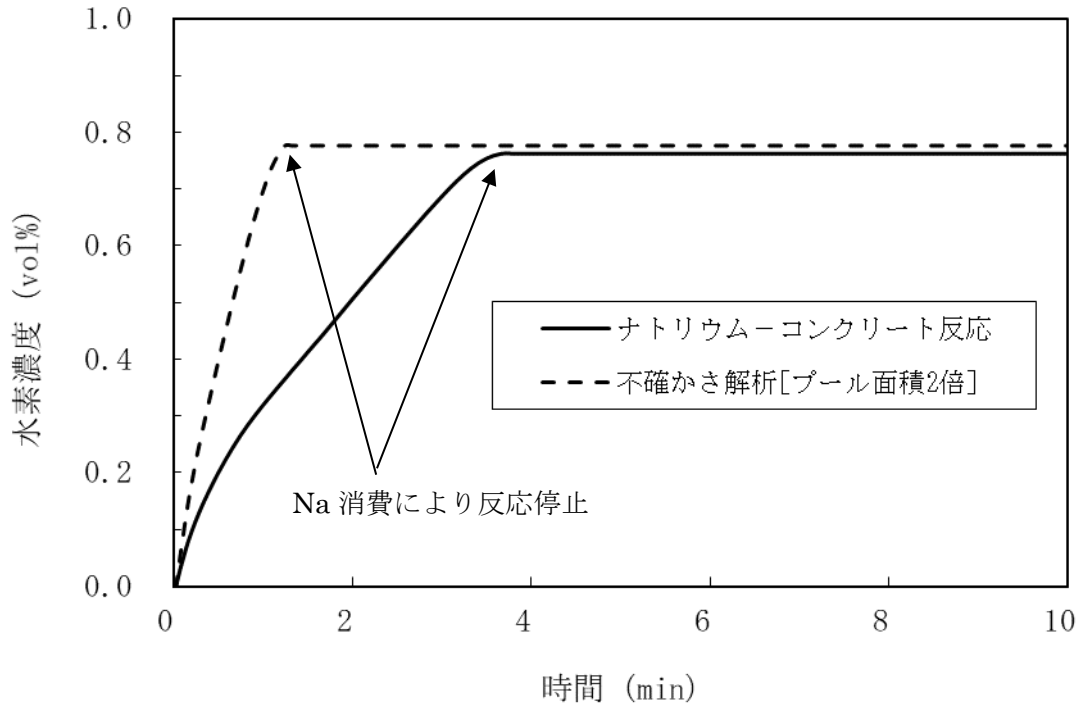
第 1. 1. 31 図 格納容器内水素濃度の推移



第 1. 1. 32 図 格納容器内圧力の推移（不確かさ影響評価）



第 1. 1. 33 図 格納容器鋼壁温度の推移 (不確かさ影響評価)



第 1. 1. 34 図 格納容器内水素濃度の推移 (不確かさ影響評価)
※時間軸を拡大

2. 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)

2.1 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) 概要

本評価事故シーケンスは、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。本評価事故シーケンスでは、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止し、さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

本評価事故シーケンスにおいて、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）がないと仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の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し、これらの措置の有効性評価を行う。

(2) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、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。

- f. 本原子炉施設は低圧システムで、かつ、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉であり、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していること、ナトリウムボイド反応度が負であること等、高い固有の安全特性を有している。また、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、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。
- g. 本評価事故シーケンスに対処するための措置の有効性評価においては運転員等の操作は必要ないため、運転員操作に係る特段の条件を設定する必要はなく、操作時間等の不確かさについても考慮する必要はない。

(3) 資機材

本評価事故シーケンスにおける格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 2.1.1 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。

(4) 作業と所要時間

本評価事故シーケンス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 2.1.2 表に示す。

(5) 格納容器破損防止措置の有効性評価

本事故において、格納容器破損防止措置の有効性評価は、事象の進展ごとに行う。UTOP 時の評価の流れ、評価に使用する計算コードは ULOF と同じである。

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「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） 2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に記載した通りであり、事故の熱的影響及び機械的影響に関わる評価項目はそれぞれ次の 2 点である。

- ① 事故シーケンスが核的に収束した後の原子炉容器内で再配置した炉心物質が長期にわたり安定に保持・冷却できること。また、炉心物質による熱的負荷に対して原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
- ② 事故シーケンスの過程で即発臨界超過により放出されるエネルギーによる機械的負荷に対して原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。また、ナトリウムが格納容器床上へ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。

これらの評価項目のうち、①の熱的影響については再配置・冷却過程の解析により評価する。また、②の機械的影響については機械的応答過程及び格納容器応答過程の解析により評価する。それ以外の過程においては、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータを計算する。例えば、起因過程及び

遷移過程の解析においては、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）への噴出の有無と噴出量を計算する。

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 ULOF に包絡されることが明確である場合にあっては、その時点で有効性評価を行う。

(a) 起因過程の解析

(i) 有効性評価の条件

計算コード S A S 4 A により解析する。主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 初期状態は、「別紙 3 2.1 初期定常運転条件」で述べたように原子炉出力 100MW、1 次主冷却系のホットレグ温度 456℃、コールドレグ温度 350℃とする。また、1 次主冷却系流量は定格流量とする。
- 2) 炉心損傷防止措置のないものと仮定するため、後備炉停止機能を含む全ての原子炉スクラムに失敗するものとする。
- 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、第 2.2.1 図に示すように制御棒引抜き開始から徐々に減少する。この制御棒引抜きによる反応度添加を模擬するように、制御棒引抜き開始から 10 秒までは $3.0\text{¢} / \text{s}$ 、その後徐々に減少し 115 秒で 0 となるように解析条件を設定する。
- 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) 解析対象とする炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心運転サイクル初期（BOC）とする。
- 7) 全集合体を 33 のチャンネル（S A S 4 A チャンネル）で代表させるとともに、「別紙 4 1.2 S A S 4 A」で述べたように、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させる。解析で用いる S A S 4 A チャンネルの配置図及び解析体系は「1.1 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」で示した第 1.1.3 図及び第 1.1.4 図と同様である。
- 8) 照射燃料集合体については、炉心燃料集合体に置き換えて同等の構造及び形状を使用することとするが、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は照射燃料集合体の値を用いることにより、起因過程における炉心全体の挙動を正確に模擬できる（なお、結果として炉心全体の燃料量が多くなるため、後続の遷移過程解析においては熔融燃料の移動による反応度効果を保守的に評価することとなる。）。
- 9) 解析では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ガス保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、評価対象の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) UTOP における燃料の破損条件に関しては、過渡過出力型の CABRI 炉内試験から、「常陽」のように高いスミア密度の燃料においても断面溶融割合が 20%程度以下では破損に至らないことが分かっている。他方、破損時の燃料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えられることも考慮し、保守的に断面溶融割合 20%で破損することとする。

(ii) 有効性評価の結果

起因過程の解析結果を第 2.1.2 図および第 2.1.3 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、原子炉をスクラムしないまま制御棒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。燃料温度はさらに上昇を続け、燃料の中心部は溶融し、出力と燃焼度が共に高いチャンネル（第 1.1.3 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、被覆管の昇温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。その間の約 30 秒間の起因過程の範囲では炉心は出力と燃焼度が共に高い 2 チャンネル（炉心燃料集合体数：2）の損傷にとどまる。

起因過程においては、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、起因過程においては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、指標としての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する。

以上のように、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、反応度及び出力の上昇は緩慢で、部分的な炉心損傷の状態で後続の遷移過程に移行する。

(iii) 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は、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要がある。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、「別紙 4 1.2 SAS4A」にその抽出結果を示すとおりである。この内、計算コードのモデルに関する不確かさとしては、FP 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以下の通り

設定する。

- 1) FP ガス保持量：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移動の駆動力となる FP ガス圧力の効果を無視する。
- 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 $4.2\phi/s$ 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、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。

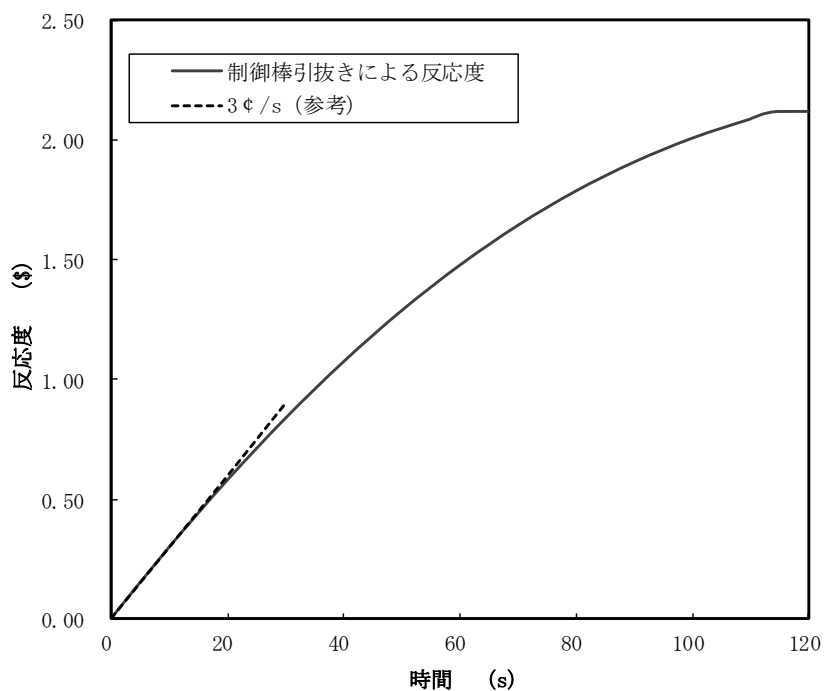
起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度に最も大きな影響を与える不確かさは制御棒引抜き反応度の不確かさであった。反応度は基本ケースの最大約 0.2ϕ に対して、制御棒引抜き反応度の不確かさを考慮した解析ケースでは最大約 0.3ϕ と大きな差はなく即発臨界 (1.0ϕ) を超えることはなかった。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は反応度及び出力の上昇は緩慢であり、その結果、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

第2.1.1表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

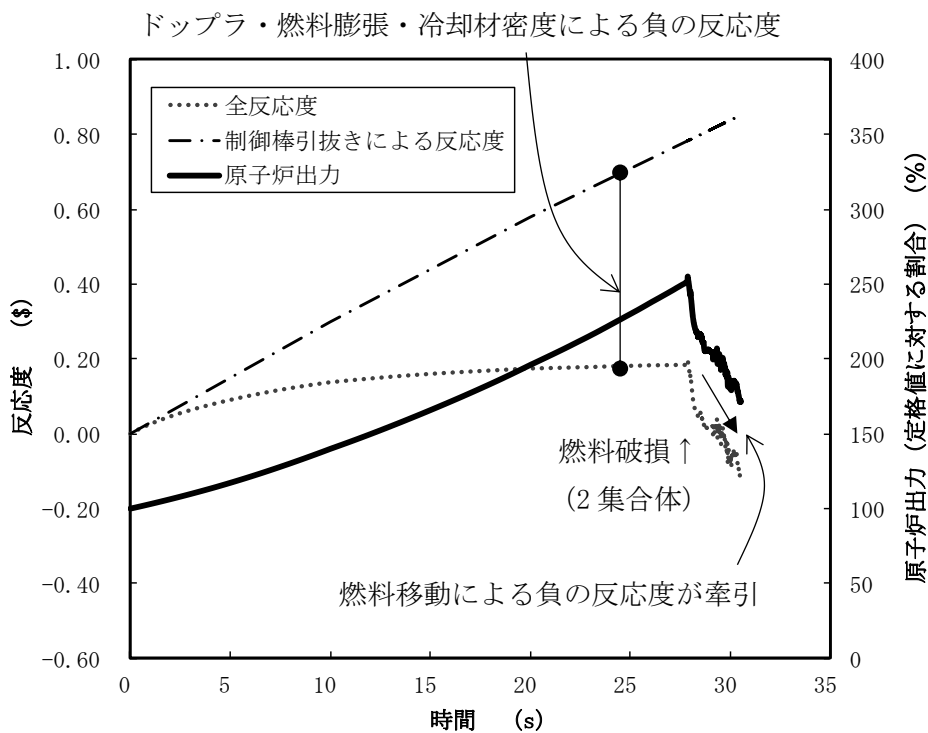
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉容器内冷却確認	・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、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. 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

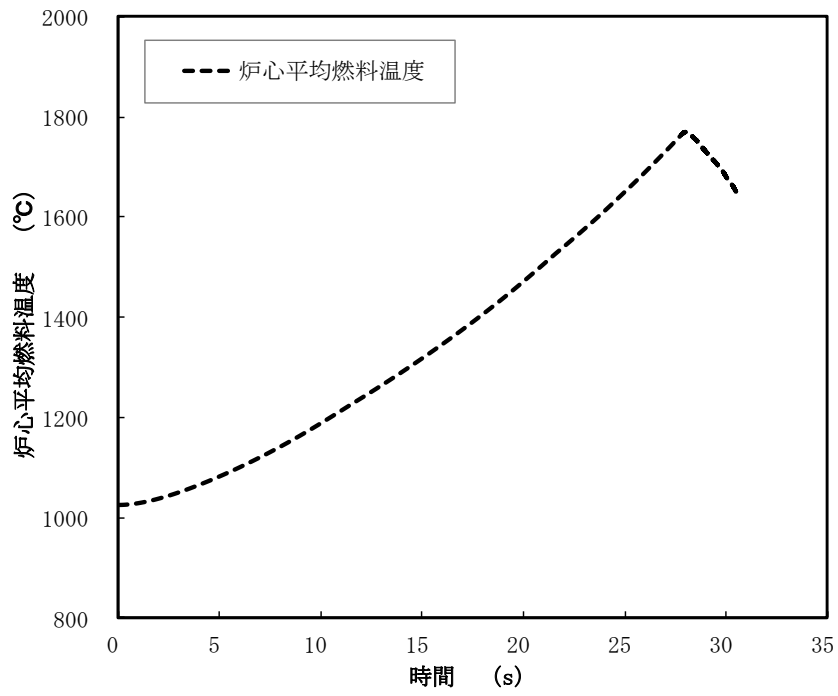
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生の判断(「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																
格納容器破損防止措置	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																
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認																
			・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。 ・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。 ・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。 ・「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. 1. 1 図 制御棒の引抜きにより投入される反応度



第 2. 1. 2 図 起因過程における出力及び反応度履歴



第 2. 1. 3 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴

(b) 遷移過程の解析

(i) 有効性評価の条件

計算コード S I M M E R - I V により解析する。第 2.1.5 図および第 2.1.6 図に S I M M E R - I V による解析体系及び初期物質分布を示す。

- 1) 遷移過程解析は、起因過程の基本ケース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引き継いだ。接続のタイミングは S A S 4 A の適用限界であるラップ管破損の直前とした。
- 2) 流体力学モデル、核計算モデルの主なオプションは ULOF 解析と同様のオプションを用いた。
- 3) 原子炉容器内、B 型及び C 型照射燃料集合体、並びに燃料流出経路のモデル化も ULOF 解析と同様のモデル化を行った。
- 4) 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冷却材流量を再現するための圧力境界条件を与え、各燃料集合体の入り口には定格時の流量を再現できるようにオリフィス圧力損失係数を与える。
- 5) UTOP では最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が引抜かれ、それによる反応度添加率は約 $3\text{¢}/\text{s}$ である。遷移過程で投入する反応度は第 2.1.7 図のとおりである。

(ii) 有効性評価の結果

遷移過程の初期には大半の燃料集合体は健全状態にあり、一方で制御棒の引抜きによる反応度の印加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、出力レベル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。遷移過程の解析結果である反応度と出力の履歴を第 2.1.8 図から第 2.1.10 図に示す。

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（UTOP 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、反応度と出力は減少し、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。UTOP 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 -30¢ を下回り、核的な事象推移は終息する。このときの炉心平均燃料温度の最大値は約 $2,820^{\circ}\text{C}$ である。

UTOP 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 ULOF 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ことにある。

(iii) 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は、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要がある。事故の機械的影響については、評価項目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代表的指標である炉心平均燃料温度の計算に関わる重要現象については、「別紙 4 1.3 S I M M E R - I V 及び S I M M E R - I I I」にその抽出結果を示すとおりである。

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。UTOP の基本ケース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 (UTOP 開始から約 70 秒) が経過し、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そのまま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ととする。

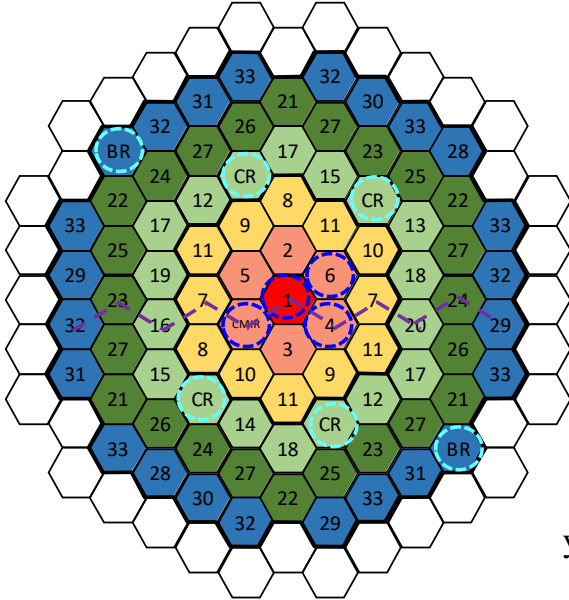
UTOP の遷移過程において炉心平均燃料温度の上昇が起こる原因は大規模な燃料凝集の発生によるものである。この燃料凝集を駆動する要因は局所的な蒸気圧等の発生であるが、UTOP においては定格時流量が維持されていることから、破損した燃料集合体、LGT、反射体及び炉心上下端から炉心へとナトリウムが流入しやすい。このため、UTOP の遷移過程では炉心でナトリウム蒸気圧が頻繁に発生することとなり、FCI の効果を保守側に評価すると燃料分散と燃料凝集の双方を促進することとなり、ULOF に比べてその明確な影響は現れない。このことから、UTOP の遷移過程の不確かさの影響評価では起因過程の基本ケースを引き継いで、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、ULOF の場合と同様に、ここでは 2 次元計算コード S I M M E R - I I I により解析する。第 2.1.11 図に S I M M E R - I I I による 2 次元円筒座標解析体系の全体図を示す。LGT、B 型及び C 型照射燃料集合体は基本ケースと同様に炉心での同一リング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。「常陽」の設計に準じて、集合体下部の冷却材入り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。

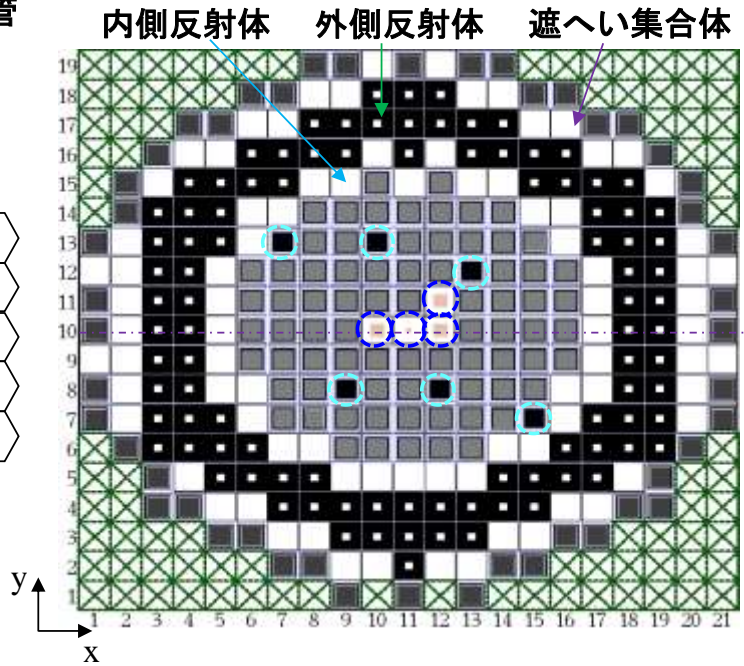
解析における反応度、出力、炉心平均燃料温度履歴を第 2.1.12 図から第 2.1.14 図に示す。炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過するが、炉心平均燃料温度の最大値は約 4,300°C であった。本事象では定格時の 1 次冷却材流量が確保され、燃料凝集が生じる時の炉心損傷領域が ULOF に比べて小さくなり、燃料凝集が制限されることから、ULOF に比べて炉心平均燃料温度の最大値が低くなる。

○: 制御棒下部案内管及び
後備炉停止制御棒下部案内管

⊠: 計算除外セル



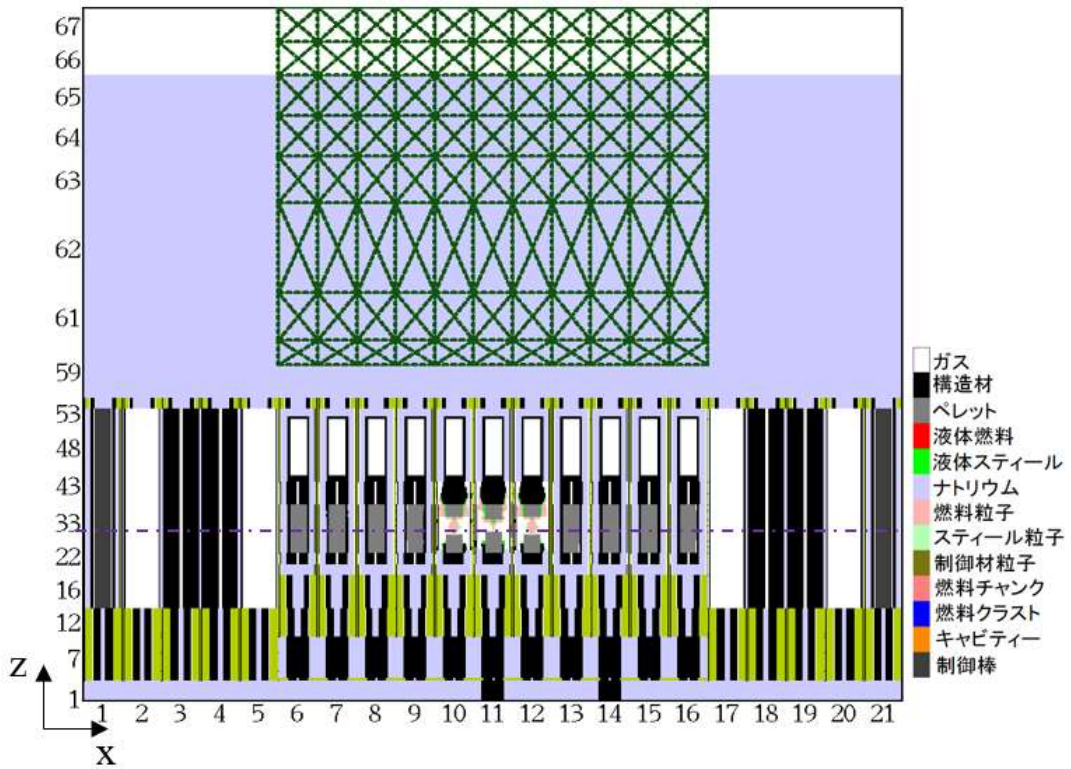
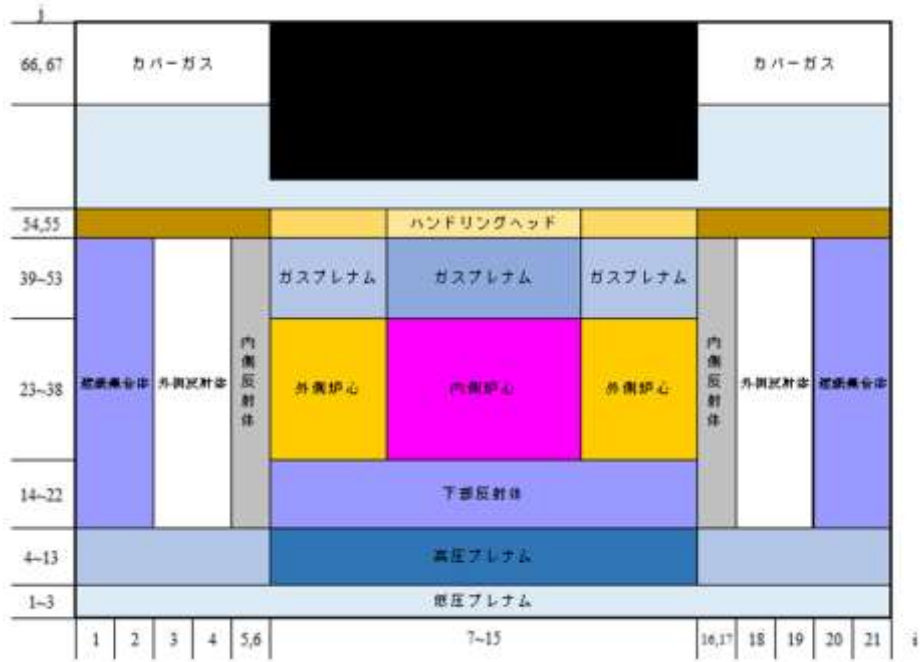
「常陽」炉心構成



SIMMER-IV計算体系：炉心水平断面図

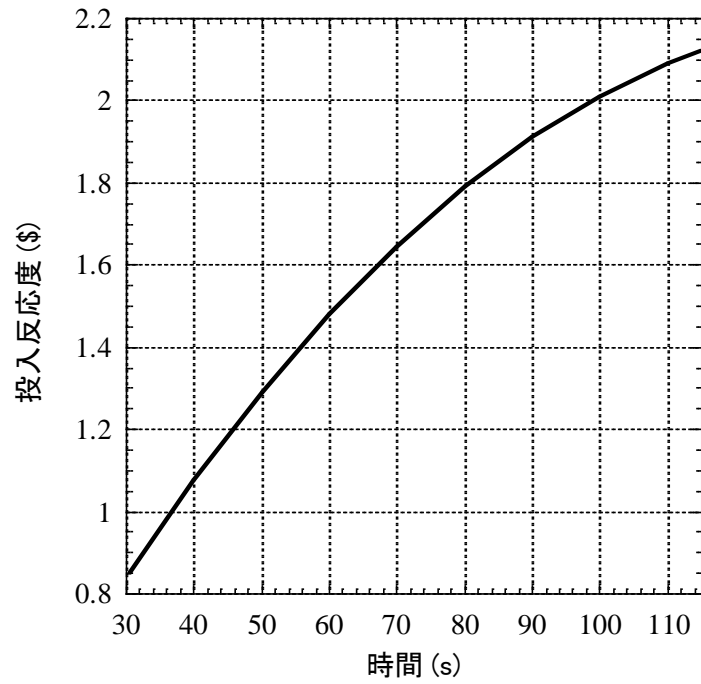
※ 炉心構成図内の数値は起因過程解析におけるチャンネル番号であり、CMIR は第 2 リングの集合体出力平均値に最も近い 4 番として評価する。破線青丸が起因過程で損傷した燃料集合体。炉心構成図における紫破線は SIMMER-IV 計算体系の炉心水平断面図における紫一点破線にて表現される。また、紫一点破線は第 2.1.6 図の鉛直断面取得位置である。

第 2.1.5 図 「常陽」の炉心構成と SIMMER-IV による遷移過程初期条件分布の水平断面図

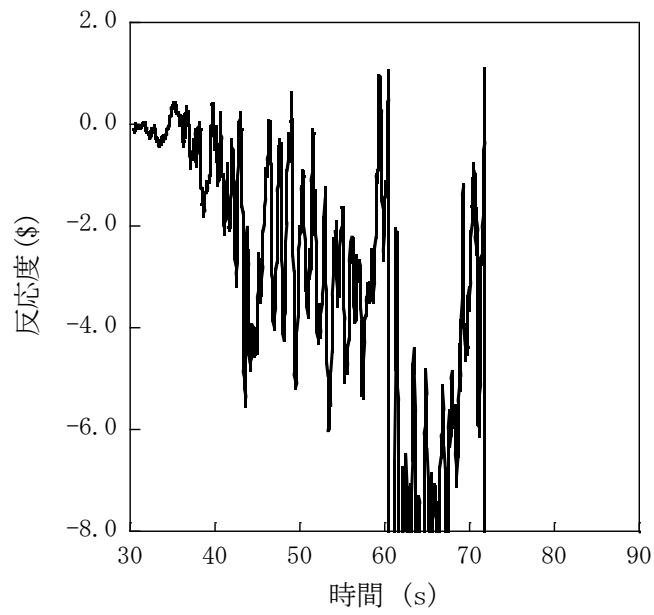


※ 一点破線は第 2.1.5 図の水平断面取得位置

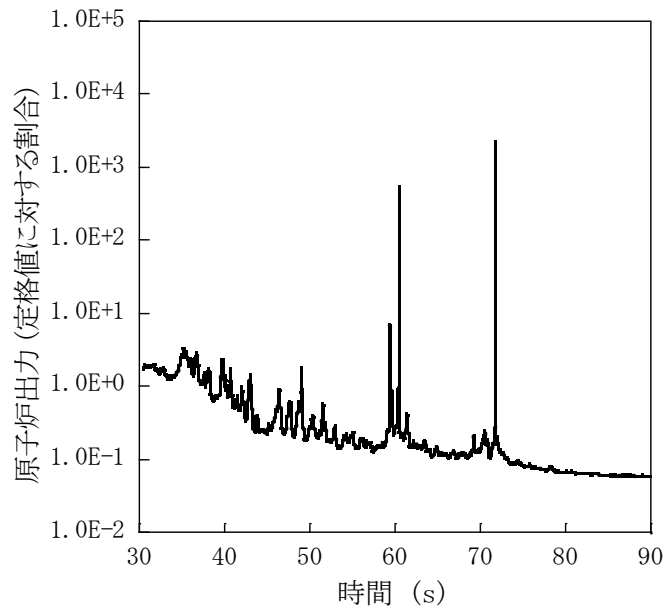
第 2.1.6 図 SIMMER-IVによる遷移過程解析体系の領域構成（上）と初期条件分布の鉛直断面図（下）



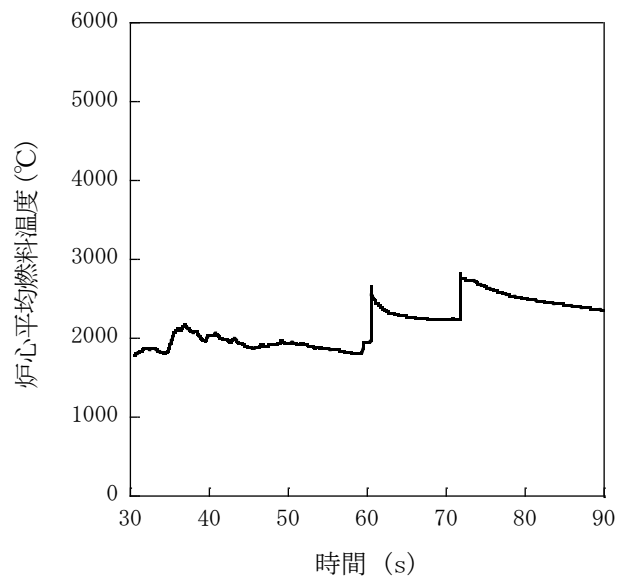
第 2.1.7 図 遷移過程での投入反応度



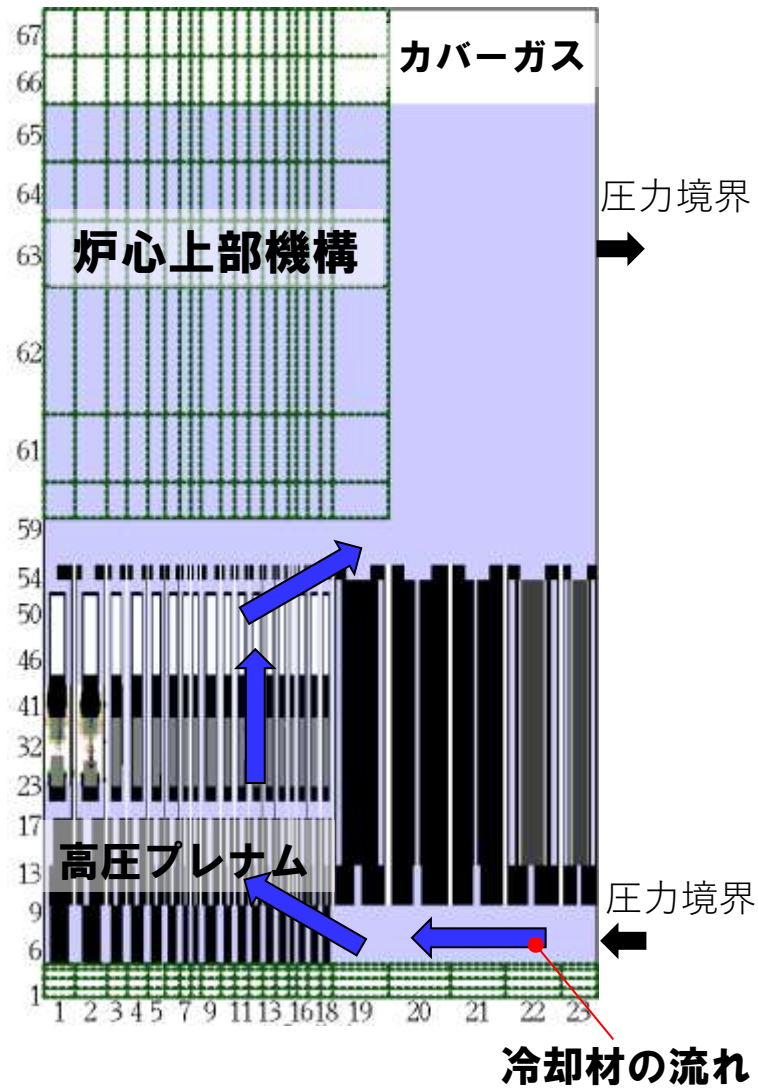
第 2.1.8 図 基本ケースにおける反応履歴



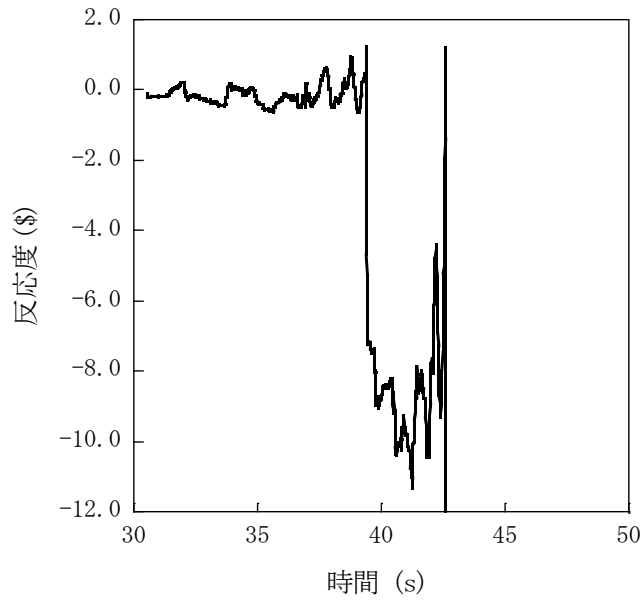
第 2. 1. 9 図 基本ケースにおける出力履歴



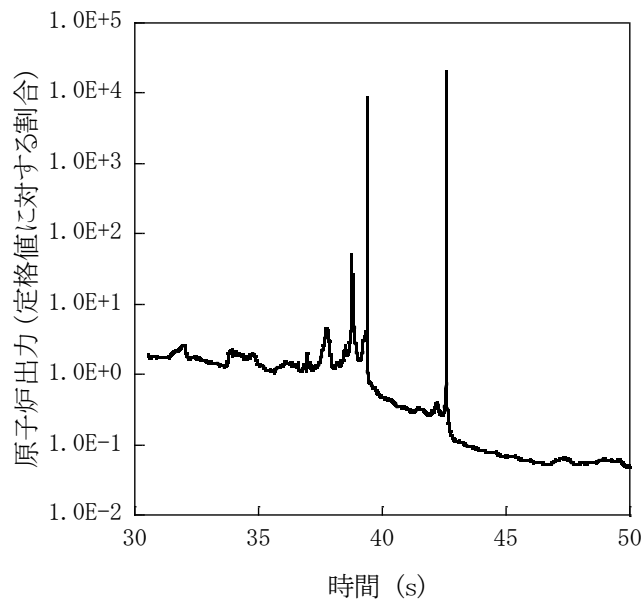
第 2. 1. 10 図 基本ケースにおける炉心平均燃料温度履歴



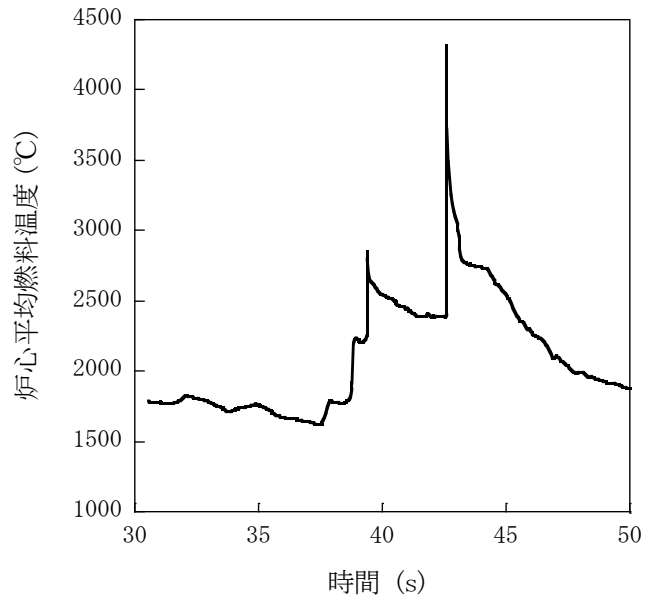
第 2.1.11 図 S I M M E R - III による U T O P 遷移過程解析体系全体図



第 2. 1. 12 図 燃料スロッシングを最大限考慮したケースにおける反応度履歴



第 2. 1. 13 図 燃料スロッシングを最大限考慮したケースにおける出力履歴



第 2. 1. 14 図 燃料スロッシングを最大限考慮したケースにおける炉心平均燃料温度履歴

(c) 格納容器破損防止措置の有効性評価のまとめ

これまでの起因過程及び遷移過程の評価から、本事象で発生する熱エネルギーは不確かさを考慮しても約 4,300°C以下である。これは「1.1 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 (ULOF)」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、遮へいプラグの応答及びナトリウム噴出量は ULOF の解析結果に包絡される。ULOF の評価において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、本事象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、本事象では ULOF よりも多くの 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燃料及び炉心残留燃料の冷却も ULOF に比べて容易である。ULOF の評価において炉心残留燃料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が示されていることから、本事象においても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. 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

3.1 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) 概要

本評価事故シーケンスは、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。本評価事故シーケンスでは、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、本評価事故シーケンスでは、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより炉心の著しい損傷を防止する。さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定して後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定して後備炉停止系用論理回路を整備する。ここでは、この炉心損傷防止措置が機能しないとした場合における格納容器破損防止措置の有効性評価を行う。

(2) 格納容器破損防止措置

- a. 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
- b. 1次主冷却系強制循環、2次主冷却系自然循環による炉心冷却

(3) 資機材

本評価事故シーケンスにおける格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 3.1.1 表に示す。

(4) 作業と所要時間

本評価事故シーケンス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 3.1.2 表に示す。

(5) 格納容器破損防止措置の有効性評価

ULOHS の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ことが予備的な解析で明らかとなっている。このため、「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） 2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に記載した評価項目のうち、「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。」を評価項目とする。

(i) 有効性評価の条件

計算コードSuper-COPDにより解析をする。主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 初期状態は、「別紙 3 2.1 初期定常運転条件」で述べたように原子炉出力 100MW、1次主冷却系のホットレグ温度 456℃、コールドレグ温度 350℃とする。
また、1次主冷却系流量は定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²/℃とする。
- 3) 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。
- 6) 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信に失敗するものとする。
- 7) 代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の信号発信にも失敗するものとする。
- 8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。

(ii) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの解析結果を第 3.1.1 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℃に到達するが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、両者共に約 550℃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℃及び約 480℃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。

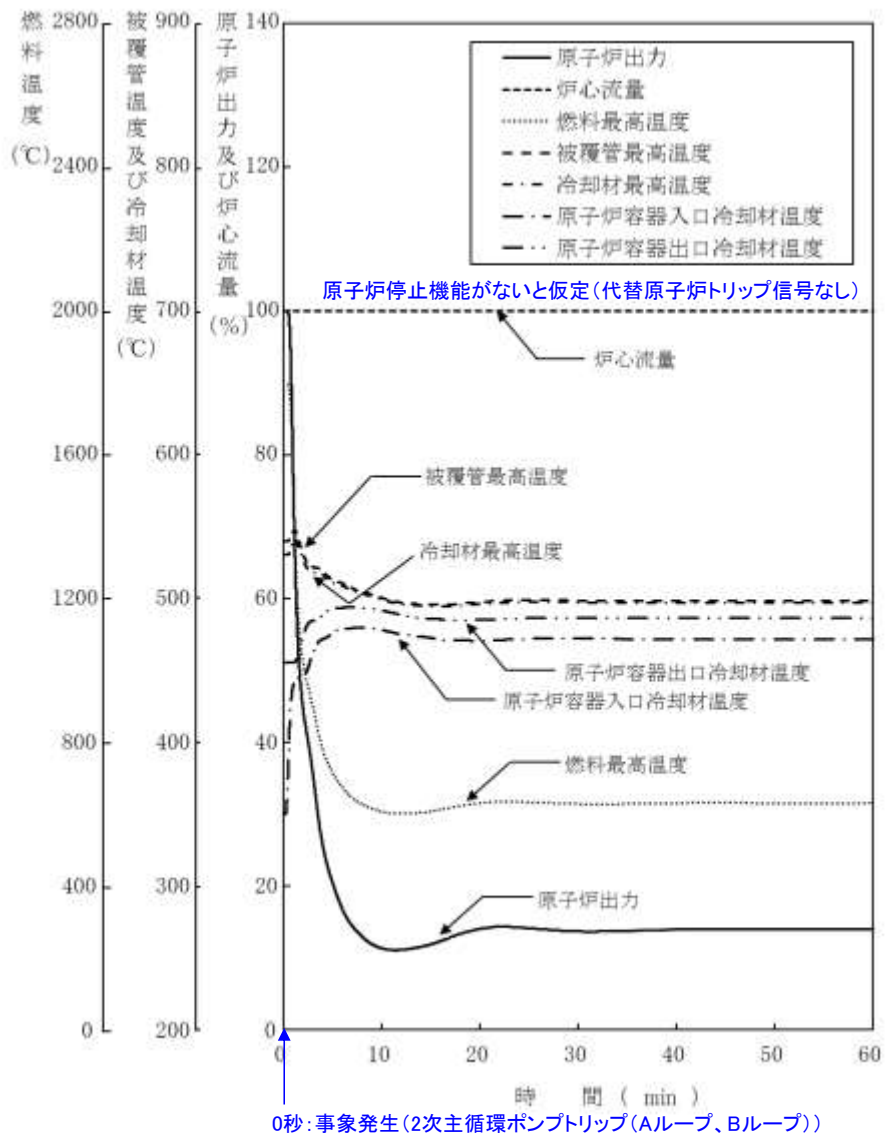
なお、本評価シーケンスの収束は評価項目との比較により合理的に判断できるものの、その状態は比較的高温での安定静定状態である。この間に、運転員が手動による制御棒挿入操作を行うことにより、低温の安定静定状態に導くことができる。また、運転員による手動操作によっても、何らかの原因により制御棒が挿入されない場合は、自主対策設備を用いて、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させることにより、制御棒を炉心に挿入し原子炉を低温の安定静定状態へ移行させるように努める。

第 3.1.1 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 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 3. 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
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar from 5 to 60]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart bar from 5 to 10]																・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	[Gantt chart bar from 10 to 60]																・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。
	運転員A	1 ・原子炉出力低下確認	[Gantt chart bar from 10 to 60]																・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。
	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart bar from 10 to 60]																・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。



第 3.1.1 図 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事象進展
(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)

(6) 不確かさの影響評価

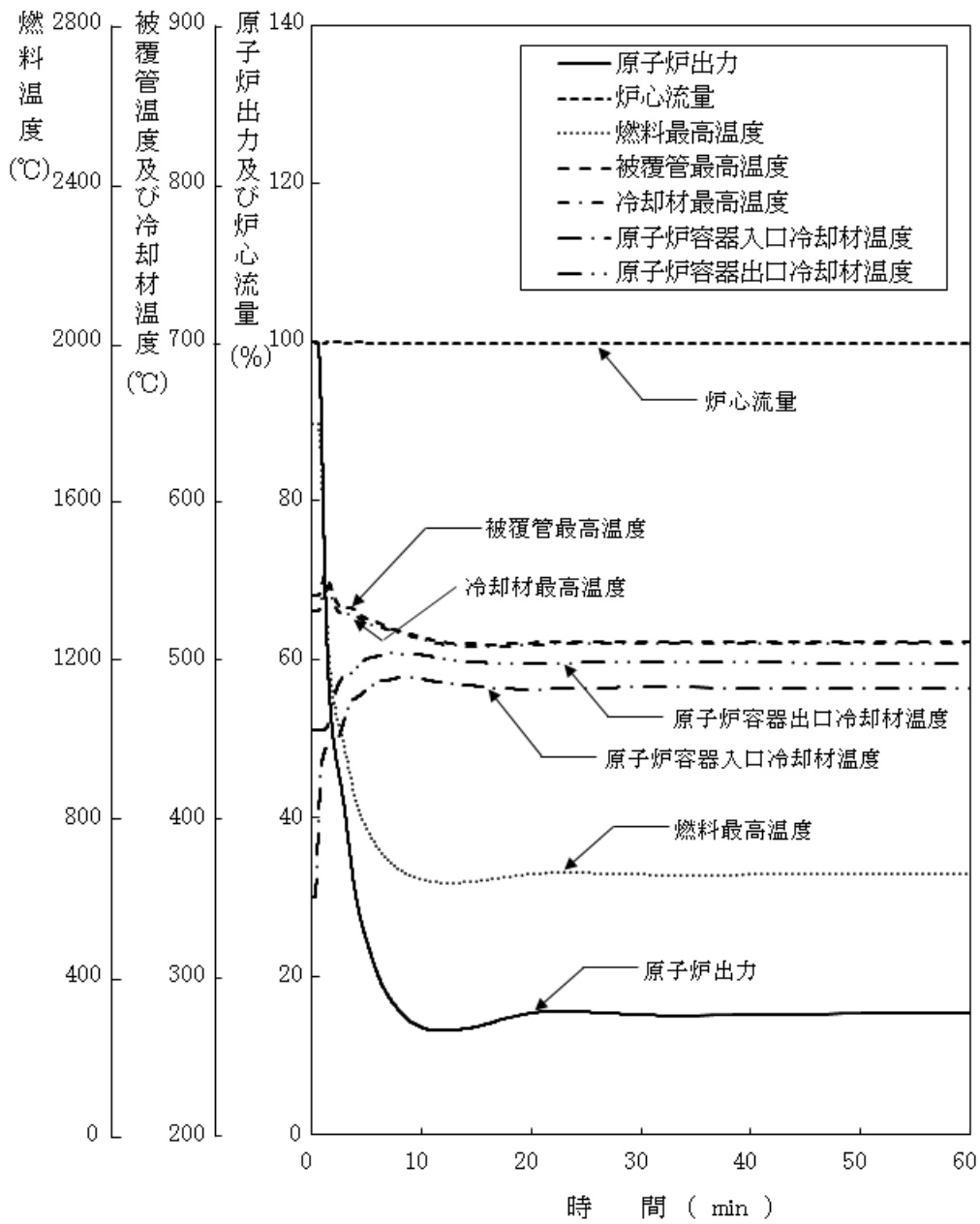
有効性評価における不確かさについては、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要があるが、この内、計算コードの不確かさの影響は、「別紙 4 1.1 Super-COPD」で述べたとおり、小さいと判断できるため、ここでは解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本事故シーケンスの評価においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

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。

不確かさを考慮した解析結果を第 3.1.2 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「(5) 格納容器破損防止措置の有効性評価」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「(5) 格納容器破損防止措置の有効性評価」の解析とほとんど変わらず約 550℃となり、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「(5) 格納容器破損防止措置の有効性評価」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共に約 10℃高く、それぞれ約 510℃及び約 490℃となり、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 3.1.2 図 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
重畳事故における事象進展

(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 (感度解析結果))

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)

4.1 1次冷却材漏えい (2箇所) 事故

(1) 概要

本評価事故シーケンスは、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次主冷却系又は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。ここでは、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。

本評価事故シーケンスでは、補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却機能がないと仮定した場合、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、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、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリ内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) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、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、炉心の著しい損傷に至る可能性がある事故の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(セラミックファイバー)及びヒートシンク材(アルミナ)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の量を低減する。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。

(3) 資機材

本評価事故シーケンスにおける格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.1.1 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。

(4) 作業と所用時間

本評価事故シーケンス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 4.1.2 表に示す。

(5) 格納容器破損防止措置の有効性評価

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解析する。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 により解析する。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ぶ。

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「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） 2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に記載した通りであり、事故の熱的影響及び機械的影響に関わる評価項目はそれぞれ次の 4 点である。

- ① 安全容器内に流出したナトリウムや損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。
- ② 安全容器の健全性が維持できること。
- ③ 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。
- ④ 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響等に対して、格納容器の健全性が維持できること。

これらの評価項目のうち、③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について評価する必要はない。

また、④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。

以上のことから、①及び②の評価項目に照らして、炉内事象過程及び炉外事象過程の解析により評

価する。

(a) 炉内事象過程の解析

(i) 有効性評価の条件

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さら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評価した。

- 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 42mm^2 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を高め評価するため、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、蒸発挙動を計算し、蒸発による液位低下を評価する。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計算する。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、格納容器応答過程では蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気下の格納容器（床下）に流出するものとする。

(ii) 有効性評価の結果

原子炉容器内の事象推移の計算結果を第4.1.1図及び第4.1.2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°C 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。

(iii) 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評価し、後続の炉外事象過程移行時の発熱条件を計算している。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、炉内事象過程での解析結果に対する不確かさの影響評価は不要である。

(b) 炉外事象過程の解析

(i) 有効性評価の条件

計算コードFLUENT等により解析する。主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 第4.1.3図にFLUENTによる解析体系を示す。第4.1.4図に境界条件を示す。本解析では、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、安全容器に保持される損傷炉心物質に初期の崩壊熱（240kW）を設定して定常解析を実施する。その後、炉心崩壊熱の推移に従って過渡解析を実施する。
- 2) 炉心が損傷し原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質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、原子炉容器底部を熔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。
- 3) 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。
- 4) 崩壊熱は、炉心が損傷する過程において、燃料の損傷・熔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からの崩壊熱を除いた値を用いる。また、安全容器内での損傷炉心物質の冷却性について保守的に評価するため、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）を有した状態で損傷炉心物質が安全容器内に移行し、その後崩壊熱が減衰するものとする。
- 5) 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を継続し、安全容器外面冷却による除熱を実施するものとする。このとき、窒素ガスが安全容器下部の流入孔から流入するものとする。
- 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評価するため、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を行い、それにより求められた温度条件及び損傷炉心物質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。

(ii) 有効性評価の結果

炉外事象過程の解析結果について、崩壊熱が最も高い条件 (240kW) となる時刻 0 秒での定常解析結果における安全容器底板の径方向温度分布及び安全容器胴の軸方向温度分布を第 4.1.5 図及び第 4.1.6 図にそれぞれ示す。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 4.1.5 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 4.1.5 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 4.1.6 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 4.1.6 図の縦軸が 0 の位置) から約 1.5m 近傍で最も温度が高くなり、それ以降は温度が低下する。

第 4.1.7 図及び第 4.1.8 図に代表的な解析結果として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の時間変化について示す。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°C となり、設計温度 (450°C) を超えることはなかった。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°C 及び約 530°C となった。また、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約 350°C 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【後日提示】。

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。

(iii) 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、影響が大きいのは、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した。この結果、第4.1.9図の安全容器底板の径方向温度分布及び第4.1.10図の安全容器胴の軸方向温度分布から、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℃となり、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ァイトの最高温度は約680℃となった。また、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。

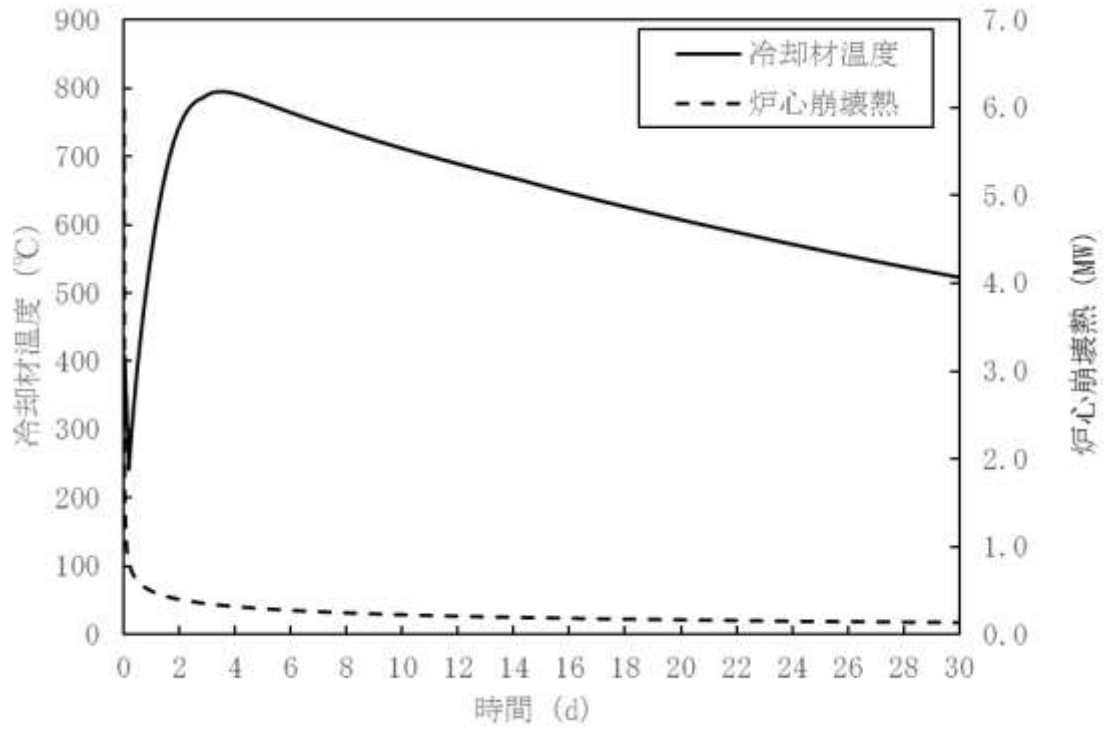
以上のことから、不確かさの影響を考慮しても安全容器に係る評価項目への影響は小さく、評価項目を満足することから、安全容器の健全性が確保される。

第 4.1.1 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

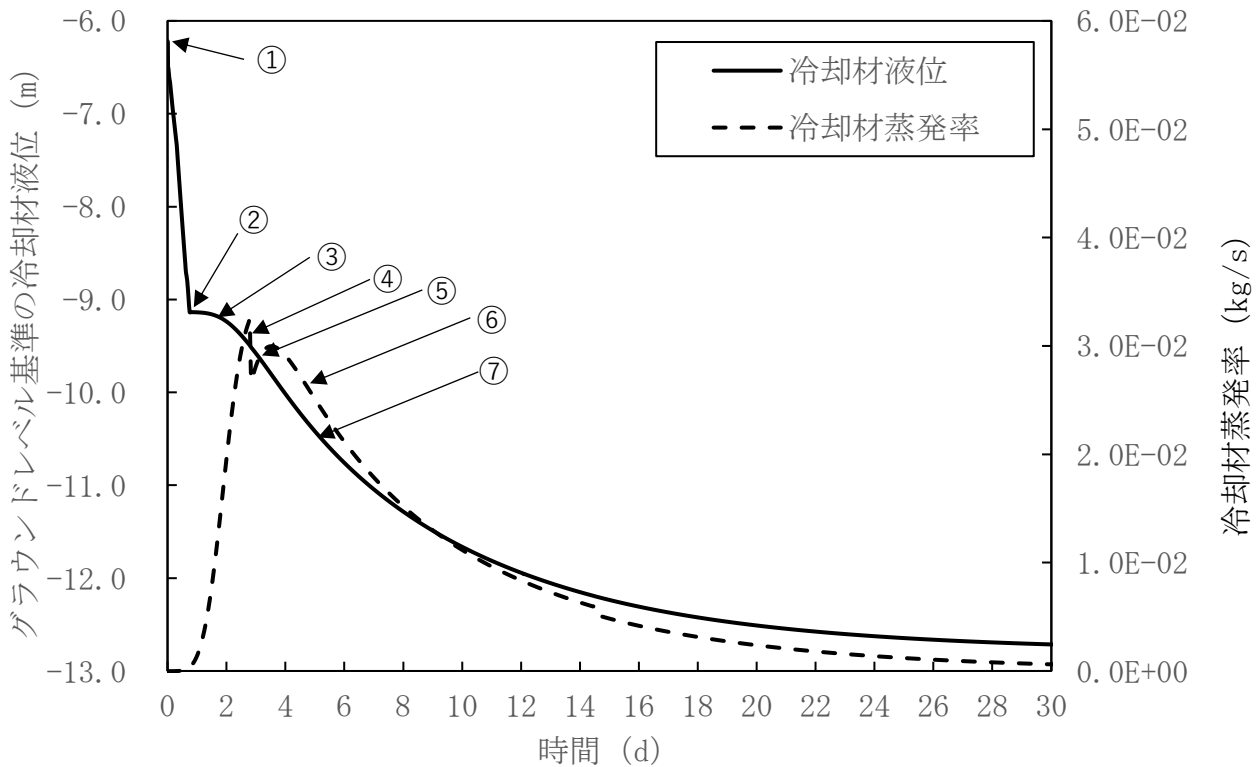
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材 バウンダリが高压 に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温及び蒸発が 生じた場合、原子炉冷却材バウ ンダリが高压に至ると判断す る。	—	—	①関連するプロセス計装
1次アルゴンガス系 安全板より、 ナトリウム蒸気を 格納容器（床下） に放出	・1次アルゴンガス系安全板よ り、ナトリウム蒸気が格納容器 （床下）に流出することを確認 する。	①断熱材及び ヒートシンク材	—	①関連するプロセス計装
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容器 内温度高」、「格納容器内床上線 量率高」により、原子炉保護系 （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 4. 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	20	30	60	5時間	1日	5日	10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(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生(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压に達すると判断 ▽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压に至ることの判断	[Shaded 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	[Shaded 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	[Shaded 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	[Shaded 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	[Shaded 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 4.1.1 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）



・主な事象推移

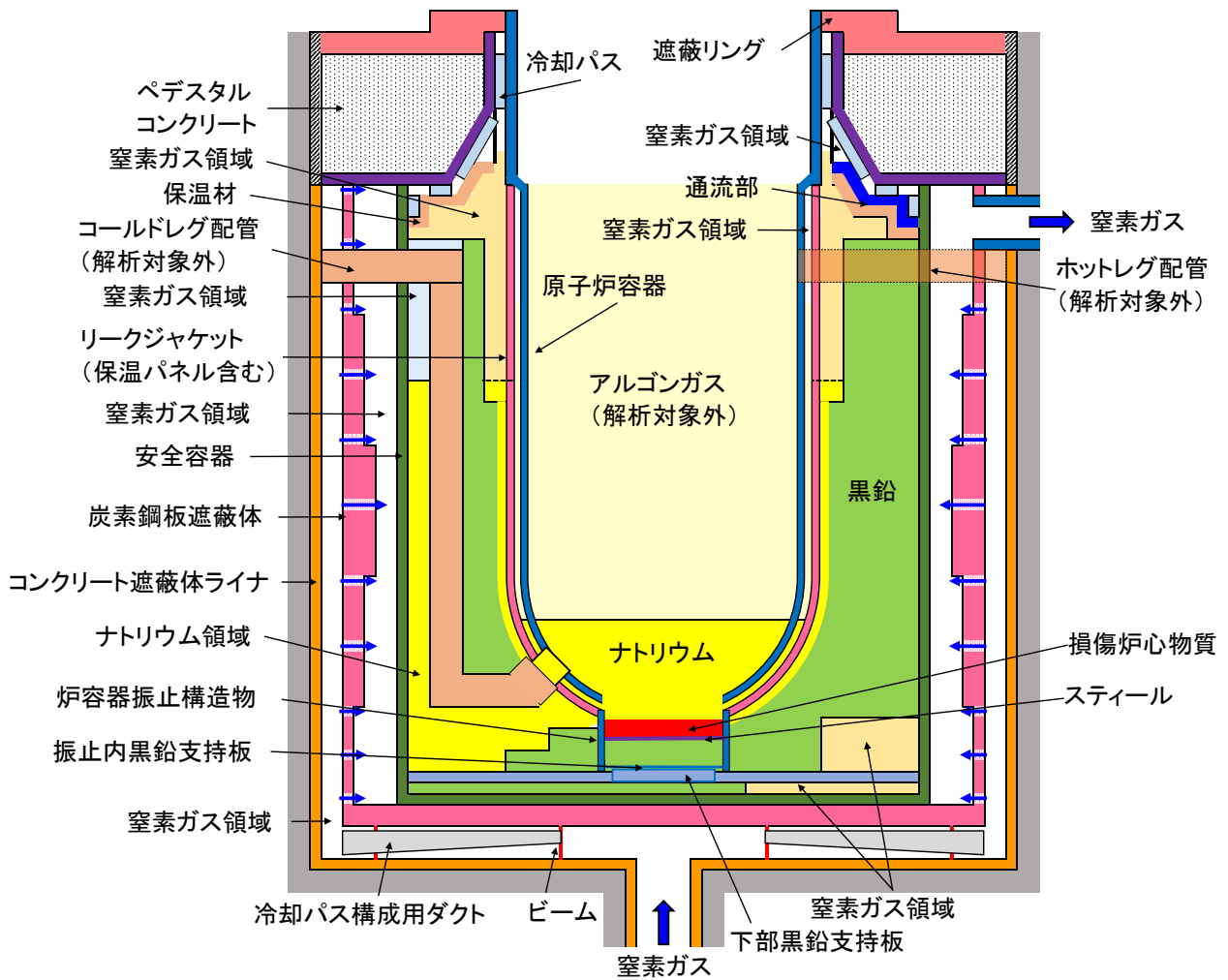
＜異常事象＞

- ① 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、配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えい。

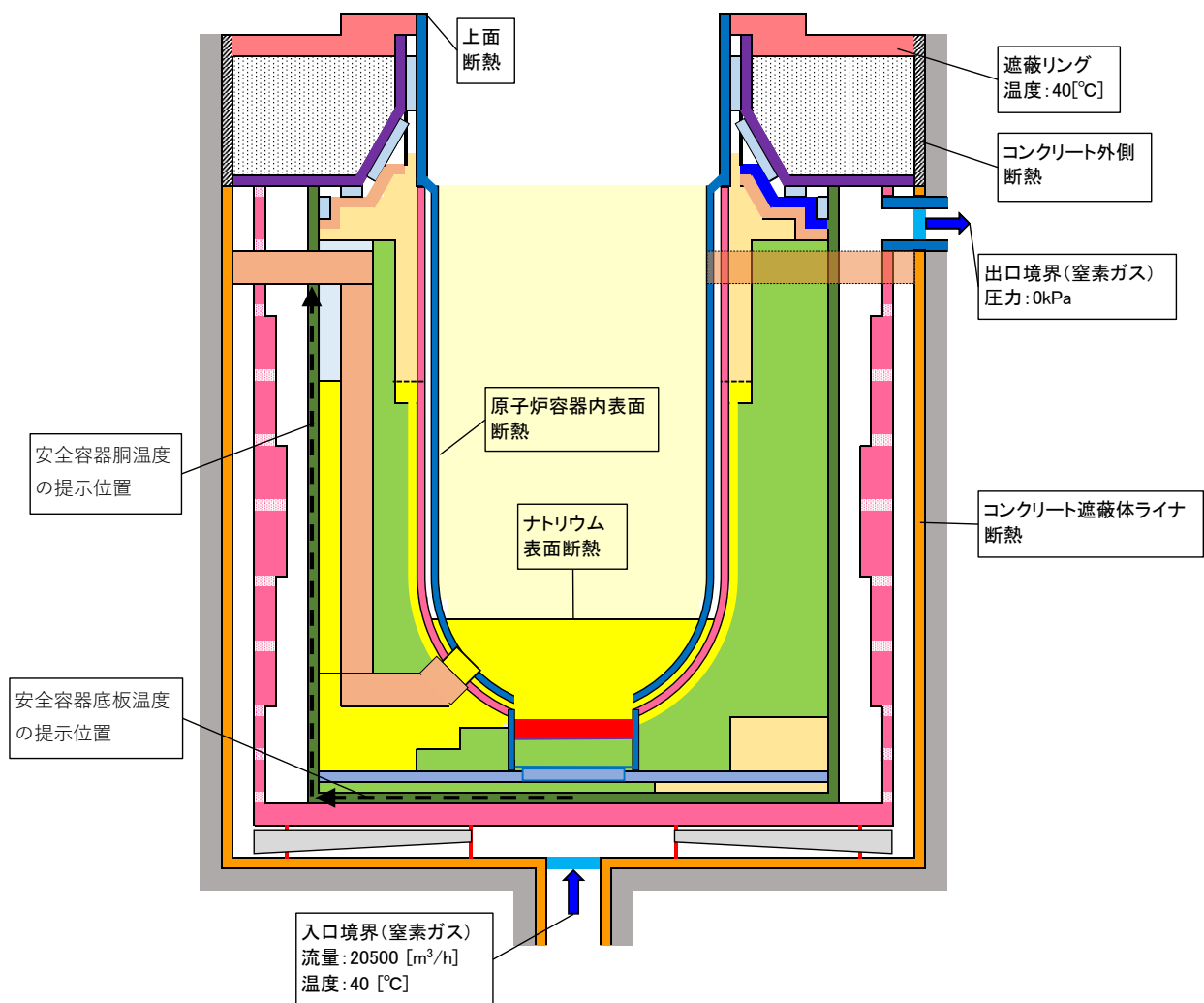
＜原子炉スクラム後の事象推移＞

- ② 原子炉容器内と安全容器内の液位の平衡により、1次冷却材の漏えいが停止。
- ③ 1次冷却材の蒸発により、原子炉容器内の液位が低下。
- ④ 炉心構造物等の頂部までの液位低下による1次冷却材の断面積の低下により、冷却材蒸発率が低下。
- ⑤ 1次冷却材の昇温により、冷却材蒸発率が上昇。
- ⑥ 崩壊熱がコンクリート遮へい体冷却系による除熱量を下回ることに伴い、冷却材温度が低下し、冷却材蒸発率が低下。
- ⑦ 炉心頂部が露出した時点で炉心が損傷するものとし、約5日後の崩壊熱を炉外事象過程の崩壊熱に設定。

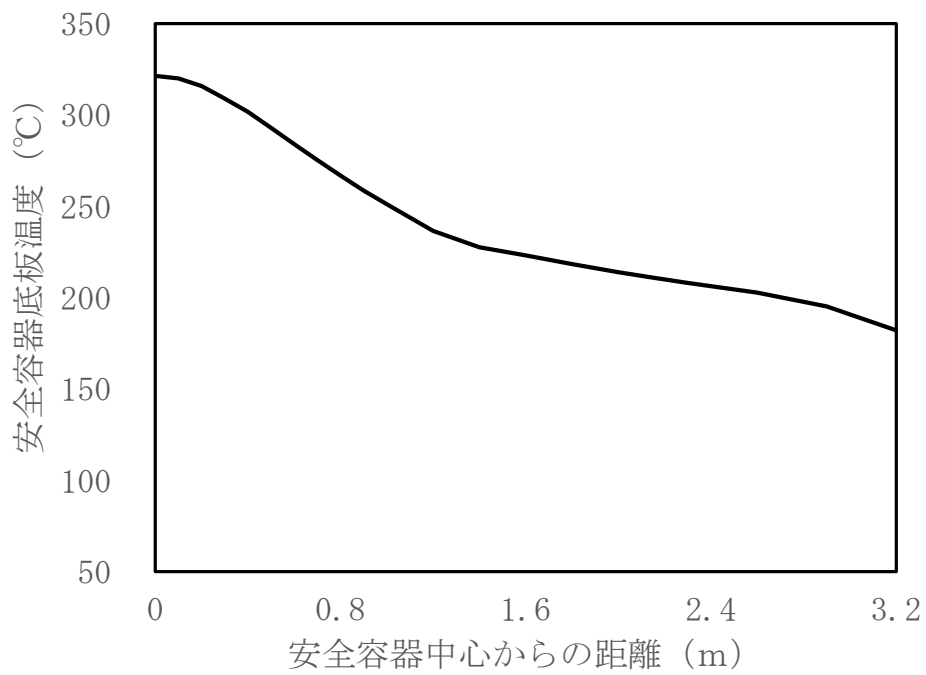
第4.1.2図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）



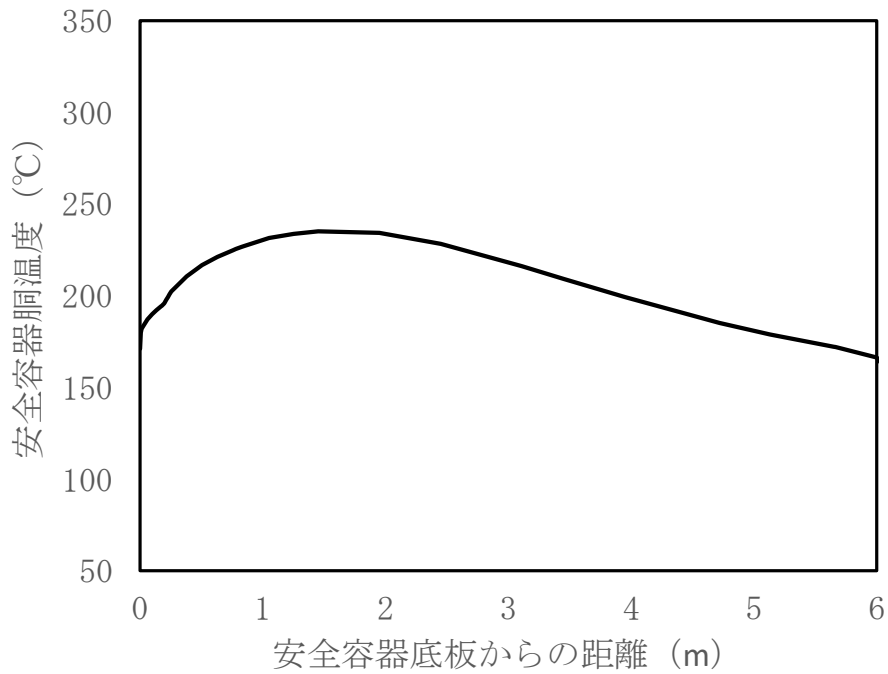
第 4. 1. 3 図 コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却時の解析モデルの概略図



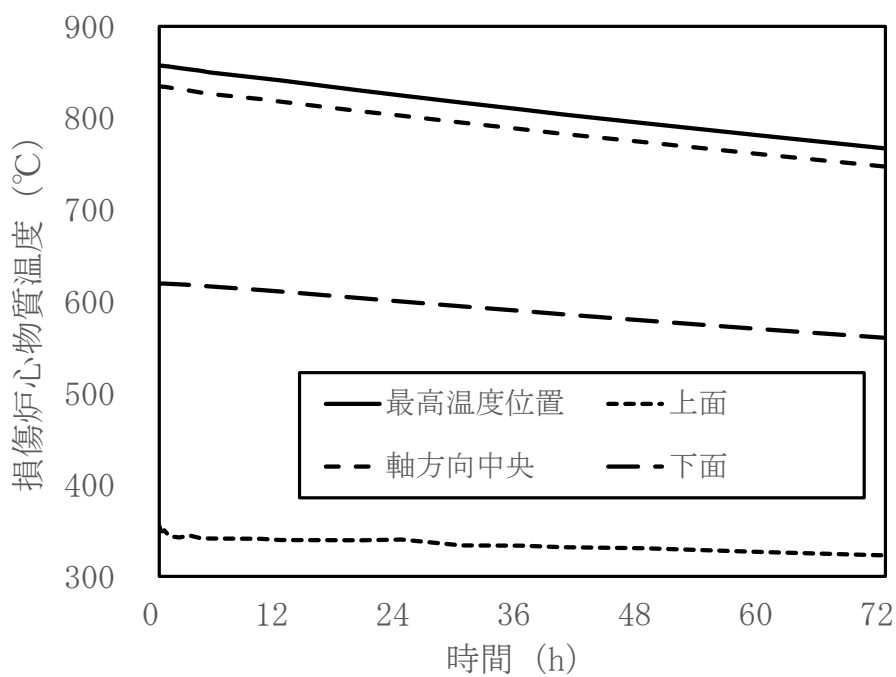
第 4.1.4 図 コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却時の境界条件及び解析結果の提示位置の概略図



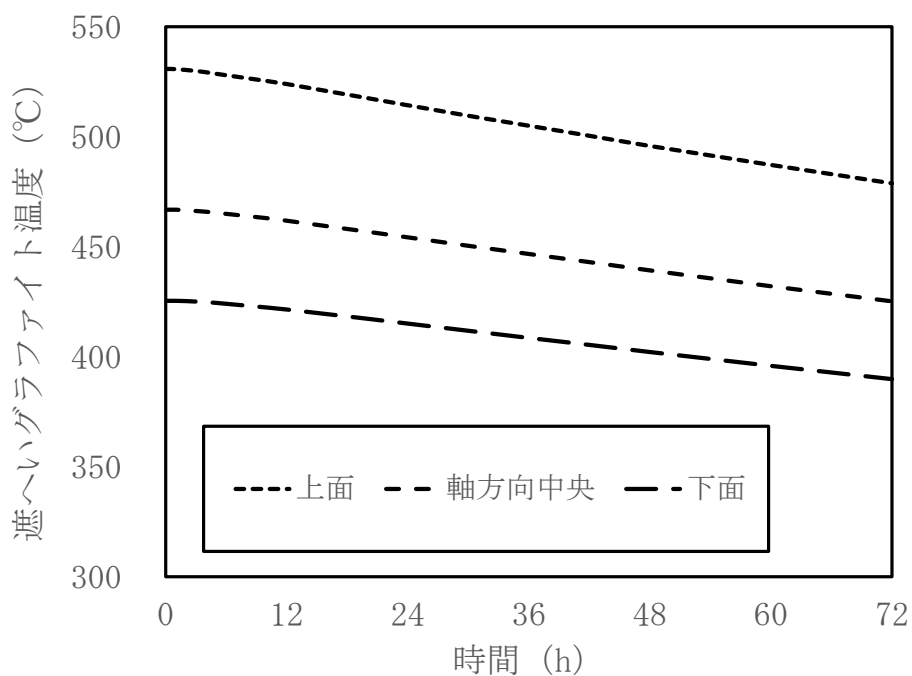
第 4.1.5 図 安全容器底板の径方向温度分布
(基本ケース)



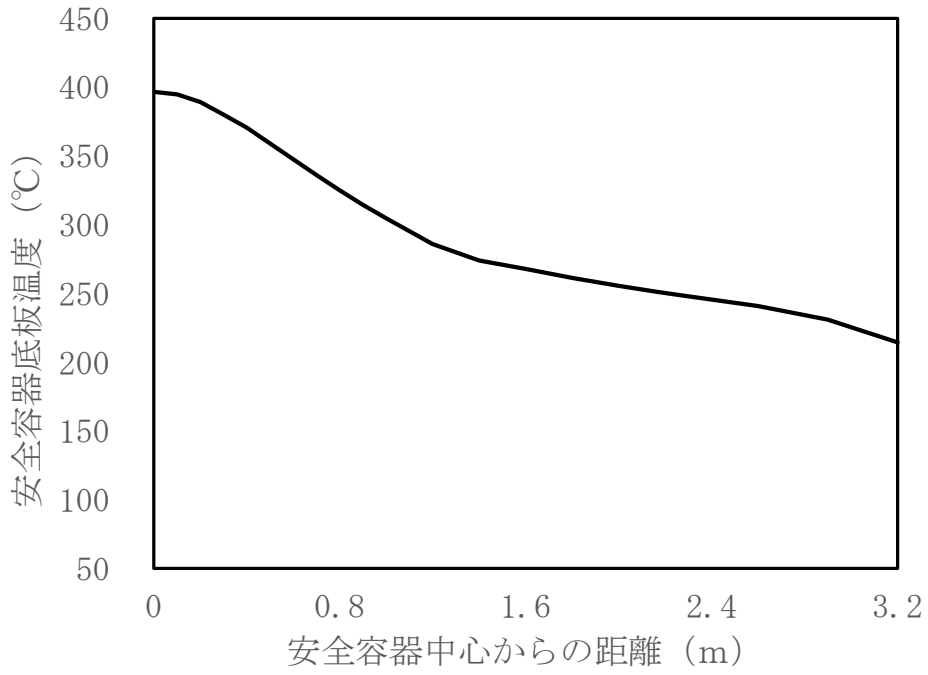
第 4.1.6 図 安全容器胴の軸方向温度分布
(基本ケース)



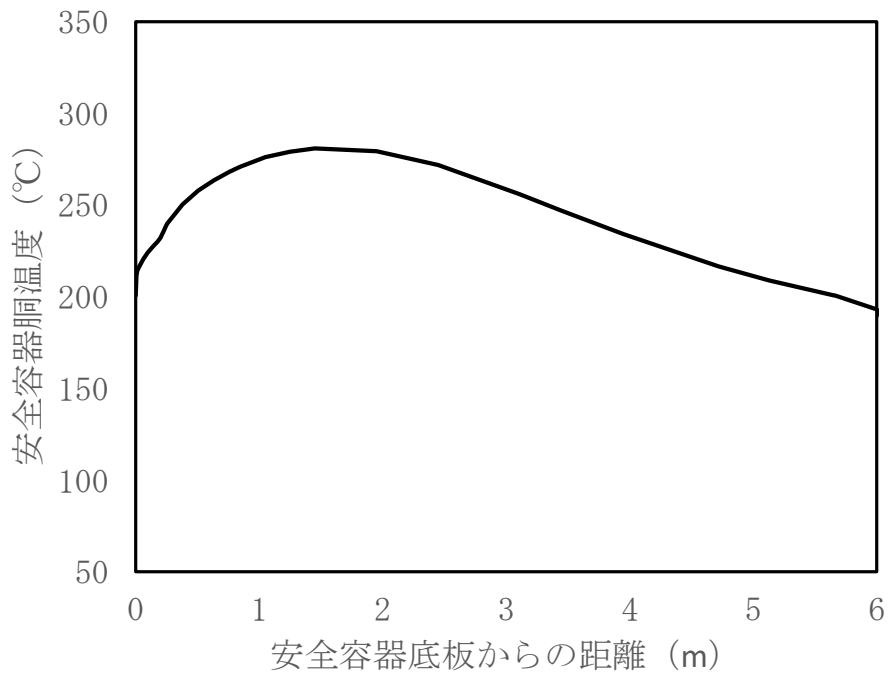
第 4.1.7 図 損傷炉心物質温度の時間変化
(基本ケース)



第 4.1.8 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
(基本ケース)



第 4.1.9 図 安全容器底板の径方向温度分布
(発熱条件 : 300kW)



第 4.1.10 図 安全容器胴の軸方向温度分布
(発熱条件 : 300kW)

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）

5.1 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

(1) 概要

本評価事故シーケンスは、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。本評価事故シーケンスでは、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、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、健全なループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

1 ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、失敗することは考えられないが、「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冷却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、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリ内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。これらの措置の有効性評価を行う。

(2) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、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、炉心の著しい損傷に至る可能性がある事故の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。格納容器応答過程では蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気下の格納容器（床下）に流出するものとする。
- d. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気下に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- e. 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（セラミックファイバー）及びヒートシンク材（アルミナ）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プタンクにドレンすることを可能とする。
- 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の量を低減する。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。

(3) 資機材

本評価事故シーケンスにおける格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 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。

(4) 作業と所要時間

本評価事故シーケンス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 5.1.2 表に示す。

(5) 格納容器破損防止措置の有効性評価

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解析し、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）の健全性を評価する。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ぶ。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、CONTAIN-LMRで解析する。

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「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） 2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に記載した通りであり、事故の熱的影響及び機械的影響に関

わる評価項目はそれぞれ次の4点である。

- ① 安全容器内に流出したナトリウムや損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。
- ② 安全容器の健全性が維持できること。
- ③ 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。
- ④ 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響等に対して、格納容器の健全性が維持できること。

これらの評価項目のうち、①及び②については、「1次冷却材漏えい（2箇所）事故」の有効性評価の条件が相対的に厳しいため、安全容器を措置とした炉外事象過程の有効性評価は「1次冷却材漏えい（2箇所）事故」において実施する。

③については炉内事象過程の解析に基づき評価する。また、④については、格納容器応答過程の解析により評価する。併せて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である冷却材温度変化、冷却材液位変化を解析する。

(a) 炉内事象過程の解析

(i) 有効性評価の条件

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

- 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) 炉心頂部まで液位が低下する条件とするため、主中間熱交換器2基の2次側の除熱能力の完全喪失及び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) 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、それ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）（第5.1.1図）の温度を評価する。また、格納容器応答過程の解析の入力条件として、安全板を通し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評価する。
- 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 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第I編 軽水炉規格(2016)のPVB-3220及びPVB-3230に準拠して評価する。

8) 主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板にかかる外圧は、ナトリウムによるヘッド圧及び1次アルゴンガス系の圧力のみを考慮する。1次主冷系のポンプは停止を想定しているため、そのヘッド圧はゼロとし、保守的な評価を行うため、2次側の内圧は考慮しない。

(ii) 有効性評価の結果

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。原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移を第5.1.2図に、原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移を第5.1.3図に示す。

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℃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となり、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る。

(iii) 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。主な解析結果を第5.1.4図及び第5.1.5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となる。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

(ii) 有効性評価と同じ0.1MPa以下となり、許容圧力を下回る。

以上のことから、不確かさの影響を考慮すると、原子炉冷却材バウンダリの最高温度が上昇するが、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。

(b) 格納容器応答過程の解析

(i) 有効性評価の条件

計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 第5.1.6図に解析体系を示す。格納容器(床上)(セル1、セル2)、格納容器(床下)(セル4～セル6)、外気(外部環境:セル3)を解析対象としている。
- 2) ナトリウムは、「(a) 炉内事象過程の解析」で評価した冷却材温度及び蒸発速度で1次アルゴンガス系に整備した安全板を通して蒸気の形態で流出するものとする。
- 3) 窒素雰囲気(酸素濃度3.5vol%)の格納容器(床下)に流出したナトリウムは雰囲気中の酸素等と反応し、格納容器(床下)の底部にプール状に溜るものとする。
- 4) 格納容器(床下)に整備する断熱材及びヒートシンク材による影響緩和の効果を考慮する。
- 5) 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慮するものとする。また、ナトリウムプールが形成される格納容器(床下)の最下階(セル6)(第5.1.6図)については、上記に加え熱輻射による伝熱を考慮するものとする。
- 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。

(ii) 有効性評価の結果

主な解析結果を第5.1.7図及び第5.1.8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。

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圧力や温度は設計値を超えないため、格納容器の破損は防止できる。

(iii) 不確かさの影響評価

流出ナトリウムの影響評価における重要現象は「別紙4 1.7 CONTAIN-LMR」に示す通りである。格納容器(床下)は窒素雰囲気であるため、ナトリウムの凝縮・蒸発が重要現象となる。この際、流出ナトリウム条件が最も影響のある因子であり、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるよう蒸気を対象として解析していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を使用して解析を実施する。主な解析結果を第5.1.9図及

び第 5.1.10 図に示す。

崩壊熱を増加させた解析の結果、格納容器（床上）の最高圧力は「(ii) 有効性評価の解析」と比べ約 0.015kg/cm^2 高くなり、約 $0.047\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $4.7\text{kPa}[\text{gage}]$ ）となった。格納容器（床上）の格納容器鋼壁の最高温度は「(ii) 有効性評価の解析」とほとんど変わらず、約 42°C となった。また、格納容器（床下）の最高圧力は「(ii) 有効性評価の解析」と比べ約 0.015kg/cm^2 高くなり、約 $0.047\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $4.7\text{kPa}[\text{gage}]$ ）となった。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「(ii) 有効性評価の解析」と比べ約 5°C 高くなり、いずれも約 73°C となった。

以上のことから、格納容器（床下）へのナトリウム流出を想定した場合の影響評価において、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圧力や温度はわずかに上昇する程度であり、設計値を超えないため、格納容器の破損は防止できる。

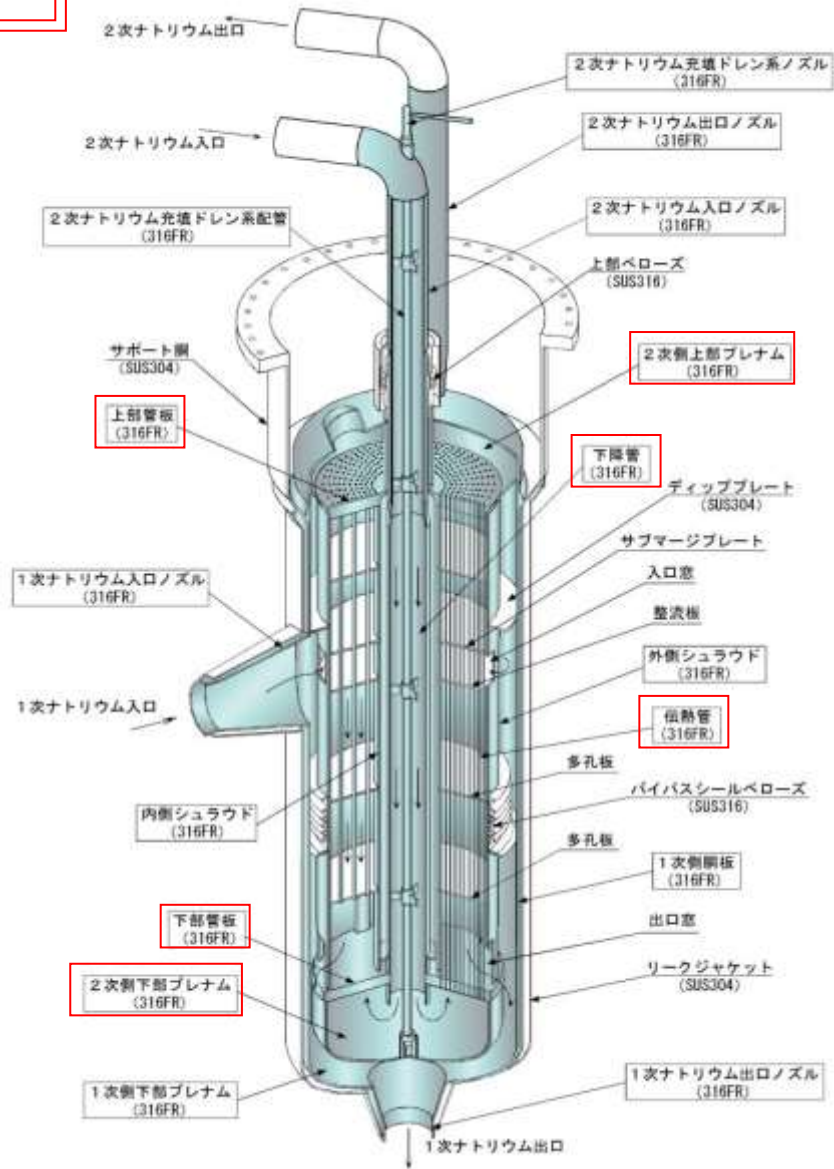
第5.1.1表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

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

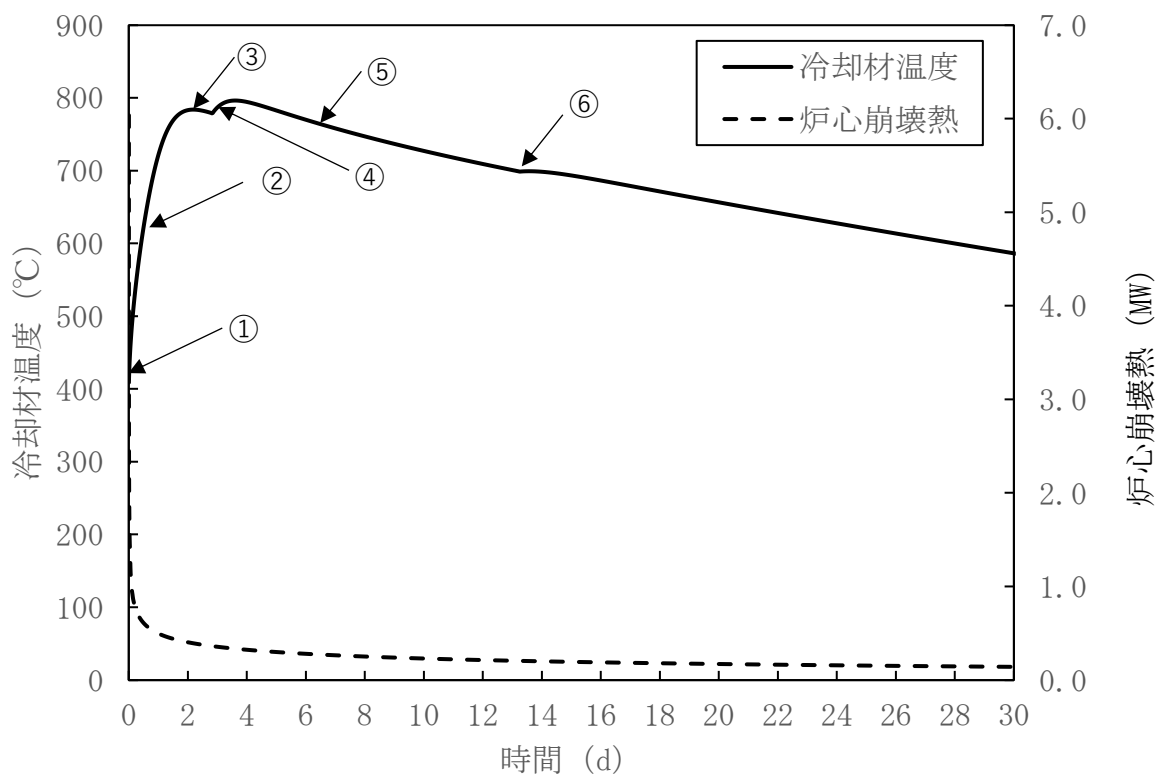
第5. 1. 2表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
			5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▼異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▼事故発生の判断 (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圧に至ると判断 ▼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]												
	運転員A、B	2・事故発生の判断	[Gantt chart bar]												
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]												
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	[Gantt chart bar]												
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]												
	運転員A、E	2・格納容器アイソレーション確認	[Gantt chart bar]												
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]												
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]												

1次/2次境界



第 5. 1. 1 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)



・主な事象推移

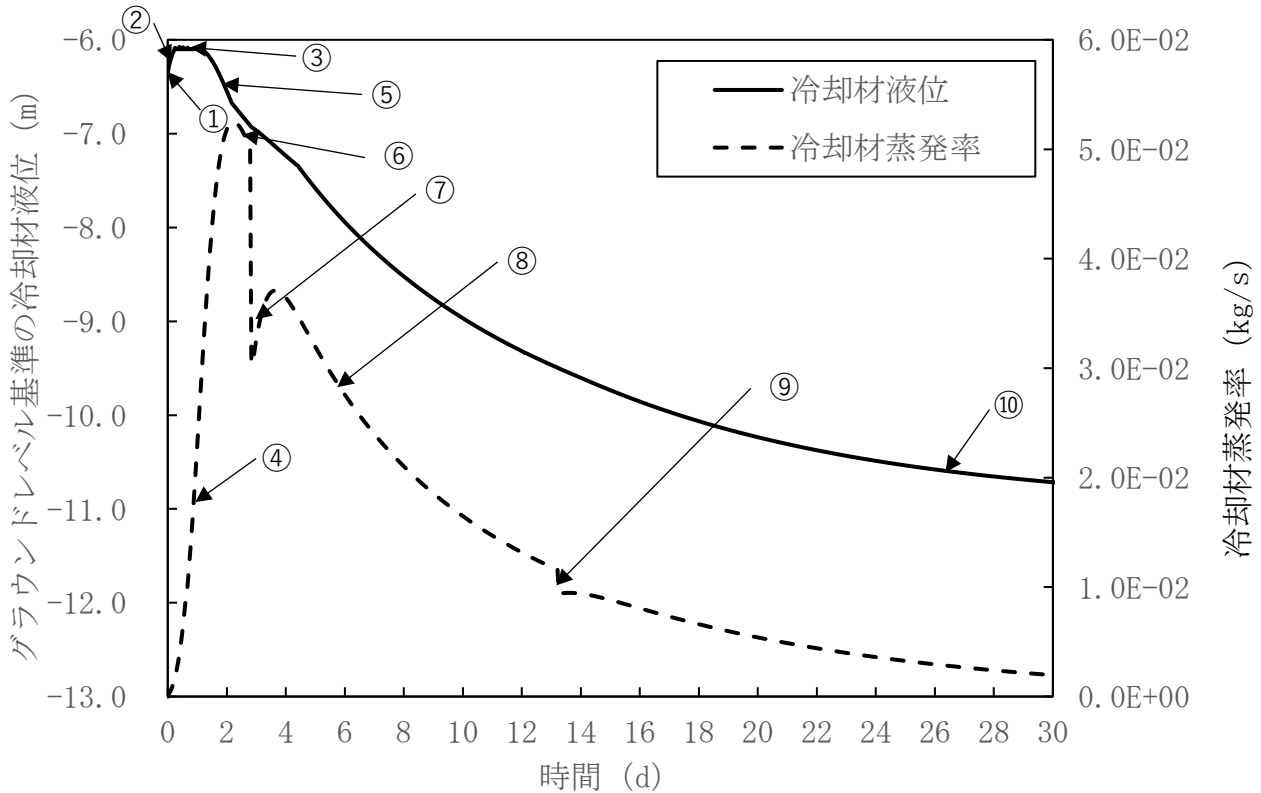
<異常事象>

① 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、強制循環及び自然循環冷却機能を喪失。

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ② 冷却機能の喪失により冷却材温度が上昇。
- ③ 崩壊熱が冷却材の蒸発による除熱量を下回ることにより冷却材温度が低下。
- ④ 冷却材の蒸発による除熱量が低下し、冷却材温度が上昇。
- ⑤ 崩壊熱が冷却材の蒸発による除熱量を下回ることにより冷却材温度が低下。
- ⑥ 冷却材の蒸発による除熱量が低下し、冷却材温度が上昇。

第 5.1.2 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）



・主な事象推移

<異常事象>

① 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、強制循環及び自然循環冷却機能を喪失。

<原子炉スクラム後の事象推移>

② 1次主循環ポンプトリップにより冷却材液位が低下。

③ 冷却材温度の上昇（冷却材密度の低下）により液位が回復。

④ 冷却材温度の上昇により冷却材の蒸発率が上昇。

⑤ 冷却材の蒸発により原子炉容器内の液位が低下。

⑥ 主冷却系配管までの液位低下による冷却材断面積の低下により、冷却材蒸発率が低下。

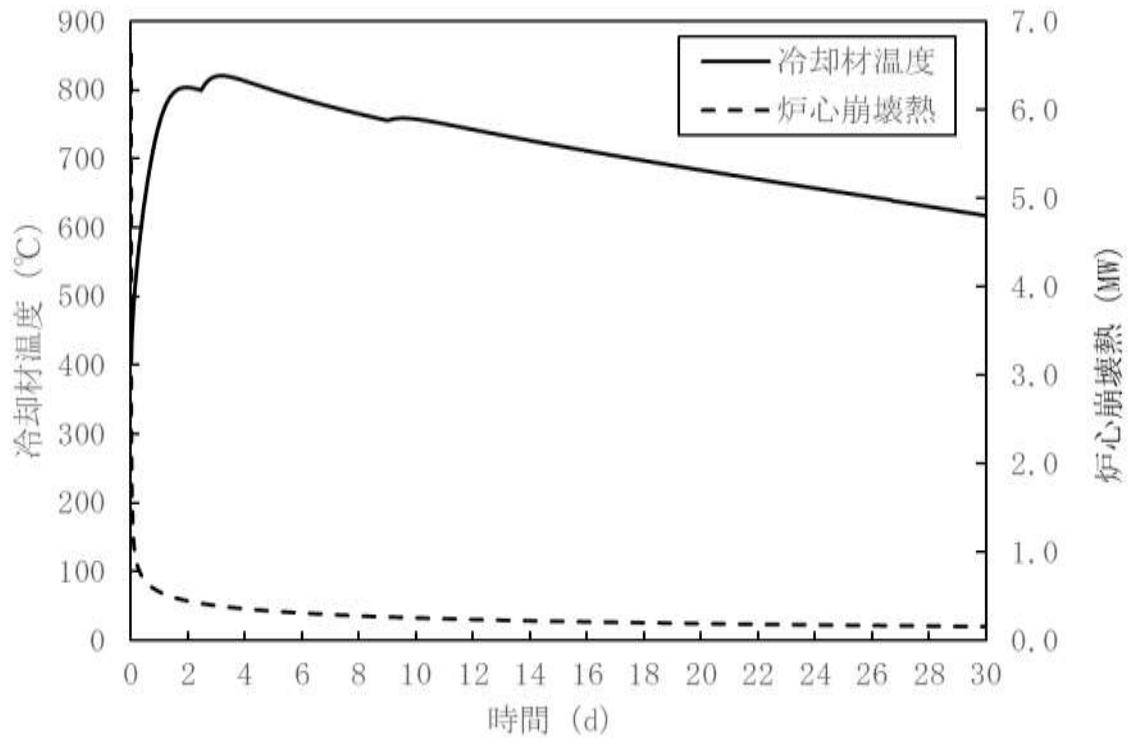
⑦ 冷却材温度の上昇により、冷却材蒸発率が上昇。

⑧ 崩壊熱がコンクリート遮へい体冷却系による除熱量を下回ることにより冷却材温度が低下し、冷却材蒸発率が低下。

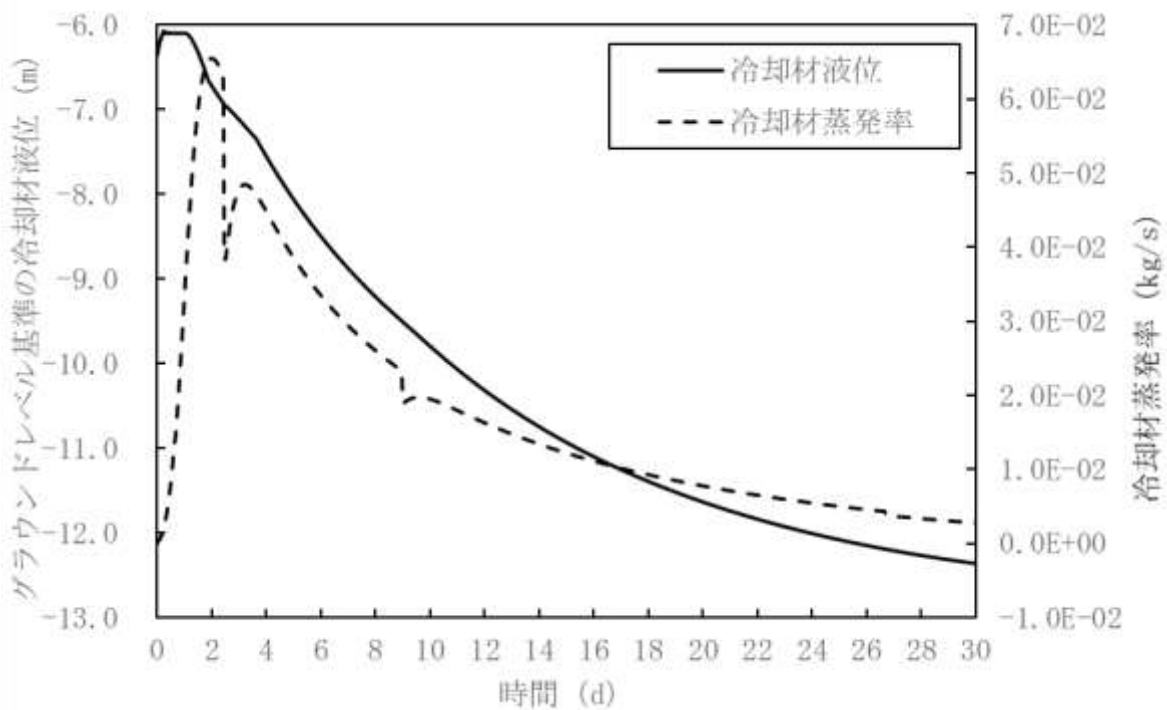
⑨ 炉心構造物等の頂部までの冷却材液位低下による冷却材の断面積の低下により、冷却材蒸発率が低下。

⑩ 炉心頂部が露出した時点で炉心が損傷するものとし、約 27 日後に炉心が損傷すると評価。

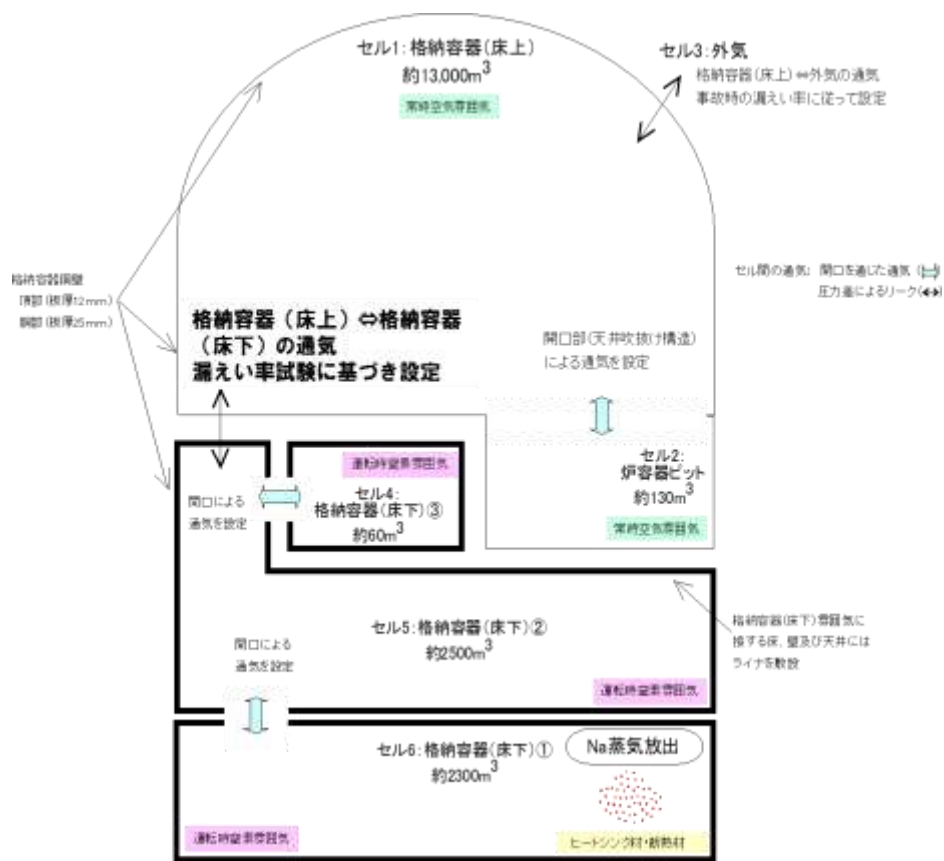
第 5.1.3 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）



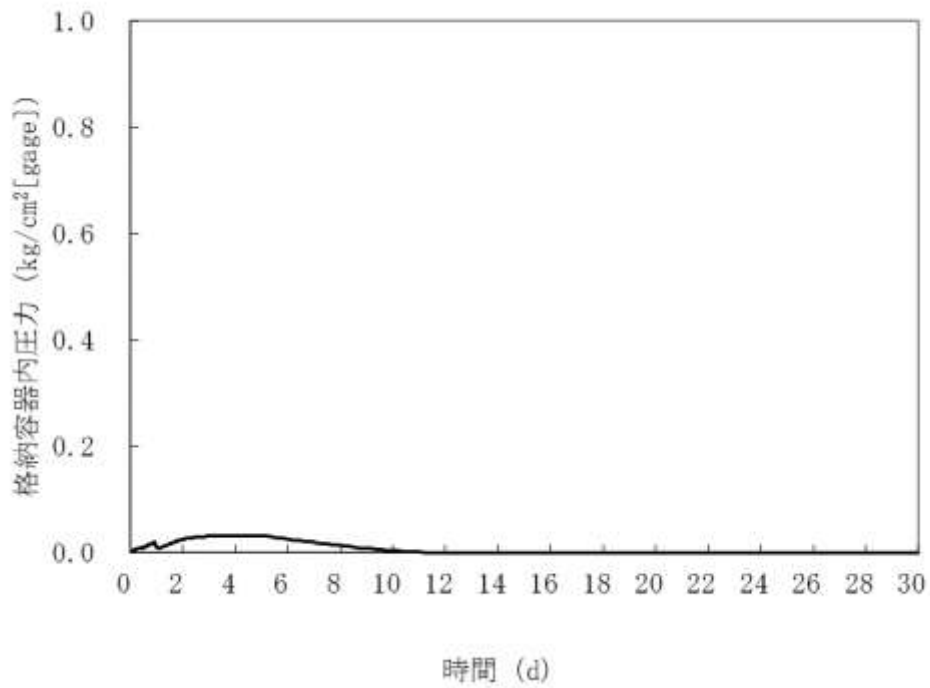
第 5.1.4 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）
（不確かさの影響評価）



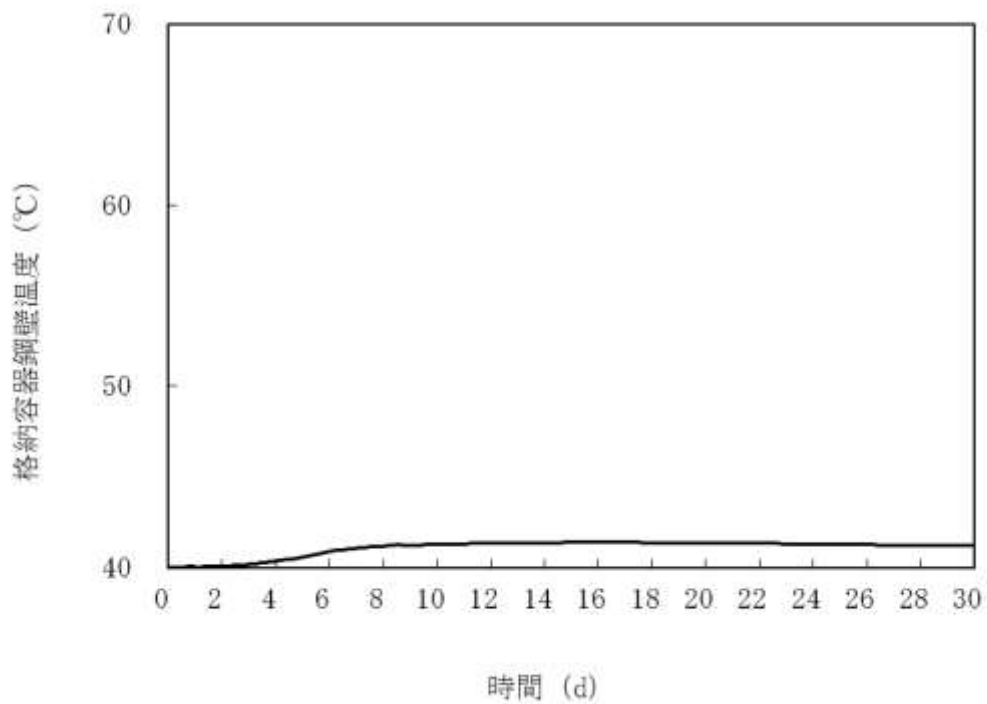
第 5.1.5 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）
（不確かさの影響評価）



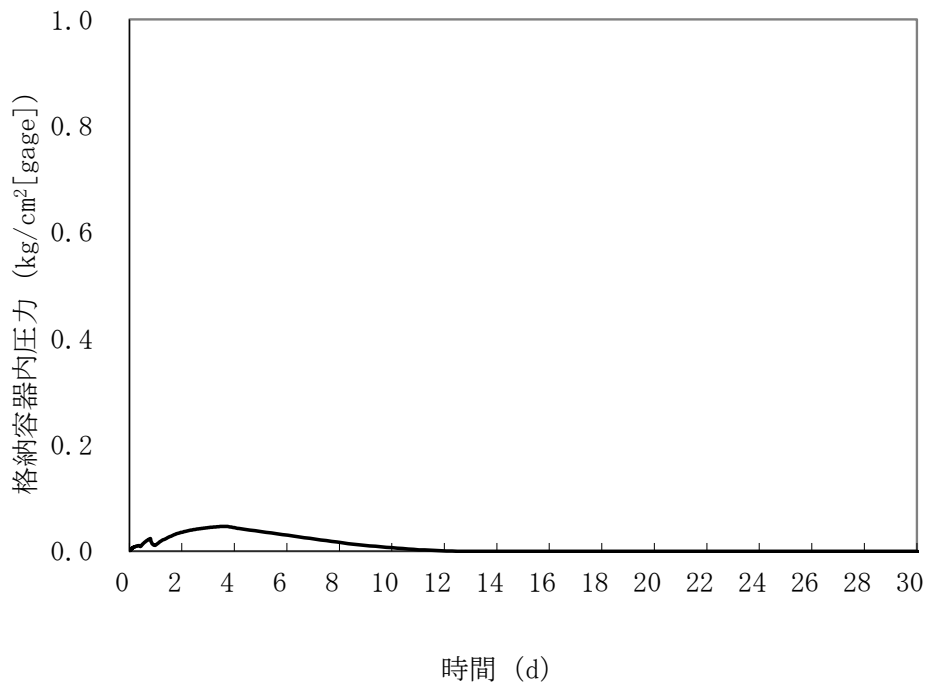
第 5. 1. 6 図 CONTAIN-LMRによる解析体系



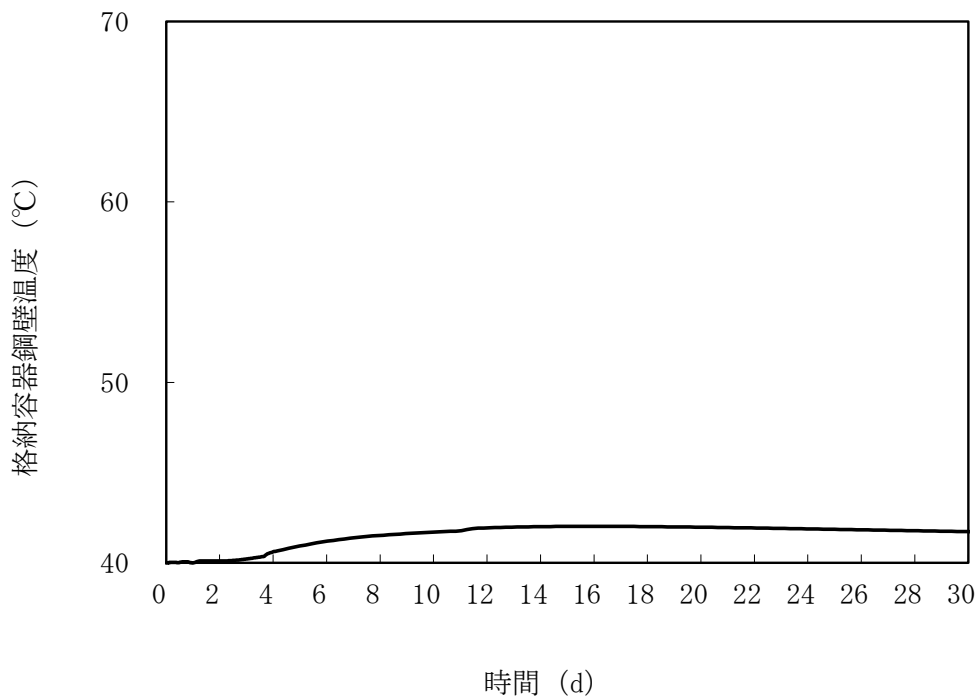
第 5.1.7 図 格納容器内圧力の推移



第 5.1.8 図 格納容器鋼壁温度の推移



第5.1.9図 格納容器内圧力の推移（不確かさの影響評価）



第5.1.10図 格納容器鋼壁温度の推移（不確かさの影響評価）

炉心物質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レベルを与えて、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レベルを与えて、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（固体燃料粒子と溶融スチールの混合層、又は固体燃料粒子と固体スチール粒子と冷却材の混合層）、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計算を実施する。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、混合層と燃料クラスト層は熱伝導で計算し（以下、当該領域を「熱伝導領域」という。）、溶融燃料層と溶融スチール層は自然対流熱伝達を仮定し複数要素をひとつの領域にまとめて熱伝達率を用いて計算する（以下、当該領域を「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)に示す通り、密度差により物質再分布(熔融燃料の沈降と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と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通りである。

第2図(1)の初期状態は熔融スチールと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、熔融スチールの体積分割合とすると、

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

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。

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

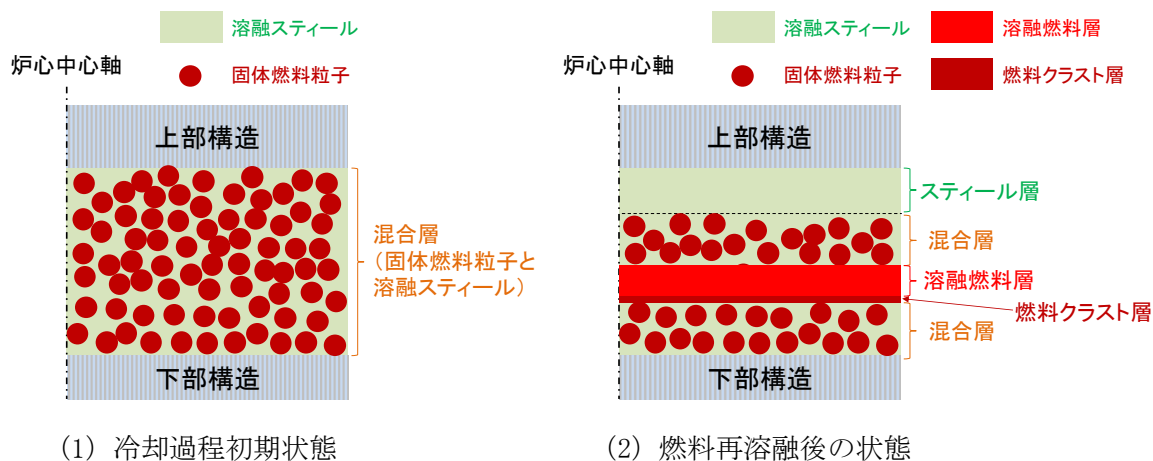
の場合は、要素 k の熔融スチールを同体積の要素 k+1 の熔融燃料と入れ替える(この場合、要素 k+1 の熔融燃料は一部残ることになる)。物質の入れ替えを行うとともに平均温度を計算する。この操作を k=1 から解析体系の上端である k=kmax まで行う。

第2図(2)では、ある要素の下の要素の燃料粒子の体積分割合がある最大値(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分割合とすると、

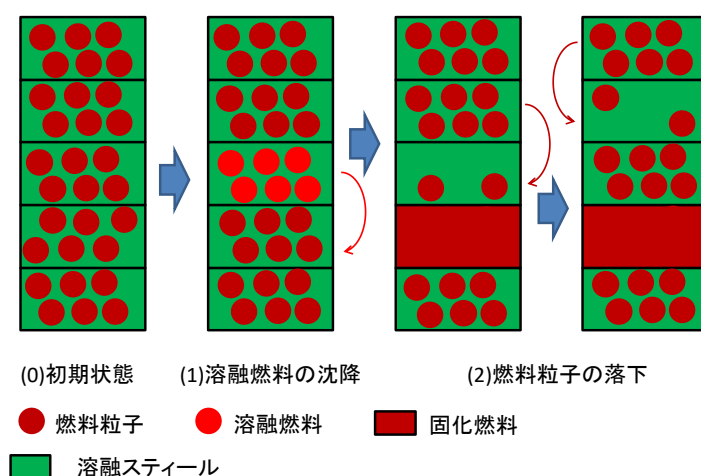
$$(1 - \alpha_{f,liq,k}) \times ALPMXI - \alpha_{f,sol,k} > 0 \quad (4)$$

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、あるいは周囲への伝熱による固化は物質移動と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。

熱収支の計算、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.

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приオリに再臨界（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。

一方で、今回の機械的エネルギーの発生挙動の解析では、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。その結果計算された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、不確かさ影響評価ケース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。

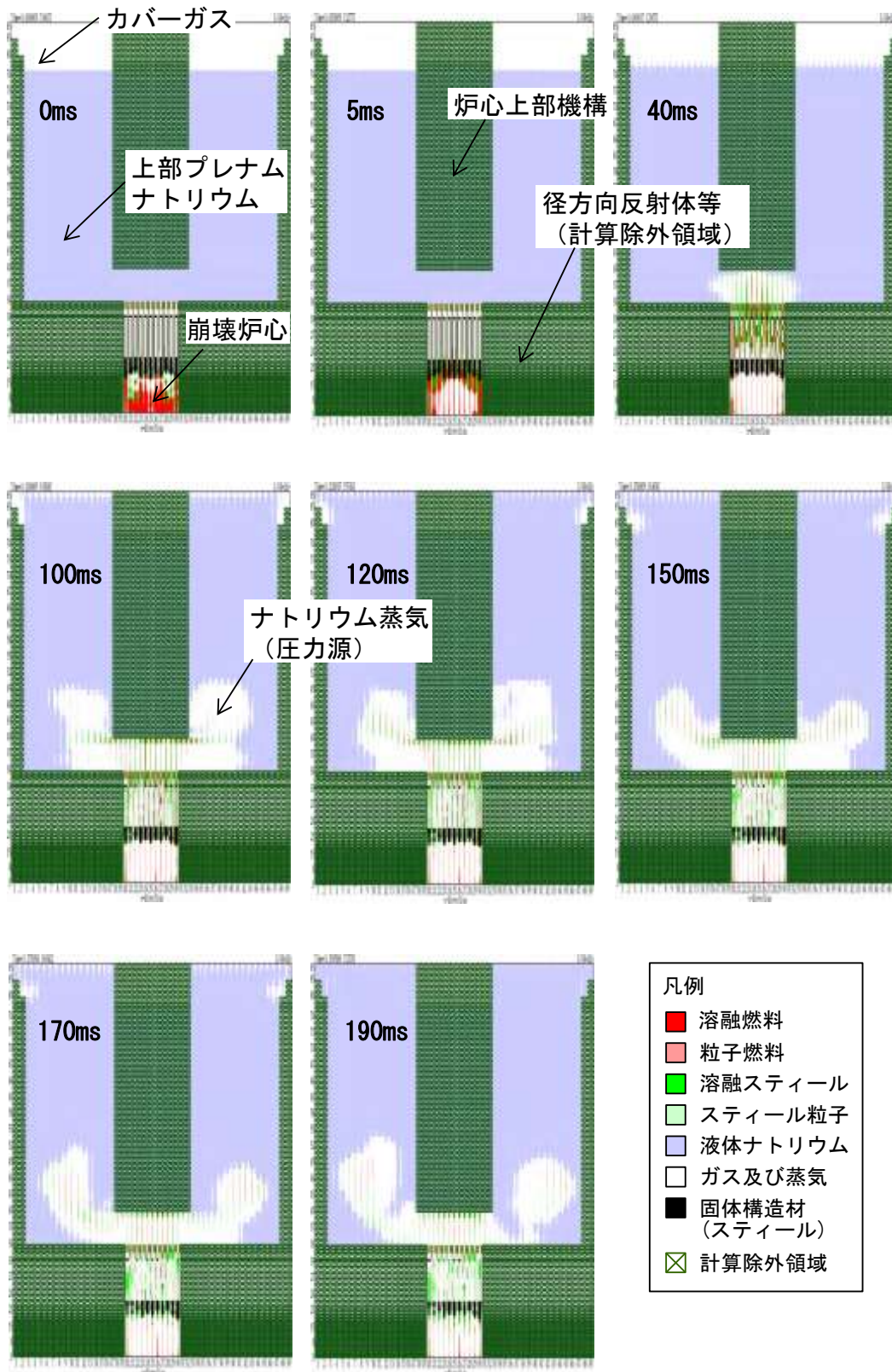
機械的エネルギーの解析から原子炉容器応答解析への 機械的エネルギーの受け渡しについて

機械的エネルギーの解析から原子炉容器応答解析への接続においては、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通りである。

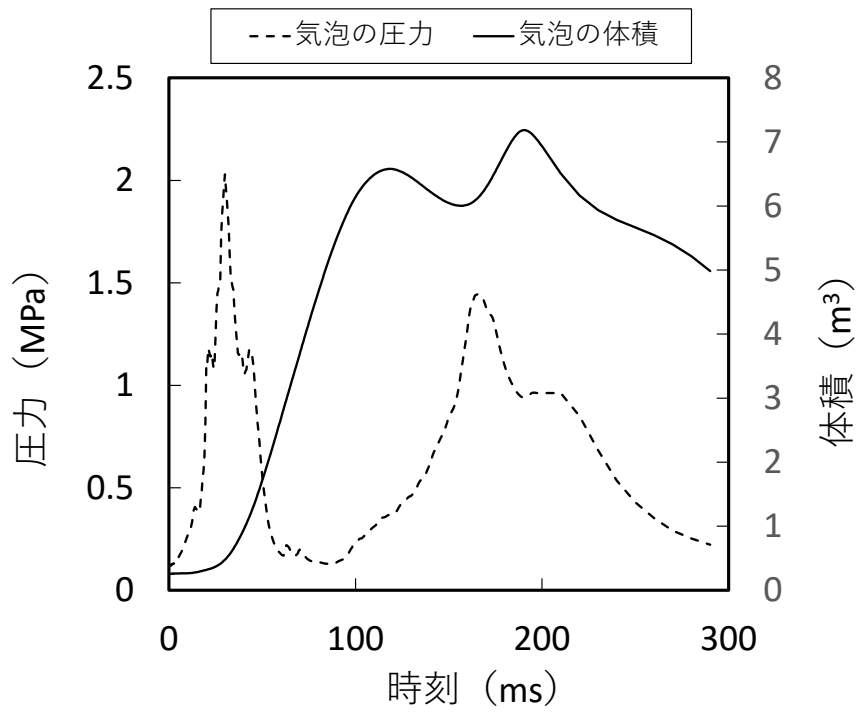
ULOF における機械的エネルギーの発生は S I M M E R - I V による多次元熱流動解析により機構論的に解析する。即発臨界超過で発生した熱エネルギーで高温・高圧となった炉心物質が蒸発・膨張しながら、周囲のナトリウムを蒸発させつつ、上部プレナムの下部に炉容器径スケールの固気液混相の蒸気泡（以下「CDA (Core Disruption Accident) 気泡」という。）を成長させる。これが圧力源となって上部プレナム内のナトリウムを上方に加速することで、熱エネルギーが機械的エネルギーに変換される。この機械的エネルギーの解析で得られた原子炉容器内の物質配位の時間変化（不確かさを考慮したケース）を図 1 に示す。CDA 気泡は炉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。図 2 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 で一旦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 による原子炉容器応答解析では、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図 2 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図 3 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、実際には図 3 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。

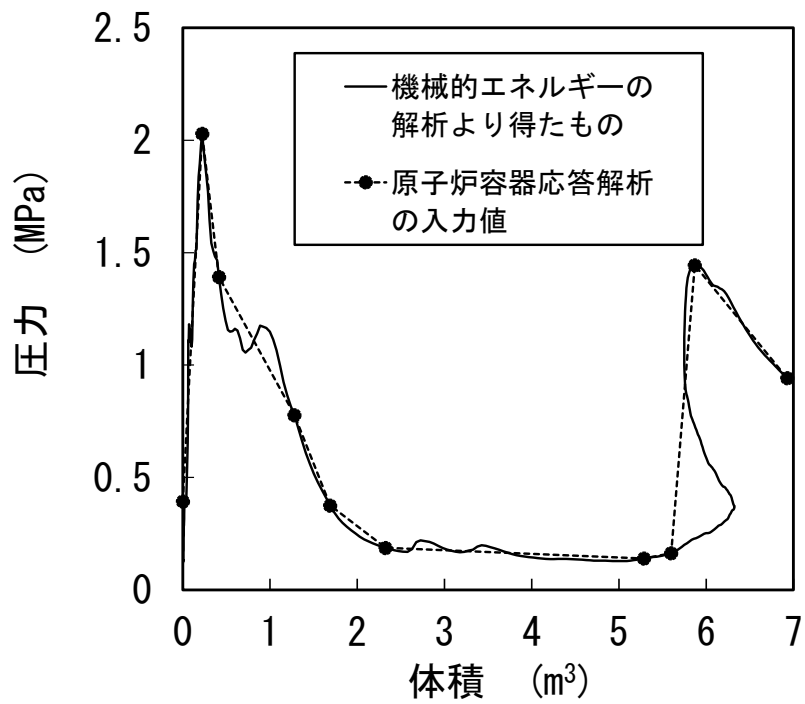
なお、P-V 曲線を介して機械的エネルギーの発生と整合させた形で原子炉容器応答解析を行う手順は、米国のクリンチリバー増殖炉（CRBR）の CDA 解析で使用されたもので、「もんじゅ」の ULOF 解析でも用いられた。



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）