

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第 53 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）

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

2023 年 7 月 14 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所高速実験炉部

第 53 条：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（その 1）

目 次

1. 要求事項の整理
2. 設置許可申請書における記載
3. 設置許可申請書の添付書類における記載
 - 3.1 安全設計方針
 - 3.2 気象等
 - 3.3 設備等
4. 要求事項への適合性
 - 4.1 安全評価に関する基本方針
 - 4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本となる考え方
 - 4.3 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故
 - 4.3.1 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定
 - 4.3.1.1 選定の手順
 - 4.3.1.2 事象グループの選定
 - 4.3.1.3 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定
 - 4.3.2 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の条件等
 - 4.3.2.1 基本的考え方
 - 4.3.2.2 解析に当たって考慮する事項
 - 4.3.2.3 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 4.3.2.4 解析の実施方針
 - 4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード
 - 4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定
 - 4.3.3 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価結果
 - 4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - 4.3.3.2 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - 4.3.3.3 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - 4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - 4.3.3.5 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - 4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - 4.3.3.7 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - 4.3.3.8 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - 4.3.3.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
 - 4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故
 - 4.3.3.11 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故

- 4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- 4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- 4.3.3.14 全交流動力電源喪失事故
- 4.3.3.15 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故
- 4.4 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故
 - 4.4.1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故
 - 4.4.2 使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故
- 4.5 要求事項（試験炉設置許可基準規則第53条）への適合性説明

(別紙)

- 別紙 1 : 「常陽」の深層防護の基本的な考え方及び全体像
- 別紙 2-1 : 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定
- 別紙 2-2 : 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置
- 別紙 3 : 解析にあたって考慮する事項
- 別紙 4 : 有効性評価における解析条件の設定
- 別紙 5 : 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する計算コード
- 別紙 6 : 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る資機材及び手順
- 別紙 7-1 : 制御棒の落下速度による影響評価
- 別紙 7-2 : UTOPの有効性評価における制御棒の異常な引抜きによる反応度添加率の設定について
- 別紙 7-3 : BDBA評価における破損箇所及び破損規模の想定について
- 別紙 7-4 : LF時の燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の手順
- 別紙 7-5 : 炉心燃料集合体の瞬時完全閉塞について
- 別紙 7-6 : 千鳥格子状閉塞の具体的想定の適切性
- 別紙 7-7 : LF時の燃料破損の想定
- 別紙 7-8 : LFの格納容器破損防止措置の有効性評価
- 別紙 7-9 : 1次主循環ポンプ軸固着時の主循環ポンプ停止インタロック
- 別紙 8-1 : ボイド反応度が正となる領域と事象推移への影響
- 別紙 8-2 : 最終的即発臨界超過に至るまでの炉心物質挙動の視覚的説明

- 別紙 8-3 : 固体粒子の存在による炉心物質の実効的な粘性の増加を考慮した場合の事象推移
- 別紙 8-4 : 遷移過程解析における炉心物質の流動性とその影響について
- 別紙 8-5 : 高速炉燃料ペレットの急速加熱時の過渡挙動について
- 別紙 8-6 : 損傷燃料のデブリ化に対する炉外試験データの適用性について
- 別紙 8-7 : FCI 試験におけるナトリウム温度条件と粒径の関係
- 別紙 8-8 : デブリベッドの冷却性解析におけるデブリベッドの性状
- 別紙 8-9 : プラグ応答に関わる機械的応答過程解析の具体的内容について
- 別紙 8-10 : 高速炉における FCI 現象について
- 別紙 8-11 : 原子炉容器の歪みの判断基準 (10%) の設定について
- 別紙 8-12 : 格納容器応答過程における放熱等の解析条件及びセシウム挙動の評価方法について
- 別紙 8-13 : ULOF 時の中央制御室の実効線量の評価
- 別紙 8-14 : SAS4A の妥当性確認で抽出された不確かさの影響評価の詳細について
- 別紙 8-15 : 燃料の分布等を踏まえた燃料凝集率と反応度挿入率の評価について
- 別紙 8-16 : 即発臨界超過に伴う放出エネルギー評価に係る想定条件の保守性・妥当性について
- 別紙 8-17 : SIMMER による遷移過程解析における、燃料粒子径等の解析条件の即発臨界超過への影響、及び炉心物質質量の変化について
- 別紙 8-18 : 高速炉重大事故時の即発臨界超過現象における非線形性の影響評価
- 別紙 8-19 : 遷移過程解析及び機械的エネルギー発生の解析における FCI 実験からの知見の適用性
- 別紙 8-20 : 遷移過程解析における不確かさ影響評価の保守性について
- 別紙 8-21 : 重力コンパクションによる簡易評価と遷移過程解析基本ケースとの反応度挿入率の違いについて
- 別紙 8-22 : 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさ及びその影響評価について
- 別紙 8-23 : デブリベッドの冷却性評価における粒子径の評価方法とその影響について
- 別紙 8-24 : FLUENT 解析に与える損傷炉心物質から周囲への熱流束の設定について
- 別紙 8-25 : FLUENT 解析における解析体系及び境界条件の設定について
- 別紙 8-26 : 機械的エネルギー発生の解析における (初期熱エネルギーの不確かさ以外の) 解析パ

ラメータの不確かさの影響について

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

(添付)

- 添付 1 : 設置許可申請書における記載

添付 2 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (安全設計)

添付 3 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (適合性)

添付 4 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (設備等)

< 概 要 >

試験研究用等原子炉施設の設置許可基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する高速実験炉原子炉施設の適合性を示す。

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 ロ 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故 <ul style="list-style-type: none"> (1) 使用済燃料貯蔵設備の冷却系統が故障した際に、水補給にも失敗し、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故 (2) 冷却系統配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなり、使用済燃料の破損に至る可能性がある事故 ・ 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 	有

<p>放射性物質の貯留等による環境への放出防止対策</p> <p>ロ 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される場合</p> <p>(1) 代替注水設備（注水ライン、ポンプ車等）等による、使用済燃料等の破損防止対策</p> <p>(2) 放射線の遮蔽に水を使用する貯蔵設備にあつては、代替注水設備による遮蔽を維持できる水位の確保対策</p> <p>(3) 使用済燃料等の未臨界維持対策</p> <p>(4) 使用済燃料等の損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減させる対策</p>	
---	--

2. 設置許可申請書における記載

添付 1 参照

3. 設置許可申請書の添付書類における記載

3.1 安全設計方針

(1) 設計方針

添付 2 参照

(2) 適合性

添付 3 参照

3.2 気象等

該当なし

3.3 設備等

添付 4 参照

4. 要求事項への適合性

4.1 安全評価に関する基本方針

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

4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本となる考え方

【「常陽」の深層防護の基本となる考え方及び全体像：別紙 1 参照】

「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえた上で、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等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るものとする。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。

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」と想定する事故については、炉心損傷防止措置を講じるとともに、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は、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として格納容器破損防止措置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。

使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

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

4.3 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故

4.3.1 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故の選定

【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：別紙 2-1 参照】

【炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置：別紙 2-2 参照】

4.3.1.1 選定の手順

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にあたっては、先ず施設の特徴を踏まえた異常事象の抽出を行う。ここで、炉心の著しい損傷は、原子炉施設が通常運転状態から逸脱し、燃料体の発熱の増加または燃料体からの除熱の減少により、炉心が昇温することにより生じるものであることに着目する。次に、抽出した異常事象に続く事故の進展について、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の喪失の可能性を含めて分析する。その結果としての、炉心の著しい損傷に至る可能性がある組合せ（以下「事故シーケンス」という。）を類型化して、事象グループに集約する。最後にそれぞれの事象グループに含まれる事故シーケンスの中から、後述する着眼点に従って評価事故シーケンスを選定する。

4.3.1.2 事象グループの選定

異常事象の抽出においては、異常が発生する部位と異常の結果変動するパラメータを系統的に考慮する。異常事象の抽出結果及び影響を整理したものを第 4.3.1.1 表に示す。ここでは、施設の特徴を踏まえ、異常発生部位を、原子炉本体のうち「炉心」、原子炉冷却系統施設のうち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却設備」、「冷却材純化設備」、「ナトリウム充填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制御系統施設のうち「安全保護回路」、「原子炉冷却材温度制御系」、「1次冷却材流量制御系」、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした。抽出した異常事象の炉心への影響について、炉心の昇温に至るか否かの観点で類型化した場合、これらは、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」に分類される。類似の異常事象を集約した結果を第 4.3.1.2 表に示す。

集約した異常事象に続く事故の進展については、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の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象及び原子炉停止機能の喪失又は冷却機能の喪失の組合せとして表される事故シーケンスを抽出する。

上記の異常事象及び何らかの原因（地震等の外部事象を含む。）による原子炉停止機能の喪失又は冷却機能の喪失の組合せのうち、炉心の著しい損傷に至る最小の組合せ全てを炉心の著しい損傷に至る条件として明らかにする。この条件を基に異常事象ごとに原子炉停止機能及び冷却機能の成否を分岐図（以下「イベントツリー」という。）上に展開することにより事故シーケンスを抽出する。異常事象のうち炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリーを第 4.3.1.1 図（1）から（7）及び第 4.3.1.2 図（1）から（7）に示す。このとき、原子炉停止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準事故対処設備に限る。設計基準を超える地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発される主冷却系 2 ループポンプトリップ等の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の機能喪失の一部として考慮される。

なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準事故対処設備の安全機能を対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）において選定した起因事象との比較を通じて確認した。

抽出された異常事象に原子炉停止機能の喪失を重畳した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、イベントツリーで展開された多数の事故シーケンスを類型化し集約することにより以下の事象グループを選定する。

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF: Unprotected Loss of Flow)
- (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP: Unprotected Transient Over-Power)
- (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)

また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」において、原子炉停止機能が正常に作動した場合であっても、崩壊熱を除去するための強制循環冷却機能の喪失により、炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故シーケンスが抽出される。また、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として原子炉冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルを超えて低下する事故シーケンスが抽出される。さらに、全交流動力電源喪失も、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として抽出される。以上を踏まえ、イベントツリーで展開された多数の事故シーケンスを類型化し集約することにより以下の事象グループを選定する。

- (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: Loss of Reactor Level)
- (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: Protected Loss of Heat Sink)
- (6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO : Station Blackout)

なお、設計基準を超える地震等の外部事象に起因する事故の進展についても以上の事象グループに集約される。

さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生するおそれのある異常事象を抽出した。結果を第4.3.1.3表に示す。また、イベントツリーを第4.3.1.3図(1)から(3)に示す。なお、「流路閉塞事象(千鳥閉塞)」及び「局所的過熱事象(約30%過出力)」は異常事象の想定が設計基準事故での想定を超える事象であるため、設計基準事故対処設備の機能喪失を想定したイベントツリー上での展開はない。炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生した場合に、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性を確認するため、以下を事象グループとして選定する。

- (7) 局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)

抽出された事故シーケンス及び選定した事象グループと国外のナトリウム冷却型高速炉で考慮されたものを比較、検討し、これらの抽出及び選定結果が妥当であることを確認した。

4.3.1.3 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定

4.3.1.2で選定した事象グループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、それらの中から、評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。選定にあたって影響の大きさを考慮した以下の点に着眼する。

- (1) 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- (2) 炉心損傷防止措置の実施に対する余裕時間が短い。
- (3) 炉心損傷防止措置に必要な設備容量が大きい。
- (4) 事象グループの中の特徴を代表している。

ここで、「事象グループの中の特徴を代表している。」については、設計基準事故対処設備の安全機能を対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）により定量化した事故シーケンス毎の炉心損傷頻度を参照した。

各事象グループについ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
 - a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - c. 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - (2) 過出力時原子炉停止機能喪失
 - 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
 - a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - (4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失
 - a. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
 - b. 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故
 - c. 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故
 - (5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失
 - a. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 - b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 - (6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失
 - 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
- また、局所的燃料破損事故について選定した結果を以下に示す。
- (7) 局所的燃料破損
 - a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

4.3.1.4 格納容器の破損に至る可能性がある想定する事故

炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故に対処するために講じる「炉心損傷防止措置」が機能しない場合においては、炉心の著しい損傷の可能性があり、その結果、格納容器が破損に至る可能性が想定される。

本原子炉施設であるナトリウム冷却型高速炉については、格納容器の破損を含む包括的解析やレベル 1.5 確率論的リスク評価の実施例は数少なく、実用発電用軽水型原子炉施設における

格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている格納容器破損モードは存在しない。このため、本原子炉施設においては、格納容器破損モードを想定した上でそれぞれの破損モードに照らして評価の対象とする事故シーケンスを選定するのではなく、炉心損傷防止措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスをそのまま格納容器破損防止措置の有効性評価のための評価事故シーケンスとして選定し、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して、その場合において、格納容器破損防止措置を講じることとし、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認する。

格納容器破損防止措置の有効性評価においては、ナトリウム冷却型高速炉において格納容器の破損を引き起こす機構に応じて設定した評価項目を満足することを確認することにより措置の有効性を確認している。その結果として、想定される全ての格納容器破損機構に対して、格納容器破損防止措置が有効であることが確認できる。

なお、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、必ずしも全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ことはない。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して評価を行う。炉心の著しい損傷が生じ、格納容器への負荷が生じる事象にあつては、事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」、「過出力時原子炉停止機能喪失」、「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」及び「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」の評価事故シーケンスの有効性評価が対応する。これらの評価事故シーケンス以外の評価事故シーケンスは、これらの評価事故シーケンスと同様であるかあるいは包絡されると考えられるが、有効性評価では、全ての評価事故シーケンスを対象とすることにより、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全体を一貫して評価することができる。

第 4.3.1.1 表 異常発生 の 部位 と パラメータ 変動 を
系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理 (1/2)

異常部位	着目 変量	変動 方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響
炉心	反応度	正	出力運転中の 制御棒の異常な引抜き	正の反応度	炉心流量が確保 された状態での 過出力
			炉心燃料集合体の 収縮方向の移動		
		負	ガス気泡の炉心通過 ^{*3}	負の反応度	炉心流量減少
			炉心燃料集合体の 膨張方向の移動 ^{*3}		
			制御棒又は後備炉停止制 御棒誤挿入 ^{*3}		
			制御棒又は後備炉停止制 御棒落下 ^{*3}		
安全 保護回路	原子炉 トリッ プ	誤作動	原子炉誤スクラム (自動)	原子炉スクラム に伴う 1 次主循 環ポンプトリッ プ	
		誤動作	原子炉誤スクラム (手動)		
1 次 冷却系 ^{*1}	冷却材 流量	増大	1 次冷却材 流量制御系故障	過冷却	炉心流量が確保 された状態での 過出力
		減少	1 次冷却材流量減少 (1 次主循環ポンプトリ ップ)	1 次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
	1 次主循環ポンプ軸固着				
	冷却材 インベ ントリ	増大	オーバフロー系故障 ^{*3}		
			主中間熱交換器 伝熱管破損 ^{*3}		
		補助中間熱交換器 伝熱管破損 ^{*3}			
	減少	1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系 配管 (内管) 破損)			
		1 次冷却材漏えい (安全容器内 配管 (内管) 破損)			
		1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系 配管 (内管) 破損)			
	圧力	増大	1 次アルゴンガス系 圧力制御系故障 ^{*3}		
			他系統からのガス混入 ^{*3}		
		減少	1 次アルゴンガス系 圧力制御系故障 ^{*3}		
1 次アルゴンガス漏えい ^{*3}					

第 4.3.1.1 表 異常発生部位とパラメータ変動を
系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理 (2/2)

異常部位	着目 変量	変動 方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響
2 次 冷却系*2	冷却材 流量	増大	2 次冷却材流量増大	過冷却	炉心流量が確保された 状態での過出力
		減少	2 次冷却材流量減少 (2 次主循環ポンプ トリップ)	2 次主循環ポン プトリップ	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
			2 次主循環ポンプ軸 固着		
	冷却材 インベ ントリ	増大	2 次純化系故障*3	1 次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
		減少	2 次冷却材漏えい 主中間熱交換器 伝熱管破損	2 次冷却材流量 減少	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
	圧力		増大	2 次アルゴンガス系 圧力制御系故障*3	1 次主循環ポン プトリップ
		減少	2 次アルゴンガス系 圧力制御系故障*3		
			2 次アルゴンガス漏 えい*3		
	空気流 量	増大	温度制御系故障	過冷却	炉心流量が確保された 状態での過出力
			温度制御系誤操作		
		減少	温度制御系故障	除熱不足	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
			温度制御系誤操作		
主送風機 (1 台) 故 障/トリップ 主送風機軸固着					
常用電源	電源	喪失	外部電源喪失	1 次主循環ポン プ駆動用主電動 機 電源喪失	炉心流量減少
			2 次主循環ポン プ駆動用電動機 電源喪失	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失	
圧縮空気 供給設備	圧縮空 気	喪失	圧縮空気供給設備故 障*3	1 次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
			圧縮空気漏えい*3		

*1: 1 次冷却材流量制御系、補助冷却設備 (1 次補助冷却系)、ナトリウム充填・ドレン設備 (オーバフロー系)、アルゴンガス設備 (1 次アルゴンガス系) を含む。

*2: 冷却材純化設備 (2 次純化系)、アルゴンガス設備 (2 次アルゴンガス系)、原子炉冷却材 温度制御系を含む。

*3: 原子炉の緊急停止の必要がない、又は緊急停止せずとも炉心の著しい損傷に至らないが、保 守的に原子炉スクラムに至ると仮定すると、原子炉スクラムに伴う炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.2 表 炉心の著しい損傷に至る可能性がある通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

原因* ¹	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心流量減少	1次主循環ポンプトリップによる流量減少	1次主循環ポンプトリップ	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ) 1次主循環ポンプ軸固着
		1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失	外部電源喪失
		上記以外の原因に起因するインターロック作動に伴う1次主循環ポンプトリップ* ²	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)
			1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損) 1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)
炉心流量が確保された状態での過出力	制御棒、炉心燃料集合体の移動による反応度添加	制御棒の異常な引抜き	出力運転中の制御棒の異常な引抜き
		炉心燃料集合体等の異常な変位	—* ³
	炉心へ流入する冷却材温度の低下に伴う反応度フィードバック	1次冷却材流量制御系故障	—* ⁴
		2次主冷却系異常による過冷却	2次冷却材流量増大
炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	2次冷却材流量減少による主中間熱交換器除熱減少	主冷却器異常による過冷却	主冷却器空気流量増大
		2次主循環ポンプトリップ	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ) 2次主循環ポンプ軸固着
		2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失	—* ⁵
	上記以外の原因に起因する2次冷却材流量減少* ²	2次冷却材漏えい	
2次冷却材温度上昇による主中間熱交換器除熱減少	主冷却器異常による除熱不足	主冷却器空気流量減少	主送風機風量瞬時低下
		主送風機風量瞬時低下	

- * 1 : 炉心の著しい損傷に至る可能性がある炉心全体の昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱
- * 2 : 原子炉トリップ信号発信によるインターロック作動が含まれるが、影響の大きさが他の異常事象に包絡されることから、何らかの原因による原子炉トリップ信号の発信を独立した異常事象に選定しない。
- * 3 : 設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変位による反応度添加は制御棒の異常な引抜きに包絡される。
- * 4 : 過冷却の要因として1次冷却材流量制御系故障による1次主冷却系流量増大を想定しても炉心の著しい損傷に至る反応度は添加されない。
- * 5 : 代表的な原因は外部電源喪失であり、炉心流量減少において考慮している。

第 4. 3. 1. 3 表 炉心の局所的な昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

原因	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心局所の流量減少	燃料要素の破損による流路阻害	同左	燃料要素の偶発的破損
	異物混入による流路閉塞	同左	流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞) 流路閉塞事象(千鳥閉塞)
炉心局所の過出力	過剰な核分裂性物質を有する燃料要素の炉心局所への誤装荷	同左	局所的過熱事象(約 10%過出力)
			局所的過熱事象(約 30%過出力)

異常事象	原子炉停止機能			事故シナケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 (「電源喪失」)	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入		
外部電源喪失	成功	成功	成功	炉心健全※1	—
	成功	成功	失敗	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)
	失敗	失敗	失敗	原子炉保護系(スクラム)動作失敗	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)
	失敗	失敗	失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)

※1: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(7)にて展開する。

第 4. 3. 1. 1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (1)

異常事象	原子炉停止機能			事故シナリオ	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「1次冷却材流量低」 トリップ）※1、※2	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
1次冷却材流量減少 （1次主循環ポンプ トリップ）※1、※2	成功	成功	成功	炉心健全※3	—
	成功	失敗	失敗	制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※4
	失敗	失敗	失敗	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※4
			失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※4

※1： 異常事象が「1次主循環ポンプ軸固着」の場合も同じ。

※2： 原子炉手動スクラムでは制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗以外は生じない。

※3： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。ただし、異常事象が「1次主循環ポンプ軸固着」の場合は、第4.3.1.2図(5)にて展開する。

※4： コンクリート遮へい体冷却系の異常や炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもちおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損等の原子炉の緊急停止を要さない異常が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、これらを起因として本事象シナリオのような原子炉停止機能喪失には至らない。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(2)

異常事象	原子炉停止機能			事故シナジェンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 (「中性子束高(出力領域)」)	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入		
出力運転中の制御棒 の異常な引抜き	成功	成功	成功	炉心健全※1	-
	失敗	失敗	失敗		
				原子炉保護系(スクラム)動作失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)
				原子炉トリップ信号発信失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)

※1: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。

※2: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (3)

異常事象	原子炉停止機能			事故シナリオ	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 (「中性子束高(出力領域)」)	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入		
2次冷却材流量増大 ※1	成功	成功	成功	炉心健全※2	—
	成功	失敗	失敗	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※3
	失敗	失敗	失敗	原子炉保護系(スクラム)動作失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)
				原子炉トリップ信号発信失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)

※1: 異常事象が「主冷却器空気流量増大」の場合も同じ。

※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。

※3: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (4)

異常事象	原子炉停止機能			事故シナエンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「2次冷却材流量低」） リップ※1	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
2次冷却材流量減少 （2次主循環ポンプ リップ）※1	成功	成功	炉心健全※2	—	—
		失敗	制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗		
	成功	失敗	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失(ULOHS)	
		失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失(ULOHS)	

※1： 異常事象が「2次主循環ポンプ軸固着」の場合も同じ。

※2： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。

※3： 原子炉保護系（スクラム）動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(5)

異常事象	原子炉停止機能			事故シナケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「原子炉入口冷却材温度 高」）	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
主冷却器空気流量 減少※1	成功	成功	成功	—	—
	失敗	失敗	失敗		
	成功	成功	成功	炉心健全※2	
	失敗	失敗	失敗	制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失（ULOF）※3、※4
	成功	成功	成功	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失（ULOHS）※4
	失敗	失敗	失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失（ULOHS）※4

※1： 異常事象が「主送風機風量瞬時低下」及び「2次冷却材漏えい※4」の場合も同じ。

※2： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。ただし、異常事象が「2次冷却材漏えい」の場合は第4.3.1.2図(6)にて展開する。

※3： 原子炉保護系（スクラム）動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

※4： 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらす主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもたらす点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。ただし、主中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、主中間熱交換器伝熱管破損を起因として本事故シナケンスのような原子炉停止機能喪失には至らない。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）（6）

異常事象	原子炉停止機能			事故シナジェンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「炉容器液位低」）	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
1次冷却材漏えい （1次主冷却系配管 （内管）破損）※1	成功	成功	成功	炉心健全※2	—
	失敗	失敗	失敗		
	成功	成功	成功	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)
	失敗	失敗	失敗		

※1： 異常事象が「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）」及び「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」の場合も同じ。

※2： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(1)にて展開する。ただし、異常事象が「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）」及び「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」の場合は、各々第4.3.1.2図(2)及び第4.3.1.2図(3)にて展開する。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）（7）

異常事象※1	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シナリオ	事象グループ
	1次主冷却系配管(内管)※2	1次主冷却系配管(外管)※3	安全容器内配管(内管)	1次主循環ポンプモーターによる強制循環補助冷却系による強制冷却※4		
1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	健全	健全	健全	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
				失敗	炉心損傷なし	
	健全	健全	健全	成功	原子炉容器液位: 1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+2次主冷却系による強制冷却	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)
				失敗	原子炉容器液位: 1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプモーターによる強制循環2次主冷却系による強制冷却	
	健全	破損	破損	健全	安全容器内配管(内管)破損(原子炉容器液位: 1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)
				破損	1次主冷却系配管(外管)破損(原子炉容器液位: 1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	
	破損	破損	破損	健全	1次主冷却系配管(内管)破損(原子炉容器液位: 1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)
				破損	1次主冷却系配管(外管)破損(原子炉容器液位: 1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	

※1: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

※2: 異常事象と異なるループの1次主冷却系配管(内管)の破損。

※3: 異常事象と同ループの1次主冷却系配管(外管)の破損。

※4: 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却、又は補助冷却系による強制循環冷却のいずれか一方に成功すれば炉心損傷に至らない。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (1)

異常事象※1	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シナゲクセス	事象グループ
	安全容器内配管(外管)	1次主冷却系配管(内管)	1次主循環ポンプモニターによる強制循環冷却※2	2次主冷却系による除熱		
1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	健全	健全	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	失敗		
健全	健全	健全	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	失敗		
破損	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	失敗		
破損	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	失敗		
破損	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	失敗		

※1: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

※2: 1次主循環ポンプモニターによる強制循環冷却、又は補助冷却系のいずれか一方に成功すれば炉心損傷に至らない。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (2)

異常事象※1 1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)※2、※3	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シナリオ	事象グループ
	1次補助冷却系配管(外管)	1次主冷却系配管(内管)	安全容器内配管(内管)	1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却		
	健全	健全	健全	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
		破損	健全	成功	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプモーターによる強制循環2ループとも失敗	炉心損傷なし
		破損	破損	失敗	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプモーターによる強制循環2ループとも失敗	炉心損傷なし
	健全	健全	健全	成功	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプモーターによる強制循環2ループとも失敗	炉心損傷なし
		破損	健全	成功	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプモーターによる強制循環2ループとも失敗	炉心損傷なし
		破損	破損	失敗	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプモーターによる強制循環2ループとも失敗	炉心損傷なし
	破損	破損	破損	失敗	1次補助冷却系配管破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)※2

※1: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

炉心損傷が生じると格納容器バイパスをたすおそれのある補助中間熱交換器熱管破損は、異常事象「1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)」と同様である。ただし、補助中間熱交換器熱管破損が生じると、2次補助冷却系への冷却材流入が生じ、原子炉容器液位の低下要因とならないことから、原子炉容器液位確保機能について「破損」側の分岐は考慮不要であり、その結果、本事故シナリオのような崩壊熱除去機能喪失には至らない。

※3: 異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗。

※4: 補助中間熱交換器熱管破損を起因とする事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなるが、補助中間熱交換器熱管破損が生じると、運転員は2次補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器バイパスは防止される。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (3)

異常事象	冷却機能			事故シナケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプボニータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱	補助冷却系による強制循環冷却		
1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ)※1	成功	成功	成功	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	炉心損傷なし 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)
	失敗	失敗	失敗		
	成功	成功	成功	1次主循環ポンプボニータによる強制循環2ループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	炉心損傷なし 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)
	失敗	失敗	失敗		

※1: 異常事象が「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」、「2次冷却材流量増大」、「2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)」、「主冷却器空気流量増大」、「主冷却器空気流量減少」、「2次主循環ポンプ軸固着」及び「主送風機風量瞬時低下」の場合も同じ。また、コンクリート遮へい体冷却系の異常等に伴う原子炉通常停止の場合も同じ。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (4)

異常事象	冷却機能			事故シナケケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプポニータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱	補助冷却系による強制循環冷却		
1次主循環ポンプ軸固着	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗※1	失敗	失敗	2次主冷却系による除熱2グループとも失敗	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)
			成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	1次主循環ポンプポニータによる強制循環2グループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	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)

※1: 異常事象により1ループの1次主循環ポンプポニータの強制循環冷却に失敗。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (5)

異常事象	冷却機能		事故シケケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプモータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱		
2次冷却材漏えい※1	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗※2	2次主冷却系による除熱2グループとも失敗	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)※1
	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗	1次主循環ポンプモータによる強制循環2グループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	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)※1

※1: 主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもちからす点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。主中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止で対策する。

※2: 異常事象により1ループの2次主冷却系による除熱に失敗。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（冷却機能）(6)

異常事象	冷却機能				事故シナゲンス	事象グループ
	ディーゼル発電機起動	1次主循環ポンプポモータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱	補助冷却系による強制循環冷却		
外部電源喪失	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗	失敗	失敗	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	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)
	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗	失敗	失敗	1次主循環ポンプポモータによる強制循環2ループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	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)
	失敗			失敗	ディーゼル発電機 (2台) 起動失敗	全交流動力電源喪失 (SBO)

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (7)

異常事象			
局所的過熱事象 (約10%過出力)	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)と同様である。

第 4.3.1.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (1)

異常事象			
燃料要素の 偶発的破損	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)と同様である。

第 4.3.1.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (2)

異常事象			
流路閉塞事象 (1サブチャンネル 閉塞)	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)と同様である。

第 4.3.1.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (3)

4.3.2 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の条件等

4.3.2.1 基本的考え方

炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故が発生した場合に炉心損傷防止措置が有効であること、及び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。

4.3.2.2 解析に当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、又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 3 参照】

4.3.2.3 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、「4.3.2.2 解析に当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。

【有効性評価における解析条件の設定：別紙 4 参照】

4.3.2.4 解析の実施方針

有効性評価における解析においては、評価項目となるパラメータの推移の他、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。

4.3.2.5 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以下の計算コードを選定して使用する。

【炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する計算コード：別紙 5 参照】

4.3.2.5.1 Super-COPD

4.3.2.5.1.1 概要

Super-COPD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有しており、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る。評価事故シーケンスの解析に必要な炉心核計算、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。

本計算コードは、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価において、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冷却材温度、再配置・冷却過程の解析に必要な原子炉容器入口冷却材温度、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」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。

4.3.2.5.1.2 重要現象のモデル化

評価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。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で使用するモデルは以下である。

(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重要であり、モデル化されている。自然循環条件では炉心流量再配分、炉心径方向熱移行、炉上部プレナム温度成層化等が重要であり、モデル化されている。

1次冷却材が漏えいする事故シーケンスでは、原子炉トリップのタイミングに影響する原子炉容器ナトリウム液位変化が重要であり、モデル化されている。

(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は強制循環、除熱源喪失型除熱機能喪失の事故シーケンスでは自然循環が重要であり、モデル化されている。1次冷却材が漏えいする事故シーケンスでは、ナトリウム漏えい流量及び主中間熱交換器のナトリウム液位変化、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、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や、除熱源喪失型除熱機能喪失等、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、モデル化されている。

(4) 1次補助冷却系

補助冷却設備を起動する事故シーケンスでは、冷却材熱流動（強制循環）、補助中間熱交換器の熱交換が重要であり、モデル化されている。

(5) 2次補助冷却系

補助冷却設備を起動する事故シーケンスでは、冷却材熱流動（強制循環）、補助冷却機の除熱（強制通風）が重要であり、モデル化されている。

(6) デブリベッド

格納容器破損防止措置の有効性評価において、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

が重要であり、モデル化されている。

4.3.2.5.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

Super-COPDは、ナトリウム冷却型高速炉での単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。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。また、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。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) を対象とした試験解析により、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。

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及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。

4.3.2.5.2 ASFRE

4.3.2.5.2.1 概要

ASFREは、高速炉燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的とし、三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路を一つの流路(サブチャンネル)としてモデル化される単相サブチャンネル解析コードである。各サブチャンネル内でワイヤスペーサの形状及び流れの方向を考慮して圧力損失を評価できるモデル、サブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルを用いている。また、ASFREは任意のサブチャンネルに対して流路が閉塞された状態を解析することができ、燃料集合体内冷却材流路閉塞事故における評価事故シーケンス「冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故」の解析に使用する。

4.3.2.5.2.2 重要現象のモデル化

燃料集合体の解析モデルは、燃料ペレット、燃料ペレット-燃料被覆管ギャップ、燃料被覆管、ワイヤスペーサ、燃料集合体内冷却材、ラップ管から構成されており、燃料集合体内冷却材は液相の単相流を取り扱う。流路が閉塞された状態を解析する場合は、サブチャンネル単位で当該部を閉塞物に置き換える。また、被覆管のクリーブ破損により、冷却材中にガスが噴出された状態を解析する場合は、サブチャンネル単位で当該部をガス相に置き換える。本評価事故シーケンスにおける重要現象は、燃料被覆管の温度変化と冷却材の温度変化及び速度分布である。

(1) 燃料被覆管温度変化

被覆管内の熱伝導については、支配方程式（3次元熱伝導方程式）を直接計算する。燃料ペレットと被覆管内面間の熱伝達は、「常陽」の照射試験データに基づいて評価したギャップ熱伝達率を設定して計算する。被覆管と冷却材との熱伝達は、米国 FFTF での模擬燃料集合体を用いた炉外ナトリウム試験の結果から導出された相関式を用いる。

(2) 燃料集合体内冷却材温度変化及び速度分布

燃料集合体内の冷却材温度変化は、渦拡散モデル（Todereas-Turi 相関式）を用いて計算し、速度分布の計算では、冷却材が燃料集合体の燃料要素やワイヤスペーサから受ける局所的な摩擦及び抗力を考慮できる分布抵抗モデルを用いるとともに、相関式(Aoki の式)を用いて乱流による付加的な渦粘性の効果を考慮して計算する。閉塞物と冷却材間の熱伝達は、液体金属での実測に基づいて提案されている相関式 (Subbotin 式) を用いて計算する。

4.3.2.5.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握

A S F R E は、既往試験を対象とした試験解析により、その妥当性が確認されている。「常陽」及び「もんじゅ」の燃料集合体の水試験を対象とした試験解析により、燃料集合体内軸方向圧力損失について、解析結果は試験結果を再現することが確認されている。また、模擬燃料集合体内の温度分布を計測したナトリウム試験を対象とした試験解析により妥当性が確認されている。これら妥当性確認を通じて、計算コードを構成する各解析モデルの妥当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。

4.3.2.5.3 S A S 4 A

4.3.2.5.3.1 概要

S A S 4 A は、高速増殖原型炉「もんじゅ」の安全解析に使用した S A S 3 D の次世代改良版として米国アルゴンヌ国立研究所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、酸化物燃料版のモデル改良及び検証を行ってきた。

S A S 4 A は、事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の起因過程において炉心の各部で時間遅れをもって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る。

S A S 4 A 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 (S A S チャンネル)、炉心全体を 10~33 程度の S A S 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。一つの S A S チャンネルは、径方向及び軸方向に分割した単一燃料要素伝熱モデルで構成され、燃料ペレット、燃料ー被覆管ギャップ、被覆管、冷却材、ラップ管は、径方向伝熱モデルにより結合されているとともに、軸方向には冷却材の熱流動を介して結合されている。燃料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、軸方向 1 次元の質量、運動量及び

エネルギーの保存則を解く。冷却材沸騰後に燃料が破損するチャンネルにおいては、ナトリウム蒸気流による溶融被覆管の移動挙動と、その後の燃料崩壊に伴う燃料の移動挙動を、未沸騰又は部分沸騰で燃料が破損するチャンネルにおいては、燃料破損後の FCI 挙動と燃料の移動挙動を計算する。

4.3.2.5.3.2 重要現象のモデル化

SAS4Aは「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」及び「過出力時原子炉停止機能喪失」の起因過程における重要現象がモデル化されている。具体的には、重要なパラメータである炉心の反応度変化に影響を及ぼす以下の重要現象がモデル化されている。

(1) 燃料定常照射挙動

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

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(スチール)の移動反応度がモデル化されている。

原子炉出力は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

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。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、燃料の軸方向の変形やスエリングも考慮している。

(4) 冷却材の熱流動及び沸騰挙動

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。冷却材が沸騰に至る場合には軸方向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。

(5) 被覆管の溶融・移動挙動

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。破損が判定されると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

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。

4.3.2.5.3.3 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モデルの妥当性確認を実施している。具体的には Phénix 炉における燃料要素の照射試験解析、CABRI 炉内試験解析により確認している。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。また、妥当性確認により、各モデルの不確かさを把握している。具体的には、燃料定常照射挙動に関しては、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。加えて、被覆管の溶融・移動挙動に関しては、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。これ以外のモデルに関しては解析により試験をおおむね再現し不確かさは小さいことが確認されている。

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

4.3.2.5.4.1 概要

S I M M E R - I V⁽¹⁰⁾ 及び S I M M E R - I I I⁽¹¹⁾（以下「S I M M E R」という。）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、流体力学、核計算、構造材の3つのモジュールから構成される。S I M M E R は炉心物質を固体、液体及び気体状態の多相成分として取り扱い、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を計算する。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・破損挙動を計算する。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改良準静近似の動特性により反応度と出力過渡を計算する。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。流体間の相対運動を取り扱うことができる。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を採用している。

(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を計算する。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する。

(3) 運動量交換

速度の異なる流体間の抵抗力及び流体－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

成分間の熱伝達係数並びに境界面積に基づいて熱伝達、熔融・固化、蒸発・凝縮等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をモデル化している。集合体壁表面で固化する熔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

改良準静近似法に基づ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を計算する。

4.3.2.5.4.2 重要現象のモデル化

SIMMERは「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」及び「過出力時原子炉停止機能喪失」の遷移過程と機械的応答過程の解析に使用する。遷移過程解析と機械的応答過程の評価における重要現象は以下のとおりである。

(1) 燃料スロッシング挙動

熔融炉心プール内で発生する揺動現象である。多成分流動、流動様式及び境界面積、運動量交換、熱及び質量移行のモデルにより総合的に計算する。

(2) 構造壁の熔融破損挙動

炉心内の集合体管壁の熔融破損挙動である。熱及び質量移行モデルと構造材モジュールにより、破損に伴う炉心プールの拡大挙動をモデル化できる。

(3) 燃料流出挙動

炉心上部のピン束流路、制御棒駆動機構下部案内管(LGT)の流路及び反射体・遮へい集合体のラップ管ギャップを通じた炉心物質の流出である。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する。

(4) FCI 挙動

高温の炉心物質と冷却材が接触することによって生じる冷却材の蒸気圧発生である。多成分流動、流動様式及び境界面積、熱及び質量移行モデルを連結することにより計算する。

(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分布の時間変化である。核計算モジュールにより計算する。

4.3.2.5.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握

各モデルの基礎検証とモデルを包括した、実機条件に近い実験を用いた妥当性確認を行った。具体的な妥当性確認の例は以下のとおりである。

- ・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

検証解析を通して重要現象に対するモデルの複合的な妥当性確認を実施し、重要現象に対する不確かさを把握している。遷移過程において不確かさを考慮すべき重要現象は FCI 及び燃料スロッシング挙動であり、機械的応答過程においてはモデルの不確かさよりも初期条件としての不確かさの影響が大きいと判断した。

4.3.2.5.5 FLUENT

4.3.2.5.5.1 概要

FLUENT⁽¹²⁾、⁽¹³⁾ 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、ナトリウム冷却高速炉を含む原子炉プラントにおける熱流動解析への適用実績を多数有している。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」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」の炉外事象過程の解析等に使用する。

4.3.2.5.5.2 重要現象のモデル化

FLUENTの解析では、冷却材(ナトリウム)が沸騰しない単相流の範囲を取り扱う。また、境界条件である発熱量、流量、温度等は、時間と共に変化するが、固体と液体との相変化や物質の凝固・溶融等の複雑な多成分問題となる物理現象は含まれない。解析では、プレナム部等での対流拡散熱移行、燃料集合体内及び構造部での摩擦又は形状の変化による圧力損失、発熱体又は境界面からの熱移行、固体内の熱伝導、流体と固体(構造物)との熱伝達等に関する解析モデルを組み合わせて行う。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を以下のようにモデル化している。

- (1) 原子炉容器、リークジャケット、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、この他に安全容器、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) 損傷炉心物質からの発熱及び伝熱に関して、炉心に残留した損傷炉心物質(以下「残留炉心物質」という。)が占める領域を非計算領域として設定し、非計算領域の表面に別途解析した表面熱流束の時間変化を境界条件として与え、ナトリウム等への伝熱をモデル化している。また、安全容器に流出した損傷炉心物質の内部発熱を考慮した解析を実施している。さらに、原子炉容器外からの冷却においては、健全炉心を

維持し、各燃料集合体内の発熱領域に単位体積当たりの発熱量を与え、崩壊熱をモデル化している。

- (3) ナトリウムの熱流動に関して、原子炉容器内の熱流動、炉心構成要素内及び集合体ラップ管間ギャップ内の熱流動（残留炉心物質が占める領域を除く。）の他、構造物への伝熱、幾何形状に応じた圧力損失等をモデル化している。
- (4) これらの他、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを安全容器とコンクリート遮へい体ライナとの間に通気すること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。また、原子炉容器とリークジャケットとの間の窒素ガス（コンクリート遮へい体冷却系）の流動伝熱をモデル化するとともに、原子炉容器とリークジャケット間の輻射伝熱を考慮している。

4.3.2.5.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

基本問題を対象として実施された F L U E N T の多数の検証解析事例はコード開発者により「ANSYS 検証マニュアル」としてまとめられており、本評価事故シーケンスで考慮すべき物理モデルが検証されていることを確認するとともに、基本的な追加の解析を行った。また、考慮すべき物理モデルを用いた F L U E N T の解析実績から妥当性を確認し、「常陽」を対象とする本解析への F L U E N T の適用性を確認した。原子力プラントの安全解析評価への適用事例として、ECCS 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、ROSA 試験、加圧型軽水炉における大破断 LOCA 時に高温となる熔融燃料と熔融ステールの熱流動現象評価及びコリウム (ZrO_2-UO_2) と炉容器壁との相互作用の評価等に使用されている。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や、ワイヤスペーサ付きの燃料要素を束ねた燃料集合体内の詳細な熱流動評価が行われている。また、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 (PLANDTL-1 及び PLANDTL-2) を対象に、炉心損傷防止措置の有効性評価に必要な原子炉容器内の多次元熱流動解析体系モデルと同様の解析体系モデルを整備し、炉心冷却において重要な熱流動現象であるインターラップフロー（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）の予測に係る適用性が確認されている。この他、格納容器破損防止措置の有効性評価で必要となる輻射伝熱モデル (S2S モデル) の有効性について、使用済燃料貯蔵施設内の解析事例の他、原子力分野以外での解析事例が複数報告されており、その適用性が示されている。

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。

4.3.2.5.6 AUTODYN

4.3.2.5.6.1 概要

AUTODYN⁽¹⁴⁾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。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物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。

4.3.2.5.6.2 重要現象のモデル化

AUTODYNは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」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。

4.3.2.5.6.3 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、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。

4.3.2.5.7 P L U G

4.3.2.5.7.1 概要

P L U G⁽¹⁵⁾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。

P L U G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。

4.3.2.5.7.2 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、P L U Gは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」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。P L U G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。

4.3.2.5.7.3 妥当性確認及び不確かさの把握

P L U G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。

4.3.2.5.8 CONTAIN-LMR

4.3.2.5.8.1 概要

CONTAIN-LMR^{(16)、(17)} 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る。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。

4.3.2.5.8.2 重要現象のモデル化

評価事故シーケンスの特徴に応じて、格納容器応答過程における以下の重要現象がモデル化されている。

(1) スプレイ燃焼

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の圧力及び温度上昇等を計算する。

(2) プール燃焼

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の圧力及び温度上昇等を計算する。

(3) ナトリウム-コンクリート反応

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（主にシリカ系コンクリート）に対して、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

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

ナトリウムの飽和蒸気圧曲線として、Na-NaKハンドブックやKirchhoff式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。

4.3.2.5.8.3 妥当性確認及び不確かさの把握

評価事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証が行われている。具体的には、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、発生圧力及び温度等について、試験結果をおおむね再現することが確認されている。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。さらに、重要現象に影響を与えるパラメータ（スプレイ液滴径、コンクリート侵食速度係数等）について感度解析を行い、その不確かさを把握している。

以上より、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温度・圧力、水素濃度等の計算を適切に行うことができる。

4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定

(i) 炉心損傷防止措置

炉心損傷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) 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基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 燃料最高温度が熱設計基準値（2,650℃）以下であること。
- ② 被覆管最高温度（肉厚中心）が熱設計基準値（840℃）以下であること。
- ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値（910℃）以下であること。
- ④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。
- ⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下であること。

①～③は、「添付書類8」に記載したとおり、運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないように定めた燃料の許容設計限界である。④は燃料の許容設計限界を超えないが、高温状態が長期間継続する事象において、燃料破損の防止を判定するための評価項目である。また、⑤は原子炉冷却材バウンダリの二次的破損を確実に防ぐために十分な余裕を持たせた限界値である。したがって、解析結果がこれらの値を超えたとしても、それにより直ちに炉心の著しい損傷に至るものではないことは明らかではあるが、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れた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などの特徴により、発熱と除熱のバランスからの逸脱に対して大きな安全余裕を有していることを確認するために、あえて安全側に厳しく評価項目を設定する。ただし、個別の評価事故シーケンスについて具体的な評価項目①～⑤の一部が満足できない場合であっても、炉心の著しい損傷が防止でき、炉心の十分な冷却が可能であることを合理的に示すことができれば、当該シーケンスにおいて措置に有効性があることが確認されたものとする。

なお、④については、クリープ損傷の増大が有意になる条件である被覆管最高温度が10秒程度以上継続して700℃を上回る場合に評価結果を記載する。また、熱設計基準値を下回る

限り、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力の変化はほとんど生じないため、冷却材圧力を評価項目とする必要はない。

(ii) 格納容器破損防止措置

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、伝熱特性に優れた単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、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定 (i) 炉心損傷防止措置」で設定した評価項目を適用する。

なお、炉心損傷が防止できれば原子炉冷却材バウンダリは健全であり、格納容器への負荷も発生せず、格納容器は破損しないことから、炉心損傷防止措置の評価項目の適用が可能である。また、主冷却系及び補助冷却設備による炉心冷却は、格納容器バウンダリの機能に依存しないことから、格納容器の先行破損に起因して炉心損傷に至る可能性はない。

- (2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。
- ② 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。

- (3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
- ② 格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。
- ③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

- (4) (2) が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
- ① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。
 - ② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
- (5) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
- ① 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性が維持できること。
- (6) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
- ① 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

4.3.2.7 資機材に関する手順書の整備及び教育訓練

多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故が発生した場合に、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を講じるための手順書及び体制を整備する。また、措置の実施に関して、要員の必要な力量を確保するために、要員への適切な内容の教育及び訓練を定期的（年1回以上）に実施する。これらについては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等に定めるが、手順書及び体制の整備並びに教育及び訓練の方針を以下に示す。

(1) 手順書の整備

- a. 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、炉心の著しい損傷を防止又は炉心の著しい損傷に至る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できるように手順書を整備する。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。
- b. 施設の状態の把握及び多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる。
- c. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等に対処するために監視することが必要である計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、手順書に明記する。
- d. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等の対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を手順書に整理する。
- e. 有効性評価等にて整理した情報を、運転員が使用する手順書、現場対応班が使用する手順

書に整理する。

- f. 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等から一斉放送を行い、職員等の誘導のもと避難させる手順を整備する。

(2) 体制の整備

- a. 専門性及び経験を考慮した要員の構成を行う。
- b. 指揮命令系統を明確にし、効果的な事故対策を実施し得る体制を整備する。また、責任者と代理者、代理順位をあらかじめ定め、配置する。
- c. 大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時発災を想定しても、対応できる体制を整備する。
- d. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等の対策の実施状況について、大洗研究所内外の組織へ情報提供を行うことができる体制を整備する。

(3) 教育及び訓練の方針

- a. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練を実施する。
- b. 要員の役割に応じて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。また、運転員と現場対応班が連携して一連の活動を行うための訓練等を定期的に計画する。
- c. 普段から保守点検活動を行って実務経験を積むことなどにより、原子炉施設について熟知する。
- d. 高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する。
- e. 設備及び資機材等に関する情報並びに手順書が即時に利用できるよう準備し、それらの情報及び手順書を用いた事故時訓練を行う。

4.3.3 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価結果

【多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る資機材及び手順：別紙6参照】

4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

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

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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

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

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

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

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

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

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

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

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

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

(ii) 格納容器破損防止措置

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

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

ガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。本措置は、e.による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

- e. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。手動による措置は、自動による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(iii) その他

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

(4) 資機材

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

(5) 作業と所要時間

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

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 2 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 5 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。

また、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に係る自主対策に必要な要員は、それぞれ 2 名及び 1 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名で確保可能である。

なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード S u p e r - C O P D により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。なお、これらの値は、「4.3.2.3 有効性評価における

解析の条件設定の方針」に基づき、設計値等の現実的な条件を用いたものである。以下同じ。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456°C、コールドレグ温度を350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
また、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度の初期値をそれぞれ、1,794°C、540°C及び531°Cとする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²°Cとする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2ループの1次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれるものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 原子炉の自動停止は「1次主循環ポンプトリップ」によるものとし、応答時間は4.2秒とする。
- 7) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高めめに評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を1.4%Δk/kとする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 9) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.1.2図に示す。

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

外部電源喪失により炉心流量は事象発生0秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、主に冷却材温度の上昇による負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約92%まで低下し、燃料温度も低下する。また、1次主循環ポンプの主電動機及び2次主循環ポンプのトリップ後は、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインタ

一ロックにより、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度から上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約 1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約 630℃及び約 620℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期値からほとんど上昇せず最高温度は約 460℃であり、評価項目を満足する【制御棒の落下速度による影響評価：別紙 7-1 参照】。

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

ii) 不確かさの影響評価

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

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

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

- | | | |
|---------|---|--|
| ドププラ係数 | : | 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 燃料温度係数 | : | ドププラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 被覆管温度係数 | : | 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| 冷却材温度係数 | : | 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |

ラッパ管温度係数 : ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

炉心支持板温度係数 : 本評価事故シーケンスにおける評価項目である燃料温度及び炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、炉心支持板温度係数の不確かさは考慮しない。

解析結果を第 4.3.3.1.3 図に示す。

後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでに、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなることにより、原子炉出力の低下が基本ケースの解析に比べ小さくなった。しかし、結果として、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず、それぞれ約 630°C 及び約 620°C であり、評価項目を満足する。また、燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約 1,800°C、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず約 460°C であり、評価項目を満足する。

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

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. 起因過程の解析

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

a. 解析条件

SAS 4 A における解析体系を第 4.3.3.1.4 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を 33 のチャンネル（以下「SAS 4 Aチャンネル」という。）で代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS 4 Aチャンネルの配置図を第 4.3.3.1.5 図に示す。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2ループの1次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれ、炉心流量は定格値の約 10%が確保されるものとする。1次主循環ポンプの主電動機の停止後の冷却材流量を第 4.3.3.1.6 図に示す。
- 4) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。
- 5) ドプラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定とし

て計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

- 7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体と比べて内部構造が複雑であり燃料要素の形状や組成も異なるため、炉心燃料集合体と同様に忠実にモデル化することは合理的ではない。また、その燃料装荷量は炉心燃料集合体に比べて少なく、仮に燃料損傷が発生したとしても事象推移に与える影響は小さい。このため、照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換え、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いることで、起因過程では損傷しない想定とする。
- 9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じたFPガスの生成量の計算や燃料中のFPガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 10) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下するが、冷却材による除熱能力の低下によって被覆管は昇温し、被覆管の機械的強度は燃料の溶融が始まる前に喪失する。他方、燃料内の径方向温度分布が平坦化しているため、被覆管の機械的強度が喪失した状態で燃料の溶融が生じると、短時間で燃料全体が崩壊（破損）すると考えられる。燃料の破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.7 図及び第 4.3.3.1.8 図に示す。

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

管の温度が融点まで上昇し、SAS4Aの適用限界に達する。約70秒間の起因過程の範囲では、炉心は出力/流量比が大きい1チャンネル（チャンネル12、炉心燃料集合体数：2）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は、事象全体を通じて負にとどまり臨界（0.0\$）を超えない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、初期値の約1,030°Cからほとんど上昇せずに低下に転じ、その後も大きく上昇することはない。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度及びボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい【ボイド反応度が正となる領域と事象推移への影響：別紙8-1参照】。

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

ii. 遷移過程の解析

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

a. 解析条件

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

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。SIMMER-IVにおける初期物質分布を第4.3.3.1.10図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、SAS4Aの適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子（燃料が一旦溶融した後に固化した固体粒子）並びに液体スチール及びスチール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を18群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシ

ユの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。

- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行しているため、健全形状の炉心に対して定格運転時の約10%流量を再現するように出入口圧力を設定する。
- 7) B型及びC型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、制御棒駆動機構下部案内管、後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管（以下両者ともに「LGT」という。）及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
- 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料チャンク（未溶融の固体燃料粒子）とする。
- 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.1.11図から第4.3.3.1.13図に示す。

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

質分布の変動を可視化した解析結果を受けて、機械的応答過程において評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである機械的エネルギーを解析する【最終的即発臨界超過に至るまでの炉心物質挙動の視覚的説明：別紙 8-2 参照】。

この時に発生するスチール蒸気圧により炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化する。この結果、反応度は、深い未臨界状態（-200\$未満）に低下し、原子炉出力も急速に低下する。その後、再び反応度は、正に回復することはなく、エネルギー放出が生じる可能性はない。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とスチールが堆積しており、短時間で熔融燃料が LGT を通じて炉心領域の下方に流出することはない。炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップ部及び遷移過程終了時に炉心に残留した燃料及びスチール（以下「残留炉心物質」という。）において、崩壊熱により発熱を続ける炉心燃料のその後の長期にわたる再配置挙動及び冷却挙動については、再配置・冷却過程において解析する。なお、この炉心内の燃料の凝集挙動の解析においては保守的に炉心物質の粘性を零としている【固体粒子の存在による炉心物質の実効的な粘性の増加を考慮した場合の事象推移：別紙 8-3 参照、遷移過程解析における炉心物質の流動性とその影響について：別紙 8-4 参照、高速炉燃料ペレットの急速加熱時の過渡挙動について：別紙 8-5 参照】。

iii. 再配置・冷却過程の解析

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

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

a. 解析条件

下部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、1 次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、下部プレナムに形成されるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。残留炉心物質の冷却については、1 次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、炉心領域における残留炉心物質から周囲構造物等への伝熱過程を伝熱計算モデルで計算し、残留炉心物質の再配置場所から周辺の冷却材への熱移行及び原子炉容器内での熱流動挙動を FL

UENTで解析する。また、上部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、堆積状態に応じてデブリベッド熱計算モジュール(炉心支持台上面に堆積した扁平なデブリベッドが対象)及び伝熱計算モデル(材料照射ラック底部に堆積した縦長円柱状のデブリベッドが対象)で解析する。1次主冷却系流量等の境界条件はSuper-COPDで計算する。以上のSuper-COPDによる計算において、全炉心が閉塞した遷移過程終状態での1次主冷却系流量は定格運転時の約3%である。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等について、1)から5)に共通的な解析条件等を、6)から11)にそれぞれの再配置場所に対する解析条件等を示す。

- 1) 再配置・冷却過程の初期状態は、遷移過程の解析において核的挙動が収束した時点の炉心状態から設定する。遷移過程の終状態では、炉心インベントリの約30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化している。ここでは、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量及び下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量が保守的に多くなるように炉心周囲へ移行する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの30%から20%に、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの80%とした状態を再配置・冷却過程の初期状態とする。
- 2) 核分裂による発熱は考慮しない。
- 3) 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。
- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値(最適評価値)を基に、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続していることを考慮して、希ガス及び揮発性のFPからの崩壊熱を除いた値を用いる。原子炉停止後の経過時間は、遷移過程後の事象進展を考慮してそれぞれの再配置場所について設定する。
- 5) 炉心領域から下部プレナム又は上部プレナムに移行した溶融炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムによって効率的に冷却・固化・微粒化して、下部プレナムでは原子炉容器底部に、上部プレナムでは炉心支持台上面(炉心構造物を支持する水平構造物の上面)及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする【損傷燃料のデブリ化に対する炉外試験データの適用性について:別紙8-6参照】。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果に基づき、デブリ粒子径を400 μm 、空隙率を0.6とする【FCI試験におけるナトリウム温度条件と粒径の関係:別紙8-7参照】、【デブリベッドの冷却性解析におけるデブリベッドの性状:別紙8-8参照】。
- 6) 遷移過程の終状態の残留炉心物質は、未溶融又は再固化した燃料と溶融ステールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再溶融する。溶融した残留炉心物質の一部は、LGTを通じ下部プレナムに流出する。炉心領域に残留する損傷炉心物質の量が炉心インベントリの約50%を下回ると、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって残留炉心物質の溶融が止まるとともに下部プレナムへの流出も止まる。従って、遷移過程終了時に炉心領域に残留する損傷炉心

物質の量である炉心インベントリの 80%から下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 30%とする。

- 7) 本評価事故シーケンスの遷移過程の基本ケースでは、事象の開始から約 130 秒後に炉心領域から熔融炉心物質の一部が径方向反射体及び遮へい集合体のラップ管間のギャップに移行し、炉心領域での核反応が停止すると遷移過程の終状態となる。このため、下部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は事象の発生から約 130 秒後とする。また、下部プレナムのデブリベッド、周囲の冷却材及び原子炉容器壁の初期温度は、それぞれ約 420°C、約 420°C及び 350°Cとする。
- 8) 6) より炉心領域に残留する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 50%とする。
- 9) 炉心領域に残留する燃料の崩壊熱の起点は、7) と同様に事象の発生から約 130 秒後とする。また、冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度は最高約 1,930°C、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約 350°C、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約 500°C並びに炉心周辺領域は約 460°Cとする。この残留炉心物質の温度は遷移過程の終状態で炉心に残留する燃料とスチールの平衡温度である。また構造材及び冷却材の温度は、1 次主冷却系流量等の境界条件を S u p e r-C O P D で計算した際に得られた冷却過程開始時点における各領域の温度である。
- 10) 大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で熔融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。ここでは、保守的に炉心上部構造（炉心燃料集合体内の上部反射体ペレット下端からハンドリングヘッドの上端までの間に位置する構造物）による損傷炉心物質の放出の抑制効果を見做して、上部プレナムに移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 100%とする。また、次節の iv. 機械的応答過程において高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生を S I M M E R - I V で解析した結果によると、上部プレナムに放出された損傷炉心物質は炉容器壁近傍の上部プレナム底部に沈降し、その位置にある材料照射ラック及び炉心支持台上面に堆積する。堆積位置の広がり面積に対する材料照射ラックの開口面積の比より、炉心インベントリの約 4%の損傷炉心物質が材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。
- 11) 機械的応答過程の解析より、上部プレナムに損傷炉心物質が噴き上げられた高さから炉心支持台上面までの高さを終端速度で落下すると保守的に仮定して、上部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は、後述する遷移過程の不確かさ影響の評価ケース①における核反応の停止から 10 秒後とする。また、デブリベッドの初期温度は、遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果より約 5,110°C の損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた 600°Cとする。この温度は上部プレナムに放出された炉心物質と上部プレナム内のナトリウムの平衡温度である。

b. 解析結果

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

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

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

② 残留炉心物質の冷却

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

③ 上部プレナムにおけるデブリベッド冷却

材料照射ラック底部に堆積したデブリベッドの最高温度は約 760°C、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドの最高温度は約 760°Cまで上昇するが、その後、崩壊熱の減衰によって、これらのデブリベッドの温度は低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器において、原子炉容器及び原子炉容器内の構造物の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量等により発生する応力は約 11MPa（1次応力）であり、SUS304について 800°Cで得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。SUS304について 900°Cまでの温度条件におけるクリープ試験結果を第 4.3.3.1.16 図に示す。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

iv. 機械的応答過程の解析

機械的応答過程では、起因過程又は遷移過程において即発臨界超過の結果、大きな熱エネ

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

a. 解析条件

高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生を S I M M E R - I V で解析する。S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.1.17 図に示す。機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答を A U T O D Y N で解析する。A U T O D Y N における解析体系を第 4.3.3.1.18 図に示す。機械的エネルギー発生時の回転プラグ下面の圧力上昇に伴う回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出を P L U G で解析する。P L U G における解析体系を第 4.3.3.1.19 図に示す。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急上昇が起こった直後の、炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。
- 2) S I M M E R - I V による機械的エネルギー発生解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いてモデル化する。炉心及びその周辺の初期状態は、遷移過程の解析結果をそのまま接続する。初期の炉心平均燃料温度及び炉心平均スティール温度は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ 3,700℃及び 1,470℃とする。なお、炉心物質が保有する全熱エネルギーに対応する指標として、ここでは炉心平均燃料温度に加えて炉心平均スティール温度も示した。
- 3) 炉心部から上部プレナムへと溶融炉心物質が容易に噴出するように、遷移過程において炉心部の上部構造の流路中に侵入した溶融炉心物質が固化することによって形成される閉塞を無視し、また、原子炉容器内において、機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視するなど、機械的エネルギーの発生が大きくなるような条件とする。
- 4) A U T O D Y N による原子炉容器の構造応答解析は、原子炉容器全体を 2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は、上端で支持される構造とし、原

- 子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生 of 解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として解析する。
- 5) 回転プラグは動かない剛体としてモデル化し、この構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果を見捨てるなど、原子炉容器への負荷が大きくなるような条件とする。
 - 6) PLUGによる解析は、回転プラグ及びその固定ボルトをモデル化する。また、回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。回転プラグの応答及び固定ボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴は、機械的エネルギー発生 of 解析で得られた圧力履歴【プラグ応答に関わる機械的応答過程解析の具体的内容について：別紙 8-9 参照】を用い、原子炉容器の変形による圧力緩和効果を見捨てる、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。
 - 7) 定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算するなど、ナトリウム噴出量が多くなる条件とする。

b. 解析結果

① 機械的エネルギーの発生

即発臨界超過による熱エネルギーの放出で高温・高圧となった炉心から熔融燃料と熔融スチールの混合物が上方に放出され、液体ナトリウムを蒸発させる。これが圧力源となって、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造に機械的負荷を与える機械的エネルギーへ変換される。機械的エネルギーの最大値は約 1.8MJ である。なお、圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 25%程度である。機械的エネルギーを発生させる物理現象は熔融した炉心物質とナトリウムの FCI である。FCI では高温物質と低温物質の接触時に単相圧力が発生する Phase A と呼ばれる現象が知られている【高速炉における FCI 現象について：別紙 8-10 参照】。

② 原子炉容器の構造応答

第 4.3.3.1.20 図に径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴を示す。圧力源の膨張により上部プレナムのナトリウムの上昇速度は、徐々に増大しカバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.1% (弾性変形の範囲内) であり、許容限界である 10%を超えない【原子炉容器の歪みの判断基準 (10%) の設定について：別紙 8-11】。したがって、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動

第 4.3.3.1.21 図に回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果を示す。炉心上部機構及び小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位し、大回転プラグとの相対変位は生じない。大回転プラグは 80ms 程度の短時間の間だけ、最大約 1.2mm 上向きに浮き上がるが、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上

がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。各回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも約 0.1%であり、破断伸びである 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。

第 4.3.3.1.22 図に各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量（積算値）を、作用する圧力及び変位とともに示す。炉心上部機構及び小回転プラグの間隙内にナトリウムは流入しない。大回転プラグの間隙内に約 7kg のナトリウムが流入するが、流入量は同間隙の保持可能なナトリウム量を下回り、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。

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

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

v. 格納容器応答過程の解析

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

a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。解析体系を第 4.3.3.1.23 図に示すとともに、主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器（床上）及び外気をモデル化する。
- 2) 不確かさの影響を考慮したとしても、格納容器（床上）へナトリウムが噴出することはないが、ここでは、格納容器の健全性を入念に確認するために、敢えて 230kg のナトリウムが噴出すると仮定する。
- 3) ナトリウムの燃焼形態として、スプレイ燃焼及びプール燃焼をそれぞれ想定し、それぞれの燃焼形態が支配的となるような液滴径を設定する。また、ナトリウムとコンクリートが直接接触して反応することも想定し、この場合、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応すると仮定する。
- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、希ガスの FP の 100%、揮発性の FP の 50%が格納容器（床上）へ放出されるものとし、これらの崩壊熱は格納容器内雰囲気ガスに対する熱源とする。
- 5) 格納容器（床上）圧力の初期値は 0.25kPa[gage]、格納容器鋼壁温度の初期値は 40℃とする。
- 6) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考えるものとする。
- 7) 水素の発生については、ナトリウムと雰囲気中の湿分又はコンクリート中の水

分との反応をそれぞれ考慮するものとする。

- 8) Cs-137 の格納容器外への放出量については、定格出力運転を継続し炉心燃料が平均燃焼度に到達したとの保守的な仮定で計算した炉内蓄積量を基に、炉心から冷却材には全量が放出されると仮定し、冷却材中での捕獲及び格納容器（床上）での凝集、沈着等による除去を考慮するものとする。

【格納容器応答過程における放熱等の解析条件及びセシウム挙動の評価方法について：別紙 8-12 参照】

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.24 図から第 4.3.3.1.26 図に示す。

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

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

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

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

また、格納容器外への Cs-137 の放出について、原子炉冷却材による除去率は 90% 、格納容器内から格納容器外への放出率は約 0.083% 、総放出量は約 0.33TBq となり、 100TBq を十分に下回る【BDBA 時の Cs-137 の放出量の評価及び中央制御室の実効線量の評価：別紙 8-13 参照】。

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

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

ii) 不確かさの影響評価

i. 起因過程の不確かさの影響評価

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

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、SAS4A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動

力となる FP ガス圧力の効果を見捨てる。

- 2) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30%の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。
- 3) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30%である。ドップラ反応度係数は負であるが、起因過程のドップラ反応度は正となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。
- 4) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30%である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は収縮し反応度変化が正となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。

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

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度については、どの不確かさを考慮したとしても、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」と同様に臨界 (0.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。事象の推移と損傷集合体の数に最も大きな影響が生じたケースは、2) のナトリウムボイド反応度の不確かさを保守的に考慮したケースである。基本ケースに比べて過渡開始直後から反応度の減少が若干緩やかになり、沸騰開始時刻や燃料崩壊時刻が早くなっている。このことによって事象進展が速くなり、基本ケースに比べて沸騰及び損傷に至る集合体数が増加した。しかしながら、燃料要素が損傷した集合体の数は基本ケースの 2 集合体から 5 集合体増加しているが、そのうちの 3 集合体は被覆管の溶融に至っただけであり、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。なお、2) のナトリウムボイド反応度ケースでは沸騰開始、燃料崩壊開始、ラップ管溶融の各時刻が基本ケースから約 14%から約 17%程度早くなったのに対して、1) FP ガスの保持量、3) ドップラ反応度、4) 燃料の軸伸び、の不確かさの影響を確認するケースでは基本ケースからの変化は僅少であり、また燃料要素が損傷した集合体の数も基本ケースと変わらず 2 集合体のままである【SAS4A の妥当性確認で抽出された不確かさの影響評価の詳細について：別紙 8-14 参照】。

ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響

を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解析を行う。他方、評価項目の「(3) 即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器(床上)に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること」の具体的な評価項目のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、熔融燃料の大規模な凝集である【燃料の分布等を踏まえた燃料凝集率と反応度挿入率の評価について：別紙 8-15 参照、即発臨界超過に伴う放出エネルギー評価に係る想定条件の保守性・妥当性について：別紙 8-16 参照】。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な熔融燃料の凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約 60 秒であり、炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料の移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する【SIMMER による遷移過程解析における、燃料粒子径等の解析条件の即発臨界超過への影響、及び炉心物質質量の変化について：別紙 8-17】。

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

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

①の解析は、SIMMER-IIIにより解析する。SIMMER-IIIにおける2次元円筒座標の解析体系を第 4.3.3.1.27 図に示す。制御棒、後備炉停止制御棒及びB型・C型照射燃料集合体は、「(6) 措置の有効性評価 ii) 遷移過程の解析評価」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度の履歴を第 4.3.3.1.28 図から第 4.3.3.1.30 図に示す。2次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集中が3次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう熔融燃料の凝集移動が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉

心平均燃料温度の最大値は約 5,110°Cである。この解析においては遷移過程の非線形性の影響も考慮している【高速炉重大事故時の即発臨界超過現象における非線形性の影響評価：別紙 8-18 参照】。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を解析する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。

②の解析は、SIMMER-IVにより解析する。FCI による発生圧力を保守的に仮定する【遷移過程解析及び機械的エネルギー発生解析における FCI 実験からの知見の適用性：別紙 8-19 参照】ことにより、これに伴う燃料凝集の効果による炉心平均燃料温度を解析した。3次元体系では、2次元体系に比べて燃料が炉心内で分散しているために核出力が小さく、炉心燃料の溶融度は低く流動性が小さい。このため、保守的な FCI による圧力を与えても2次元体系に比べて燃料凝集量は少ない。反応度は、即発臨界を超過するもののこれに伴う炉心平均燃料温度は約 4,080°Cであり、FCI による圧力によって駆動される燃料移動により大きな反応度挿入や過大なエネルギー放出が生じることはない。

以上の不確かさの影響評価の解析とその結果について【遷移過程解析における不確かさ影響評価の保守性について：別紙 8-20】にまとめた。また1次元コンパクションを想定した簡易評価による不確かさ影響評価解析の保守性を確認した結果を【重力コンパクションによる簡易評価と遷移過程解析基本ケースとの反応度挿入率の違いについて：別紙 8-21】に示す。

iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価

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

下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から溶融した残留炉心物質が LGT を通じて下部プレナムに移行しないと想定した場合は、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で溶融し得る燃料の量は炉心インベントリの約 70%となる。この状態で、溶融した残留炉心物質が LGT を通じて下部プレナムに移行する場合を下部プレナムのデブリベッドの冷却に対する保守的な上限とする。また、残留炉心物質の冷却に対しては、保守的な損傷炉心物質の量として、炉心インベントリの 80%（残り 20%は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化）が炉心領域に残存するものとする【再配置・冷却過程における損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさ及びその影響評価について：別紙 8-22 参照】。

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

わない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの 70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。デブリベッドの性状については、「(6) 措置の有効性評価 iii. 再配置・冷却過程の解析」と同じとする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、「② 残留炉心物質の冷却」において、炉心インベントリの約 70%の燃料が再溶融する時刻(事象発生から約 1, 200 秒後)とする。

解析結果を第 4. 3. 3. 1. 31 図に示す。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約 1, 800 秒後に約 720℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は約 2. 8MPa (1 次応力) であり、S U S 3 0 4 について 900℃までの温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、溶融炉心物質等が原子炉容器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、粒子径の代表径として質量中央値ではなく Sauter 平均値を用いた場合の影響及びデブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論は変わらない【デブリベッドの冷却性解析におけるデブリベッドの性状：別紙 8-8 参照】、【デブリベッドの冷却性評価における粒子径の評価方法とその影響について：別紙 8-23 参照】。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの 80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する【FLUENT 解析に与える損傷炉心物質から周囲への熱流束の設定について：別紙 8-24 参照】。また、F L U E N T を用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する【FLUENT 解析における解析体系及び境界条件の設定について：別紙 8-25 参照】。

解析結果を第 4. 3. 3. 1. 32 図及び第 4. 3. 3. 1. 33 図に示す。

伝熱計算モデルの解析によって、事象発生から約 670 秒後に燃料が再溶融し始め、残留炉心物質の最高温度は約 2, 890℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下することが示された。残留炉心物質の内部がスチールの蒸気

圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。

また、FLUENTの解析より、残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成後から発熱条件の時間変化に従って上昇し、事象発生から約 3,900 秒後に約 850°Cであり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却され、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 770°Cであり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 580°Cである。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 500°Cであり、これは「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」における原子炉冷却材バウンダリの制限温度（550°C）以下であることから、原子炉容器近傍の冷却材温度が過大とならず、原子炉冷却材バウンダリである原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

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

iv. 機械的応答過程の不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること」の具体的な評価項目「②格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること」に対しては、機械的エネルギー発生における重要現象の不確かさの影響を確認する解析を実施した。不確かさの影響を確認した重要現象は、燃料からスチールへの熱移行、炉心上部構造への熱及び圧力損失、蒸気泡の成長、及び遷移過程の不確かさである。この結果【機械的エネルギー発生の解析における（初期熱エネルギーの不確かさ以外の）解析パラメータの不確かさの影響について：別紙 8-26 参照】【機械的エネルギー発生の解析におけるエネルギー散逸について：別紙 8-27 参照】【機械的エネルギー発生に係る極短時間挙動の解析へのSIMMERの適用性について：別紙 8-28 参照】、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及び炉心平均スチール温度の最大値はそれぞれ約 5,110°C及び約 2,400°Cである。

上述の不確かさの影響を考慮した解析【機械的エネルギー発生の解析における（初期熱エネルギーの不確かさ以外の）解析パラメータの不確かさの影響について：別紙

8-26 参照】の結果得られた機械的エネルギーの最大値は約 3.6MJ である。圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 4%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4.3.3.1.34 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.7%であり、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

第 4.3.3.1.35 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す【プラグ応答に関わる機械的応答過程解析の具体的内容について：別紙 8-9 参照】。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。各回転プラグの固定ボルトのひずみは最大で約 1.6%であり、破断伸び 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。第 4.3.3.1.36 図に各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量（積算値）を、作用する圧力及び変位とともに示す。炉心上部機構、小回転プラグ及び大回転プラグの間隙内にそれぞれ 31kg、29kg 及び 185kg のナトリウムが流入するが、流入量は同間隙の保持可能なナトリウム量を下回り、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。

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

v. 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

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

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

解析結果を第 4.3.3.1.37 図から第 4.3.3.1.39 図に示す。

格納容器（床上）の雰囲気圧力及び格納容器の鋼壁温度が最高となるスプレイ燃焼における崩壊熱の増加の影響については、圧力は変わらず（最高圧力は約 0.93kg/cm²[gage]）、格納容器の鋼壁温度は若干上昇する（最高温度は約 69℃）程度である。これは、スプレ

イ燃焼によって発生する熱量に比べて崩壊熱の増加の影響が僅かだからである。また、格納容器(床上)の水素濃度が最大となるナトリウム-コンクリート反応におけるプール面積(反応面積)の増加の影響については、水素の発生速度は増加するものの、ナトリウムの早期消費により反応時間が短くなるため、最大水素濃度はほとんど変わらず(約0.77vol%)、燃焼限界濃度の4vol%を下回る。

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

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

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

第4.3.3.1.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「電源喪失」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③核計装(線形出力系)
事故発生の判断	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」
代替原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認し、自動停止の成否を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装(線形出力系)
1次主冷却系流量増大	・原子炉手動停止にも失敗している場合は、1次主冷却系の流量を増大させる。	①1次冷却材流量コントローラ ②ボニーモータ抵抗タップ	—	①1次主冷却系冷却材流量計 ②核計装(線形出力系)

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.1.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	・ 1 次主冷却系（ボニーマータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2 次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	① 1 次主冷却系 ② 2 次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1 次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2 次主冷却系冷却材流量計
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。	① 1 次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	①原子炉カバーガス圧力計 ②燃料破損検出系
格納容器アイソレーション確認	・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.1.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

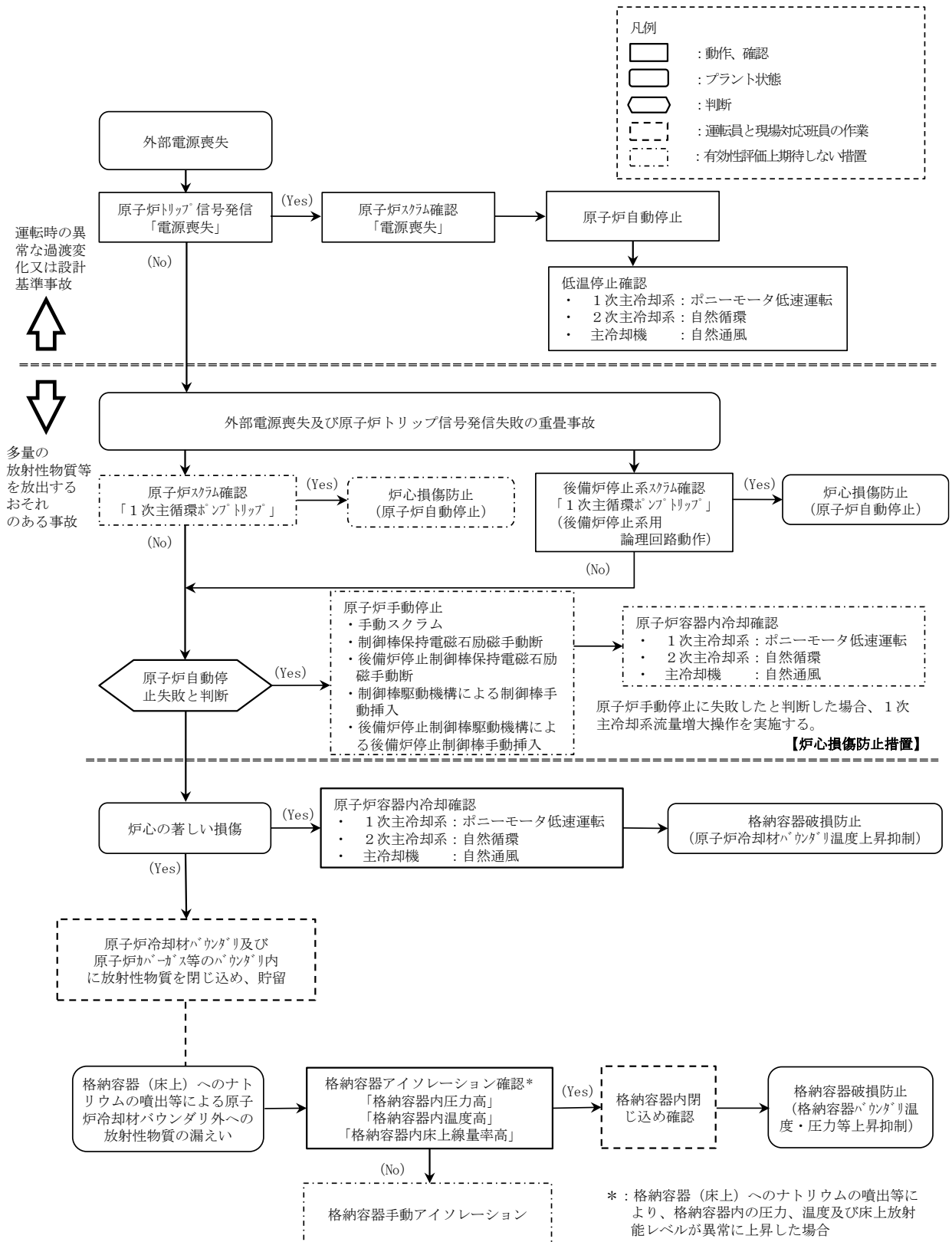
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生時の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar from 0 to 60 minutes]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生時の判断	[Gantt chart bar from 0 to 5 minutes]																・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。																・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart bar from 0 to 5 minutes]																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart bar from 0 to 5 minutes]																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員B、C	2 ・1次主冷却系流量増大	[Gantt chart bar from 0 to 10 minutes]																・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。 ・上記の操作は、中央制御室又は現場のボーンモータ抵抗器盤で2名により10分以内に実施する。

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間は、措置に必要な要員を評価するため、それぞれ別の表に記載している。事象は連続して推移するため、炉心損傷防止措置と格納容器破損防止措置の手順を並行して実施する可能性があるが、その場合においても、手順の実施時期が重複し、互いの手順を阻害しないように、手順書を整備する(以後の手順及び各手順の所要時間の表において同じ。)

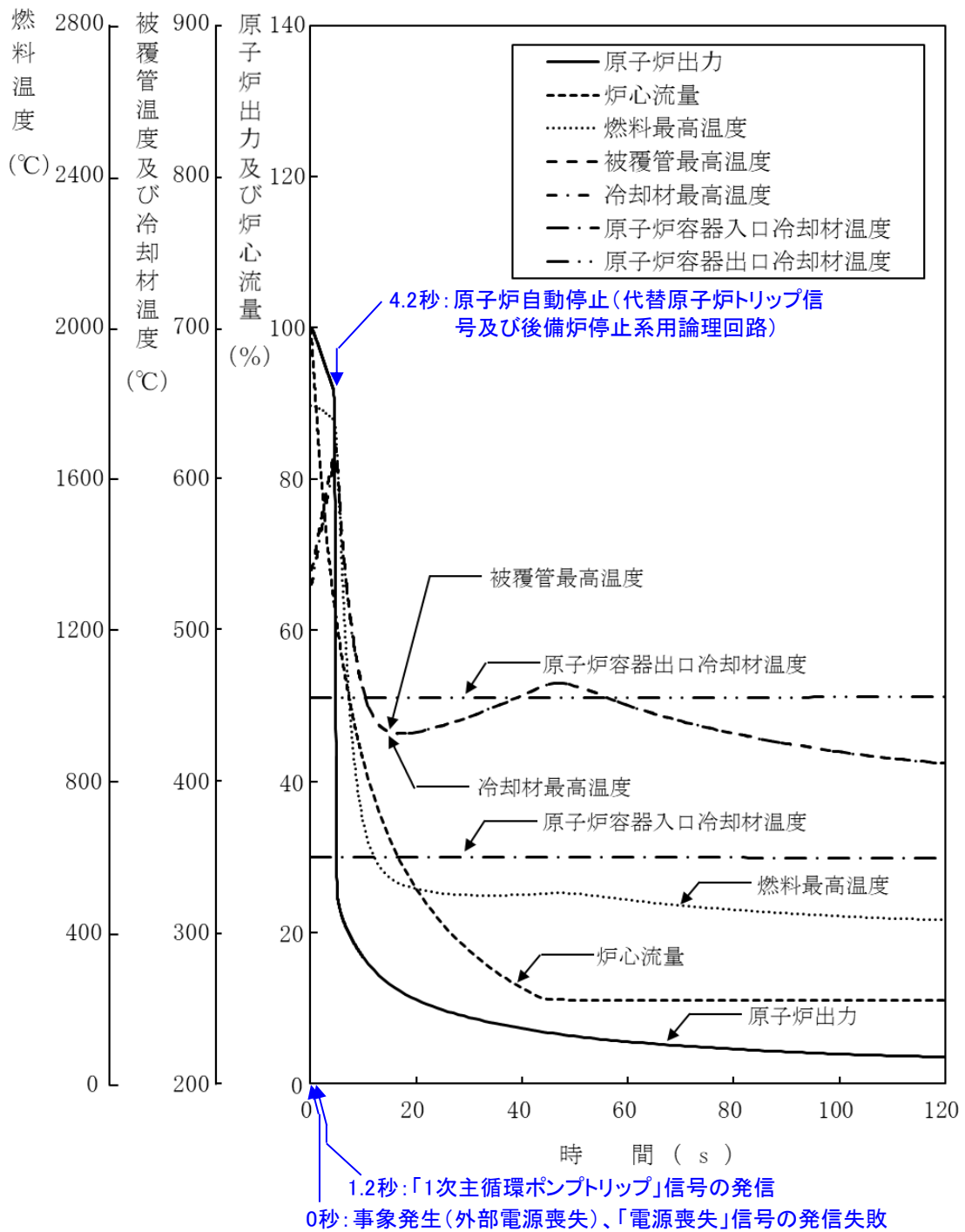
炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順では、要員が複数の手順を実施するため、作業に必要な要員数の合計は、「(5) 作業と所要時間」に記載の必要な要員数より多くなる。要員が複数の手順を実施する場合は、手順の実施時期が重複し、互いの手順を阻害しないように、手順書を整備する(以後の手順及び各手順の所要時間の表において同じ。)

第4.3.3.1.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

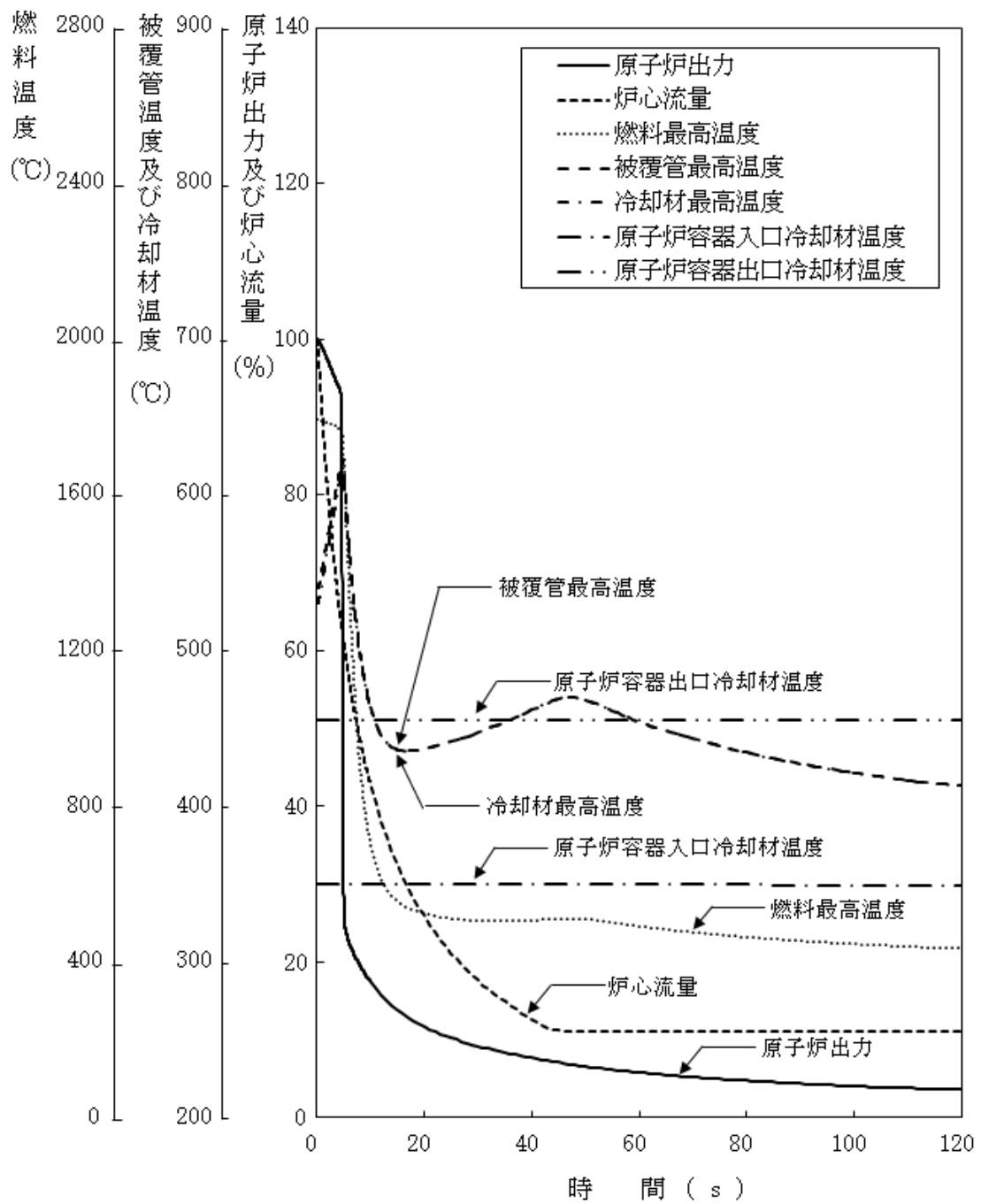
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																	備考																															
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80	85	90	95	100	105	110	115	120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235	240	
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生時の判断(「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																																																	
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																																			・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。														
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認																																			・1次主冷却系(ボニーモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。														
自主対策	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留																																			・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 ・上記の操作は、必要な際に、中央制御室で1名により10分以内に実施する。														
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション																																			・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・多量のナトリウムが格納容器床上に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床上温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、必要な際に、中央制御室で2名により5分以内に実施し、その後、監視を継続する。														



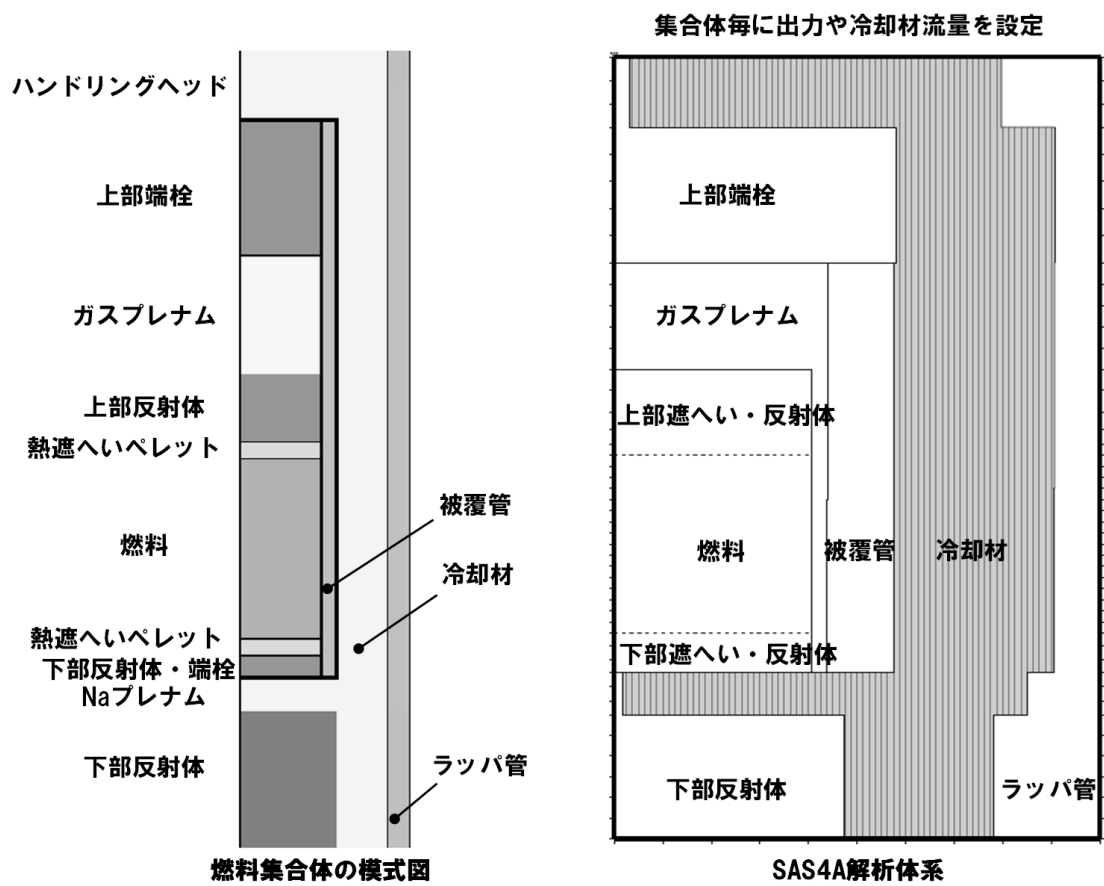
第4.3.3.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



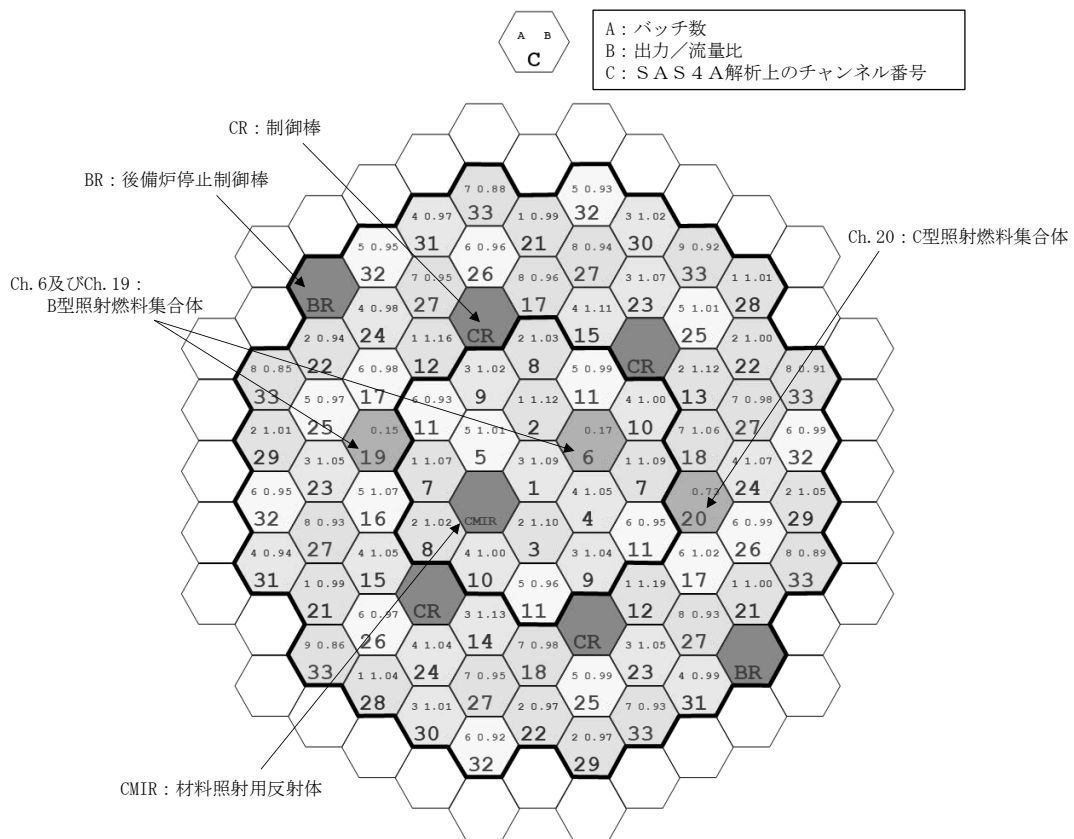
第 4.3.3.1.2 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (炉心損傷防止措置: 代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



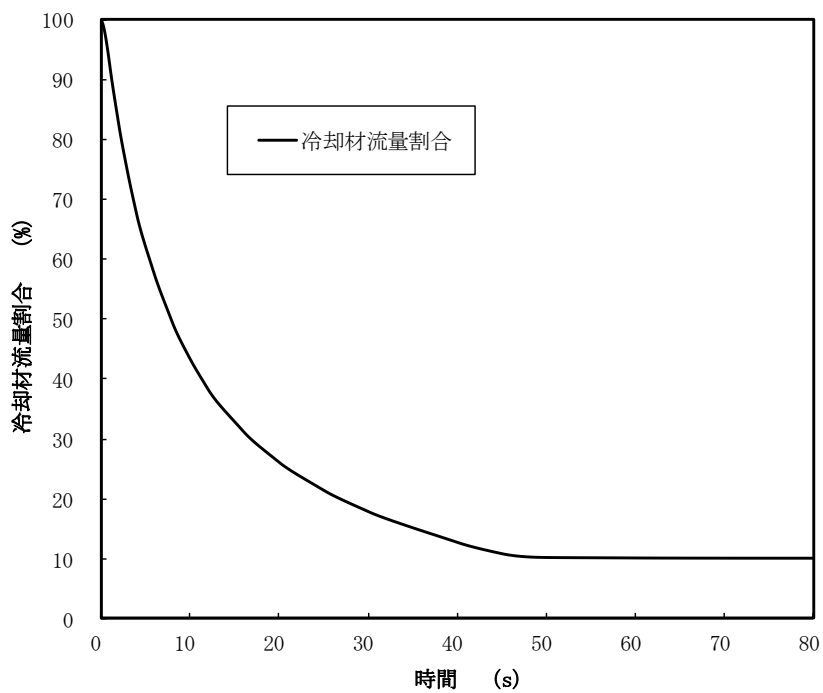
第 4.3.3.1.3 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故（不確かさの影響評価）



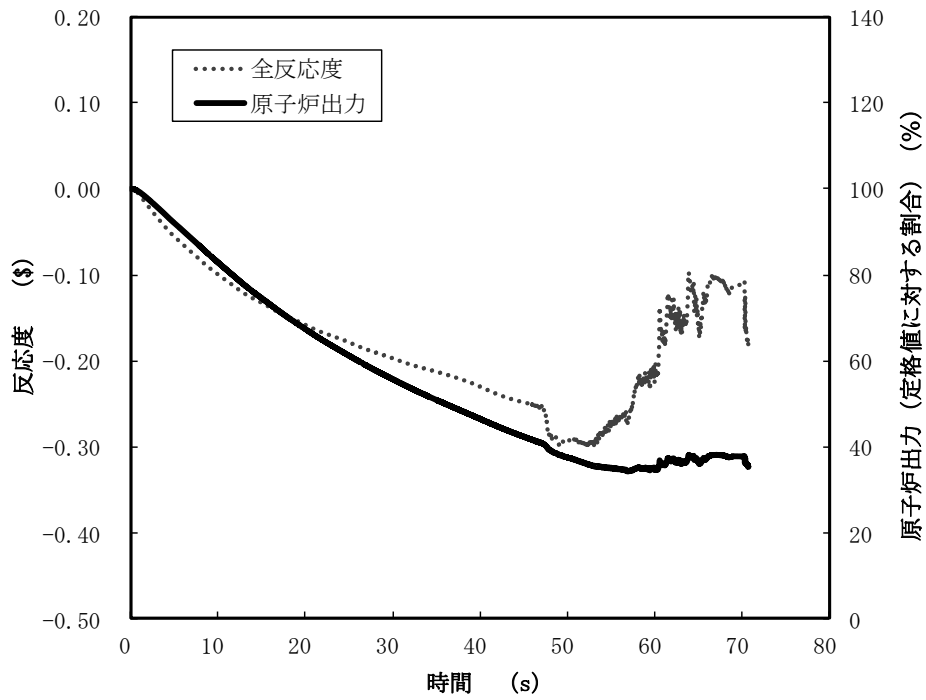
第 4. 3. 3. 1. 4 図 SAS4Aにおける解析体系



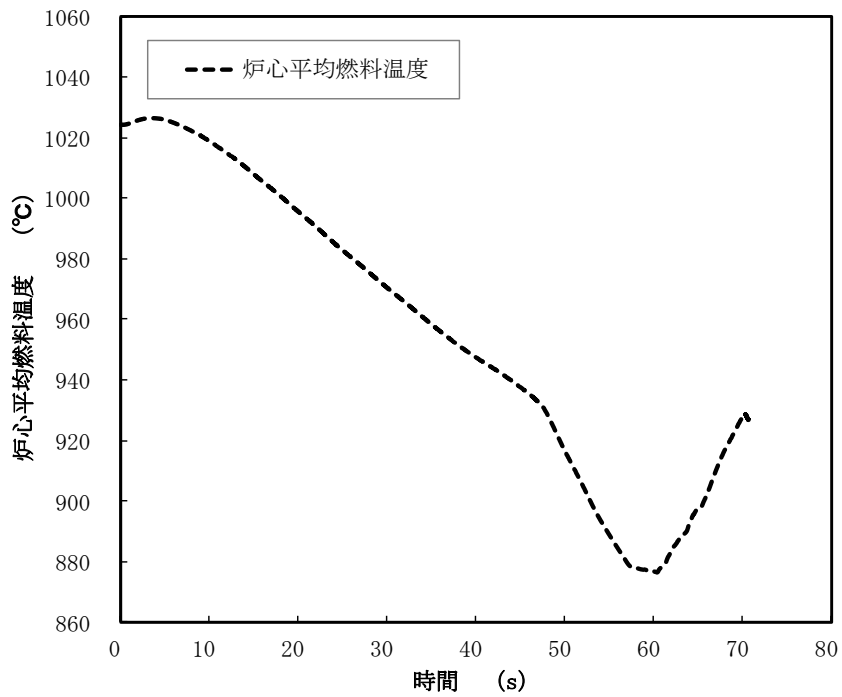
第 4.3.3.1.5 図 SAS 4A の解析におけるチャンネルの配置図



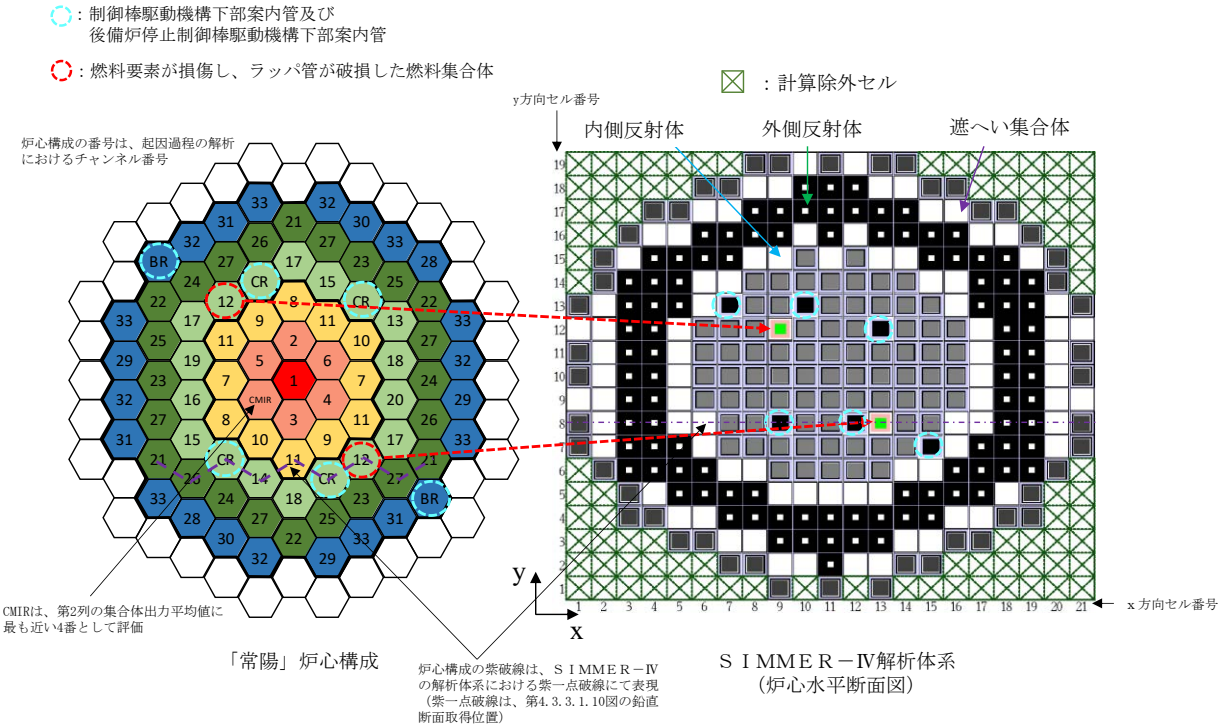
第 4.3.3.1.6 図 1 次主循環ポンプの主電動機停止に伴う冷却材流量減少の推移



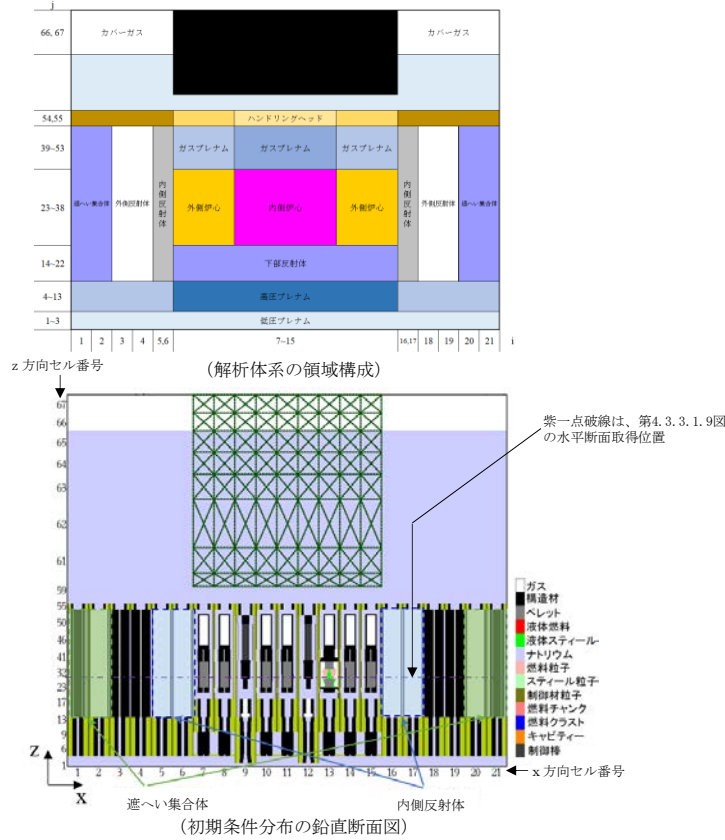
第 4. 3. 3. 1. 7 図 起因過程における原子炉出力及び反応度履歴



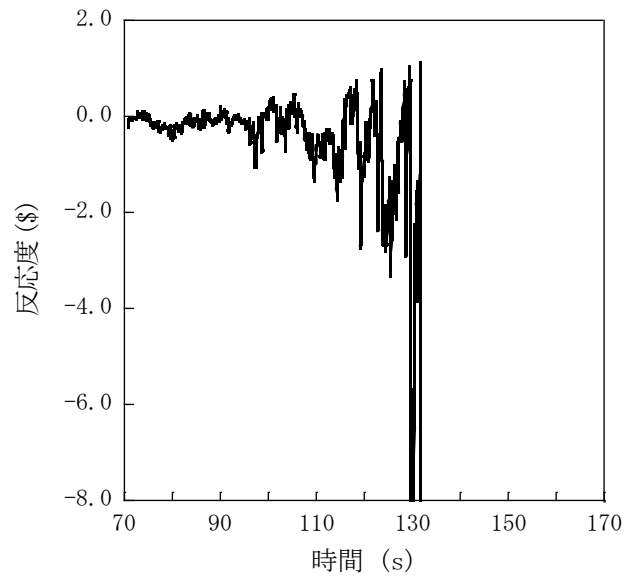
第 4. 3. 3. 1. 8 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



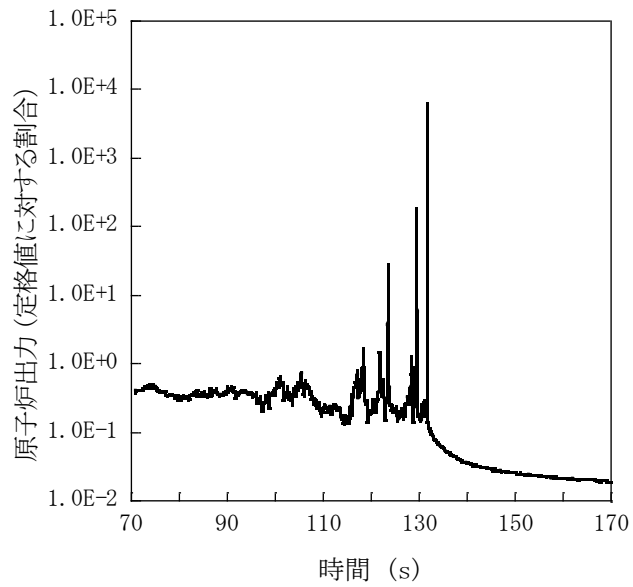
第 4.3.3.1.9 図 S I M M E R - I Vにおける解析体系 (遷移過程の解析)



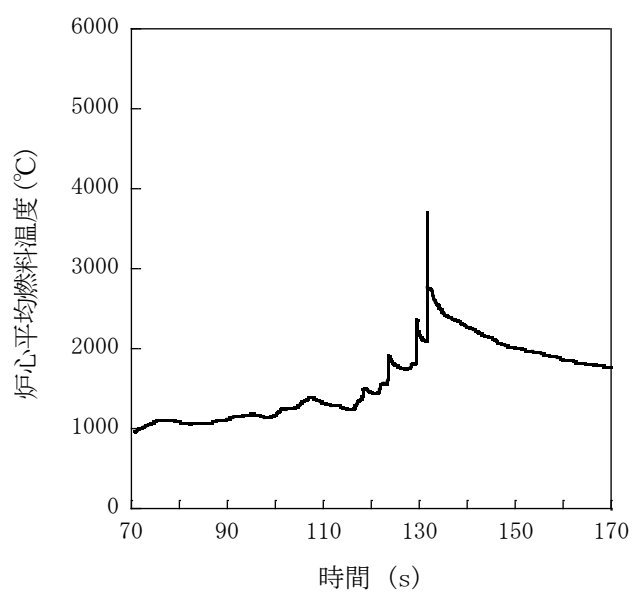
第 4.3.3.1.10 図 S I M M E R - I Vにおける初期物質分布



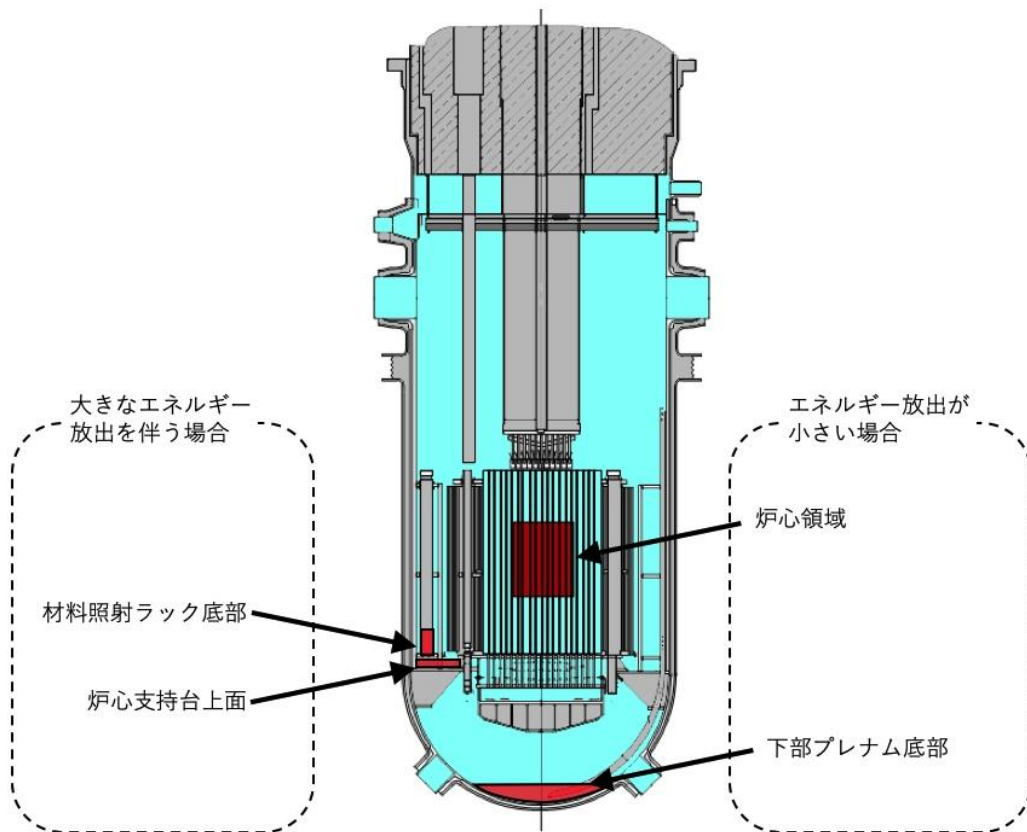
第 4. 3. 3. 1. 11 図 遷移過程における反応度履歴



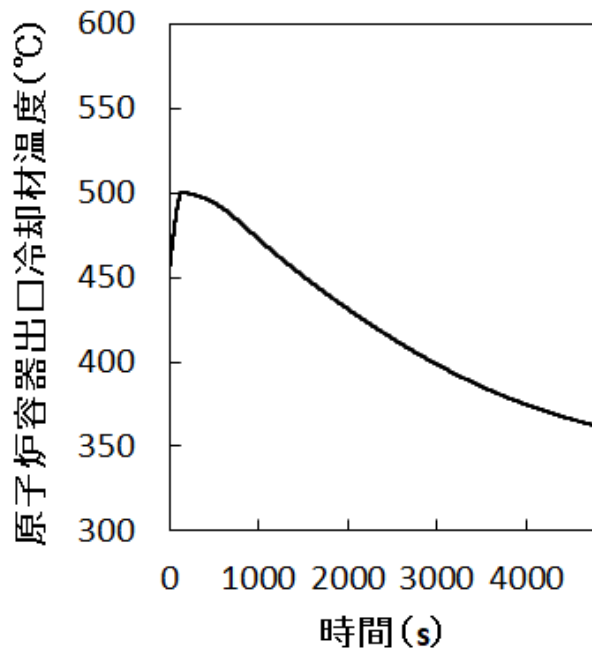
第 4. 3. 3. 1. 12 図 遷移過程における原子炉出力履歴



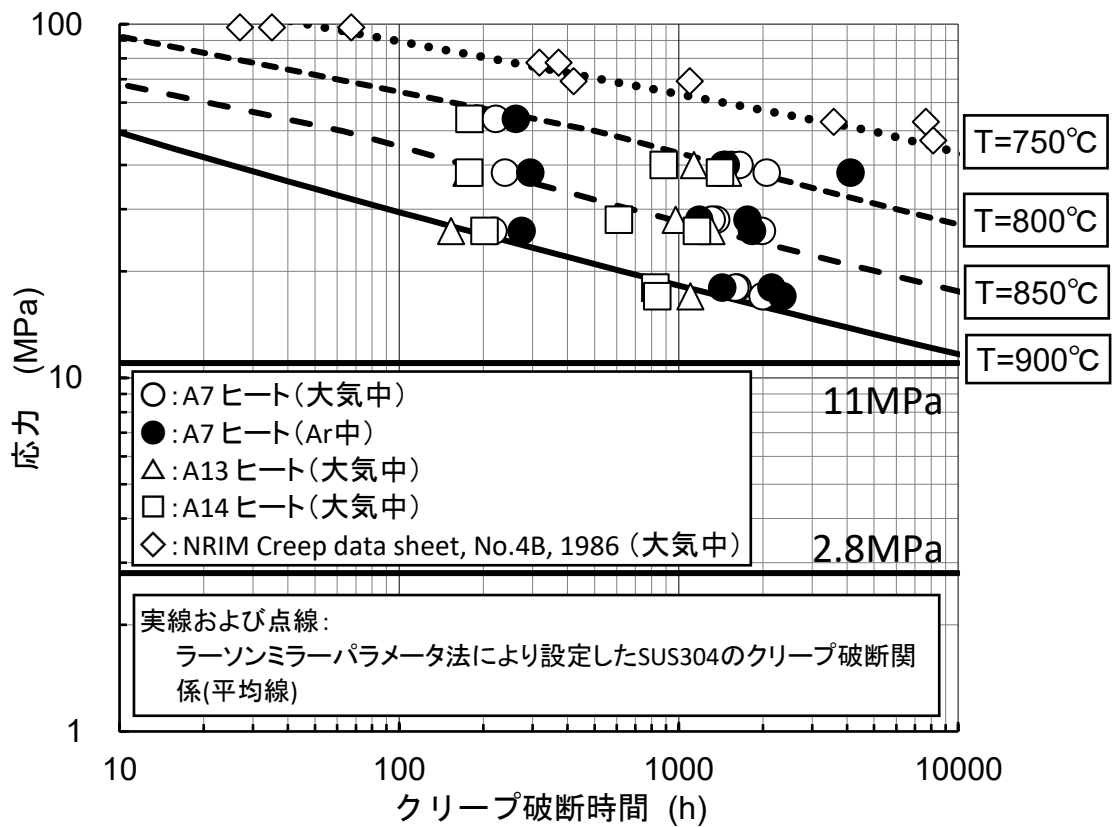
第 4.3.3.1.13 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



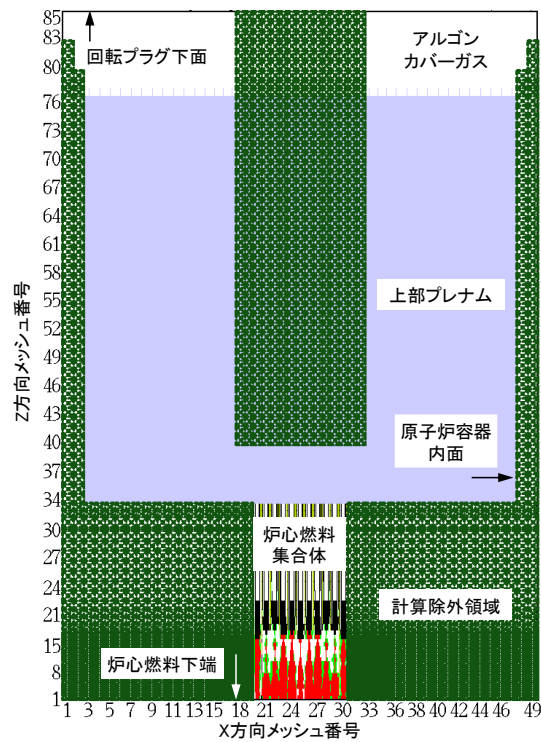
第 4. 3. 3. 1. 14 図 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の最終的な再配置場所



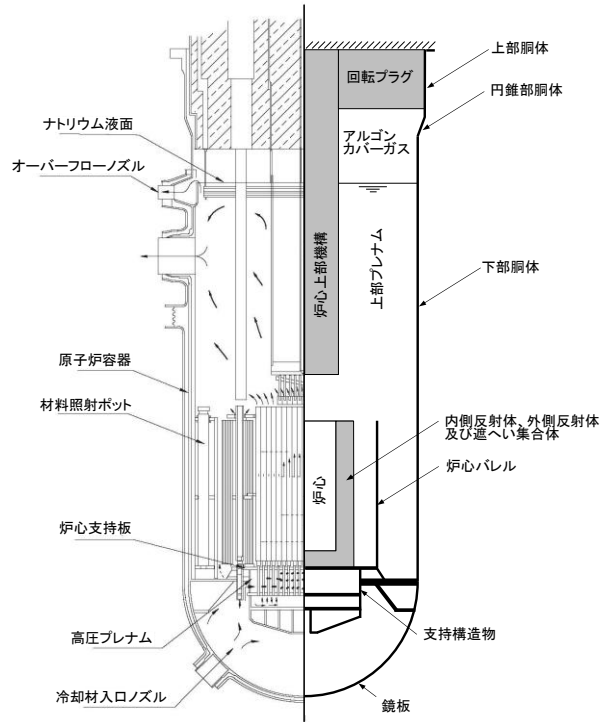
第 4. 3. 3. 1. 15 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



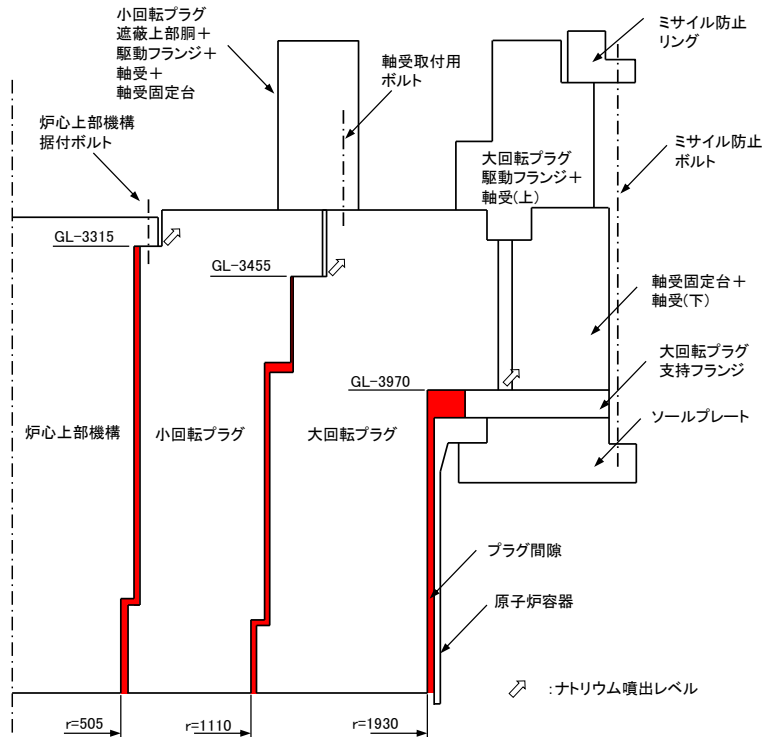
第 4.3.3.1.16 図 SUS304 のクリープ破断時間と応力の関係 (750°C から 900°C)



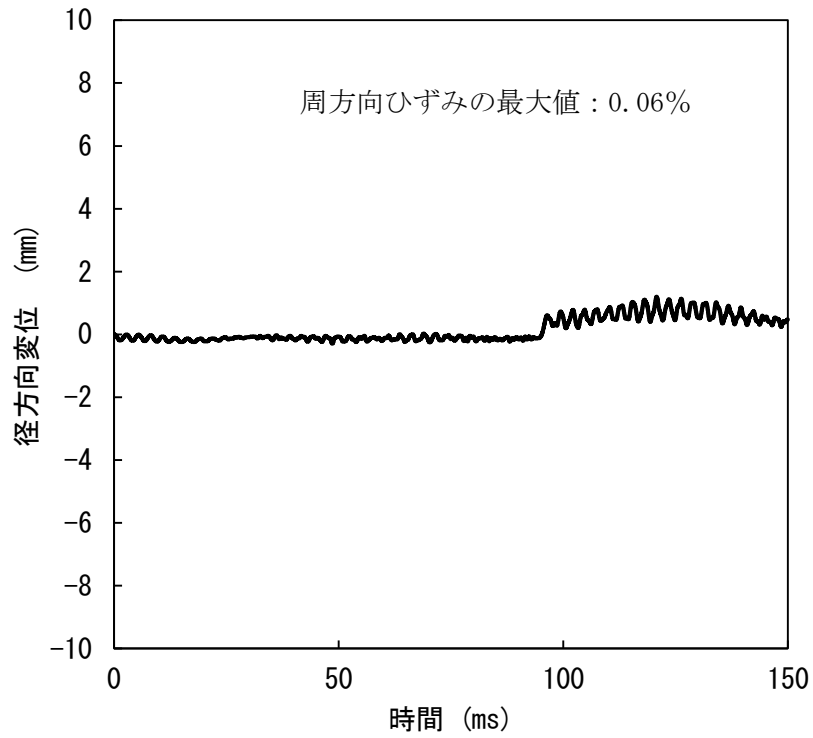
第 4.3.3.1.17 図 SIMMER-IV における解析体系 (機械的応答過程の解析)



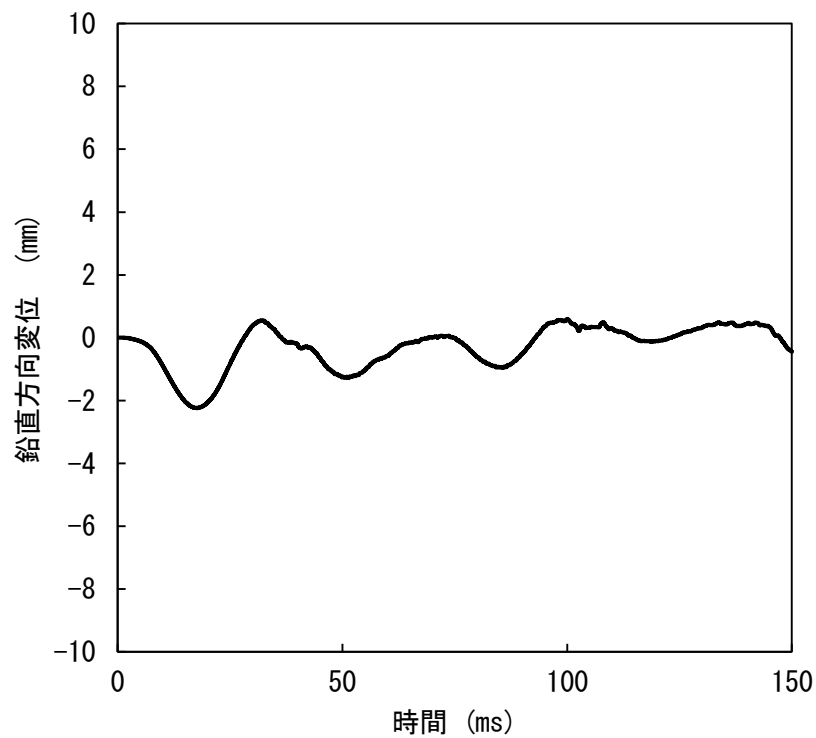
第 4. 3. 3. 1. 18 図 AUTODYNにおける解析体系



第 4. 3. 3. 1. 19 図 PLUGにおける解析体系

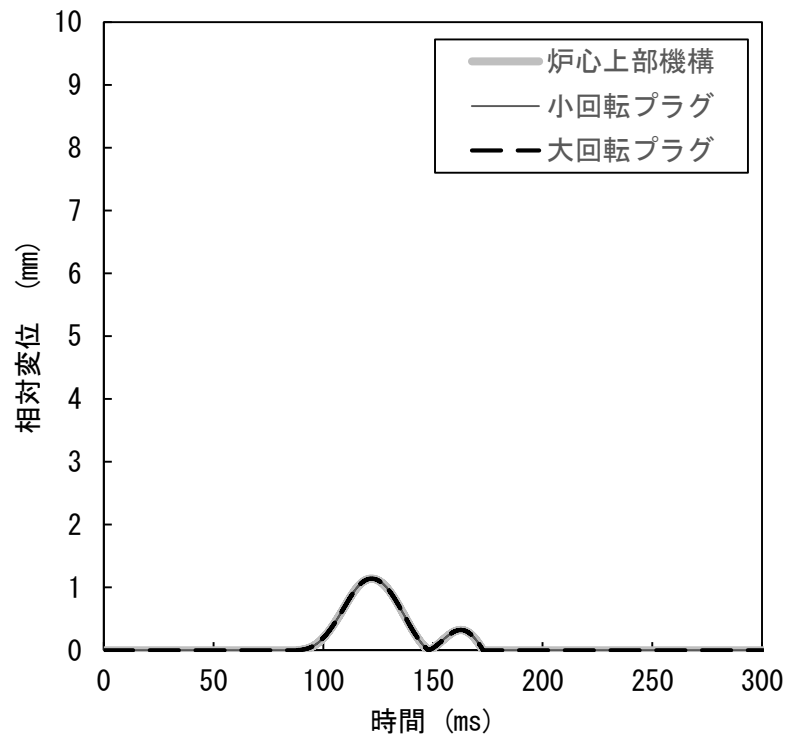


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位

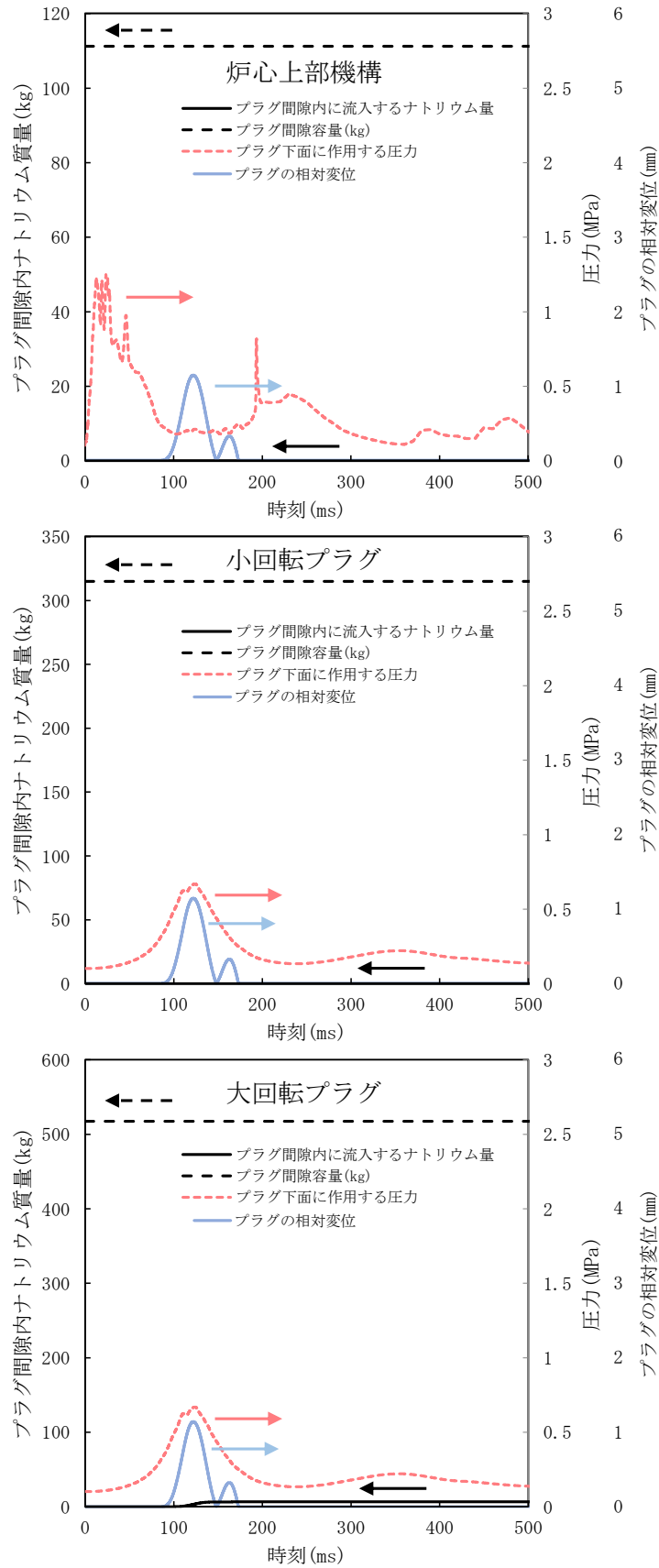


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

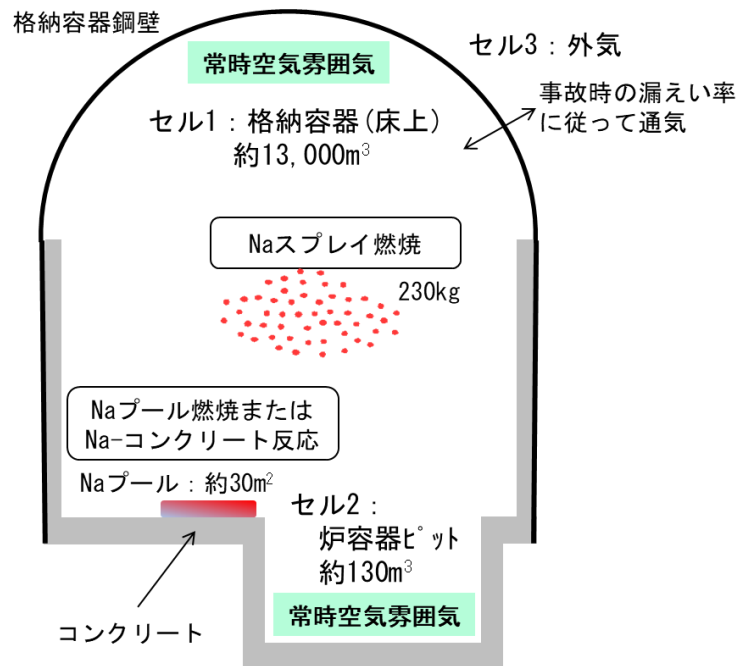
第 4.3.3.1.20 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



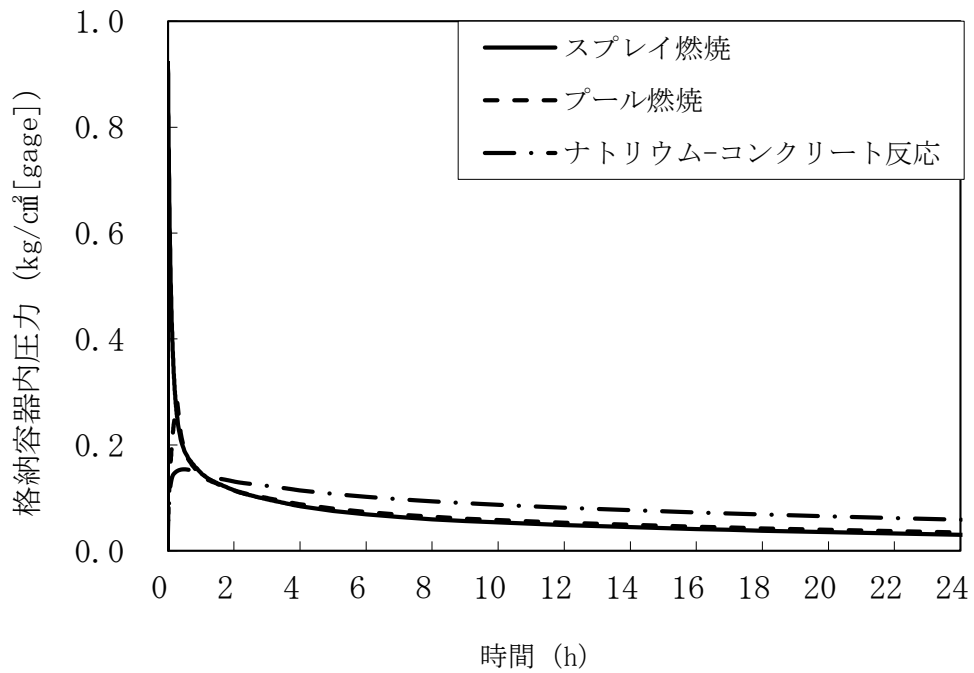
第 4. 3. 3. 1. 21 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果



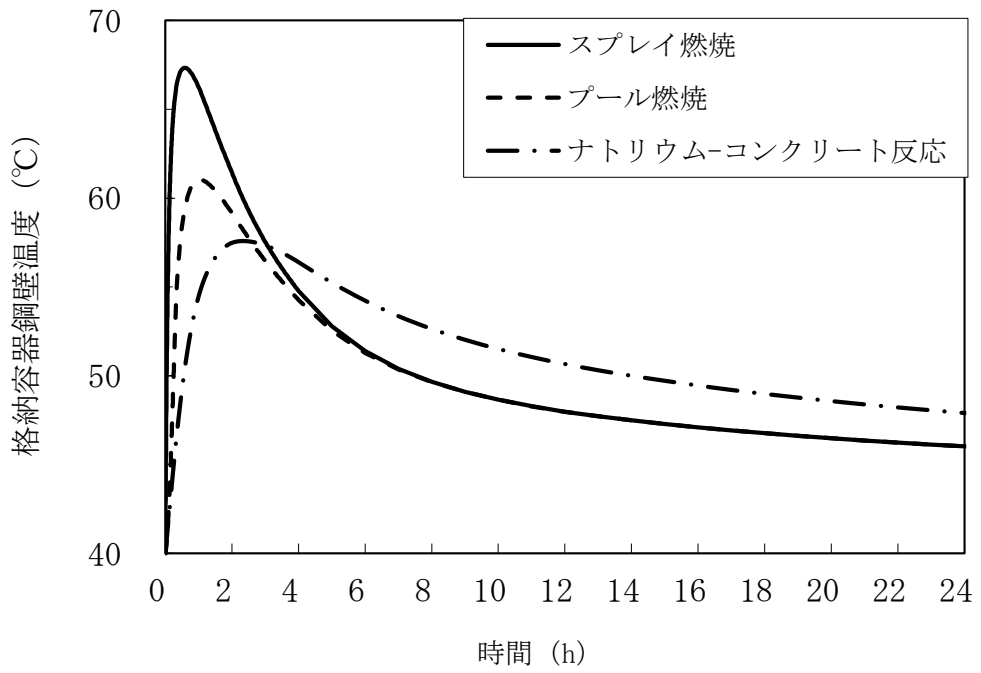
第 4.3.3.1.22 図 各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量 (積算値)



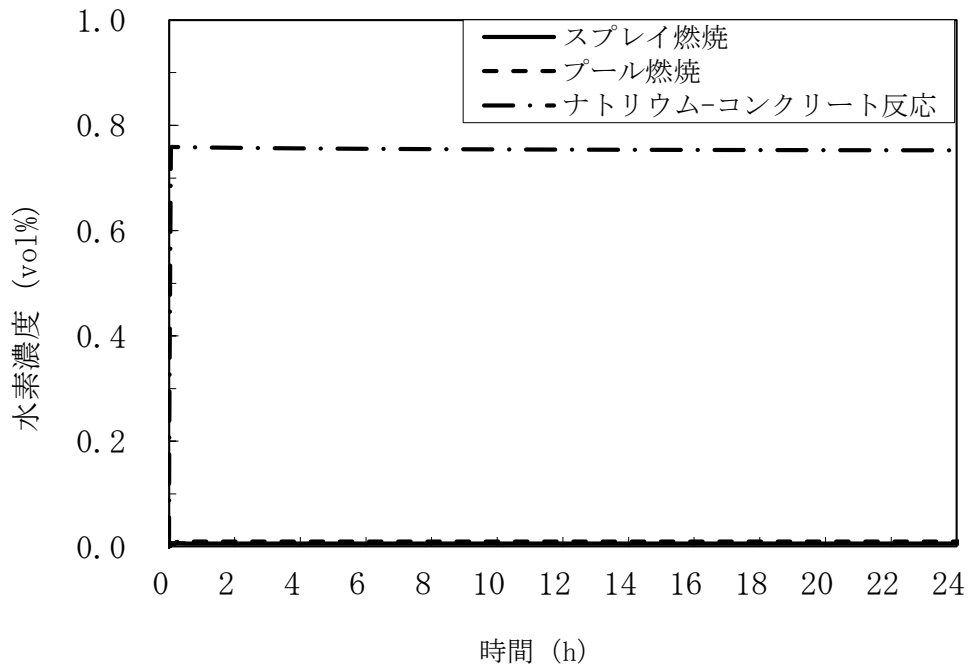
第 4. 3. 3. 1. 23 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



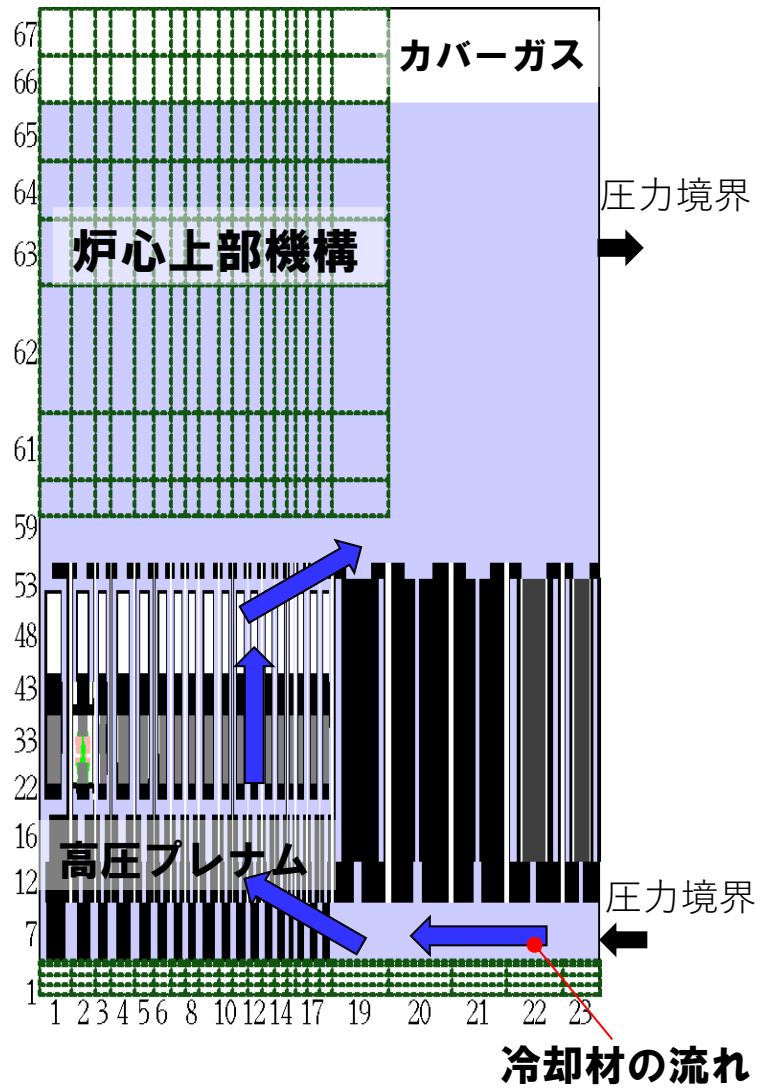
第 4. 3. 3. 1. 24 図 格納容器内圧力の推移



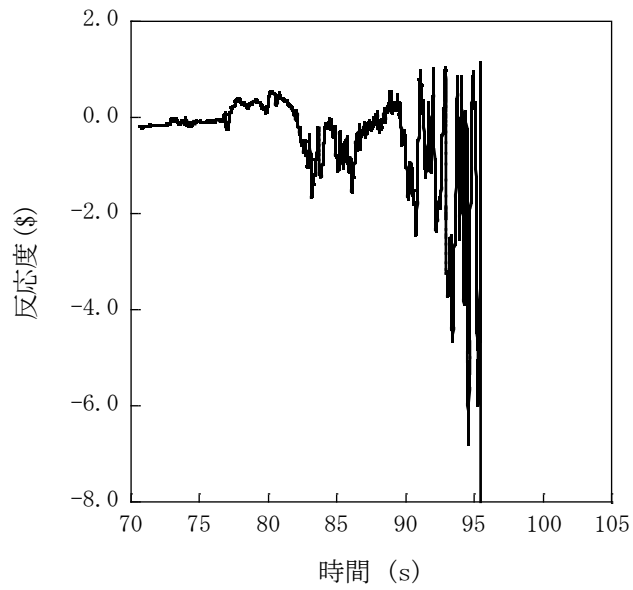
第 4.3.3.1.25 図 格納容器鋼壁温度の推移



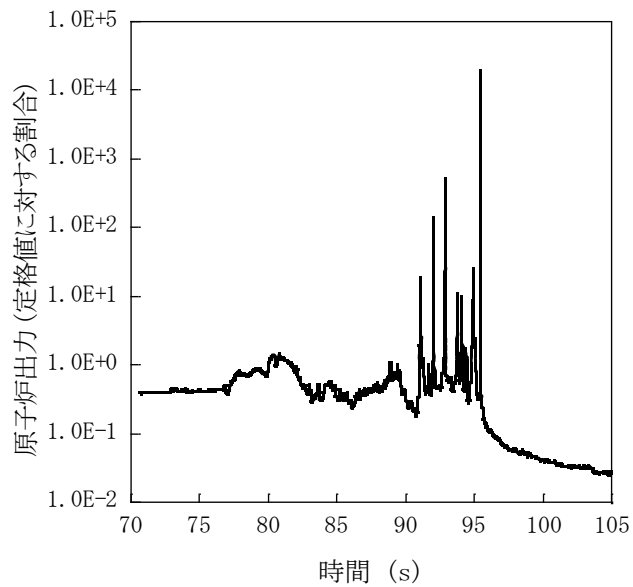
第 4.3.3.1.26 図 格納容器内水素濃度の推移



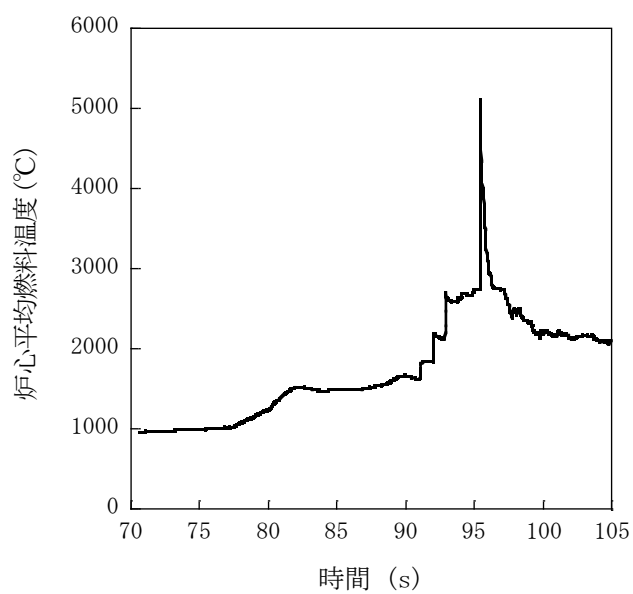
第 4. 3. 3. 1. 27 図 S I M M E R - Ⅲにおける解析体系



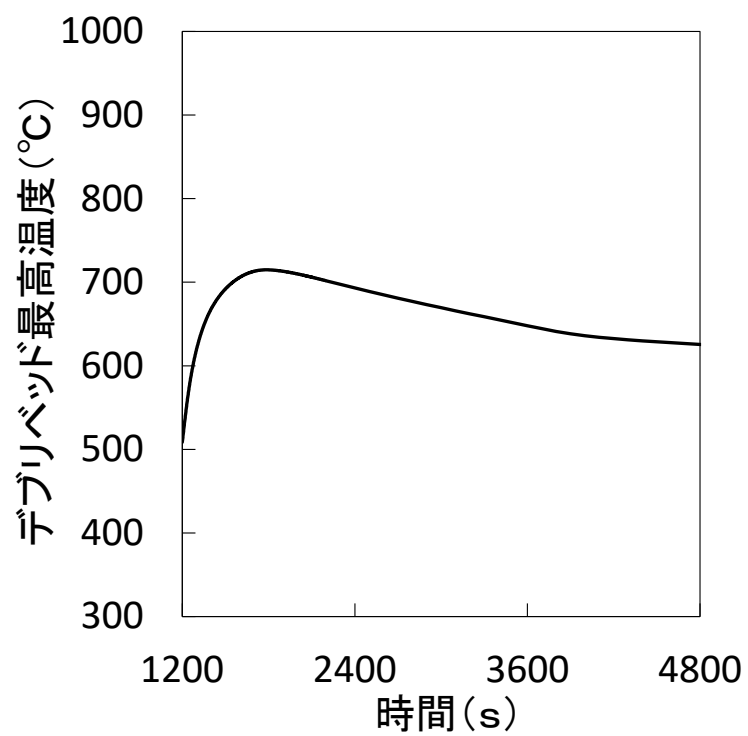
第 4.3.3.1.28 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



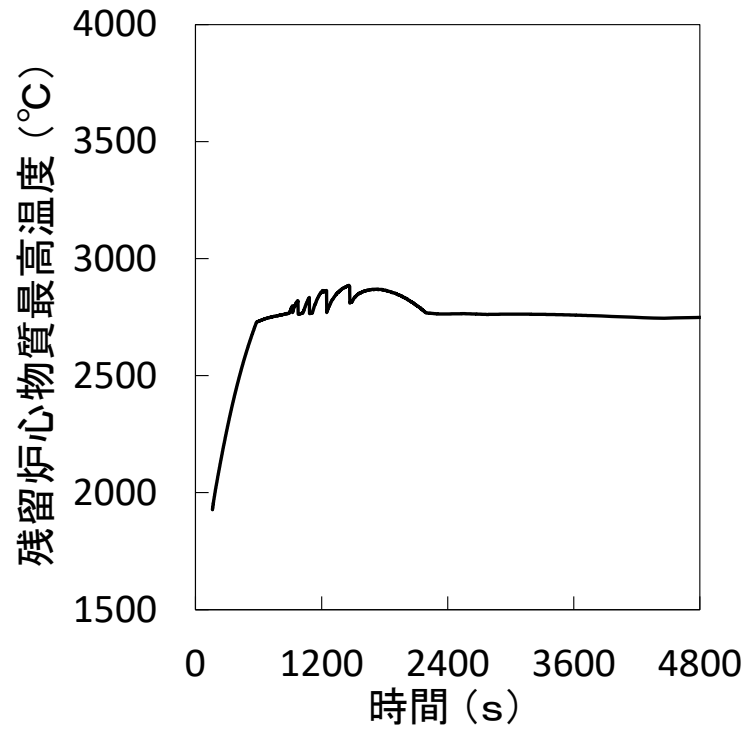
第 4.3.3.1.29 図 遷移過程の不確かさの影響評価における原子炉出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



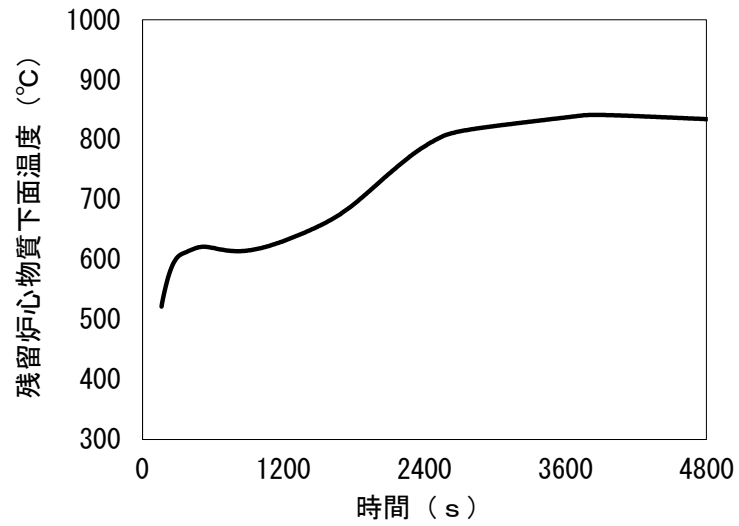
第 4.3.3.1.30 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



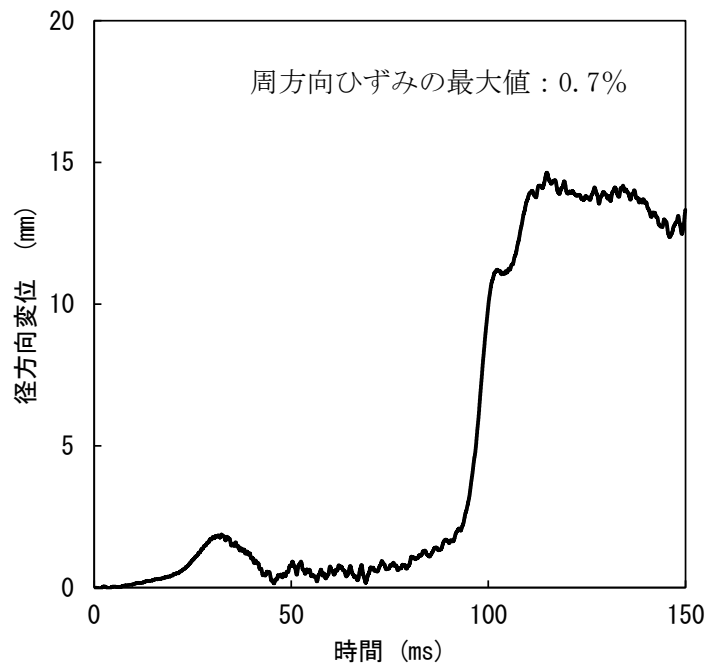
第 4. 3. 3. 1. 31 図 デブリベッド最高温度の履歴



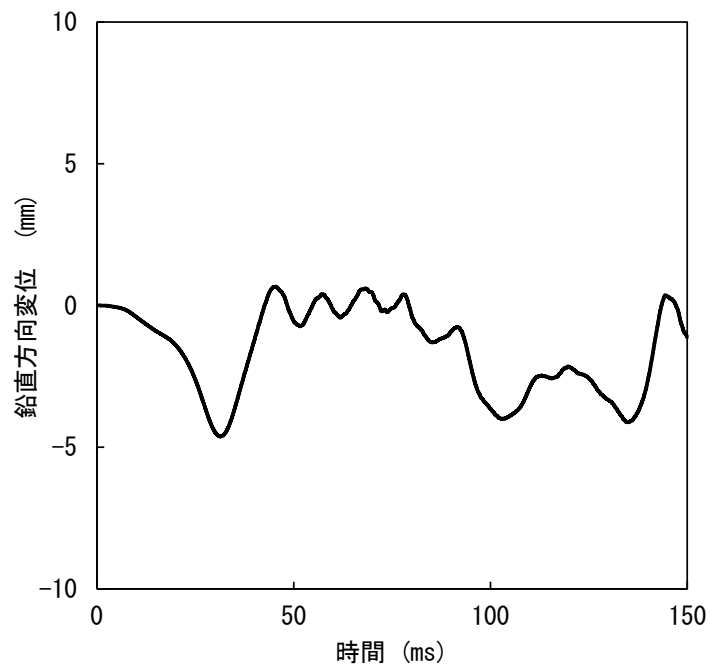
第 4. 3. 3. 1. 32 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 1. 33 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

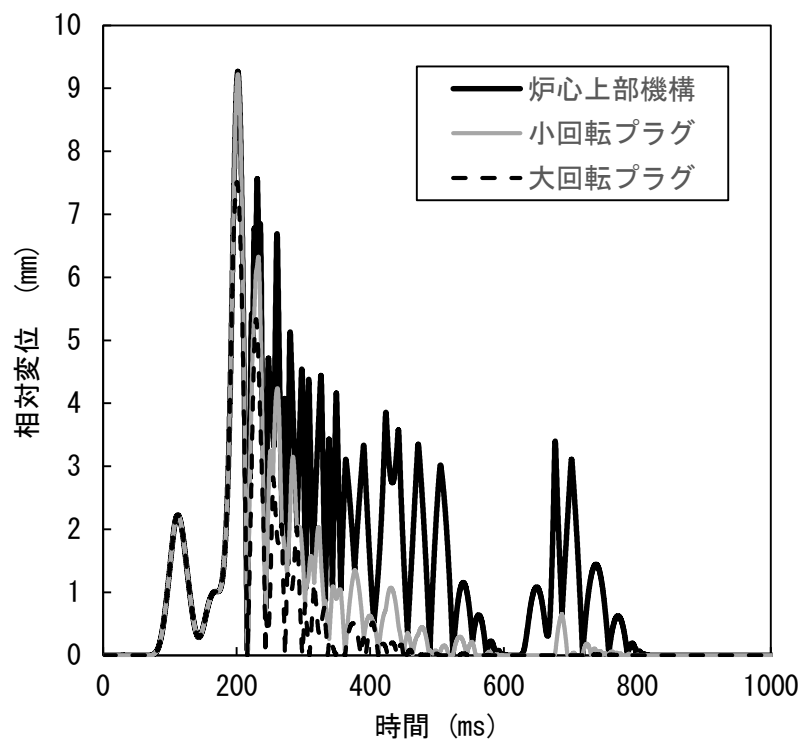


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位

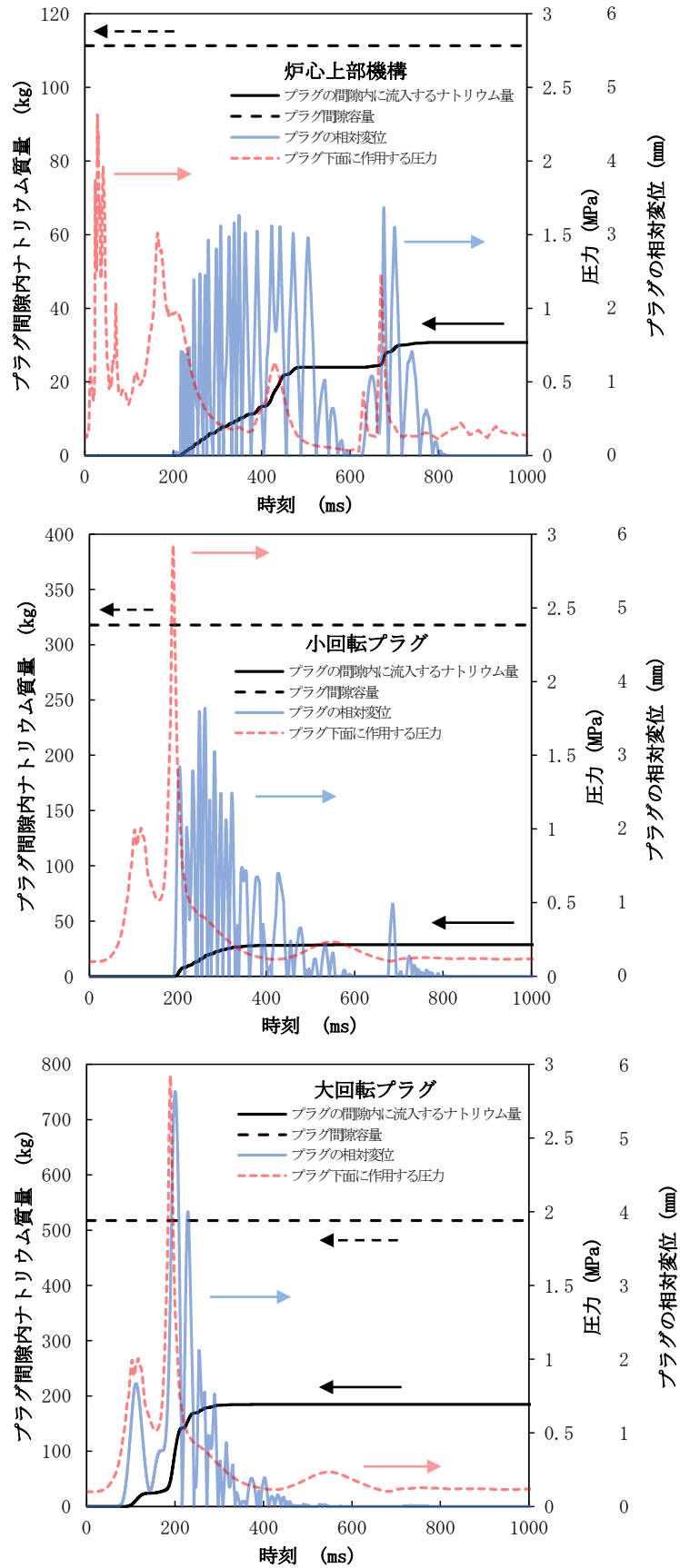


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

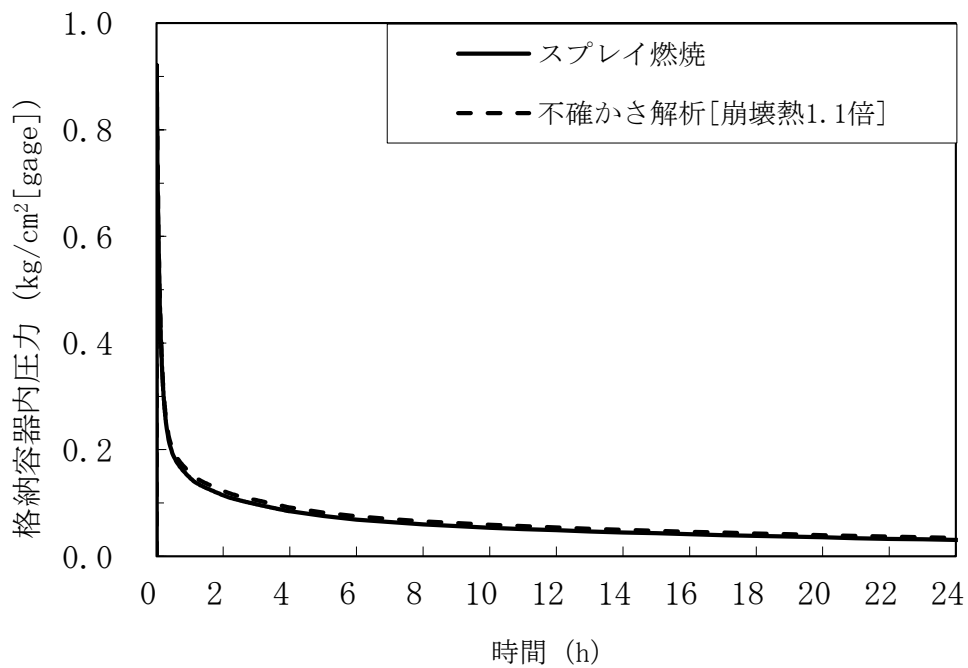
第 4. 3. 3. 1. 34 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



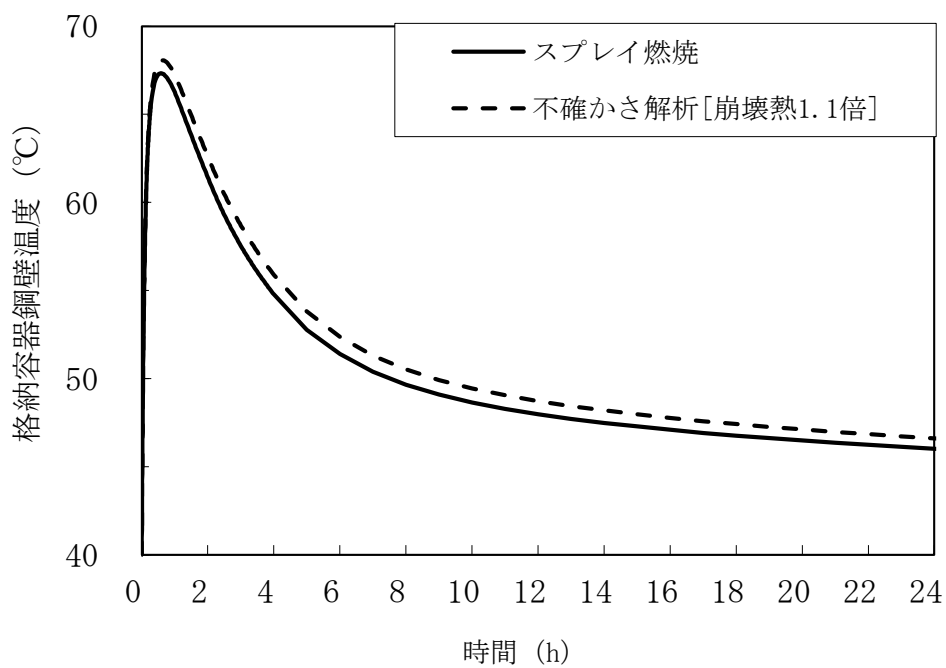
第 4.3.3.1.35 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果



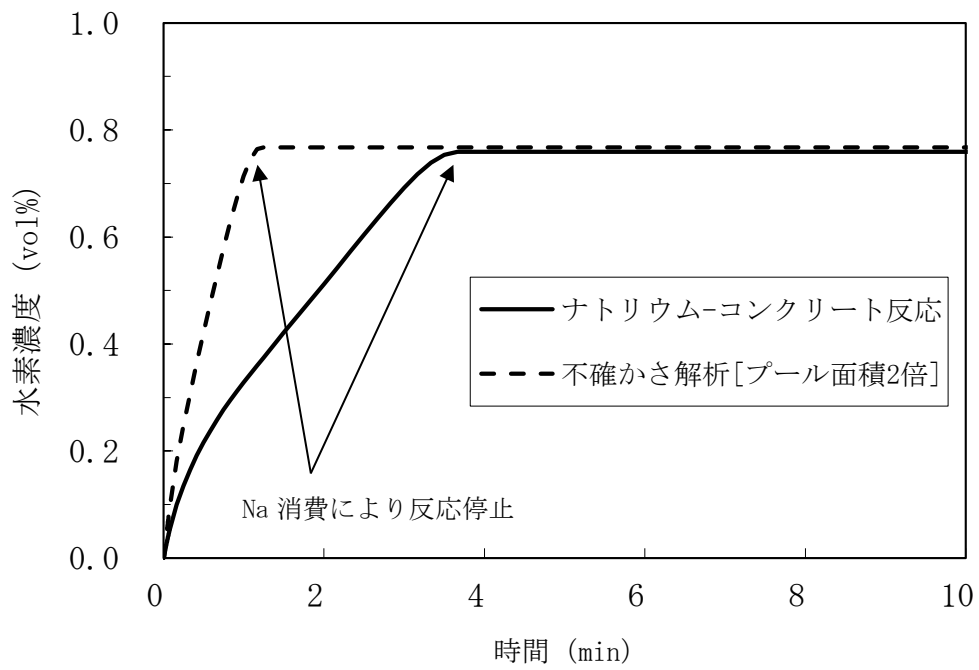
第 4.3.3.1.36 図 各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量 (積算値)



第 4.3.3.1.37 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)



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



第 4.3.3.1.39 図 格納容器内水素濃度の推移 (不確かさの影響評価)

4.3.3.2 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) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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

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

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、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、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備する。

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

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

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

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.2.1図に示す。本評価事故シナリオにおいて多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

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

(ii) 格納容器破損防止措置

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。本措置は、e.による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

- e. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。手動による措置は、自動による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(iii) その他

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

(4) 資機材

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炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.2.1 表及び第 4.3.3.2.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.2.3 表及び第 4.3.3.2.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 2 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 5 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。

また、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に係る自主対策に必要な要員は、それぞれ 2 名及び 1 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名で確保可能である。

なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.1 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「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

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炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び格納容器破損防止措置は「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

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。

第4.3.3.2.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「電源喪失」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③核計装(線形出力系)
事故発生の判断	・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認し、自動停止の成否を確認する	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装(線形出力系)
1次主冷却系流量増大	・原子炉手動停止にも失敗している場合は、1次主冷却系の流量を増大させる。	①1次冷却材流量コントローラ ②ボニーモータ抵抗タップ	—	①1次主冷却系冷却材流量計 ②核計装(線形出力系)

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第4.3.3.2.2表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	・1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計
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。	①1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	①原子炉カバーガス圧力計 ②燃料破損検出系
格納容器アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

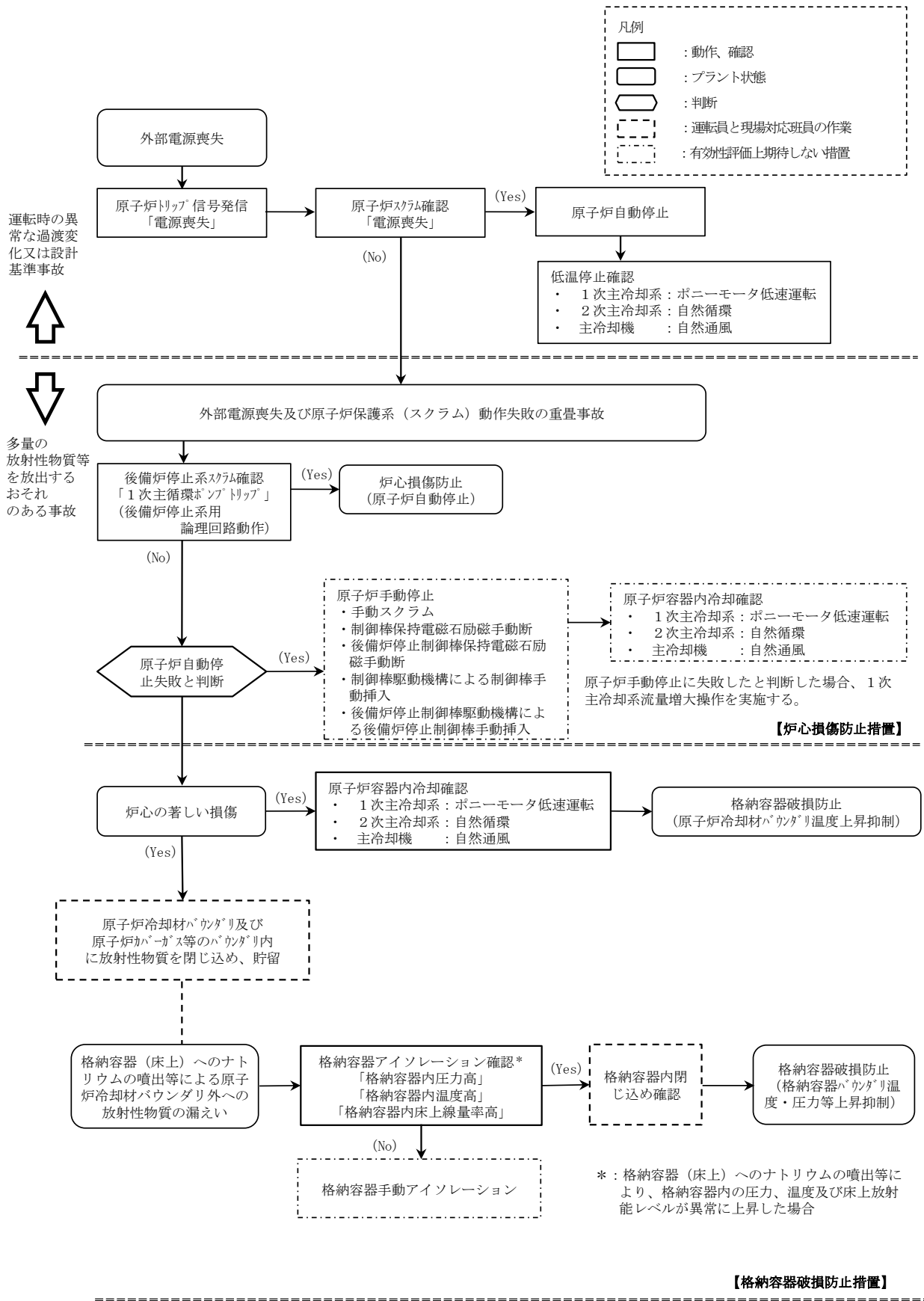
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.2.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 55]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Progress bar from 0 to 5]																・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。																・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 0 to 10]																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員B、C	2 ・1次主冷却系流量増大	[Progress bar from 0 to 15]																・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。 ・上記の操作は、中央制御室又は現場のボニーマータ抵抗器盤で2名により10分以内に実施する。

第 4.3.3.2.4 表 格納容器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(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽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、後備炉停止スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。															
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認																																	・1次主冷却系(ボニーモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。															
自主対策	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留																																	・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 ・上記の操作は、必要な際に、中央制御室で1名により10分以内に実施する。															
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション																																	・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・多量のナトリウムが格納容器床上に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床上温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、必要な際に、中央制御室で2名により5分以内に実施し、その後、監視を継続する。															



第 4.3.3.2.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

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

(1) 事故の原因及び説明

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

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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

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

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

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

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

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

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

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

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

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

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

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

(ii) 格納容器破損防止措置

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

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1ループの1次主冷却系における低速運転(1次主循環ポンプのポニーモータを使用)、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。本措置は、d.による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。
- d. 格納容器(床上)へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及

び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。手動による措置は、自動による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(iii) その他

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

(4) 資機材

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

(5) 作業と所要時間

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

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 2 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 5 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。

また、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に係る自主対策に必要な要員は、それぞれ 2 名及び 1 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名で確保可能である。

なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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

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

また、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度の初期値をそれぞれ

れ、1,794°C、540°C及び531°Cとする。

- 2) 燃料ペレット被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²°Cとする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 最も厳しい想定として、事故ループの1次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。また、1次主循環ポンプは、1基が停止した場合に、相互インターロックにより他ループの1基を停止する設計であるため、他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止し、1ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれるものとする【1次主循環ポンプ軸固着時の主循環ポンプ停止インターロック：別紙7-9参照】。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 原子炉の自動停止は「1次主循環ポンプトリップ」によるものとし、応答時間は4.2秒とする。
- 7) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を1.4%Δk/kとする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 9) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.3.2図に示す。

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

1次主循環ポンプ軸固着により炉心流量は事象発生0秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、主に冷却材の温度上昇による負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約80%まで低下し、燃料温度も低下する。また、健全ループの1次主循環ポンプの主電動機はポニーモータ運転に引き継がれるとともに、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの2次主循環ポンプがトリップし、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わ

る。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約 1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約 750℃及び約 740℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期値からほとんど上昇せず最高温度は約 460℃であり、評価項目を満足する【制御棒の落下速度による影響評価：別紙 7-1 参照】。

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

ii) 不確かさの影響評価

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

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

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

- | | | |
|---------|---|--|
| ドップラ係数 | : | 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 燃料温度係数 | : | ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 被覆管温度係数 | : | 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| 冷却材温度係数 | : | 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最 |

小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

ラップ管温度係数 : ラップ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

炉心支持板温度係数 : 本評価事故シーケンスにおける評価項目である燃料温度及び炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、炉心支持板温度係数の不確かさは考慮しない。

解析結果を第 4.3.3.3 図に示す。

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

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

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. 起因過程の解析

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

a. 解析条件

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

- 1) 炉心領域の全集合体を 33 の SAS 4 A チャンネルで代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS 4 A チャンネルの配置は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 最も厳しい想定として、事故ループの 1 次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。他の 1 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機も同時に停止し、1 ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれ、炉心流量は定格値の約 6.5% が確保されるものとする。1 ループの 1 次主循環ポンプの軸固着後の冷却材流量を第 4.3.3.4 図に示す。
- 4) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及

び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

- 5) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 7) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体と比べて内部構造が複雑であり燃料要素の形状や組成も異なるため、炉心燃料集合体と同様に忠実にモデル化することは合理的ではない。また、その燃料装荷量は炉心燃料集合体に比べて少なく、仮に燃料損傷が発生したとしても事象推移に与える影響は小さい。このため、照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換え、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いることで、起因過程では損傷しない想定とする。
- 8) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じたFPガスの生成量の計算や燃料中のFPガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 9) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下するが、冷却材による除熱能力の低下によって被覆管は昇温し、被覆管の機械的強度は燃料の溶融が始まる前に喪失する。他方、燃料内の径方向温度分布が平坦化しているため、被覆管の機械的強度が喪失した状態で燃料の溶融が生じると、短時間で燃料全体が崩壊（破損）すると考えられる。燃料の破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.3.5 図及び第 4.3.3.3.6 図に示す。

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

材温度の上昇に伴う負の反応度、その後破損した燃料の上下への分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力は低下する。時刻約 52.3 秒でチャンネル 12 のラップ管の温度が融点まで上昇し、S A S 4 A の適用限界に達する。その約 50 秒間の起因過程の範囲では、炉心は出力／流量比が大きい 3 チャンネル（炉心燃料集合体数：4）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は、事象全体を通じて負にとどまり臨界（0.0\$）を超えない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、初期値の約 1,030°C からほとんど上昇せずに低下に転じ、その後も大きく上昇することはない。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度及びボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい【ボイド反応度が正となる領域と事象推移への影響：別紙 8-1 参照】。

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

ii. 遷移過程の解析

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

a. 解析条件

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

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。S I M M E R - I V における初期物質分布を第 4.3.3.3.8 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、S A S 4 A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スチール及びスチール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を 3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデ

ル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。

- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに1ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行しているため、健全形状の炉心に対して定格運転時の6.5%流量を再現するように出入口圧力を設定する。
- 7) B型及びC型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、LGT及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
- 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.3.9図から第4.3.3.3.11図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、冷却材による除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉の出力が低いため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。また、遷移過程の初期には、損傷集合体が限定されているため、反応度及び原子炉の出力に大きな変化はない。起因過程終了時に損傷していた集合体に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴い、集合体管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷し、損傷した燃料が沈降すると正の反応度が投入され、時刻70秒前後に反応度と原子炉の出力の上昇が見られる。損傷領域が狭い間は、反応度の上昇量は大きくないが、ラップ管の溶融により損傷領域が拡大するとともに燃料の横方向の移動が可能になると反応度変化も徐々に大きくなる。反応度は、変動しながら徐々に上昇し、特に外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると鉛直方向の燃料凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。時刻75秒から反応度と原子炉の出力の振幅が大きくなり、時折原子炉の出力が定格値を超える。原子炉の出力上昇により燃料温度の上昇と溶融スチール量が増加し、炉心物質の可動性が増加し、即発臨界近くまで反応度は上昇するようになる。数回の反応度上昇とパルス状の原子炉の出力上昇を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷し、損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻78.6秒に初めて反応度が即発臨界(1.0\$)を超過する。この時に発生した圧力によって一旦分散した燃料が再度凝集することにより時刻79.8秒にも即発臨界を超過する。2回目の即発臨界超過の燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出が生じる。評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は約4,210°Cである。この解析結果を受けて、機械的応答

過程において評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである機械的エネルギーを解析する。

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

iii. 再配置・冷却過程の解析

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

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

a. 解析条件

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

故シーケンスに対する主要な解析条件等について、1) から 5) に共通的な解析条件等を、6) から 11) にそれぞれの再配置場所に対する解析条件等を示す。

- 1) 再配置・冷却過程の初期状態は、遷移過程の解析において核的挙動が収束した時点の炉心状態から設定する。遷移過程の終状態では、炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化している。ここでは、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量及び下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量が保守的に多くなるように炉心周囲へ移行する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの 30%から 20%に、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの 80%とした状態を再配置・冷却過程の初期状態とする。
- 2) 核分裂による発熱は考慮しない。
- 3) 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1ループの1次主循環ポンプのポンプモータ運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。
- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続していることを考慮して、希ガス及び揮発性の FP からの崩壊熱を除いた値を用いる。原子炉停止後の経過時間は、遷移過程後の事象進展を考慮してそれぞれの再配置場所について設定する。
- 5) 炉心領域から下部プレナム又は上部プレナムに移行した溶融炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムによって効率的に冷却・固化・微粒化して、下部プレナムでは原子炉容器底部に、上部プレナムでは炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果に基づき、デブリ粒子径を 400 μm 、空隙率を 0.6 とする。
- 6) 遷移過程の終状態の残留炉心物質は、未溶融又は再固化した燃料と溶融ステールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再溶融する。溶融した残留炉心物質の一部は、LGT を通じて下部プレナムに流出する。炉心領域に残留する損傷炉心物質の量が炉心インベントリの約 40%を下回ると、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって残留炉心物質の溶融が止まるとともに下部プレナムへの流出も止まる。このため、炉心領域から下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 40%とする。
- 7) 本評価事故シーケンスでは、事象の開始から約 80 秒後に炉心領域から溶融炉心物質の一部が径方向反射体及び遮へい集合体のラップ管間のギャップに移行し、炉心領域での核反応が停止すると遷移過程の終状態となる。ここでは、デブリベッドが形成されるまでの時間を保守的に無視して、下部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は事象の発生から約 80 秒後とする。また、下部プレナムのデブリベッド、周囲の冷却材及び原子炉容器壁の初期温度は、それぞれ約 440 $^{\circ}\text{C}$ 、約 440 $^{\circ}\text{C}$ 及び 350 $^{\circ}\text{C}$ とする。

- 8) 6) より炉心領域に残留する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 40%とする。
- 9) 炉心領域に残留する燃料の崩壊熱の起点は、7) と同様に事象の発生から約 80 秒後とする。また、冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度は最高約 1,930℃、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約 350℃、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約 470℃並びに炉心周辺領域は約 500℃とする。
- 10) 大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で熔融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。ここでは、保守的に炉心上部構造による損傷炉心物質の放出の抑制効果を見逃して、上部プレナムに移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 100%とする。また、上部プレナムに放出された損傷炉心物質の広がり面積に対する材料照射ラックの開口面積の比より、炉心インベントリの約 4%の損傷炉心物質が材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。
- 11) 機械的応答過程の解析より、上部プレナムに損傷炉心物質が噴き上げられた高さから炉心支持台上面までの高さを終端速度で落下すると保守的に仮定して、上部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は、遷移過程における核反応の停止から 10 秒後とする。また、デブリベッドの初期温度は、遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果より約 5,130℃の損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた 600℃とする。

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

b. 解析結果

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

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの 40%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの場合の結果に対して大きな余裕がある。また、原子炉容器底部に生じる最大応力（1次応力）について、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの条件における結果は、SUS304のクリープ

破断強度と比較して小さい。したがって、炉心インベントリの40%の損傷炉心物質からなるデブリベッドも原子炉容器内で安定に保持・冷却できる。

② 残留炉心物質の冷却

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

iv. 機械的応答過程の解析

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

a. 解析条件

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

- 1) 遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急上昇が起こった直後の、炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。
- 2) S I M M E R - I Vによる機械的エネルギー発生時の解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の

下端面までを、3次元直交座標を用いてモデル化する。炉心及びその周辺の初期状態は、遷移過程の解析結果をそのまま接続する。初期の炉心平均燃料温度及びスティール平均温度は、「i)基本ケース ii. 遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ 4,210°C及び 1,700°Cとする。

- 3) 炉心部から上部プレナムへと熔融炉心物質が容易に噴出するように、遷移過程において炉心部の上部構造の流路中に侵入した熔融炉心物質が固化することによって形成される閉塞を無視し、また、原子炉容器内において、機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視するなど、機械的エネルギーの発生が大きくなるような条件とする。
- 4) AUTODYNによる原子炉容器の構造応答解析は、原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は、上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として解析する。
- 5) 回転プラグは動かない剛体としてモデル化し、この構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果は無視するなど、原子炉容器への負荷が大きくなるような条件とする。
- 6) PLUGによる解析は、回転プラグ及びその固定ボルトをモデル化する。また、回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。回転プラグの応答及び固定ボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴は、機械的エネルギー発生解析で得られた圧力履歴を用い、原子炉容器の変形による圧力緩和効果は無視し、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。
- 7) 定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算するなど、ナトリウム噴出量が多くなる条件とする。

b. 解析結果

① 機械的エネルギーの発生

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

② 原子炉容器の構造応答

第 4.3.3.3.13 図に径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴を示す。圧力源の膨張により上部プレナムのナトリウムの上昇速度は、徐々に増大しカバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.5%であり、許容限界である 10%を超えない。したがって、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動

第 4.3.3.3.14 図に回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果を示す。炉心上部機構及び小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位し、大回転プラグとの相対変位は生じない。大回転プラグは 80ms 程度の短時間、2 回に分けて最大約 2.4mm 上向きに浮き上がるが、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。各回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも約 0.2% であり、破断伸びである 15% より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。

第 4.3.3.3.15 図に各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量（積算値）を、作用する圧力及び変位とともに示す。炉心上部機構及び小回転プラグの間隙内にナトリウムは流入しない。大回転プラグの間隙内に約 32kg のナトリウムが流入するが、流入量は同間隙の保持可能なナトリウム量を下回り、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。

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

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

v. 格納容器応答過程の解析

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

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

ii) 不確かさの影響評価

i. 起因過程の不確かさの影響評価

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

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、S A S 4 A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガス圧力の効果を無視する。
- 2) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30% の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。

評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では1.3倍に、負の領域では0.7倍に設定する。

- 3) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは30%である。ドップラ反応度係数は負であるが、起因過程のドップラ反応度は正となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3倍に設定する。
- 4) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは30%である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は収縮し反応度変化が正となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3倍に設定する。

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

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度に関しては、どの不確かさを考慮したとしても、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」と同様に臨界(0.0\$)を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。事象の推移と損傷集合体の数に最も大きな影響が生じたケースは、2)のナトリウムボイド反応度の不確かさを保守的に考慮したケースである。基本ケースに比べて過渡開始直後から反応度の減少が若干緩やかになり、沸騰開始時刻や燃料崩壊時刻が早くなっている。このことによって事象進展が速くなり、基本ケースに比べて沸騰及び損傷に至る集合体数が増加した。しかしながら、燃料要素が損傷した集合体の数は基本ケースの4集合体から7集合体が増加しているが、そのうちの5集合体は被覆管の溶融に至っただけであり、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。なお、2)のナトリウムボイド反応度ケースでは沸騰開始、燃料崩壊開始、ラップ管溶融の各時刻が基本ケースから約10%から約17%早くなったのに対して、1)FPガスの保持量、3)ドップラ反応度、4)燃料の軸伸びの不確かさの影響を確認するケースでは変化しないか僅少である。また、燃料要素が損傷した集合体の数は、1)FPガスの保持量の不確かさの影響を確認するケースでは基本ケースと変わらず4体、3)ドップラ反応度及び4)燃料の軸伸びの不確かさの影響を確認するケースでは5体である。

ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。」に影響を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解析を行う。他方、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器(床上)

に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目のうち、「① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、熔融燃料の大規模な燃料凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な燃料凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約 60 秒で炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。

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

本解析は、S I M M E R - III により解析する。S I M M E R - III における解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。制御棒、後備炉停止制御棒及び B 型・C 型照射燃料集合体は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度履歴を第 4.3.3.3.16 図から第 4.3.3.3.18 図に示す。2 次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集中が 3 次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約 5,130°C である。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を計算する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。

iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価

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

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

て、炉心インベントリの 80% (残り 20%は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化) が炉心領域に残存するものとする。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

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

解析結果を第 4. 3. 3. 3. 19 図に示す。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約 1, 800 秒後に約 720°Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は約 2. 8MPa (1 次応力) であり、S U S 3 0 4 について 900°Cまでの温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、炉心溶融物質等が原子炉容器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、デブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論は変わらない【デブリベッドの冷却性解析におけるデブリベッドの性状：別紙 8-8 参照】。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの 80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する【FLUENT 解析に与える損傷炉心物質から周囲への熱流束の設定について：別紙 8-24 参照】。また、F L U E N T を用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。

解析結果を第 4. 3. 3. 3. 20 図及び第 4. 3. 3. 3. 21 図に示す。

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

また、F L U E N T の解析より残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成

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

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

iv. 機械的応答過程の不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、評価項目の「(3) 燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器(床上)に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目「② 格納容器(床上)へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。」に対しては、機械的エネルギー発生における重要現象の不確かさの影響を確認する解析を実施した。不確かさの影響を確認した重要現象は、燃料からスチールへの熱移行、炉心上部構造への熱及び圧力損失、蒸気泡の成長、及び遷移過程の不確かさである。この結果、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及び炉心平均スチール温度の最大値はそれぞれ約 5,130°C 及び約 2,310°C である。

上述の不確かさの影響を考慮した解析【機械的エネルギー発生の解析における(初期熱エネルギーの不確かさ以外の)解析パラメータの不確かさの影響について：別紙 8-26 参照】【プラグ応答解析における FCI 挙動の不確かさの影響について：別紙 8-29 参照】の結果、得られた機械的エネルギーの最大値は約 3.4MJ である。圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 8%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4.3.3.3.22 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.8% であり、許容限界 10% を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

第 4.3.3.3.23 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す【外部電源喪失に

起因する事故及びポンプ軸固着に起因する事故におけるナトリウム噴出の解析結果に差異が生じた理由：別紙 8-30 参照】。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。各回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも約 0.6% であり、破断伸び 15% より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。第 4.3.3.3.24 図に各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量（積算値）を、作用する圧力及び変位とともに示す。炉心上部機構、小回転プラグ及び大回転プラグの間隙内にそれぞれ 6kg、5kg 及び 79kg のナトリウムが流入するが、流入量は同間隙の保持可能なナトリウム量を下回り、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。

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

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

第4.3.3.3.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「1次冷却材流量低」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「1次冷却材流量低」 ③核計装(線形出力系)
事故発生の判断	・「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「1次冷却材流量低」
代替原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認し、自動停止の成否を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装(線形出力系)
1次主冷却系流量増大	・原子炉手動停止にも失敗している場合は、1次主冷却系の流量を増大させる。	①1次冷却材流量コントローラ ②ポニーモータ抵抗タップ	—	①1次主冷却系冷却材流量計 ②核計装(線形出力系)

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.3.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	・ 1 次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2 次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	① 1 次主冷却系 ② 2 次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1 次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2 次主冷却系冷却材流量計
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。	① 1 次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	①原子炉カバーガス圧力計 ②燃料破損検出系
格納容器アイソレーション確認	・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

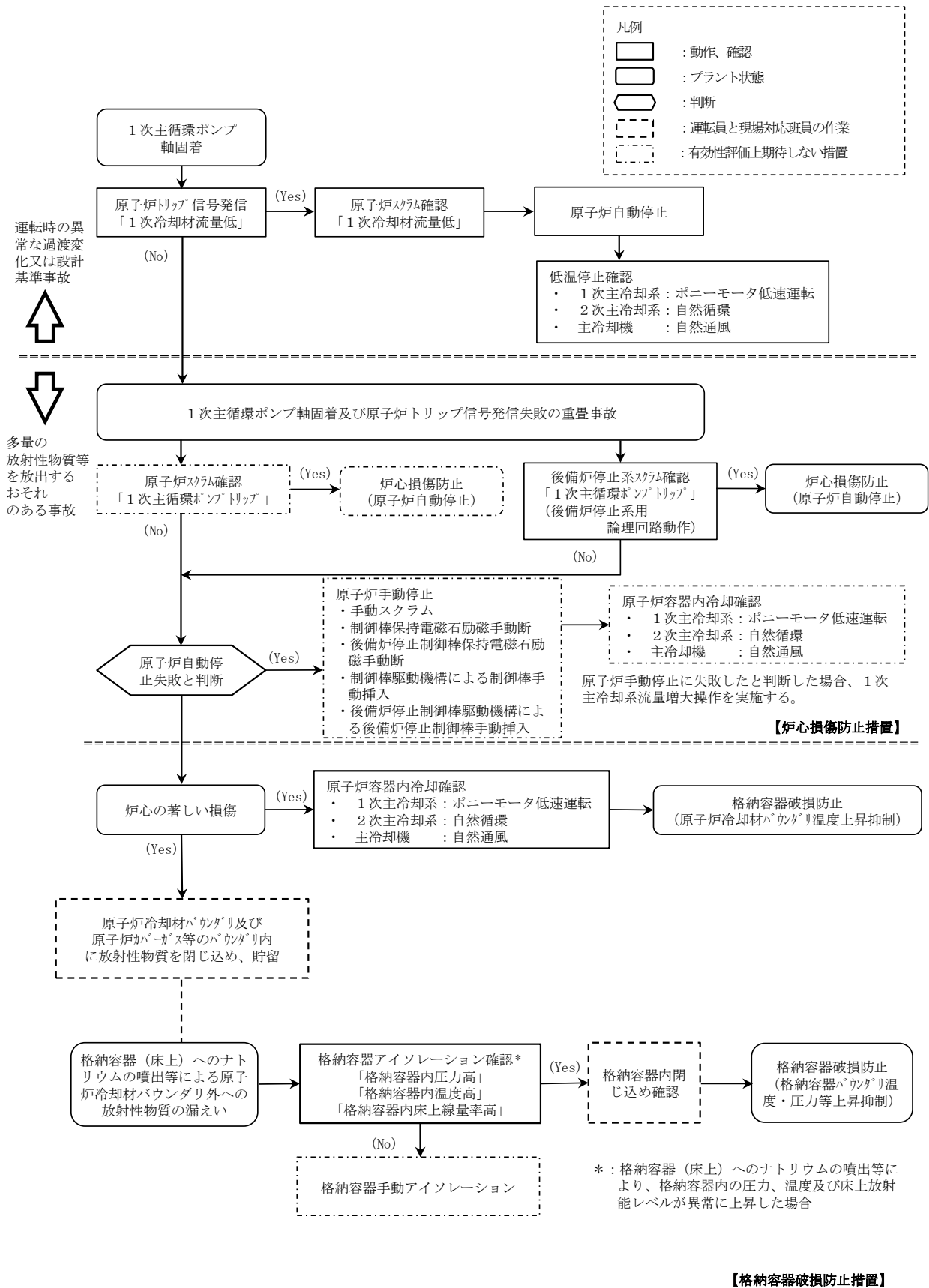
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

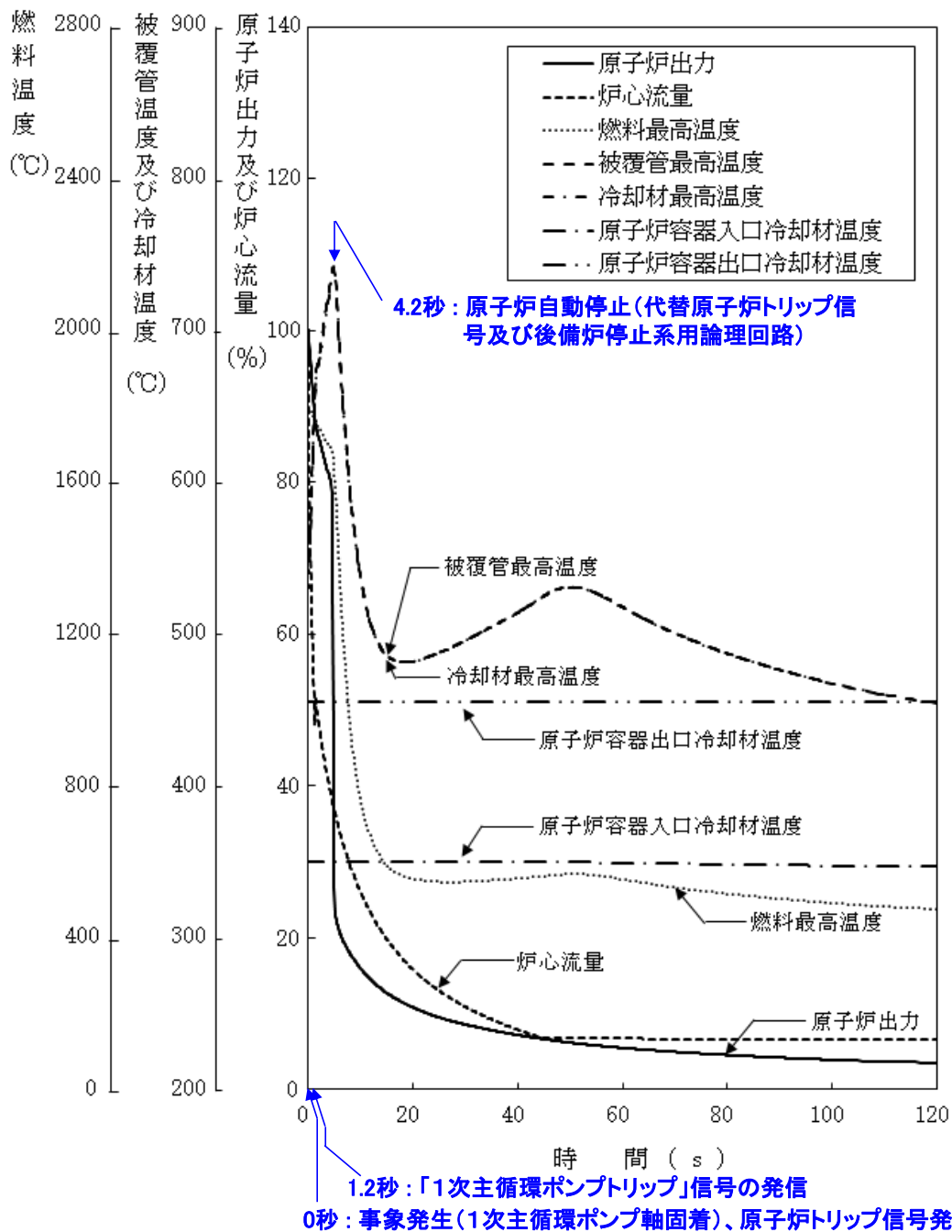
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
		<ul style="list-style-type: none"> ▽異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 																
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断 																<ul style="list-style-type: none"> ・「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 <ul style="list-style-type: none"> ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認 																<ul style="list-style-type: none"> ・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
状況判断	運転員A	1 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉自動停止失敗と判断 																<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員A	1 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉手動停止 																<ul style="list-style-type: none"> ・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員B、C	2 <ul style="list-style-type: none"> ・1次主冷却系流量増大 																<ul style="list-style-type: none"> ・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。 ・上記の操作は、中央制御室又は現場のボーンモータ抵抗器盤で2名により10分以内に実施する。

第 4.3.3.3.4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

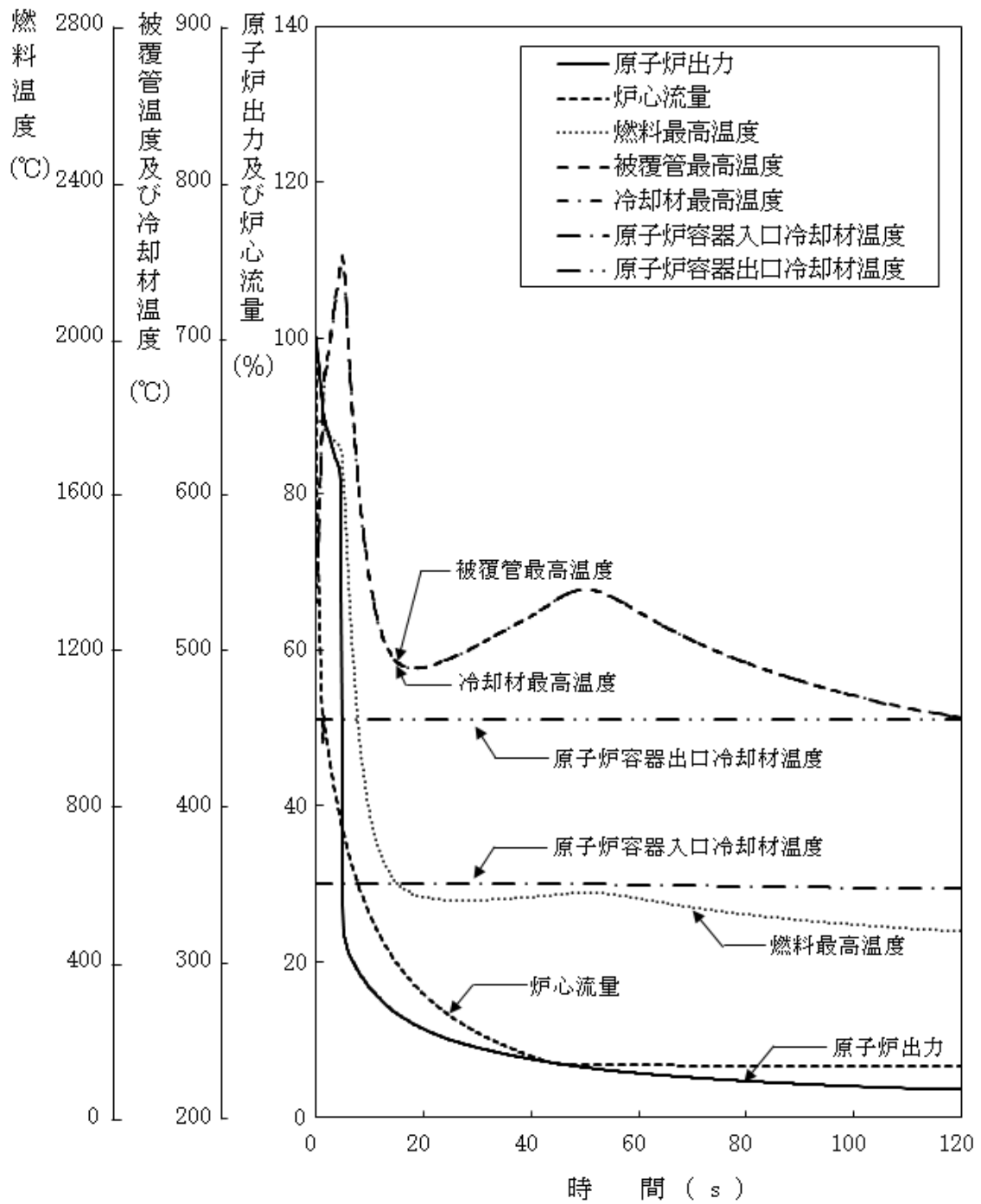
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考		
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180
			▽異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生時の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断														
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 60 minutes]														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 to 5 minutes]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。		
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar from 0 to 10 minutes]												・1次主冷却系(ボニーモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。		
自主対策	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Progress bar from 0 to 10 minutes]												・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 ・上記の操作は、必要な際に、中央制御室で1名により10分以内に実施する。		
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	[Progress bar from 0 to 60 minutes] ・格納容器アイソレーションは、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、隔離状態の確認及び監視となる。 ・格納容器隔離に失敗したと判断した場合、手動アイソレーション操作を開始する。操作実施後は、放射性物質の閉じ込め、貯留状態の監視を継続する。												・「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。 ・多量のナトリウムが格納容器床上に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床上温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、必要な際に、中央制御室で2名により5分以内に実施し、その後、監視を継続する。		



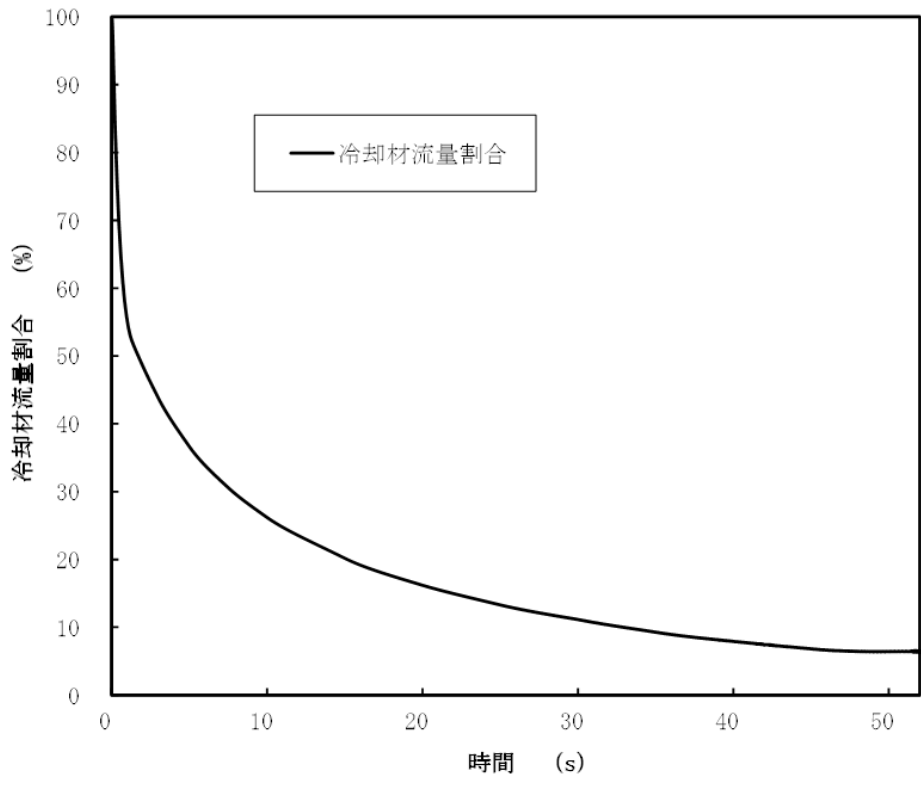
第 4. 3. 3. 3. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



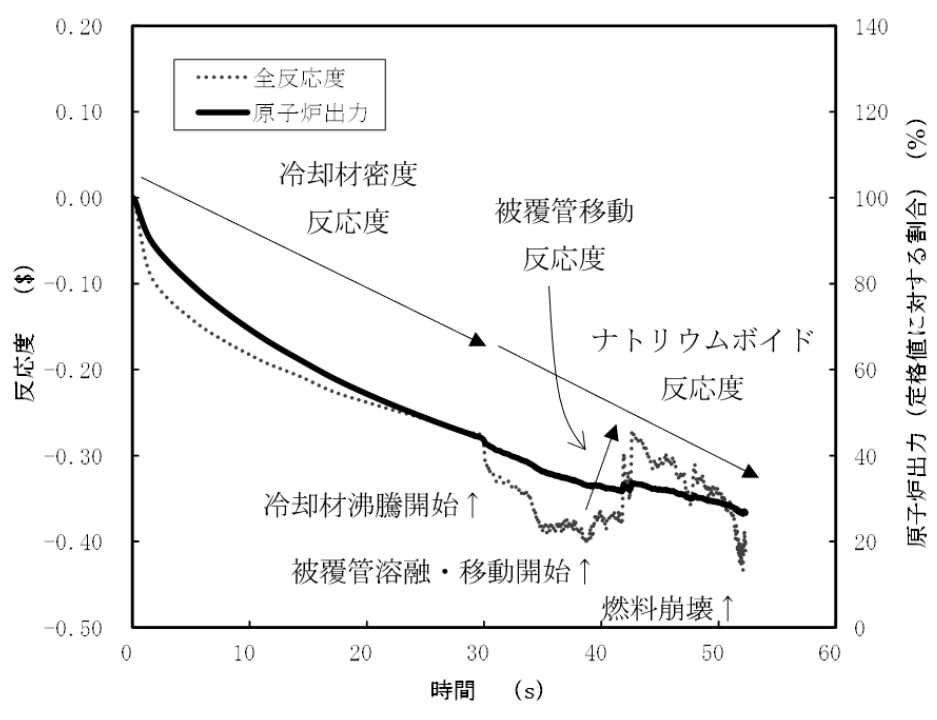
第 4.3.3.3.2 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



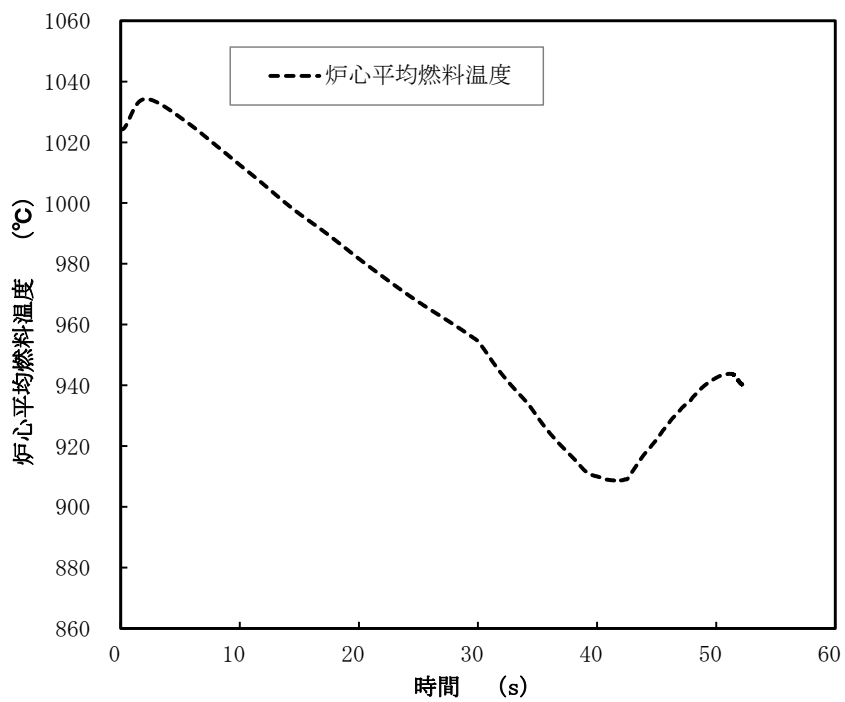
第 4.3.3.3.3 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (不確かさの影響評価)



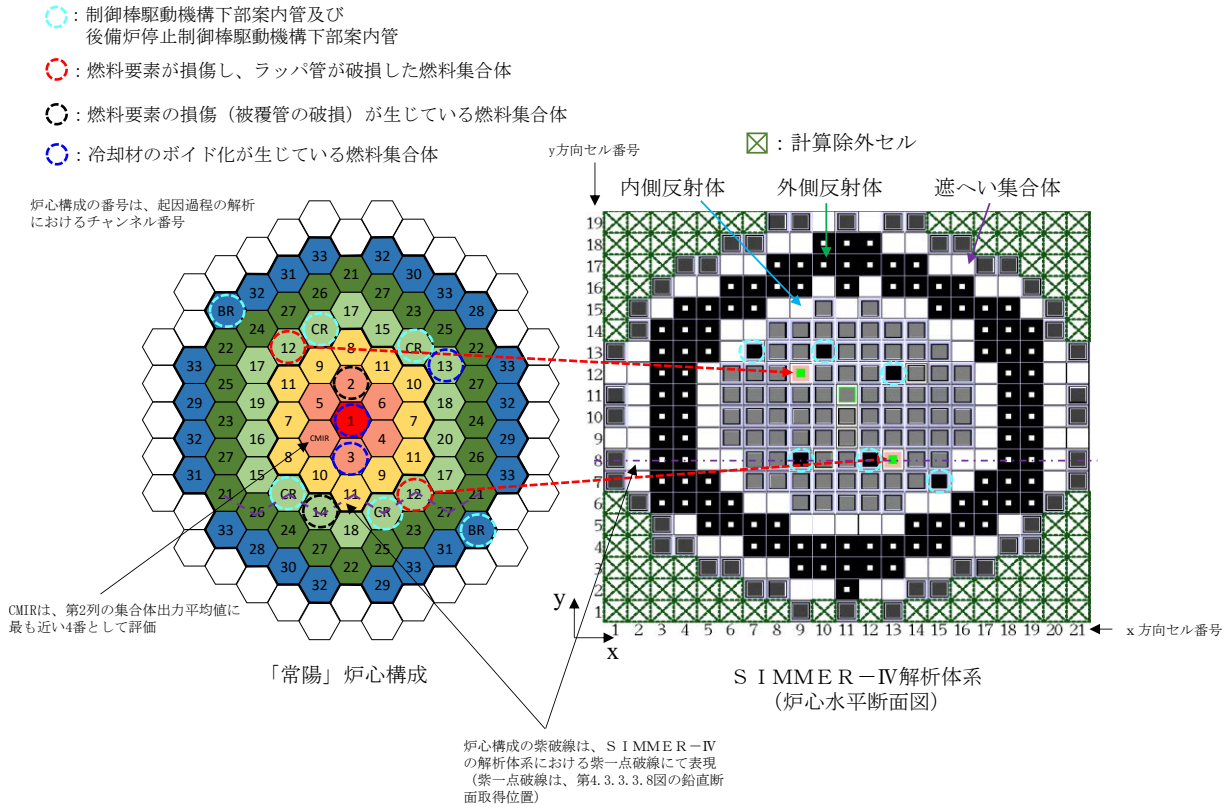
第 4. 3. 3. 3. 4 図 1 次主循環ポンプの軸固着時の冷却材流量の推移



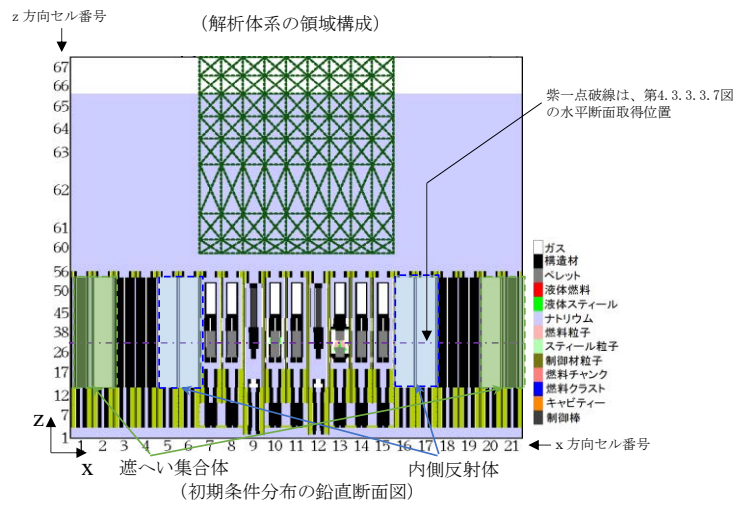
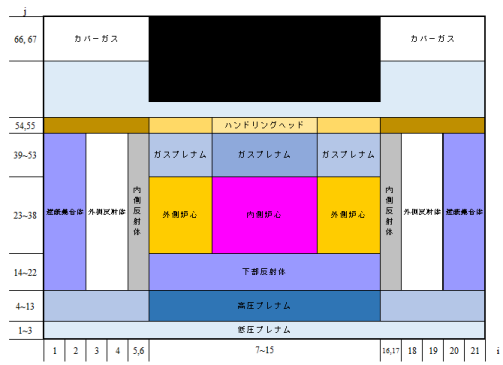
第 4. 3. 3. 3. 5 図 起因過程における出力及び反応度履歴



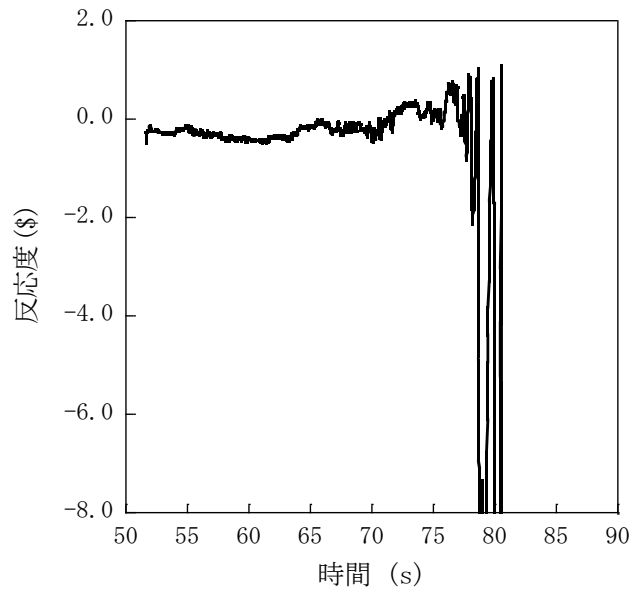
第 4.3.3.3.6 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



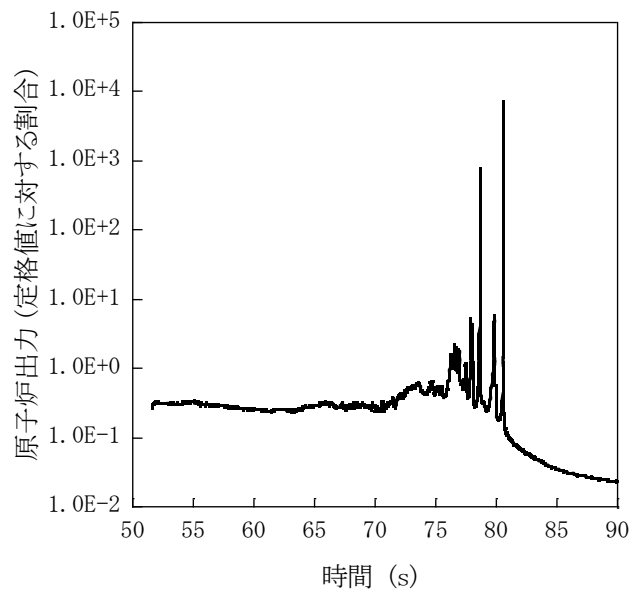
第 4.3.3.3.7 図 S I M M E R - I V における解析体系（遷移過程の解析）



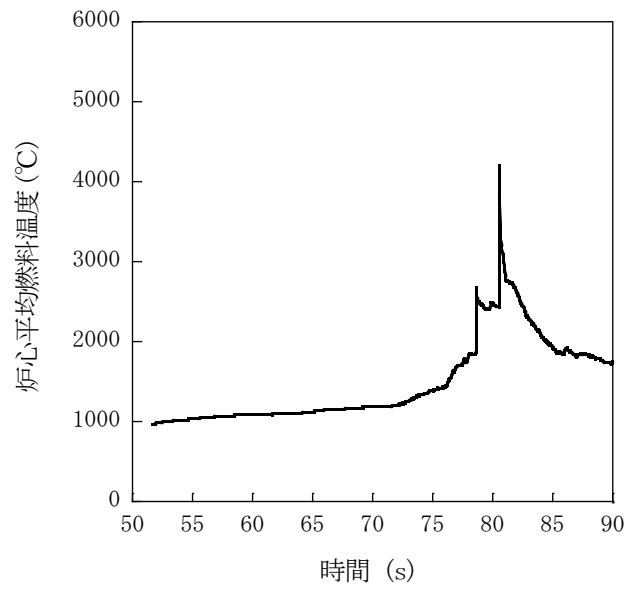
第 4.3.3.3.8 図 S I M M E R - I V における初期物質分布



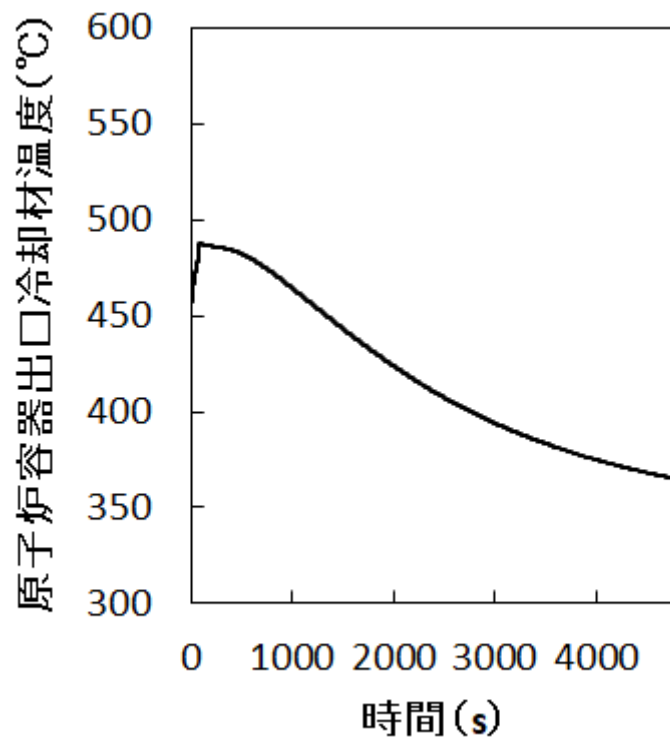
第 4.3.3.3.9 図 遷移過程における反応度履歴



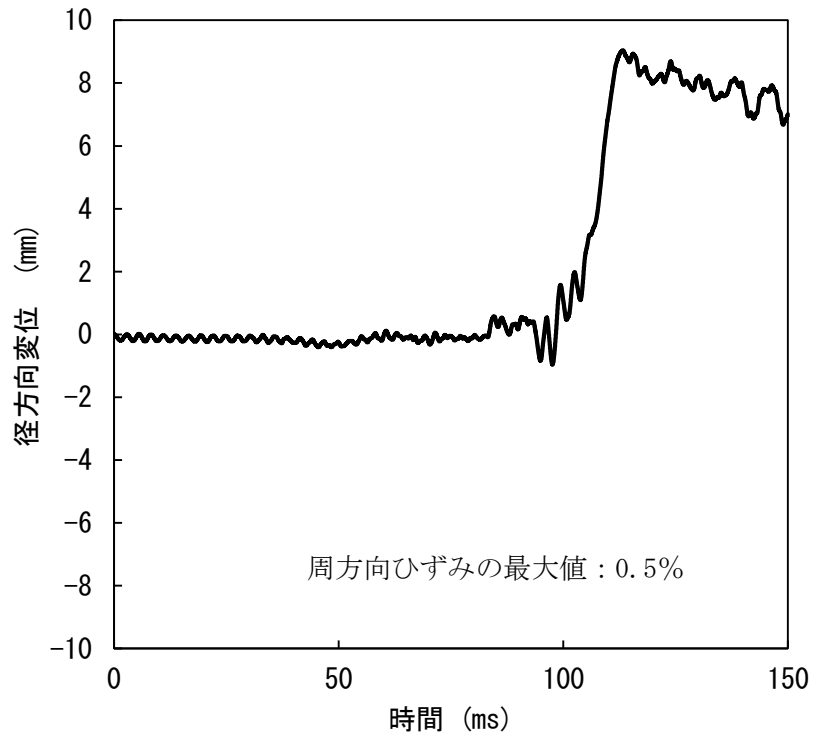
第 4.3.3.3.10 図 遷移過程における出力履歴



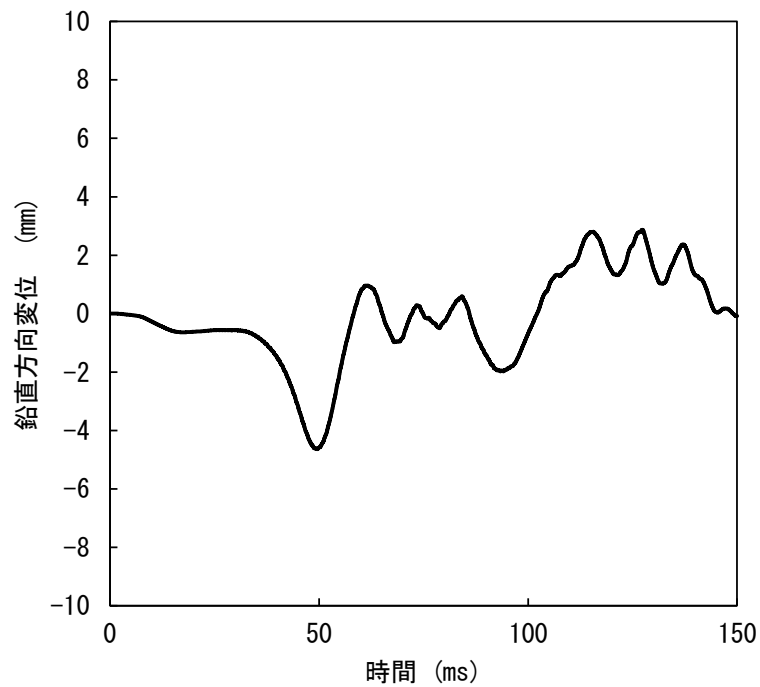
第 4. 3. 3. 3. 11 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



第 4. 3. 3. 3. 12 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴

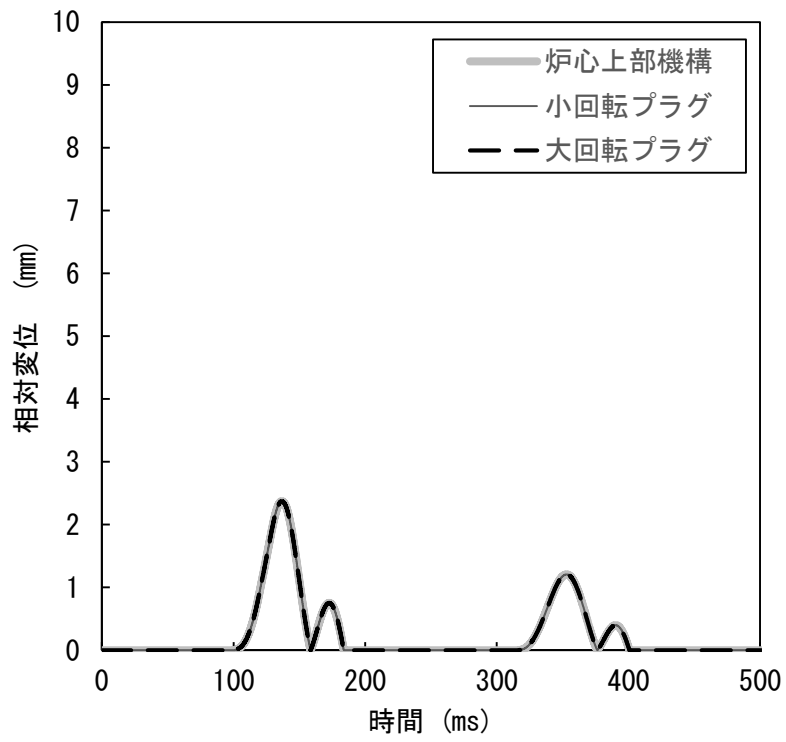


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位

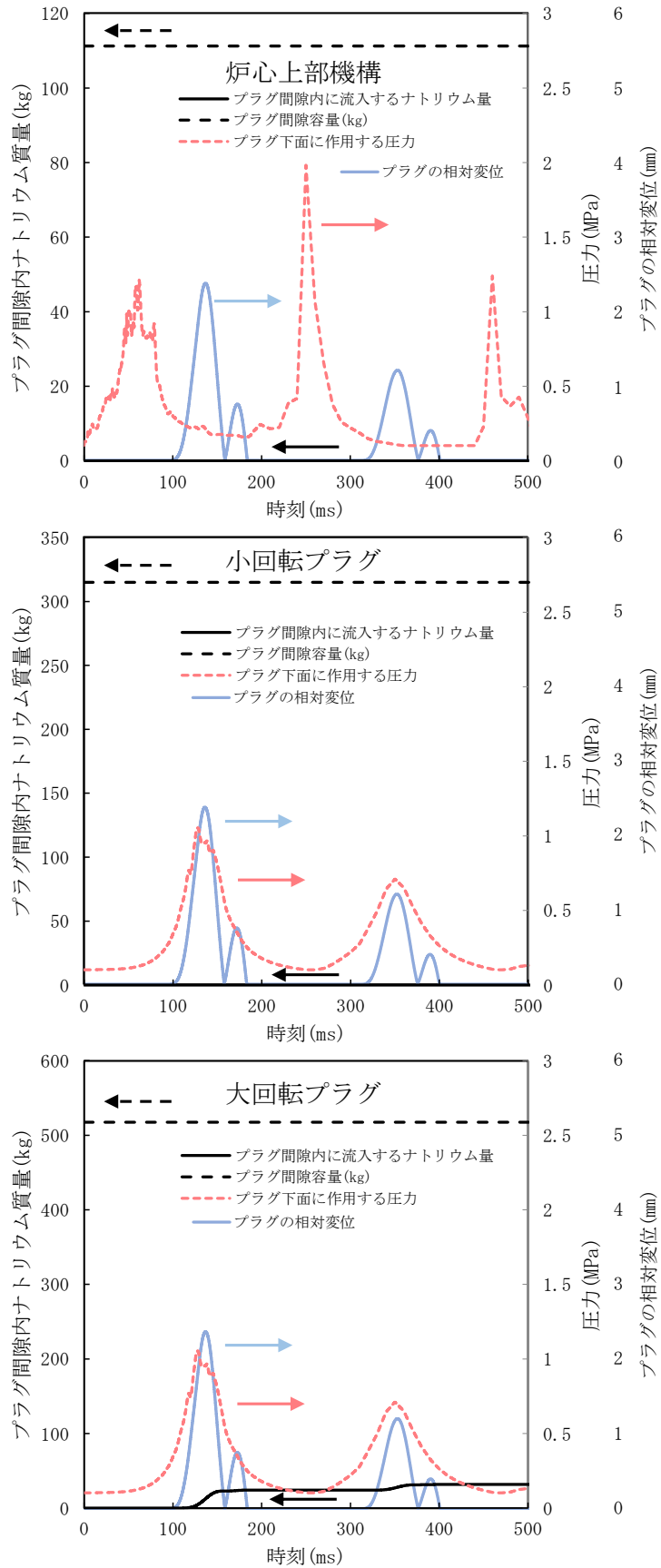


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

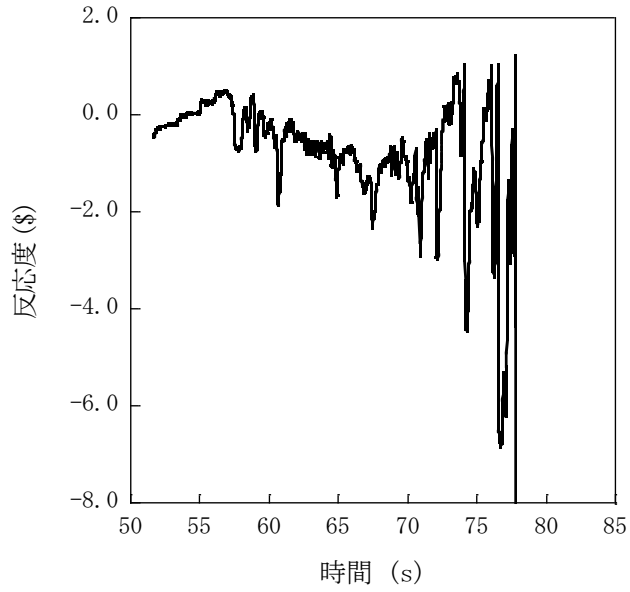
第 4.3.3.3.13 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



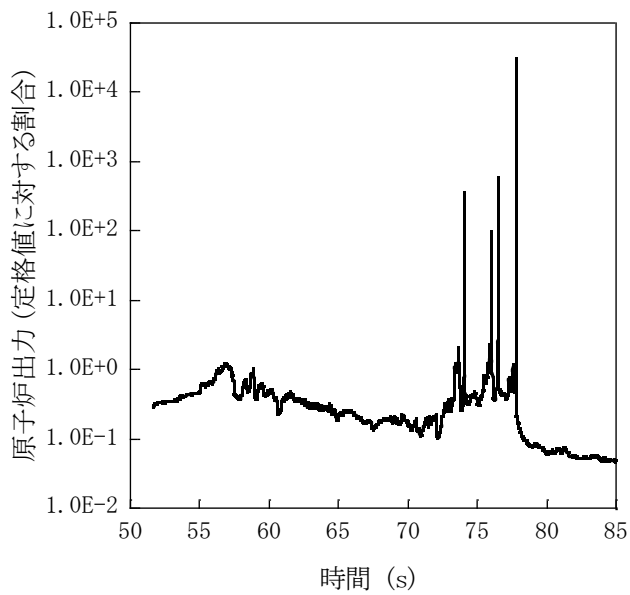
第 4. 3. 3. 3. 14 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果



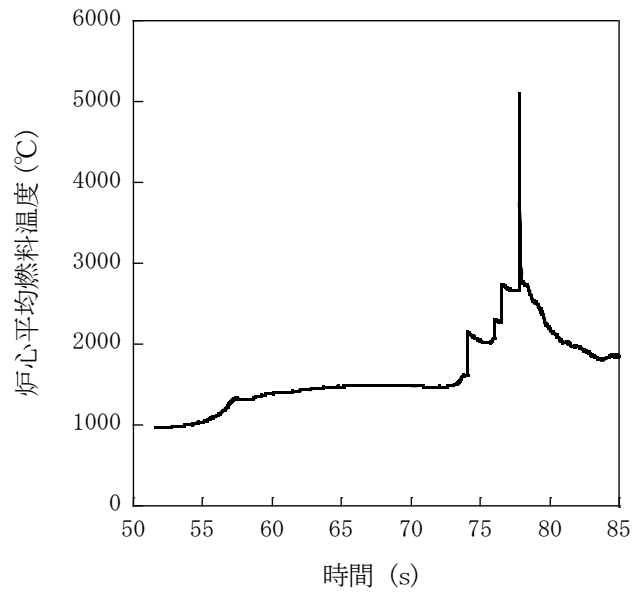
第 4.3.3.3.15 図 各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量 (積算値)



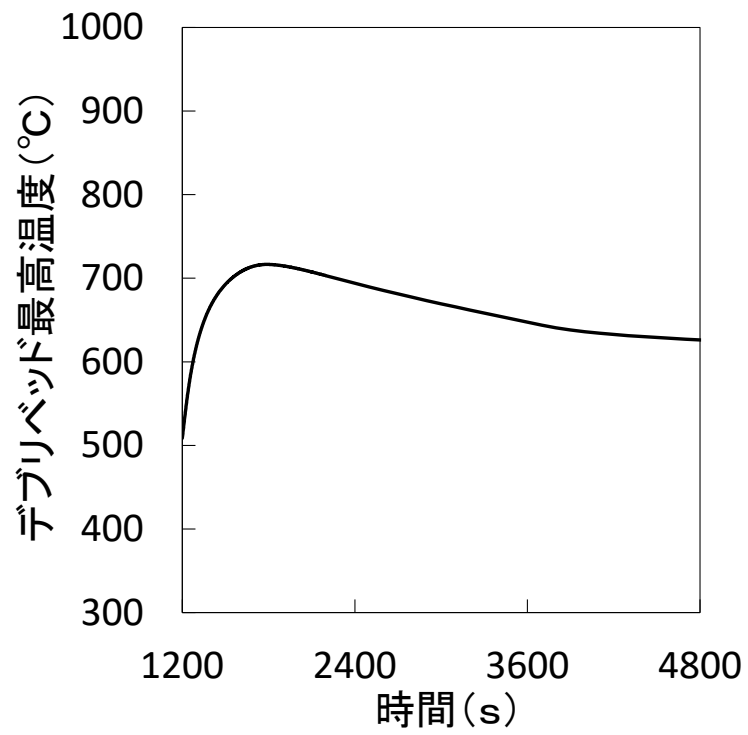
第 4.3.3.3.16 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



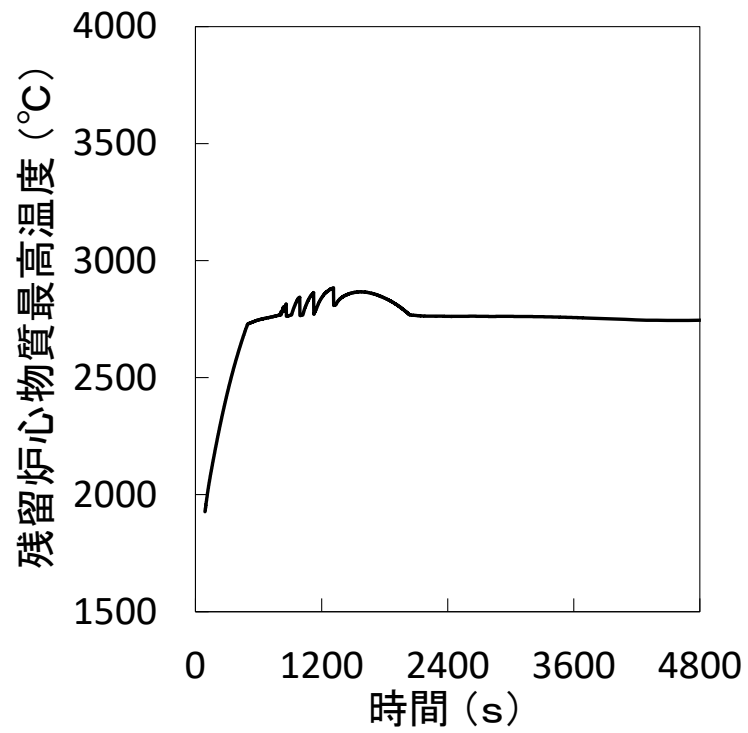
第 4.3.3.3.17 図 遷移過程の不確かさの影響評価における出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



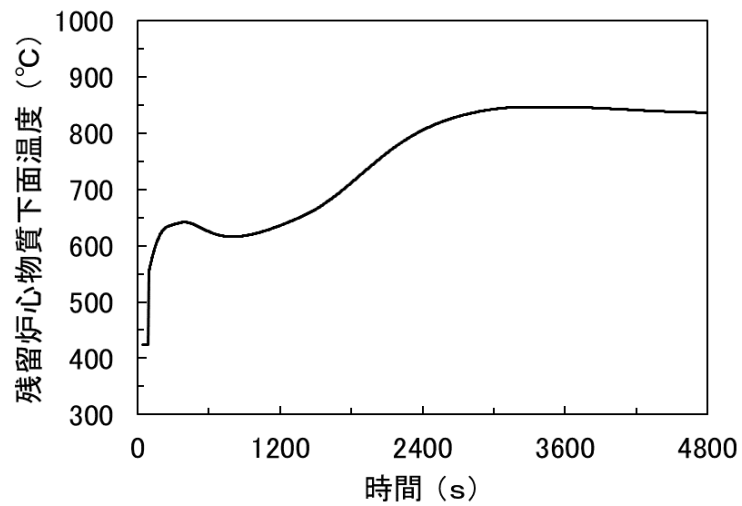
第 4.3.3.3.18 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



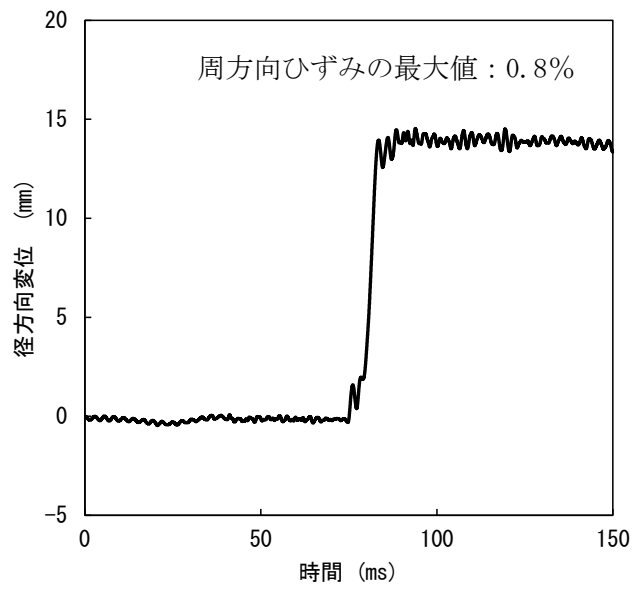
第 4. 3. 3. 3. 19 図 デブリベッド最高温度の履歴



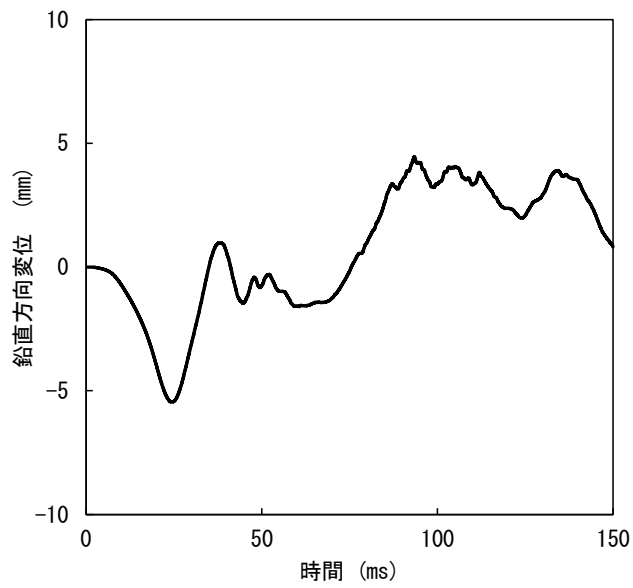
第 4. 3. 3. 3. 20 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 3. 21 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

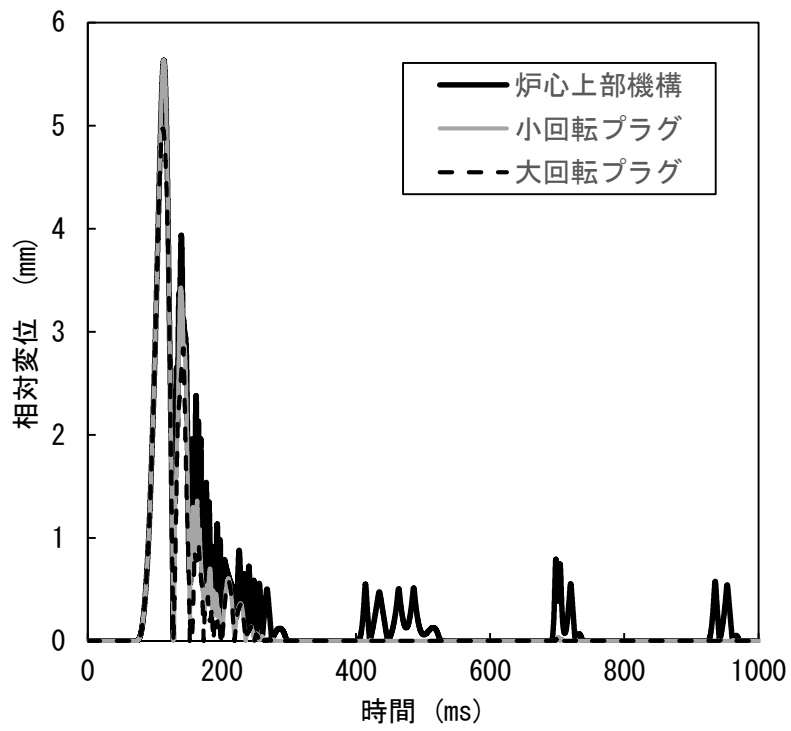


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位

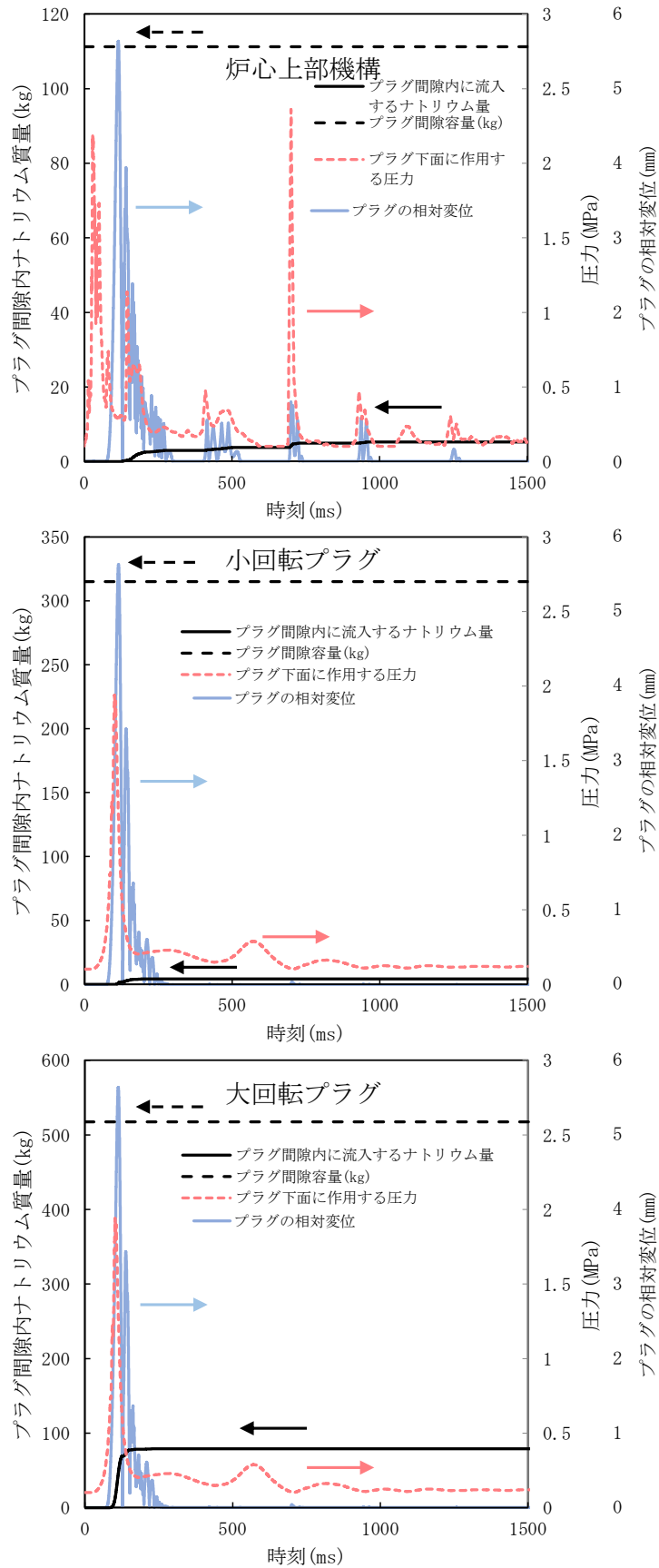


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

第 4.3.3.3.22 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



第 4. 3. 3. 3. 23 図 回転プラグの動的応答の解析結果



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

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

(1) 事故の原因及び説明

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

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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

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

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

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

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

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

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

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

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

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

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

(ii) 格納容器破損防止措置

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

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。本措置は、d. による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及

び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。手動による措置は、自動による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(iii) その他

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

(4) 資機材

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

(5) 作業と所要時間

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

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 2 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 5 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。

また、格納容器破損防止に係る自主対策に必要な要員は 1 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名で確保可能である。

なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。

- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が、運転サイクル初期の定格出力時の制御棒位置から、最大速度 (13cm/min) で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は $3.0 \text{ } \phi / \text{s}$ とする【UTOP の有効性評価における制御棒の異常な引抜きによる反応度添加率の設定について：別紙 7-2】。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値 (最適評価値) を用いる。
- 6) 制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、4 秒で制御棒の連続的な引抜きの停止に成功するものとする。
- 7) 後備炉停止系用論理回路が動作するまでは、1 次主循環ポンプ及び 2 次主循環ポンプの運転を継続し、1 次主冷却系及び 2 次主冷却系は定格流量を維持するものとする (本評価事故シーケンスの有効性評価において、以下同じ)。
- 8) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 464°C 、応答時間は 3.4 秒とする。
- 9) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を $1.4\% \Delta k/k$ とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 10) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 11) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値 (最適評価値) を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.4.2 図に示す。

制御棒が連続的に引き抜かれることにより、正の反応度が投入され、原子炉出力は約 1.8 秒で「中性子束高 (出力領域)」の設定値である 105%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉出力は引き続き上昇する。その後、制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、引抜き開始 4 秒後に引抜きが停止し、正の反応度の投入が止まるとともに、原子炉出力の上昇に伴う燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度の上昇による反応度フィードバックにより、原子炉出力は緩やかに変動する。その間、原子炉容器出口冷却材温度は、炉心冷却材温度の上昇から遅れて緩やかに上昇し、時刻約 104 秒で「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である 464°C に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約 107 秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機及び 2 次主循環ポンプがトリップし、1 次主冷却系は 1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2 次主冷却系は自然循環に移行する。2 次主循環ポンプのトリップに伴うインタ

一ロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、原子炉の自動停止後も緩やかに上昇を続けるが、炉心温度の低下に伴い、それに遅れて緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約 1,970℃、約 570℃及び約 560℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止から遅れて出現し約 470℃であり、評価項目を満足する。

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

ii) 不確かさの影響評価

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

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

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

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

- | | | |
|--------|---|---|
| ドップラ係数 | : | 燃料温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| 燃料温度係数 | : | ドップラ係数と同様に、絶対値が最小の負の値を使用す |

る。

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

解析結果を第 4.3.3.4.3 図に示す。

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

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

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. 起因過程の解析

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

a. 解析条件

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

- 1) 炉心領域の全集合体を 33 の SAS 4 A チャンネルで代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS 4 A チャンネルの配置は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。

- 3) 最大の反応度価値を持つ制御棒 1 本が、運転サイクル初期の定格出力時の制御棒位置から、最大速度 (13cm/min) で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から 10 秒までは $3.0\text{¢} / \text{s}$ とする。その後、制御棒位置が駆動ストロークの上端に至る 115 秒で 0 となるように、制御棒ストローク曲線を考慮し、徐々に減少するものとする。反応度添加率を第 4.3.3.4.4 図に示す。
- 4) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数 (ナトリウムボイド反応度) 及び構造材密度係数にはノミナル値 (最適評価値) を用いる。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値 (最適評価値) を用いる。
- 7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体と比べて内部構造が複雑であり燃料要素の形状や組成も異なるため、炉心燃料集合体と同様に忠実にモデル化することは合理的ではない。また、その燃料装荷量は炉心燃料集合体に比べて少なく、仮に燃料損傷が発生したとしても事象推移に与える影響は小さい。このため、照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換え、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いることで、起因過程では損傷しない想定とする。
- 9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた FP ガスの生成量の計算や燃料中の FP ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 10) 炉内試験の結果より本原子炉施設のように高いスミア密度の燃料において、断面溶融割合が 20%程度以下では、燃料破損に至らないことが分かっている。一方、燃料の破損時の溶融割合が小さいほど燃料破損後の燃料分散による負の反応度効果が抑制されることを考慮し、保守的に断面溶融割合 20%で燃料は破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.4.5 図及び第 4.3.3.4.6 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、制御棒の引抜きによる正の反応度投入によって原子炉出力が上昇するため、燃料要素の発熱が増加し冷却材温度が上昇する。また、原子炉出力の上昇により、燃料要素の温度も上昇する。冷却材の温度上昇に伴う負の冷却材密度反応度、燃料温度の上昇に伴う負の燃料密度反応度及びドップラ反応度は、制御棒の引抜きによる正の反応度に比べて小さく全反応度が負になることはないため、原子炉出力は上昇を続ける。燃料温度は更に上昇を続け、燃料の中心部は溶融し、出力と燃焼度がともに高いチャンネル (第 4.3.3.1.5 図のチャンネル 1 と 4) で冷却材は未沸騰のまま燃料が破損に至る。燃料の一部が冷却材流路に放出され、冷却

材の流れに運ばれて上部へ分散し、原子炉出力が低下する。その後、被覆管温度の上昇に伴う強度低下によって燃料は崩壊し、多くの燃料が冷却材流路に放出されるが、この燃料の上下への分散に伴う負の反応度効果と被覆管の上下への分散に伴う正の反応度効果とでは、燃料の分散による効果の方が大きく、原子炉出力は低下する。時刻約 31.6 秒でチャンネル 4 のラップ管の温度が融点まで上昇し、SAS4A の適用限界に達する。その約 30 秒間の起因過程の範囲において、炉心は出力と燃焼度がともに高い 2 チャンネル（炉心燃料集合体数：2）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は最大でも 0.2\$ 程度であり即発臨界（1.0\$）を超えることはない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、起因過程の初期値の約 1,030°C から最大値の約 1,770°C まで上昇した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度及びボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい【ボイド反応度が正となる領域と事象推移への影響：別紙 8-1 参照】。

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

ii. 遷移過程の解析

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

a. 解析条件

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

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。SIMMER-IV における初期物質分布を第 4.3.3.4.8 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、SAS4A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スチール及びスチール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び

自己遮蔽因子テーブル)を用いる。

- 5) 原子炉容器内全体を3次元直交座標(流体力学メッシュ:21×19×67)でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、健全形状の炉心に対して炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。
- 7) B型及びC型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、LGT及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
- 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。
- 11) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が、運転サイクル初期の定格出力時の制御棒位置から、最大速度(13cm/min)で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から10秒までは $3.0\phi/s$ とする。その後、制御棒位置が駆動ストロークの上端に至る115秒で0となるように、制御棒ストローク曲線を考慮し、徐々に減少するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.4.9図から第4.3.3.4.11図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、制御棒の引抜きによる反応度の投入と損傷集合体において燃料が炉心下部へ凝集することによる反応度増加のため原子炉出力は崩壊熱レベルまで低下することはない。炉心の損傷領域の拡大は続くが、過大な出力ピークが生じることはなく、また、健全集合体では定格時の冷却材流量があるため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。炉心での冷却材流量は、定格値の100%であるものの、遷移過程開始から20秒まで(事象開始から50秒)に炉心燃料集合体の約40%が破損する。その後、反応度と原子炉出力は低下し、炉心燃料の損傷が緩慢となる。炉心下部には再固化した燃料及びスチールによって閉塞が形成されてはいるが、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。損傷領域の拡大とともに、炉心下部に堆積する燃料の量が増加して事象開始から約60秒に反応度が即発臨界を超過しているにもかかわらず大きなエネルギー放出に至ることはないが、出力の高い燃料集合体を中心に炉心の約60%が損傷するに至る。約70秒の時点で炉心下部に損傷燃料が堆積しつつある。この燃料の堆積により約70秒で再び反応度が即発臨界を超過する。再度発生するナトリウム及びスチール蒸気圧によって燃料が炉心から流出し、その総計は約30%である。この結果反応度は-30\$を下回

り、核的な事象推移は終息する。このときの炉心平均燃料温度の最大値は約 2,820°C である。

本評価事故シーケンスの遷移過程の事象推移においても反応度が即発臨界を超えているが、いずれも「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて大きなエネルギー放出を伴うものではない。その理由は、炉心冷却材流量が残っているために炉心損傷の進展が緩慢であること、損傷した集合体の炉心下部で冷却材蒸気圧力が頻繁に発生することで炉心物質を分散させるため、炉心下部での損傷燃料の堆積を妨げられるためである【UTOP 事象推移全体が ULOF に包絡されることについて：別紙 8-31 参照】。

iii. 再配置・冷却過程の解析

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

iv. 機械的応答過程及び格納容器応答過程の解析

本評価事故シーケンスで放出される熱エネルギーを代表するパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は遷移過程解析において約 2,820°C であり、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の解析結果を下回り、機械的エネルギーの発生も同解析結果に包絡される。このため、機械的応答過程及び格納容器応答過程に係る措置の有効性の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

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

ii) 不確かさの影響評価

i. 起因過程の不確かさの影響評価

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

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、SAS 4A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガスの圧力の効果を無視する。
- 2) 制御棒の引抜き反応度：反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引抜きに伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮して、反応度添加率を約 4.2¢/s で一定とする。
- 3) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30%の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目

に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では1.3倍に、負の領域では0.7倍に設定する。

- 4) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは30%である。ドップラ反応度係数は負で、起因過程のドップラ反応度は負となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、0.7倍に設定する。
- 5) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは30%である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は膨張し反応度変化が負となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、0.7倍に設定する。
- 6) 燃料破損条件：基本ケースでは20%断面溶融割合で破損判定を行っていたが、負の反応度効果を有する破損燃料の移動を抑制するとともに、損傷領域の拡大のために燃料溶融開始直後に破損するように設定する。また、それとは別に、負の反応度投入自体を遅らせるため、50%断面溶融割合の条件で破損するように設定する。

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

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度変化に最も大きな影響を与える不確かさは、2) 制御棒の引抜き反応度の不確かさである。最大出力、反応度変化及び損傷集合体数は、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」の最大約260%、最大約0.2\$、2体に対して、制御棒の引抜き反応度の不確かさを考慮したケースでも最大約270%、最大約0.3\$、2体と大きな差はなく反応度変化は、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」の最大約0.2\$に対して、制御棒の引抜き反応度の不確かさを考慮したケースでも最大約0.3\$と大きな差はなく即発臨界(1.0\$)を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、反応度及び出力の上昇は緩慢であり、その結果、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

その他に基本ケースの事象推移から有意な相違を生じたケースは、6)の燃料破損条件の不確かさの影響を評価したケースである。燃料溶融開始直後に破損するケースでは損傷集合体の数が10体に増加しているが、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらない。また、最大反応度と最大出力も基本ケース以下であるが、これは燃料破損が基本ケースより早まるため、燃料破損後の燃料分散による負の反応度挿入が早くなるためである。以上から遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。一方、50%断面溶融割合の条件で破損するケースでは、燃料破損が遅れることで最大反応度は基本ケースからわずかに増加し、破損時刻が遅れて基本ケースに比べて最大出力が基本ケースの約1.5倍となり、最大反応度は基本ケースからわずかに増加するが、損傷集合体数は基本ケースの2体に対して1体であり、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の事象推移にほとんど影響を与えることはない。その他の1) FPガスの保持量、3) ナトリウムボイド反応度、4) ドップラ反応度、5) 燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価したケースでは、燃料破損

時刻、最大出力、最大反応度、ラップ管溶融時刻などの基本ケースとの違いは僅少であり、燃料損傷集合体数は基本ケースと同じ2体である。

ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

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

遷移過程において、炉心平均燃料温度の上昇が起こる原因は大規模な燃料凝集の発生によるものである。この燃料凝集を駆動する要因は、局所的な蒸気圧等の発生であるが、本評価事故シーケンスにおいては、定格時流量が維持されていることから、破損した燃料集合体、LGT、反射体及び炉心上下端から炉心へとナトリウムが流入しやすい。このため、本評価事故シーケンスの遷移過程では、炉心でナトリウム蒸気圧が頻繁に発生することとなり、FCIの効果を保守側に考慮すると燃料分散と燃料凝集の双方を促進することとなり、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べてその明確な影響は現れない【UTOP 事象推移全体がULOFに包絡されることについて：別紙8-31参照】【UTOP 遷移過程解析における炉心下部等でのFCI挙動の不確かさ影響について：別紙8-32参照】。このため、本評価事故シーケンスにおける遷移過程の不確かさの影響評価は、起因過程の解析を引き継いで、燃料凝集に伴う正の反応度添加とエネルギーの放出を最大限に考慮した解析を実施する。

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

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

解析結果を第4.3.3.4.12図から第4.3.3.4.14図に示す。炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過するが、炉心平均燃料温度の最大値は約4,320℃となる。本評価事故シーケンスでは、定格時の1次冷却材流量が確保され、燃料凝集が生じる時の炉心損傷領域が「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて小さくなり、燃料凝集が制限されることから、「4.3.3.1 外部電源

喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて炉心平均燃料温度の最大値が低くなる。

起因過程及び遷移過程の解析から、本評価事故シーケンスで発生する熱エネルギーを代表する炉心平均燃料温度の最大値は、不確かさを考慮しても約 4,320°C以下である。これは「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の値を下回る【UTOP 事象推移全体が ULOF に包絡されることについて：別紙 8-31 参照】。このため、発生する機械的エネルギー、原子炉容器の構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出量は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の解析結果に包絡される。すなわち、発生する機械的エネルギーが評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはないこと及び噴出ナトリウムの燃焼等により格納容器の健全性が損なわれないことが示されていることから、本評価事故シーケンスにおいても評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性及び格納容器の健全性が問題となることはない。また、熱的影響についても「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて、多くの 1 次冷却材流量が確保されることから、原子炉容器内で再配置した損傷炉心物質の冷却も容易であり、評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

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

第4.3.3.4.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」
原子炉スクラム（自動停止）確認	・「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム（自動停止）について、原子炉保護系（スクラム）の動作及び核計装（線形出力系）等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系（スクラム） ②原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」 ③核計装（線形出力系）
事故発生の判断	・「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号発信を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系（スクラム） ②原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」 ③制御棒連続引抜き阻止インターロック
代替原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①代替原子炉トリップ信号「 <u>原子炉出口冷却材温度高</u> 」
原子炉スクラム（自動停止）確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム（自動停止）について、原子炉保護系（スクラム）の動作及び核計装（線形出力系）等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系（スクラム） ②代替原子炉トリップ信号「 <u>原子炉出口冷却材温度高</u> 」 ③核計装（線形出力系）
後備炉停止系スクラム（自動停止）確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム（自動停止）について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装（線形出力系）等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「 <u>原子炉出口冷却材温度高</u> 」 ③核計装（線形出力系）
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム（自動停止）、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認し、自動停止の成否を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装（線形出力系）

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.4.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

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

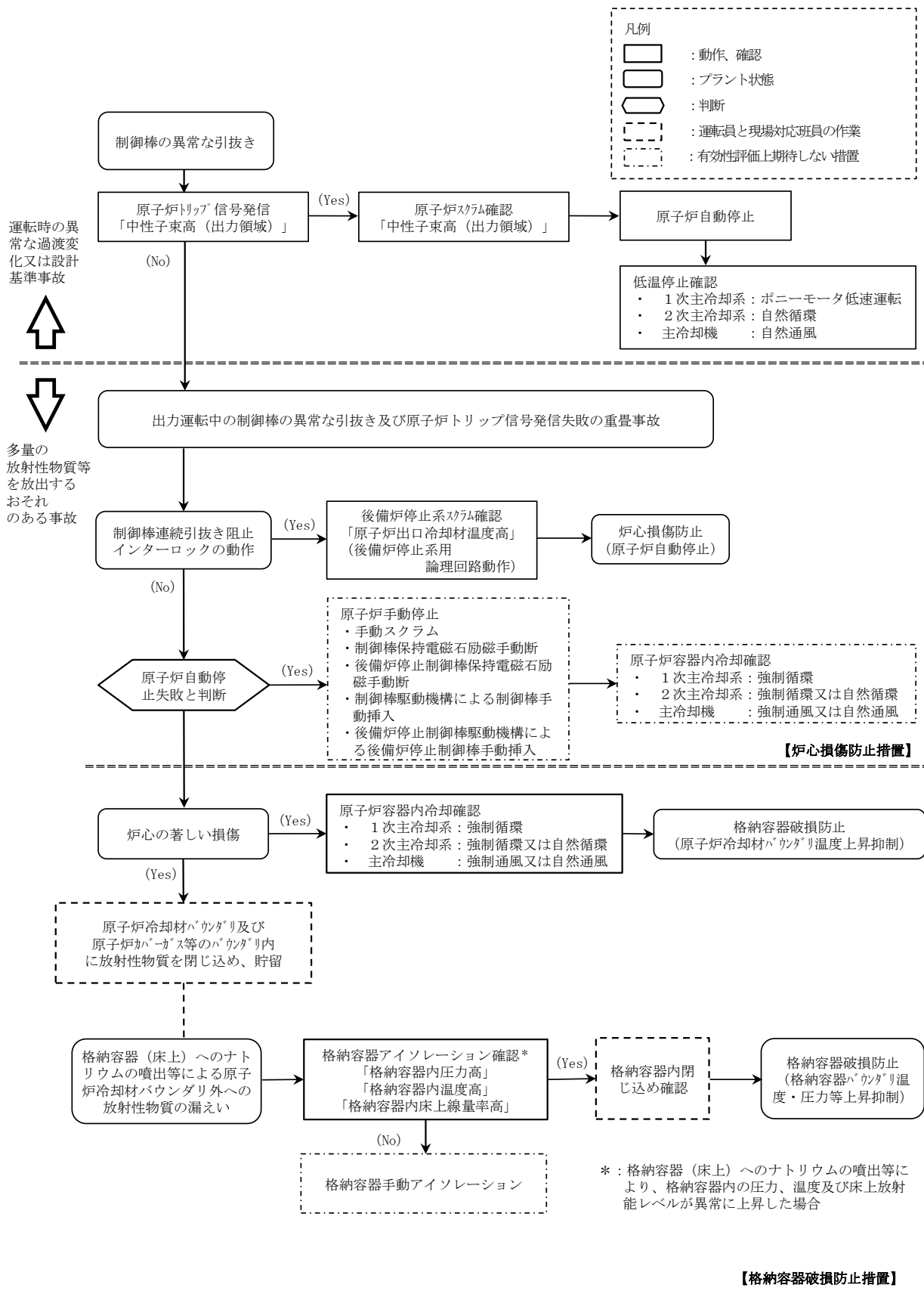
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.4.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

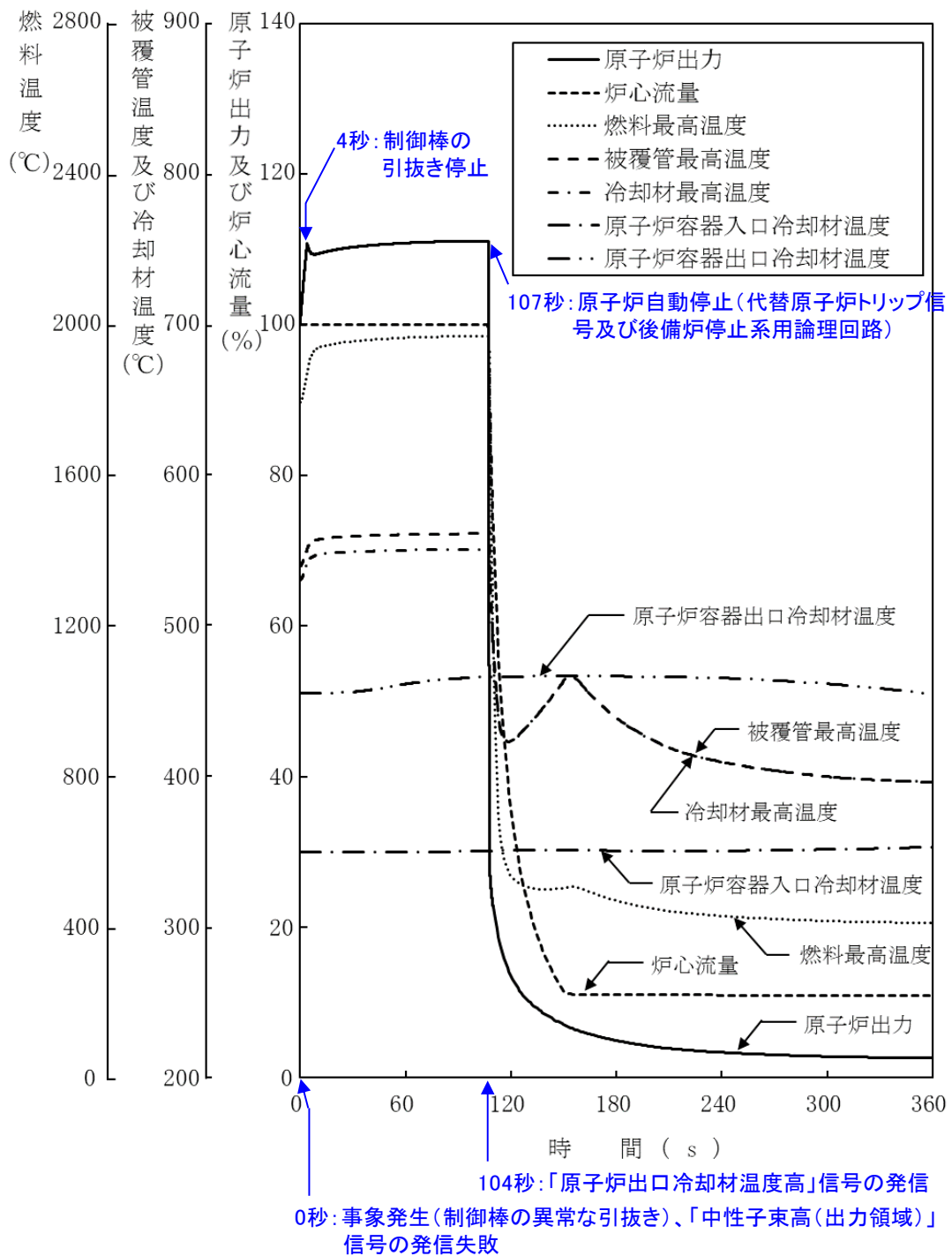
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
			▽異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生の判断(「中性子東高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																	
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																	・「中性子東高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。																・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																	・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。
自主対策	運転員A	1 ・原子炉手動停止																	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。

第 4.3.3.4.4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

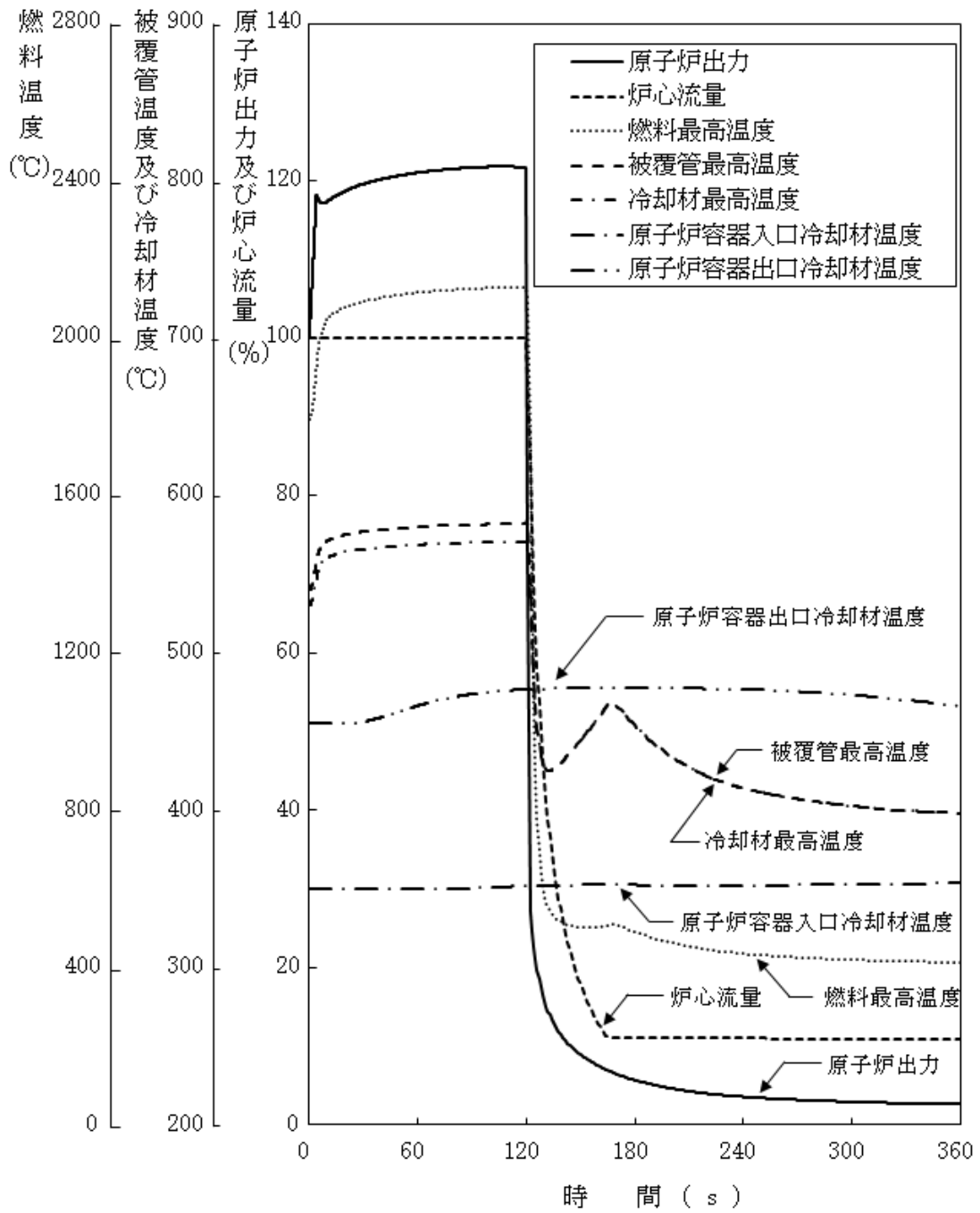
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			▽異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生の判断(「中性子東高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認																・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。
自主対策	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留																・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 ・上記の操作は、必要な際に、中央制御室で1名により10分以内に実施する。
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床土線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・多量のナトリウムが格納容器床土に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床土温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、必要な際に、中央制御室で2名により5分以内に実施し、その後、監視を継続する。



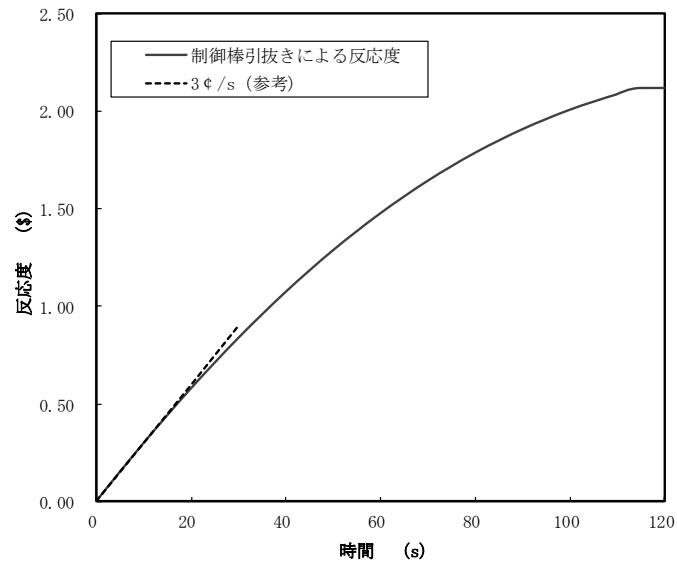
第 4. 3. 3. 4. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順



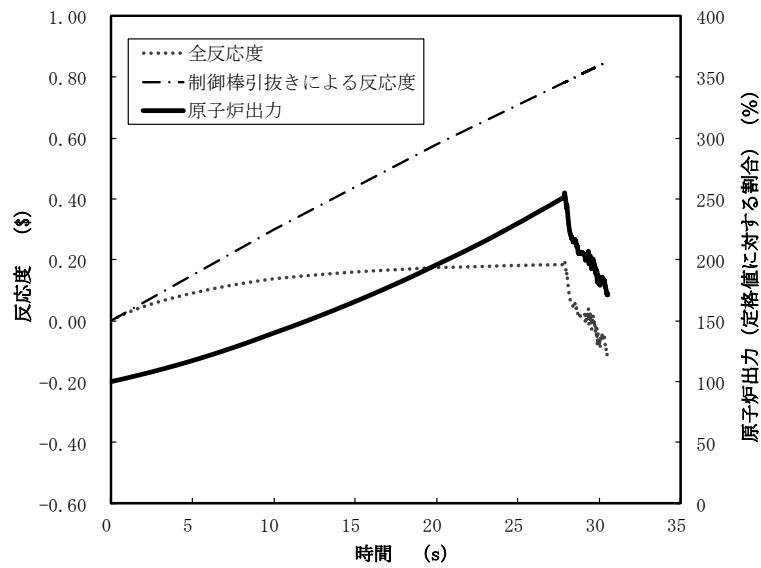
第 4.3.3.4.2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置: 制御棒連続引抜き阻止インターロック
 及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



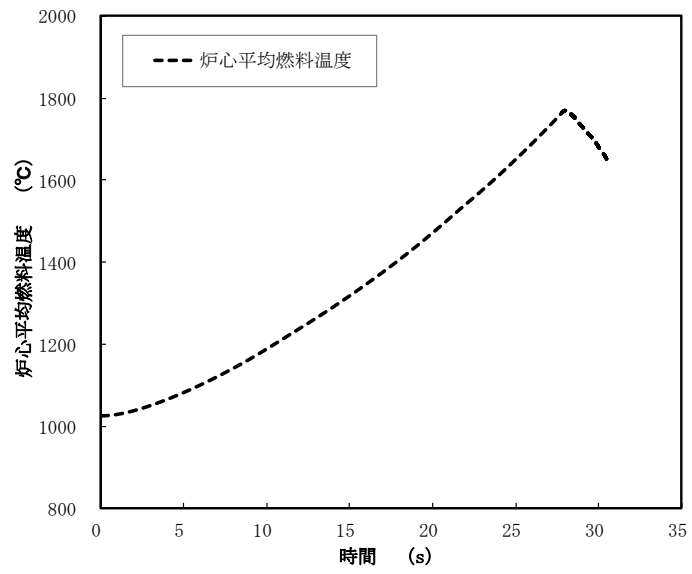
第 4.3.3.4.3 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (不確かさの影響評価)





第 4. 3. 3. 4. 4 図 制御棒の引抜きにより投入される反応度

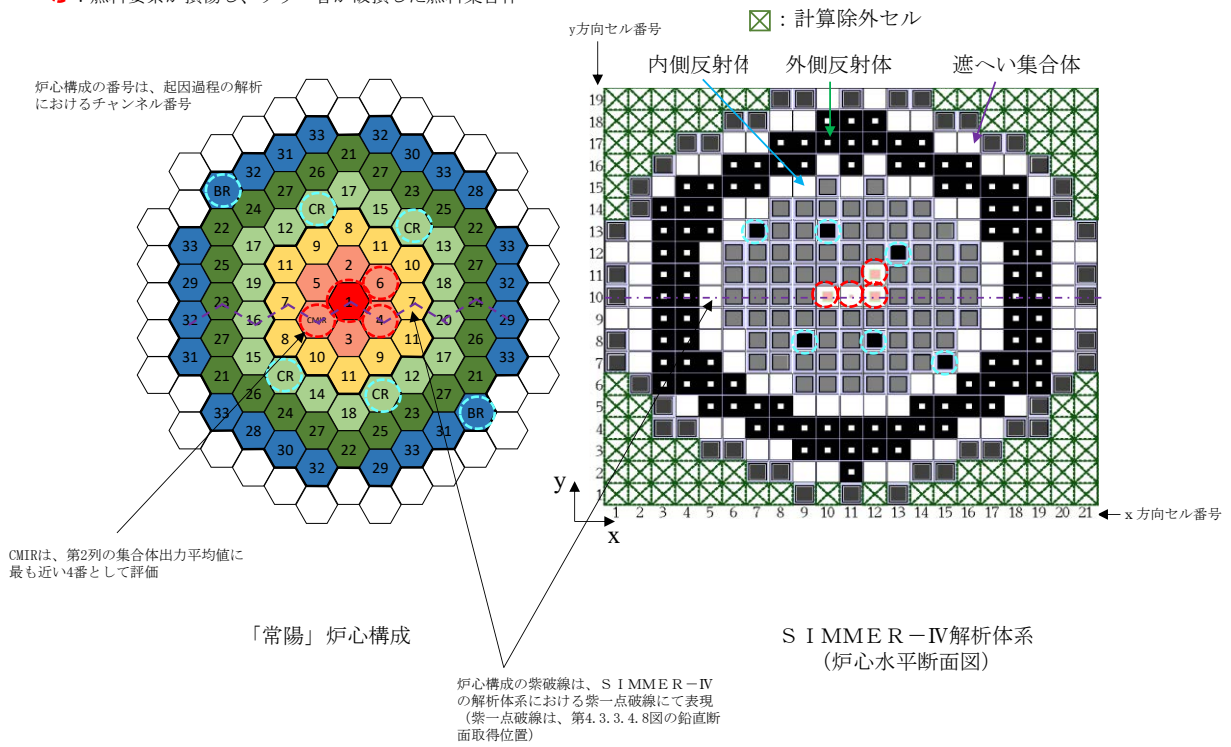


第 4. 3. 3. 4. 5 図 起因過程における出力及び反応度履歴

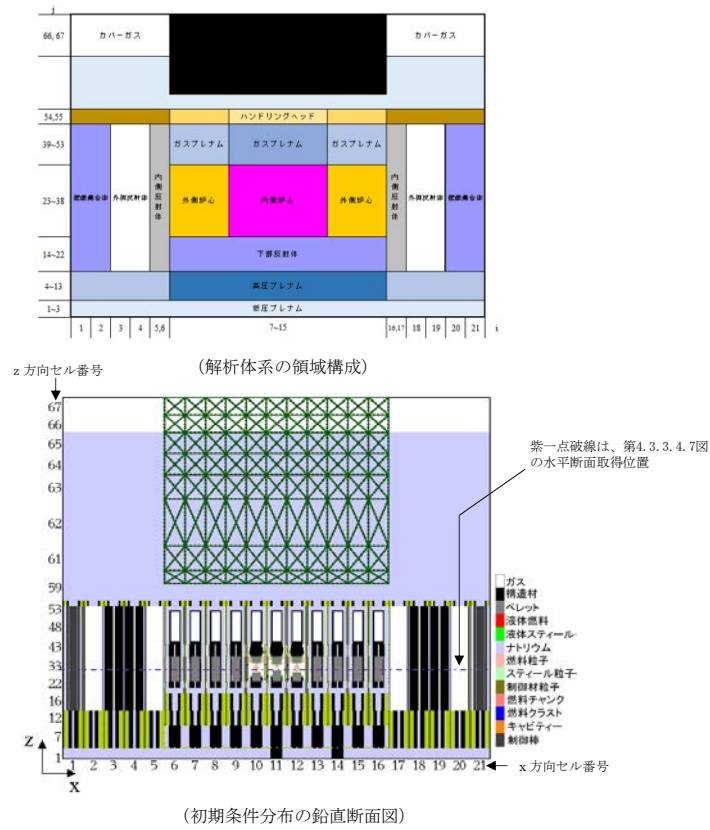


第 4. 3. 3. 4. 6 図 起因過程における炉心平均燃料温度

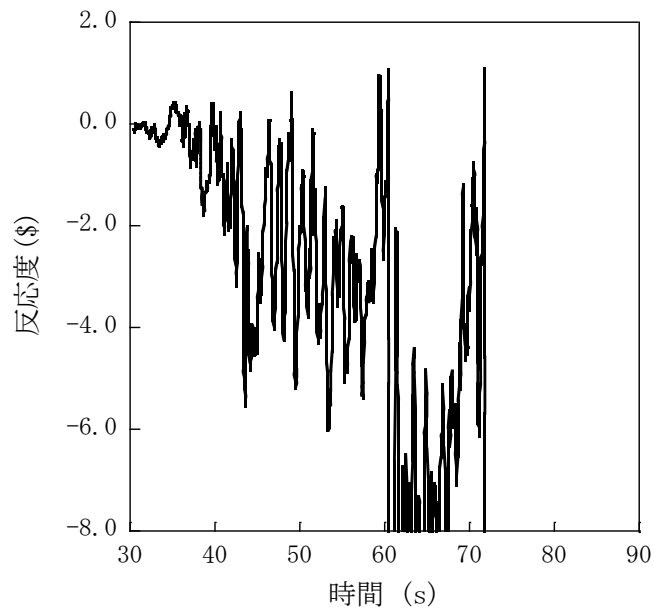
-  : 制御棒駆動機構下部案内管及び
後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管
-  : 燃料要素が損傷し、ラッパ管が破損した燃料集合体



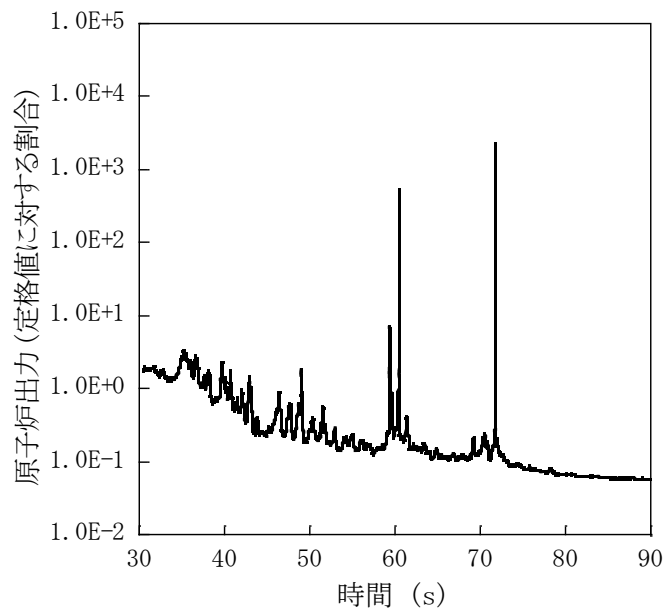
第 4.3.3.4.7 図 S I M M E R - IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)



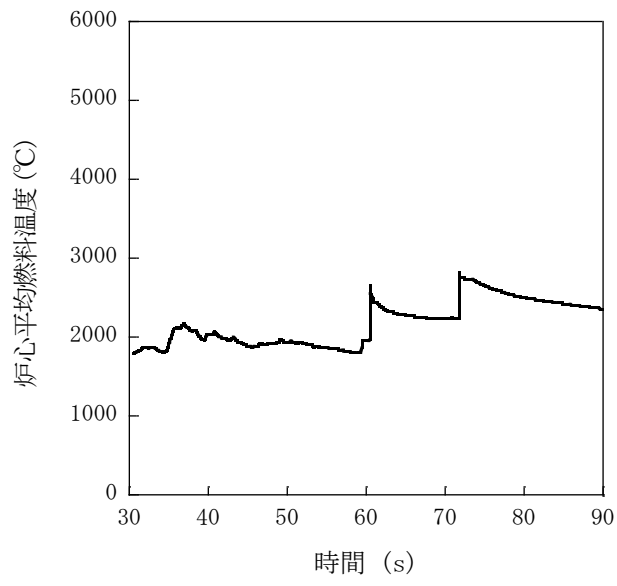
第 4.3.3.4.8 図 SIMMER-IVにおける初期物質分布



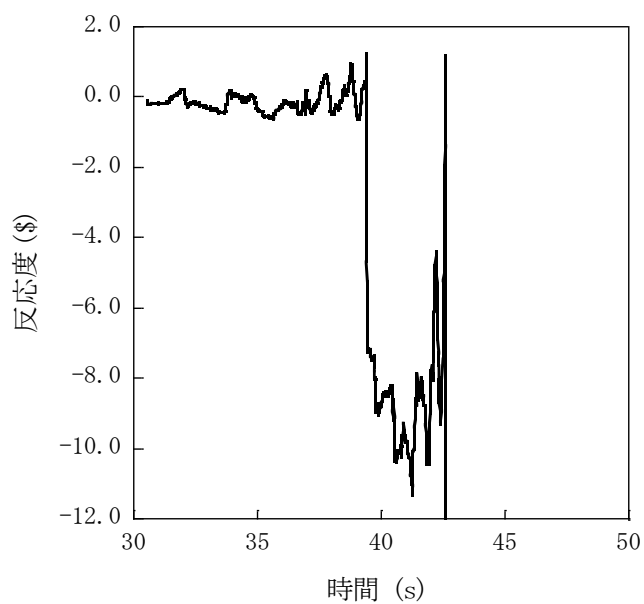
第 4. 3. 3. 4. 9 図 遷移過程における反応度履歴



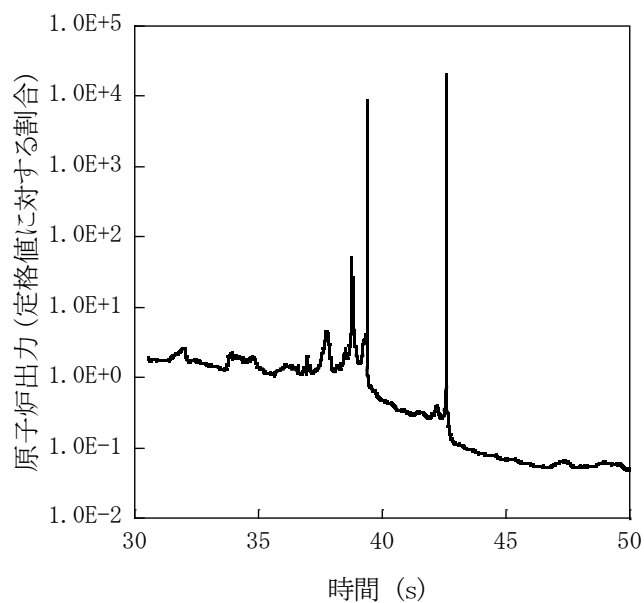
第 4. 3. 3. 4. 10 図 遷移過程における出力履歴



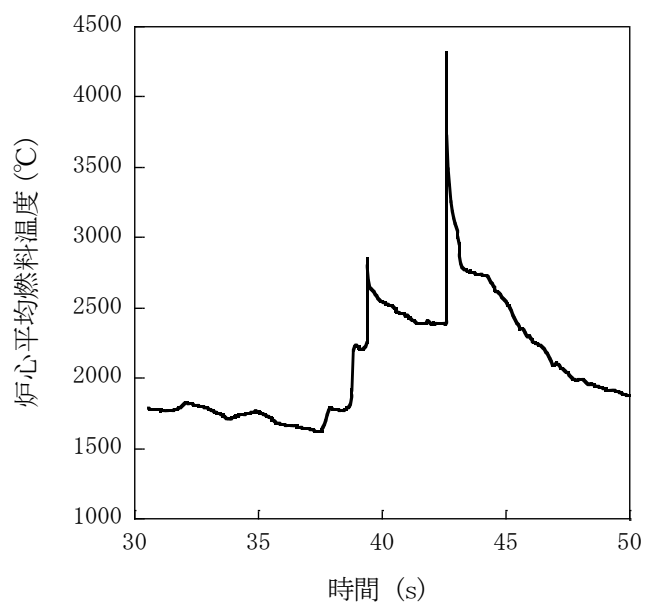
第 4.3.3.4.11 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



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



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



第 4. 3. 3. 4. 14 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)

4.3.3.5 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

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

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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

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

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作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、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、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、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「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。

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

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（制御棒連続引抜き阻止インターロック）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に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炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.5.1図に示す。

本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

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

(ii) 格納容器破損防止措置

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（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。本措置は、d. による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

d. 格納容器（床上）ヘナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。手動による措置は、自動による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(iii) その他

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

(4) 資機材

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.5.1 表及び第 4.3.3.5.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.5.3 表及び第 4.3.3.5.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 2 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 5 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。

また、格納容器破損防止に係る自主対策に必要な要員は 1 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名で確保可能である。

なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」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炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び格納容器破損防止措置は「4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」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。

第4.3.3.5.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」
原子炉スクラム（自動停止）確認	・「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム（自動停止）について、原子炉保護系（スクラム）の動作及び核計装（線形出力系）等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系（スクラム） ②原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」 ③核計装（線形出力系）
事故発生 の判断	・「中性子束高（出力領域）」による原子炉保護系（スクラム）動作を確認し、動作に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系（スクラム） ②原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」 ③ <u>制御棒連続引抜き阻止インターロック</u>
後備炉停止系（自動停止）スクラム確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム（自動停止）について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装（線形出力系）等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	① <u>後備炉停止系用論理回路</u> ② <u>代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」</u> ③核計装（線形出力系）
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム（自動停止）、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認し、自動停止の成否を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装（線形出力系）

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.5.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

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

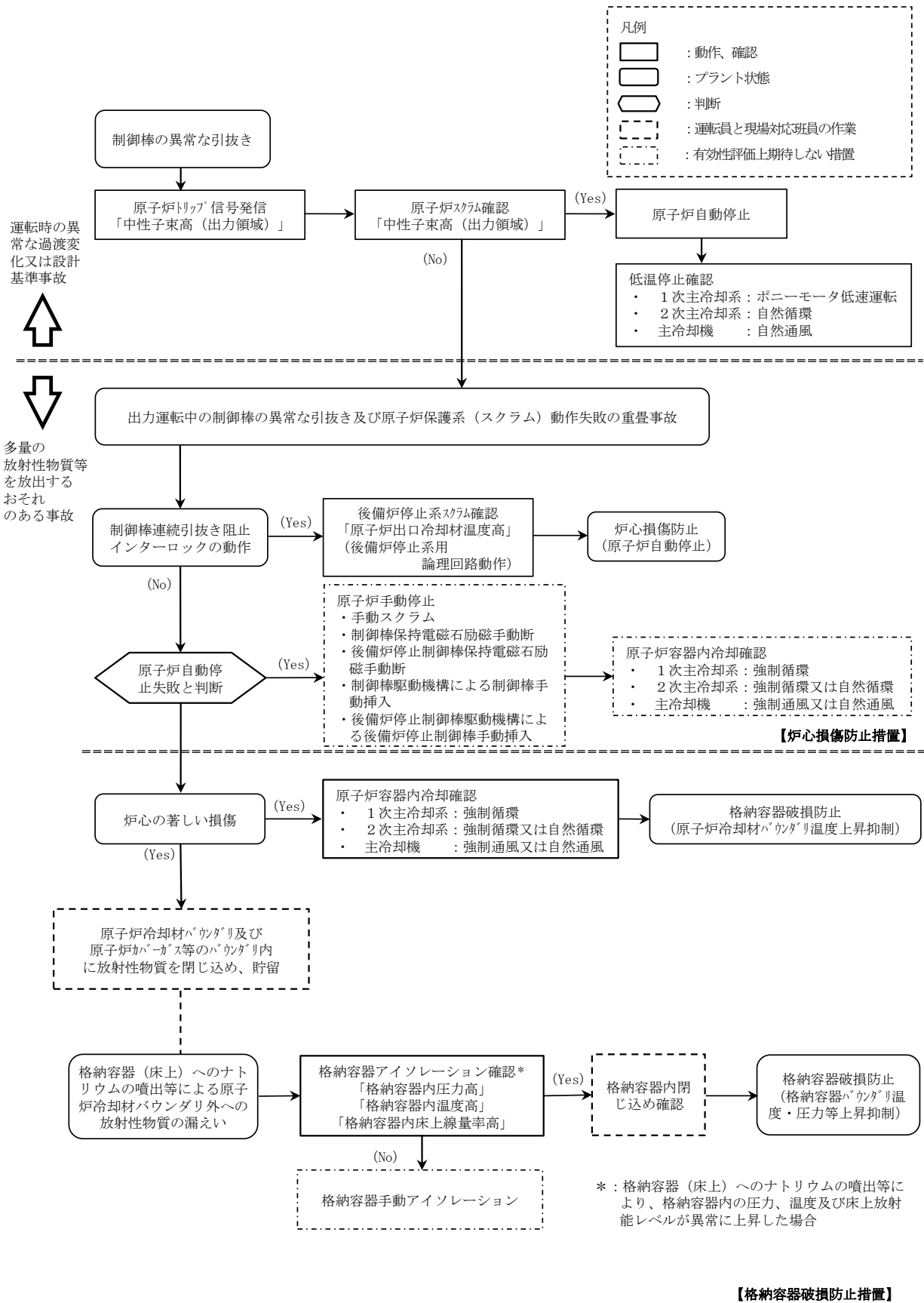
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.5.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
			▽事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar spanning from 0 to 240 minutes]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生判断	[Gantt chart bar from 0 to 5 min]																・「中性子東高(出力領域)」による原子炉保護系(スクラム)動作失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Gantt chart bar from 0 to 5 min]																・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内実施する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart bar from 0 to 5 min]																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内実施する。
自主対策	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart bar from 0 to 5 min]																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内実施する。

第 4.3.3.5.4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
		▽事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽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																
自主対策	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カパーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留																
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション																



第 4.3.3.5.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(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) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

2次冷却材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、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。

原子炉の停止機能を喪失することから、短時間で炉心の著しい損傷に至る可能性があるため、炉心の著しい損傷を防止する措置として、短時間で原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と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の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。

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、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

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

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

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、第4.3.3.6.4図に示すとおり、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。

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炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.6.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「2次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

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

- a. 「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、「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た場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。

- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。
- c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。本措置は、上記の a. ～ b. の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかった場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

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炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.6.1表及び第4.3.3.6.2表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材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炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.6.3表及び第4.3.3.6.4表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は2名、格納容器破損防止措置

に必要な要員は3名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 異常事象により、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、後備炉停止系用論理回路が動作するまで運転を継続し、1次主冷却系は定格流量を維持するものとする。
- 5) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 6) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は464℃、応答時間は3.4秒とする。
- 8) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を1.4%Δk/kとする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.6.2図に示す。

1ループの2次主循環ポンプがトリップすると、相互インターロックによりほぼ同時に他の1ループの2次主循環ポンプもトリップし、両ループの2次冷却材流量が

低下し、約 1.6 秒で「2 次冷却材流量低」の設定値である定格流量の約 80%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗する。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減少するため、1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇する。その結果、炉心支持板の膨張による炉心形状の変化で中性子の漏れが増加するため、負の反応度が投入され原子炉出力が低下し、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、その間に 1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇しているため、被覆管温度及び冷却材温度、更には原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、時刻約 121 秒に「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である 464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約 124 秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれる。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約 1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止以前に出現し、両者ともに約 550℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止に遅れて出現し、それぞれ約 480℃及び約 450℃であり、評価項目を満足する。

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を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

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

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

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

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

解析結果を第 4.3.3.6.3 図に示す。

代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止までに、主に炉心支持板の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「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と比べ、それぞれ約 20℃及び約 10℃高く、約 570℃及び約 560℃であり、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約 1,800℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と比べ約 10℃高く約 490℃、原子炉容器入口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず約 450℃であり、評価項目を満足する。

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を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材流量が維持されているため炉心の燃料及び冷却材の温度変化が緩慢であるとともに、負の反応度フィードバックが大きく、炉心の発熱と冷却とがバランスし温度が高温にならないまま静定すると考えられる。このため、本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す「(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。」である。

a. 解析条件

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

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、

ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。

- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、 $0.7\text{W}/\text{cm}^2/\text{°C}$ とする。
- 3) 異常事象により、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し、1 次主冷却系は定格流量を維持するものとする。
- 4) 2 次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.6.4 図に示す。

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

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

原子炉出力は初期値から上昇せず低下し、燃料最高温度も、初期値から上昇せず約 1,800°Cであり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約 550°Cであり、評価項目を満足し、その後長時間にわたって安定な炉心冷却状態が維持される。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、それぞれ約 500°C及び約 480°Cであり、評価項目を満足する。

以上より、2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心損傷防止措置である代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理特性により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

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

ii) 不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さく、ここでは、解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本評価事故シーケンスの評価においては、運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

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

- 1) 炉心支持板温度係数：炉心構成等による変動の幅±20%を考慮し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第4.3.3.6.5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「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度は「i) 基本ケース」の解析と比べ約10℃高く約560℃、冷却材最高温度は、約550℃であり、評価項目を満足する。原子炉出力の最大値は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、燃料最高温度も、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約1,800℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は両者ともに約10℃高く、それぞれ約510℃及び約490℃であり、評価項目を満足する。

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4.3.3.6.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

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

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.6.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	・ 1 次主冷却系（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 1 次主冷却系 ② 2 次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1 次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2 次主冷却系冷却材流量計
原子炉出力低下の確認	・ 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核計装（線形出力系）
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装（線形出力系）
制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒の挿入	・ 制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる。	①制御棒 ②制御棒駆動系	回転治具	①核計装（線形出力系） ②燃料破損検出系 ③アイソレーション信号「格納容器内床上線量率高」

下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

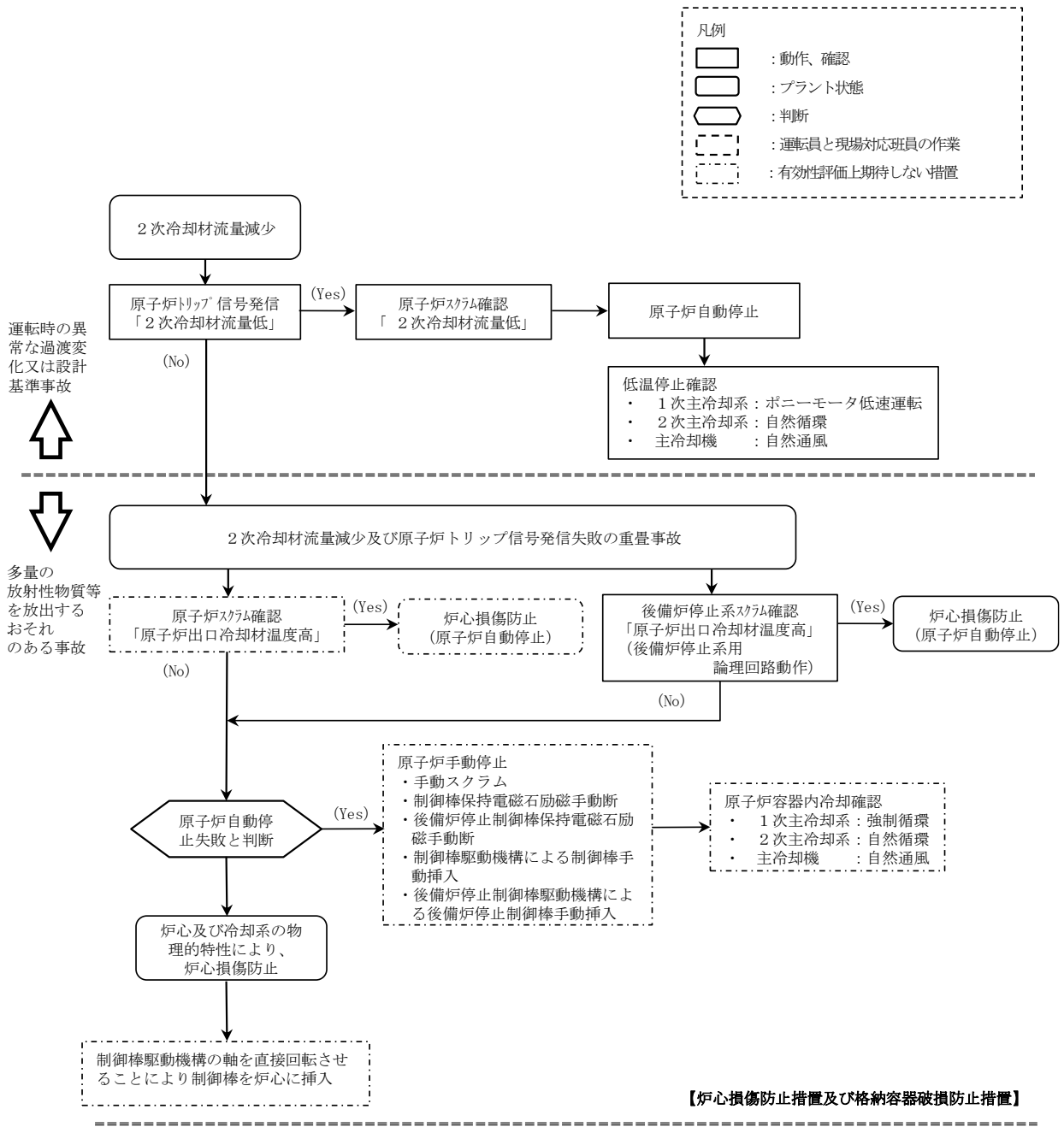
第4.3.3.6.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生の判断(「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Time bar from 0 to 240]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Time bar from 0 to 5]															・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。															・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Time bar from 0 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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Time bar from 0 to 5]															・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。

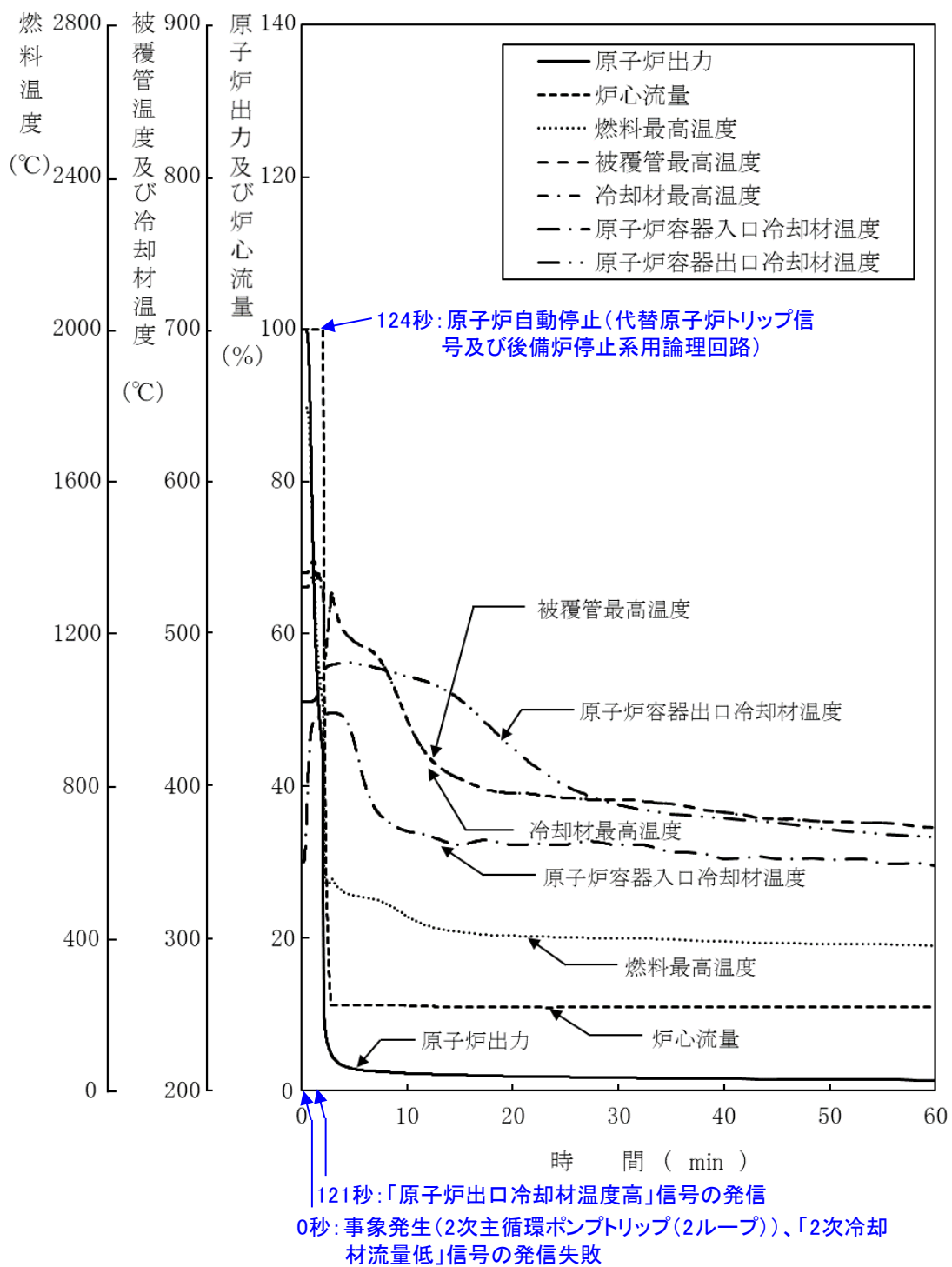
第4.3.3.6.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生の判断(「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Time bar from 0 to 240]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Time bar from 0 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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
格納容器破損防止措置	運転員B	1 ・高温での安定静定確認	[Time bar from 0 to 240]															・1次主冷却系の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。
自主対策	現場対応班員(注1)	5 ・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入	[Time bar from 0 to 5]															・原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。 ・上記の対策は、格納容器(床土)で現場対応班員5名により5時間以内に実施する。なお、対策は中央制御室の運転員と連携して実施する。

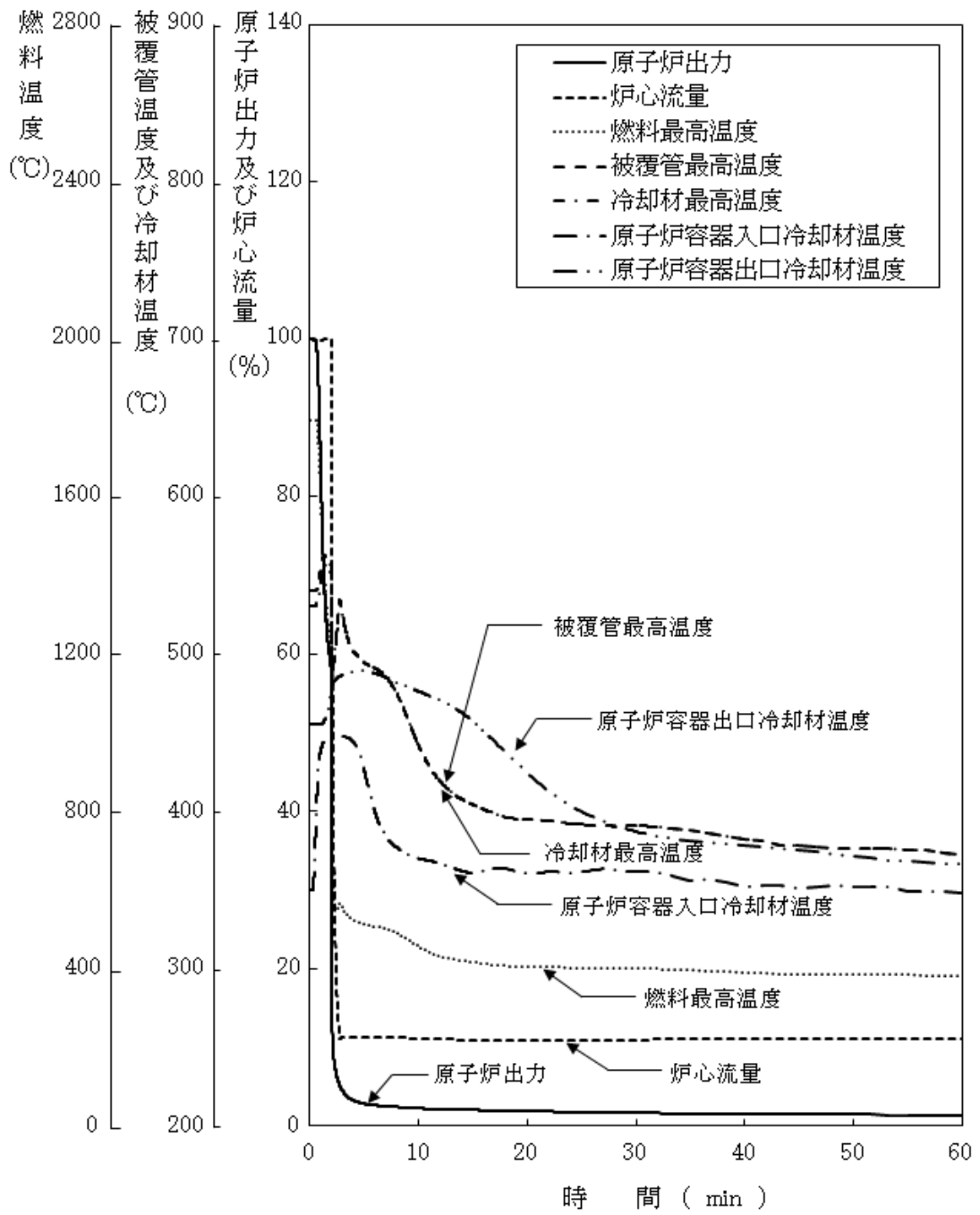
(注1) 現場対応班は、運転員とは別に、100名以上から構成される。「常陽」において事故が発生した場合に、現場対応班員は、休日夜間を含めて招集され、約1時間後には現場対応班長(高速実験炉部長)のもとで事故の影響緩和策をとることができる。



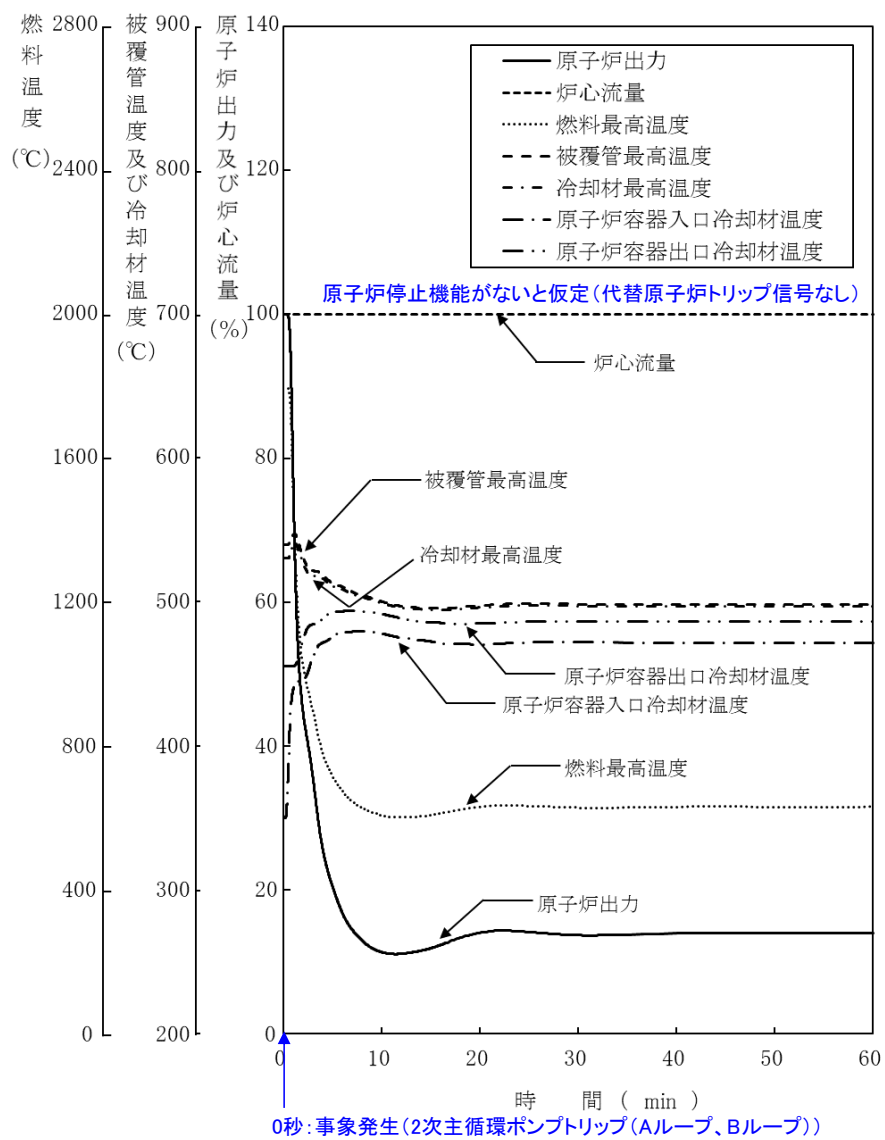
第 4.3.3.6.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



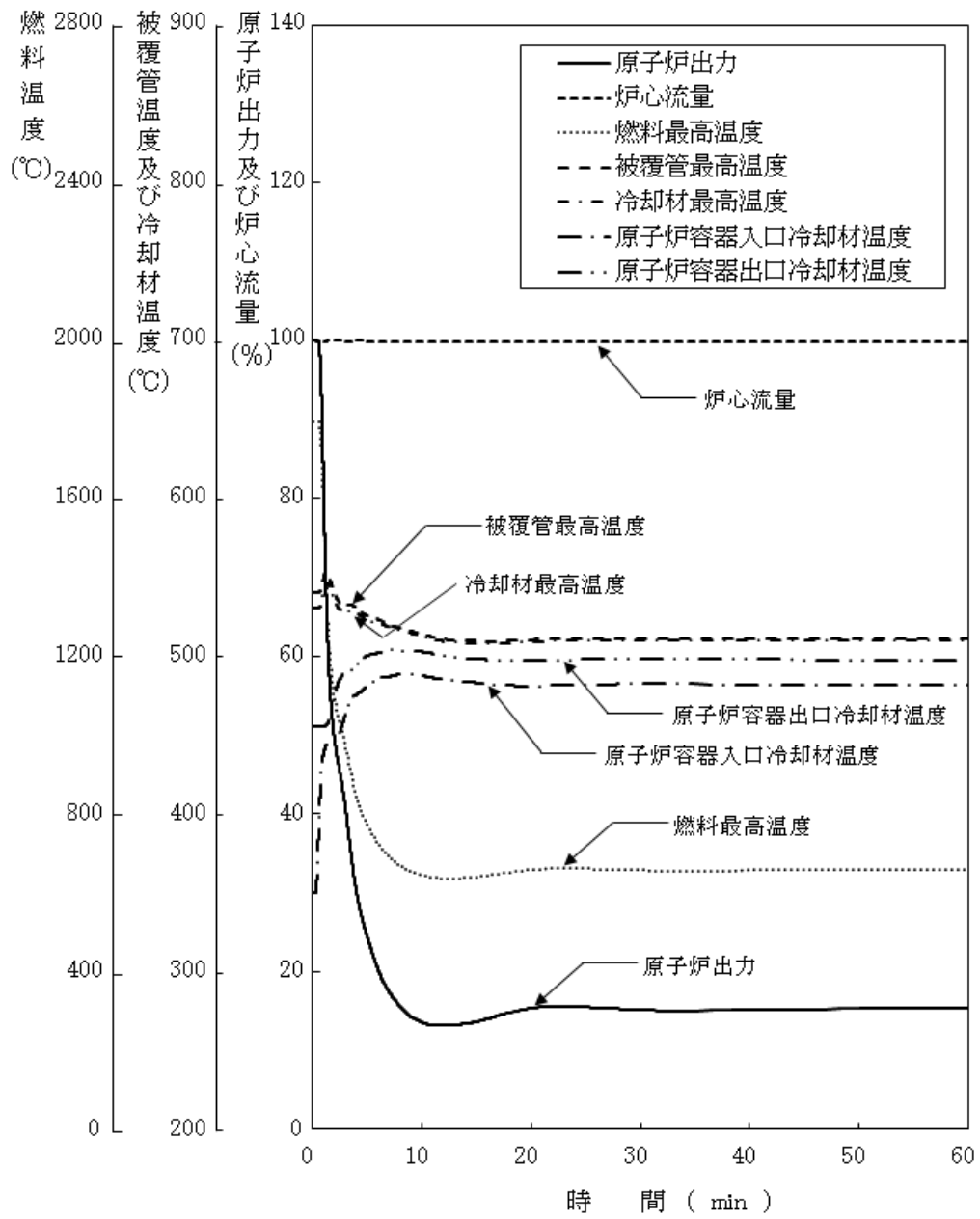
第 4.3.3.6.2 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (炉心損傷防止措置: 代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



第 4.3.3.6.3 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 6. 4 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
(炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定)



第 4.3.3.6.5 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定
 (不確かさの影響評価))

4.3.3.7 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

(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) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

2次冷却材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、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。

原子炉の停止機能を喪失することから、短時間で炉心の著しい損傷に至る可能性があるため、炉心の著しい損傷を防止する措置として、短時間で原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と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の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。

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、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、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、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「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。

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

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路動作による後備炉停止制御棒の急速挿入による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、事象進展は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同様に、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.7.1図に示す。本評価事故シナリオにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

2次冷却材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において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

a. 「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、「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た場合でも原子炉の停止を可能とする。

- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。
- c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。本措置は、上記の a. ～ b. の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかった場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.7.1 表及び第 4.3.3.7.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.7.3 表及び第 4.3.3.7.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は2名、格納容器破損防止措置に必要な要員は3名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

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炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路動作による後備炉停止制御棒の急速挿入による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、事象進展は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」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。

第4.3.3.7.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

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

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.7.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	・ 1 次主冷却系（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 1 次主冷却系 ② 2 次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1 次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2 次主冷却系冷却材流量計
原子炉出力低下の確認	・ 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核計装（線形出力系）
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装（線形出力系）
制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒の挿入	・ 制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる。	①制御棒 ②制御棒駆動系	回転治具	①核計装（線形出力系） ②燃料破損検出系 ③アイソレーション信号「格納容器内床上線量率高」

下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

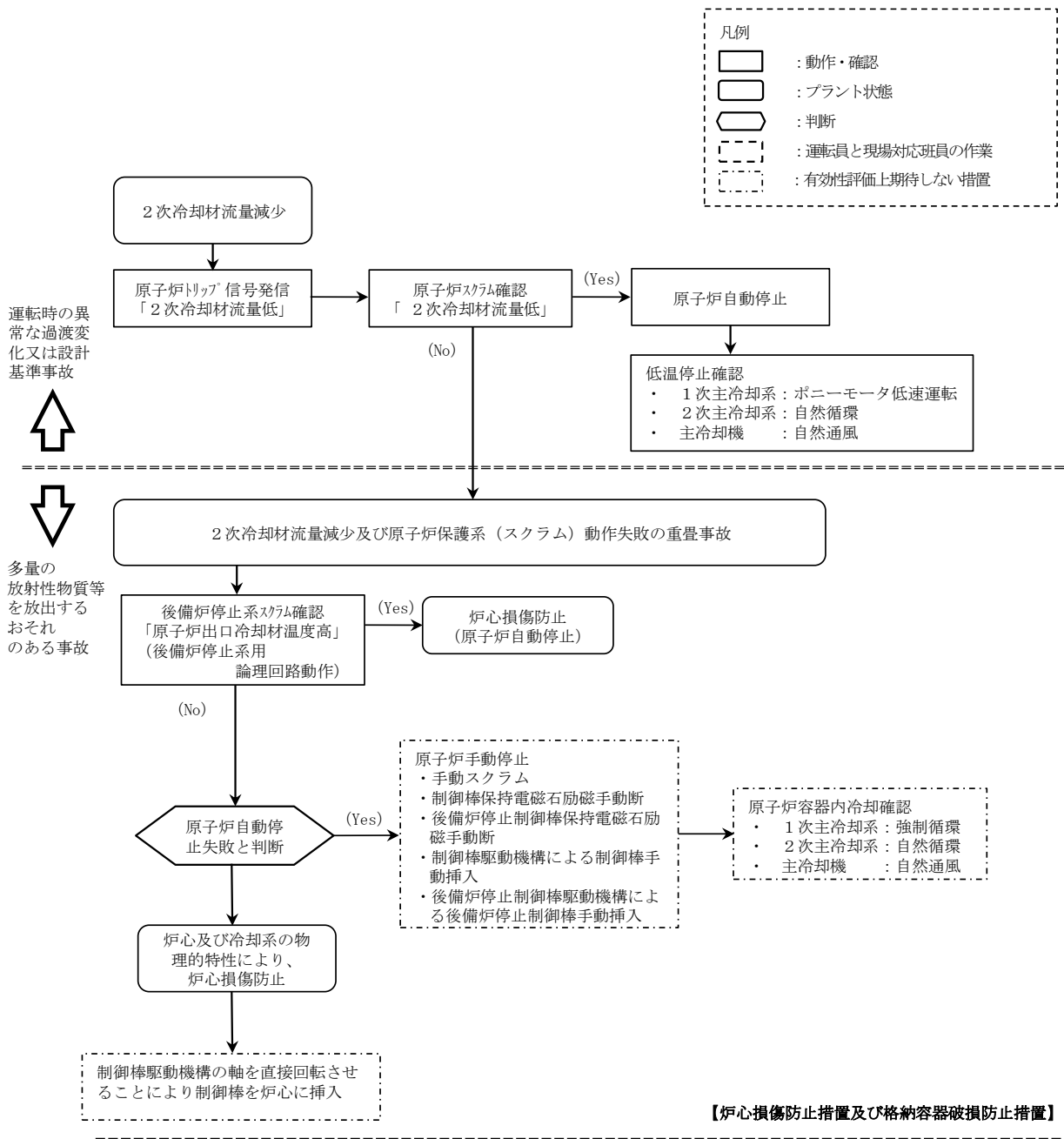
第4.3.3.7.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			△異常事象発生(2次冷却材流量減少) △事故発生(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing 60 minutes]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生(原子炉)の判断	[Gantt chart showing 5 minutes]															・「2次冷却材流量低」による原子炉保護系(スクラム)動作失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内(5分以内)に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するように設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。															・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内(5分以内)に実施する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart showing 5 minutes]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内(5分以内)に実施する。
自主対策	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart showing 5 minutes]															・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内(5分以内)に実施する。

第4.3.3.7.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			△異常事象発生(2次冷却材流量減少) △事故発生(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing 60 minutes]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart showing 5 minutes]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内(5分以内)に実施する。
格納容器破損防止措置	運転員B	1 ・高温での安定静定確認	[Gantt chart showing 10 minutes]															・1次主冷却系の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により10分以内(10分以内)に実施し、その後、監視を継続する。
自主対策	現場対応班員(注1)	5 ・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入	[Gantt chart showing 5 minutes]															・原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。 ・上記の対策は、格納容器(床上)で現場対応班員5名により5時間以内(5時間以内)に実施する。なお、対策は中央制御室の運転員と連携して実施する。

(注1) 現場対応班は、運転員とは別に、100名以上から構成される。「常陽」において事故が発生した場合に、現場対応班員は、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。



第 4. 3. 3. 7. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

4.3.3.8 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えいした後、「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、2次冷却材漏えい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。

原子炉の停止機能を喪失することから、短時間で炉心の著しい損傷に至る可能性があるため、炉心の著しい損傷を防止する措置として、短時間で原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

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

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

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、第4.3.3.8.5図に示すとおり、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.8.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「原子炉入口冷却材温度高」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 「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、「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動

作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。

- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、1ループの2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。
- c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。本措置は、上記の a. ～ b. の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかった場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.8.1 表及び第 4.3.3.8.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.8.3 表及び第 4.3.3.8.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必

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

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 原子炉冷却材温度の上昇を高めて解析するため、破損が生じたループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。
- 5) 2次主冷却系の健全ループによる除熱能力の低下を早期に考慮するため、破損が生じたループの2次主循環ポンプの主電動機の停止を仮定し、健全ループの2次主循環ポンプも停止するものとする。
- 6) 2ループの1次主循環ポンプの主電動機は、後備炉停止系用論理回路が動作するまで運転を継続し、1次主冷却系は定格流量を維持するものとする。
- 7) 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。
- 8) 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。
- 9) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は464℃、応答時間は3.4秒とする。
- 10) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高めて評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を1.4%Δk/kとする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 11) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 12) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定とし

て計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.8.2 図に示す。

1 ループでの 2 次冷却材の漏えいと同時に 2 次主循環ポンプのトリップを仮定し、また、相互インターロックにより他の 1 ループの 2 次主循環ポンプがトリップするため、2 次冷却材流量が低下する。また、2 次主循環ポンプのトリップによるインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2 次冷却材が漏えいしたループは主中間熱交換器の除熱能力の完全喪失を仮定するとともに、他の 1 ループは 2 次冷却材流量の低下とともに主中間熱交換器での除熱量が減少するため、両ループの 1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇し、2 次冷却材が漏えいしたループにおいて約 18 秒で「原子炉入口冷却材温度高」の設定値である 365℃に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗する。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減少するため、1 次主冷却系のコールドレグの温度が更に上昇する。その結果、炉心支持板の膨張による炉心形状の変化で中性子の漏れが増加するため、負の反応度が投入され原子炉出力が低下し、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、その間に 1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇しているため、被覆管温度及び冷却材温度、更には原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、時刻約 114 秒に「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である 464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約 117 秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれる。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約 1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止以前に出現し、両者ともに約 550℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止に遅れて出現し、それぞれ約 490℃及び約 450℃であり、評価項目を満足する。

以上より、2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

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

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

れ以下のとおり設定する。

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

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

解析結果を第 4.3.3.8.3 図に示す。

代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止までに、主に炉心支持板の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、原子炉出力の低下量が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と比べ、それぞれ約 20℃及び約 10℃高く、それぞれ約 570℃及び約 560℃であり、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、約 1,800℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は約 490℃、原子炉容器入口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず、約 450℃であり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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

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

値を定格流量とする。

- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、 $0.7\text{W}/\text{cm}^2/\text{°C}$ とする。
- 3) 1 ループの2次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じた場合に、原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、当該ループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、ナトリウムの漏えいにより、2次主循環ポンプがトリップする可能性があるため、漏えいの発生と同時に2次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプもトリップさせる。この場合、2次主冷却系は、健全な1ループによる自然循環となる。
- 4) 2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続し、1次主冷却系は定格流量を維持するものとする。
- 5) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 6) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.8.4図に示す。

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

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

原子炉出力は初期値から上昇せず低下し、燃料最高温度も、初期値から上昇せず約 $1,800\text{°C}$ であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約 550°C であり、評価項目を満足し、その後長時間にわたって安定な炉心冷却状態が維持される。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、それぞれ約 510°C 及び約 490°C であり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉

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

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

ii) 不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さく、ここでは、解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本評価事故シーケンスの評価においては、運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

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

- 1) 炉心支持板温度係数：炉心構成等による変動の幅±20%を考慮し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第4.3.3.8.5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「i) 基本ケース」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、約550℃であり、評価項目を満足する。原子炉出力の最大値は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、燃料最高温度も、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約1,800℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は両者ともに約10℃高く、それぞれ約520℃及び約500℃であり、評価項目を満足する。

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4.3.3.8.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

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

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.8.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次主冷却系 ② 2次主冷却系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計
原子炉出力低下の確認	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ①核計装（線形出力系）
原子炉手動停止	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①核計装（線形出力系）
制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒の挿入	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる。 	<ul style="list-style-type: none"> ①制御棒 ②制御棒駆動系 	回転治具	<ul style="list-style-type: none"> ①核計装（線形出力系） ②燃料破損検出系 ③アイソレーション信号「格納容器内床上線量率高」

下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

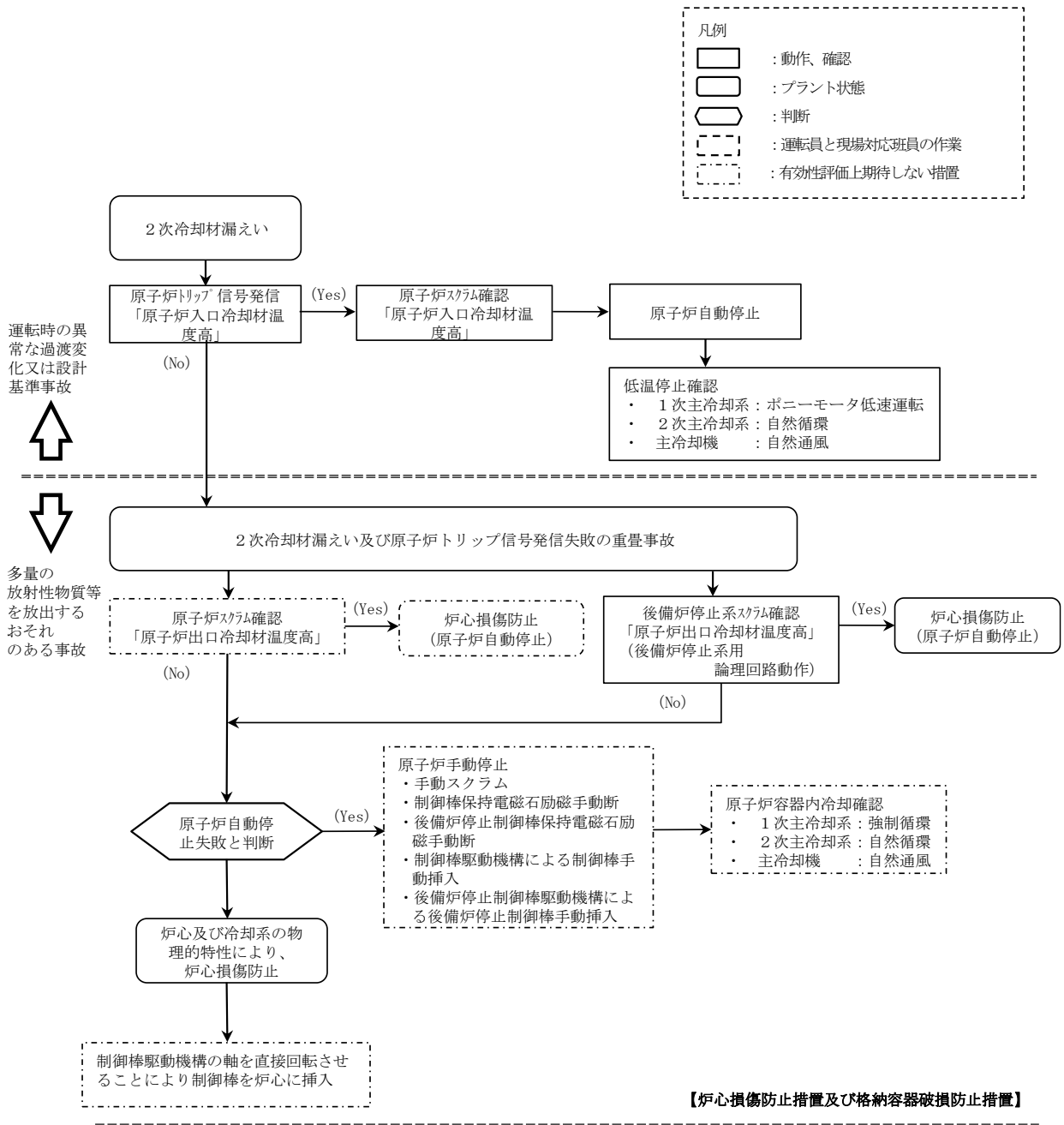
第4.3.3.8.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断(「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断													・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。			
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。												・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。			
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断													・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。			
自主対策	運転員A	1 ・原子炉手動停止													・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。			
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・2次冷却材ドレン、消火等													・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材ダンプタンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火・監視等を行う。 ・上記の対策は、現場ドレン弁設置場所及び火災区画で3名により実施する。なお、ナトリウム燃焼の消火・監視等は、現場対応班員と連携して実施する。			

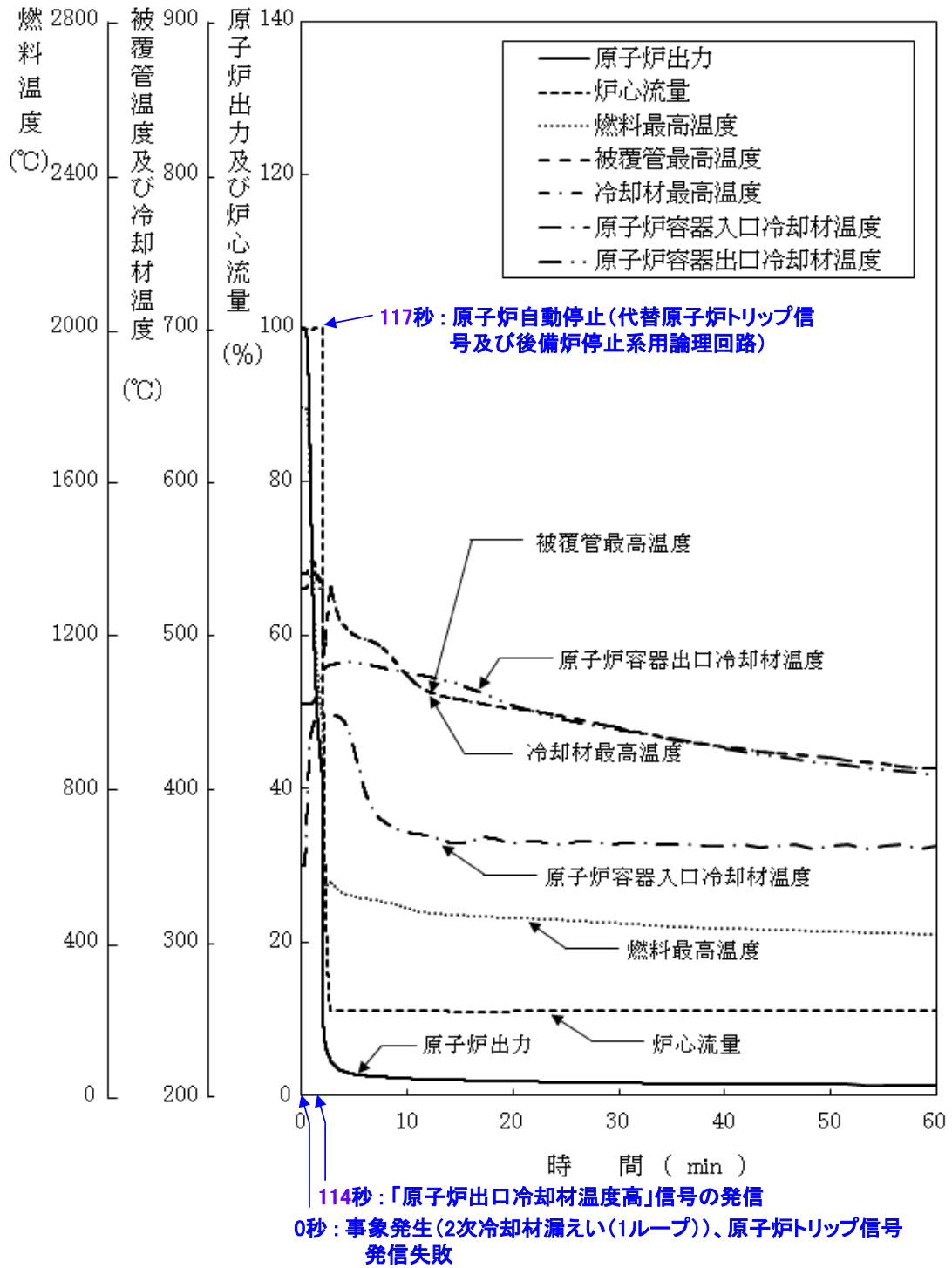
第 4.3.3.8.4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断(「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。	
格納容器破損防止措置	運転員E	1 ・高温での安定静定確認															・1次主冷却系の運転状況を確認するとともに、健全側の2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。	
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・2次冷却材ドレン、消火等															・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材ダンプタンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火・監視等を行う。 ・上記の対策は、現場ドレン弁設置場所及び火災区画で3名により実施する。なお、ナトリウム燃焼の消火・監視等は、現場対応班員と連携して実施する。	
自主対策	現場対応班員 ^(注1)	5 ・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入															・原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。 ・上記の対策は、格納容器(床上)で現場対応班員5名により5時間以内に実施する。なお、対策は中央制御室の運転員と連携して実施する。	

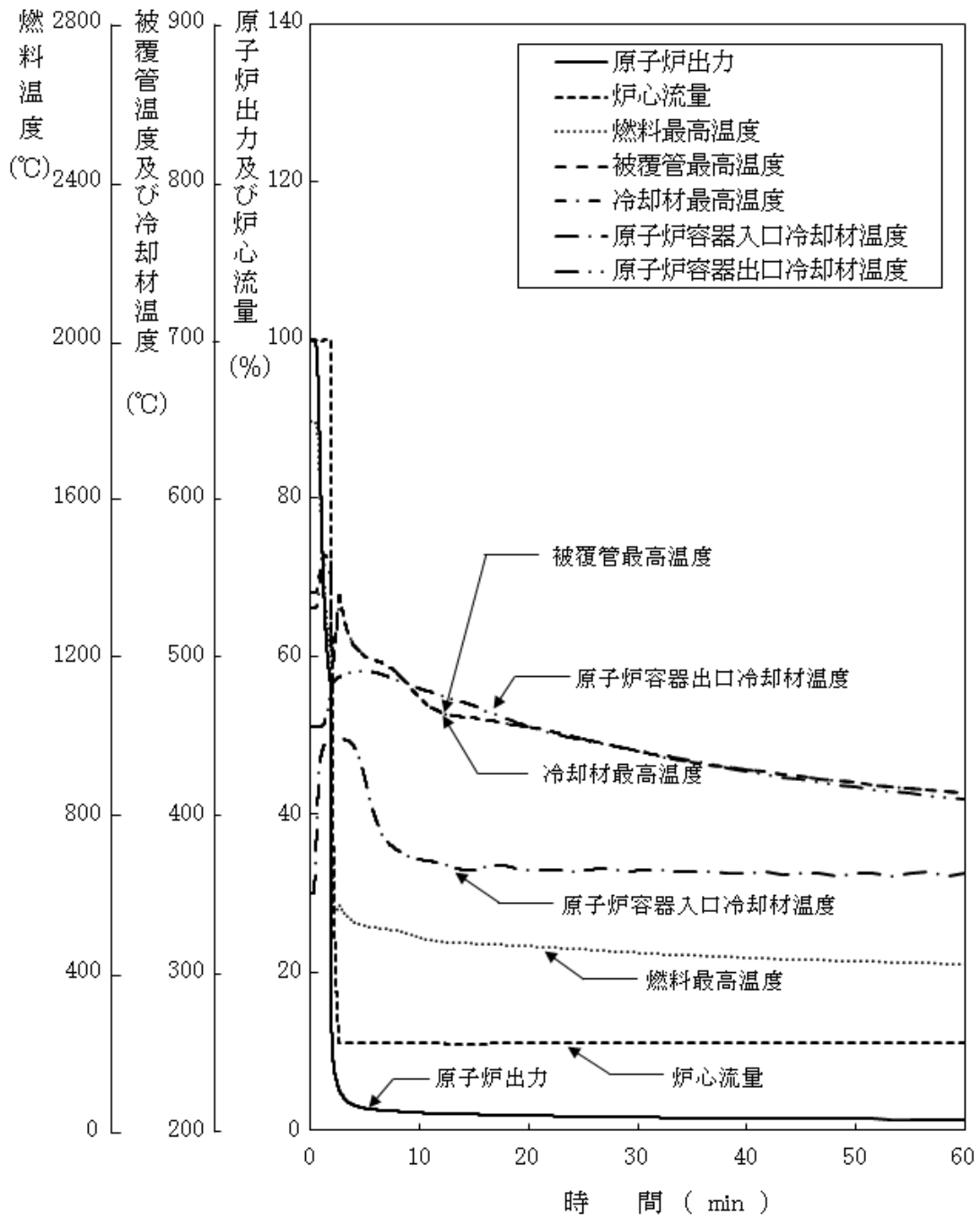
(注1) 現場対応班は、運転員とは別に、100名以上から構成される。「常陽」において事故が発生した場合に、現場対応班員は、休日夜間を含めて招集され、約1時間後には現場対応班長(高速実験炉部長)のもとで事故の影響緩和策をとることができる。



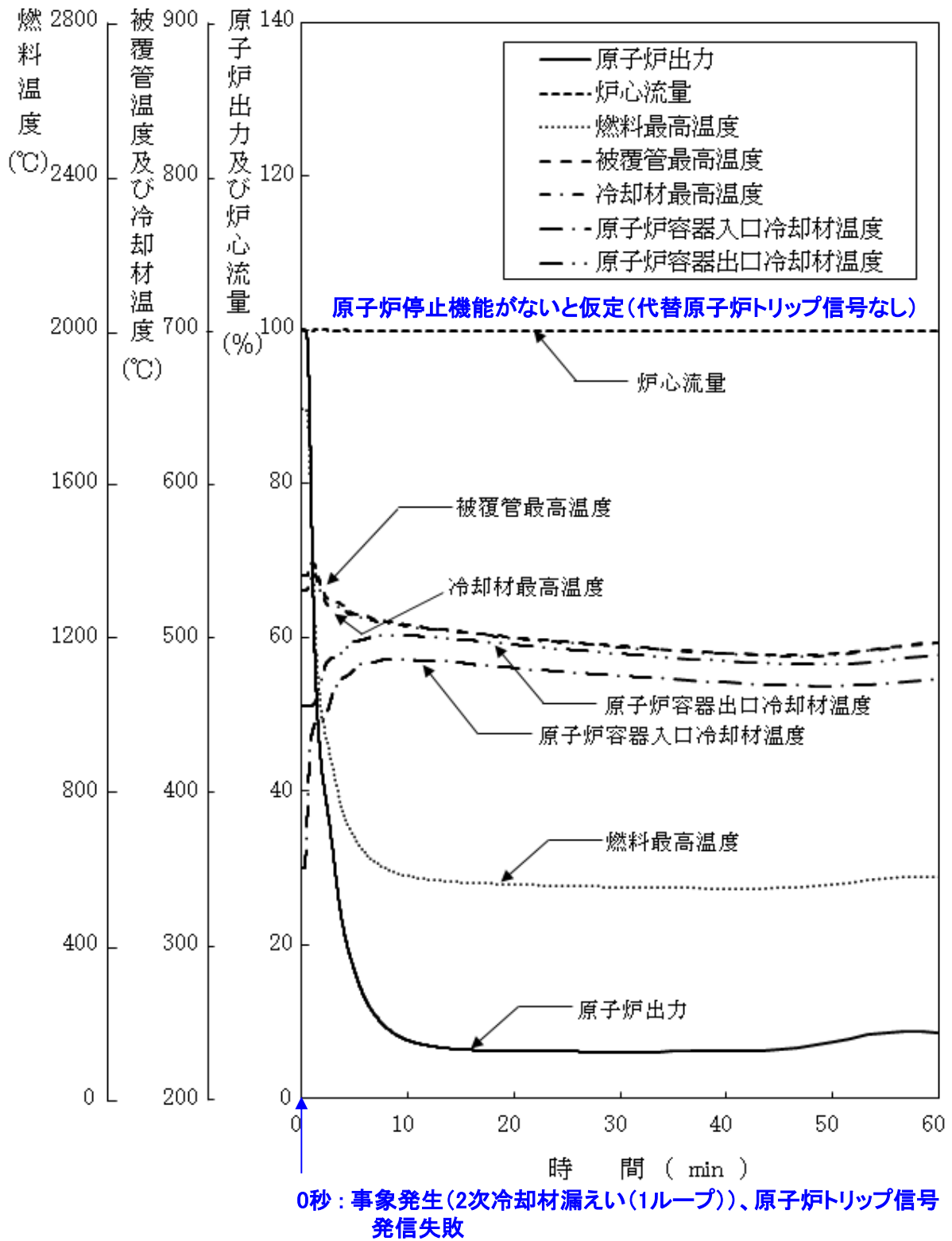
第 4.3.3.8.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



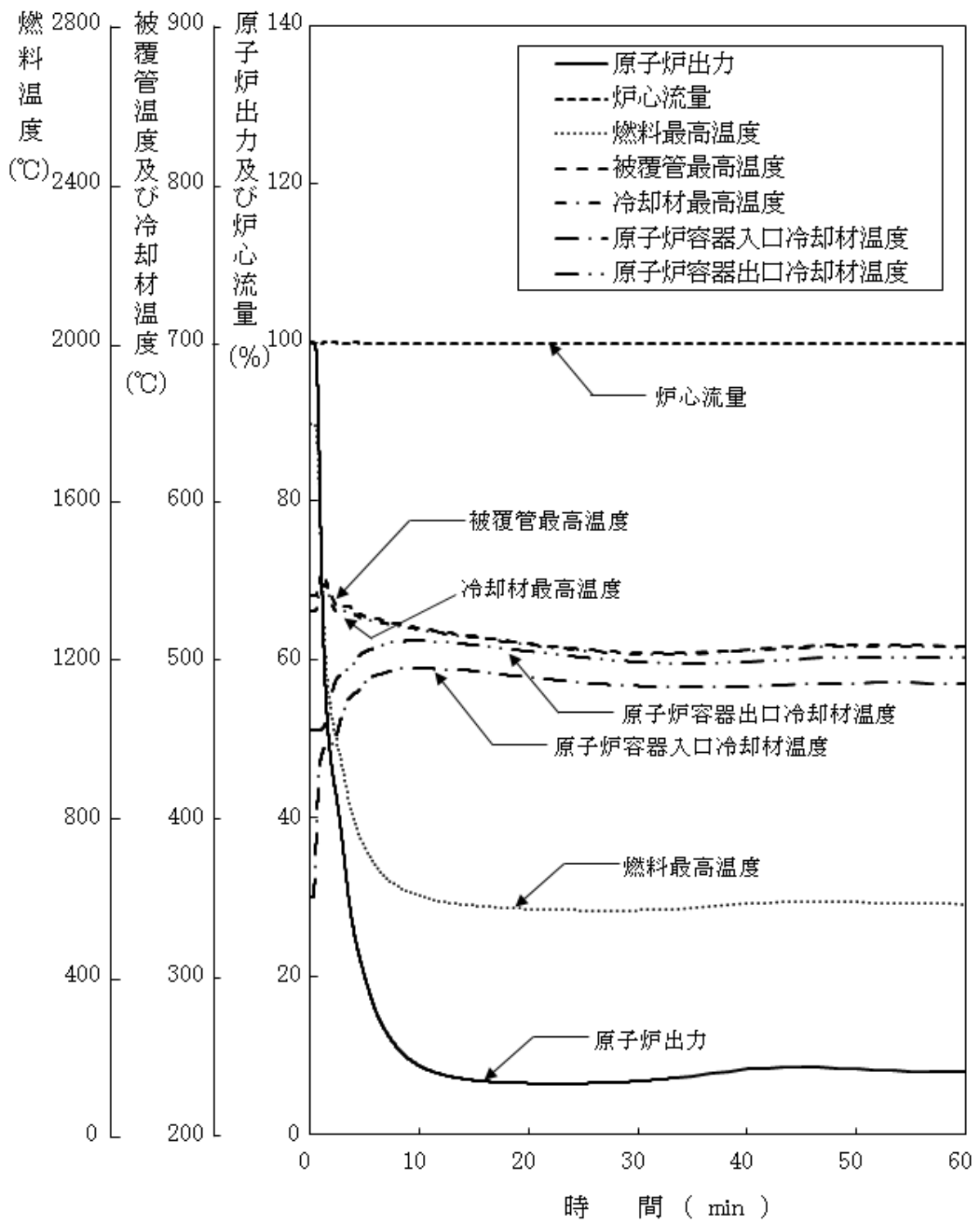
第 4.3.3.8.2 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



第 4.3.3.8.3 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)



第 4.3.3.8.4 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
(炉心損傷防止措置: 代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定)



第 4.3.3.8.5 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定
 (不確かさの影響評価))

4.3.3.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

（1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器内の1次主冷却系又は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。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管（内側及び外側）とする。

（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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

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

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故においては、安全容器により漏えいした冷却材を保持し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故では、炉心損傷防止措置（補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や損傷炉心物質が流出するものとして、これらを安全容器にて保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する措置を講じる。本措置により、原子炉容器破損後の格納容器底部での損傷炉心物質とコンクリートとの相互作用を回避することで格納容器の破損を防止する。

さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、1次アルゴンガス系に安全板を設置することにより、主中間熱交換器の原子炉冷却

材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止する措置を講じる。また、格納容器（床下）のライナ上に断熱材及びヒートシンク材を設置することにより、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和する措置を講じる。

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.9.1図に示す。本評価事故シナリオにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することを想定する。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

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

- a. 安全容器内の空間容積を制限することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下した場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備する。

(ii) 格納容器破損防止措置

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

- a. 原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を保持するため、安全容器を整備する。
- b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に安全板を整備する。
- d. 安全板からナトリウムが流出した場合の熱的影響を緩和するため、格納容器（床下）の安全板を設置するダンプタンク室に、断熱材、ヒートシンク材（アルミナ）及び鋼製のライナを整備する。
- e. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- f. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動

操作によっても作動できるものとする。手動による措置は、自動による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(iii) その他

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

(4) 資機材

1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.9.1 表及び第 4.3.3.9.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.9.3 表及び第 4.3.3.9.4 表に示す。

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

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 1 次主冷却系配管の内管及び外管が同時に破損する保守的な想定として、1 次冷却材は、1 次主冷却系配管の内管及び外管の間隙には流れ込まず、全て二重

壁外に漏えいするものとする。

- 5) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内のN s L -約 8,200mmにある原子炉容器入口低所配管とし、漏えい口の大きさは 42mm^2 (配管肉厚の2乗)とする【BD BA 評価における破損規模及び破損規模の想定について：別紙7-3参照】。
- 6) カバーガス圧力及び安全容器内圧力はそれぞれ0.49kPa及び1.72kPaで一定とし、漏えいしたナトリウムの静水圧は考慮しないものとする。
- 7) 原子炉容器の液位が、主中間熱交換器内胴窓上端位置から上方100mmの位置(N s L -710mm)を下回れば、1次主冷却系流路は途絶するものとする。
- 8) 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。
- 9) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はN s L -100mm、応答時間は0.4秒とする。
- 10) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を $7.1\%\Delta k/k$ とする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 11) 補助冷却設備の自動起動は「炉内ナトリウム液面低低(N s L -320mm)」によるものとし、1次補助冷却系電磁ポンプ及び補助冷却機の送風機はそれぞれ4分30秒及び30秒で定格運転に至るものとする。また、その後は、補助冷却器出口ナトリウム温度が 350°C となるように補助冷却機インレットベーン開度が制御されるものとし、これにより崩壊熱を除熱するものとする。
- 12) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 13) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値(最適評価値)を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.9.2図及び第4.3.3.9.3図に示す。

安全容器内の1次主冷却系コールドレグの低所配管の破損口から二重壁外へ1次冷却材が流出するため、炉心流量がわずかに低下するとともに、原子炉冷却材液位が低下し、約27分後に原子炉容器内冷却材液位は、「炉内ナトリウム液面低」の設定値であるN s L -100mmに到達し、原子炉トリップ信号が発せられ、主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの1次主循環ポンプの主電動機及び2次主循環ポンプがトリップし、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、流量と出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出入口冷却材温度も緩やか

に低下する。その後も漏えいが継続し、約 87 分後に原子炉容器内冷却材液位が「炉内ナトリウム液面低」の設定値である N s L - 320mm に到達し、補助冷却設備が起動する。この時間帯では、主冷却系における主冷却器出口ナトリウム温度制御時の最低除熱能力が炉心崩壊熱を上回っているため、主冷却器出口ナトリウム温度の制御目標値を維持できず、炉心温度及び 1 次・2 次冷却材温度は緩やかに低下を継続する。時刻約 5 時間で原子炉容器内のナトリウム液位が、主中間熱交換器内胴窓（熱交換領域への流入口）の上端位置から上方 100mm の位置を下回り、1 次主冷却系の冷却材流路を喪失し、補助冷却設備のみでの除熱になる。その後、1 次・2 次冷却材温度は制御目標値になるよう制御され、崩壊熱は安定的に除去される。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約 1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止時に出現し、初期値からほとんど上昇せず、それぞれ約 550℃及び約 540℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期値からほとんど上昇せず、最高温度は約 460℃、原子炉容器入口冷却材の最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後に出現し、約 370℃であり、評価項目を満足する。なお、補助冷却設備の単独運転時には、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、いずれも約 430℃であり、原子炉容器出入口冷却材（1 次補助冷却系）の最高温度は、それぞれ約 390℃及び約 360℃である。

以上より、1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

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

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱及び原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」設定値の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。

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

崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を用いる。原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値は、設定値に対して誤差 -40mm を考慮し、N s L - 140mm とする。

解析結果を第 4.3.3.9.4 図及び第 4.3.3.9.5 図に示す。

原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値を 40mm 低く設定したことにより、設定値への到達は「i) 基本ケース」の解析に比べ約 11 分遅く、時刻約 37 分となったが、燃料最高温度及び原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、それぞれ約 1,800℃及び約 460℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度、炉心冷却材最高温度及び原子炉容器入口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず、それぞれ約 550℃、540℃及び約 370℃であり、評価項目を満足する。なお、補助冷却設備の単独運転時には、崩壊熱の不確かさを考慮したこと及び 1 次主冷却系の冷却材流路喪失のタイミングが早くなったことにより、燃料最高温度、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析に比べて、それぞれ約 20℃、約 10℃及び約 10℃高く、約 450℃、約 440℃及び約 440℃であり、原子炉容器出口冷却材（1 次補助冷却系）の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析に比べて、約 10℃高く約 400℃、原子炉容器入口冷却材温度（1 次補助冷却系）は「i) 基本ケース」の解析からほとんど上昇せず約 370℃である。

以上より、1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

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

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す (4) から (6) である。「(4) 原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。」の評価項目を炉外事象過程の解析により評価する。「(5) 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1 次・2 次境界）の過圧を防止できること。」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ため、1 次冷却材を介して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）を過温・過圧することはない。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・過圧することはない。したがって、これら原子炉冷却材バウンダリの破損防止措置の有効性を評価する必要はない。また、

「(6) 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。」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、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」よりはるかに少ないため、本評価項目に係る有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

なお、本評価事故シーケンスにおける炉内事象過程の解析では、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を計算する。

【崩壊熱除去機能喪失型の事故シーケンスの格納容器破損防止措置の有効性評価の関係：別紙 8-33 参照】

i) 基本ケース

i. 炉内事象過程の解析

a. 解析条件

1次冷却材の漏えいにより、1次主冷却系の循環に必要な液位を喪失し、崩壊熱により原子炉冷却材が昇温され、原子炉冷却材の蒸発により更に原子炉容器内の液位が低下し、炉心頂部が露出するまでの炉内の事象推移を計算する。

本評価は、原子炉停止後の炉心崩壊熱が原子炉容器内の原子炉冷却材ナトリウムの昇温及び蒸発に寄与すると想定し、原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により炉心頂部が露出するまでの時間を以下の条件で計算する。

なお、炉心頂部が露出した時点で原子炉容器外に流出することを仮定しており、本仮定においても大きな保守性を確保している。

- 1) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとする。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは 42mm^2 （配管肉厚の2乗）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) 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) 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。
- 7) 炉心崩壊熱による原子炉容器内のナトリウムの昇温、蒸発挙動より蒸発による液位低下を求める。なお、沸点に達する前の蒸発や蒸発に伴う液体ナトリウムの冷却も考慮する。原子炉カバーガス等のバウンダリ内の圧力が1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧（ 9.8kPa [gage]）を超過すると、安全板が開放され、蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気格納容器（床下）に流出するものとする。

b. 解析結果

計算結果を第 4.3.3.9.6 図及び第 4.3.3.9.7 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1 次冷却材漏えい箇所からのナトリウムの漏えいにより液位が低下し、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 [gage]) を超過すると、安全板から流出し、原子炉冷却材の液位は、さらに低下する。

評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである原子炉冷却材温度及び圧力は通常運転時より低い状態のまま推移し、事象発生約 4 時間後に 1 次主冷却系の循環に必要な液位を下回り、1 次主冷却系の循環が停止する。事象発生約 18 時間後に、原子炉容器内と安全容器内の液位が平衡し、1 次冷却材の漏えいが停止する。その後、原子炉冷却材の最高温度は事象発生約 3 日後に約 800℃まで上昇し、原子炉冷却材の蒸発により約 5 日後に炉心頂部まで液位が低下するが、蒸発による液位の低下は極めて緩やかであり、炉心の損傷が急速に進展することはない【LORL 及び PLOHS の炉内事象過程における事象推移の扱いに関する考え方及び評価の概要：別紙 8-34 参照】。

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、原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質が原子炉容器壁を熱的、機械的に損傷させ、原子炉容器外に冷却材 (ナトリウム) や損傷炉心物質が流出し、炉外事象過程に移行する。

ii. 炉外事象過程の解析

a. 解析条件

計算コード FLUENT 等により解析する。FLUENT による解析体系を第 4.3.3.9.8 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉容器底部に移行した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。
- 2) 原子炉容器底部が破損した結果、ナトリウムが安全容器内に流出するとともに損傷炉心物質の全量が 100%の密度で炉容器振止構造物内に円柱形の塊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【別紙 8-37 安全容器内での損傷炉心物質の形状について】。
- 3) 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 を除くものとする。
- 4) 安全容器内での冷却に関する崩壊熱を保守的に設定するため、原子炉容器内液位の低下により、炉心頂部が露出した時点の崩壊熱 (240kW) を炉外過程解析の初期値とする。
- 5) コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスの流量は 20,500m³/h (通常運転時：15,000~20,000m³/h)、安全容器入口温度は 40℃ (事故時設計値：40℃) として流入させ、4) の崩壊熱に対して定常解析を行う。その後、崩壊熱の減衰に従って

過渡解析を行う。

- 6) 安全容器内での損傷炉心物質上方のナトリウムによる伝熱効果を保守的に考慮するため、原子炉容器内液位は、炉心頂部位置におけるナトリウムインベントリの約 1/3 が損傷炉心物質上部に残存すると想定した液位として、グラウンドレベル（以下「GL」という。）-12,460mm で維持されているものとする。また、安全容器内のナトリウム液位は GL-8,900mm とする。
- 7) コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却の解析で求めた温度条件及び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

計算結果を第 4.3.3.9.9 図から第 4.3.3.9.12 図に示す。

安全容器を冷却する窒素ガスは、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の下方の安全容器下部から、安全容器底板に向けて吹き出した後、構造物表面に衝突し、径方向に流れを変えて広がりながら安全容器底板を冷却する（安全容器底板の下には炭素鋼遮へい板があり、窒素ガスは炭素鋼遮へい板下面に接し、炭素鋼遮へい板を介して安全容器底部を冷却する。）。第 4.3.3.9.9 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 4.3.3.9.9 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 4.3.3.9.10 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 4.3.3.9.10 の横軸が 0 の位置）から約 1.5m 近傍で最も高くなり、それより上方は低下する。

崩壊熱が最も高い時刻 0 秒での定常解析において各部は最高温度を示し、その後、崩壊熱の減衰に従って低下する。安全容器の最高温度は約 330℃であり、設計温度（450℃）を超えることはない。損傷炉心物質及びそれを保持する遮へいグラファイト領域の最高温度はそれぞれ約 860℃及び約 530℃である。また、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約 350℃であり沸騰することはない。なお、損傷炉心物質及びそれを保持する遮へいグラファイトの共存性に問題はなく、遮へいグラファイトによる損傷炉心物質の保持機能は維持される【別紙 8-35 損傷炉心物質等と遮へいグラファイトとの共存性について】。

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【別紙 8-36 損傷炉心物質の安全容器内冷却解析について、別紙 8-38：損傷炉心物質の安全容器移行後の臨界性について】。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【別紙 8-39 損傷炉心物質の安全容器内冷却に係る安全容器の構造健全性評価について】。

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。

ii) 不確かさの影響評価

i. 炉内事象過程の不確かさの影響評価

炉内事象過程では、炉心頂部まで液位が低下する時間を求め、後続の炉外事象過程移行時の発熱条件を求めている。炉外事象過程移行時の発熱条件は、炉心頂部まで液位が低下した時点で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するものとして、炉外事象の解析結果を厳しくするよう保守的に条件設定を行っており、炉内事象過程における崩壊熱等の不確かさの影響を考慮して十分に保守的な条件設定としている。このため、炉内事象過程に対する不確かさの影響評価は不要である。

ii. 炉外事象過程の不確かさの影響評価

格納容器破損防止措置の有効性評価における炉外事象過程の不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。

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

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

解析結果を第4.3.3.9.13図及び第4.3.3.9.14図に示す。

温度分布の形状は大きく変わることなく、全体的に温度レベルが上昇する。安全容器の最高温度は約400℃であり、設計温度（450℃）を超えることはなく、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℃である。さらに、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約430℃でありナトリウムが沸騰することはない。

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

第 4.3.3.9.1 表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 ③核計装(線形出力系)
事故発生 の判断	・安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉内ナトリウム液面計
安全容器による漏えいした冷却材の保持 ・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保	・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。	①安全容器	—	①原子炉内ナトリウム液面計 ②安全容器呼吸系圧力計 ③1次補助冷却系冷却材温度計、流量計、補助冷却器出口冷却材温度計、 2次補助冷却系冷却材流量計
補助冷却設備運転	・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。	①補助冷却設備	—	①1次補助冷却系冷却材温度計、流量計、補助冷却器出口冷却材温度計、 2次補助冷却系冷却材流量計

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.9.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材 バウンダリが高圧 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原子炉カバーガス圧力計
1次アルゴンガス系 安全板より、 ナトリウム蒸気を 格納容器（床下） に放出	・1次アルゴンガス系安全板よ り、ナトリウム蒸気が格納容器 （床下）に流出することを確認 する。	①安全板 ②断熱材 ③ヒートシンク 材 ④ライナ	—	①安全板の状態表示
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容 器内温度高」、「格納容器内床 上線量率高」により、原子炉保護 系（アイソレーション）が動作 し、工学的安全施設が自動的に 作動し、隔離されることを確認 する。	①格納容器 ②格納容器バウ ンダリに属す る配管・弁	—	①原子炉保護系 （アイソレーション） ②アイソレーション信号 「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率 高」
原子炉容器外に 冷却材や 損傷炉心物質が 流出したことの判断	・安全容器内の圧力が著しく上 昇した場合、原子炉容器から安 全容器内に冷却材や損傷炉心 物質が流出したと判断する。	—	—	①安全容器呼吸系圧力計
安全容器による 冷却材や損傷炉心物質 の保持 ・ コンクリート遮へい体 冷却系による冷却	・安全容器内呼吸系圧力計の監 視により、安全容器により冷却 材や損傷炉心物質が保持され ることを確認する。また、コン クリート遮へい体冷却系の運 転により、安全容器内にて保持 した損傷炉心物質を冷却する。	①安全容器及び コンクリート 遮へい体冷却 系	—	①コンクリート遮へい体冷 却系の温度計、窒素ガス 冷却器の流量計 ②安全容器呼吸系圧力計

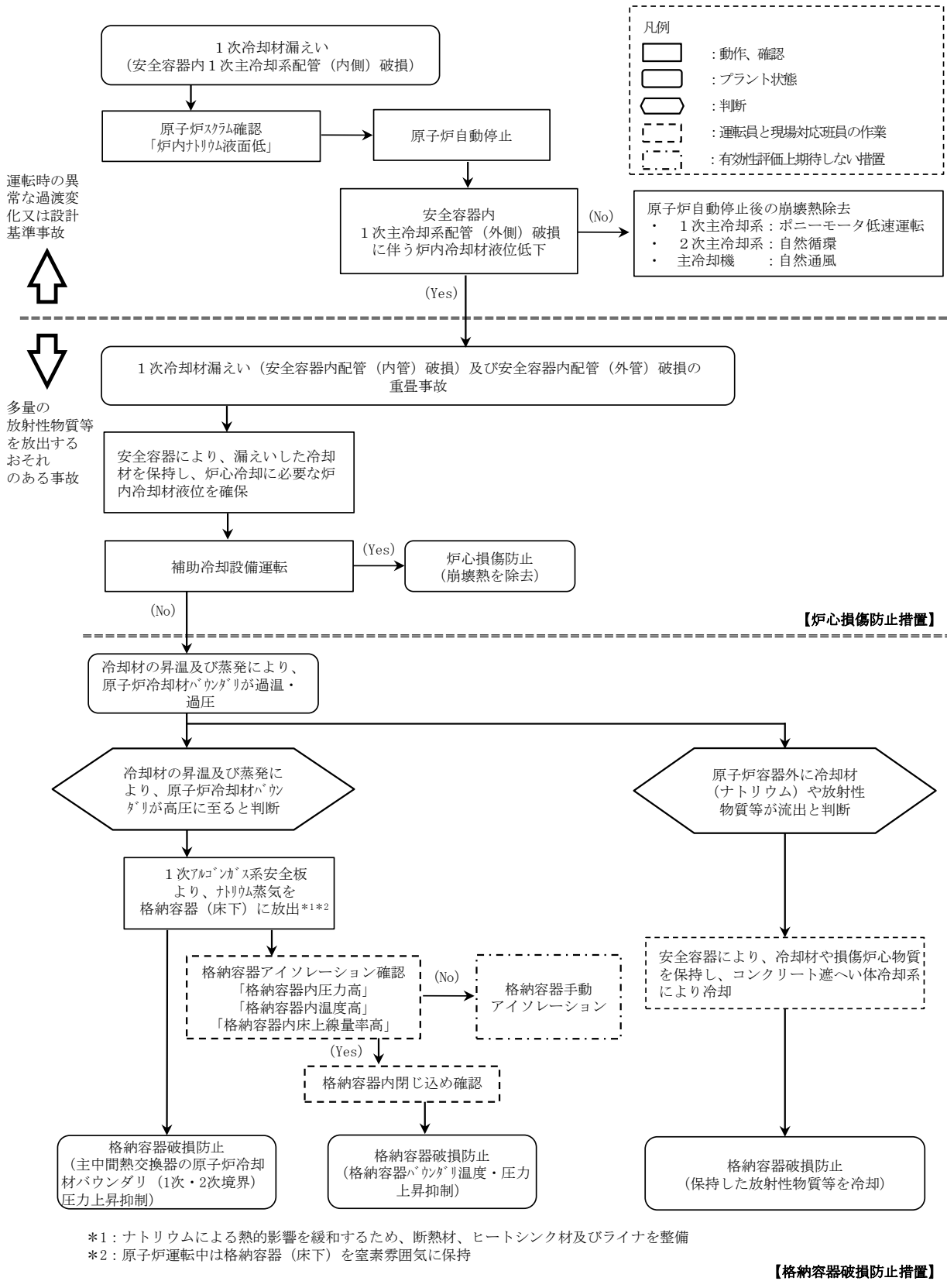
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.9.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

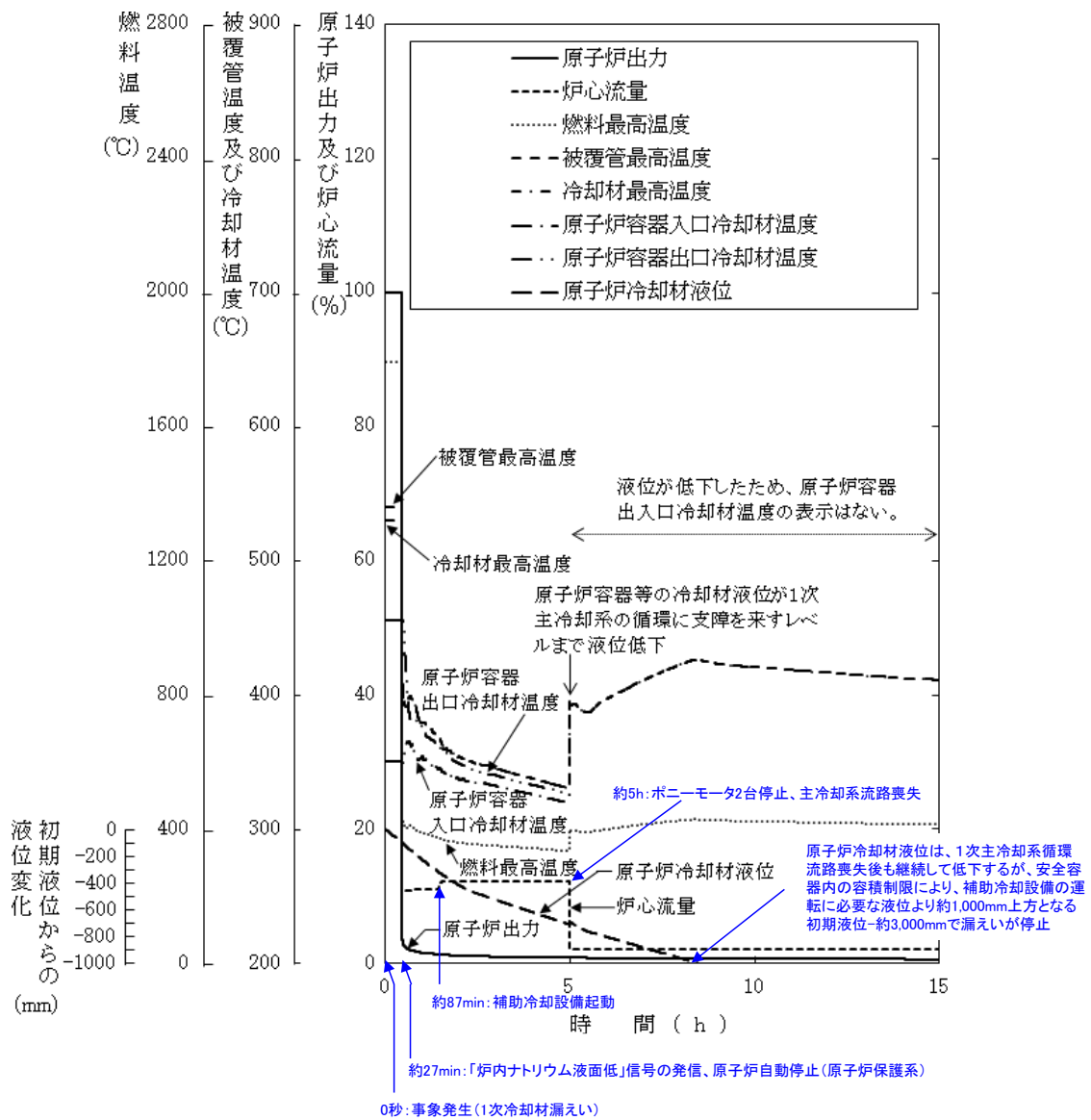
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考										
			5	10	20	30	60	180	300	10日	20日	30日	40日																
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽事故発生の判断 (安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar from 0 to 300 min]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart bar from 0 to 30 min]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。 ・上記の確認は、原子炉保護系(スクラム)動作時に、中央制御室で1名により5分以内に実施する。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Gantt chart bar from 0 to 180 min]																・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を確認する。 ・二重壁内の容積に相当する液位を超えて液位が低下した時点で事故発生と判断する。 ・液位の確認は、中央制御室で3名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。また、事故発生の判断は、基準に達してから10分以内に実施する。										
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・安全容器による冷却材漏えい量の抑制の確認 ・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Gantt chart bar from 0 to 300 min]																・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。 ・上記は、中央制御室で1名により、液位の監視を継続することにより確認する。										
	運転員B、C	2 ・補助冷却設備運転	[Gantt chart bar from 60 to 300 min]																・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。 ・自動起動に失敗したと判断した場合には手動で起動する。 ・崩壊熱除去の確認は、中央制御室で2名により起動時から実施し、その後、監視を継続する。また、手動起動操作は、1次補助冷却系循環ポンプ等の各操作スイッチを手動操作することにより、中央制御室で2名により、5分以内に実施する。										

第 4.3.3.9.4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

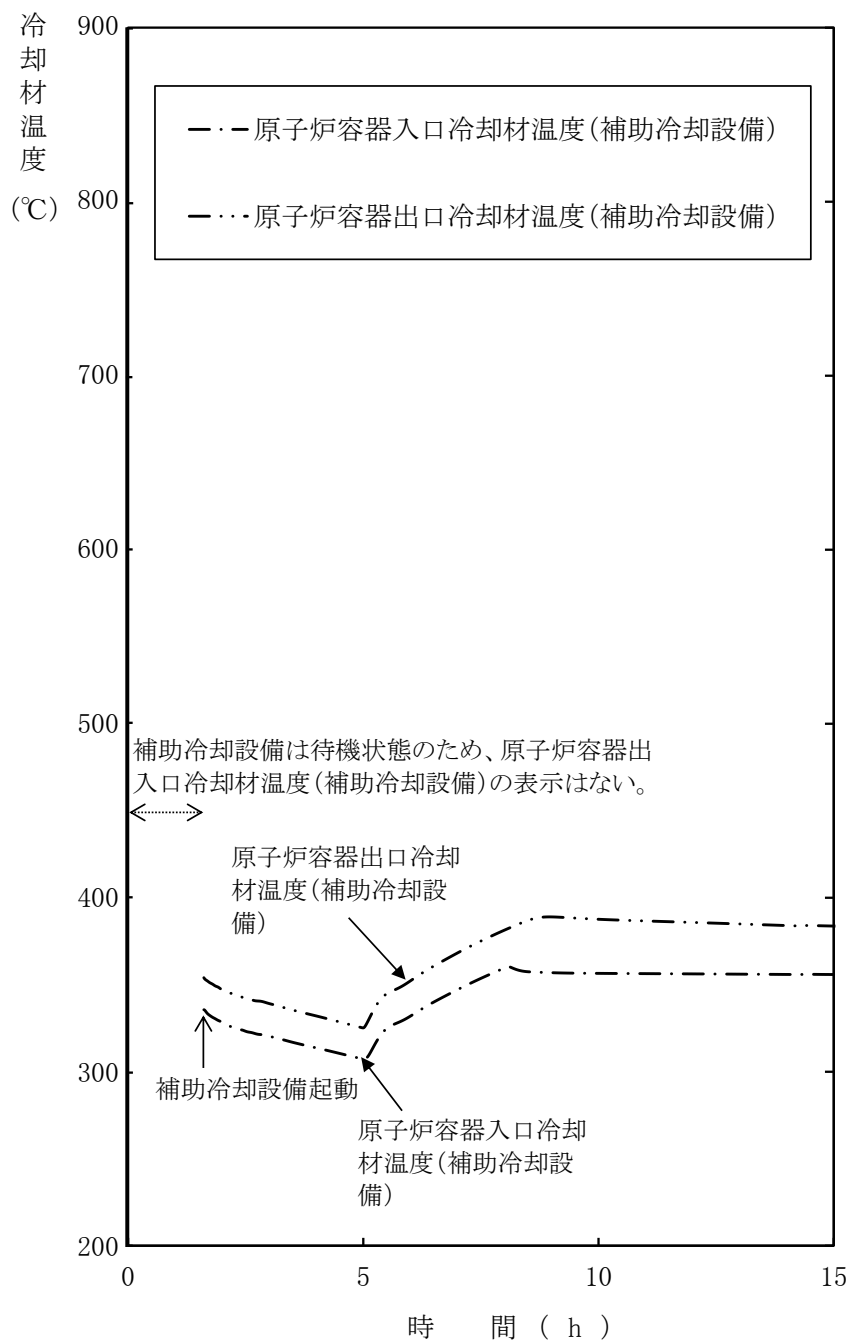
必要な要員と作業項目		経過時間(分)																備考										
		5	10	20	30	60	180	300	10日	20日	30日	40日																
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗 ▽冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断 ▽原子炉容器外に損傷炉心物質が流出と判断																備考										
	当直長	・運転操作指揮																										
状況判断	運転員A、B	2		・原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断																・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。 ・上記の判断は、必要な際に、中央制御室で2名により10分以内に実施する。								
格納容器破損防止措置	運転員C、D	2		・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出 ・運転員は、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断した場合、ベーパートラップを含む1次アルゴンガス系安全板までの流路のヒータを入りとする。安全板による過圧防止は、運転員の操作を介在しなくても、受動的に機能するよう設計している。このため、ヒータ操作後の運転員の役割は、原子炉冷却材バウンダリ等の圧力の確認及び監視となる。																・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に放出されることを確認する。 ・上記の確認は、ナトリウム蒸気が放出された際に、中央制御室で2名により10分以内に実施する。								
	運転員A、E	2		・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション ・格納容器アイソレーションは、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、隔離状態の確認及び監視となる。 ・格納容器隔離に失敗したと判断した場合、又は隔離が必要と判断した場合、手動アイソレーション操作を開始する。操作実施後は、放射性物質の閉じ込め状態の監視を継続する。																・「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。 ・多量のナトリウムが格納容器床下に漏えいた場合は、格納容器床下温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、必要な際に、中央制御室で2名により5分以内に実施し、その後、監視を継続する。								
状況判断	運転員A、B	2		・原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したことの判断																・安全容器内圧力が著しく上昇した場合に、原子炉容器外に損傷炉心物質が流出したと判断する。 ・上記の判断は、原子炉容器外に損傷炉心物質が流出した際に、中央制御室で2名により10分以内に実施する。								
格納容器破損防止措置	運転員B、D、E	3		・安全容器による冷却材や損傷炉心物質の保持 ・コンクリート遮へい体冷却系による冷却 ・コンクリート遮へい体冷却系は、通常運転時からの継続運転であり、運転員の操作を介在しなくても、運転は継続される。冷却材の漏えいが発生し、補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗した時点で、炉外事象過程における安全容器外面冷却の開始前から、通気風量及び通水流量を増加させる手順を実施する。なお、有効性評価の解析では、本手順を踏まえて、解析の初期から増大後の値を適用する。																・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。 ・コンクリート遮へい体冷却系の運転継続は、中央制御室で3名により、30分以内に確認する。また、通気風量及び通水流量を増加させる手順は、中央制御室で3名により、冷却開始までに30分以内で実施する。								



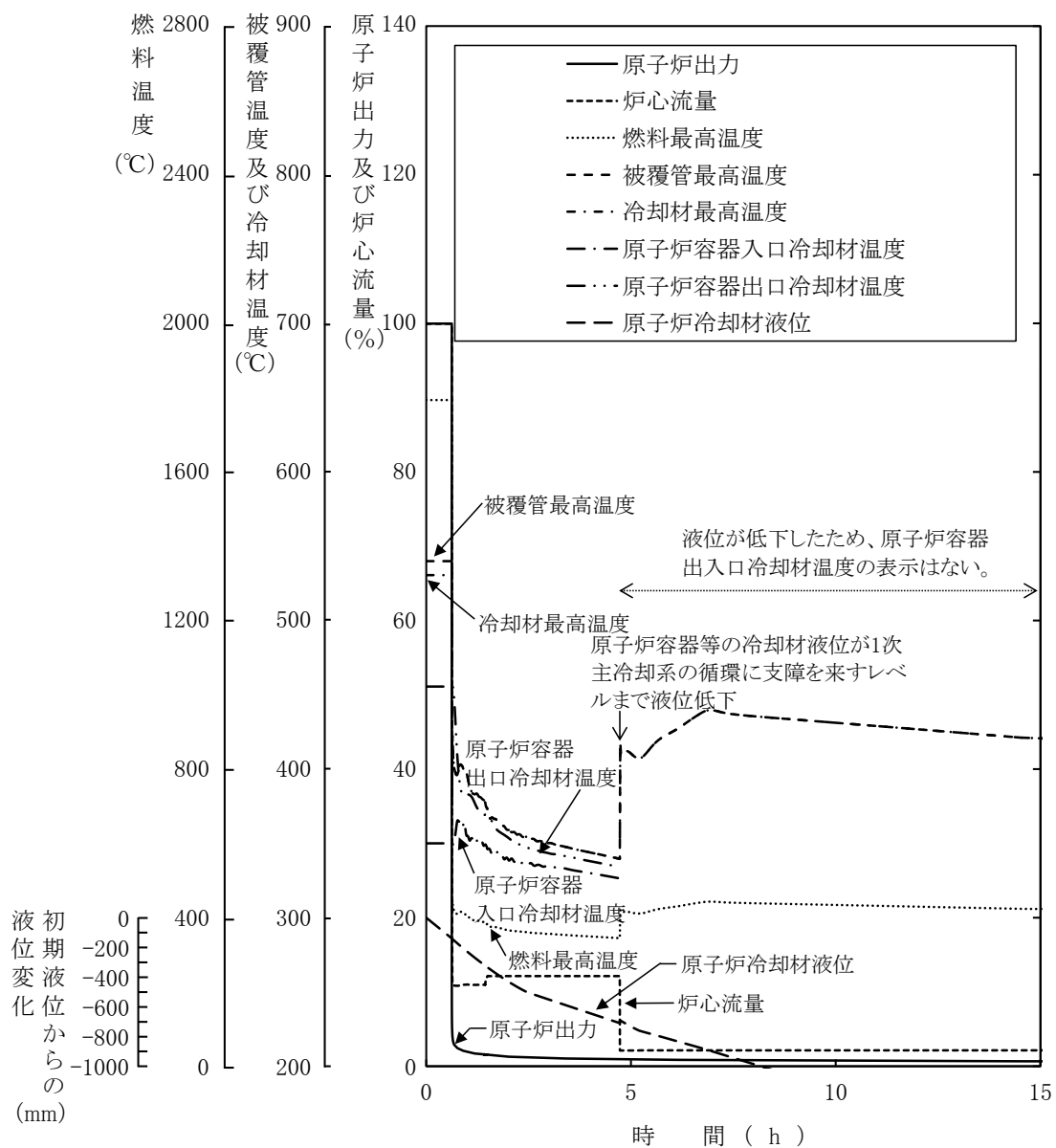
第 4.3.3.9.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



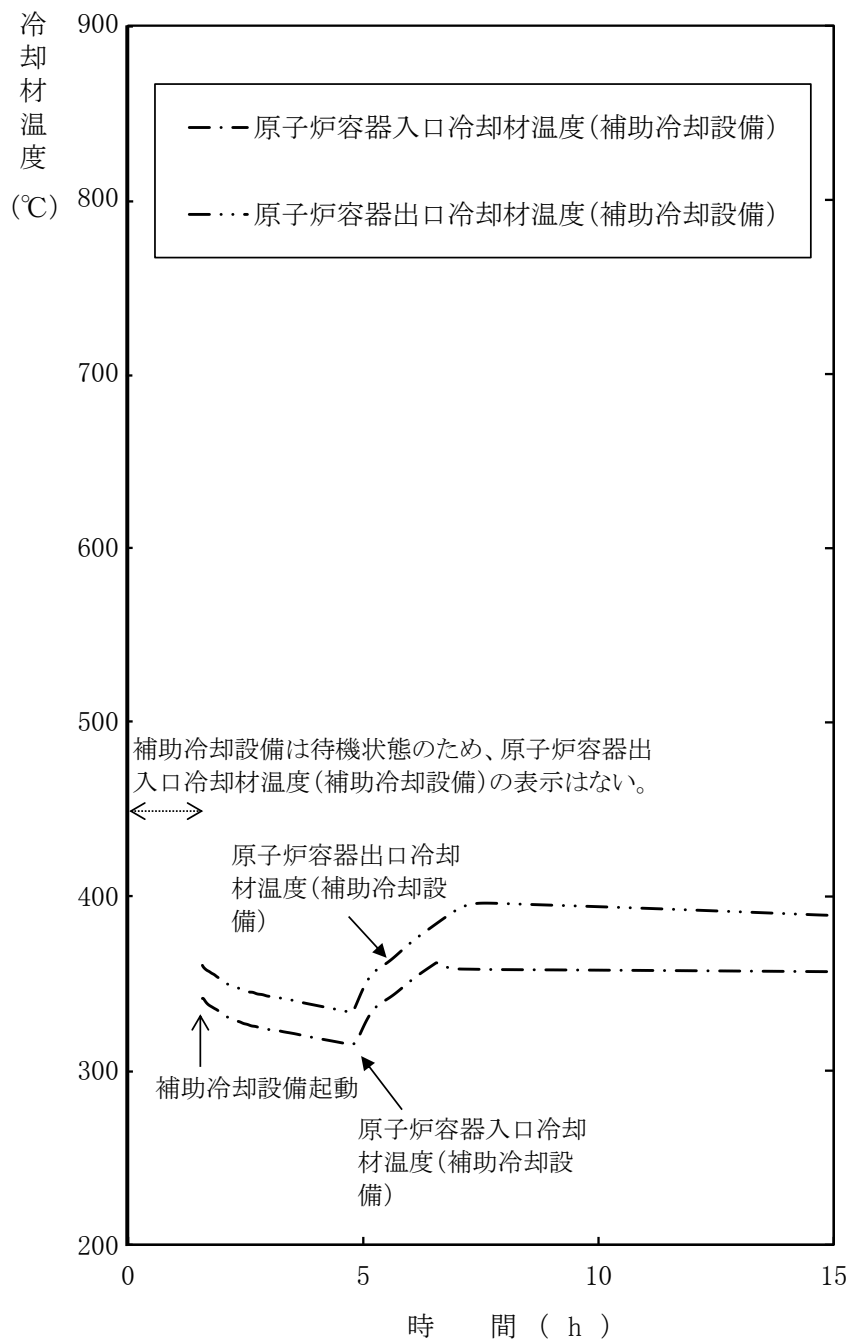
第 4. 3. 3. 9. 2 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却)



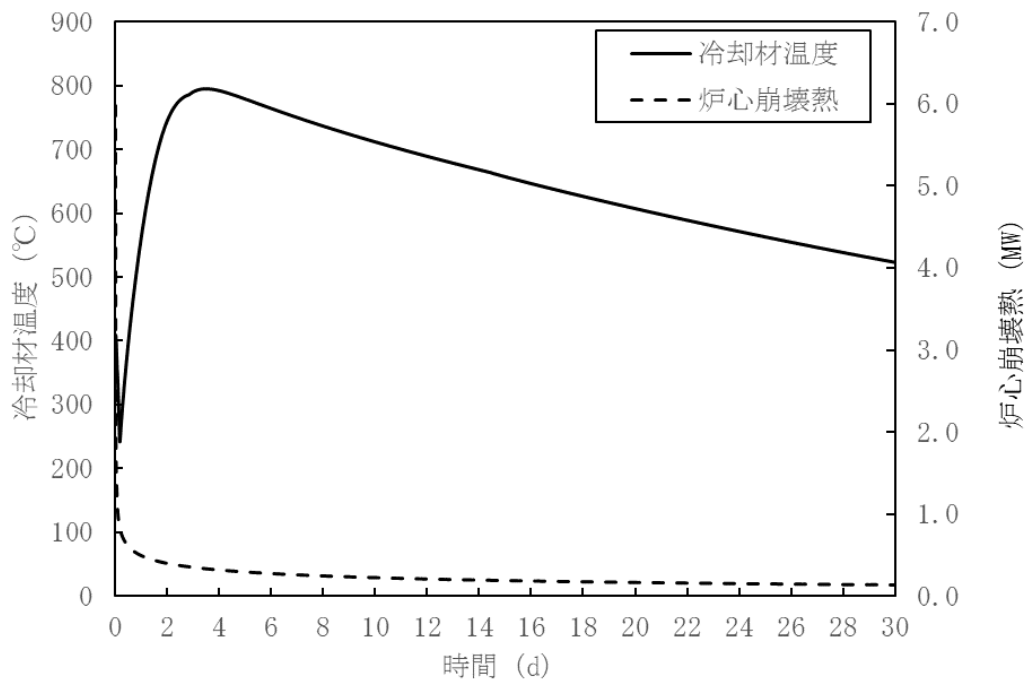
第 4. 3. 3. 9. 3 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
（炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却）



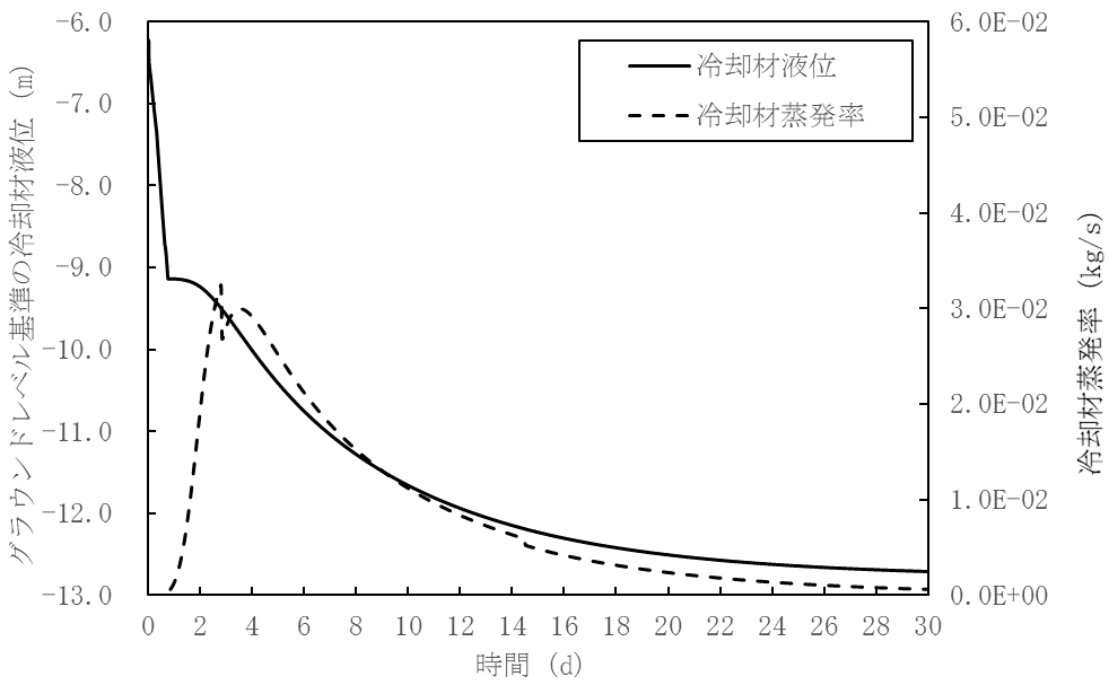
第 4. 3. 3. 9. 4 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



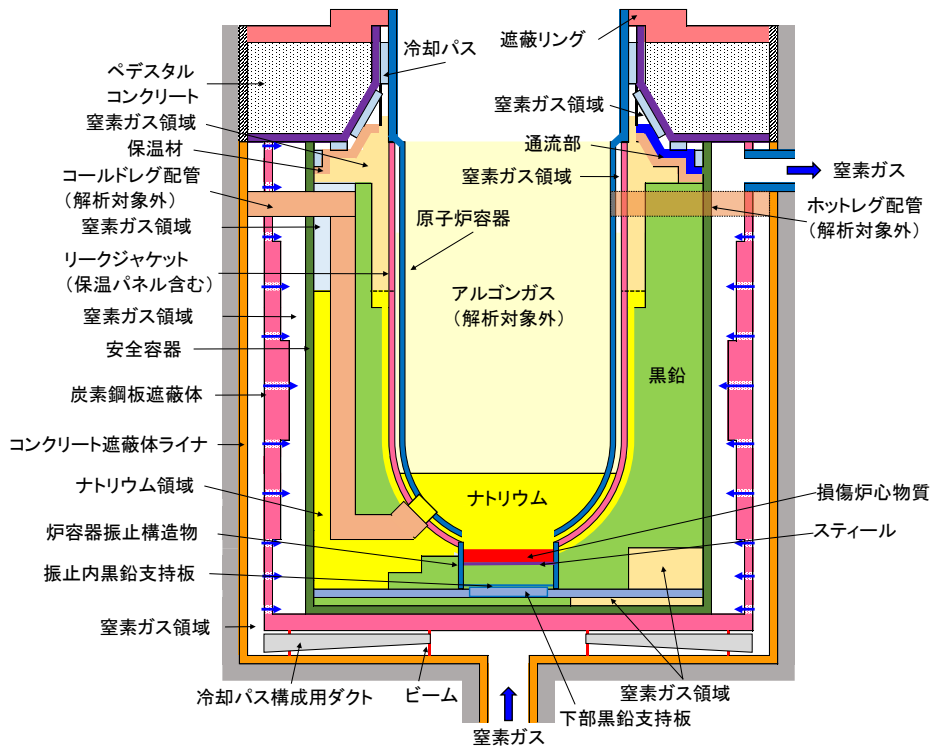
第 4. 3. 3. 9. 5 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



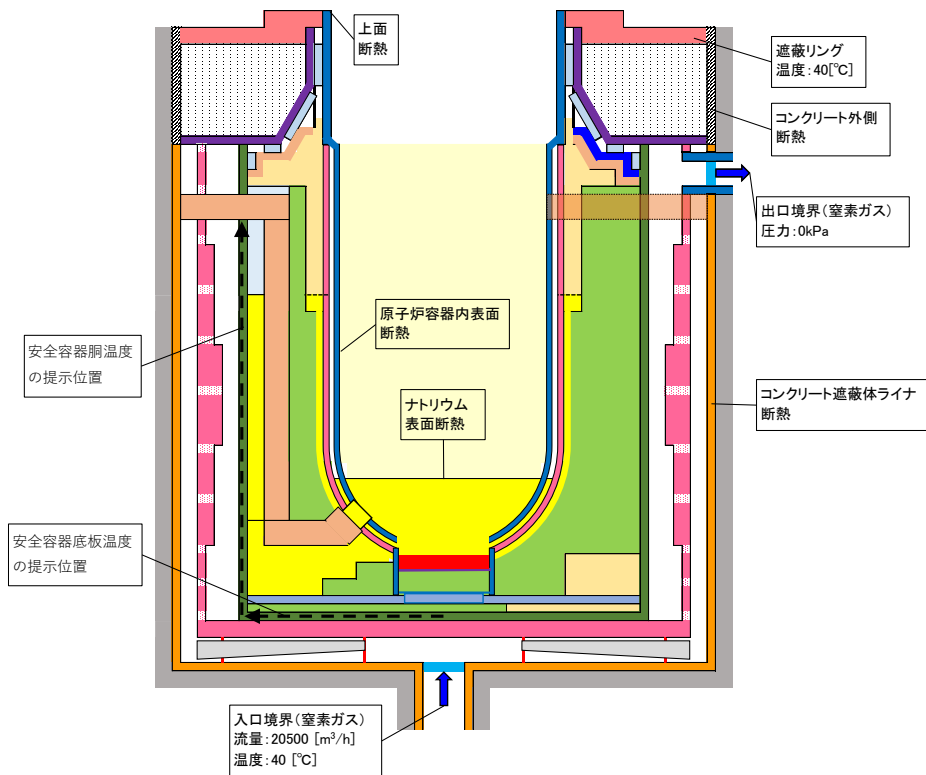
第 4. 3. 3. 9. 6 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



第 4. 3. 3. 9. 7 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）

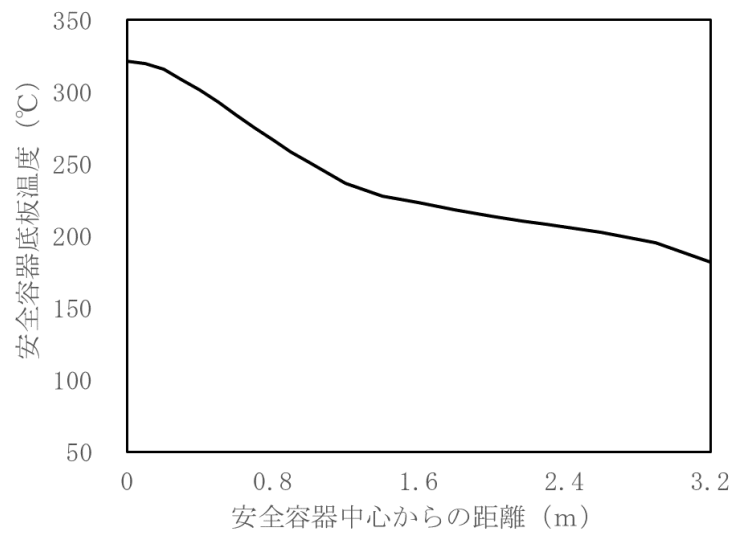


(解析体系)

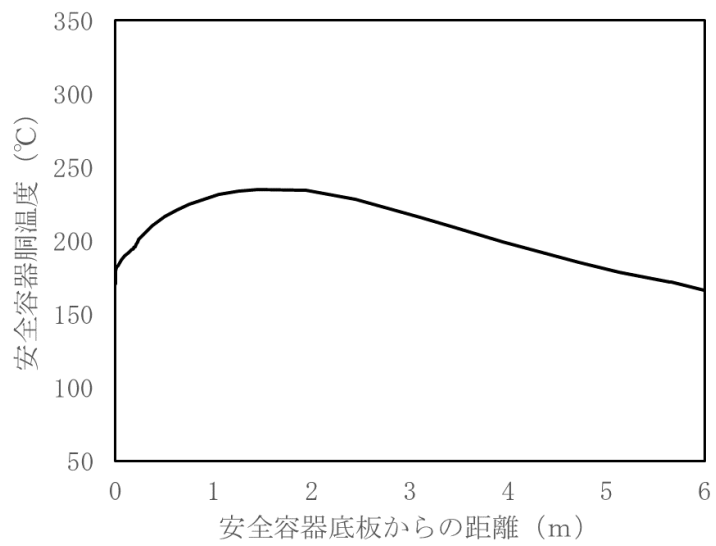


(境界条件等)

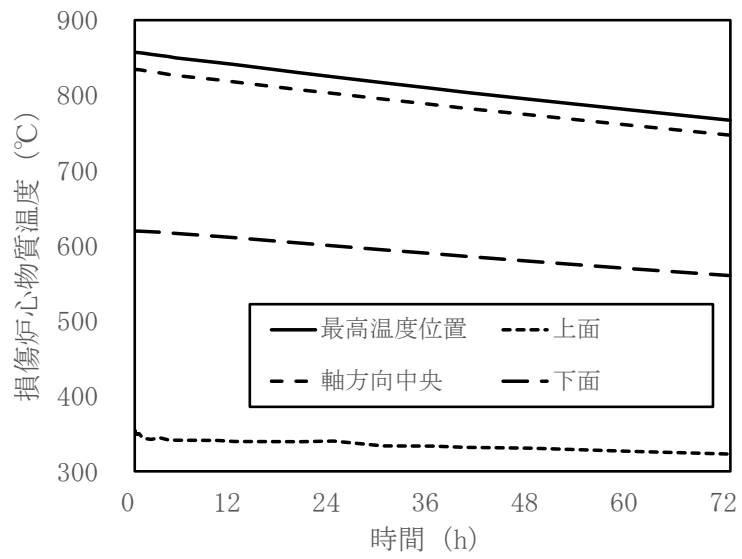
第 4.3.3.9.8 図 FLUENTにおける解析体系等



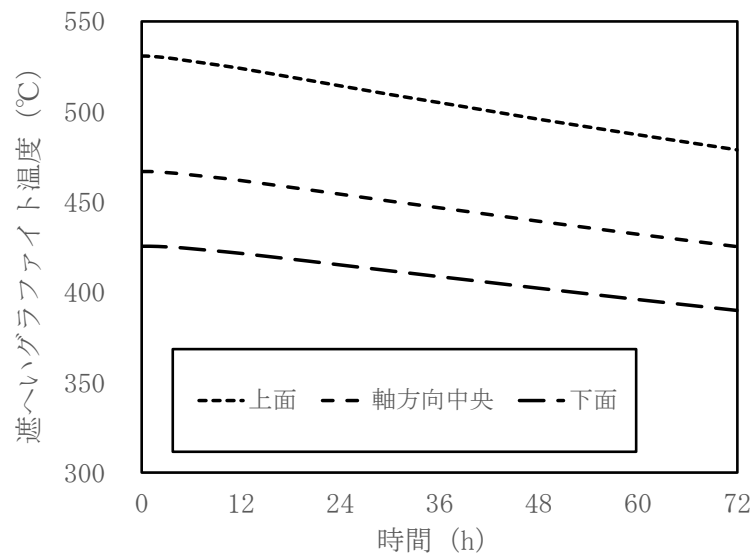
第 4.3.3.9.9 図 安全容器底板の径方向温度分布



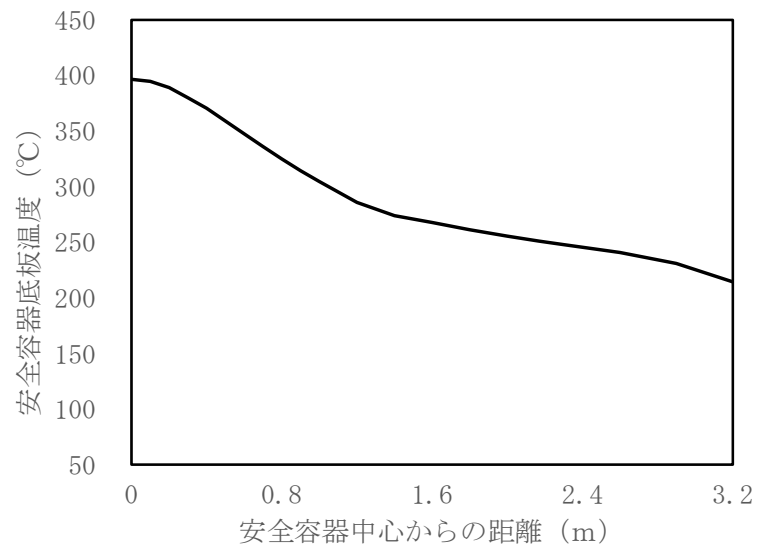
第 4.3.3.9.10 図 安全容器胴の軸方向温度分布



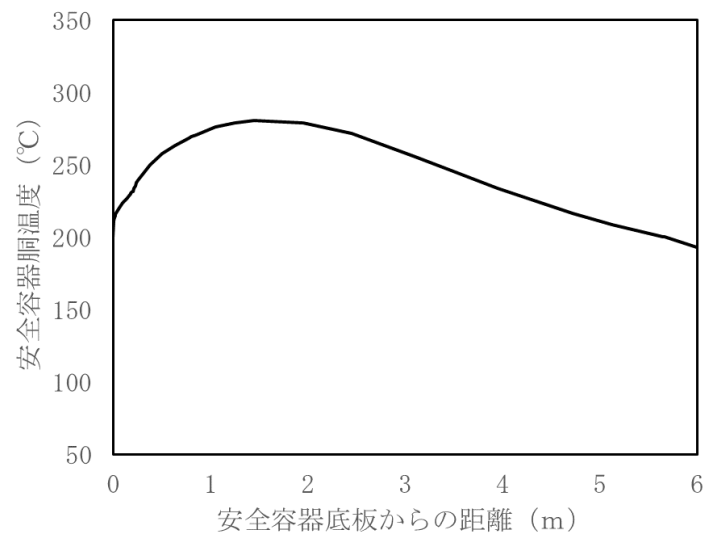
第 4. 3. 3. 9. 11 図 損傷炉心物質温度の時間変化



第 4. 3. 3. 9. 12 図 損傷炉心物質下部の遮へいグラファイト温度の時間変化



第 4.3.3.9.13 図 安全容器底板の径方向温度分布（不確かさの影響評価）



第 4.3.3.9.14 図 安全容器胴の軸方向温度分布（不確かさの影響評価）

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

（1）事故の原因及び説明

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

（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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

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

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

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

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

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

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

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

（3）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

（i）炉心損傷防止措置

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

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

（ii）格納容器破損防止措置

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

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

操作によっても作動できるものとする。手動による措置は、自動による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(iii) その他

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

(4) 資機材

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

(5) 作業と所要時間

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

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

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

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

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

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の解析

a. 解析条件

計算コードS u p e r - C O P D及びF L U E N T等により解析する【別紙8-40:

コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の評価】。FLUENTにおける解析体系を第4.3.3.10.2図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の原子炉容器入口配管低所とし、漏えい口の大きさは保守的な想定として90mm²（配管肉厚の2乗）とする。なお、当該位置は漏えい口の内側圧力が最も高く、かつ、漏えい口の大きさは配管肉厚が最大となる原子炉容器出口配管の肉厚から設定していることから、本想定は、1次主冷却系配管において最大の流出速度を与える保守的なものである。
- 3) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 4) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はN s L-100mm、応答時間は0.4秒とする。
- 5) 補助冷却設備の機能喪失を想定する。
- 6) 原子炉容器入口ナトリウム及び炉心領域のナトリウムの初期温度は、1次主冷却系の系統降温操作を考慮しない保守的な想定に基づき計算し、それぞれ約340℃及び約350℃とする。また、リークジャケットの外面は断熱条件とする。
- 7) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いるものとし、崩壊熱の減衰を考慮した過渡解析を行う。
- 8) 1次主冷却系の流路が途絶した時点（事象発生約2時間後）から、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを原子炉容器とリークジャケットのギャップに通気する。窒素ガスの流量は5,500m³/h、原子炉容器入口温度は40℃とする。原子炉容器内部は、冷却材ナトリウムが炉内燃料貯蔵ラック、反射体及び遮へい集合体部で下降し、高温の燃料集合体部で上昇する自然循環冷却により崩壊熱を除去する。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.10.3図及び第4.3.3.10.4図に示す。

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

ii. 格納容器応答過程の解析

a. 解析条件

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

- 1) 格納容器（床上）、格納容器（床下）及び格納容器外（外部環境）をモデル化する。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の原子炉容器入口配管低所とし、漏えい口の大きさは保守的な想定として 90mm^2 （配管肉厚の2乗）とする。漏えいするナトリウムの温度は、保守的な想定として事象進展を考慮した原子炉出口冷却材の温度及び蒸発速度で漏えいするものとする。
- 3) 窒素雰囲気（酸素濃度3.5vol%）の格納容器（床下）に流出したナトリウムは窒素ガス中の酸素等と反応し、格納容器（床下）にプール状に溜るものとする。
- 4) プールの広がり面積は、漏えい箇所の床面の構造を考慮した上で最大となる 170m^2 とする。
- 5) 格納容器（床上）圧力の初期値は $0.25\text{kPa}[\text{gage}]$ 、格納容器鋼壁温度の初期値は 40°C とする。また、格納容器（床下）圧力の初期値は $0.49\text{kPa}[\text{gage}]$ 、格納容器（床下）の構造材温度の初期値は 50°C とする。
- 6) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。またナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による伝熱を考えるものとする。
- 7) 格納容器（床上）と格納容器（床下）は、内外圧差 981Pa に対して $100\%/d$ の通気率があるものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.10.6図及び第4.3.3.10.7図に示す。

格納容器（床上）の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約 $0.025\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $2.5\text{kPa}[\text{gage}]$ ）及び約 41°C であり、格納容器の設計圧力 $1.35\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$ ）及び格納容器鋼壁の設計温度 150°C を超えず、格納容器（床上）の健全性は確保される。格納容器（床下）の最高圧力は約 $0.065\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $6.4\text{kPa}[\text{gage}]$ ）であり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

また、ナトリウムプール下面の床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、それぞれ約 160°C 及び約 96°C であり、機械的強度等の観点から設定したそれぞれの基準値の 200°C 以下にとどまり、ライナ及びコンクリートの健全性は確保される。

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

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

ii) 不確かさの影響評価

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

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

ii. 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

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

第4.3.3.10.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 ③核計装(線形出力系)
事故発生 の判断	・1次主冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉内ナトリウム液面計
主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保	・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。	①サイフォンブレイク配管	—	①原子炉内ナトリウム液面計 ②1次補助冷却系冷却材温度計、流量計、補助冷却器出口冷却材温度計、 2次補助冷却系冷却材流量計
補助冷却設備運転	・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。	①補助冷却設備	—	①1次補助冷却系冷却材温度計、流量計、補助冷却器出口冷却材温度計、 2次補助冷却系冷却材流量計

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.10.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温が推定される場合に、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断する。	—	—	①燃料集合体出口ナトリウム温度計
コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	・コンクリート遮へい体冷却系の運転により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。	①コンクリート遮へい体冷却系 ②原子炉容器リークジャケット	—	①燃料集合体出口ナトリウム温度計
格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	・冷却材の格納容器（床下）への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。	—	—	①アイソレーション信号 「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率高」
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号 「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率高」

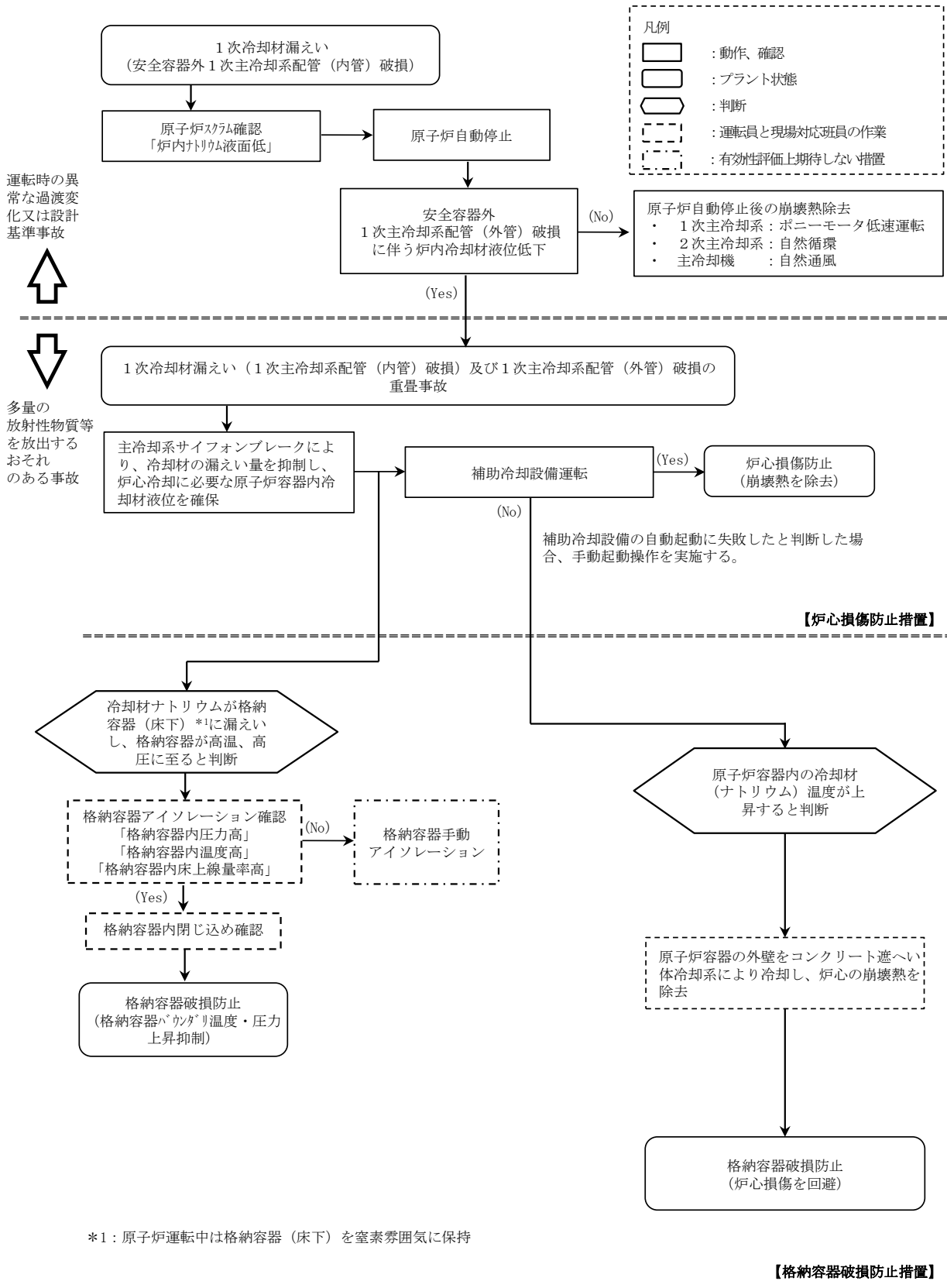
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.10.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

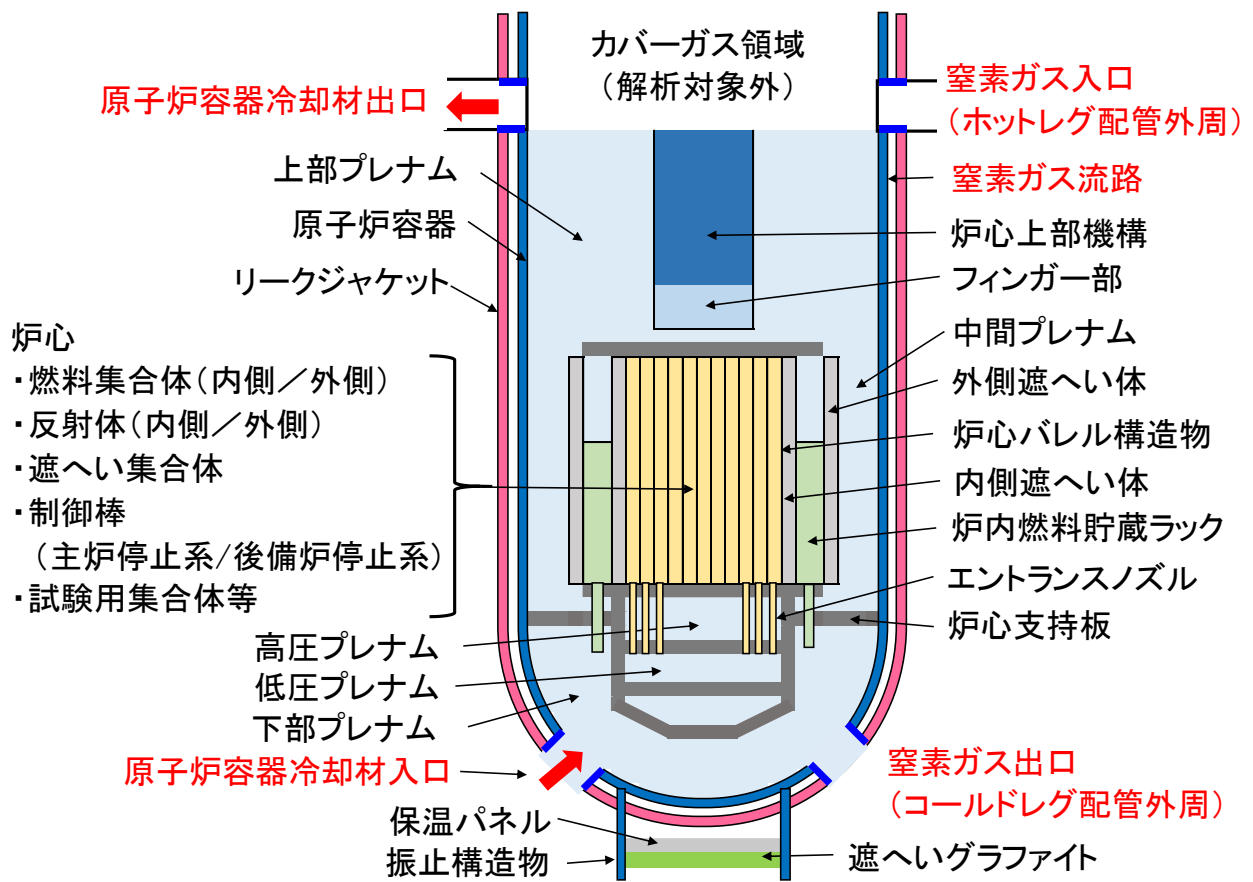
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考										
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽事故発生の判断 (安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt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

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

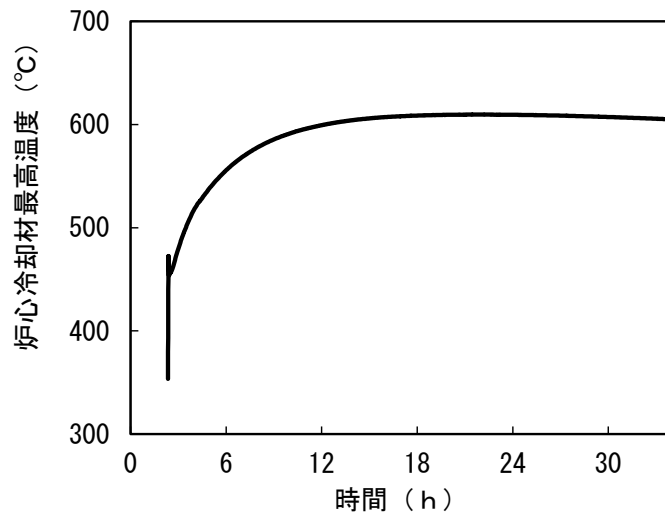
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考										
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽事故発生の判断 (安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う 原子炉容器内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内冷却材液位の低下により、 原子炉冷却材温度が高温に至ると判断																										
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar]																										
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	[Shaded bar]																・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断する。 ・上記の判断は、必要な際に、中央制御室で2名により10分以内を実施する。										
格納容器破損防止措置	運転員A、B、D	3 ・コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	・コンクリート遮へい体冷却系は、通常運転時からの継続運転であり、運転員の操作を介在しなくても、運転は継続される。冷却材の漏えいが発生し、補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗した時点で、原子炉容器外面冷却の開始前から、過水流量を増加させる手順等を実施し、原子炉容器外面冷却に備える。原子炉容器内冷却材液位が低下し、主冷却系による崩壊熱除去にも失敗すると判断した時点で、原子炉容器外面冷却開始前に、通気流路を原子炉容器外面に切り替える手順を10分以内に実施する。なお、有効性評価の解析では、本手順を踏まえて、解析の初期から上記手順実施後の値を適用する。																・コンクリート遮へい体冷却系の運転により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。 ・上記の操作は、中央制御室及び原子炉附属建物1階の現場操作盤で3名により、必要な際に速やかに実施する。										
状況判断	運転員C、E	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	[Shaded bar]																・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により必要な期間実施する。										
格納容器破損防止措置	運転員C、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	・格納容器アイソレーションは、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、隔離状態の確認及び監視となる。 ・格納容器隔離に失敗したと判断した場合、手動アイソレーション操作を開始する。操作実施後は、放射性物質の閉じ込め状態の監視を継続する。																・「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。 ・格納容器床下へのナトリウムの漏えいにより、漏えい発生の数分後には、格納容器床下の温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、中央制御室で2名により速やかに実施する。なお、手動での隔離操作が必要な場合は現場操作盤で操作を実施する。										



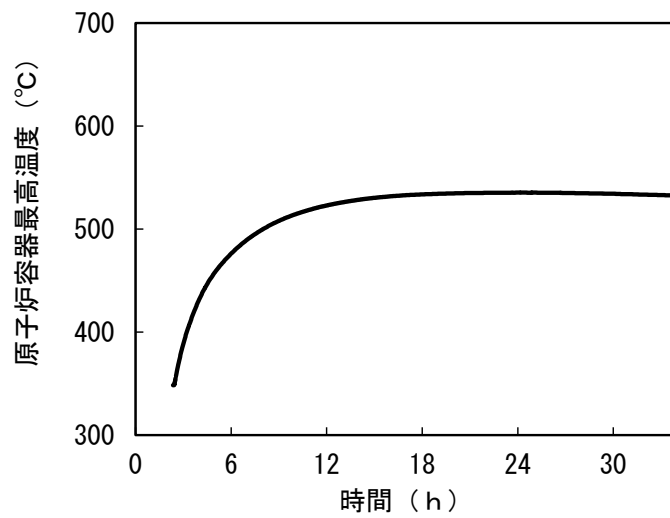
第 4.3.3.10.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



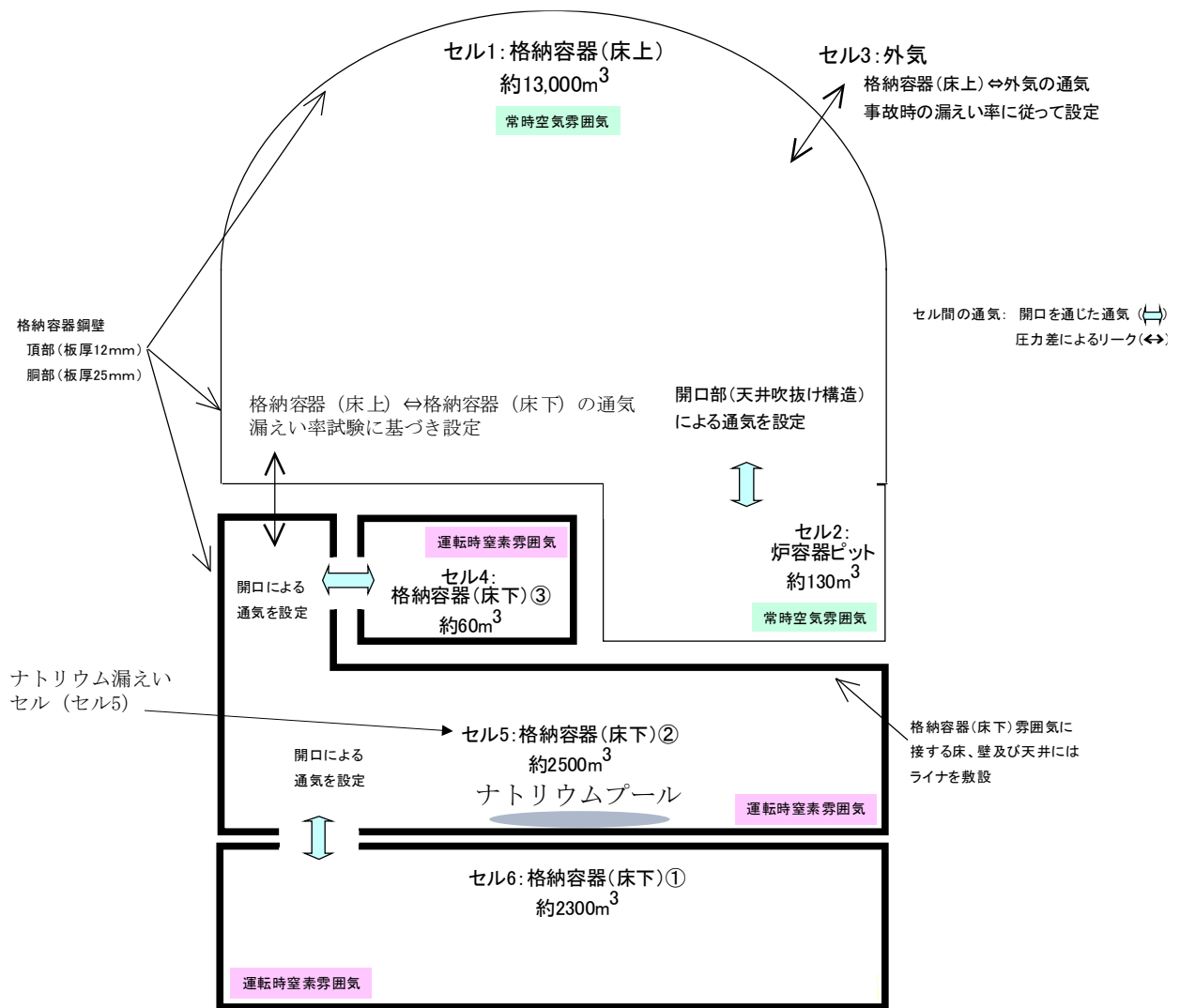
第4.3.3.10.2図 FLUENTにおける解析体系



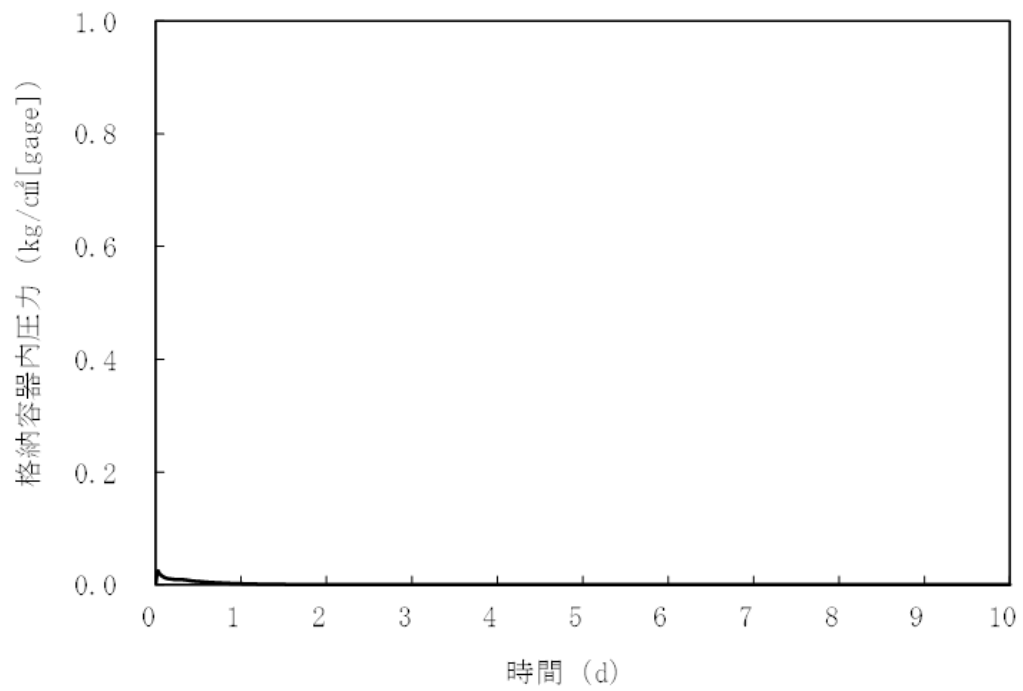
第 4. 3. 3. 10. 3 図 冷却材最高温度の時間変化



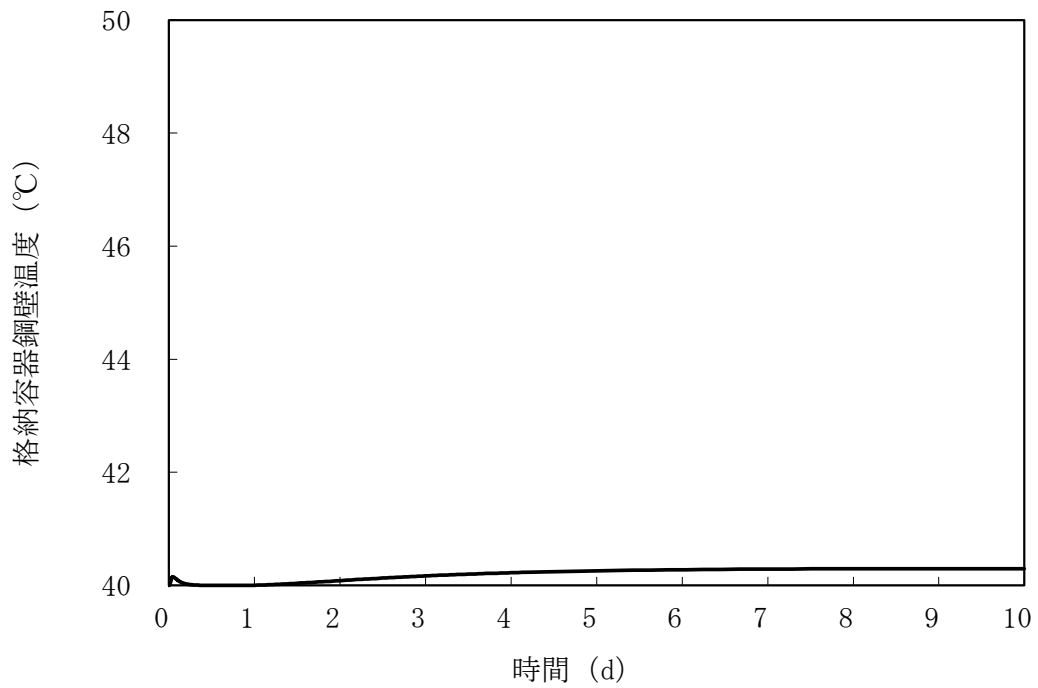
第 4. 3. 3. 10. 4 図 原子炉容器最高温度の時間変化



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



第 4.3.3.10.6 図 格納容器内圧力の推移



第 4.3.3.10.7 図 格納容器鋼壁温度の推移

4.3.3.11 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故

（1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次補助冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、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、配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、1次補助冷却系の配管低所（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは 16mm^2 （配管肉厚の2乗）とする。

（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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

本原子炉施設においては、低圧システムで、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していることから、原子炉冷却材バウンダリ破損時にも減圧沸騰せず、液位低下は緩慢となる特徴を踏まえ、余裕時間を活用した信頼性の高い原子炉冷却材液位確保のための措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、1次補助冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、主冷却系により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。本事故シーケンスは冷却機能の喪失に関するものであることから、1次主冷却系2ループの強制循環冷却機能の喪失を想定する。

1次補助冷却系サイフォンブレイクは、多重化された補助冷却系サイフォンブレイク止弁が開となりアルゴンガスが導入され、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制する措置である。補助冷却系サイフォンブレイク止弁は、中央制御室又は現場での遠隔操作も可能であり、その信頼性は高い。なお、1次補助冷却系のサイフォンブレイクが機能しないことを仮定した場合でも、中央制御室で1次補助冷却系の出入口弁を閉めることにより炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保することが可能である。

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

価は、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において、破損が生じたループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定して評価しており、本評価条件の方が保守的となるため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、配管（外管）の破損に伴い、格納容器（床下）に冷却材が漏えいするため、格納容器の構造により漏えいした冷却材による熱的影響を緩和する措置を講じる。なお、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故の事象進展では、格納容器（床下）に漏えいする冷却材の量が、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」より少ない。このため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.11.1 図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

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

- a. 1次補助冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次主冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- c. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。手動による措置は、自動による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。
- d. 可能な場合には、強制循環冷却機能の復旧に努めるものとする。本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。
- e. 自動での1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁の開失敗を検知した場合には、運転員は手動で1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁を開けることができるものとする。また、1次補助冷却系の出入口止弁を閉めることによっても、炉心冷

却に必要な原子炉容器液位を確保できるものとする。なお、本措置は上記 a. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。

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

(iii) その他

a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。

b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.11.1表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.11.2表及び第4.3.3.11.3表に示す。

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

(6) 措置の有効性評価

本評価事故シーケンスの炉心の冷却に係る炉心損傷防止措置の有効性評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

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

て実施する。

漏えいした冷却材による熱的影響に係る格納容器破損防止措置は「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。上記の評価結果から、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.11.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 ③核計装(線形出力系)
事故発生 の判断	・1次補助冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉内ナトリウム液面計
1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 1次主冷却系の循環に必要な炉内冷却材液位確保	・主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。	①1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁	—	①原子炉内ナトリウム液面計
主冷却系による崩壊熱除去	・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計
格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。	—	—	①アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」
格納容器アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	①原子炉保護系(アイソレーション) ②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

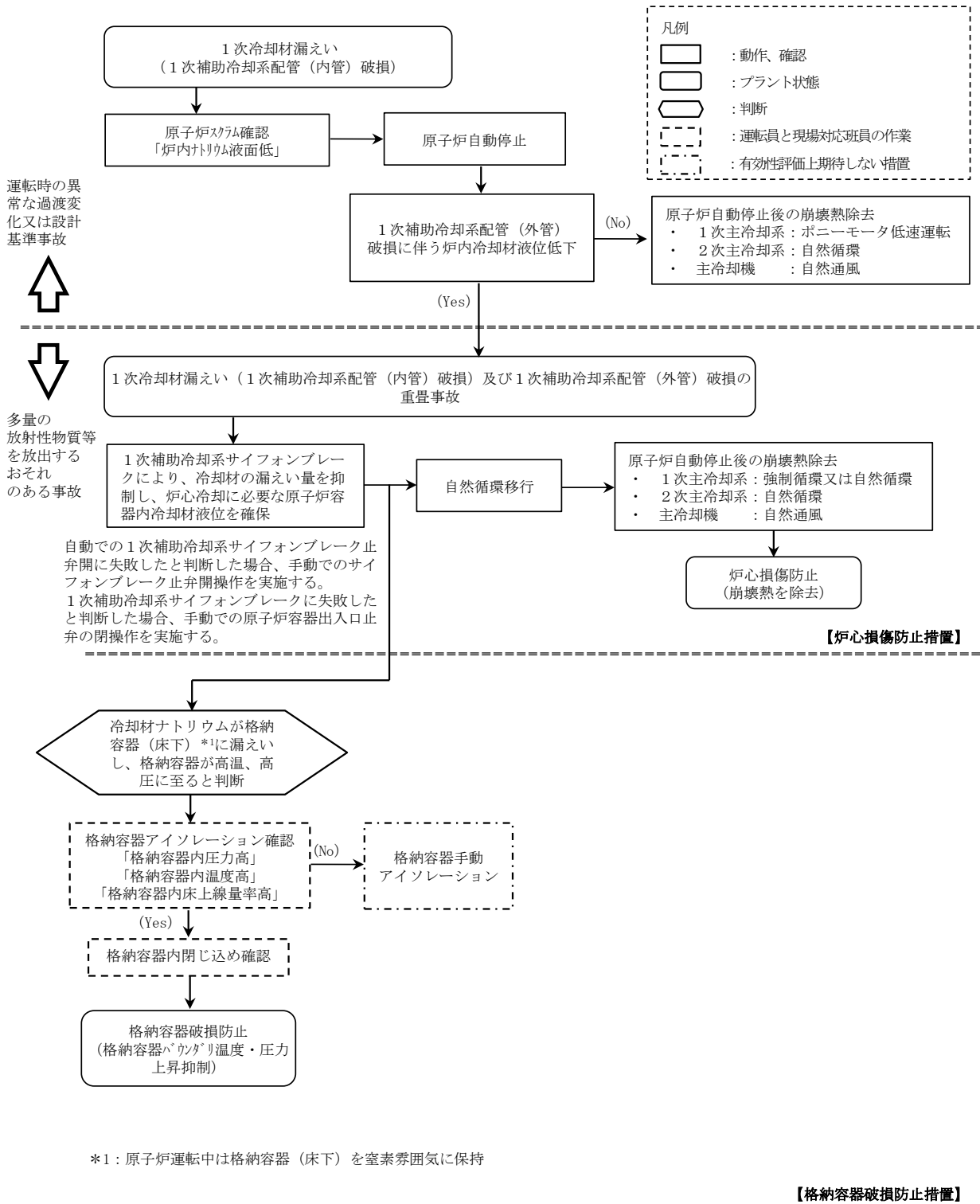
下線部が炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.11.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考										
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(1次補助冷却系配管(内側)破損)																備考										
			▽事故発生時の判断 (1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による1次補助冷却系サイフォンブレイク																										
	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]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。 ・上記の確認は、原子炉保護系(スクラム)動作時に、中央制御室で1名により5分以内に実施する。										
	運転員A、D	2 ・事故発生時の判断	[Gantt chart bar]																・1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。 ・二重壁内の容積に相当する液位を超えて液位が低下した時点で事故発生と判断する。 ・液位の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。また、事故発生時の判断は、基準に達してから10分以内に実施する。										
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量抑制の確認 ・自動での1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁開に失敗した場合、手動で開操作 ・1次補助冷却系サイフォンブレイクに失敗した場合、手動で原子炉容器出入口止弁の開操作 ・主冷却系の循環に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Gantt chart bar]																・主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。 ・自動での1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁開に失敗した場合、手動で1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁の開操作スイッチを開操作する。 ・1次補助冷却系サイフォンブレイクに失敗した場合、手動で原子炉容器出入口止弁の開操作スイッチを開操作する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により、液位の監視を継続することにより実施する。また、上記の手動操作が必要な際には、中央制御室で2名により、5分以内に操作を実施する。なお、中央制御室での操作にも失敗した場合、現場で2名により、20分以内に1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁のハンドルを開操作する。										
	運転員B、E	2 ・主冷却系の循環による冷却(自然循環)	[Gantt chart bar]																・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。										

第 4.3.3.11.3 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考						
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日												
			▽異常事象発生(1次補助冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断 (1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による1次補助冷却系サイフォンブレイク																						
	当直長	・運転操作指揮																							
状況判断	運転員A、D	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断																	・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により必要な期間実施する。						
格納容器破損防止措置	運転員B、E	2 ・主冷却系(1ループ)の循環による冷却(自然循環)																	・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(自然送風)の運転状況を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により必要な期間実施する。						
格納容器破損防止措置	運転員A、D	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	・格納容器アイソレーションは、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、隔離状態の確認及び監視となる。 ・格納容器隔離に失敗したと判断した場合、手動アイソレーション操作を開始する。操作実施後は、放射性物質の閉じ込め状態の監視を継続する。																・「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。 ・格納容器床下へのナトリウムの漏えいにより、漏えい発生の数分後には、格納容器床下の温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、中央制御室で2名により速やかに実施する。なお、手動での隔離操作が必要な場合は現場操作盤で操作を実施する。						



第 4.3.3.11.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

(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) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

本原子炉施設においては、伝熱特性に優れた单相のナトリウムを冷却材に使用していることから、強制循環機能喪失時にも自然循環による崩壊熱の除去が可能となる特徴を踏まえ、受動的な安全特性を活用した信頼性の高い炉心損傷防止措置を講じる。措置に使用する1次主冷却系及び2次主冷却系ともに、流路に閉塞要因となる構造物はなく（1次主冷却系の逆止弁は構造が単純で信頼性が高い。）、また、原子炉停止後は主送風機の風量を調節するインレットベーンがほぼ全閉状態となるため、冷却材の凍結による閉塞も考え難く、自然循環による崩壊熱除去の信頼性は高い。

炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。

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く、炉心の著しい損傷は防止できる。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.12.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、1次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの

物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。

- b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。手動による措置は、自動による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。
- c. 強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努めるものとする。本措置は上記の a. ～ b. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。

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

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.12.1表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.12.2表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は4名、格納容器破損防止措置に必要な要員は4名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。また、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に係る自主対策に必要な要員は、それぞれ2名であり、中央制御室に常駐している運転員6名で確保可能である。

なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主

要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 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するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 原子炉の自動停止は「電源喪失」によるものとし、応答時間は1.2秒とする。
- 7) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を7.1%Δk/kとする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度係数90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 8) 原子炉の停止後、2ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引き継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行するものとする。
- 9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.12.2図に示す。

外部電源喪失の発生により、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信により、原子炉保護系（スクラム）の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。2次主冷却系は自然循環に移行するが、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転への引き継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行する。主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下する。1次主冷却系の自然循環移行時に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、いったん上昇するが、自然循環流量が安定した後は、崩壊熱の減衰に伴い、徐々に低下する。原子炉容器出入口冷却材温度は、緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1次主冷却系の自然循環への移行時に出現し、両者ともに約650℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材温度は、

初期値から上昇せず、最高温度はそれぞれ約 460℃及び約 350℃であり、評価項目を満足する。

以上より、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炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

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

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。

崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用する。

解析結果を第 4.3.3.12.3 図に示す。

崩壊熱を大きくしたことにより、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度の 2 次ピークが「i) 基本ケース」の解析に比べ高くなった。その結果、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度は、両者ともに約 10℃高く約 660℃であり、評価項目を満足する。また、燃料最高温度及び原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、それぞれ約 1,800℃、約 460℃及び約 350℃であり、評価項目を満足する。

以上より、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た場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

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

上記の評価結果から、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炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

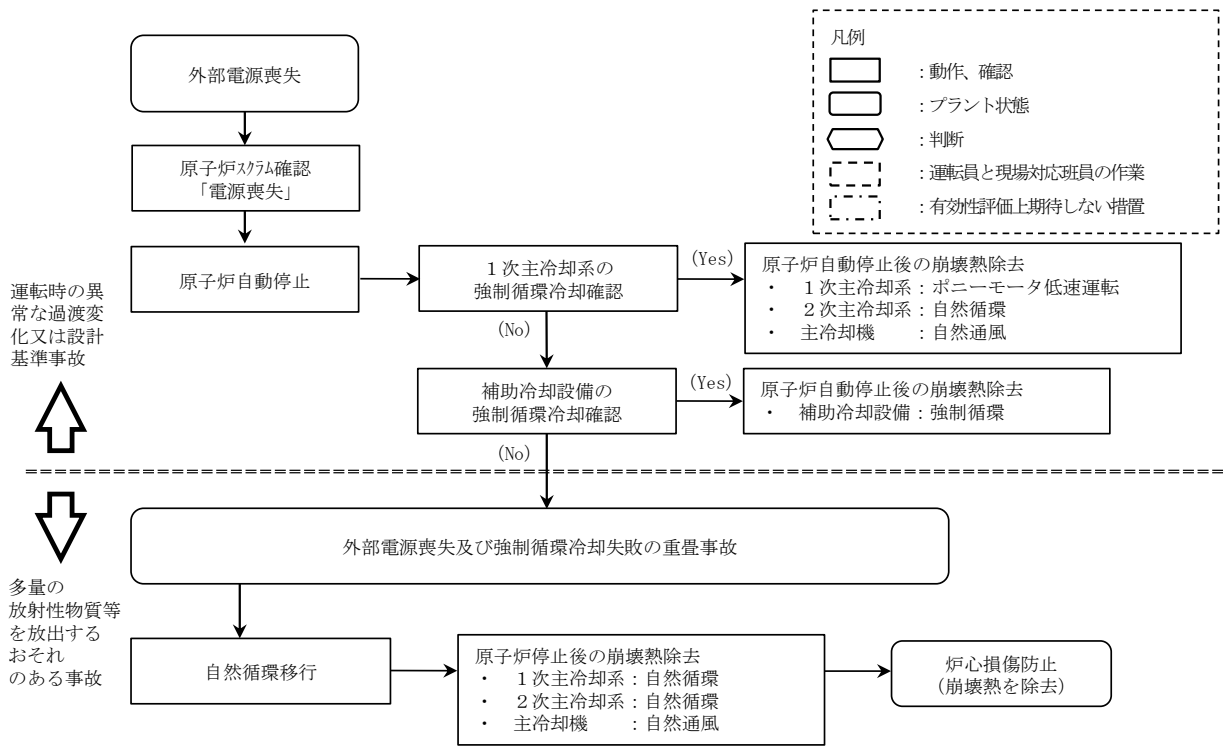
第4.3.3.12.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

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	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③核計装(線形出力系)
事故発生 の判断	・1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	①1次主冷却系冷却材流量計、1次補助冷却系冷却材流量計、2次補助冷却系冷却材流量計
自然循環移行	・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計

下線部が炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する資機材

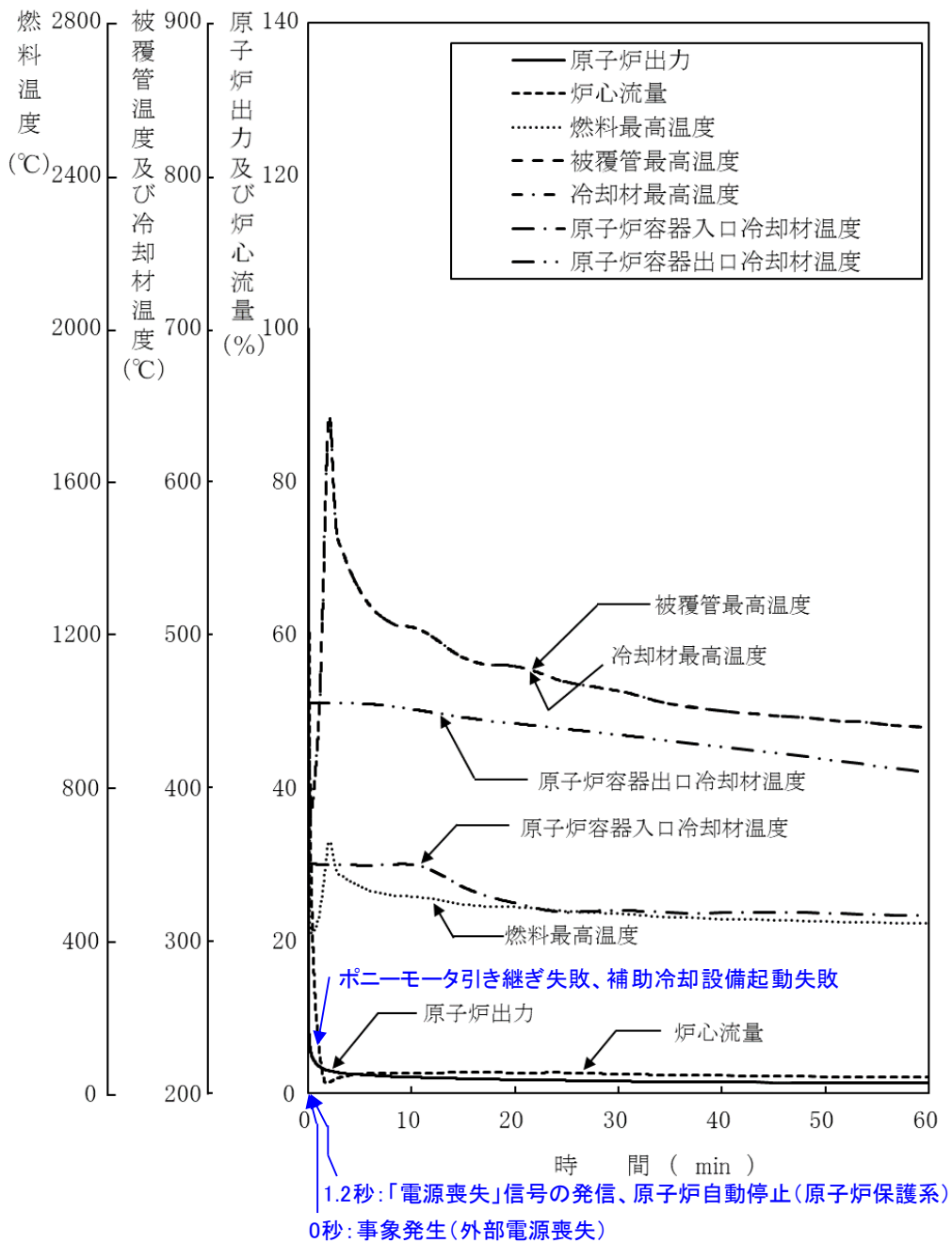
第4.3.3.12.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日						
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)																
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded bar]																・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断	[Shaded bar]																・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施する。
炉心損傷防止措置、 格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行(2ループ又は1ループ)	[Shaded bar]																・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。
自主対策	運転員D、E	2 ・強制循環冷却機能喪失の原因調査・復旧	[Shaded bar]																・強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努める。 ・上記の対策は、中央制御室及び現場で運転員2名により実施する。 なお、対策は現場対応班員と連携して実施する。

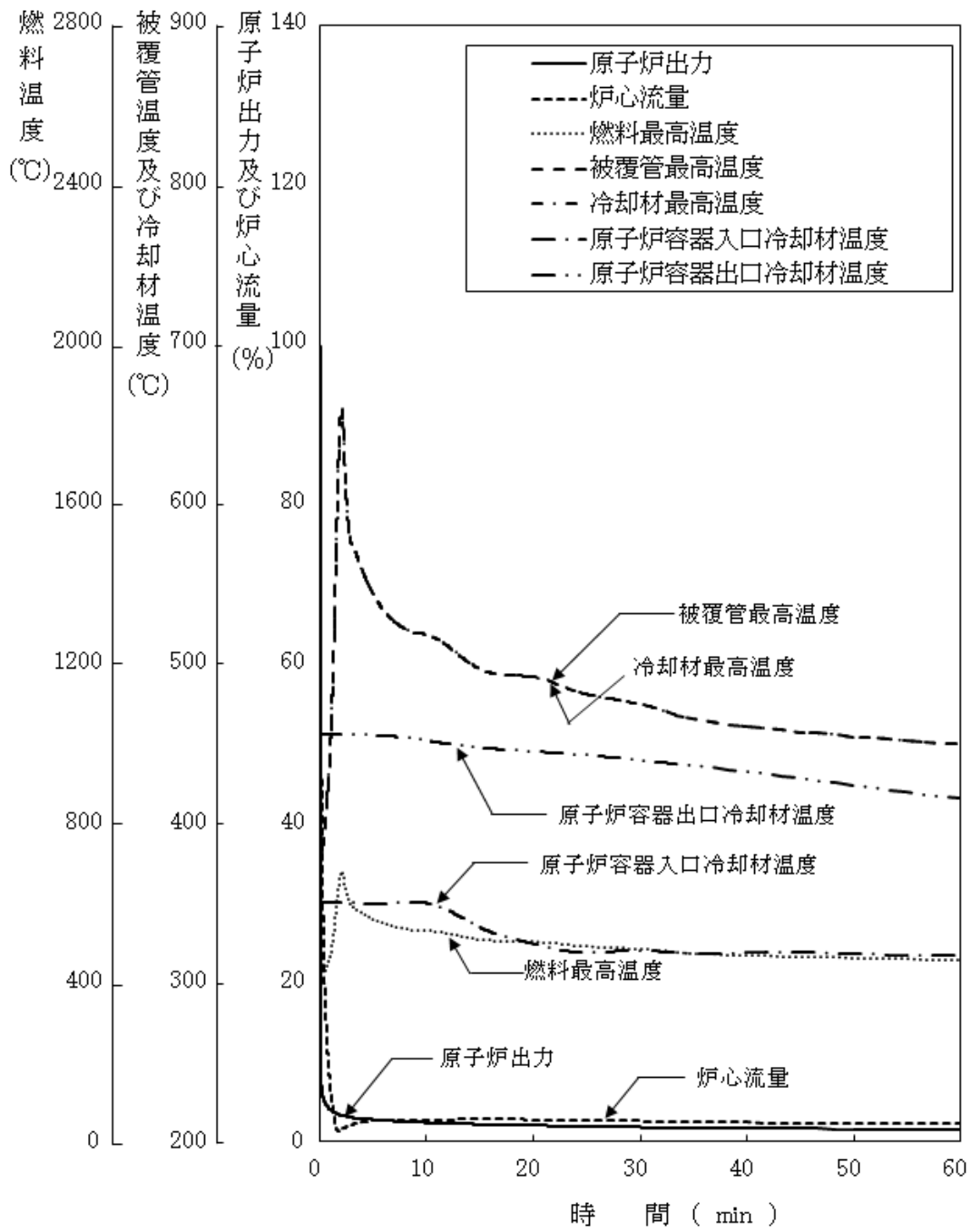


【炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置】

第 4. 3. 3. 12. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



第 4.3.3.12.2 図 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(炉心損傷防止措置：2 ループ自然循環による冷却)



第 4. 3. 3. 12. 3 図 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)

4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、2次冷却材の漏えいが生じ、原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

本原子炉施設においては、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していることから、強制循環機能喪失時にも自然循環による崩壊熱の除去が可能となる特徴を踏まえ、受動的な安全特性を活用した信頼性の高い炉心損傷防止措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故の特徴から、炉心の昇温等の事象進展は緩慢となるが、冷却のための措置は、自動起動又は通常運転時からの継続とし、信頼性の高い措置とする。なお、これらの余裕時間を踏まえ、冷却のための措置は手動でも操作等が実施できるものとする。

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

1ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、失敗することは考えられないが、「4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定的基本的な考え方」において示した安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置の頑健性を確認するために、何らかの原因で自然循環に期待できない場合を仮定する。

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

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

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容

器破損防止措置の対応手順の概要を第 4. 3. 3. 13. 1 図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、1 次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1 次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- b. 2 次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、1 ループの主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。手動による措置は、自動による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。
- c. 強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努めるものとする。本措置は上記の a. ～ b. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を保持するため、安全容器を整備する。
- b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1 次・2 次境界）が過圧されることを防止するため、1 次アルゴンガス系に安全板を整備する。
- d. 安全板からナトリウムが流出した場合の熱的影響を緩和するため、格納容器（床下）の安全板を設置するダンプタンク室に、断熱材、ヒートシンク材（アルミナ）及び鋼製のライナを整備する。なお、1 次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1 次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。手動による措置は、格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。
- e. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- f. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上

線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。手動による措置は、自動による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(iii) その他

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

(4) 資機材

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.13.1表及び第4.3.3.13.2表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.13.3表及び第4.3.3.13.4表に示す。

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

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

- 5) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 365℃、応答時間は 0.4 秒とする。
- 6) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 7.1% $\Delta k/k$ とする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 7) 原子炉の停止後、2 ループの 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引き継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1 次主冷却系は自然循環に移行するものとする。
- 8) 1 ループの 2 次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じたとし、原子炉冷却材温度の上昇を高め評価するため、破損が生じたループは主中間熱交換器の 2 次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、ナトリウムの漏えいにより、2 次主循環ポンプがトリップする可能性があるため、漏えいの発生と同時に 2 次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の 1 ループの 2 次主循環ポンプもトリップさせるが、解析の目的を踏まえ「2 次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号は考慮しないものとする。この場合のプラント状態は、健全な 1 ループによる自然循環冷却である。
- 9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.13.2 図に示す。

1 ループでの 2 次冷却材の漏えいと同時に 2 次主循環ポンプのトリップを仮定し、相互インターロックにより他の 1 ループの 2 次主循環ポンプがトリップするため、2 次冷却材流量が低下する。また、2 次主循環ポンプのトリップによるインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

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

を持って到達するため、原子炉トリップ後も緩やかに上昇し低下する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、原子炉容器入口冷却材温度の上昇の影響が時間遅れを持って伝わるが、崩壊熱の減衰に伴って徐々に低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約 1,800°Cであり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1次主冷却系の自然循環移行時に出現し、両者ともに約 750°Cであり、評価項目を満足する。また、被覆管温度が高温に維持される期間中の被覆管のクリープ寿命分数和の増分は約 0.0004 であり、通常運転時の燃焼末期における被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和（約 0.2）との合計は、設計上の制限値（1.0）を下回ることから、評価項目を満足する。

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

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

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

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱及び原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。

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

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

解析結果を第 4.3.3.13.3 図に示す。

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

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

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

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

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

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

項目に影響を及ぼす重要なパラメータとなる。

i) 炉内事象過程の解析

a. 解析条件

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

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

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

b. 解析結果

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

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

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

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

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても、評価項目である主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の健全性は確保でき、格納容器の破損は防止される。

ii) 格納容器応答過程の解析

a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRコードにより解析する。CONTAIN-LMRにおける解析体系を第4.3.3.13.7図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器(床上)、格納容器(床下)及び格納容器外(外部環境)をモデル化する。
- 2) ナトリウムは、「i) 炉内事象過程の解析」で求めた冷却材温度及び蒸発速度で1次アルゴンガス系に整備した安全板を通して蒸気の形態で流出するものとする。
- 3) 窒素雰囲気(酸素濃度3.5vol%)の格納容器(床下)に流出したナトリウムは雰囲気中の酸素等と反応し、格納容器(床下)の底部にプール状に溜るものとする。
- 4) 格納容器(床下)に整備する断熱材及びヒートシンク材による影響緩和の効果を考慮する。
- 5) 格納容器(床上)圧力の初期値は0.25kPa[gage]、格納容器鋼壁温度の初期値は40℃とする。また、格納容器(床下)圧力の初期値は0.49kPa[gage]、格納容器(床下)の構造材温度の初期値は50℃とする。
- 6) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。また、ナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による伝熱を考えるものとする。
- 7) 格納容器(床上)と格納容器(床下)の間は、圧力差981Paに対して100%/dの通気率があるものとする。

8) Cs-137 の格納容器外への放出量については、定格出力運転を継続し炉心燃料が平均燃焼度に到達したとの保守的な仮定で計算した炉内蓄積量を基に、炉心から格納容器（床下）には全量が放出されると仮定し、格納容器（床下）及び格納容器（床上）での凝集、沈着等による除去を考慮するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.13.8 図及び第 4.3.3.13.9 図に示す。

格納容器（床上）の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約 $0.032\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $3.2\text{kPa}[\text{gage}]$ ）及び約 42°C であり、格納容器の設計圧力 $1.35\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$ ）及び格納容器鋼壁の設計温度 150°C を超えることはなく、格納容器（床上）の健全性は確保される。格納容器（床下）の最高圧力は約 $0.032\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $3.2\text{kPa}[\text{gage}]$ ）であり、格納容器の設計圧力 $1.35\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$ ）を超えることはなく、格納容器（床下）の健全性は確保される【別紙 8-41：格納容器（床下）のライナ及びコンクリートの健全性】。

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

格納容器外への Cs-137 の放出について、格納容器内から格納容器外への放出率は約 $1.2 \times 10^{-4}\%$ 、総放出量は約 $4.4 \times 10^{-3}\text{TBq}$ となり、 100TBq を十分に下回る【別紙 8-42：BDBA における Cs-137 放出量評価及び敷地周辺の実効線量の評価】。

以上より、2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

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

iii) 不確かさの影響評価

a) 炉内事象過程の不確かさの影響評価

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

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

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

以上より、不確かさの影響を考慮しても、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原

子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性は確保でき、格納容器の破損は防止される。

b) 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

格納容器破損防止措置の有効性評価における格納容器応答過程の不確かさについて、計算コードの不確かさを考慮して入力条件を設定する必要がある。格納容器（床下）は窒素雰囲気であるため、ナトリウムの凝縮・蒸発が重要現象となる。この際、流出ナトリウム条件が最も影響のある因子であり、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるよう蒸気を対象として解析していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を使用して解析を実施する。

解析結果を第4.3.3.13.12図及び第4.3.3.13.13図に示す。

崩壊熱を増加させた解析の結果、「ii）格納容器応答過程の解析」に比べ格納容器（床上）の最高圧力は約0.015kg/cm²高くなり、約0.047kg/cm²[gage]（約4.7kPa[gage]）である。格納容器（床上）の格納容器鋼壁の最高温度は、ほとんど変わらず約42℃である。また、格納容器（床下）の最高圧力は、約0.015kg/cm²高くなり約0.047kg/cm²[gage]（約4.7kPa[gage]）である。格納容器（床下）の断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、約5℃高くなりいずれも約73℃である。

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

以上より、不確かさの影響を考慮しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に低く抑制される。

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

第 4.3.3.13.1 表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」 ③核計装(線形出力系)
事故発生 の判断	・1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	①1次主冷却系冷却材流量計、1次補助冷却系冷却材流量計、2次補助冷却系冷却材流量計
自然循環移行 (1ループ)	・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	① <u>1次主冷却系</u> ② <u>2次主冷却系</u>	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.13.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材 バウンダリが高压 に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温及び蒸 発が生じた場合、原子炉冷 却材バウンダリが高压に至 ると判断する。	—	—	①原子炉出口冷却材 温度計、原子炉カ バーガス圧力計
1次アルゴンガス系 安全板より、 ナトリウム蒸気を 格納容器（床下） に放出	・1次アルゴンガス系安全板 より、ナトリウム蒸気が格 納容器（床下）に流出する ことを確認する。	①安全板 ②断熱材 ③ヒートシンク材 ④ライナ	—	①安全板の状態表示
格納容器 アイソレーション確 認	・「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率 高」により、原子炉保護系 （アイソレーション）が動 作し、工学的安全施設が自 動的に作動し、隔離される ことを確認する。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属 する配管・弁	—	①原子炉保護系（ア イソレーション） ②アイソレーション 信号「格納容器内 圧力高」、「格納容 器内温度高」、「格 納容器内床上線量 率高」
原子炉容器外に 冷却材や 損傷炉心物質が 流出したこと判断	・安全容器内の圧力が著しく 上昇した場合、原子炉容器 から安全容器内に冷却材や 損傷炉心物質が流出したと 判断する。	—	—	①安全容器呼吸系圧 力計
安全容器による 冷却材や損傷炉心物 質の保持 ・ コンクリート遮へい 体冷却系による冷却	・安全容器内呼吸系圧力計の 監視により、安全容器によ り冷却材や損傷炉心物質が 保持されることを確認す る。また、コンクリート遮 へい体冷却系の運転によ り、安全容器内にて保持し た損傷炉心物質を冷却す る。	①安全容器及びコンクリ ート遮へい体冷却系	—	①コンクリート遮へ い体冷却系の温度 計、窒素ガス冷却 器の流量計 ②安全容器呼吸系圧 力計

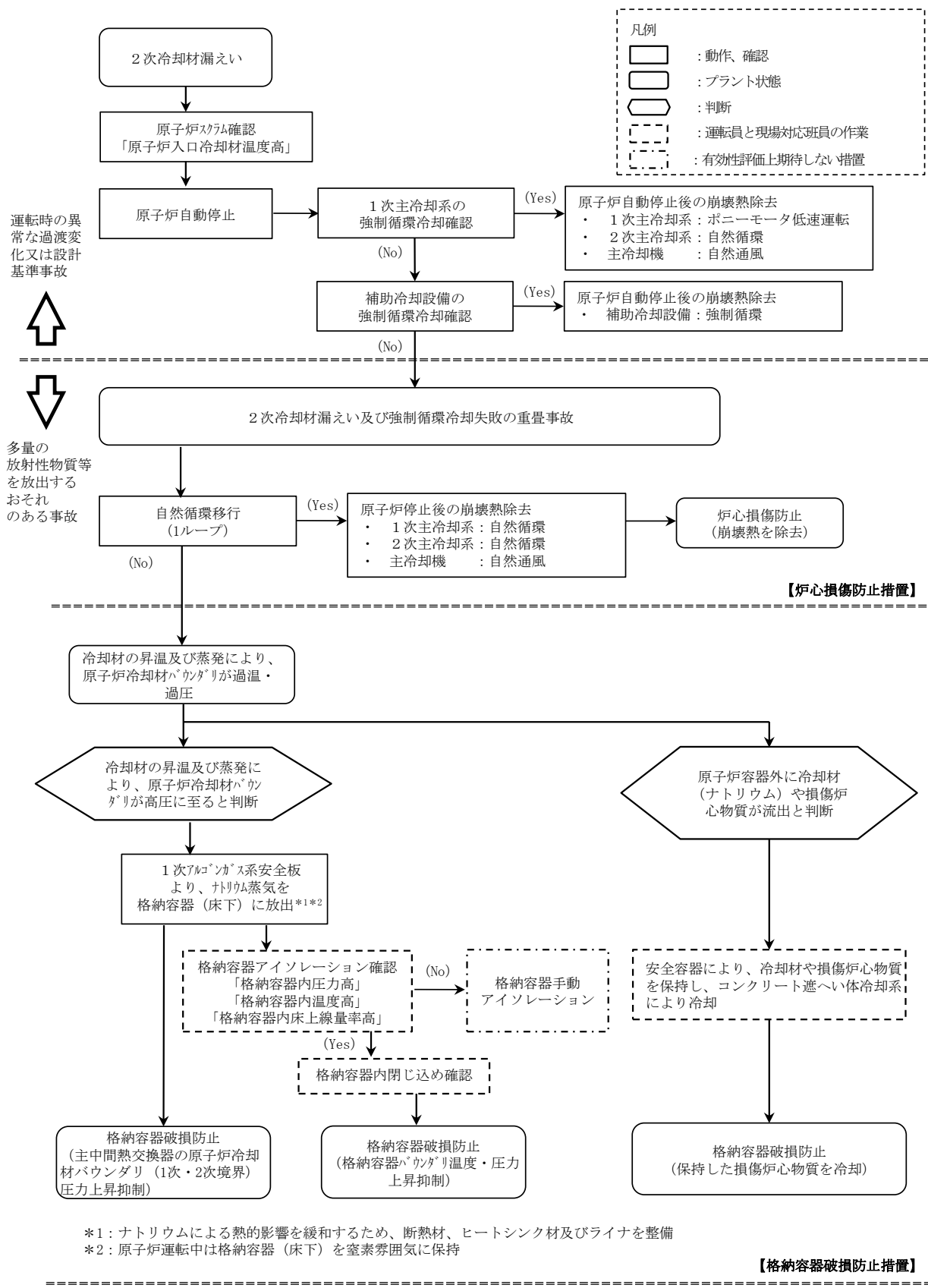
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.13.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

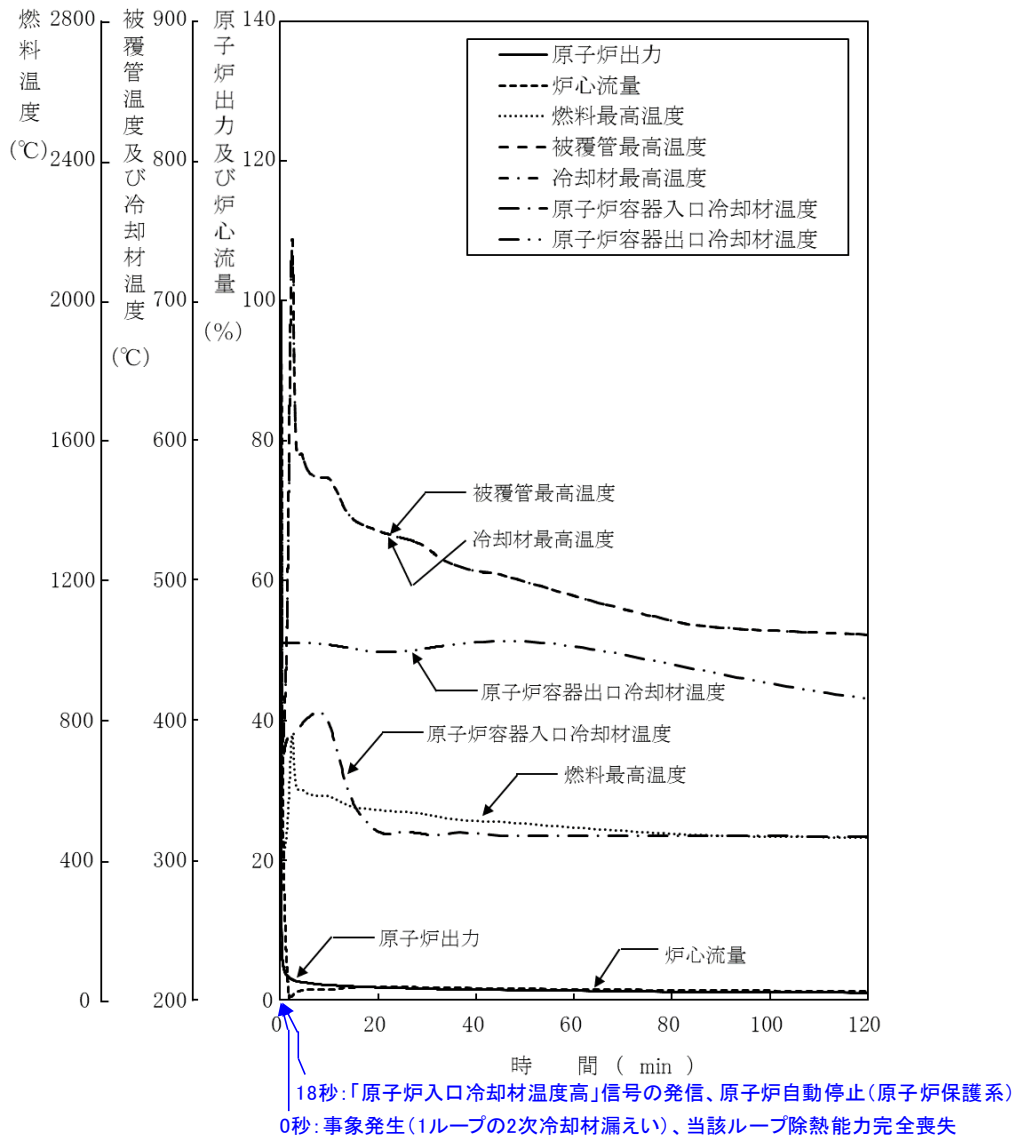
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日								
			▽異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)																	
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt bar from 0 to 40]																	
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt bar from 0 to 5]																・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。	
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断	[Gantt bar from 0 to 10]																・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施する。	
炉心損傷防止措置	運転員A、B	2 ・自然循環移行(1ループ)	[Gantt bar from 0 to 40]																・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。	
2次冷却材漏えい対応	運転員C、D、E	3 ・2次冷却材ドレン、消火等	[Gantt bar from 0 to 30]																・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材ダンプタンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火・監視等を行う。 ・上記の対策は、現場ドレン弁設置場所及び火災区画で3名により実施する。なお、ナトリウム燃焼の消火・監視等は、現場対応班員と連携して実施する。	

第4.3.3.13.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

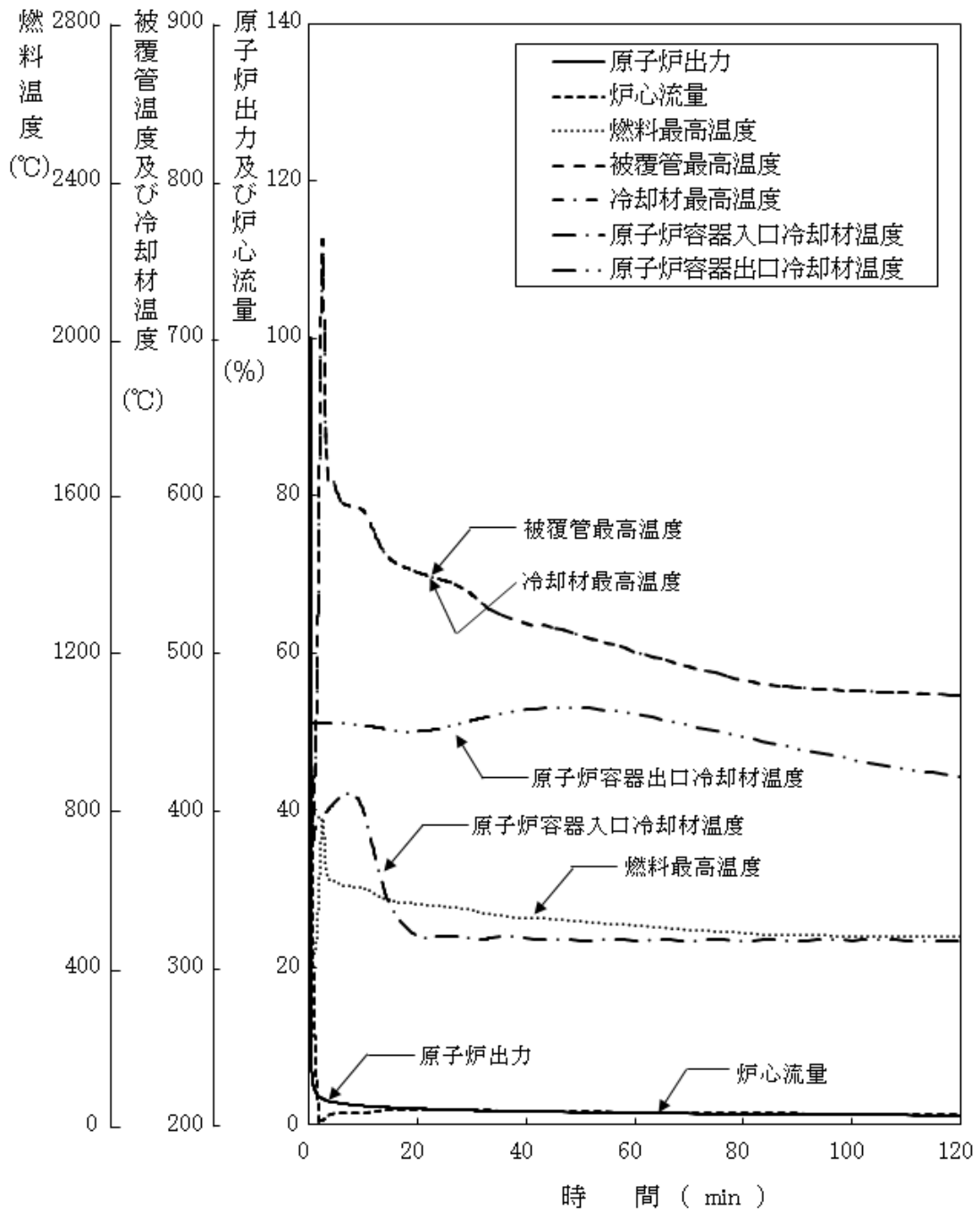
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
			5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗) ▽冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断 ▽原子炉容器外に冷却材(ナトリウム)や放射性物質等が流出と判断												
	当直長	・運転操作指揮													
2次冷却材漏えい対応	運転員C、D、E	3 ・2次冷却材ドレン、消火等													・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材ダンプタンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火・監視等を行う。 ・上記の対策は、現場ドレン弁設置場所及び火災区画で3名により実施する。なお、ナトリウム燃焼の消火・監視等は、現場対応班員と連携して実施する。
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													・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。 ・上記の判断は、必要な際に、中央制御室で2名により10分以内に実施する。
格納容器破損防止措置	運転員C、D	2 ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出													・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に放出されることを確認する。 ・上記の確認は、ナトリウム蒸気が放出された際に、中央制御室で2名により10分以内に実施する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション													・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・多量のナトリウムが格納容器床下に漏えいした場合は、格納容器床下温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、必要な際に、中央制御室で2名により5分以内に実施し、その後、監視を継続する。
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質等が流出したことの判断													・安全容器内圧力が著しく上昇した場合に、原子炉容器外に損傷炉心物質が流出したと判断する。 ・上記の判断は、原子炉容器外に損傷炉心物質が流出した際に、中央制御室で2名により10分以内に実施する。
格納容器破損防止措置	運転員B、D、E	3 ・安全容器による冷却材や損傷炉心物質の保持 ・コンクリート遮へい体冷却系による冷却													・安全容器により冷却材や損傷炉心物質が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する。 ・コンクリート遮へい体冷却系の運転継続は、中央制御室で3名により、30分以内に確認する。また、通気風量及び通水流量を増加させる手順は、中央制御室で3名により、冷却開始までに30分以内で実施する。
															・コンクリート遮へい体冷却系は、通常運転時からの継続運転であり、運転員の操作を介しなくても、運転は継続される。主冷却系及び補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗した時点で、炉外事象過程における安全容器外面冷却の開始前から、通気風量及び通水流量を増加させる手順を実施する。なお、有効性評価の解析では、本手順を踏まえて、解析の初期から増大後の値を適用する。



第 4.3.3.13.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

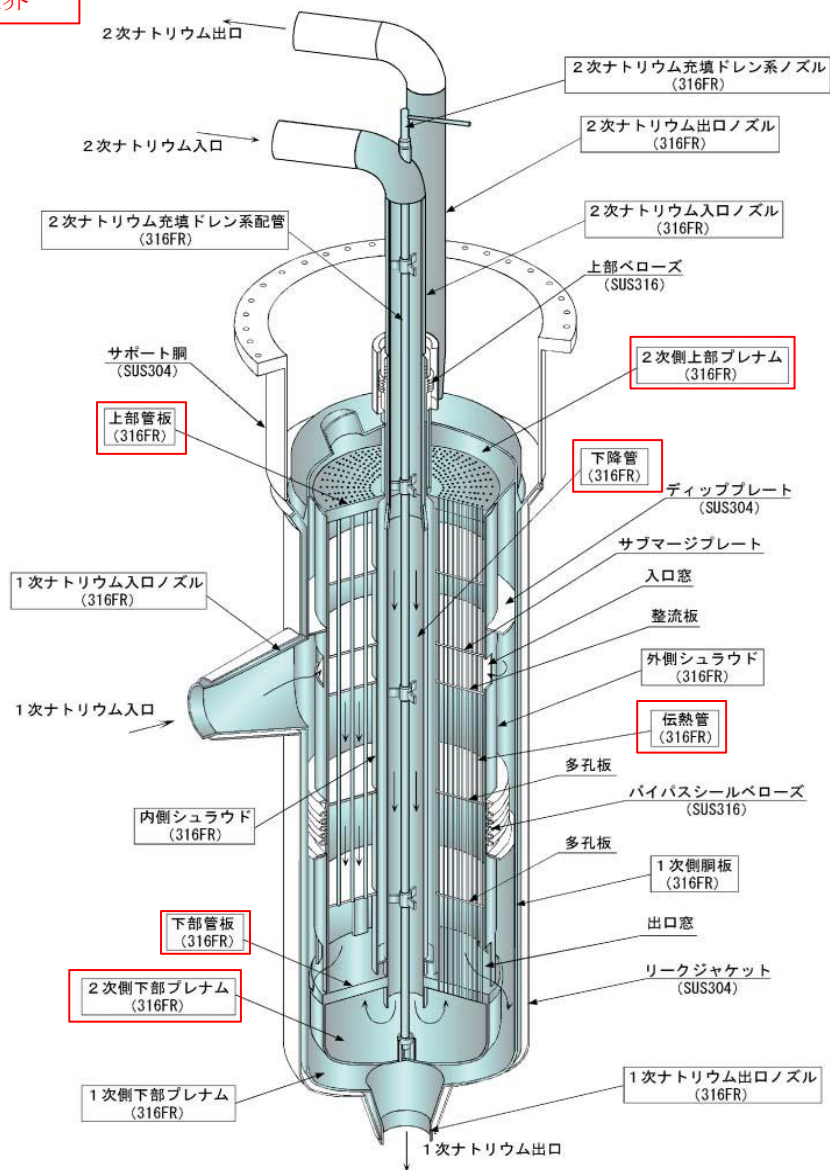


第 4. 3. 3. 13. 2 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：1 ループ自然循環による冷却)

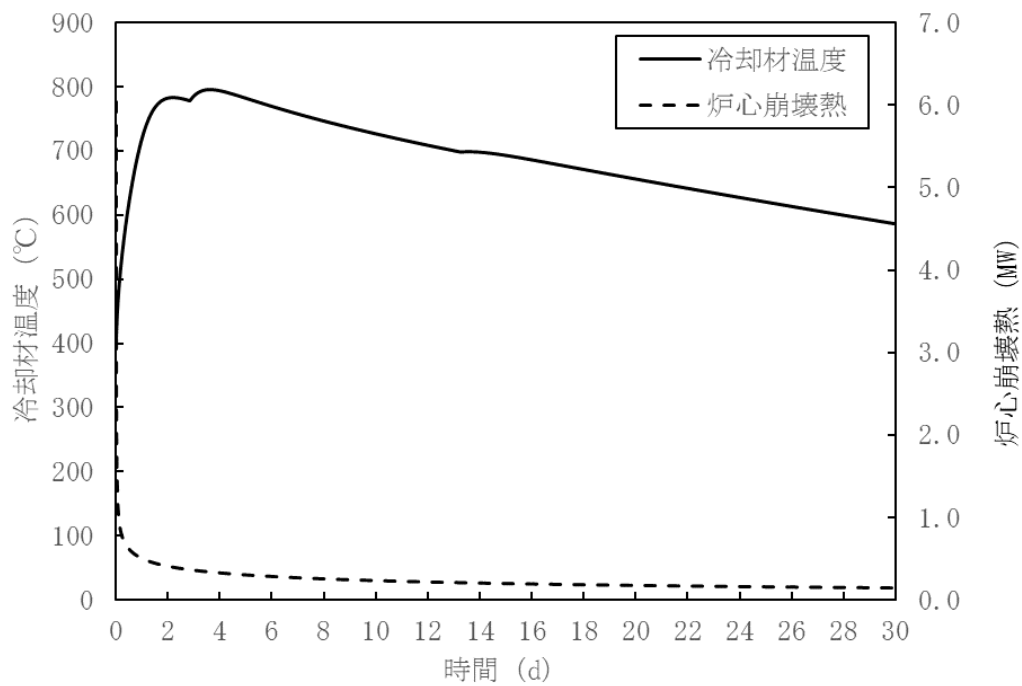


第 4. 3. 3. 13. 3 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (不確かさの影響評価)

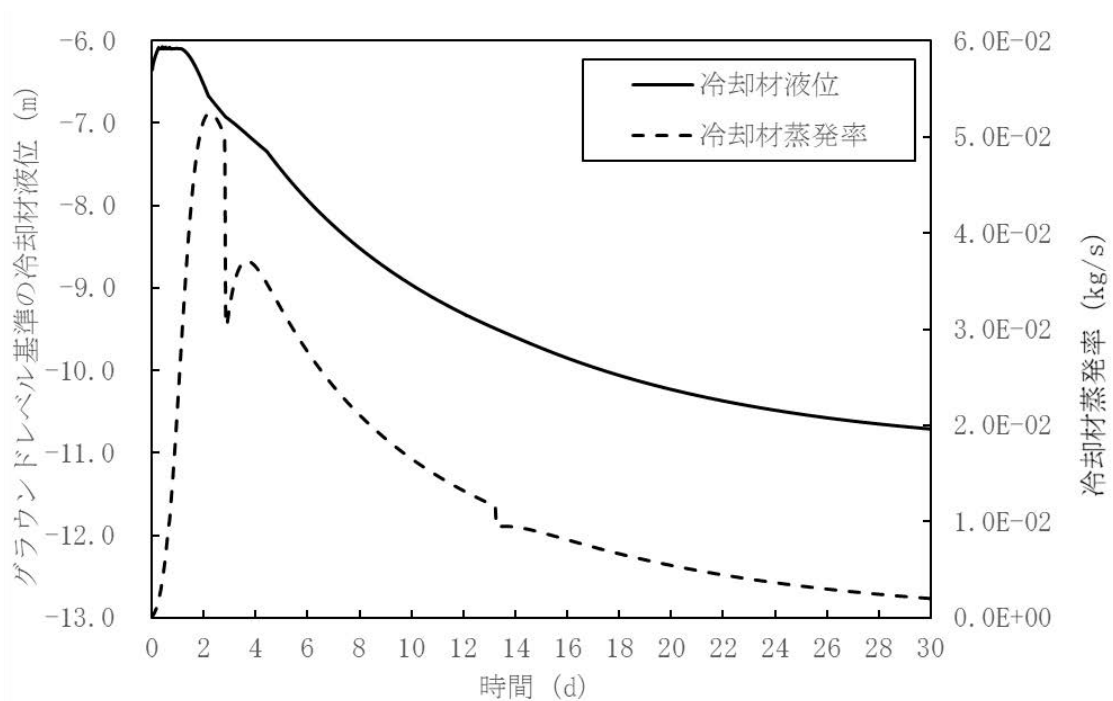
1次/2次境界



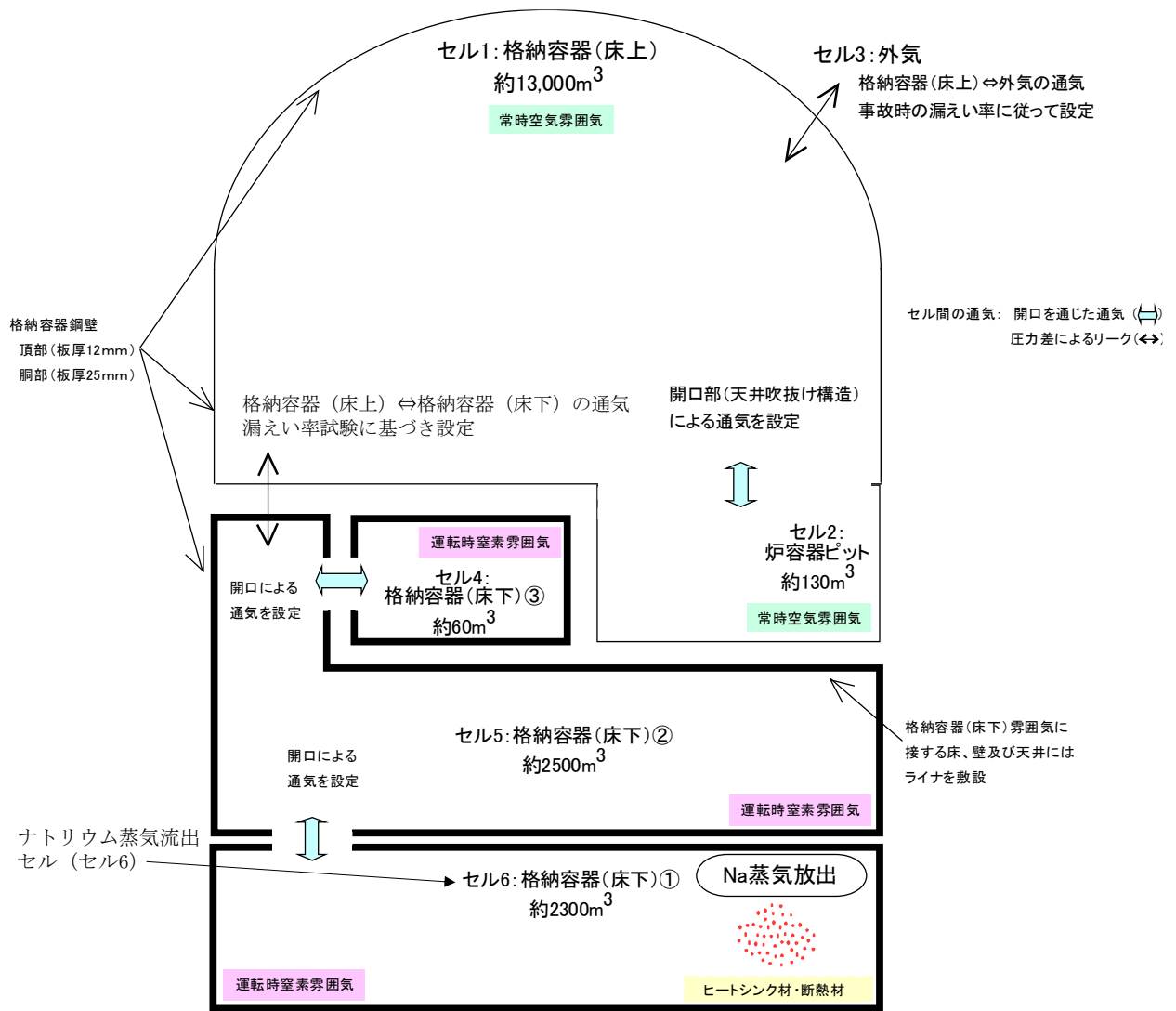
第 4. 3. 3. 13. 4 図 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界)



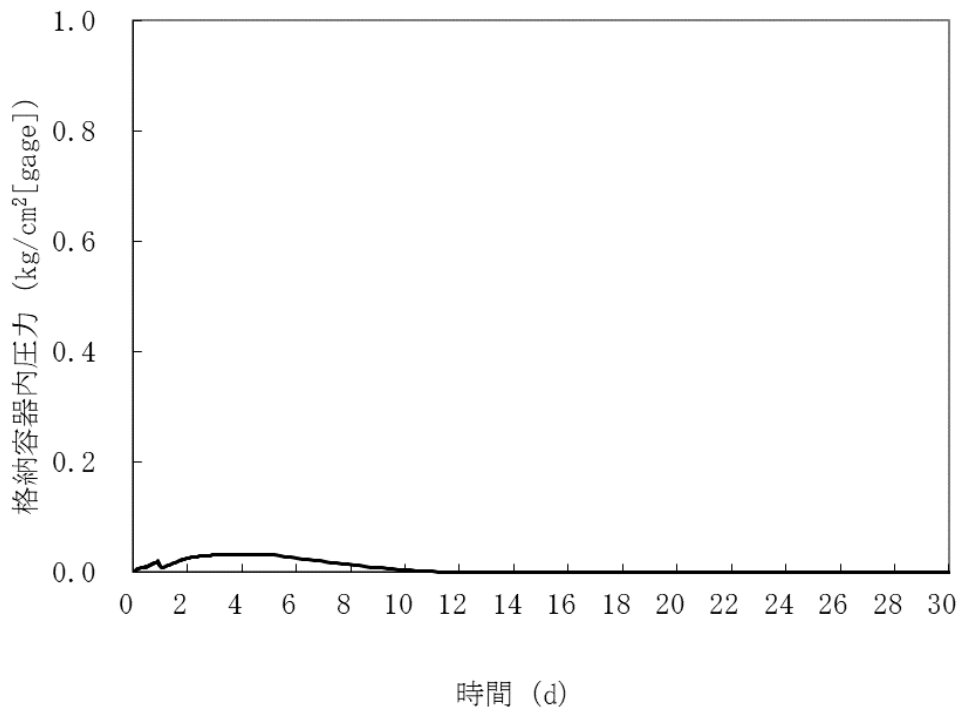
第 4. 3. 3. 13. 5 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



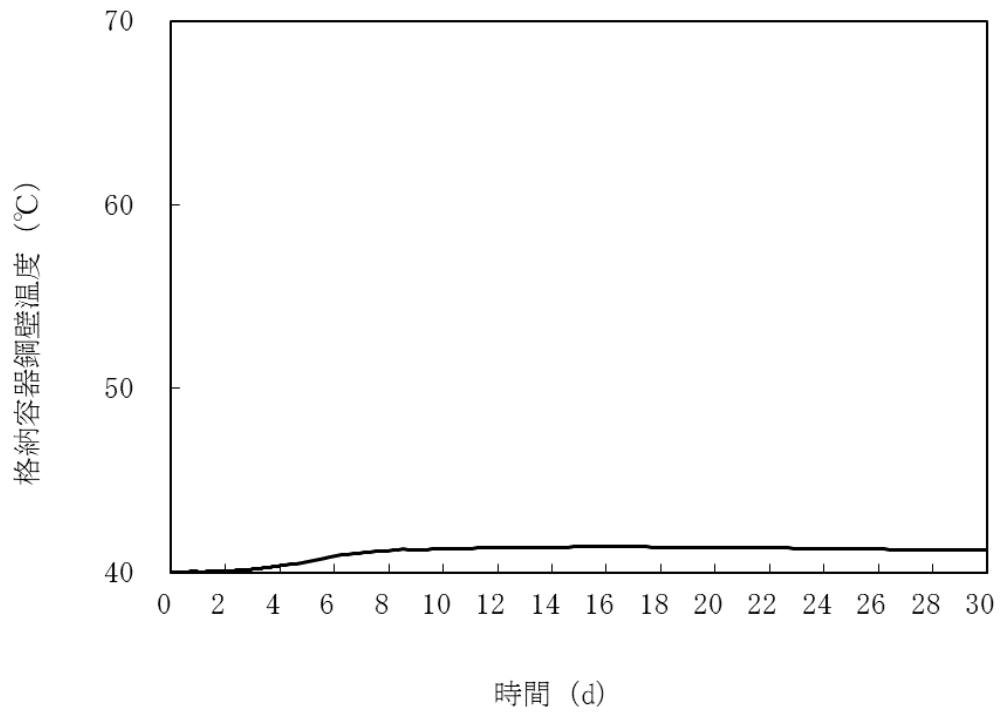
第 4. 3. 3. 13. 6 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）



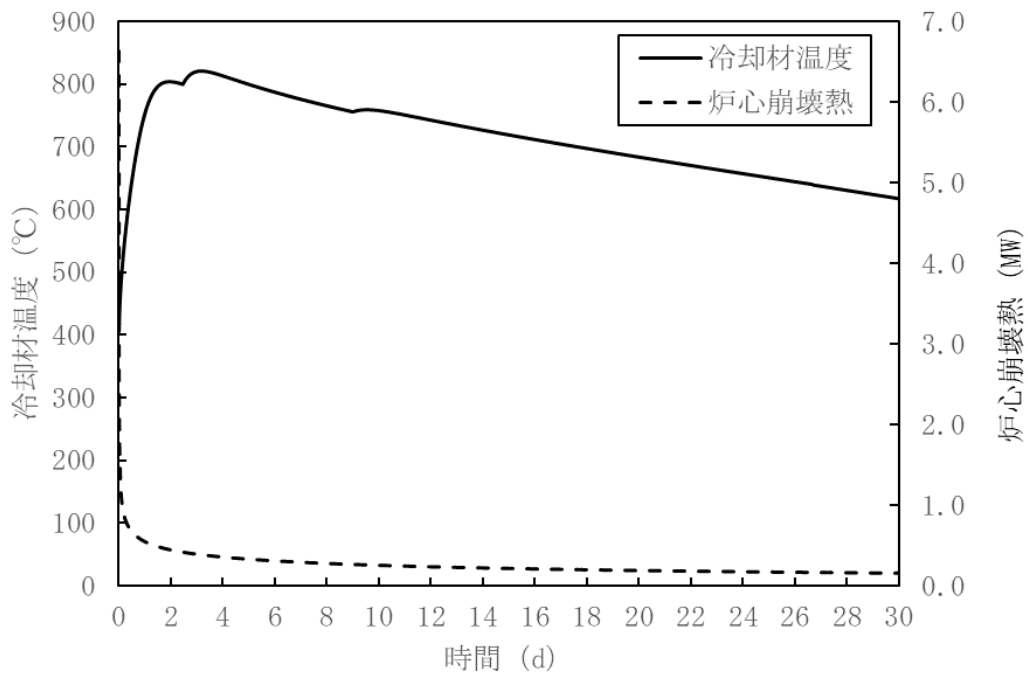
第 4. 3. 3. 13. 7 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



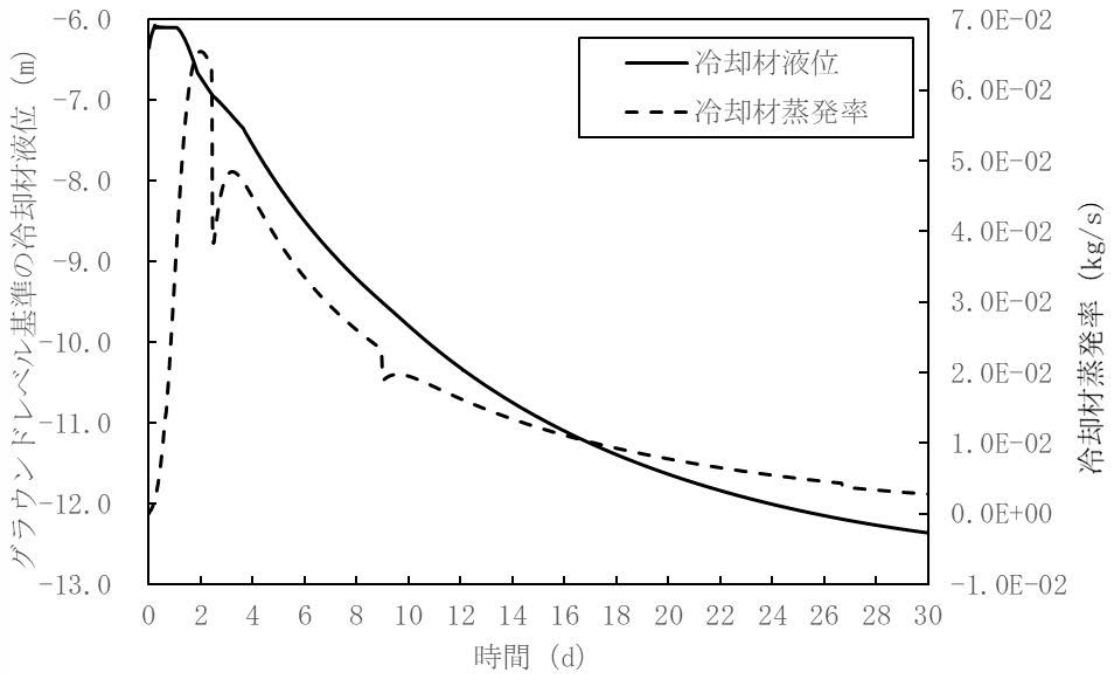
第 4.3.3.13.8 図 格納容器内圧力の推移



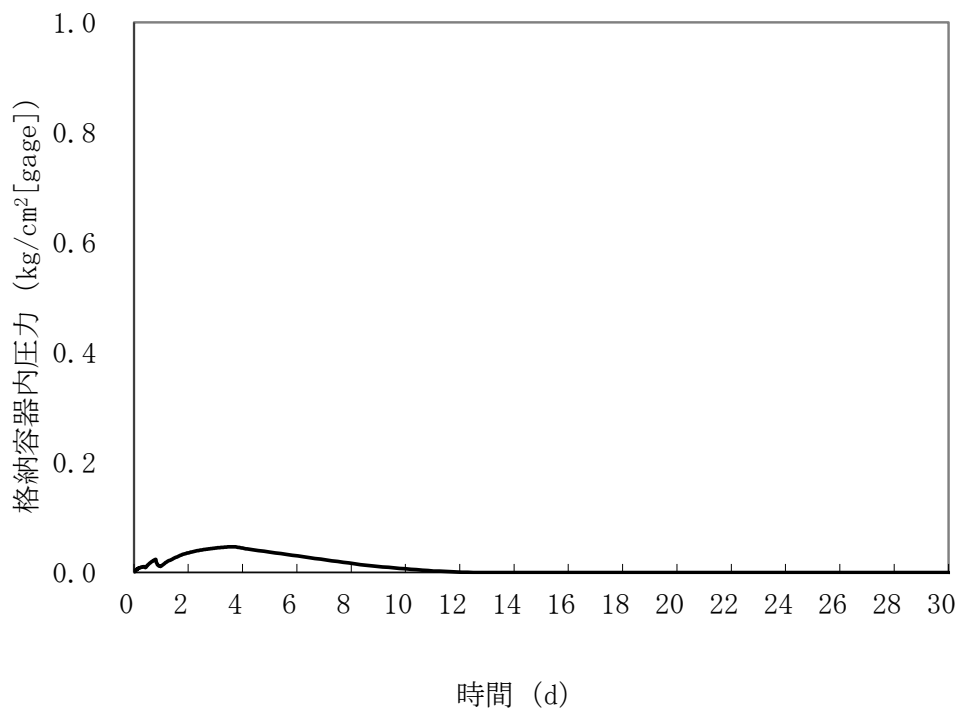
第 4.3.3.13.9 図 格納容器鋼壁温度の推移



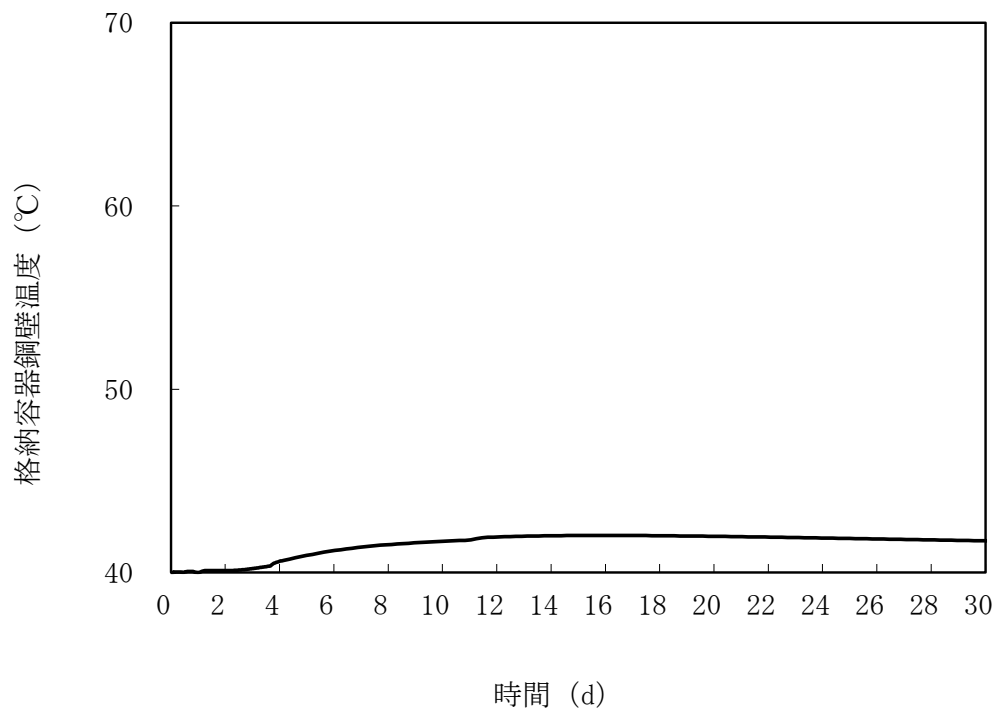
第 4.3.3.13.10 図 炉内事象推移の計算結果
 (原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移：不確かさの影響評価)



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



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



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

4.3.3.14 全交流動力電源喪失事故

(1) 事故の原因及び説明

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

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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

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

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

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

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

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

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

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

- d. 運転員は、仮設電源設備を保管場所から原子炉附属建物の設置場所に移動、設置し、仮設電源ケーブルを敷設して、制御盤に接続する。これらの操作は、直流及び交流無停電電源系が枯渇する2時間以内に行う。なお、仮設電源設備の運搬等は、事故発生後約1時間後に参集する現場対応班員と連携して実施することがある。なお、冷却材の温度は仮設計器によっても測定できるものとする。仮設計器による措置は、仮設電源設備による措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。
- e. 仮設電源設備は2箇所の保管場所に分散配置し、各保管場所から原子炉附属建物の設置場所までの移動ルートも2系統用意し、一方が使用できない場合であっても、2時間以内に制御盤に接続可能な手順とする。
- f. ディーゼル発電機については、その起動失敗に係る原因を調査し、復旧に努めるものとする。本措置は上記のa.～e.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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

- a. 1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- b. 運転員は、仮設計器を用いた抵抗測定により、格納容器(床上)及び格納容器(床下)の温度を監視し、異常がないことを確認する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

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

(5) 作業と所要時間

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

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は5名、格納容器破損防止措置に必要な要員は5名であり、中央制御室に常駐している運転員6名(「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。)で対処可能である。

また、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に係る自主対策に必要な要員は、それぞれ1名であり、中央制御室に常駐している運転員6名で確保可能である。

なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

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

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

(ii) 格納容器破損防止措置

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

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

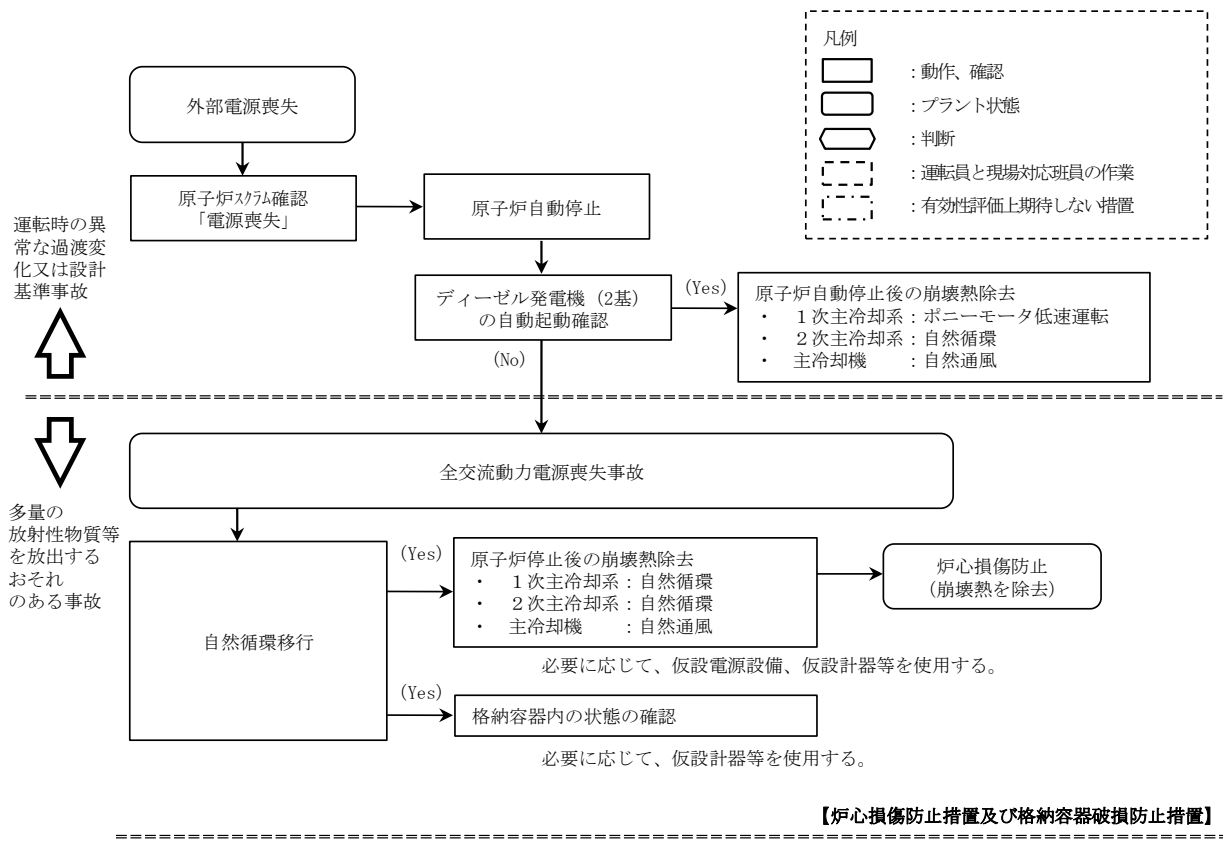
第4.3.3.14.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

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	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③核計装(線形出力系)
事故発生 の判断	・ディーゼル発電機(2基)の自動起動に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	①M/Cの電圧計
自然循環移行	・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	①仮設電源設備 ②仮設計器	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計
格納容器内の 状態の確認	・格納容器(床上)及び格納容器(床下)の温度を測定し、格納容器内の状態を監視し、異常がないことを確認する。	—	①仮設計器	①格納容器(床上)温度計、格納容器(床下)温度計

下線部が炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.14.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	240	300	360	420	480		
		異常事象発生(外部電源喪失) 事故発生の判断(ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗)														
	当直長	・運転操作指揮														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認														
	運転員A、D	2 ・事故発生の判断														
炉心損傷防止措置、 格納容器破損防止措置	運転員A、B、C、D	4 ・自然循環移行(2ループ又は1ループ)														
格納容器破損防止措置	運転員B	1 ・仮設計器を用いた格納容器内の状態の確認(異常がないことの確認)														
自主対策	運転員E	1 ・ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧														



第 4.3.3.14.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

4.3.3.15 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

（1）事故の原因及び説明

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の冷却材流路のうち、複数のサブチャンネル（燃料集合体内の燃料要素あるいはラップ管によって囲まれる冷却材流路）が千鳥格子状に閉塞される事象として考える。燃料集合体内の冷却材流路が千鳥格子状に閉塞されると、除熱能力が低下し、燃料要素が昇温して破損に至る可能性がある。また、破損した燃料要素から内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出され隣接する燃料要素に衝突すると、隣接燃料要素の除熱が阻害されて燃料要素の破損伝播に至る可能性がある。

（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故では、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞することにより燃料集合体内の局所的な昇温状態が継続することによって燃料要素の破損が拡大して燃料集合体が損傷し、損傷領域が隣接する燃料集合体に破損伝播して、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

本原子炉施設においては、伝熱特性に優れたナトリウムを冷却材に使用していることから、冷却材流路閉塞時にも過度に炉心温度が上昇しない特徴を踏まえ、運転員が燃料の破損を検知し、手動で原子炉を停止する炉心損傷防止措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故の特徴から、直ちに炉心の著しい損傷に至らないが、炉心の著しい損傷に至った場合に、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和のための格納容器破損防止措置を講じる。

燃料要素が破損した場合には、破損した燃料要素から放出された核分裂生成ガスを燃料破損検出系により検出し、運転員が手動で原子炉を停止することで、燃料要素が破損伝播して炉心の著しい損傷へと拡大することを防止する。

仮に、何らかの原因で炉心損傷防止措置（運転員による原子炉の手動停止）に期待できないとした場合、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から格納容器（床上）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）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.15.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）の形成時点を起点とする。

（3）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

（i）炉心損傷防止措置

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 燃料集合体のエントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設け、燃料集合体への冷却材の入口流路が同時に閉塞されることを防止する。
- b. 燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのワイヤスペーサを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、冷却材流路が同時に閉塞されることを防止する。
- c. 流路閉塞により、燃料要素が破損した場合、異常を直ち（数分以内）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. 燃料破損検出系の警報により、運転員は手動で原子炉をスクラムにより原子炉を停止できるものとする。
- e. 流路閉塞が生じ、燃料要素が破損した場合に、異常を早期（数十分以内）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（カバーガス法燃料破損検出設備）を整備する。本措置は上記 c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。なお、カバーガス法燃料破損検出設備は、耐震性が確保されていないが、燃料要素破損時に、燃料要素の破損を検知する手段として有効である。
- f. 原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉を停止できるものとする。当該操作手順には、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。本措置は上記 d. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。本措置は、d. による

格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。手動による措置は、自動による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(iii) その他

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

(4) 資機材

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.15.1 表及び第 4.3.3.15.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.15.3 表及び第 4.3.3.15.4 表に示す。燃料破損が発生し、燃料破損検出系の値が運転上の制限値に達した場合に、運転員は、原子炉を手動でスクラムする手順とする。この場合、燃料破損発生から運転員が原子炉を停止するまでに要する時間は、燃料破損検出系の検出時間（FP が検出器設置部まで輸送されるのに要する時間）約 10 分と運転員の操作時間（燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備及びカバーガス法燃料破損検出設備）の値及び傾向の確認、原子炉停止の判断及び原子炉手動スクラム操作に要する時間）約 20 分の合計 30 分としている。ここで、燃料破損検出系の検出時間及び運転員の操作時間ともに、十分な時間余裕を確保して設定している【LF 時の燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の手順：別紙 7-4 参照】。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 3 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 5 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。

また、格納容器破損防止に係る自主対策に必要な要員は 1 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名で確保可能である。

なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉

施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードASFREにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。最適条件での評価を基本とするものの、局所的な事故であることから実際よりも厳しい結果を与える初期条件として、熱的制限値を仮定する【炉心燃料集合体の瞬時完全閉塞について：別紙7-5参照】。

- 1) 閉塞が形成されていない健全状態の燃料最高温度及び被覆管最高温度は、それぞれ、熱的制限値である2,350℃及び620℃とする。
- 2) 冷却材最高温度及び燃料集合体入口温度は、それぞれ、600℃及び350℃とする。
- 3) 最大線出力密度及び集合体発熱量は、閉塞が形成されていない健全状態の燃料最高温度及び被覆管最高温度を熱的制限値に設定するため、核設計における値(約330W/cm、約1.7MW)を大幅に上回る418W/cm及び2.24MWとする。
- 4) 閉塞前の集合体流量は、閉塞が形成されていない健全状態の燃料最高温度及び被覆管最高温度を熱的制限値に設定するため、8.57kg/sとする。
- 5) 閉塞形態は、燃料集合体の最外周のサブチャンネルを除くサブチャンネルが、千鳥格子状に瞬時に完全閉塞されることを想定する。
- 6) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用する。
- 7) 閉塞の軸方向位置は、被覆管温度が最も高くなる炉心部上端とする。
- 8) 閉塞部の厚みは、ワイヤスペーサ巻きピッチ(209mm)の1/3とする【千鳥格子状閉塞の具体的想定の適切性：別紙7-6参照】。
- 9) 核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は、10,000 W/m²Kとする。
- 10) 燃料破損検出系の警報により、運転員が手動で原子炉をスクラムし、2ループの1次主循環ポンプのポニーモータの低速運転により、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。
- 11) 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。
- 12) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 13) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値(最適評価値)を用いる。

b. 解析結果

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

しかしながら、長期間高温に維持されることを想定すると、クリープ破損が生じ

る可能性がある【LF時の燃料破損の想定：別紙7-7参照】。閉塞された流路に接する燃料要素がクリープ破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出され、隣接する燃料要素に衝突することで、隣接する燃料要素の被覆管温度が上昇する。

ガス放出時の被覆管温度の解析結果を第4.3.3.15.2図に示す。被覆管最高温度は、約800℃まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。また、燃料最高温度及び冷却材最高温度は、約2,360℃及び約770℃であり、評価項目を満足する。核分裂生成ガス放出の継続時間は約10秒であり、その後、被覆管温度は初期の温度に低下する。核分裂生成ガスのジェット衝突期間中の被覆管のクリープ寿命分数和の増分は約0.0003であり、集合体内の温度分布等により生じる被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和の差と比較して十分に小さく、クリープ破損が急速に伝播することはない。燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出されると、燃料破損検出系により、その破損を検知することで、運転員は手動で原子炉を停止し、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。この間、他の燃料要素が新たに破損することはない、急速な破損伝播が起こることはない。

崩壊熱除去運転へ移行後は、燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ低下し、事象は安定した状態で静定し事故は収束する。

以上より、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても、炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。運転員操作の時間に係る不確かさについては、「(5) 作業と所要時間」に示すとおり、適切な余裕を考慮しており、その影響は小さい。解析条件に係る不確かさについて、評価項目である被覆管最高温度等の結果に影響を及ぼすと考えられる解析条件は、「i) 基本ケース」に示すとおり、解析結果を厳しくするよう保守的な条件設定を行っており、不確かさの影響は「i) 基本ケース」において十分に考慮している。具体的には、燃料被覆管の初期温度、ガスジェット放出時間及びガスジェット放出時の熱伝達率の不確かさが考えられるが、「i) 基本ケース」において、それぞれ、初期温度を通常の運転状態と異なる熱的制限値、ガスジェット放出時間は燃焼末期の最も核分裂生成ガスが蓄積された状態を想定した時間、ガスジェット放出時の熱伝達率は実験結果をもとに算出した保守的な値を設定していることから、これらの不確かさを考慮して十分に保守的な設定としている。また、結果に影響を及ぼす上記以外の解析条件として閉塞位置等の想定の不確かさがある。閉塞が形成される位置については、燃料集合体内に外部から混入する異物の閉塞形成のメカニズムから燃料要素バンドルの下部の非発熱部に形成される可能性が高いと考えられるが、本解析においては、熱的に最も厳しい条件となる発熱部の上端位置での閉塞を想定していることから閉塞位置の不確かさを考慮して十分に保守的な想定としている。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、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「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に包絡される【LF の格納容器破損防止措置の有効性評価：別紙 7-8 参照】。

このため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

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4.3.3.15.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事故発生 の判断 (燃料破損検出系 による破損の検出)	<ul style="list-style-type: none"> 燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備及びカバーガス法燃料破損検出設備）により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ①遅発中性子法燃料破損検出設備 ②カバーガス法燃料破損検出設備
原子炉 手動停止	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉保護系（スクラム） 手動スクラム ②制御棒 ③制御棒駆動系 ④後備炉停止制御棒 ⑤後備炉停止制御棒駆動系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉保護系（スクラム） ②核計装（線形出力系）

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

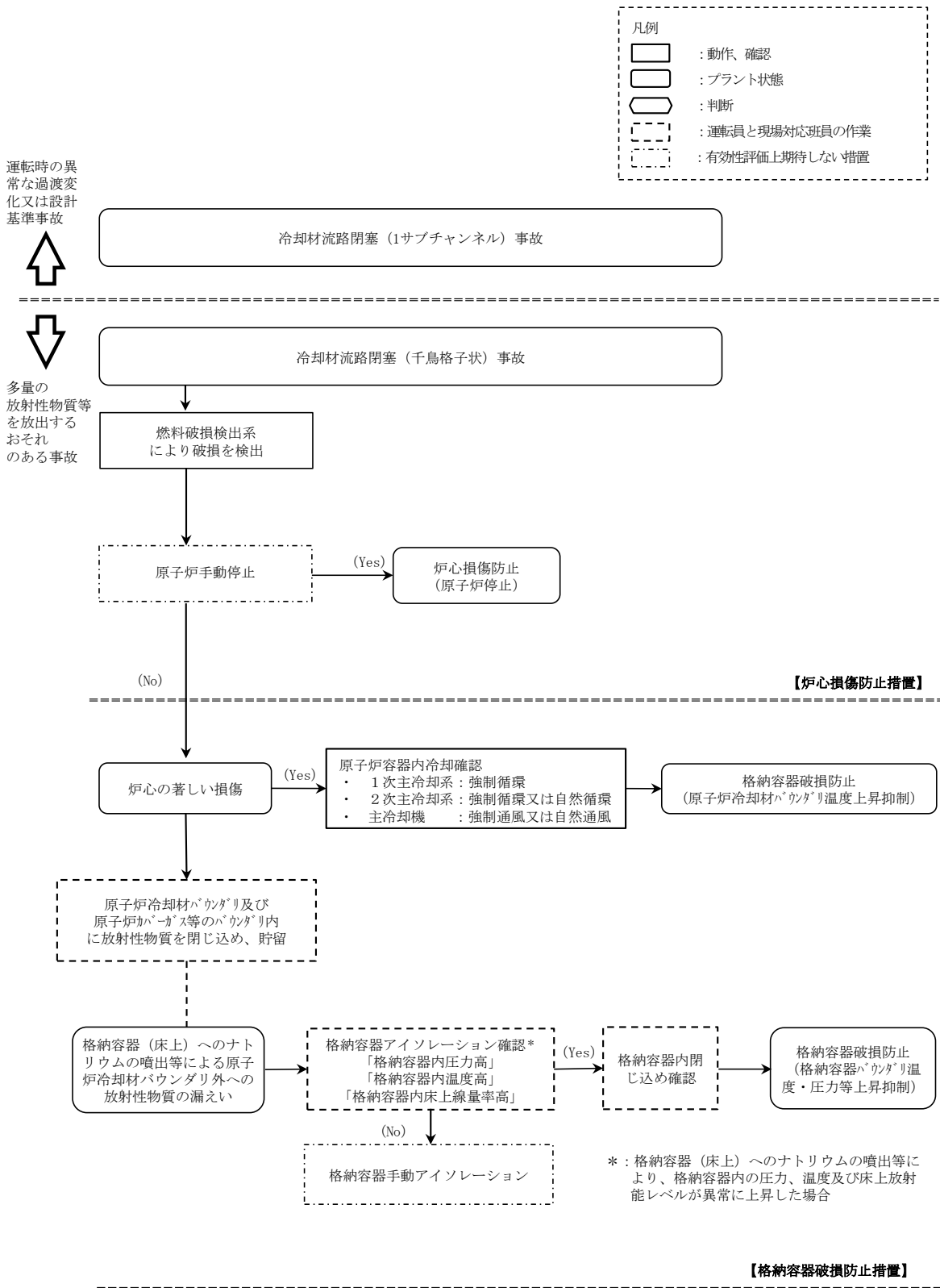
第4.3.3.15.2表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

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

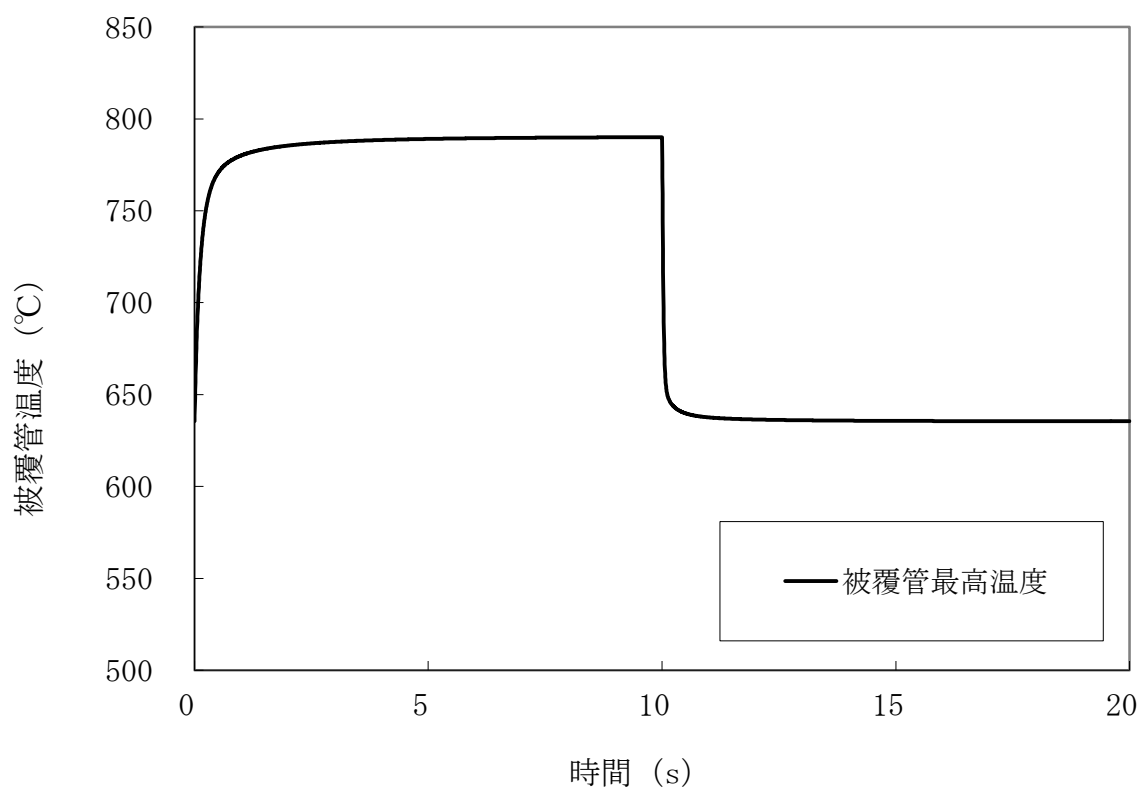
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.15.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
			10	20	30	40	50	60	90	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	▽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	1 ・原子炉手動停止失敗と判断													・原子炉手動停止に失敗した場合は原子炉手動停止失敗と判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により10分以内に実施する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認													・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。
自主対策	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバース等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、原子炉カバース等のバウンダリを隔離する。 ・上記の操作は、必要な際に、中央制御室で1名により10分以内に実施する。
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション													・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・多量のナトリウムが格納容器床上に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床上温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、必要な際に、中央制御室で2名により5分以内に実施し、その後、監視を継続する。



第 4.3.3.15.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



第 4. 3. 3. 15. 2 図 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故
 (核分裂生成ガスジェット衝突時の隣接燃料被覆管の温度推移)

4.4 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故

4.4.1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故

(1) 事故の原因及び説明

使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故は、全交流動力電源喪失により、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備が機能を喪失することで、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水又は放射線の遮蔽機能が維持できなくなり、使用済燃料の破損又は多量の放射線の放出に至る可能性がある事象として考える【第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物のリスクについて：別紙9-1参照】。

(2) 事故の拡大防止のための措置

使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故の拡大の防止のための措置を以下に示す。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. 水冷却池については、十分な水深を確保する。
- b. 水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。
- c. 水冷却池の水位の監視は、現場対応班員が水位標により目視等で確認する。また、水位標を使用できない場合にあっても、現場対応班員が液面検出器により水位を確認できるものとする。
- d. 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する。なお、判断基準となる水位に至るまでは、水冷却池上部の線量率は低く維持されることから、現場対応班員は水冷却池に近接して作業を実施することができる。

(3) 資機材

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措置として使用する設備等は、水冷却池、可搬式ポンプ及びホースとする。これらの設備等は、「添付書類8 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する【使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故の拡大を防止するための措置に使用する設備等（資機材）の仕様等：別紙9-2参照】。

(4) 作業と所要時間

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措置の手順及び各手順の所要時間を第4.4.1.1表に示す。監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な運転員は2名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。

可搬式ポンプ及びホースを用いた給水開始までの所要時間は、訓練等の実績に鑑みて約80分であることを踏まえ、使用済燃料の損傷を防止するための措置の有効性の評価においては、現場対応班員の招集時間も考慮して、保守的に2日後に給水開始とする。

なお、措置は、主に建物内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設と

の同時被災を想定しても対処可能である【水冷却池に水を供給するための措置の概要：別紙 9-3 参照】。

(5) 措置の有効性評価【水冷却池の水位変化の評価：別紙 9-4 参照】

a. 有効性を評価するための評価項目

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 使用済燃料貯蔵設備の水冷却池の水位が使用済燃料頂部の上方 2m（グラウンドレベル基準-5.75m）以上であること。
- ② 使用済燃料頂部が冠水していること。

使用済燃料頂部の上方 2m の基準は、放射線の遮蔽に必要な水位として、使用済燃料貯蔵設備における直接線及び散乱線によるガンマ線実効線量率の評価より、線量率が $20 \mu \text{Sv/h}$ 以下となる水位として定めたものである。

b. 有効性評価

①解析条件

使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故時の水冷却池の水位変化を解析し、水冷却池の水位が評価項目を満足することを評価する。以下に、当該評価に係る主要な条件を示す。

- 1) 有効性評価では、「添付書類 8 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」の「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材を用いたものを対象とし、措置が有効であることを合理的に判断できる時点までを対象とする。
- 2) 水冷却池の初期水位は、通常運転時の水位（グラウンドレベル基準-0.6m）に対して、保守的にグラウンドレベル基準-1.1m とする。
- 3) 水冷却池の初期水量は、上記の初期水位に応じた 580m^3 とする。
- 4) 水冷却池の初期水温は、水冷却池の設計値及び保安規定における管理値に基づき 42°C とする。
- 5) 水冷却池からの除熱は、水冷却池側面及び底面は断熱を仮定し、水面からの無風状態での冷却水の蒸発によるもののみ考慮する。
- 6) 使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に貯蔵された使用済燃料の崩壊熱は、以下の条件により算出される 135kW を用いる。
 - ・ 5 サイクル運転（1 サイクル：60 日定格出力運転、19 日停止）、定期検査 6 ヶ月を繰り返す工程とする。また、崩壊熱は、炉心燃料集合体が一様に最高燃焼度に達するものとして計算した値を用いる。
 - ・ 炉内燃料貯蔵ラックにおいて、1 サイクル冷却した炉心燃料集合体を 10 体ずつ水冷却池に 121 体（水冷却池の貯蔵容量 200 体から 1 炉心分 79 体を除いた値）に達するまで貯蔵し、その後、炉心燃料集合体を 1 炉心分（79 体）水冷却池に移動することを仮定する。
 - ・ 事故発生までの崩壊熱の減衰は考慮するが、事故発生後の崩壊熱の減衰は考慮しないものとする。
- 7) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。

②解析結果

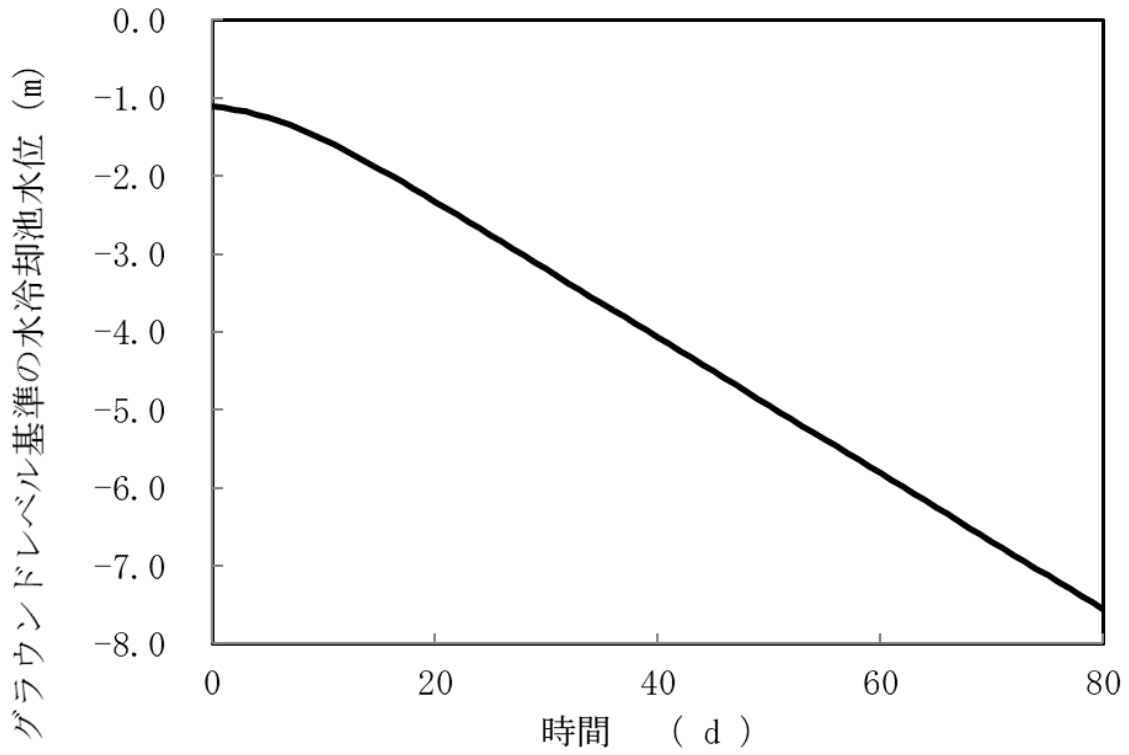
使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合の水冷却池の水位の変化を第 4.4.1.1 図に示す。給水措置を講じない場合、使用済燃料頂部の上方 2m（グラウンドレベル基準 -5.75m）【水冷却池の水位の基準の設定：別紙 9-5 参照】まで水位が低下するのに要する期間が約 59 日であるのに対し、給水措置を講じるのに必要な期間は 2 日間である。

また、可搬式ポンプの吐出量は冷却水の蒸発速度を上回るものとするため、給水開始後に水位が過度に低下することはないと評価項目を満足する。なお、これらの給水及び水位確保に係る措置により、水冷却池の水位を維持することで、使用済燃料等の臨界管理に係る寸法及び形状は保持される。さらに、仮に使用済燃料等が損傷した場合であっても、水冷却池内の水により、環境への放射性物質の放出は低減される。

第 4. 4. 1. 1 表 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故時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	70	80		
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗) ▽水冷却池の状態の点検と監視 ▽可搬式ポンプ及びホースを用いた給水準備									
	当直長	・運転操作指揮										
状況判断	運転員A	1 ・事故発生の判断									・全交流動力電源喪失により判断する。	
	現場対応班員A	1 ・水冷却池の点検と監視*1		点検	監視(継続)							・事故発生後、水冷却池の水位等のパラメータにより水冷却池の状態を点検し、以降、監視を継続する。
使用済燃料 損傷防止措置	現場対応班員B、C、D、E	4 ・水冷却池への可搬式ポンプ及びホースを用いた夏海湖からの給水*1、*2										・可搬式ポンプ及びホースを配置し、夏海湖から水冷却池への給水(準備を含む。)を行う。

*1: 休日夜間に発生した場合、現場対応班員が参集する約1時間後から、手順を開始する。
 *2: 水冷却池への給水は、水冷却池の水位を監視しながら実施する。



第 4. 4. 1. 1 図 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故時の水冷却池水位の変化

4.4.2 使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故

(1) 事故の原因及び説明

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備の配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水又は放射線の遮蔽機能が維持できなくなり、使用済燃料の破損又は多量の放射線の放出に至る可能性がある事象として考える。

(2) 事故の拡大防止のための措置

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大の防止のための措置を以下に示す。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. 水冷却池については、十分な水深を確保する。
- b. 水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。
- c. 水冷却池の水位の監視は、現場対応班員が水位標により目視等で確認する。また、水位標を使用できない場合にあっても、現場対応班員が液面検出器により水位を確認できるものとする。
- d. 水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。

水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合、設計基準の範囲で想定される事象に対しては、所定の水位で各配管に設置したサイフォンブレイク止弁が自動で「開」となり、サイフォン現象による水冷却池の水位の低下は抑止される。

サイフォンブレイカーは、通常状態において、水面下となる配管に開口部を設けたもの（サイフォンブレイク孔）であり、水位の低下による開口部の開放による受動的なサイフォンブレイク機能を有するものとする。

このため、サイフォンブレイク止弁の機能喪失により進展する「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」にあっても、サイフォンブレイカーによって、水冷却池の水位の低下を抑止できる。

- e. 配管の破断により冷却機能を喪失した場合、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する。なお、判断基準となる水位に至るまでは、水冷却池上部の線量率は低く維持されることから、現場対応班員は水冷却池に近接して作業を実施することができる。

(3) 資機材

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置として使用する設備等は、水冷却池、水冷却浄化設備サイフォンブレイカー、可搬式ポンプ及びホースとする。これらの設備等は、「添付書類 8 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(4) 作業と所要時間

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.4.2.1 表に示す。監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数に

ついて確認した。措置に必要な運転員は 2 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。

可搬式ポンプ及びホースを用いた給水開始までの所要時間は、訓練等の実績に鑑みて約 80 分であることを踏まえ、使用済燃料の損傷を防止するための措置の有効性の評価においては、現場対応班員の招集時間も考慮して、保守的に 2 日後に給水開始とする。

なお、措置は、主に建物内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(5) 措置の有効性評価

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置の有効性評価は、4.4.1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故に同じである。

なお、使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の初期水位は、水冷却浄化設備サイフォンブレイカーの作動等により、グラウンドレベル基準-1.1m 以上となるため、初期水位をグラウンドレベル基準-1.1m と設定している使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故の解析結果に包絡される。

第 4.4.2.1 表 使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故時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	70	80	
			▽異常事象発生(水冷却浄化設備の配管破断) ▽事故発生の判断(水位低警報及び水冷却池の点検結果) ▽水冷却池の状態の点検と監視 ▽可搬式ポンプ及びホースを用いた給水準備								
	当直長	・運転操作指揮									
状況判断	運転員A	1 ・事故発生の判断									・水冷却池の水位低警報の発報及び水冷却池の点検結果により判断する。 ・事故発生後、水冷却池の水位等のパラメータにより水冷却池の状態を点検し、以降、監視を継続する。
	現場対応班員A	1 ・水冷却池の点検と監視*1		点検	監視(継続)						
使用済燃料 損傷防止措置	現場対応班員B、C、D、E	4 ・水冷却池への可搬式ポンプ及びホースを用いた夏海湖からの給水*1、*2									・可搬式ポンプ及びホースを配置し、夏海湖から水冷却池への給水(準備を含む。)を行う。

*1: 休日夜間に発生した場合、現場対応班員が参集する約1時間後から、手順を開始する。
 *2: 水冷却池への給水は、水冷却池の水位を監視しながら実施する。

4.5 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 53 条）への適合性説明

（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、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、及び使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故等）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【炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置：別紙 2-2 参照】。

（1）燃料体の損傷が想定される事故

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」と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。）を講じることが基本方針とする【多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る資機材及び手順：別紙 6 参照】。

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【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：別紙 2-1 参照】。

（i）炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）

- a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- c. 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

（ii）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

（iii）除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）

- a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- (iv) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）
 - a. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
 - b. 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故
 - c. 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故
- (v) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）
 - a. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 - b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- (vi) 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
- (vii) 局所的燃料破損（LF）
 - a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

炉心の著しい損傷に至る可能性があると思定する事故が発生した場合に炉心損傷防止措置が有効であること、及び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【炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する計算コード：別紙5参照】。

有効性を評価するための評価項目の設定を以下に示す。

(i) 炉心損傷防止措置

炉心損傷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。

- a. 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基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 燃料最高温度が熱設計基準値（2,650℃）以下であること。
 - ② 被覆管最高温度（肉厚中心）が熱設計基準値（840℃）以下であること。
 - ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値（910℃）以下であること。
 - ④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。
 - ⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下であること。

(ii) 格納容器破損防止措置

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。

- a. 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、「炉心損傷防止措置の有効性を評価するための評価項目」で設定した評価項目を適用する。

- b. 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。
 - ② 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
- c. 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
 - ② 格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - ③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- d. b. 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。
- e. 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性が維持できること。
- f. 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

想定した事象に対して、炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価することにより、(i) 炉心損傷防止措置の評価項目を満足することを確認したことから、炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器破損防止措置を講じ、その有効性を評価することにより、(ii) 格納容器破損防止措置の評価項目を満足することを確認したことから、格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される【4.3.3 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価結果参照】。

(2) 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故

使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故として、使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故及び使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故を選定し、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給すること並びに水冷却浄化設備サイフォンブレイカーにより、水冷却池からの水の漏えい量を抑制することを事故の拡大を防止するための措置とする。これらの事故にあっては、水冷却池の水位が基準（放射線の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位）となる値まで低下するのに十分な期間（約 59 日）があり、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する措置（必要な期間：約 2 日）は有効である。また、これらの措置により、水冷却池の水位を基準以上に維持することで、使用済燃料等の臨界管理に係る寸法及び形状は保持される。さらに、仮に使用済燃料等が損傷した場合にあっても、水冷却池内の水により、環境への放射性物質の放出は低減される。

「常陽」の深層防護の基本的な考え方及び全体像

1. 概要

試験炉設置許可基準規則第53条の「多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止」に関して、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に対して、原子炉施設の安全を確保するため、国際的な基準も踏まえた深層防護の考え方にに基づき、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している。

2. 深層防護の基本的考え方

IAEAの深層防護では、設計基準事故（DBA）を第3レベル、設計拡張状態（DEC）を第4レベル、敷地内及び敷地外の緊急時対応を第5レベルとしている。「常陽」においても、炉心損傷に至る可能性がある事故に対する炉心損傷防止措置を第4レベルの1、炉心損傷防止措置が機能を喪失した事故に対する格納容器破損防止措置を第4レベルの2として取り扱っている。また、大規模に損壊した際の放射性物質の放出抑制措置を独立して扱っている。

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に関して、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、第3レベル以下の設計基準事故対処設備等について、自然現象等の共通原因となる外部事象（設計基準を超える地震等の外部事象に起因する故障）や施設の特徴を踏まえた内部事象（共通原因故障を含む。）に起因する多重故障を想定し、系統的に評価事故シーケンスを選定し、当該事故シーケンスに対して炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価している。また、深層防護の考え方にに基づき、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、事故の拡大を防止し、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として格納容器破損防止措置を講じ、その有効性を評価している。

なお、「常陽」は、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も、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、「常陽」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、1次主冷却系（2ループ）の2重配管引き回し設計としていること、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はこれらの設計上の特徴も適切に考慮するものとし、原子炉停止機能喪失事象に対しては、原子炉冷却材バウンダリ内での損傷炉心物質の保持を措置の一つとし、崩壊熱除去機能喪失事象に対しては、安全容器内での損傷炉心物質の保持を措置の一つとしている。

さらに、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ること（以下「大規模損壊」という。）を仮想的に想定し、敷地外への放射性物質の放出抑制措置を講じている。

3. 「常陽」の特徴を踏まえた深層防護の全体像

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る評価事故シーケンス選定等の全体概要を

第1図及び第2図に、深層防護の全体像を第3図に示す。また、深層防護の基本方針を以下に示す。

(1) 各レベルの独立性

第3レベル以下の設計基準事故対処設備、第4レベルの1の炉心損傷防止措置及び第4レベルの2の格納容器破損防止措置をそれぞれ講じるとともに、前段の措置の機能喪失を仮定して独立性を有する設計としている。

例1：原子炉停止機能喪失事象に対する炉心損傷防止措置（後備炉停止系による原子炉停止）、格納容器破損防止措置（損傷炉心物質の原子炉容器内での冷却・保持）

例2：崩壊熱除去機能喪失事象に対する炉心損傷防止措置（主冷却系自然循環による崩壊熱除去）、格納容器破損防止措置（損傷炉心物質の原子炉容器破損後の安全容器内での冷却・保持）

また、大規模損壊対策については、第4レベルとは独立した設備を設置し、可搬型の設備を活用して位置的分散を図っている。

(2) 各レベルの想定

① 第4レベルの1（炉心損傷防止措置）

選定した評価事故シーケンスに対して炉心損傷防止措置を講じている。炉心損傷防止措置の有効性評価においては、不確かさを考慮した評価を実施しており、炉心損傷防止措置は高い信頼性を有することを確認している。

主中間熱交換器伝熱管の破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止で対策する。また、通常運転時にコンクリート遮へい体冷却系等の格納容器破損防止措置の機能に異常が生じる場合も、炉心損傷防止で対策する。

なお、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスは選定されていないが、想定を超える事象が発生した場合には、大規模損壊対策により敷地外への多量の放射性物質の放出を抑制する。

② 第4レベルの2（格納容器破損防止措置）

炉心損傷防止措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスを対象として、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して、格納容器破損防止措置を講じることとし、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認している。全ての評価事故シーケンスを対象として不確かさの影響も考慮した解析や仮想的な想定を取り入れた保守的な解析を実施することにより、想定される格納容器破損モードの観点からも幅広い事故シーケンスを対象として厳しい条件の下での有効性評価を行っている。

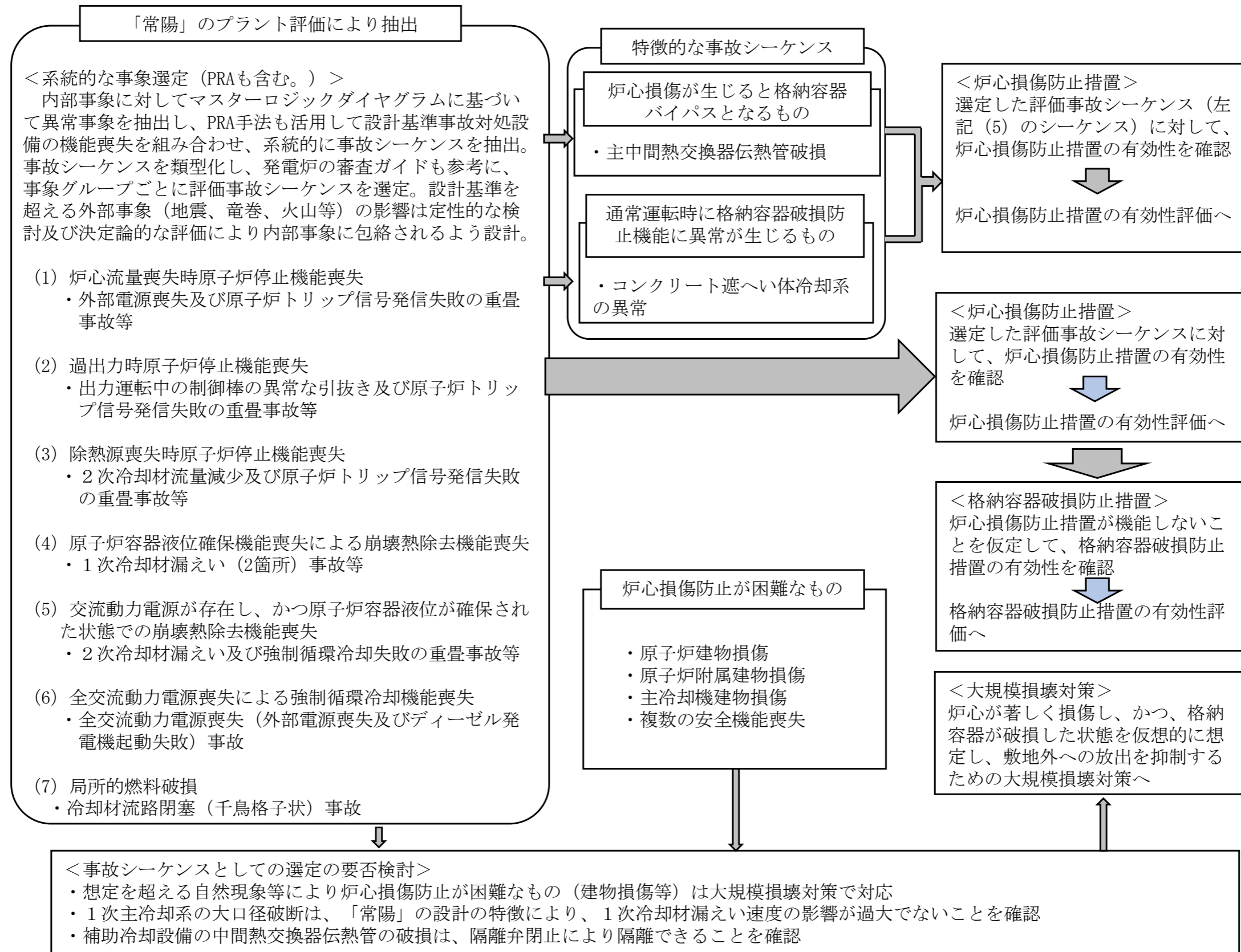
例1：格納容器（床上）へのナトリウム噴出を仮想した格納容器の健全性の評価

例2：損傷炉心物質の発熱を高め設定した条件での原子炉容器／安全容器内での損傷炉心物質の冷却性の評価

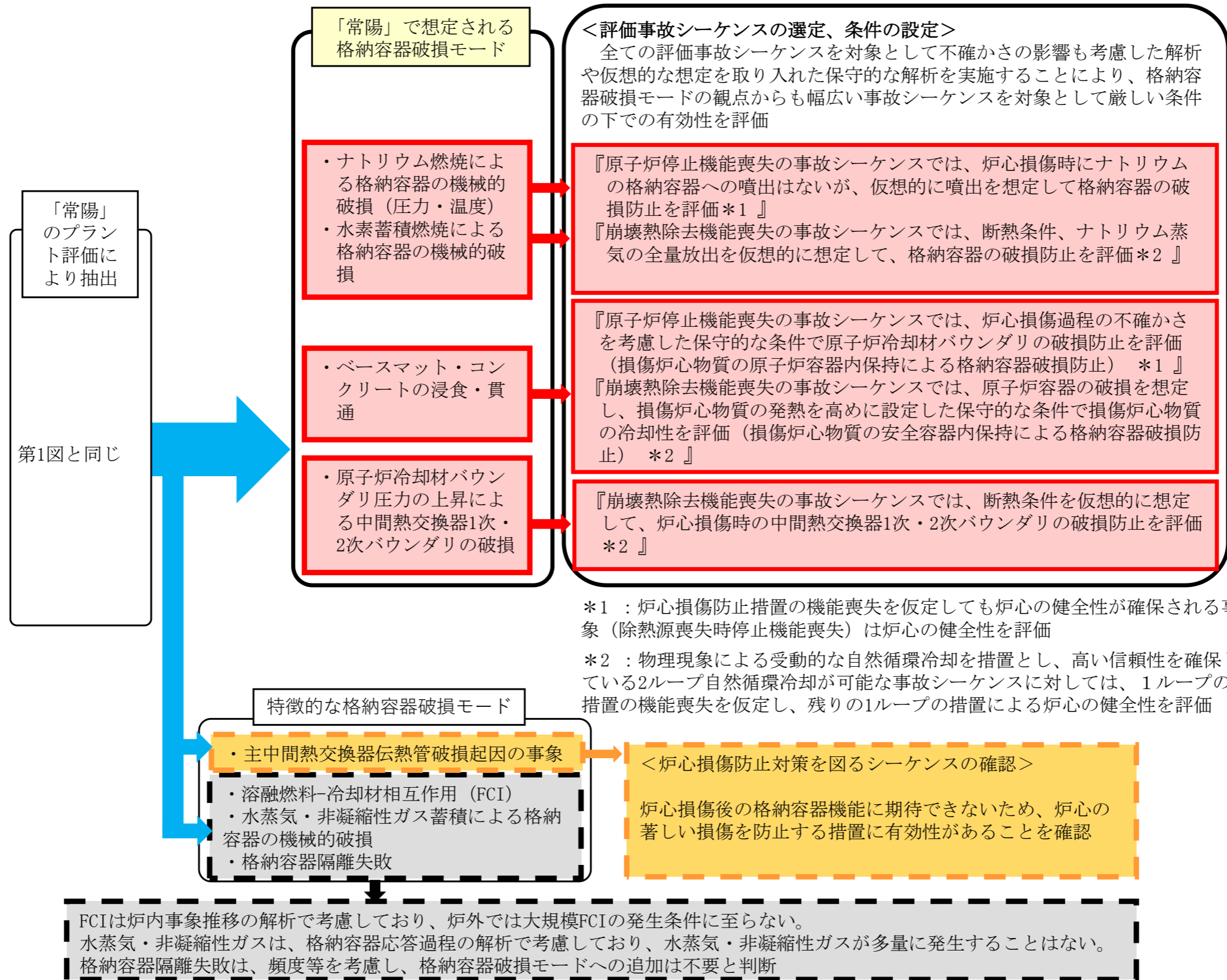
③ 大規模損壊対策

①及び②の対策を講じる想定を大幅に超える自然現象等に起因する大規模な損壊（建物損傷等の防止対策が困難な事象）に対しては、炉心の著しい損傷に加え格納容器が破損した状態を仮想的に想定して対策を講じており、敷地外への多量の放射性物質の放出を抑制する。

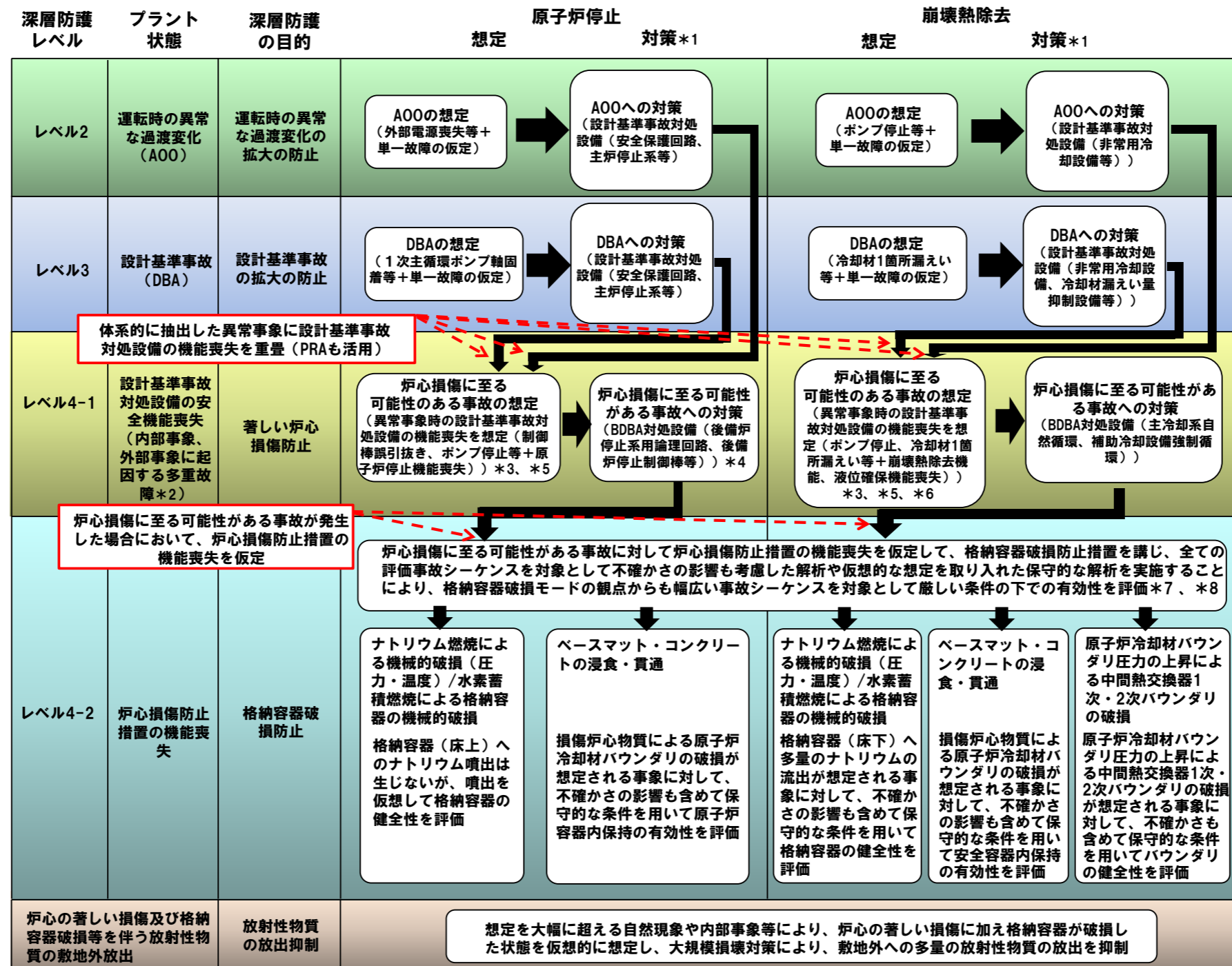
以 上



第1図 事象グループ抽出・評価事故シーケンス選定及びこれらへの措置並びに大規模損壊対策の全体概要



第2図 格納容器破損防止に係る評価事故シーケンス選定の全体概要



- *1 : 設計基準事故対処設備、炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置及び大規模損壊対策は他のレベルの対策の機能喪失を仮定し、独立性を有した設計。大規模損壊対策は可搬型の設備を活用
- *2 : 外部事象(地震、竜巻、火山等)の影響は、内部事象に包絡されるように設計
- *3 : 設計基準事故対処設備の機能喪失の組合わせにより、炉心の著しい損傷に至るおそれのある事故シーケンスを抽出し、当該事故シーケンスの中から、発電炉の審査ガイドを参考に評価事故シーケンスを選定し、措置の有効性を評価
- *4 : 原子炉停止系を独立2系統化し、後備炉停止系により炉心損傷を防止
- *5 : 主中間熱交換器伝熱管破損を起因とする事象に対しては炉心損傷を防止
- *6 : コンクリート遮へい体冷却系等の格納容器破損防止措置に異常が生じる事象に対しては炉心損傷を防止
- *7 : 炉心損傷防止措置の機能喪失を仮定しても炉心の健全性が確保される事象(除熱源喪失時停止機能喪失)は炉心の健全性を評価
- *8 : 物理現象による受動的な自然循環冷却を措置とし、高い信頼性を確保している2ループ自然循環冷却が可能な事故シーケンスに対しては、1ループの措置の機能喪失を仮定し、残りの1ループの措置による炉心の健全性を評価

第3図 深層防護の基本的な考え方及び全体像

炉心の著しい損傷に至る可能性が有ると想定する事故の選定

1. 有効性評価の基本的考え方

発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等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るものとする。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。

本原子炉施設において、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故が発生した場合に、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。）、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。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象を整理した上で、計算プログラム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。

1.1 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故における評価対象の整理

炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故及び事象グループの選定に当たっては、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（以下「設計基準事故対処設備」という。）のみをモデル化し、運転開始以降整備している種々の安全対策を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）の結果を活用する。

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に当たっては、本原子炉施設において、起こりうる異常事象を抽出し、異常の発生に続く事故の進展について、設計基準事故対処設備の喪失の可能性を含め体系的に整理し、その中から炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に至る可能性がある組合せ（以下「事故シーケンス」という。）を抽出する。さらに、事故シーケンスの様態及び事故に対処するための炉心損傷防止措置が類似する事故シーケンスのグループ化（以下「事象グループ」という。）を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を選定し、評価を行う。

具体的には、「2. 評価事故シーケンスの選定」による。

また、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に対処するために講じている「炉心損傷防止措置」が機能しない場合においては、炉心の著しい損傷の可能性があり、その結果、格納容器が破損に至る可能性が想定される。本原子炉施設であるナトリウム冷却型高速炉については、格納容器の破損を含む包括的解析やレベル 1.5 確率論的リスク評価の実施例は数少なく、実用発電用軽水型原子炉施設における格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている格納容器破損モードは存在しない。このため、本原子炉施設においては、格納容器破損モードを想定した上でそれぞれの破損モードに照らして評価の対象とする事故シーケンスを選定するのではなく、炉心損傷防止措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスを対象として、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して（安全機能の喪失を重畳させて）、その場合において、格納容器破損防止措置を講じていることとし、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認する。全ての評価事故シーケンスを対象として有効性評価を行うことにより、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全体を一貫して評価することができる（別添 2-1 参照）。

なお、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も、必ずしも全ての評価事故シーケンスにおいて格納容器への負荷が発生するわけではない。本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れた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、原子炉容器の周囲に安全容器を設置していることなどの特徴を有している。「格納容器破損防止措置の有効性評価」においてはそれぞれの評価事故シーケンスについて以上の特徴を含めて評価を行う。

2. 評価事故シーケンスの選定

2.1 評価事故シーケンスの選定の考え方

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の選定に当たっては、まず施設の特徴を踏まえた異常事象の抽出を行う。ここで、炉心の著しい損傷は、原子炉施設が通常運転状態から逸脱し、燃料体の発熱の増加または燃料体からの除熱の減少により、炉心が昇温することにより生じるものであることに着目する。次に、抽出した異常事象に続く事故の進展について、設計基準事故対処設備の喪失の可能性を含めて分析する。その結果としての、事故シーケンスを類型化して、事象グループとして集約する。最後にそれぞれの事象グループに含まれる事故シーケンスの中から、後述する着眼点に従って措置の有効性を確認するための評価事故シーケンスを選定する。

2.2 異常事象の抽出

通常運転状態からの逸脱のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性があるものは炉心全体の昇温をもたらす逸脱であり、その原因となる異常事象の抽出においては、異常が発生する部位と異常の結果変動するパラメータを系統的に考慮する。ここでは、施設の特徴を踏まえ、異常発生部位を、原子炉本体のうち「炉心」、原子炉冷却系統施設のうち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却設備」、「冷却材純化系設備」、「ナトリウム充填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制御系統施設のうち「安全保護回路」、「原子炉冷却材温度制御系」、「1次冷却材流量制御系」、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした。異常発生部位毎に着目パラメータの変動をもたらす異常事象を抽出し、各異常事象発生時の炉心への影響について類型化した（第2.2.1表参照）。その結果を基に類似の異常事象を集約することにより代表的な異常事象を選定した（第2.2.2表参照）。異常事象の集約に当たっては、異常事象と炉心損傷防止措置及び/又は格納容器破損防止措置が従属性を有する事象やプラント応答が異なる異常事象は、他の異常事象とは事象進展及び/又は必要とされる措置が異なることから、他の異常事象とは集約していない。第2.2.3表に抽出した原因及び選定した異常事象を示す。さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温をもたらす逸脱についても同様に異常事象を選定した。結果を第2.2.4表に示す。発生する可能性や影響を考慮して評価対象外と判断した異常事象を別添2-2に示す。

第 2.2.1 表 異常の発生部位とパラメータ変動を考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理

No.	異常部位	着目変量	変動方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響	
1	炉心	反応度	正	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	正の反応度の付加	炉心流量が確保された状態での過出力	
2				炉心燃料集合体の収縮方向の移動	正の反応度の付加		
3				ガス気泡の炉心通過※3	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
4			負	炉心燃料集合体の膨張方向の移動※3	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		炉心流量減少
5				制御棒又は後備炉停止制御棒誤挿入※3	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
6				制御棒又は後備炉停止制御棒落下※3	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
7	安全保護回路	原子炉トリップ	誤作動	原子炉スクラム(自動)	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
8			誤動作	原子炉スクラム(手動)	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
9	1次冷却系※1	冷却材流量	増大	1次冷却材流量制御系故障	過冷却	炉心流量が確保された状態での過出力	
10				1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	1次主循環ポンプトリップ		
11			減少	1次主循環ポンプ軸固着	1次主循環ポンプトリップ		
12		冷却材インベントリ	増大	オーバフロー系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少	
13				主中間熱交換器伝熱管破損※4	原子炉通常停止に伴う1次主循環ポンプの停止		
14				補助中間熱交換器伝熱管破損※5	原子炉通常停止に伴う1次主循環ポンプの停止		
15				1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ		
16		減少	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ			
17			1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ			
18			圧力	増大	1次アルゴンガス系圧力制御系故障※3		原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ
19		他系統からのガス混入※3			原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
20		減少		1次アルゴンガス系圧力制御系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
21				1次アルゴンガス漏えい※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
22		2次冷却系※2	冷却材流量	増大	2次冷却材流量増大		過冷却
23	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)				2次主循環ポンプトリップ		
24	減少			2次主循環ポンプ軸固着	2次主循環ポンプトリップ		
25	冷却材インベントリ		増大	2次純化系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		炉心流量減少
26				2次冷却材漏えい	2次冷却材流量減少		
27	圧力		減少	主中間熱交換器伝熱管破損	2次冷却材流量減少	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	
28				2次アルゴンガス系圧力制御系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
29				2次アルゴンガス系圧力制御系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
30				2次アルゴンガス系漏えい※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		
31	空気流量		増大	温度制御系故障	過冷却	炉心流量が確保された状態での過出力	
32				温度制御系誤操作	過冷却		
33				温度制御系故障	除熱不足		
34			減少	温度制御系誤操作	除熱不足	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	
35				主送風機(1台)故障/トリップ	除熱不足		
36		主送風機軸固着		除熱不足			
37	常用電源	電源	喪失	外部電源喪失	1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失	炉心流量減少	
38				2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失※6		
39	圧縮空気供給設備	圧縮空気	喪失	圧縮空気供給設備故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少	
40				圧縮空気漏えい※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ		

※1： 1次冷却材流量制御系、補助冷却設備(1次補助冷却系)、ナトリウム充填・ドレン設備(オーバフロー系)、アルゴンガス設備(1次アルゴンガス系)を含む。

※2： 冷却材純化設備(2次純化系)、アルゴンガス設備(2次アルゴンガス系)、原子炉冷却材温度制御系を含む。

※3： 原子炉の緊急停止の必要がない、又は緊急停止せずとも炉心の著しい損傷に至らないが、保守的に原子炉スクラムに至ると仮定すると、原子炉スクラムに伴う炉心流量減少が生じる。

※4： 主中間熱交換器伝熱管破損は原子炉の緊急停止の必要がない異常事象であり、本事象が生じると運転員は原子炉を通常停止することから、原子炉の通常停止による1次主循環ポンプの停止に伴う炉心流量減少が生じる。また、No.27に記した2次冷却系の冷却材インベントリの減少による影響が加わる結果、主中間熱交換器伝熱管破損により2次冷却材流量減少も生じることから、炉心への影響として、「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」も生じる。

※5： 原子炉の緊急停止の必要がない異常事象であり、本事象が生じると運転員は原子炉を通常停止することから、原子炉の通常停止による1次主循環ポンプの停止に伴う炉心流量減少が生じる。

※6： 2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失の影響は、「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」であるが、外部電源喪失時には1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失も生じることから、炉心への影響は、「炉心流量減少」として顕在化する。

第 2.2.2 表 抽出された異常事象の影響を考慮した類型化及び系統的に抽出して選定した異常事象

異常部位	着目変量	変動方向	No.	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響※2	選定した異常事象		
1次冷却系	冷却材流量	減少	10	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)		
			11	1次主循環ポンプ軸固着	1次主循環ポンプトリップ		1次主循環ポンプ軸固着		
常用電源	電源	喪失	37	外部電源喪失	1次主循環ポンプトリップ			外部電源喪失	
1次冷却系	冷却材インベントリ	減少	15	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ			1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	
			16	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ			1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	
			17	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ			1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	
安全保護回路	原子炉保護系	誤作動	7	原子炉誤スクラム(自動)	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ			一※1	
			8	原子炉誤スクラム(手動)	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ				
炉心	反応度	負	3	ガス気泡の炉心通過	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ				
			4	炉心燃料集合体の膨張方向の移動	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ				
			5	制御棒又は後備炉停止制御棒誤挿入	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ				
			6	制御棒又は後備炉停止制御棒落下	負の反応度の付加、及び原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ				
			12	オーバーフロー系故障	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ				
1次冷却系	冷却材インベントリ	増大	13	主中間熱交換器伝熱管破損	原子炉通常停止に伴う1次主循環ポンプの停止				一※2
			14	補助中間熱交換器伝熱管破損	原子炉通常停止に伴う1次主循環ポンプの停止				一※3
			18	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ				
	圧力	増大	19	他系統からのガス混入	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ			一※1	
			20	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ				
		減少	21	1次アルゴンガス漏えい	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ				
			25	2次純化系故障	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ				
2次冷却系	冷却材インベントリ	増大	28	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ				
			29	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ				
	圧力	減少	30	2次アルゴンガス系漏えい	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ				
39			圧縮空気供給設備故障	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ					
圧縮空気供給設備	圧縮空気	喪失	40	圧縮空気漏えい	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ				
			1	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	正の反応度の付加		出力運転中の制御棒の異常な引抜き		
炉心	反応度	正	2	炉心燃料集合体の収縮方向の移動	正の反応度の付加		一※4		
			9	1次冷却材流量制御系故障	過冷却		一※5		
1次冷却系	冷却材流量	増大	22	2次冷却材流量増大	過冷却	炉心流量が確保された状態での過出力	2次冷却材流量増大		
			31	温度制御系故障	過冷却		主冷却器空気流量増大		
2次冷却系	空気流量	増大	32	温度制御系誤操作	過冷却				
			23	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	2次主循環ポンプトリップ		2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)		
2次冷却系	冷却材流量	減少	24	2次主循環ポンプ軸固着	2次主循環ポンプトリップ		2次主循環ポンプ軸固着		
			38	外部電源喪失	2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失		一※6		
常用電源	電源	喪失	26	2次冷却材漏えい	2次冷却材流量減少	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	2次冷却材漏えい		
			27	主中間熱交換器伝熱管破損	2次冷却材流量減少			一※7	
			33	温度制御系故障	除熱不足			主冷却器空気流量減少	
	34	温度制御系誤操作	除熱不足						
	35	主送風機(1台)故障/トリップ	除熱不足						
	36	主送風機軸固着	除熱不足		主送風機風量瞬時低下				

※1： 保守的に原子炉スクラムに至ると仮定したものであり、その影響の大きさが他の異常事象に包摂されることから、独立した異常事象には選定しない。
 ※2： 炉心への影響については、No.27に記した2次冷却系の冷却材インベントリの減少による影響が加わる結果、炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失として現れることから、炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失として考慮する。
 ※3： 補助中間熱交換器伝熱管破損は、原子炉の緊急停止を要さない異常事象であり、本事象が生じると運転員は原子炉を通常停止することから、原子炉停止機能喪失に係る事故シナジスには含まれない。ただし、原子炉停止後の崩壊熱除去については、補助中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、原子炉容器液位低下の要因にならないことを除き1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)と同じ事象進展となることと想定されることから、1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)で代表し、独立した異常事象には選定しない。なお、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると運転員は2次補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器ベイスは防止される。
 ※4： 設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変位により付加される反応度は、制御棒の異常な引抜きに包摂されることから、異常事象には選定しない。
 ※5： 過冷却の要因として、1次冷却材流量の増大を想定しても炉心の著しい損傷に至る反応度が付加されないことから、異常事象には選定しない。
 ※6： 代表的な原因は外部電源喪失であるが、炉心への影響は炉心流量減少として現れることから、炉心流量減少として考慮する。
 ※7： 主中間熱交換器伝熱管破損が生じた場合、2次冷却材の漏えい速度を除き、2次冷却材漏えいと同一事象進展となることと想定されることから、2次冷却材漏えいで代表し、独立した異常事象には選定しない。主中間熱交換器伝熱管破損が生じると運転員は原子炉を通常停止することから、原子炉停止機能喪失に係る事故シナジスは考慮不要である。なお、原子炉停止後の崩壊熱除去について、主中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器ベイスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止対策する。

第 2.2.3 表 炉心の著しい損傷に至る可能性がある通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

原因*1	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心流量減少	1次主循環ポンプトリップによる流量減少	1次主循環ポンプトリップ	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)
		1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失	1次主循環ポンプ軸固着 外部電源喪失
		上記以外の原因に起因するインターロック作動に伴う1次主循環ポンプトリップ*2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)
			1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損) 1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)
炉心流量が確保された状態での過出力	制御棒、炉心燃料集合体の移動による反応度添加	制御棒の異常な引抜き	出力運転中の制御棒の異常な引抜き
		炉心燃料集合体等の異常な変位	—*3
	炉心へ流入する冷却材温度の低下に伴う反応度フィードバック	1次冷却材流量制御系故障	—*4
		2次主冷却系異常による過冷却 主冷却器異常による過冷却	2次冷却材流量増大 主冷却器空気流量増大
炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	2次冷却材流量減少による主中間熱交換器除熱減少	2次主循環ポンプトリップ	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)
		2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失	2次主循環ポンプ軸固着 —*5
		上記以外の原因に起因する2次冷却材流量減少*2	2次冷却材漏えい
	2次冷却材温度上昇による主中間熱交換器除熱減少	主冷却器異常による除熱不足	主冷却器空気流量減少 主送風機風量瞬時低下

- * 1 : 炉心の著しい損傷に至る可能性がある炉心全体の昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱
- * 2 : 原子炉トリップ信号発信によるインターロック作動が含まれるが、影響の大きさが他の異常事象に包絡されることから、何らかの原因による原子炉トリップ信号の発信を独立した異常事象に選定しない。
- * 3 : 設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変位による反応度添加は制御棒の異常な引抜きに包絡される。
- * 4 : 過冷却の要因として1次冷却材流量制御系故障による1次主冷却系流量増大を想定しても炉心の著しい損傷に至る反応度は添加されない。
- * 5 : 代表的な原因は外部電源喪失であり、炉心流量減少において考慮している。

第 2.2.4 表 炉心の局所的な昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱の原因を
系統的に抽出して選定した異常事象

原因	左記原因をもたらす 事象	異常発生部位に よる分類	異常事象
炉心局所の 流量減少	燃料要素の破損による 流路阻害	同左	燃料要素の偶発的破損
	異物混入による流路閉 塞	同左	流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞) 流路閉塞事象(千鳥閉塞)
炉心局所の 過出力	過剰な核分裂性物質 量を有する燃料要素の 炉心局所への誤装荷	同左	局所的過熱事象(約 10%過出力)
			局所的過熱事象(約 30%過出力)

2.3 事故シーケンスの抽出

第 2.2.3 表及び第 2.2.4 表に示す異常事象並びに何らかの原因（地震等の外部事象を含む。）による原子炉停止機能の喪失又は冷却機能の喪失の組合せのうち、炉心の著しい損傷に至る最小の組合せ全てを炉心の著しい損傷に至る条件として明らかにする。この条件を基に異常事象ごとに原子炉停止機能及び冷却機能の成否を分岐図（以下「イベントツリー」という。）上に展開することにより事故シーケンスを抽出する。

このとき、原子炉停止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準事故対処設備に限る。

設計基準を超える地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発される主冷却系 2 ループポンプトリップ等の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の機能喪失の抽出で考慮する。

また、異常事象の抽出及び設計基準事故対処設備の安全機能の喪失の要因として補機冷却設備の異常を考慮している（別添 2-3 参照）。

異常事象のうち炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリーを第 2.3.1 図（1）から（7）及び第 2.3.2 図（1）から（7）に示し、炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリーを第 2.3.3 図（1）から（3）に示す。また、異常事象とイベントツリー図の関係を出力運転時レベル 1PRA において抽出された起回事象（別添 2-4 参照）との関係を含めて第 2.3.1 表に示す。さらに、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスの整理を別添 2-5 に示す。

なお、第 2.2.4 表の異常事象のうち「流路閉塞事象(千鳥閉塞)」及び「局所的過熱事象(約 30% 過出力)」は異常事象の想定が設計基準事故での想定を超える事象であるため、設計基準事故対処設備の機能喪失を想定したイベントツリー上での展開はない。

第 2.3.1 表 異常事象とイベントツリー図の整理 (1/2)

出力運転時レベル1PRA において抽出された起因事象	具体的な異常事象	選定した異常事象※1	左記異常事象に 対応するイベントツリー
1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ)	1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ)	第2.3.1図(2)、第2.3.2図(4)
非常系3.3kV メタクラ 1C喪失※2			
非常系400V パワーセンタ 2C喪失※2			
非常系3.3kV メタクラ 1D喪失※2			
非常系400V パワーセンタ 2D喪失※2			
非常系100V 電源盤 4C喪失※2			
非常系100V 電源盤 4S喪失※2			
非常系400V パワーセンタ 2S電源喪失※2			
1次主循環ポンプA軸固着	1次主循環ポンプ軸固着	1次主循環ポンプ軸固着	第2.3.1図(2)、第2.3.2図(5)
1次主循環ポンプB軸固着			
無停電電源喪失(7C 整流装置故障)※3			
無停電電源喪失(7C 電源負荷側故障)※3			
無停電電源喪失(7D 整流装置故障)※3			
無停電電源喪失(7D 電源負荷側故障)※3			
外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失	第2.3.1図(1)、第2.3.2図(7)
1次冷却材漏えい (1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい※4 (1次主冷却系配管(内管)破損)	第2.3.1図(7)、第2.3.2図(1)
1次冷却材漏えい (1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)			
1次冷却材漏えい (安全容器内配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい (安全容器内配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい※4 (安全容器内配管(内管)破損)	第2.3.1図(7)、第2.3.2図(2)
1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい※4 (1次補助冷却系配管(内管)破損)	第2.3.1図(7)、第2.3.2図(3)
2次補助電磁ポンプトリップ※5			
2次補助冷却系ナトリウム漏えい※5			
無停電電源喪失(7S 電源負荷側故障)※5			
非常系 400V コントロールセンタ 2次補助系2S電源喪失※5			
非常系 200V パワーセンタ3S喪失※5			
原子炉附属建屋3S C/C喪失※5			
機器冷却ファン故障※5			
補助中間熱交換器伝熱管破損	補助中間熱交換器伝熱管破損	-※6	第2.3.1図(2)、第2.3.2図(3)
原子炉誤スクラム(自動)【インレーションなど】	原子炉誤スクラム(自動)	-※7	-※7
原子炉誤スクラム(手動)	原子炉誤スクラム(手動)	-※7	-※7
ガス気泡の炉心通過	ガス気泡の炉心通過	-※7	-※7
炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)	炉心燃料集合体の膨張方向の移動	-※7	-※7
制御棒誤挿入	制御棒又は後備炉停止制御棒誤挿入	-※7	-※7
制御棒落下	制御棒又は後備炉停止制御棒落下	-※7	-※7
無停電電源喪失(6S 電源負荷側故障)			
1次ナトリウムオーバーフロー系故障	オーバフロー系故障	-※7	-※7
主中間熱交換器A伝熱管破損	主中間熱交換器伝熱管破損	-※8	-※8
主中間熱交換器B伝熱管破損			
1次アルゴンガス系圧力制御系故障	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	-※7	-※7
他系統からのガス混入	他系統からのガス混入	-※7	-※7
1次アルゴンガス系圧力制御系故障	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	-※7	-※7
1次アルゴンガス系漏えい	1次アルゴンガス漏えい	-※7	-※7
2次ナトリウム純化系故障	2次純化系故障	-※7	-※7
2次アルゴンガス系圧力制御系故障	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	-※7	-※7
2次アルゴンガス系圧力制御系故障	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	-※7	-※7
2次アルゴンガス系漏えい	2次アルゴンガス系漏えい	-※7	-※7
圧空供給設備故障/圧空漏えい	圧縮空気供給設備故障	-※7	-※7
	圧縮空気漏えい	-※7	-※7

第 2.3.1 表 異常事象とイベントツリー図の整理 (2/2)

出力運転時レベル1PRA において抽出された起因事象	具体的な異常事象	選定した異常事象※1	左記異常事象に 対応するイベントツリー
出力運転中の制御棒の異常な引抜き (主炉停止系制御棒)	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	第2.3.1図(3)、第2.3.2図(4)
炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)	炉心燃料集合体の収縮方向の移動	-※9	-※9
1次主冷却系流量制御系故障	1次冷却材流量制御系故障	-※10	-※10
2次冷却材流量増大	2次冷却材流量増大	2次冷却材流量増大	第2.3.1図(4)、第2.3.2図(4)
温度制御系故障(空気流量増大)	温度制御系故障	主冷却器空気流量増大	第2.3.1図(4)、第2.3.2図(4)
無停電電源喪失(6C 電源負荷側故障)※11			
無停電電源喪失(6D 電源負荷側故障)※11			
無停電電源喪失(6C インバータ故障)※11			
5C 電源喪失※11			
無停電電源喪失(6D インバータ故障)※11			
5D 電源喪失※11			
温度制御系誤操作(空気流量増大)	温度制御系誤操作		
2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ)	2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ)	第2.3.1図(5)、第2.3.2図(4)
	外部電源喪失	-※12	-※12
2次主循環ポンプ軸固着	2次主循環ポンプ軸固着	2次主循環ポンプ軸固着	第2.3.1図(5)、第2.3.2図(4)
2次冷却材漏えい(Aループ)	2次冷却材漏えい	2次冷却材漏えい	第2.3.1図(6)、第2.3.2図(6)
2次冷却材漏えい(Bループ)			
2次冷却材漏えい(純化系)			
主中間熱交換器A伝熱管破損	主中間熱交換器伝熱管破損	-※13	
主中間熱交換器B伝熱管破損			
温度制御系故障(空気流量減少)	温度制御系故障	主冷却器空気流量減少	第2.3.1図(6)、第2.3.2図(4)
温度制御系誤操作(空気流量減少)	温度制御系誤操作		
主送風機(1台)故障/トリップ	主送風機(1台)故障/トリップ		
主送風機軸固着	主送風機軸固着	主送風機風量瞬時低下	第2.3.1図(6)、第2.3.2図(4)

※1：青色ハッチング：運転時の異常な過渡変化において想定した異常事象 橙色ハッチング：設計基準事故において想定した異常事象

※2：これらの事象が発生すると1次主循環ポンプトリップに至ると想定されることから、1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)で代表し、独立した異常事象には選定しない。

※3：これらの事象が発生しても異常な過渡は生じないが、何らかの原子炉トリップ信号が発生すると想定し、その場合、1ループの1次主循環ポンプのポニーモータの機能喪失に至ることから、1次主循環ポンプ軸固着で代表し、独立した異常事象には選定しない。

※4：1次オーバフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填・ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象として抽出していない。

※5：これらの事象が発生しても異常な過渡は生じないが、何らかの原子炉トリップ信号が発生すると想定し、その場合、崩壊熱除去機能の一部を喪失する点では、1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)と同じであることから、1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管))破損で代表し、独立した異常事象には選定しない。

※6：補助中間熱交換器伝熱管破損は、原子炉の緊急停止を要さない異常事象であり、本事象が生じると運転員は原子炉を通常停止することから、原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは考慮不要である。原子炉停止後の崩壊熱除去について、補助中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、原子炉容器液位低下の要因にならないことを除き1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)と同様であることから、1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)で代表し、独立した異常事象には選定しない。なお、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると運転員は2次補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器バイパスは防止される。

※7：保守的に原子炉スクラムに至ると仮定したものであり、その影響の大きさが他の異常事象に包絡されることから、独立した異常事象には選定しない。

※8：当該事象は、1次冷却材のインベントリの増大要因としての異常事象であり、炉心への影響は2次冷却材のインベントリの減少として現れることから、2次冷却材のインベントリの減少として考慮する。

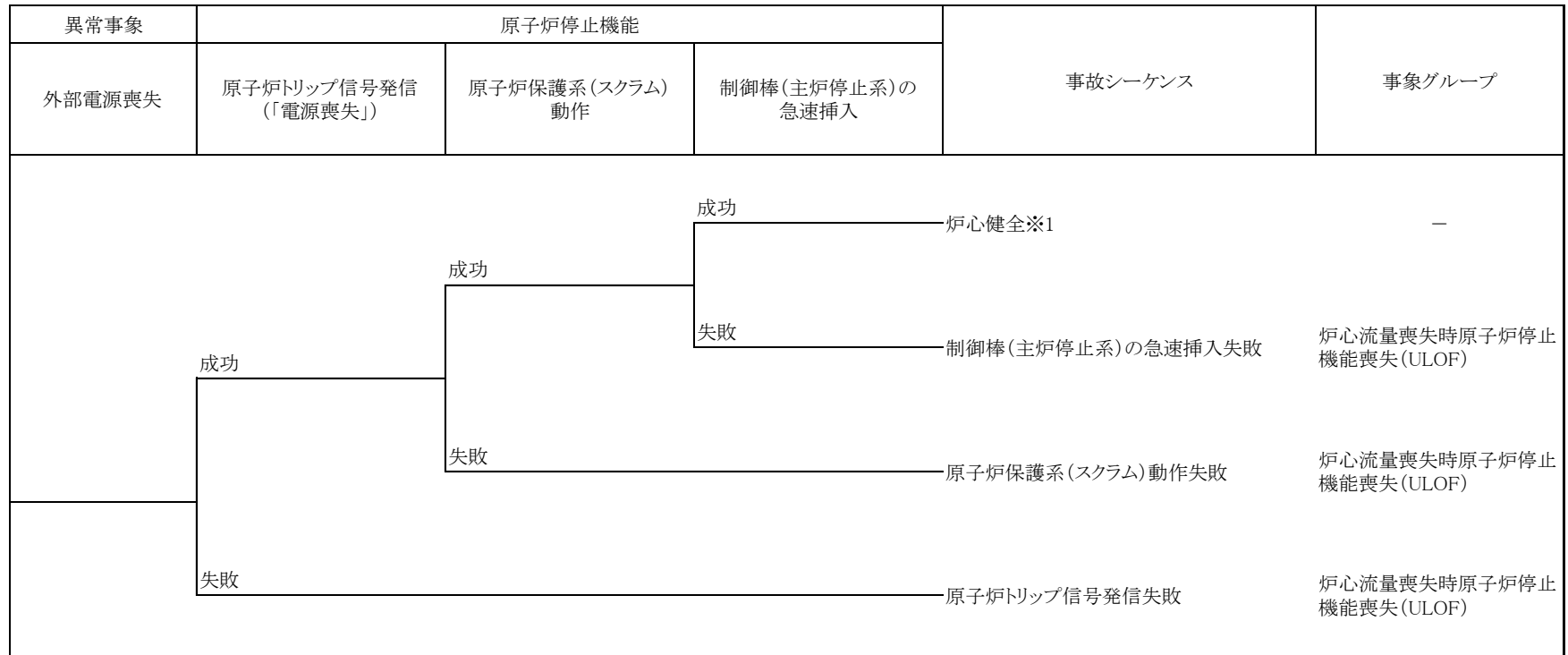
※9：設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変位により付加される反応度は、制御棒の異常な引抜きに包絡されることから、独立した異常事象には選定しない。

※10：過冷却の要因として、1次冷却材流量の増大を想定しても炉心の著しい損傷に至る反応度が付加されないことから、独立した異常事象には選定しない。

※11：これらの事象が発生すると原子炉スクラムと同時に1ループの主冷却機入口ベーン的全閉に至ることから、主冷却器空気流量の増大で代表し、独立した異常事象には選定しない。

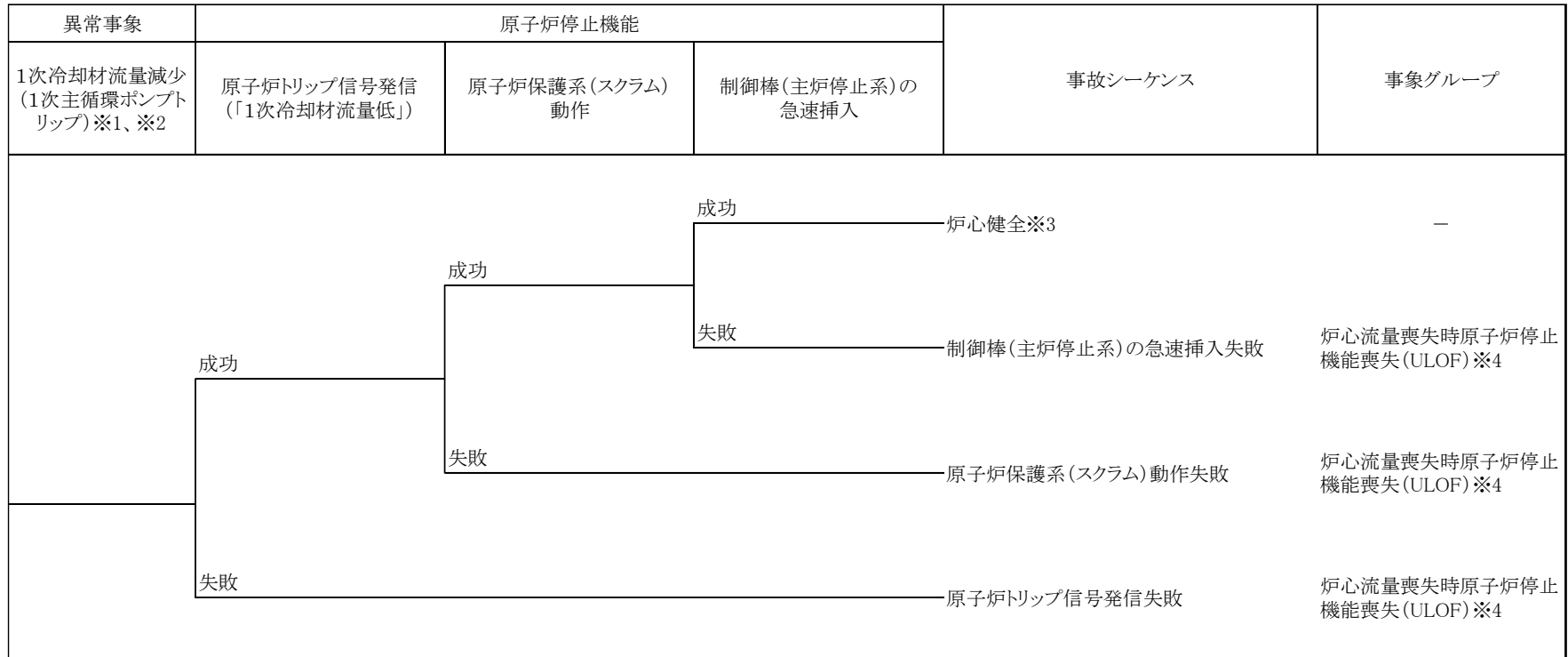
※12：代表的な原因は外部電源喪失であるが、炉心への影響は炉心流量減少として現れることから、炉心流量減少として考慮する。

※13：主中間熱交換器伝熱管破損が生じた場合、2次冷却材漏えいと同じ事象進展となることが想定されることから、2次冷却材漏えいで代表し、独立した異常事象には選定しない。主中間熱交換器伝熱管破損が生じると運転員は原子炉を通常停止することから、原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは考慮不要である。なお、原子炉停止後の崩壊熱除去について、主中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止で対策する。



※1: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(7)にて展開する。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (1)



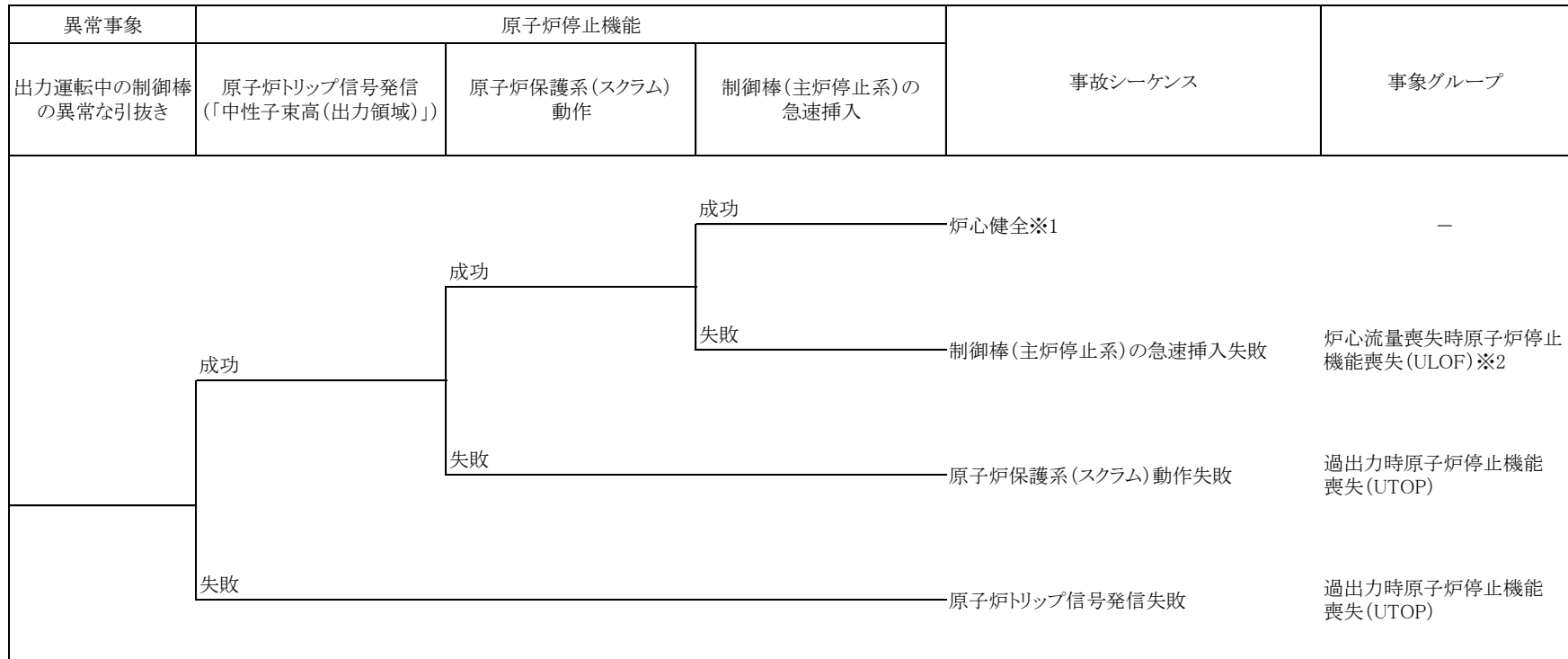
※1: 異常事象が「1次主循環ポンプ軸固着」の場合も同じ。

※2: 原子炉手動スクラムでは制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗以外は生じない。

※3: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。ただし、異常事象が「1次主循環ポンプ軸固着」の場合は、第2.3.2図(5)にて展開する。

※4: コンクリート遮へい体冷却系の異常や炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらすおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損等の原子炉の緊急停止を要さない異常が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、これらを起因として本事故シーケンスような原子炉停止機能喪失には至らない。

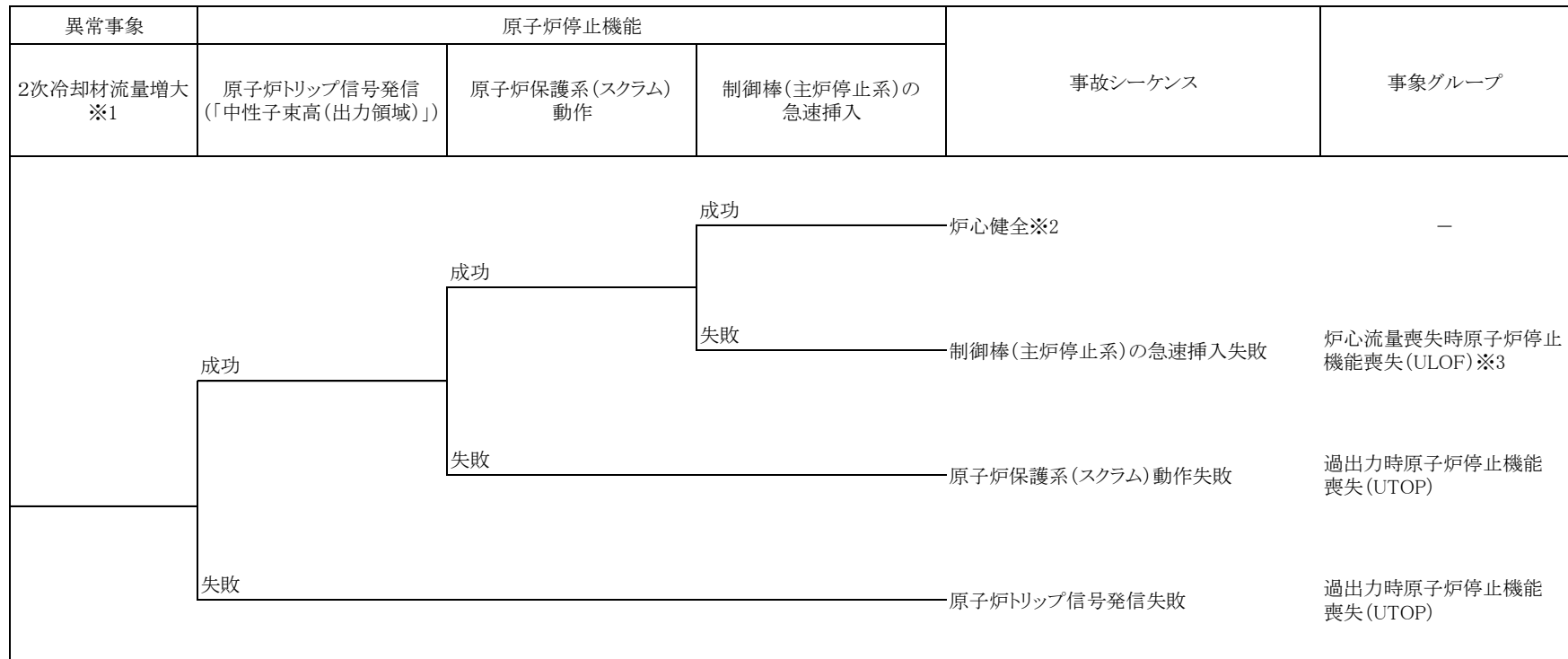
第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (2)



※1: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。

※2: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (3)

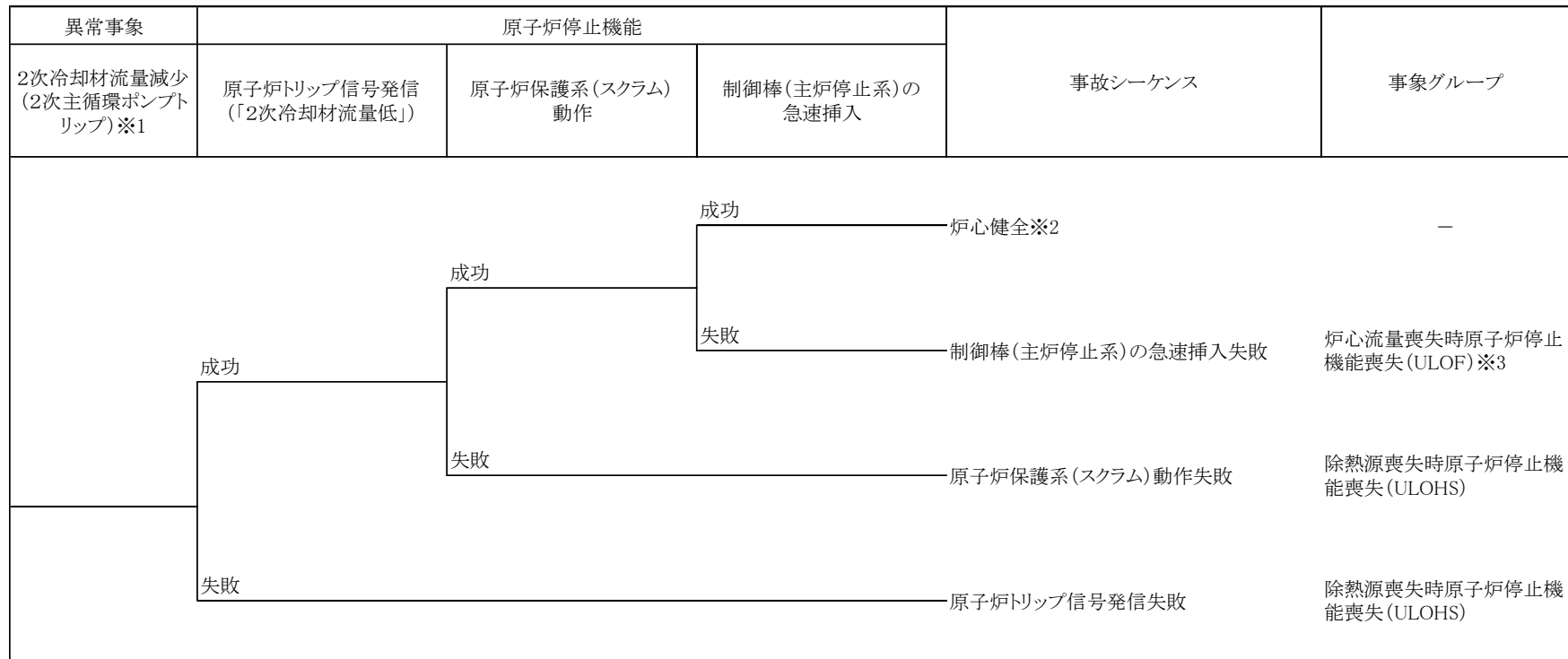


※1: 異常事象が「主冷却器空気流量増大」の場合も同じ。

※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。

※3: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (4)



※1: 異常事象が「2次主循環ポンプ軸固着」の場合も同じ。

※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。

※3: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (5)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
主冷却器空気流量減少※1	原子炉トリップ信号発信 (「原子炉入口冷却材温度高」)	原子炉保護系(スクラム)動作	制御棒(主炉停止系)の急速挿入		

※1: 異常事象が「主送風機風量瞬時低下」及び「2次冷却材漏えい※4」の場合も同じ。

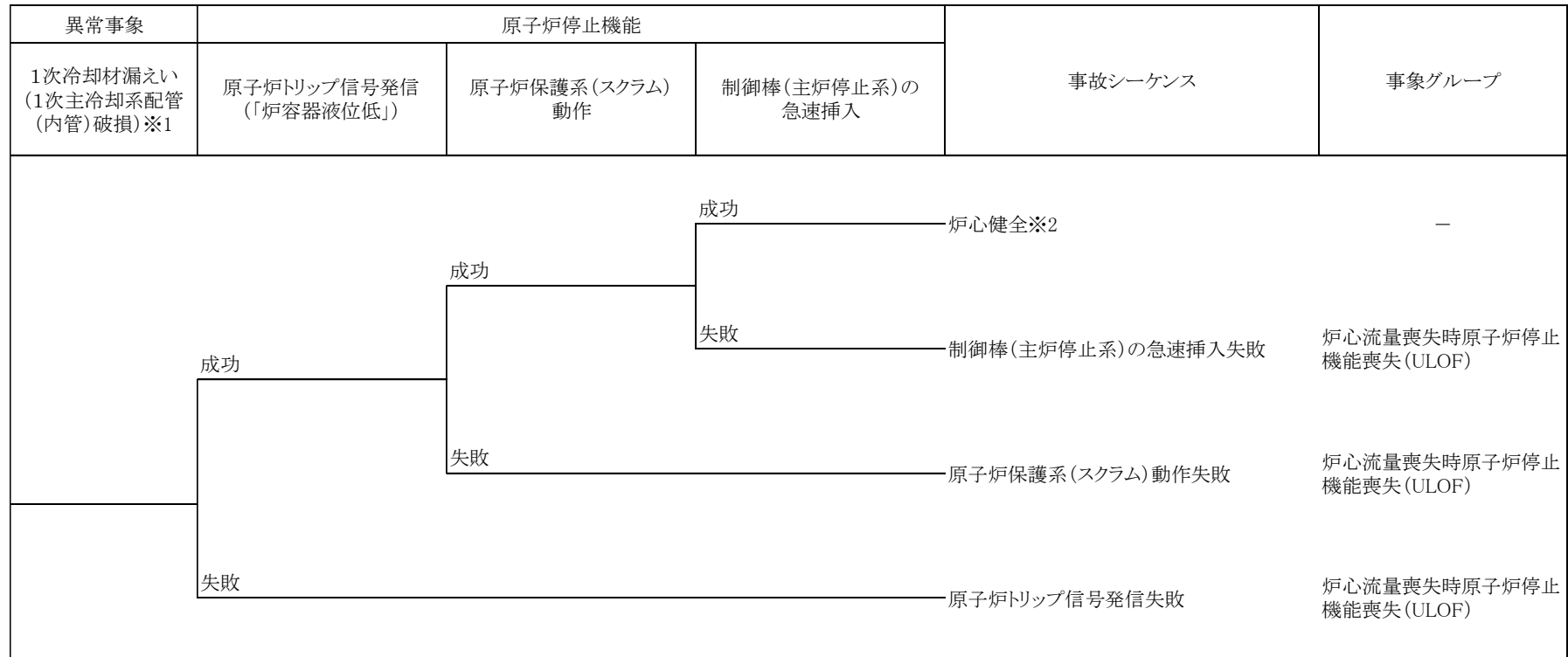
※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)にて展開する。ただし、異常事象が「2次冷却材漏えい」の場合は第2.3.2図(6)にて展開する。

※3: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらす主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもたらす点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。

※4: ただし、主中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、主中間熱交換器伝熱管破損を起因として本事故シーケンスのような原子炉停止機能喪失には至らない。

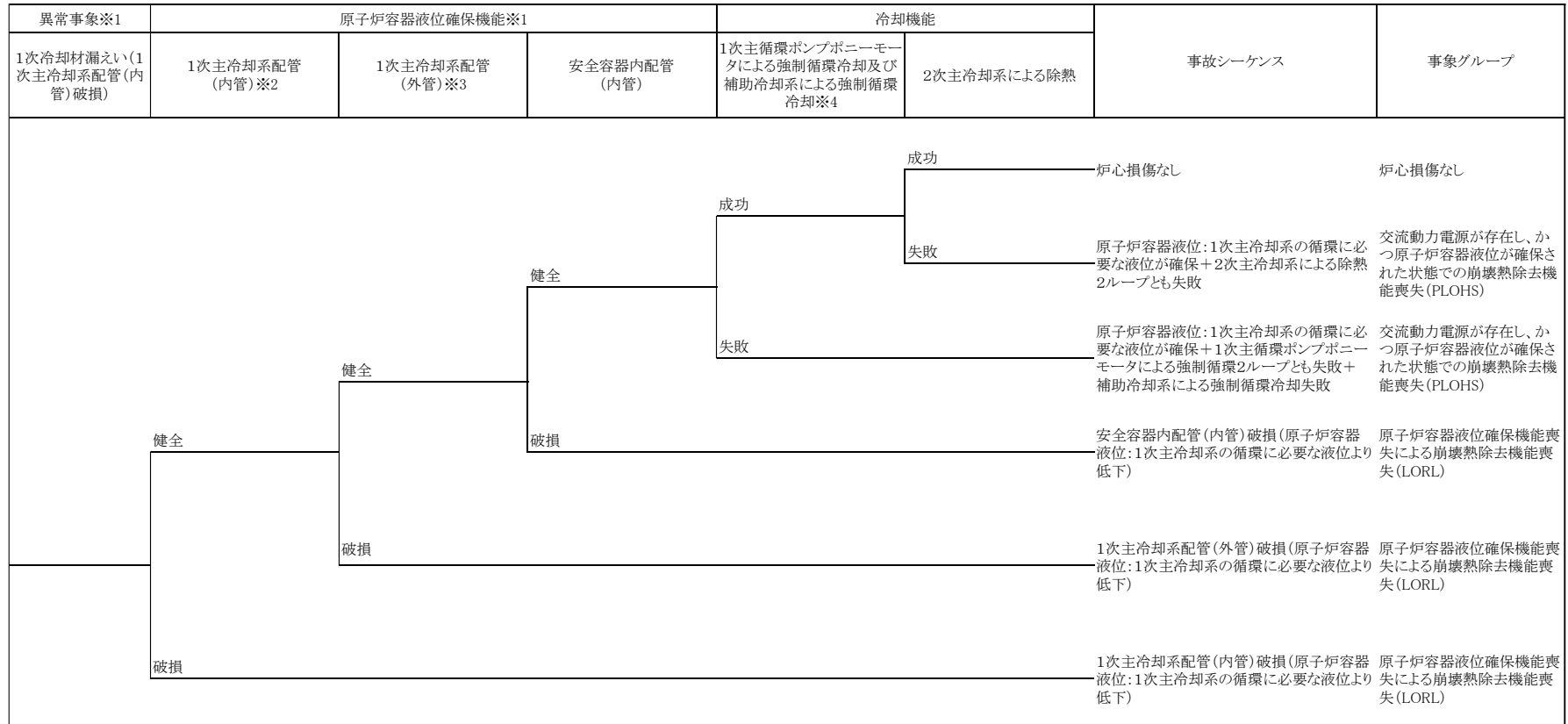
第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (6)



※1: 異常事象が「1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)」及び「1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)」の場合も同じ。

※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(1)にて展開する。ただし、異常事象が「1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)」及び「1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)」の場合は、各々第2.3.2図(2)及び第2.3.2図(3)にて展開する。

第 2.3.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (7)



※1: 1次オーバフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填トレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

※2: 異常事象と異なるループの1次主冷却系配管(内管)の破損。

※3: 異常事象と同一ループの1次主冷却系配管(外管)の破損。

※4: 1次主循環ポンプボーンモータによる強制循環冷却、又は補助冷却系による強制循環冷却のいずれか一方に成功すれば炉心損傷に至らない。

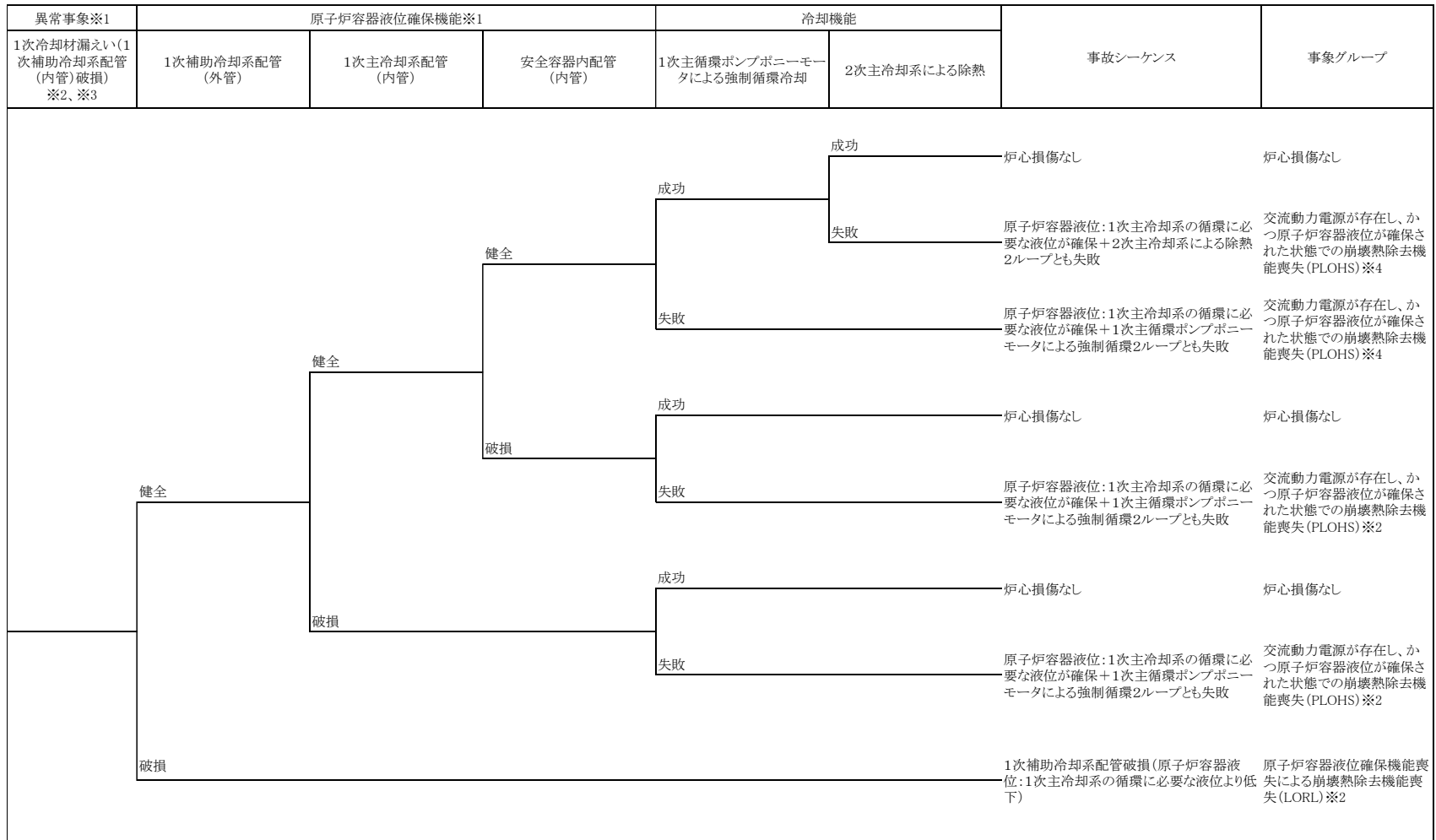
第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー(冷却機能)(1)

異常事象※1	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シーケンス	事象グループ
	安全容器内配管(外管)	1次主冷却系配管(内管)	1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却及び補助冷却系による強制循環冷却※2	2次主冷却系による除熱		
1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	健全	健全	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
		健全	成功	失敗	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+2次主冷却系による除熱2ルーブとも失敗	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)
		健全	失敗		原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環2ルーブとも失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗	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)
		破損			1次主冷却系配管(内管)破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	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)
	破損				安全容器内配管(外管)破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	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: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

※2: 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却、又は補助冷却系による強制循環冷却のいずれか一方に成功すれば炉心損傷に至らない。

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー(冷却機能)(2)



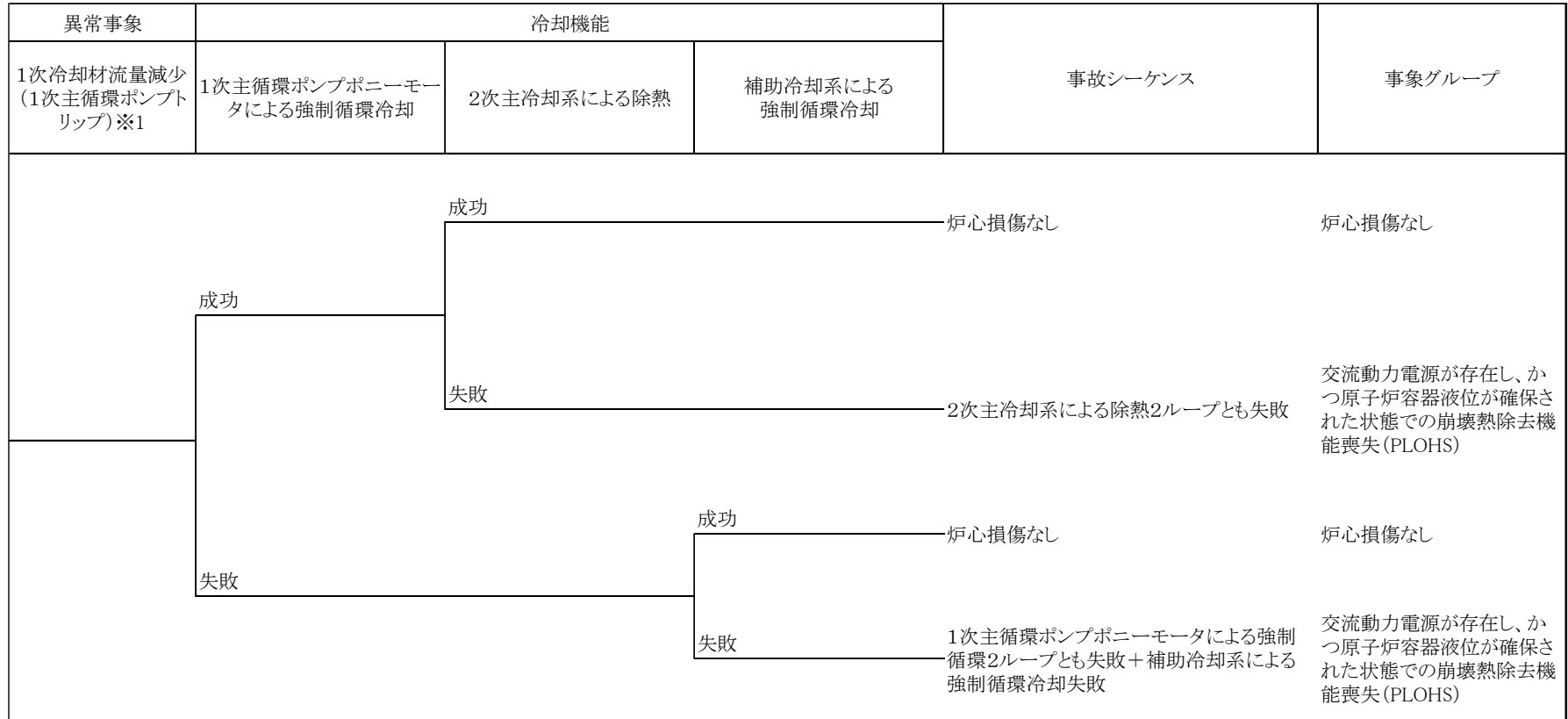
※1: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらすおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は、異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗する点で異常事象「1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)」と同様である。ただし、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、2次補助冷却系から1次補助冷却系への冷却材流入が生じ、原子炉容器液位の低下要因とならないことから、原子炉容器液位確保機能について「破損」側の分岐は考慮不要であり、その結果、本事故シーケンスのような崩壊熱除去機能喪失には至らない。

※3: 異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗。

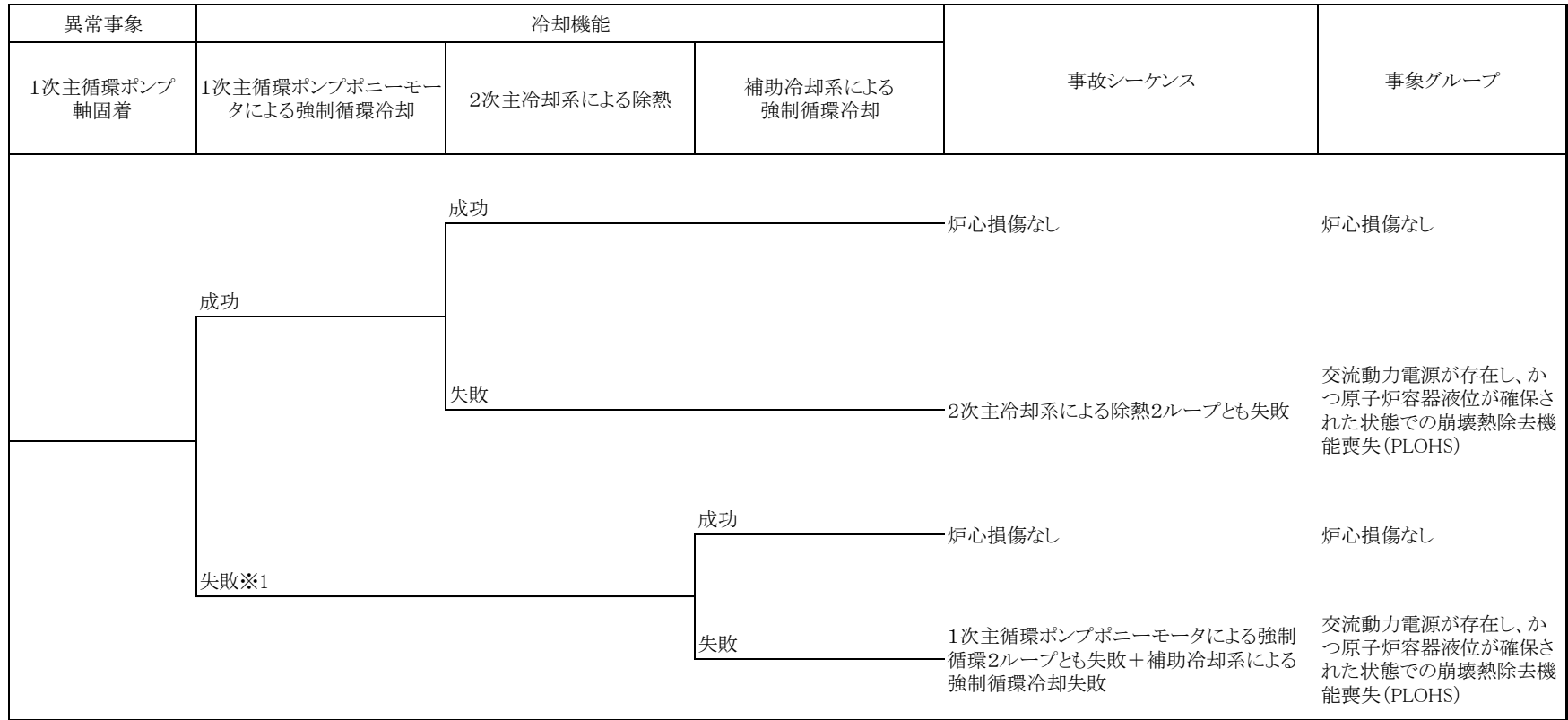
※4: 補助中間熱交換器伝熱管破損を起因とする事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなるが、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は2次補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器バイパスは防止される。

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (3)



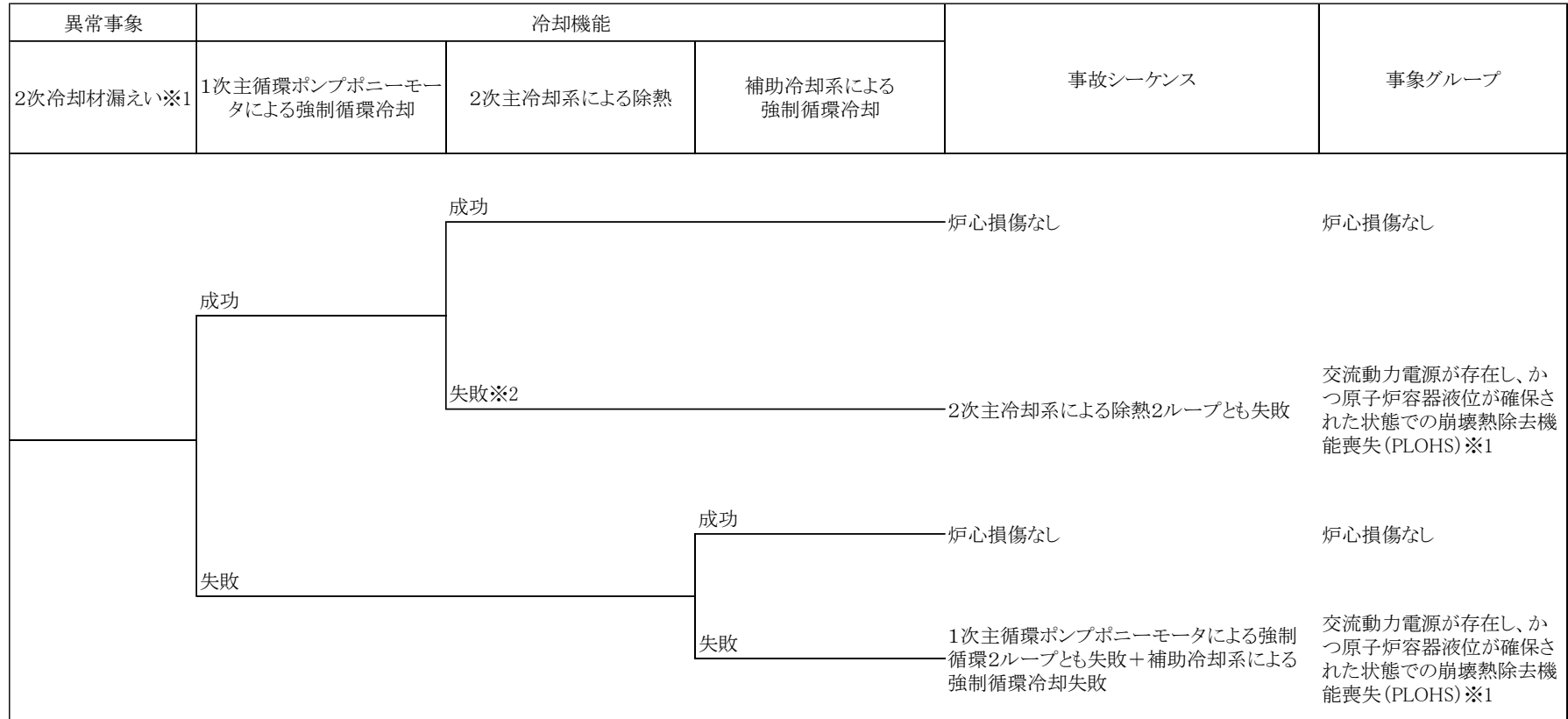
※1: 異常事象が「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」、「2次冷却材流量増大」、「2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)」、「主冷却器空気流量増大」、「主冷却器空気流量減少」、「2次主循環ポンプ軸固着」及び「主送風機風量瞬時低下」の場合も同じ。また、コンクリート遮へい体冷却系の異常等に伴う原子炉通常停止の場合も同じ。

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (4)



※1: 異常事象により1ループの1次主循環ポンプポニーモータの強制循環冷却に失敗。

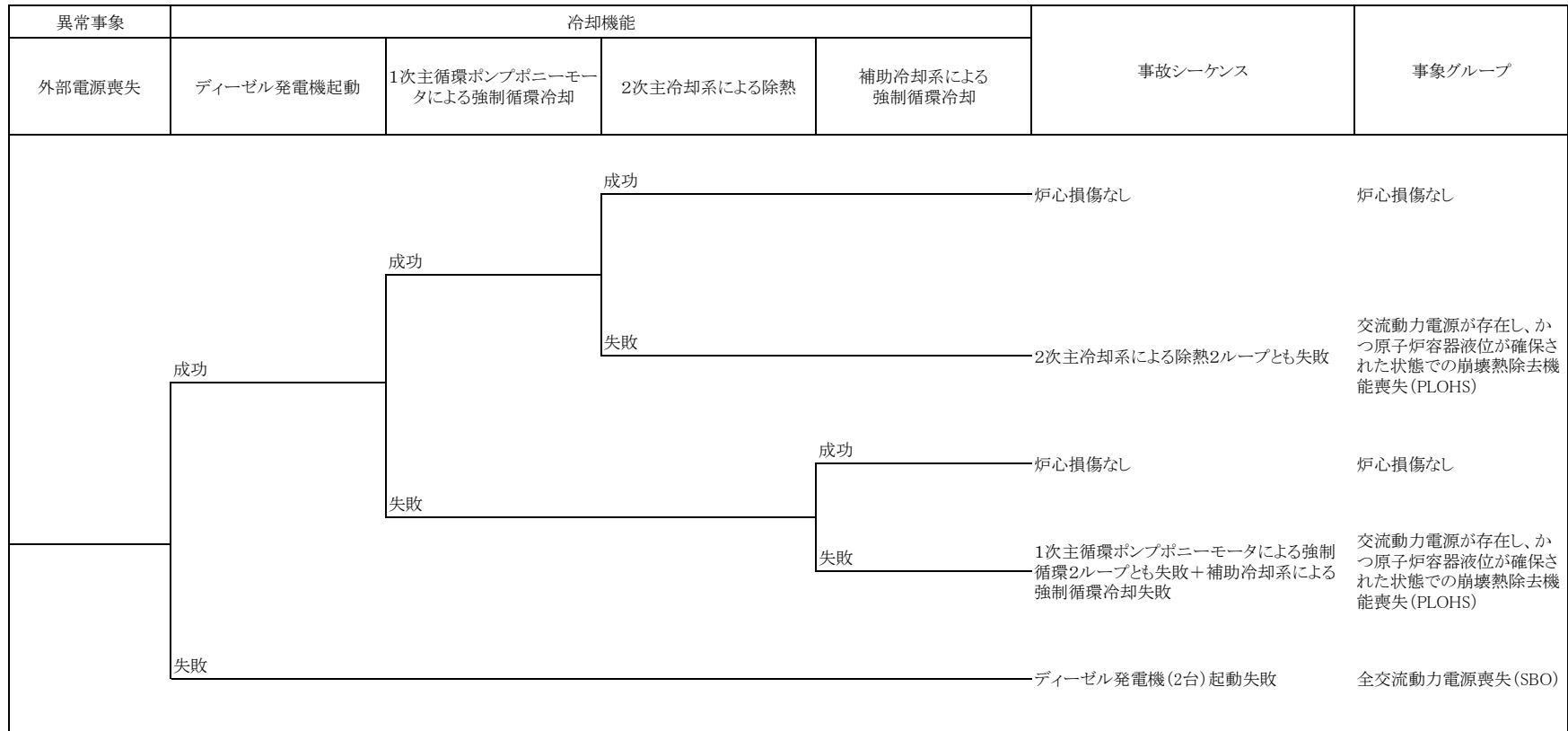
第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (5)



※1: 主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもたらす点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。主中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止で対策する。

※2: 異常事象により1ループの2次主冷却系による除熱に失敗。

第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（冷却機能）(6)



第 2.3.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (7)

異常事象			
局所的過熱事象 (約10%過出力)	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)と同様である。

第 2. 3. 3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (1)

異常事象			
燃料要素の 偶発的破損	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)と同様である。

第 2. 3. 3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (2)

異常事象			
流路閉塞事象 (1サブチャンネル 閉塞)	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第2.3.2図(4)と同様である。

第 2. 3. 3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (3)

2.4 事象グループの選定

抽出された事故シーケンスの中から評価事故シーケンスを選定するため、ナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮して事故シーケンスを類型化する。第 2.2.3 表に示すように炉心全体の昇温をもたらす逸脱は、(Ⅰ)～(Ⅲ)のように類型化される。

- (Ⅰ) 炉心流量減少
- (Ⅱ) 炉心流量が確保された状態での過出力
- (Ⅲ) 炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失

これら(Ⅰ)～(Ⅲ)に原子炉停止機能の喪失を重畳したものは、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、以下の(1)～(3)を事象グループに選定する。

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF: Unprotected Loss of Flow)
原子炉運転中に炉心流量が減少した際に、何らかの理由(原子炉トリップ信号の発信失敗等)により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP: Unprotected Transient Over-Power)
原子炉運転中に過出力となった際に、何らかの理由(原子炉トリップ信号の発信失敗等)により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)
原子炉運転中に除熱不足が生じた際に、何らかの理由(原子炉トリップ信号の発信失敗等)により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

(Ⅰ)～(Ⅲ)に原子炉停止機能が正常に作動した場合であっても、崩壊熱を除去するための強制循環冷却機能の喪失により、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相当するものがあることから、以下の(4)～(6)を事象グループに選定する。ここでは、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として原子炉冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルを超えて低下することが抽出される。また、全交流動力電源喪失も強制循環冷却機能を喪失する共通原因として抽出されることを踏まえ事象グループに選定する(別添 2-6 参照)。

- (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: Loss of Reactor Level)
原子炉冷却材バウンダリに属する配管の破損が生じ、原子炉の崩壊熱除去中に、何らかの理由(当該配管の二重壁(外側)の破損等)により、1次主冷却系による強制循環冷却に必要な原子炉容器液位を喪失することによって、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- (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: Protected Loss of Heat Sink)

原子炉の崩壊熱除去中に、1次主冷却系による強制循環冷却に必要な原子炉容器液位が確保された状態で、何らかの理由（1次主循環ポンプポニーモータの故障、補助電磁ポンプの故障等）により、強制循環冷却機能を喪失することによって、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SB0: Station Blackout)

外部電源が喪失し、原子炉の崩壊熱除去中に、何らかの理由（非常用ディーゼル発電機の起動失敗等）により非常用ディーゼル電源系も機能喪失することによって、強制循環冷却による崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

なお、設計基準を超える地震等の外部事象に起因する事故の進展についても以上の事象グループに集約される（別添 2-7 参照）。

さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生するおそれのある異常事象を抽出した。炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生した場合に、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性を確認するため、以下を事象グループに選定する。

(7) 局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)

原子炉の運転中に燃料集合体内の冷却材流路の閉塞等により、炉心の局所的な昇温が生じることによって、燃料破損が発生し、その破損が全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る。

実用発電用原子炉の設置許可基準規則第 37 条の解釈において、PWR に対して必ず想定するとされている事故シーケンスグループと本原子炉施設において選定した事象グループの比較を別添 2-8 に示す。

抽出された事故シーケンス及び選定した事象グループと国外のナトリウム冷却型高速炉で考慮されたものを比較、検討し、これらの抽出及び選定結果に抜け、漏れがないことを確認した（別添 2-9 参照）。

2.5 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定

類型化された事象グループ（１）～（７）ごとに、複数の事故シーケンスが含まれる場合には、それらの中から、評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。選定にあたって影響の大きさを考慮した以下の点に着眼する。

- a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- b. 炉心損傷防止措置の実施に対する余裕時間が短い。
- c. 炉心損傷防止措置に必要な設備容量が大きい。
- d. 事象グループの中の特徴を代表している。

ここで、d. 「事象グループの中の特徴を代表している。」については、設計基準事故対処設備の安全機能を対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）により定量化した炉心損傷頻度を参照した（別添 2-4 参照）。

上記に基づき事故の拡大防止及び影響緩和のための措置の有効性を確認する見地から評価事故シーケンスを選定した結果を以下に示す。

（１） 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）

① 評価事故シーケンス

- （i）「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」
- （ii）「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」
- （iii）「1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記 a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、d.（代表性）の評価結果が高となった上記の（i）及び（ii）の事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。また、本原子炉施設の特徴として、主冷却系を２ループで構成し、1次主循環ポンプの主電動機運転時とポニーモータ運転時でポンプ本体を共用していることを踏まえ、格納容器破損防止措置との機能依存性も考慮し、a.（系統間機能依存性）及びb.（余裕時間）の評価結果が相対的に高く、かつ、d.（代表性）の評価結果が相対的に高くなった上記の（iii）の事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.1 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

- （i）「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」

本事故は、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。本事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(ii) 「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」

本事故は、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。本事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

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

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主循環ポンプの軸が固着した後、「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(2) 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）

① 評価事故シーケンス

(i) 「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」

(ii) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a.～d. の着眼点に基づき評価した結果、b.（余裕時間）の評価結果が高となった上記の2つの事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第2.5.2表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「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」

本事故は、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。本事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(ii) 「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」

本事故は、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。本事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性が

ある。

(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

① 評価事故シーケンス

- (i) 「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」
- (ii) 「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」
- (iii) 「2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a. ~d. の着眼点に基づき評価した結果、b. (余裕時間) が『高』かつ d. (代表性) が『中』以上の相対的に高い事故シーケンスとして、上記の3つの事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。なお、2次冷却材漏えいの除熱機能への影響が有意という本原子炉施設の特徴を踏まえ、a. (系統間機能依存性) が相対的に高く、かつ、d. (代表性) の評価結果が相対的に高くなった上記の (iii) の事故シーケンスを評価事故シーケンスに含めた。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.3 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「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」

本事故は、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。本事故では、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。

(ii) 「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」

本事故は、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。本事故では、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。

(iii) 「2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次主冷却系の主配管が破損し、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。本事故では、2次冷却材流量減少及び主中間熱交換器での除熱能力低下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。

(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)

① 評価事故シーケンス

- (i) 「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」
- (ii) 「1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」
- (iii) 「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、a.（系統間機能依存性）、c.（設備容量）及び d.（代表性）の評価結果が高となった上記の 3 つの事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.4 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

- (i) 「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」

本事故は、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次主冷却系の安全容器内配管（内管）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、リークジャケット又は配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

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

本事故は、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次主冷却系の配管（内管）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、1次主冷却系の配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、1次主冷却系の配管（外管）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

- (iii) 「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故」

本事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次補助冷却系の配管（内管）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、1次補助冷却系の配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、1次補助冷却系の配管（外管）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

(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)

① 評価事故シーケンス

- (i) 「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」
- (ii) 「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、c. (設備容量) 及び d. (代表性) の評価結果が高となった「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」を評価事故シーケンスに選定した。また、試験炉設置許可基準規則の解釈に基づき「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」も評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.5 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」

本事故は、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。本事故では、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。

(ii) 「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」

本事故は、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。本事故では、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。

(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SB0)

① 評価事故シーケンス

- (i) 「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」

② 選定理由

本事象グループに至る事故シーケンスは「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」のみであることから、本事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.6 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「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」

本事故は、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。本事故では、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。

(7) 局所的燃料破損（LF）

① 評価事故シーケンス

(i) 「冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故」

② 選定理由

本事象グループに含まれる各事故シーケンスを上記の a. ～d. の着眼点に基づき評価した結果、b.（余裕時間）及び c.（設備容量）の評価結果が高となった上記の事故シーケンスを評価事故シーケンスに選定した。選定理由及び選定結果の詳細については、第 2.5.7 表に示す。

③ 評価事故シーケンスの概要

(i) 「冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故」

本事故は、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。本事故では、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞した場合に、炉心の局所的な昇温状態が継続することによって燃料要素が破損し、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

第 2.5.1 表 評価事故シーケンスの選定表 (炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)) (1/3)

事故シーケンス		炉心損傷防止措置	評価事故シーケンスの選定の考え方				評価事故シーケンスと選定理由	
			a.	b.	c.	d.		
●	1	外部電源喪失 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※:「電源喪失」	代替原子炉トリップ信号 (「1次主循環ポンプトリップ」)による原子炉停止	低	低	低	高	<p>a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シーケンスと炉心損傷防止措置に従属性はないことから、原則、一律『低』とするが、格納容器破損防止措置との機能依存性を有するものを『中』とする。</p> <p>b. 余裕時間 それぞれの事故シーケンスにおいて、炉心損傷に至るまでの余裕時間に有意な差はないことから、原則、一律『低』とするが、炉心流量減少速度の速い「1次主循環ポンプ軸固着」は『中』とする。</p> <p>c. 設備容量 それぞれの事故シーケンスにおいて、原子炉の停止に必要な負の反応度(制御棒の挿入本数)に差はないことから、一律『低』とする。</p> <p>d. 代表性 PRAの結果を参照して以下のとおりとする。 10%以上の寄与 :『高』 1%以上10%未満の寄与 :『中』 1%未満の寄与 :『低』</p> <p>d. (代表性)の評価結果が『高』となった事故シーケンスは、影響の中で外部電源喪失が起因の事故シーケンスは、2ループのポンプトリップ等の常用系の動的機器全ての機能喪失をもたらす点で高い代表性を有すると判断し、'1'及び'3'を評価事故シーケンスに選定する。</p>
	2	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ) + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1次冷却材流量低」		低	低	低	高	
●	3	外部電源喪失 + 原子炉保護系(スクラム)動作失敗	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	低	低	低	高	
	4	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ) + 原子炉保護系(スクラム)動作失敗		低	低	低	中	
	5	外部電源喪失 + 制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	①後備炉停止制御棒の急速挿入、又は②制御棒駆動機構による制御棒挿入	低	低	低	中	
	6	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ) + 制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗		低	低	低	低	
	7	出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗		低	低	低	低	
	8	2次冷却材流量増大 + 制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗		低	低	低	低	
	9	主冷却器空気流量増大 + 制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗		低	低	低	低	
	10	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ) + 制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗		低	低	低	低	
	11	主冷却器空気流量減少 + 制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗		低	低	低	低	

● : 選定した評価事故シーケンス

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.1 表 評価事故シーケンスの選定表 (炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)) (2/3)

事故シーケンス		炉心損傷防止措置	評価事故シーケンスの選定の考え方				評価事故シーケンスと選定理由	
			a.	b.	c.	d.		a.系統間機能依存性、b.余裕時間、c.設備容量、d.代表性
●	12	1次主循環ポンプ軸固着+ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1次冷却材流量低」	代替原子炉トリップ 信号(「1次主循環ポン プトリップ」)による原 子炉停止	中	中	低	中	また、主冷却系を2ル ープで構成し、1次主循 環ポンプの主電動機運転 時とボニーモータ運転時 でポンプ本体を共用して いる本原子炉施設の特徴 を踏まえ、a.系統間機能 依存性及びb.余裕時間の 評価結果が相対的に高 く、かつ、d.(代表性) の評価結果が相対的に高 い「12」を評価事故シー ケンスとして選定する。
	13	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管 (内管)破損)+ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」		低	低	低	中	
	14	1次冷却材漏えい(安全容器内配管 (内管)破損)+ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」		低	低	低	低	
	15	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配 管(内管)破損)(注1)+ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」		低	低	低	中	
	16	1次主循環ポンプ軸固着+ 原子炉保護系(スクラム)動作失敗	後備炉停止系用論理 回路による原子炉停止	中	中	低	低	
	17	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管 (内管)破損)+ 原子炉保護系(スクラム)動作失敗		低	低	低	低	
	18	1次冷却材漏えい(安全容器内配管 (内管)破損)+ 原子炉保護系(スクラム)動作失敗		低	低	低	低	
	19	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配 管(内管)破損)(注1)+ 原子炉保護系(スクラム)動作失敗		低	低	低	低	

● : 選定した評価事故シーケンス

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.1 表 評価事故シーケンスの選定表（炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF））（3/3）

事故シーケンス		炉心損傷防止措置	評価事故シーケンスの選定の考え方				評価事故シーケンスと選定理由
			a.	b.	c.	d.	
20	1次主循環ポンプ軸固着+制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	①後備炉停止制御棒の急速挿入、又は②制御棒駆動機構による制御棒挿入	中	中	低	低	a.系統間機能依存性、b.余裕時間、c.設備容量、d.代表性
21	2次主循環ポンプ軸固着+制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗		低	低	低	低	
22	主送風機風量瞬時低下+制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗		低	低	低	低	
23	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）+制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗		低	低	低	低	
24	1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）+制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗		低	低	低	低	
25	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））（注1）+制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗		低	低	低	低	
26	2次冷却材漏えい（注2）+制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗		低	低	低	低	

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

- (注 1) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらすおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は、異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗する点で異常事象「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」と同様である。ただし、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は原子炉を通常停止する点が異なることから、補助中間熱交換器伝熱管破損を起因とした本事故シーケンスのような原子炉停止機能喪失は、イベントツリーから抽出されない。
- (注 2) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらす主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもたらす点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。ただし、主中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、主中間熱交換器伝熱管破損を起因とした本事故シーケンスのような原子炉停止機能喪失は、イベントツリーから抽出されない。

第 2.5.2 表 評価事故シーケンスの選定表 (過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP))

事故シーケンス		炉心損傷防止措置	評価事故シーケンスの選定の考え方				評価事故シーケンスと選定理由
			a.	b.	c.	d.	
●	1	出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※:「中性子束高 (出力領域)」	低	高	低	中	<p>a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シーケンスと炉心損傷防止措置に従属性はないことから、一律『低』とする。</p> <p>b. 余裕時間 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」を起因とした事故シーケンスは、他の異常事象を起因とした場合と比べ、正の反応度添加率が大きいことから、相対的に事象進展が早く炉心損傷までの余裕時間が短い。 したがって、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」を起因とした事故シーケンスは、『高』とし、それ以外の事故シーケンスは、『低』とする。</p> <p>c. 設備容量 それぞれの事故シーケンスにおいて、原子炉の停止に必要な負の反応度 (制御棒の挿入本数) に差はないことから、一律『低』とする。</p> <p>d. 代表性 PRAの結果を参照して UTOP の頻度が原子炉停止機能喪失の事象グループである ULOF 及び ULQHS と比べて 1 桁程度低いことを考慮し、以下のとおりとする。 10%以上の寄与 :『中』 10%未満の寄与 :『低』 なお、PRA では事故シーケンス '2' 及び '5' は炉心損傷に至らないと評価していることを踏まえて、『低』とした。</p> <p>b. (余裕時間) の評価結果が『高』となった事故シーケンス '1' 及び '4' を評価事故シーケンスに選定する。</p>
	2	2次冷却材流量増大 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※:「中性子束高 (出力領域)」	低	低	低	低	
	3	主冷却器空気流量増大 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※:「中性子束高 (出力領域)」	低	低	低	中	
	4	出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	低	高	低	低	
	5	2次冷却材流量増大 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	低	低	低	低	
	6	主冷却器空気流量増大 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	低	低	低	低	

● : 選定した評価事故シーケンス

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『低』とした。

第 2.5.3 表 評価事故シーケンスの選定表 (除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS))

事故シーケンス		炉心損傷防止措置	評価事故シーケンスの選定の考え方				評価事故シーケンスと選定理由	
			a.	b.	c.	d.		
●	1	2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ) + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「2次冷却材流量低」	代替原子炉トリップ信号 (「原子炉出口冷却材温度高」) による原子炉停止	低	高	低	高	<p>a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シーケンスと炉心損傷防止措置に従属性はないことから、原則、一律『低』とするが、格納容器破損防止措置との機能依存性を有するものを『中』とする。</p> <p>b. 余裕時間 それぞれの事故シーケンスにおいて、炉心損傷に至るまでの余裕時間に有意な差はないが、2次冷却材からの除熱に異常が生じる「主冷却器空気流量減少」及び「主送風機風量瞬時低下」を起因とした事故シーケンスに比べ、直接的に1次冷却材からの除熱に異常が生じる「2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ)」、「2次主循環ポンプ軸固着」及び「2次冷却材漏えい」を起因とした事故シーケンスの方が、炉心における除熱能力低下の観点で相対的に厳しい事象となることから、前者を『低』、後者を『高』とする。</p> <p>c. 設備容量 それぞれの事故シーケンスにおいて、原子炉の停止に必要な負の反応度 (制御棒の挿入本数) に差はないことから、一律『低』とする。</p> <p>d. 代表性 PRAの結果を参照して以下のとおりとする。 10%以上の寄与 : 『高』 1%以上10%未満の寄与 : 『中』 1%未満の寄与 : 『低』</p> <p>評価の結果、本事象グループに含まれる各事故シーケンスのうち、b.が『高』かつd.が『中』以上の事故シーケンスを措置毎に抽出し、'1'及び'3'を評価事故シーケンスに選定する。 また、主冷却系を2ループで構成し、2次冷却材漏えいの除熱機能への影響が有意という本原子炉施設の特徴を踏まえ、a.系統間機能依存性の評価結果が相対的に高く、かつ、d.(代表性)の評価結果が相対的に高い'7'を評価事故シーケンスとして選定する。</p>
	2	主冷却器空気流量減少 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「原子炉入口冷却材温度高」		低	低	低	高	
●	3	2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	低	高	低	中	
	4	主冷却器空気流量減少 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		低	低	低	中	
	5	2次主循環ポンプ軸固着 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「2次冷却材流量低」	代替原子炉トリップ信号 (「原子炉出口冷却材温度高」) による原子炉停止	低	高	低	中	
	6	主送風機風量瞬時低下 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「原子炉入口冷却材温度高」		低	低	低	高	
●	7	2次冷却材漏えい(注1) + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※: 「原子炉入口冷却材温度高」	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	中	高	低	中	
	8	2次主循環ポンプ軸固着 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		低	高	低	低	
	9	主送風機風量瞬時低下 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		低	低	低	中	
	10	2次冷却材漏えい(注1) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		中	高	低	低	

● : 選定した評価事故シーケンス

(注1) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらす主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもたらす時点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。ただし、主中間熱交換器伝熱管破損が生じると、2次冷却材流量減少により原子炉の緊急停止が必要となる前に運転員は原子炉を通常停止することから、主中間熱交換器伝熱管破損を起因とした本事故シーケンスのような原子炉停止機能喪失は、イベントツリーから抽出されない。

第 2.5.4 表 評価事故シーケンスの選定表（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））

事故シーケンス		炉心損傷防止措置		評価事故シーケンスの選定の考え方				評価事故シーケンスと選定理由	
		液位確保	炉心冷却	a.	b.	c.	d.		
●	1	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）+ 1次主冷却系配管（外管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループ	主冷却系サイフォンブレイク	①補助冷却系による強制循環冷却、 又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	高	低	高	高	<p>a. 系統間機能依存性 系統間機能依存性は、それぞれの事故シーケンスにおいて期待できる炉心損傷防止措置の厚み（数）が異なることに着目して整理する。具体的には、期待できる炉心損傷防止措置の厚み（数）が少なくなるのは、事故シーケンスが炉心損傷防止措置に与える影響が大きいことから、以下のとおり整理する。 ・期待できる炉心損傷防止措置が2つの場合：『低』 ・期待できる炉心損傷防止措置が1つの場合：『高』</p> <p>b. 余裕時間 それぞれの事故シーケンスにおいて、炉心損傷に至るまでの余裕時間に有意な差はないことから、一律『低』とする。</p> <p>c. 設備容量 炉心損傷防止措置のうち、炉心冷却に係るものは設備容量に有意な差はないことから、ここでは、原子炉容器液位確保機能に着目し、以下のとおり整理する。 ・原子炉容器液位確保機能を必要としない事故シーケンス：『低』 ・原子炉容器液位確保機能を必要とする事故シーケンス：『高』</p> <p>d. 代表性 PRAの結果を参照して以下のとおりとする。 10%以上の寄与：『高』 1%以上10%未満の寄与：『中』 1%未満の寄与：『低』</p> <p>a.（系統間機能依存性）及びc.（設備容量）の評価結果が『高』となった事故シーケンス‘1’、‘4’及び‘5’を評価事故シーケンスに選定する。</p>
	2	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）+ 1次主冷却系配管（内管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループと異なるループ	不要		低	低	低	高	
	3	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）+ 安全容器内配管（内管）破損	不要		高	低	低	中	
	4	1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）+ 安全容器内配管（外管）破損	安全容器内での冷却材保持	補助冷却系による強制循環冷却	高	低	高	高	
	5	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）（注1）+ 1次補助冷却系配管（外管）破損	補助冷却系サイフォンブレイク	①自然循環冷却（2ループ）、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	高	低	高	高	

●：選定した評価事故シーケンス

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『低』とした。

（注1）炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらすおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は、異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗する点で異常事象「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」と同様である。ただし、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、2次補助冷却系から1次補助冷却系への冷却材流入が生じ、原子炉容器液位の低下要因にならないことから、補助中間熱交換器伝熱管破損を起因とした本事故シーケンスと同様の事故シーケンスは、イベントツリーから抽出されない。

第 2.5.5 表 評価事故シーケンスの選定表 (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)) (1/4)

事故シーケンス		炉心損傷防止措置	評価事故シーケンスの選定の考え方				評価事故シーケンスと選定理由
			a.	b.	c.	d.	
●	1	外部電源喪失+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	低	低	高	高	<p>a. 系統間機能依存性 系統間機能依存性は、それぞれの事故シーケンスにおいて期待できる炉心損傷防止措置の厚み(数)が異なること、及び自然循環による炉心損傷防止措置は動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高いことに着目し、以下のとおり整理する。なお、コンクリート遮へい体冷却系の異常に伴う原子炉スクラム時には、原子炉容器外面冷却機能が低下する可能性がある。</p> <p>・期待できる炉心損傷防止措置が2つあり、かつそのうち2ループの自然循環に期待できる場合:『低』 ・期待できる炉心損傷防止措置が2つあり、かつそのうち1ループ自然循環に期待できる場合、又は期待できる炉心損傷防止措置が2ループの自然循環のみの場合:『中』 ・動的機器を要する炉心損傷防止措置にのみ期待できる場合:『高』</p> <p>b. 余裕時間 それぞれの事故シーケンスにおいて、炉心損傷に至るまでの余裕時間に有意な差はないことから、一律『低』とする。</p> <p>c. 設備容量 設備容量は、崩壊熱除去機能を喪失した際の崩壊熱レベルに着目し、相対的に崩壊熱除去機能を喪失するまでの時間の長い「2次主冷却系による除熱の失敗」を含む事故シーケンスを『低』とし、動的機能である「1次主冷却系、補助冷却系による強制循環冷却の失敗」を含む事故シーケンスを『高』とする。</p> <p>c. (設備容量)及びd. (代表性)の評価結果が『高』となった事故シーケンスの中から常用系の動的機器全ての機能喪失をもたらす点で外部電源喪失が起因の事故シーケンスが高い代表性を有すると判断し「1」を評価事故シーケンスに選定する。</p> <p>また、試験炉設置許可基準規則の解釈に基づき、冷却材漏えい時の強制循環冷却の失敗として冷却材漏えいが含まれる事故シーケンスの中から、措置毎の有効性確認を代表性より重視して追加選定する。該当するもののうち、c. (設備容量)の評価結果が『高』、a. (系統間機能依存性)の評価結果が『中』となった事故シーケンス「12」、「13」、「24」に着目し、1次冷却材漏えいを起因とした事故シーケンス(1次冷却系配管は2重管のため冷却材流路を喪失しない)に比べ、2次冷却材漏えいを起因とした事故シーケンス(当該系統の冷却材流路を喪失する)の方が相対的に厳しいことから、「13」を評価事故シーケンスに選定する。</p>
	2	1次主循環ポンプ軸固着+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	低	低	高	高	
	3	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	低	低	高	高	
	4	出力運転中の制御棒の異常な引抜き+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	低	低	高	低	
	5	2次冷却材流量増大+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	低	低	高	中	
	6	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	低	低	高	中	
	7	主冷却器空気流量増大+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	低	低	高	中	

● : 選定した評価事故シーケンス

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.5 表 評価事故シーケンスの選定表（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））（2/4）

事故シーケンス		炉心損傷防止措置	評価事故シーケンスの選定の考え方				評価事故シーケンスと選定理由
			a.	b.	c.	d.	
8	主冷却器空気流量減少+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	①自然循環冷却（2 ループ）、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	低	低	高	中	d. 代表性 PRA の結果を参照して以下のとおりとする。 10%以上の寄与 : 『高』 1%以上 10%未満の寄与 : 『中』 1%未満の寄与 : 『低』
9	2次主循環ポンプ軸固着+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	低	高	低	
10	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	低	高	低	
11	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））（注1）+ 1次主冷却系配管（内管）破損+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗		低	低	高	低	
12	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））（注1）+ 安全容器内配管（内管）破損+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗	自然循環冷却（2 ループ）	中	低	高	低	
● 13	2次冷却材漏えい（注2）+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	①自然循環冷却（1 ループ）、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	中	低	高	低	

● : 選定した評価事故シーケンス

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.5 表 評価事故シーケンスの選定表 (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)) (3/4)

事故シーケンス		炉心損傷防止措置	評価事故シーケンスの選定の考え方				評価事故シーケンスと選定理由	
			a.	b.	c.	d.		
14	外部電源喪失 + 2次主冷却系による除熱失敗	①補助冷却系による強制循環冷却、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	高	低	低	中		
15	1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ) + 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	中		
16	出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低		
17	2次冷却材流量増大 + 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	中		
18	2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプトリップ) + 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低		
19	主冷却器空気流量増大 + 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低		
20	主冷却器空気流量減少 + 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低		
21	2次主循環ポンプ軸固着 + 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低		
22	1次主循環ポンプ軸固着 + 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	低		
23	2次冷却材漏えい (注 2) + 2次主冷却系による除熱失敗		高	低	低	中		
24	1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 1次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		自然循環冷却 (2ループ)	中	低	高		低

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.5 表 評価事故シーケンスの選定表（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））（4/4）

事故シーケンス		炉心損傷防止措置	評価事故シーケンスの選定の考え方				評価事故シーケンスと選定理由
			a.	b.	c.	d.	
25	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））（注3）+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗	①自然循環冷却（2ループ）、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	低	低	高	中	
26	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）+ 2次主冷却系による除熱失敗	①補助冷却系による強制循環冷却、又は②コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	高	低	低	低	
27	1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）+ 2次主冷却系による除熱失敗	補助冷却系による強制循環冷却	高	低	低	低	
28	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））（注3）+ 2次主冷却系による除熱失敗	コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	高	低	低	低	

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

- (注 1) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらすおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は、異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗する点で異常事象「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」と同様である。ただし、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、2次補助冷却系から1次補助冷却系への冷却材流入が生じ、原子炉容器液位の低下要因にならないことから、補助中間熱交換器伝熱管破損を起因とした本事故シーケンスと同様の事故シーケンスは、イベントツリーから抽出されない。
- (注 2) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらす主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもたらす点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。主中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止で対策する。
- (注 3) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらすおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は、異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗する点で異常事象「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」と同様である。なお、補助中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなるが、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は2次補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器バイパスは防止される。

第 2.5.6 表 評価事故シーケンスの選定表 (全交流動力電源喪失 (SBO))

事故シーケンス			炉心損傷防止措置	評価事故シーケンスの選定の考え方					評価事故シーケンスと選定理由
				a.	b.	c.	d.	a.系統間機能依存性、b.余裕時間、c.設備容量、d.代表性	
●	1	外部電源喪失+ ディーゼル発電機 (2台) 起動失敗	自然循環 (2ループ)	—	—	—	—	SBOに係る事故シーケンスは、「外部電源喪失+ディーゼル発電機 (2台) 起動失敗」のみである。	左記より、「外部電源喪失+ディーゼル発電機 (2台) 起動失敗」を評価事故シーケンスに選定する。

● : 選定した評価事故シーケンス

第2.5.7表 評価事故シーケンスの選定表（局所的燃料破損（LF））

事故シーケンス		炉心損傷防止措置	評価事故シーケンスの選定の考え方				評価事故シーケンスと選定理由
			a.	b.	c.	d.	
1	局所的過熱事象（約 10%過出力） + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗	燃料破損検出系による検出及び原子炉停止	低	低	低	中	<p>a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シーケンスにおいて、系統間機能依存性に差はないことから、一律『低』とする。</p> <p>b. 余裕時間 短時間では燃料破損に至らない「局所的過熱事象」、燃料破損後に長時間運転を継続した場合に破損が伝播する可能性がある「燃料要素の偶発的破損」及び「流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞)」は『低』とする。集合体内の破損伝播速度が相対的に速い「流路閉塞事象(千鳥閉塞)」は、相対的に余裕時間が短くなることから『高』とする。</p> <p>c. 設備容量 「局所的過熱事象(約 10%過出力)」、「燃料要素の偶発的破損」及び「流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞)」は、破損伝播速度が緩やかであり、原子炉を速やかに停止する必要がないことから、『低』とする。「局所的過熱事象(約 30%過出力)」及び「流路閉塞事象(千鳥閉塞)」は、集合体内の破損伝播速度が相対的に速く、原子炉を速やかに停止する必要があることから『高』とする。</p> <p>d. 代表性 それぞれの異常事象の発生頻度の相対的關係より代表性は、以下のとおり整理する。 ・燃料要素の偶発的破損：『高』 ・局所的過熱事象(約 10%過出力)及び流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞)：『中』 ・局所的過熱事象(約 30%過出力)、流路閉塞事象(千鳥閉塞)：『低』</p>
2	局所的過熱事象（約 30%過出力）		低	低	高	低	
3	燃料要素の偶発的破損 + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗		低	低	低	高	
4	流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞) + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗		低	低	低	中	
● 5	流路閉塞事象(千鳥閉塞)		低	高	高	低	

● : 選定した評価事故シーケンス

4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

評価事故シーケンスについて

1. 評価事故シーケンスの選定の基本的考え方

発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等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るものとする。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。

本原子炉施設において、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故が発生した場合に、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。）、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。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象を整理した上で、計算プログラム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. 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故における評価対象の整理

本原子炉施設において、起こりうる異常事象を抽出し、異常の発生に続く事故の進展について、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（以下「設計基準事故対処設備」という。）の喪失の可能性を含め体系的に整理し、その中から炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に至る可能性がある組合せ（以下「事故シーケンス」という。）を抽出する。さらに、事故シーケンスの様態及び事故に対処するための炉心損傷防止措置が類似する事故シーケンスのグループ化（以下「事象グループ」という。）を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を選定し、評価を行う。

また、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に対処するために講じることとしている「炉心損傷防止措置」が機能しない場合においては、炉心の著しい損傷の可能性があり、その結果、格納容器が破損に至る可能性が想定される。本原子炉施設であるナトリウム冷却型高速炉については、格納容器の破損を含む包括的解析やレベル 1.5 確率論的リスク評価の実施例は数少なく、実用発電用軽水型原子炉施設における格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている格納容器破損モードは存在しない。このため、本原子炉施設においては、格納容器破損モードを想定した上でそれぞれの破損モードに照らして評価の対象とする事故シーケンスを選定するのではなく、炉心損傷防止措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスを対象として、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して（安全機能の喪失を重畳させて）、その場合において、格納容器破損防止措置を講じることとし、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認する。全ての評価事故シーケンスを対象として有効性評価を行うことにより、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故の全体を一貫して評価することができる。

なお、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も、必ずしも全ての評価事故

シーケンスにおいて格納容器への負荷が発生するわけではない。本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れた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、原子炉容器の周囲に安全容器を設置していることなどの特徴を有している。「格納容器破損防止措置の有効性評価」においてはそれぞれの評価事故シーケンスについて以上の特徴を含めて評価を行う。

3. 評価事故シーケンスの代表性について

3.1 炉心損傷防止措置の有効性評価における評価事故シーケンスの代表性について

炉心損傷防止措置の有効性評価のための評価事故シーケンスは、炉心の著しい損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスの中から、系統間機能依存性、余裕時間、設備容量及び代表性を着眼点としてそれぞれの事象グループについて選定したものであり、代表性を有するものである（別紙 2-1 の第 2.5.1 表～第 2.5.7 表）。また、後述する格納容器破損防止措置の有効性評価と同様に、有効性評価の観点からも代表性を有している。

3.2 格納容器破損防止措置の有効性評価における評価事故シーケンスの代表性について

実用炉における格納容器破損防止措置の有効性評価では、格納容器破損モードを同定した上でそれぞれの破損モードについて結果を厳しくする評価事故シーケンスを選定することとしている（有効性評価の審査ガイド）。一方、本原子炉施設における格納容器破損防止措置の有効性評価では、格納容器破損モードは定義しないで、炉心損傷防止措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスを対象として、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して（すなわち、安全機能の喪失を重畳させて）、その場合において格納容器破損防止措置を講じることとし、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認している。

格納容器破損防止措置の有効性評価において全ての評価事故シーケンスを対象として評価を行うことは、分かりやすく合理的に一貫して評価できること、また合理的・効率的に措置を講じることができる利点があるが、その一方で、全ての事故シーケンスに対する評価結果が記載されないため、格納容器破損防止の観点から評価事故シーケンスの代表性について確認した（付録 1：格納容器破損防止措置の有効性評価における評価事故シーケンスの代表性）。

- 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）については、抽出された事故シーケンスは炉心流量減少時の原子炉停止機能喪失であり、このうち、「1次主循環ポンプ軸固着」以外の異常事象を起因とする事故シーケンスは、事故シーケンスによって出力変化、制御棒反応度挿入特性等の解析条件に僅かな差が生じるが、炉心流量減少時に原子炉停止機能喪失により炉心が損傷し、格納容器に負荷が生じる観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスの「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」と同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。「1次主循環ポンプ軸固着」を起因とする事故シーケンスは、炉心流量の減少速度が相対的に速いこと、また、格納容器破損防止措置との機能依存性を有することから、これらの影響は評価事故シーケンス「1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」により確認する。

- 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）については、抽出された事故シーケンスは過出力時の原子炉停止機能喪失であり、事故シーケンスによって出力変化等の解析条件に僅かな差が生じるが、過出力時に原子炉停止機能喪失により炉心が損傷し、格納容器に負荷が生じる観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。
- 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）については、抽出された事故シーケンスは除熱源喪失時の原子炉停止機能喪失であり、このうち、「2次冷却材漏えい」以外の異常事象を起因とする事故シーケンスは、事故シーケンスによって冷却材温度、出力変化等の解析条件に僅かな差が生じるが、除熱源喪失時に原子炉停止機能喪失により冷却材温度が昇温し、原子炉入口冷却材温度が上昇する観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスの「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」と同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。「2次冷却材漏えい」を起因とする事故シーケンスは、除熱機能の低下が相対的に大きいこと、また、格納容器破損防止措置との機能依存性を有することから、これらの影響は評価事故シーケンス「2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」により確認する。
- 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）については、評価事故シーケンスの「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」は液位低下が大きくなる条件であるとともに、炉心溶融と原子炉容器破損により炉心燃料の全量が安全容器に移行することを仮定しており、炉心燃料の安全容器内での安定冷却保持の観点では、抽出された事故シーケンスは同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスの「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」に包絡される。
- 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）については、1ループの自然循環除熱に期待できる事故シーケンスのグループと2ループの自然循環除熱に期待できる事故シーケンスのグループのそれぞれから評価事故シーケンスを選定しており、代表的かつ厳しい条件となる評価事故シーケンスを選定していることから、抽出された事故シーケンスは同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。
- 局所的燃料破損（LF）については、炉心損傷防止措置によらず破損伝播の可能性は極めて低い、起こったとしても伝播速度は緩慢であり、評価事故シーケンスにおいて事故の拡大を仮に想定したとしても、その影響は炉心の著しい損傷に至る ULOF に包絡される。

以上のことから、炉心損傷防止措置の有効性評価のための評価事故シーケンスは、格納容器破損防止措置の有効性評価の観点からも代表性を有している。また、全ての事象グループの評価事故シーケンスを一貫して評価することにより、結果的に、本原子炉施設において想定される格納容器への負荷に対して措置が有効性を有することを確認している（付録2：ナトリウム冷却高速炉における格納容器負荷メカニズムについて）。

以 上

格納容器破損防止措置の有効性評価における評価事故シーケンスの代表性

事象	事故シーケンス (●選定した評価事故シーケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シーケンスの代表性
ULOF	●外部電源喪失+原子炉トリップ信号発信失敗	代替原子炉トリップ信号が機能せず 原子炉停止に失敗	全ての事故で原子炉急速停止に失敗しており、「外部電源喪失」に起因する評価事故シーケンスと「1次主循環ポンプ軸固着」以外の異常事象を起因とする事故シーケンスでは、過渡変化後のポンプトリップで主循環ポンプがコストダウンし、同等の事象推移となる。 また、「1次主循環ポンプ軸固着」を起因とする事故シーケンスは、炉心流量の減少速度が相対的に速いこと、また、格納容器破損防止措置との機能依存性を有することから、これらの影響は評価事故シーケンス「1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」により確認する。
	1次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗		
	●1次主循環ポンプ軸固着+原子炉トリップ信号発信失敗		
	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)+原子炉トリップ信号発信失敗		
	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)+原子炉トリップ信号発信失敗		
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)+原子炉トリップ信号発信失敗		
	●外部電源喪失+原子炉保護系(スクラム)動作失敗	後備炉停止系用論理回路が機能せず 原子炉停止に失敗	
	1次冷却材流量減少+原子炉保護系(スクラム)動作失敗		
	1次主循環ポンプ軸固着+原子炉保護系(スクラム)動作失敗		
	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)+原子炉保護系(スクラム)動作失敗		
	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)+原子炉保護系(スクラム)動作失敗		
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)+原子炉保護系(スクラム)動作失敗		
	外部電源喪失+制御棒(主系)の急速挿入失敗	後備炉停止制御棒挿入が機能せず 原子炉停止に失敗	
	1次冷却材流量減少+制御棒(主系)の急速挿入失敗		
出力運転中の制御棒の異常な引抜き+制御棒(主系)の急速挿入失敗			

事象	事故シーケンス (●選定した評価事故シーケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シーケンスの代表性
	2次冷却材流量増大+制御棒(主系)の急速挿入失敗		
	主冷却器空気流量増大+制御棒(主系)の急速挿入失敗		
	2次冷却材流量減少+制御棒(主系)の急速挿入失敗		
	主冷却器空気流量減少+制御棒(主系)の急速挿入失敗		
	1次主循環ポンプ軸固着+制御棒(主系)の急速挿入失敗		
	2次主循環ポンプ軸固着+制御棒(主系)の急速挿入失敗		
	主送風機風量瞬時低下+制御棒(主系)の急速挿入失敗		
	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)+制御棒(主系)の急速挿入失敗		
	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)+制御棒(主系)の急速挿入失敗		
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)+制御棒(主系)の急速挿入失敗		
	2次冷却材漏えい+制御棒(主系)の急速挿入失敗		
UTOP	●出力運転中の制御棒の異常な引抜き+原子炉トリップ信号発信失敗	制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号が機能せず原子炉停止に失敗	主冷却器の流量増大は1次系冷却材温度の低下による正の反応度により出力上昇に至るが、その効果は小さく、評価事故シーケンスに包絡される。また、2次冷却材の流量増大は炉心損傷に至らないと評価している。
	2次冷却材流量増大+原子炉トリップ信号発信失敗		
	主冷却器空気流量増大+原子炉トリップ信号発信失敗		
	●出力運転中の制御棒の異常な引抜き+原子炉保護系(スクラム)動作失敗	制御棒連続引抜き阻止インターロック及び後備炉停止系用論理回路が機能せず原子炉停止に失敗	
	2次冷却材流量増大+原子炉保護系(スクラム)動作失敗		
	主冷却器空気流量増大+原子炉保護系(スクラム)動作失敗		
ULOHS	●2次冷却材流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗	代替原子炉トリップ信号が機能せず原子炉停止に失敗	主冷却器の流量減少及び2次主循環ポンプ軸固着に起因する
	主冷却器空気流量減少+原子炉トリップ信号発信失敗		

事象	事故シーケンス (●選定した評価事故シーケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シーケンスの代表性
	2次主循環ポンプ軸固着+原子炉トリップ信号発信失敗 主送風機風量瞬時低下+原子炉トリップ信号発信失敗 ●2次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗 ●2次冷却材流量減少+原子炉保護系(スクラム)動作失敗 主冷却器空気流量減少+原子炉保護系(スクラム)動作失敗 2次主循環ポンプ軸固着+原子炉保護系(スクラム)動作失敗 主送風機風量瞬時低下+原子炉保護系(スクラム)動作失敗 2次冷却材漏えい+原子炉保護系(スクラム)動作失敗	後備炉停止系用論理回路が機能せず 原子炉停止に失敗	評価事故シーケンスの代表性 事故の事象推移は「2次冷却材流量減少」を起因とする評価事故シーケンスと同等であり、評価事故シーケンスに包絡される。 また、「2次冷却材漏えい」を起因とする事故シーケンスは、除熱機能の低下が相対的に大きいこと、また、格納容器破損防止措置との機能依存性を有することから、これらの影響は評価事故シーケンス「2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」により確認する。
LORL	●1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損+1次主冷却系配管(外管)破損) 1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損+1次主冷却系配管(内管)破損) 1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損+安全容器内配管(内管)破損) ●1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損+安全容器内配管(外管)破損) ●1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損+1次補助冷却系配管(外管)破損)	それぞれの事故シーケンスに対する炉心損傷防止措置が機能を喪失すると、全ての事故で崩壊熱の除去に失敗	評価事故シーケンスの「1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故」は1次冷却材の2箇所での破損を重畳した事故であり、液位の低下が大きくなる箇所を選定している。有効性評価では原子炉容器破損により炉心燃料の全量が安全容器に移行することを仮定した解析を行っており、代表的かつ厳しい条件で

事象	事故シーケンス (●選定した評価事故シーケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シーケンスの代表性
			の評価となっている。
PLOHS	<p>●外部電源喪失+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>1次主循環ポンプ軸固着+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>1次冷却材流量減少+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>出力運転中の制御棒の異常な引抜き+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>2次冷却材流量増大+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>2次冷却材流量減少+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>主冷却器空気流量増大+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>主冷却器空気流量減少+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>2次主循環ポンプ軸固着+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗</p> <p>1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却系</p>	<p>主冷却系2ループ中1ループの自然循環に失敗(受動的な安全機能である自然循環除熱は信頼度が高く、独立した2ループの同時失敗は防止できている)</p>	<p>いずれの事故シーケンスでも原子炉停止後の1ループの自然循環に期待する点では共通である。</p> <p>事故シーケンスによって初期の炉心流量の減少挙動等に差があるが、原子炉停止後であるためその影響はほとんどなく、崩壊熱による発熱の自然循環冷却という意味では、初期挙動の違いの影響は重要ではない。</p> <p>したがって、評価事故シーケンスは代表性を有する。</p>

事象	事故シーケンス (●選定した評価事故シーケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シーケンスの代表性
	による強制循環冷却失敗		
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(破損))+1次主冷却系配管(内管)破損+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗		
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(破損))+安全容器内配管(内管)破損+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗		
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(破損))+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗		
	●2次冷却材漏えい+1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+補助冷却系による強制循環冷却失敗	全ての事故で崩壊熱の除去に失敗	全ての事故シーケンスにおいて崩壊熱除去に失敗するため、炉心溶融に至る。評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器破損により炉心燃料の全量が安全容器に移行することを仮定している。また、2次冷却材漏えいと同時に主中間熱交換器の除熱能力喪失を想定しており、代表的かつ厳しい条件での評価となっている。
	外部電源喪失+2次主冷却系による除熱失敗		
	1次冷却材流量減少+2次主冷却系による除熱失敗		
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き+2次主冷却系による除熱失敗		
	2次冷却材流量増大+2次主冷却系による除熱失敗		
	2次冷却材流量減少+2次主冷却系による除熱失敗		
	主冷却器空気流量増大+2次主冷却系による除熱失敗		
	主冷却器空気流量減少+2次主冷却系による除熱失敗		
	2次主循環ポンプ軸固着+2次主冷却系による除熱失敗		
	1次主循環ポンプ軸固着+2次主冷却系による除熱失敗		
	2次冷却材漏えい+2次主冷却系による除熱失敗		
	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)+2次主冷却系による除熱失敗		

事象	事故シーケンス (●選定した評価事故シーケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シーケンスの代表性
	1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 2 次主冷却系による除熱失敗		
	1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (内管) 破損) + 2 次主冷却系による除熱失敗		
	1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 1 次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	主冷却系 2 ループ中 1 ループの自然循環に失敗 (受動的な安全機能である自然循環除熱は信頼度が高く、独立した 2 ループの同時失敗は防止できている)	PLOHS の評価事故シーケンス「外部電源喪失 + 強制循環冷却喪失」と事象推移は同等
SBO	●外部電源喪失 + ディーゼル発電機 (2 台) 起動失敗	主冷却系 2 ループ中 1 ループの自然循環に失敗 (受動的な安全機能である自然循環除熱は信頼度が高く、独立した 2 ループの同時失敗は防止できている)	同上
LF	局所的過熱事象 (約 10% 過出力) + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗	冷却材流路閉塞事象 (千鳥格子状) では、燃料破損検出系による破損の検出及び原子炉停止に失敗すると、燃料破損の伝播・拡大の可能性はある。その他の事故は破損伝播に長時間かかり原子炉停止に対する猶予時間が長い。	局所的燃料破損事故は破損伝播の観点から相対的に猶予時間の短い冷却材流路閉塞事象 (千鳥格子状) に包絡される。なお、破損伝播速度は緩慢であり、仮に多数の集合体に拡大するとしても、炉心損傷の影響は炉心の著しい損傷に至る ULOF に包絡される。
	局所的過熱事象 (約 30% 過出力)		
	燃料要素の偶発的破損 + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗		
	冷却材流路閉塞事象 (1 サブチャンネル閉塞) + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗		
	●冷却材流路閉塞事象 (千鳥格子状)		

ナトリウム冷却高速炉における格納容器負荷メカニズムについて

格納容器への負荷メカニズムは高圧システムの軽水炉と低圧システムの高速炉では異なり、軽水炉における格納容器破損モードの大半は低圧の高速炉には当てはまらない。また、「常陽」においては仮に炉心の著しい損傷が発生したとしても、原子炉容器または安全容器によりその影響が格納容器に拡大することを防止することができる。なお、実用発電炉では、配管破断に伴う冷却材喪失事故が生じると、設計基準事故の範囲内において格納容器に負荷が発生するとともに、格納容器に放出された水蒸気を格納容器バウンダリの機能を用いて凝縮・回収した水の再循環により炉心の冷却を実施することがあり、格納容器の過圧防止に失敗すると格納容器先行破損に由来する炉心損傷のおそれがある。これに対して、高速炉では設計基準事故の範囲内において格納容器に過大な負荷が生じることはなく、主冷却系又は補助冷却系での炉心冷却が基本のため、そのような事象はない。

以上の安全上の特徴も踏まえ、格納容器への負荷メカニズムは以下及び第 1 表のとおり整理できる。

一般に格納容器に対する負荷メカニズムには機械的要因と熱的要因がある。熱的要因は熔融炉心や炉心デブリ（熔融燃料や燃料デブリ）からの崩壊熱除去能力を喪失して、原子炉容器を熔融貫通し、やがてベースマット・コンクリートが浸食され、格納機能の喪失に至るもので、これは軽水炉においても高速炉においても共通である。機械的要因に関しては、高圧の冷却材に保有される内部エネルギーの放出が重要となる軽水炉に対して、高速炉では即発臨界の超過による核的エネルギーの放出が重要となる。この他に、冷却材としてナトリウムを使用する高速炉ではナトリウムの化学反応に伴う圧力・温度の上昇が重要となる。

第1表 ナトリウム冷却高速炉における格納容器負荷メカニズム

格納容器の破損形態	格納容器への負荷メカニズム	「常陽」での格納容器破損防止の考え方
ナトリウム燃焼による機械的破損	原子炉停止機能喪失系 (ATWS 系) の事象の炉心損傷の過程で即発臨界超過に伴う機械的エネルギー発生の結果、格納容器床上に噴出されたナトリウムの燃焼に伴う雰囲気圧力の上昇	固有の炉心特性による炉心損傷、即発臨界超過の回避又は過大な機械的エネルギー発生抑制によるナトリウム床上噴出の抑制
水素燃焼による機械的破損	ATWS 系又は崩壊熱除去機能喪失系 (LOHRS 系) 事象で原子炉冷却材バウンダリ外での反応で発生した水素が運転床上に移行し蓄積燃焼することによる雰囲気圧力の急上昇	ATWS 系では損傷炉心の原子炉容器内保持・冷却、LOHRS 系では原子炉容器破損後の安全容器内保持・冷却による、ナトリウム・コンクリート反応に伴う過大な水素発生回避
ベースマット・コンクリートの浸食・貫通	原子炉容器破損後、格納容器底部でのデブリ・コンクリート相互作用によるベースマット・コンクリートの浸食・貫通	LOHRS 系では原子炉容器破損後の安全容器内保持・冷却による格納容器底部でのデブリ・コンクリート相互作用の回避
原子炉冷却材バウンダリ圧力の上昇による中間熱交換器バウンダリの破損	PLOHS 及び SBO において、炉心損傷の過程で冷却系の過圧及び過温により中間熱交換器のバウンダリ (1 次・2 次境界) が損傷 (格納容器のバイパス)	安全板の開放による 1 次冷却系の過圧防止で中間熱交換器のバウンダリ破損を防止
その他	熔融燃料・冷却材相互作用 (FCI) による圧力急上昇、エネルギー発生による機械的破損	FCI については炉内は事象推移解析で考慮、炉外は高速炉条件では大規模 FCI の発生条件に至らない

対象外とする異常事象

1. 対象外とする異常事象

以下に示す異常事象については、発生する可能性や影響を考慮して評価対象外と判断している。

a. 気体廃棄物処理設備の破損

炉心損傷の観点からは考慮不要であるため評価対象外とする。

b. 燃料集合体の落下

原子炉の出力運転中では、使用済燃料貯蔵設備における使用済燃料集合体の取扱中における落下が考えられるが、落下した場合でも原子炉の運転には影響がなく、炉心損傷の観点からは考慮不要であるため評価対象外とする。

c. 原子炉容器破損

原子炉容器の破損が発生する可能性は十分に低いと考えられ、評価対象外と判断している。

d. 1次オーバフロー系、1次ナトリウム純化系、1次ナトリウム充填・ドレン系の破損

1次オーバフロー系、1次ナトリウム純化系や1次ナトリウム充填・ドレン系の配管破損により、主冷却系及び補助冷却設備の冷却機能が喪失することはなく、原子炉容器液位確保機能を喪失することはないため、評価対象外とする。なお、これらが通常運転中に発生すると、原子炉の停止及び崩壊熱除去開始に至ることから、その影響は異常事象「1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）」に包絡される。

e. 制御棒の急速引抜き

制御棒の急速引抜きについては、設計上、制御棒の引抜き速度は一定であり、引抜き速度は異常事象「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」を超えないため、評価対象外とする。

事象選定における補機冷却設備の異常の考慮について

1. 概要

事故の選定においては、施設の特徴を踏まえた異常事象の抽出を行っている。ここで、炉心の著しい損傷は、原子炉施設が通常運転状態から逸脱し、燃料体の発熱の増加または燃料体からの除熱の減少により、炉心が昇温することにより生じるものであることに着目している。次に、抽出した異常事象に続く事故の進展について、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（以下「設計基準事故対処設備」という。）の喪失の可能性を含めて分析している。これらの異常事象の抽出及び設計基準事故対処設備の安全機能の喪失の要因として補機冷却設備の異常を考慮している。

2. 補機冷却設備の概要

補機冷却設備は、冷却水水槽、補助水槽、冷却塔、揚水ポンプ及び循環ポンプ等から構成する（第1図参照）。補機冷却設備は、揚水ポンプにより冷却水水槽から水を汲み上げ、格納容器雰囲気調整系、コンクリート遮へい体冷却系、使用済燃料貯蔵設備水冷却浄化設備、ディーゼル発電機、圧縮空気供給設備等に冷却水を供給するものであり、各設備等に供給された水は冷却水水槽に還流する。なお、一部の補機冷却設備については、循環ポンプにより、冷却水水槽を経由せず冷却水を循環する。また、除去した熱は、冷却塔から大気中に放散される。揚水ポンプ及び循環ポンプについては、それぞれ非常用ディーゼル電源系に接続された予備ポンプを設けるものとする。

3. 補機冷却設備の異常の考慮

(1) ディーゼル発電機冷却系

外部電源喪失を異常事象として、これに対する設計基準事故対処設備としてディーゼル発電機2台の起動失敗を選定している。

(2) 空調系冷却設備

格納容器雰囲気調整系の機能喪失の要因となり、格納容器内温度、圧力が上昇する可能性があるが、この場合には保安規定に基づき、原子炉を停止する。本異常は、炉心の昇温に直接影響を及ぼすものではないため、単独の異常事象としては抽出しておらず、これらが生じた際の原子炉手動停止後の事象進展は、原子炉誤スクラム（手動）の異常事象と同様となる。

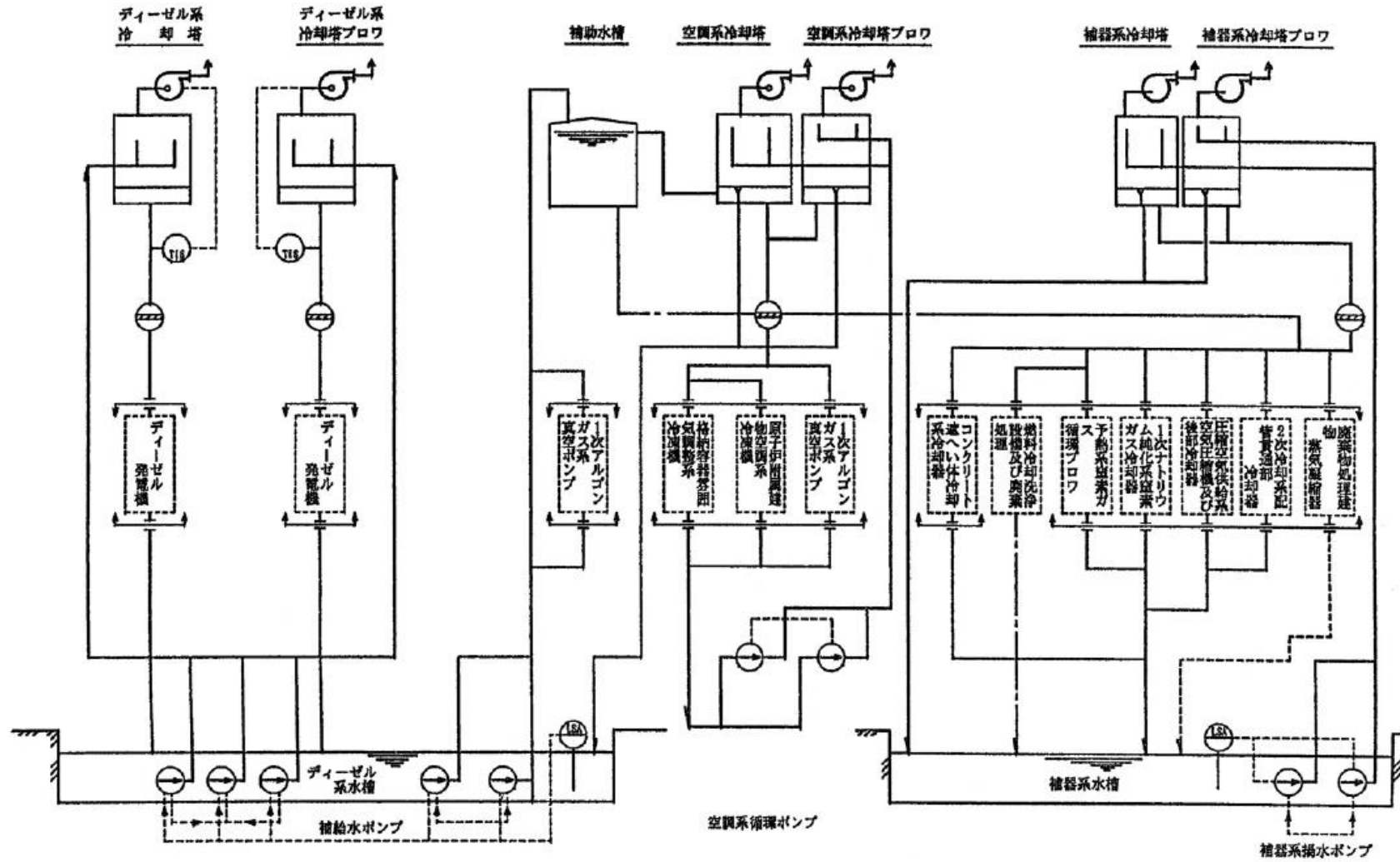
(3) 補機冷却系冷却設備

コンクリート遮へい体冷却系の機能喪失の要因となり、原子炉を停止する可能性がある。(2)と同様に、本異常は、炉心の昇温に直接影響を及ぼすものではないため、単独の異常事象としては抽出しておらず、本異常が生じた際の原子炉手動停止後の事象進展は、原子炉誤スクラム

(手動)の異常事象と同様となる。また、圧縮空気供給設備の機能喪失の原因ともなるが、圧縮空気供給設備の異常は、炉心の昇温に直接影響を及ぼすものであるため、異常事象に選定しており、補機冷却設備の故障は、圧縮空気供給設備の異常の要因の一つとして考慮されている。

以上のとおり、異常事象の抽出及び設計基準事故対処設備の安全機能の喪失の要因として補機冷却設備の異常を考慮している。

以上



第1図 補機冷却設備

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲の安全機能を対象とした
内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）で抽出した
事故シーケンスについて

1. 評価事故シーケンスの選定の基本的考え方

発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等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るものとする。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. 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故における評価対象の整理

本原子炉施設において、起こりうる異常事象を抽出し、異常の発生に続く事故の進展について、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の喪失の可能性を含め体系的に整理し、その中から炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に至る可能性がある組合せ（以下「事故シーケンス」という。）を抽出する。さらに、事故シーケンスの様態及び事故に対処するための炉心損傷防止措置が類似する事故シーケンスのグループ化（以下「事象グループ」という。）を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を実用発電炉の有効性評価ガイドを参考に選定し、評価を行う。

3. 確率論的リスク評価（PRA）で抽出した事故シーケンス

3.1 目的

以下の①～③を目的に、出力運転時における内部事象を対象としたレベル 1PRA を実施し、内部事象に起因して炉心損傷に至る事故シーケンスの同定及び炉心損傷頻度の定量化結果を整理する。なお、レベル 1PRA とは「炉心損傷頻度の評価までを行う確率論的リスク評価」^[1]である。

- ① PRA で選定した事象グループと 2. で選定した事象グループを比較し、これらが一致することを確認する。（→事象グループの選定に漏れがないことの整理）
- ② PRA で抽出した起因事象及び事故シーケンスと 2. で選定した異常事象及び事故シーケンスを比較し、起因事象については 2. で選定した異常事象に対応付けられることを確認するとともに、PRA で抽出した事故シーケンスが 2. で抽出した事故シーケンスで代表されることを確認する。（→異常事象及び事故シーケンスが体系的に抽出・選定されていることの整理）
- ③ 2. における評価事故シーケンスは、実用発電炉の有効性評価ガイドを参考に、影響の大きさを考慮した 4 つの着眼点について評価した結果に基づき選定している。この着眼点のうちの代表性については、頻度の観点で評価している。このため、PRA の定

量化結果を基に事故シーケンスの頻度と事象グループにおける寄与割合を整理する。
(→事故シーケンスの頻度の整理)

3.2 評価対象

評価の対象は、新規規制基準適合性を申請中の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲の安全機能とした。

3.3 評価方法

実用炉と同様に、日本原子力学会標準^{[1][2]}等を参考に第1図に示す評価の流れに沿って起
因事象の選定及びグループ化から成功基準の設定及びイベントツリーの作成並びにフォー
ルトツリーの作成を経て評価モデルを構築し、パラメータ（すなわち起
因事象の発生頻度、機器の故障率、共通原因故障パラメータ、及びヒューマンエラー確率）の推定及び使命時間
等の設定を基にフォールトツリーの確率計算及びイベントツリーを用いた事故シーケンス
の発生頻度の計算を実施した。フォールトツリーの作成では、運転時の異常な過渡変化又は
設計基準事故で考慮する範囲の設備及びこれらに必要なサポート系をモデル化し、機器故
障率等のパラメータには、「常陽」の故障実績や高速炉機器信頼性データベース等に基づい
て値を設定することにより、「常陽」のナトリウム冷却型炉としての安全上の特徴を踏まえ
た評価としている。

崩壊熱除去機能の使命時間は、崩壊熱と原子炉冷却材バウンダリからの自然放熱が同程度
となるまでの期間として、一律 1536 時間と設定している。後述する起
因事象によっては、使命時間が 1536 時間より短い場合（例：外部電源喪失の場合、外部電源復旧後に起
因事象発生前の通常運転状態へ復帰することから、その時点で崩壊熱除去の使命が
終わる。）があるが、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に
一律 1536 時間と設定している。このため、事象グループ LORL、PLOHS 及び SBO
については、事故シーケンスの発生頻度が過大な値となっている可能性がある。なお、
使命時間の評価における崩壊熱は、ノミナル値（最適評価値）を用いている。

3.4 起 因事象

起
因事象は、「通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷、格納容器機能喪失、及
び/又は放射性物質などの放出を伴う事故へ波及する可能性のあるもの」^[1]と定義される。

内部事象を対象とした PRA では、起
因事象を体系的に選定するため、学会標準^[2]に記載された方法の一つであるマ
スターロジックダイアグラム (MLD) と呼ばれる論理モデルを用いた。起
因事象の選定のために作成した MLD を第 1 表及び第 2 表に、選定した起
因事象及び起
因事象グループを第 3 表に示す。

本起
因事象グループは、第 4 表に示すとおり、評価事故シーケンスを選定する過程で炉心
の著しい損傷に至る原因として選定した異常事象に直接的に対応するか、もしくは、起
因事象により異常事象に至ることから、異常事象に対応付けられる。

起
因事象グループの発生頻度は、学会標準^[2]に記載のベイズ統計による推定手法を用いて

評価した。起因事象グループの発生頻度の評価の概要を第 5 表に、評価結果を第 6 表に示す。

なお、PRA が適用可能でない外部事象については、別途、定性的な検討を実施している。

3.5 イベントツリーの作成

条件付分岐確率イベントツリー法^[2]を適用し、計算コードRISKMANを使用した。主要な緩和機能を有するシステムの成否と事象グループとの関係を模式的に描いたイベントツリー図を第2図に示す。原子炉容器液位確保については、1次冷却系配管が複数破損した場合にLORLと判定した。第2図に示すように原子炉容器液位が確保された状況下での強制循環モードによる崩壊熱除去機能喪失要因のうち、ポンプモータ等への動力電源が全て喪失する事故シーケンスをSBOとして考慮し、動力電源が供給された状況下での強制循環モードによる崩壊熱除去機能喪失をPLOHSとして考慮した。運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲を、補助冷却系の位置づけに着目して整理すると、第7表のNo. 1に示す状態で補助冷却系により崩壊熱除去する場合が設計基準事故の範囲内の対策に位置づけられ、第7表のNo. 2及びNo. 3は設計基準事故を超えた事態への対策に位置づけられる。これを踏まえ、原子炉容器液位が確保された状態で2次主冷却系が2ループとも自然循環冷却機能喪失した状態はPLOHSに分類された。

また、ポンプモータ運転等の動的機能の維持に必要なサポート系についても、機能の依存関係の評価できる詳細度でイベントツリーのヘディングに設定し、機能喪失の影響を考慮した。

3.6 評価結果

内部事象を起因とする炉心損傷頻度を算出し、事象グループごとの炉心損傷頻度を整理した結果を第8表に示す。各事象グループにおける起因事象の寄与割合を第9表に示し、ULOF、UTOP、ULOHS、LORL 及び PLOHS における事故シーケンスの頻度と事象グループにおける寄与割合を第10表～第14表に示す。

4. まとめ

PRA において炉心損傷に至る可能性があるとして判定された事故シーケンスは、2. で選定した事象グループに集約されることを確認した（第2図及び第9表）。

事象グループ ULOF、UTOP、ULOHS、LORL、PLOHS 及び SBO について 2. で抽出した事故シーケンスが PRA で得られた事故シーケンス全てを代表することを確認した。

事象グループ ULOF、UTOP、ULOHS、LORL 及び PLOHS における事故シーケンスの頻度と事象グループにおける寄与割合を第10表～第14表のとおり整理した。

5. 参考文献

[1] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義:2018」, AESJ-SC-RK003:2018, 2019年3月.

- [2] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1PRA 編):2013」, AESJ-SC-P008:2013, 2014年8月.
- [3] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015」, AESJ-SC-RK001:2015, 2016年3月.
- [4] 動力炉・核燃料開発事業団(現日本原子力研究開発機構), 「安全設計評価事象の区分に関する研究」, PNC TN9410 97-050, 1997年5月.
- [5] 日本原子力研究開発機構, 「高速実験炉『常陽』の確率論的安全評価に係る研究—内の事象に対するレベル1PSA—」, JAEA-Technology 2009-004, 2009年5月.
- [6] 一般社団法人 原子力安全推進協会, 「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度~2010年度29ヵ年56基データ)」, JANSI-CFR-02, 2016年6月.
- [7] IEEE, “IEEE Guide to the Collection and Presentation of Electrical, Electronic, Sensing Component, and Mechanical Equipment Reliability Data for Nuclear-Power Generating Stations,” IEEE Std 500-1984.
- [8] 日本原子力研究開発機構, 「高速炉機器信頼性データベースの開発」, 動燃技報, No. 98, pp. 18-31, PNC1340 96-002, 1996年6月.

第1表 MLD(レベル1から9まで)

レベル1	レベル2	レベル3	レベル4	レベル5	レベル6	レベル7	レベル8	レベル9
頂上事象	リスク源による内訳	放出シナリオ(発生の条件)	原因の所在による内訳	初期運転状態による内訳	炉心損傷シナリオ(発生の条件)	起回事象の発生場所による内訳	起回事象の物理パラメータによる内訳	物理パラメータの増減による内訳
	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	OR条件
環境中への放射性物質の放出	炉心	炉心損傷事故(原子炉冷却材バウンダリへの放射性物質の放出)	内的事象	プラント出力100%で運転中	プラント停止を必要とする起回事象の発生	炉心/1次主冷却系に直接影響する起回事象発生	炉心/1次主冷却系の圧力に影響する事象	1次主冷却系圧力増大 1次主冷却系圧力減少
							炉心の反応度に影響する事象	正の反応度投入 負の反応度投入
							炉心/1次主冷却系の冷却材インベントリに影響する事象	1次主冷却系インベントリ増大 1次主冷却系インベントリ減少
							炉心/1次主冷却系の除熱に影響する事象	局所的燃料破損による除熱不足 1次主冷却系流量増大 1次主冷却系流量減少
							2次主冷却系インベントリに影響する事象	2次主冷却系インベントリ増大 2次主冷却系インベントリ減少
							2次主冷却系に直接影響する起回事象発生	2次主冷却系流量増大 2次主冷却系流量減少
							2次主冷却系圧力に影響する事象	2次主冷却系圧力増大 2次主冷却系圧力減少
							主冷却機に直接影響する起回事象発生	空気風量増大 空気風量減少
							原子炉保護設備に直接影響する起回事象発生	誤スクラム
							補助冷却設備に直接影響する起回事象発生	強制循環喪失
							サポート系に影響する起回事象発生	電源喪失 圧空喪失 機器冷却喪失
							事故緩和系の機能喪失	以降省略
	プラント出力100%未満で運転中	以降省略						
外的事象	以降省略							
原子炉冷却材バウンダリ、格納容器の破損	以降省略							
炉心以外	以降省略							

53条(1)-別紙2-1-別添2-4-5

第2表 MLD(レベル9から10まで) (1/2)

レベル9	レベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起回事象	ID
OR条件	OR条件	
1次主冷却系圧力増大	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE01
	他系統からのガス混入	IE02
1次主冷却系圧力減少	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE03
	1次アルゴンガス系漏えい	IE04
正の反応度投入	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)	IE05
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)	IE06
負の反応度投入	ガス気泡の炉心通過	IE07
	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)	IE08
	制御棒誤挿入	IE09
	制御棒落下	IE10
1次主冷却系インベントリ増大	補助中間熱交換器伝熱管破損	IE11
	1次ナトリウムオーバフロー系故障	IE12
1次主冷却系インベントリ減少	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	IE13
	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	IE14
	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	IE15
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	IE16
局所的燃料破損による除熱不足	局所的燃料過出力	IE17
	局所的冷却材流路閉塞(1サブチャンネル)	IE18
	局所的冷却材流路閉塞(千鳥格子状)	IE19
1次主冷却系流量増大	1次主冷却系流量制御系故障	IE20
1次主冷却系流量減少	1次主循環ポンプA軸固着	IE21
	1次主循環ポンプB軸固着	IE22
	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	IE23
2次主冷却系インベントリ増大	2次ナトリウム純化系故障	IE24
2次主冷却系インベントリ減少	2次冷却材漏えい(Aループ)	IE25
	2次冷却材漏えい(Bループ)	IE26
	2次冷却材漏えい(純化系)	IE27
	主中間熱交換器管側破損	IE28
2次主冷却系流量増大	2次冷却材流量増大	IE29
2次主冷却系流量減少	2次主循環ポンプ軸固着	IE30
	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	IE31
2次主冷却系圧力増大	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE32
2次主冷却系圧力減少	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE33
	2次アルゴンガス系漏えい	IE34
空気風量増大	温度制御系故障(空気流量増大)	IE35
	温度制御系誤操作(空気流量増大)	IE36
空気風量減少	温度制御系故障(空気流量減少)	IE37
	主送風機(1台)故障/トリップ	IE38
	主送風機軸固着	IE39
	温度制御系誤操作(空気流量減少)	IE40

第2表 MLD(レベル9から10まで) (2/2)

レベル9	レベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起因事象	ID
OR条件	OR条件	
誤スクラム	原子炉誤スクラム(自動)【アイソレーションなど】	IE41
	原子炉誤スクラム(手動)	IE42
強制循環喪失	2次補助冷却系ナトリウム漏えい	IE43
	2次補助電磁ポンプトリップ	IE44
電源喪失	外部電源喪失	IE45
	無停電電源喪失(6Cインバータ故障)	IE46
	無停電電源喪失(6C電源負荷側故障)	IE47
	無停電電源喪失(6Dインバータ故障)	IE48
	無停電電源喪失(6D電源負荷側故障)	IE49
	無停電電源喪失(6S電源負荷側故障)	IE50
	無停電電源喪失(7C整流装置故障)	IE51
	無停電電源喪失(7C電源負荷側故障)	IE52
	無停電電源喪失(7D整流装置故障)	IE53
	無停電電源喪失(7D電源負荷側故障)	IE54
	無停電電源喪失(7S電源負荷側故障)	IE55
	非常系3.3kVメタクラ1C電源喪失	IE57
	非常系3.3kVメタクラ1D電源喪失	IE58
	非常系400Vパワーセンタ2C電源喪失	IE59
	非常系400Vパワーセンタ2D電源喪失	IE60
	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失	IE61
	非常系400Vコントロールセンタ 2次補助系2S電源喪失	IE62
	非常系200Vパワーセンタ3S喪失	IE63
	原子炉付属建屋3S C/C喪失	IE64
	4C電源盤喪失	IE65
4S電源盤喪失	IE66	
5C電源盤喪失	IE68	
5D電源盤喪失	IE69	
圧空喪失	圧空供給設備故障/圧空漏えい	IE56
機器冷却喪失	機器冷却ファン故障	IE67

第3表 起因事象一覧(1/3)

起因事象グループ		MLDによる起因事象	
IC01	正の反応度挿入	IE05	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)
		IE06	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	IE13	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)
IC02-2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	IE14	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)
IC03	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	IE15	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	IE11	補助中間熱交換器伝熱管破損
		IE16	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	IE23	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	IE21	1次主循環ポンプA軸固着
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着	IE22	1次主循環ポンプB軸固着
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	IE25	2次冷却材漏えい(Aループ)
		IE28	主中間熱交換器A伝熱管破損
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)	IE26	2次冷却材漏えい(Bループ)
		IE28	主中間熱交換器B伝熱管破損
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)	IE24	2次ナトリウム純化系故障
		IE27	2次冷却材漏えい(純化系)
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	IE30	2次主循環ポンプ軸固着
		IE31	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)
IC09-1	主冷却器1Aのベーン・ダンパ誤閉	IE37	温度制御系故障(空気流量減少)
IC09-2	主冷却器2Aのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-3	主冷却器1A及び2Aのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-4	主冷却器1Bのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-5	主冷却器2Bのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-6	主冷却器1B及び2Bのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-7	主冷却器異常による除熱不足(主送風機異常による除熱不足)		
IC09-7	主冷却器異常による除熱不足(主送風機異常による除熱不足)	IE38	主送風機(1台)故障/トリップ
		IE39	主送風機軸固着
		IE40	温度制御系誤操作(空気流量減少)
IC10-1	主冷却器1Aのベーン・ダンパ誤閉	IE35/ IE36	温度制御系故障(空気流量増大)/ 温度制御系誤操作(空気流量増大)
IC10-2	主冷却器2Aのベーン・ダンパ誤閉		
IC10-3	主冷却器1A及び2Aのベーン・ダンパ誤閉		

第3表 起因事象一覧(2/3)

起因事象グループ		MLDによる起因事象	
IC10-4	主冷却器1Bのベーン・ダンパ誤開	IE35/ IE36	温度制御系故障(空気流量増大)/ 温度制御系誤操作(空気流量増大)
IC10-5	主冷却器2Bのベーン・ダンパ誤開		
IC10-6	主冷却器1B及び2Bのベーン・ダンパ誤開		
IC11	手動スクラム	IE01	1次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE02	他系統からのガス混入
		IE03	1次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE04	1次アルゴンガス系漏えい
		IE07	ガス気泡の炉心通過
		IE08	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)
		IE09	制御棒誤挿入
		IE10	制御棒落下
		IE12	1次ナトリウムオーバフロー系故障
		IE20	1次主冷却系流量制御系故障
		IE29	2次冷却材流量増大
		IE32	2次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE33	2次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE34	2次アルゴンガス系漏えい
IE41	原子炉誤スクラム(自動)【アイソレーションなど】		
IE42	原子炉誤スクラム(手動)		
IE50	無停電電源喪失(6S電源負荷側故障)		
IC12-1	無停電電源喪失(6C電源喪失)	IE47	無停電電源喪失(6C電源負荷側故障)
IC12-2	無停電電源喪失(6D電源喪失)	IE49	無停電電源喪失(6D電源負荷側故障)
IC12-3	無停電電源喪失(7C電源喪失)	IE51	無停電電源喪失(7C整流装置故障)
		IE52	無停電電源喪失(7C電源負荷側故障)
IC12-4	無停電電源喪失(7D電源喪失)	IE53	無停電電源喪失(7D整流装置故障)
		IE54	無停電電源喪失(7D電源負荷側故障)
IC12-5	無停電電源喪失(5C電源喪失)	IE46	無停電電源喪失(6Cインバータ故障)
		IE68	5C電源喪失
IC12-6	無停電電源喪失(5D電源喪失)	IE48	無停電電源喪失(6Dインバータ故障)
		IE69	5D電源喪失
IC13	外部電源喪失	IE45	外部電源喪失
IC14	圧空喪失	IE56	圧空供給設備故障/圧空漏えい

第3表 起回事象一覧(3/3)

起回事象グループ		MLDによる起回事象	
IC15	補助冷却系強制循環喪失	IE11	補助中間熱交換器伝熱管破損
		IE43	2次補助電磁ポンプトリップ
		IE44	2次補助冷却系ナトリウム漏えい
		IE55	無停電電源喪失(7S 電源負荷側故障)
		IE62	非常系 400V コントロールセンタ 2次補助系 2S 電源喪失
		IE63	非常系 200V パワーセンタ 3S 喪失
		IE64	原子炉付属建屋 3S C/C 喪失
		IE67	機器冷却ファン故障
IC16-1	非常系 3.3kV メタクラ 1C 喪失	IE57	非常系 3.3kV メタクラ 1C 喪失
		IE59	非常系 400V パワーセンタ 2C 喪失
IC16-2	非常系 3.3kV メタクラ 1D 喪失	IE58	非常系 3.3kV メタクラ 1D 喪失
IC16-3	非常系 400V パワーセンタ 2D 喪失	IE60	非常系 400V パワーセンタ 2D 喪失
IC16-4	非常系 100V 電源盤 4C 喪失	IE65	非常系 100V 電源盤 4C 喪失
IC16-5	非常系 100V 電源盤 4S 喪失	IE66	非常系 100V 電源盤 4S 喪失
IC16-6	非常系 400V パワーセンタ 2S 電源喪失	IE61	非常系 400V パワーセンタ 2S 電源喪失

第4表 炉心の著しい損傷に至る原因として選定した異常事象と対応する起回事象グループ

PRAにおける起回事象グループ		選定した異常事象	選定した異常事象に至る理由
IC01	正の反応度挿入	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	—
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	Aループ	—
IC02-2		Bループ	
IC03	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	—
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	—
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	—
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	1次主循環ポンプ軸固着	—
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着		
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	2次冷却材漏えい	—
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)		
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)		
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	—
		2次主循環ポンプ軸固着	—
IC09-1	主冷却器異常による除熱不足	主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤閉	—
IC09-2		主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤閉	
IC09-3		主冷却器(Aループ2基)ベーン・ダンパ誤閉	
IC09-4		主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤閉	
IC09-5		主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤閉	
IC09-6		主冷却器(Bループ2基)ベーン・ダンパ誤閉	
IC09-7		主送風機異常による除熱不足	
IC10-1	主冷却器空気流量増大	主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤開	—
IC10-2		主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤開	
IC10-3		主冷却器(Aループ2基)ベーン・ダンパ誤開	
IC10-4		主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤開	
IC10-5		主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤開	
IC10-6		主冷却器(Bループ2基)ベーン・ダンパ誤開	
IC11	手動スクラム	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	左記起回事象が発生するとインタロックにより1次主循環ポンプトリップに至ることから、1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)で代表される。
IC12-1	無停電電源喪失(6C電源喪失)	主冷却器空気流量増大	左記起回事象が発生すると原子炉スクラムと同時に1ループの主冷却機インレットベーン全開に至ることから、主冷却器空気流量増大で代表される。
IC12-2	無停電電源喪失(6D電源喪失)		
IC12-5	無停電電源喪失(5C電源喪失)		
IC12-6	無停電電源喪失(5D電源喪失)		
IC12-3	無停電電源喪失(7C電源喪失)		
IC12-4	無停電電源喪失(7D電源喪失)	1次主循環ポンプ軸固着	左記起回事象が発生しても異常な過渡は生じないが、何らかの原子炉トリップ信号が発生すると想定し、さらに、1ループの1次主循環ポンプポンモータ機能喪失に至ることから、崩壊熱除去機能の一部を喪失する点は、1次主循環ポンプ軸固着で代表される。
IC13	外部電源喪失	外部電源喪失	—
IC14	圧空喪失	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	左記起回事象が発生すると主冷却機インレットベーンが固定されることから、原子炉出力は定格出力近傍に維持され、炉心の健全性は脅かされないが、原子炉を手動スクラムすると想定した。インタロックにより1次主循環ポンプトリップに至ることから、1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)で代表される。
IC15	補助冷却系強制循環喪失	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	左記起回事象が発生しても異常な過渡は生じないが、何らかの原子炉トリップ信号が発生されると想定し、さらに、崩壊熱除去機能の一部を喪失する点は、1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)で代表される。ただし、原子炉容器液位低下をもたらすものではない。
IC16-1	非常系3.3kVメタクラ1C喪失	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	左記起回事象が発生すると1次主循環ポンプトリップに至ると想定されることから、原子炉停止機能喪失時の影響は、1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)で代表される。
IC16-2	非常系3.3kVメタクラ1D喪失		
IC16-3	非常系400Vパワーセンタ2D喪失		
IC16-4	非常系100V電源盤4C喪失		
IC16-5	非常系100V電源盤4S喪失		
IC16-6	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失		

第5表 ベイズ法を用いた起回事象グループの発生頻度の評価の概要

起回事象グループ	発生要因 展開の有無	ベイズ法適用の概要	
IC11、IC13、IC14	無	Jeffreys 無情報事前分布 ^{※1} を設定	「常陽」の運転経験 ^[5] を尤度に考慮して発生頻度を推定
IC01、IC05、IC06-1、IC06-2、IC08		高速炉の起回事象に関する既往研究 ^[4] を基に事前分布を設定	
IC09-3、-6、-7、 IC10-3、-6、 IC12-1～IC12-6、 IC16-1～IC16-6	有 起回事象グループの発生要因を機器故障レベルまで展開し、要因別に発生頻度を評価した後 に集計	国内発電炉の故障率 ^[6] を基に発生頻度の事前分布を設定	
IC09-1、-2、-4、-5、 IC10-1、-2、-4、-5		構成機器毎に「常陽」の運転経験以外に基づく故障率 ^{※2} を基に発生頻度の事前分布を設定	
IC15		制御回路及び電源設備については、構成機器毎に「常陽」の運転経験以外に基づく故障率 ^{※2} を基に発生頻度の事前分布を設定	
IC02-1、IC02-2、IC03、 IC04、IC07-1、IC07-2、 IC07-3		ベーン、ダンパ、送風機の故障については、国内発電炉の故障率 ^[6] を基に発生頻度の事前分布を設定	
		ナトリウム用空気作動弁及び電磁ポンプの動的故障については、Jeffreys 無情報事前分布 ^{※1} を設定	
		※3	
		※3	

- ※1 学会標準^[3]の附属書Hの中のH.3.2c)項によれば、Jeffreys 無情報事前分布は事前分布を設定するための事前の情報がほとんどない場合に一般に広く用いられる無情報事前分布に相当する。
- ※2 ナトリウム温度計： 「もんじゅ」での運転故障経験データに基づく故障率
国内発電炉と共通の機器： 国内発電炉の故障率^[6]
国内発電炉の故障率に該当する機器が無いもの（電空変換器、指示制御器）： 米国 IEEE がとりまとめた故障率^[7]
- ※3 ナトリウム冷却系機器の外部漏えいについて、高速炉機器信頼性データベース CORDS^[8]等に登録された米国の EBR-II 及び FFTF の運転故障経験データを基に故障率の事前分布を設定
- ※4 高速炉機器信頼性データベース CORDS^[8]に登録された「常陽」及び「もんじゅ」の運転故障経験データ

第6表 起因事象発生頻度の定量化結果

記号	名称	平均値 [/炉年]
IC01	正の反応度挿入	6.3E-03
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	1.4E-03
IC02-2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	1.7E-03
IC03	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	2.5E-04
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1.8E-03
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	2.8E-02
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	3.1E-03
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着	3.1E-03
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	3.7E-03
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)	3.7E-03
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)	1.8E-03
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	8.4E-02
IC09-1	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-2	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-3	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Aループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC09-4	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-5	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-6	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Bループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC09-7	主冷却器異常による除熱不足(主送風機異常による除熱不足)	3.7E-02
IC10-1	主冷却器空気流量増大(主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-2	主冷却器空気流量増大(主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-3	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Aループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC10-4	主冷却器空気流量増大(主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-5	主冷却器空気流量増大(主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-6	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Bループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC11	手動スクラム	4.1E-01
IC12-1	無停電電源喪失(6C電源喪失)	4.1E-04
IC12-2	無停電電源喪失(6D電源喪失)	4.1E-04
IC12-3	無停電電源喪失(7C電源喪失)	3.9E-03
IC12-4	無停電電源喪失(7D電源喪失)	3.9E-03
IC12-5	無停電電源喪失(5C電源喪失)	4.1E-03
IC12-6	無停電電源喪失(5D電源喪失)	4.1E-03
IC13	外部電源喪失	9.3E-01
IC14	圧空喪失	4.0E-02
IC15	補助冷却系強制循環喪失	4.7E-02
IC16-1	非常系3.3KVメタクラ1C喪失	2.2E-03
IC16-2	非常系3.3KVメタクラ1D喪失	4.8E-04
IC16-3	非常系400Vパワーセンタ2D喪失	1.7E-03
IC16-4	非常系100V電源盤4C喪失	1.7E-03
IC16-5	非常系100V電源盤4S喪失	7.4E-04
IC16-6	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失	6.8E-04

第7表 補助冷却系の崩壊熱除去が必要な状態の分類

補助冷却系による崩壊熱除去が必要な状態		補助冷却系の位置づけ
No. 1	原子炉容器液位が確保され、且つ2次主冷却系が1ループ以上自然循環冷却可能な状態で1次主冷却系が2ループとも強制循環機能喪失した状態	設計基準事故の範囲内の対策
No. 2	原子炉容器液位が確保された状態で2次主冷却系が2ループとも自然循環冷却機能喪失した状態	設計基準事故を超えた事態への対策
No. 3	原子炉容器液位が確保されない（すなわち、主冷却系循環液位を下回った）状態	

第8表 炉心損傷頻度の定量化結果

事象グループ	発生頻度 (/炉年)
ULOF ^{※1}	6.1E-06 (1.2E-05)
UTOP	3.3E-07
ULOHS	6.7E-06
LORL ^{※2}	7.3E-06
PLOHS ^{※2}	6.5E-04
SBO ^{※2}	1.2E-04
合計	8.0E-04

※1： 括弧内の数値は制御棒挿入失敗の共通原因故障を仮定した場合の値

※2： 崩壊熱除去機能の使命時間は、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律1536時間として設定している。このため、事象グループLORL、PLOHS及びSBOについては、炉心損傷頻度が過大な値となっている可能性がある。

第9表 各事象グループにおける起回事象の寄与割合

起回事象グループ	ULOF	UTOP	ULOHS	LORL	PLOHS	SBO
IC01	0.0%	79.4%		0.1%	0.2%	0.1%
IC021	0.9%			18.4%	0.0%	0.0%
IC022	1.1%			21.8%	0.0%	0.0%
IC03	0.2%			17.7%	0.0%	0.0%
IC04	1.2%			13.0%	0.3%	0.0%
IC05	19.1%			0.5%	0.7%	0.6%
IC061	2.1%			0.1%	1.6%	0.1%
IC062	2.1%			0.1%	1.2%	0.1%
IC071	0.0%		2.3%	0.1%	2.1%	0.1%
IC072	0.0%		2.3%	0.1%	2.1%	0.1%
IC073	0.0%			0.0%	0.1%	0.0%
IC08	0.1%		52.6%	1.5%	2.8%	1.7%
IC091	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC092	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC093	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
IC094	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC095	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC096	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
IC097	0.0%		23.0%	0.6%	1.0%	0.7%
IC101	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC102	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC103	0.0%	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%
IC104	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC105	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC106	0.0%	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%
IC11	0.5%			7.0%	10.8%	8.2%
IC121	0.0%	5.2%		0.0%	1.1%	0.3%
IC122	0.0%	5.2%		0.0%	1.1%	0.3%
IC123	0.0%			0.1%	3.7%	2.8%
IC124	0.0%			0.1%	9.6%	2.8%
IC125	0.0%	0.3%		0.1%	1.7%	2.9%
IC126	0.0%	0.3%		0.1%	1.2%	2.9%
IC13	35.9%			16.0%	28.1%	68.8%
IC14	0.0%			0.7%	9.2%	0.8%
IC15	32.0%			0.8%	7.4%	1.0%
IC161	1.5%			0.0%	6.1%	2.2%
IC162	0.3%			0.0%	1.3%	0.5%
IC163	1.1%			0.0%	4.7%	1.7%
IC164	1.1%			0.0%	0.0%	0.0%
IC165	0.5%			0.0%	0.0%	0.0%
IC166	0.0%			0.0%	0.0%	0.0%
合計	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%
2次主循環ポンプ軸固着※	0.0%		3.8%			

※2次主循環ポンプ軸固着の頻度は1次主循環ポンプ軸固着の頻度と同等と考えられる。第6表に示す起回事象グループIC08とIC06-1及びIC06-2の和の発生頻度の比をIC08の事故シーケンスの発生頻度へ乗じて2次主循環ポンプ軸固着起因の事故シーケンス発生頻度を推定した。

第 10 表 ULOF に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス	発生頻度 (/炉年)	寄与割合
No. 1 外部電源喪失＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「電源喪失」	1. 2E-06	19. 2%
No. 2 1 次冷却材流量減少（1 次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1 次冷却材流量低」	3. 3E-06	54. 1%
No. 3 外部電源喪失＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	9. 6E-07	15. 7%
No. 4 1 次冷却材流量減少（1 次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	8. 4E-08	1. 4%
No. 5 外部電源喪失＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	6. 8E-08	1. 1%
No. 6 1 次冷却材流量減少（1 次主循環ポンプトリップ）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	9. 5E-09	0. 2%
No. 7 出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	4. 6E-10	0. 0%
No. 8 2 次冷却材流量増大＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	3. 0E-08	0. 5%
No. 9 主冷却器空気流量増大＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	3. 0E-09	0. 0%
No. 10 2 次冷却材流量減少（2 次主循環ポンプトリップ）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	6. 2E-09	0. 1%
No. 11 主冷却器空気流量減少＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	5. 0E-09	0. 1%
No. 12 1 次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1 次冷却材流量低」	2. 5E-07 (2. 9E-08) (注 1)、(注 2)	4. 1%
No. 13 1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	1. 2E-07 (注 2)	2. 0%
No. 14 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	1. 0E-08	0. 2%
No. 15 1 次冷却材漏えい（1 次補助冷却系配管（破損））＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	7. 3E-08	1. 2%
No. 16 1 次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	6. 4E-09	0. 1%
No. 17 1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	3. 1E-09	0. 1%
No. 18 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	2. 6E-10	0. 0%
No. 19 1 次冷却材漏えい（1 次補助冷却系配管（破損））＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	1. 9E-09	0. 0%
No. 20 1 次主循環ポンプ軸固着＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	4. 5E-10	0. 0%
No. 21 1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	2. 2E-10	0. 0%
No. 22 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	1. 8E-11	0. 0%
No. 23 1 次冷却材漏えい（1 次補助冷却系配管（破損））＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	1. 3E-10	0. 0%
No. 24 2 次冷却材漏えい＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	6. 7E-10	0. 0%
合計	6. 1E-06	100. 0%

(注 1) 括弧内の数値は高速炉の起因事象に関する既往研究に国内実用発電炉の電動ポンプの故障率及び信頼性情報を基に事前分布を設定し、発生頻度を評価した値

(注 2) 炉心損傷防止措置として整備する代替原子炉トリップ信号を考慮すれば、2 桁程度炉心損傷頻度が低減すると考えられ、頻度の観点では格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき事故シーケンスとならないが、事故シーケンスの選定では、設計の特徴も含めて総合的に判断する。

第 11 表 UTOP に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス		発生頻度 (/炉年)	寄与割合
No. 1	出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「中性子束高（出力領域）」	2. 5E-07	77. 4%
No. 3	主冷却器空気流量増大＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「中性子束高（出力領域）」	6. 60E-08	20. 1%
No. 4	出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	6. 4E-09	2. 0%
No. 6	主冷却器空気流量増大＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	1. 7E-09	0. 5%
	合計	3. 3E-07	100. 0%

第 12 表 ULOHS に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス		発生頻度 (/炉年)	寄与割合
No. 1	2 次冷却材流量減少（2 次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「2 次冷却材流量低」	3. 4E-06	49. 4%
No. 2	主冷却器空気流量減少＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「原子炉入口冷却材温度高」	2. 8E-06	40. 2%
No. 3	2 次冷却材流量減少（2 次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	8. 7E-08	1. 3%
No. 4	主冷却器空気流量減少＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	7. 1E-08	1. 0%
No. 5	2 次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「2 次冷却材流量低」	2. 5E-07 (2. 9E-08) (注 1) (注 2) (注 3)	3. 6%
No. 6	2 次冷却材漏えい＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「原子炉入口冷却材温度高」	3. 0E-07 (注 2)	4. 3%
No. 7	2 次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	6. 4E-09 (注 3)	0. 1%
No. 8	2 次冷却材漏えい＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	7. 6E-09	0. 1%
	合計	6. 7E-06 (注 3)	100. 0% (注 3)

(注 1) 括弧内の数値は高速炉の起因事象に関する既往研究に国内実用発電炉の電動ポンプの故障率及び信頼性情報を基に事前分布を設定し、発生頻度を評価した値

(注 2) 炉心損傷防止措置として整備する代替原子炉トリップ信号を考慮すれば、2 桁程度炉心損傷頻度が低減すると考えられ、頻度の観点では格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき事故シーケンスとならないが、事故シーケンスの選定では、設計の特徴も含めて総合的に判断する。

(注 3) 合計欄の数値の集計にあたっては事故シーケンス No. 5 及び No. 7 の数値を含めていない。事故シーケンス No. 1 及び No. 3 の数値には、各々 No. 5 及び No. 7 の寄与が既に含まれており、重複集計を避けるためである。

第 13 表 LORL に分類される事故シーケンスの頻度

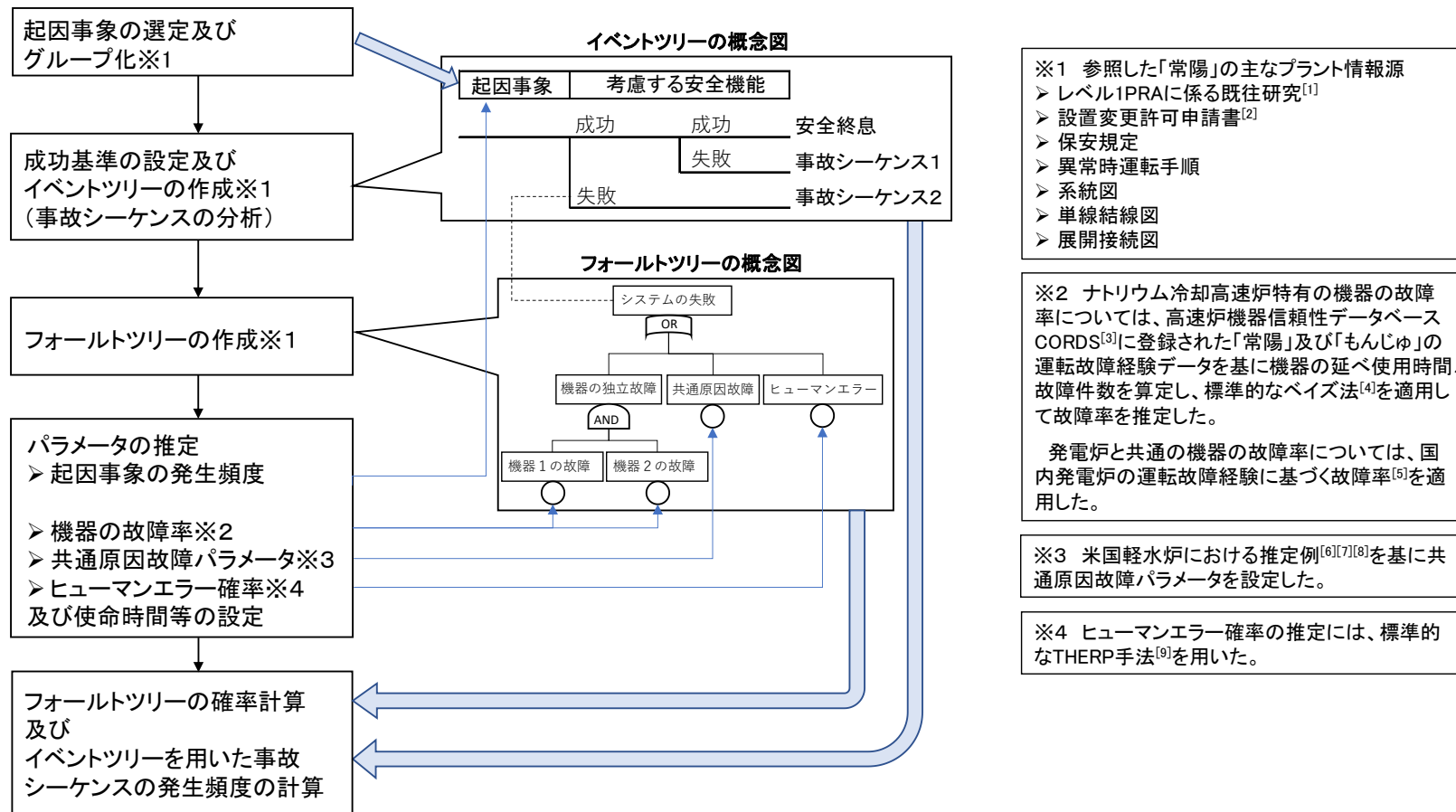
事故シーケンス		発生頻度 (/炉年)	寄与 割合
No. 1	1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1 次主冷却系配管（外管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループ	2. 0E-06	28. 0%
No. 2	1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1 次主冷却系配管（内管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループと異なるループ	1. 7E-06	23. 0%
No. 3	1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 安全容器内配管（内管）破損	5. 6E-07	7. 7%
No. 4	1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 安全容器内配管（外管）破損	1. 6E-06	21. 9%
No. 5	1 次冷却材漏えい（1 次補助冷却系配管（内管）破損）＋ 1 次補助冷却系配管（外管）破損	1. 4E-06	19. 4%
	合計	7. 3E-06	100. 0%

崩壊熱除去機能の使命時間は、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律 1536 時間として設定している。このため、事故シーケンスの発生頻度が過大な値となっている可能性がある。

第 14 表 PLOHS に分類される事故シーケンスの頻度

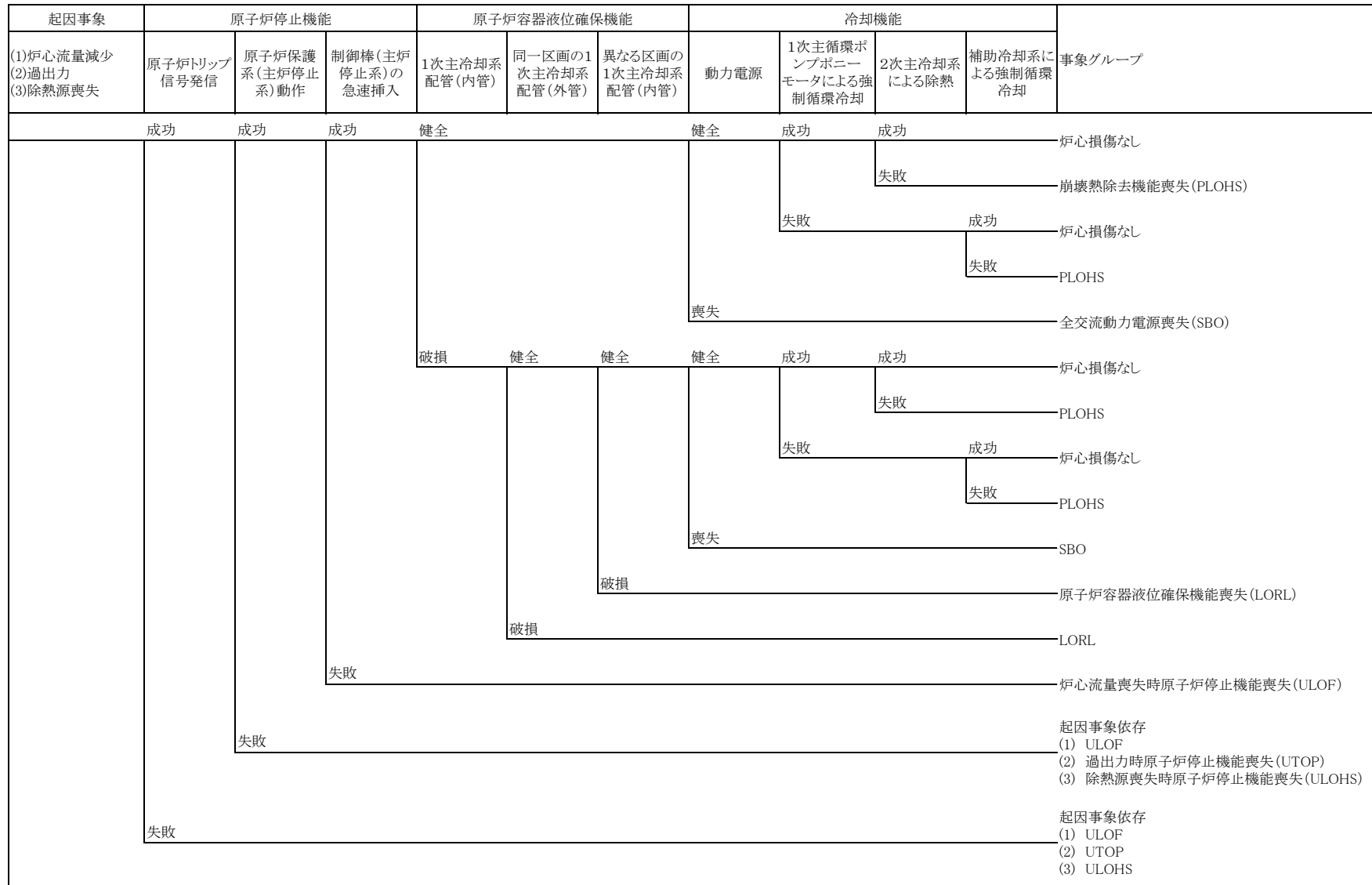
事故シーケンス	発生頻度 (/炉年)	寄与割合
No. 1 外部電源喪失 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1. 6E-04	24. 4%
No. 2 1 次主循環ポンプ軸固着 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1. 1E-04	16. 1%
No. 3 1 次冷却材流量減少 (1 次主循環ポンプトリップ) + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1. 2E-04	18. 0%
No. 4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	9. 3E-07	0. 1%
No. 5 2 次冷却材流量増大 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	6. 1E-05	9. 3%
No. 6 2 次冷却材流量減少 (2 次主循環ポンプトリップ) + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1. 2E-05	1. 8%
No. 7 主冷却器空気流量増大 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	3. 6E-05	5. 5%
No. 8 主冷却器空気流量減少 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1. 0E-05	1. 6%
No. 9 2 次主循環ポンプ軸固着 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	9. 2E-07	0. 1%
No. 10 1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系配管 (内管) 破損) + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	4. 8E-07	0. 1%
No. 11 1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) + 1 次主冷却系配管 (内管) 破損 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗	4. 4E-08	0. 0%
No. 12 1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) + 安全容器内配管 (内管) 破損 + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗	3. 6E-09	0. 0%
No. 13 2 次冷却材漏えい + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1. 4E-06	0. 2%
No. 14 外部電源喪失 + 2 次主冷却系による除熱失敗	2. 5E-05	3. 8%
No. 15 1 次冷却材流量減少 (1 次主循環ポンプトリップ) + 2 次主冷却系による除熱失敗	2. 7E-05	4. 1%
No. 16 出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 2 次主冷却系による除熱失敗	1. 5E-07	0. 0%
No. 17 2 次冷却材流量増大 + 2 次主冷却系による除熱失敗	9. 8E-06	1. 5%
No. 18 2 次冷却材流量減少 (2 次主循環ポンプトリップ) + 2 次主冷却系による除熱失敗	5. 5E-06	0. 8%
No. 19 主冷却器空気流量増大 + 2 次主冷却系による除熱失敗	2. 7E-06	0. 4%
No. 20 主冷却器空気流量減少 + 2 次主冷却系による除熱失敗	2. 1E-06	0. 3%
No. 21 2 次主循環ポンプ軸固着 + 2 次主冷却系による除熱失敗	4. 3E-07	0. 1%
No. 22 1 次主循環ポンプ軸固着 + 2 次主冷却系による除熱失敗	4. 7E-07	0. 1%
No. 23 2 次冷却材漏えい + 2 次主冷却系による除熱失敗	2. 7E-05	4. 1%
No. 24 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	4. 0E-08	0. 0%
No. 25 1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) + 1 次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却失敗	4. 9E-05	7. 5%
No. 26 1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系配管 (内管) 破損) + 2 次主冷却系による除熱失敗	7. 3E-08	0. 0%
No. 27 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) + 2 次主冷却系による除熱失敗	6. 0E-09	0. 0%
No. 28 1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) + 2 次主冷却系による除熱失敗	1. 2E-06	0. 2%
合計	6. 5E-04	100. 0%

崩壊熱除去機能の使命時間は、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律 1536 時間として設定している。このため、事故シーケンスの発生頻度が過大な値となっている可能性がある。



[1] 日本原子力研究開発機構、「高速実験炉「常陽」の確率論的安全評価に係る研究—内的事象に対するレベル1PSA—」、JAEA-Technology 2009-004、2009年5月。
 [2] 日本原子力研究開発機構、「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)原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正について」、平成30年10月26日付け30原機(安)013
 [3] 日本原子力研究開発機構、「高速炉機器信頼性データベースの開発」、動燃技報、No.98、pp.18-31、PNC1340 96-002、1996年6月。
 [4] 一般社団法人 日本原子力学会、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015」、AESJ-SC-RK001:2015、2016年3月。
 [5] 一般社団法人 原子力安全推進協会、「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度~2010年度29ヵ年56基データ)」、JANSI-CFR-02、2016年6月。
 [6] F. M. Marshall, et. al, "Common-Cause Failure Parameter Estimations," NUREG/CR-5497, October 1998.
 [7] U. S. Nuclear Regulatory Commission, "CCF Parameter Estimations, 2015 Update", <http://nrc.nrel.gov/resultsdb/ParamEstSpar/>, October 2016.
 [8] S. A. Eide, et. al, "Reliability Study: Westinghouse Reactor Protection System, 1984-1995," NUREG/CR-5500, Vol.2, April 1999.
 [9] A. D. Swain and H. E. Guttman, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications Final Report," NUREG/CR-1278, August, 1983.

第1図 「常陽」の出力運転時レベル1 PRAの評価の流れ



第2図 イベントツリー

【参考】

本評価と既往研究との比較

1. 起回事象の選定に関する既往研究との比較

1.1 起回事象の選定手法及び選定結果

起回事象を体系的に選定するため、学会標準^[1]に記された方法の一つであるマスターロジックダイヤグラム (MLD) と呼ばれる論理モデルを用いている。本評価と既往研究において、起回事象の選定のために作成した MLD を第 1 表及び第 2 表に示す。

1.2 構築した MLD に関する既往研究との比較

レベル 10 において具体的に選定した合計 67 の起回事象を既往研究^[2]で選定された起回事象と比較して第 2 表に示す。

【既往研究との共通点】

選定した起回事象のうち、IE01～IE12、IE16～IE20、IE23～IE24、IE28～IE38、IE40～IE42、及び IE45 は既往研究と同じである。また、起回事象 IE56 は、記載の単純化を図るため、既往研究で選定した起回事象 (IE38 及び IE39) をひとまとめにしたものであり、内容は既往研究と同じである。起回事象 IE39 は、「主送風機トリップ」だけでなく「主送風機軸固着」を考慮していることをわかりやすく明示するため、「1 次主循環ポンプ軸固着」や「2 次主循環ポンプ軸固着」に倣って追加選定したものである。起回事象 IE13～IE15、IE21～IE22、IE25～IE26 については、既往研究で選定した起回事象 (IE13、IE19 及び IE22) を冷却系の複数ループをひとまとめにしていたところ、ループの違いを区別して選定したものであり、内容は既往研究と同じである。

【既往研究との相違点】

一方、起回事象 IE27、IE43～IE44、IE46～IE55 及び IE57～IE69 については、新たに追加されたものであり、緩和機能の一部を従属的に喪失させるおそれのある起回事象になる。事故シーケンスの発生頻度が増大する可能性を有する点で他の起回事象と区別することが重要である¹。既往研究では、原子炉の運転に必要な主冷却系の一部の機能喪失及び外部電源等のサポート系の機能喪失について考慮されていたが、原子炉の運転に不要な補助冷却系又は外部電源以外の電源については未考慮であった。また、2 次ナトリウム純化系での漏えい (IE27) については、2 重化された弁によって 2 次主冷却系から隔離すれば崩壊熱除去機能が維持されることから無視できると判断していた。これらの点について体系的に考慮するため、既往研究において考慮されていた緩和機能喪失要因 (例：1 次主

¹ 新たに選定された起回事象と緩和機能喪失の組合せとして表される事故シーケンスを他と区別することは、事故シーケンスの発生頻度の過小評価を防止するために重要である。なお、起回事象によって生じる炉心パラメータの変化、並びに起回事象によって喪失する緩和機能の種類及び数については既往研究において選定された起回事象と緩和機能喪失の組合せとして表される事故シーケンスに集約される。

冷却系及び補助冷却系の強制循環に必要な機器の故障)を対象に、原子炉運転時に当該機能喪失要因が生じた場合の原子炉運転への影響を新たに調査した。結果、第1表のレベル7及び8に「補助冷却系に直接影響する起因事象発生」を追加するとともに、第1表のレベル9には「強制循環喪失」及び補助冷却系のサポート系の機能喪失として「機器冷却喪失」を追加し、第2表のレベル10にはレベル9で新たに追加した内容に対応する具体的な起因事象に加えて、外部電源喪失以外の電源喪失を追加選定した。

第1表 構築したMLDに関する既往研究との比較(レベル1から9まで)

レベル1	レベル2	レベル3	レベル4	レベル5	レベル6	レベル7	レベル8	レベル9
頂上事象	リスク源による内訳	放出シナリオ(発生の条件)	原因の所在による内訳	初期運転状態による内訳	炉心損傷シナリオ(発生の条件)	起回事象の発生場所による内訳	起回事象の物理パラメータによる内訳	物理パラメータの増減による内訳
	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	OR条件
環境中への放射性物質の放出	炉心	炉心損傷事故(原子炉冷却材バウンダリへの放射性物質の放出)	内的事象	プラント出力100%で運転中	プラント停止を必要とする起回事象の発生	炉心/1次主冷却系に直接影響する起回事象発生	炉心/1次主冷却系の圧力に影響する事象	1次主冷却系圧力増大 1次主冷却系圧力減少
							炉心の反応度に影響する事象	正の反応度投入 負の反応度投入
							炉心/1次主冷却系の冷却材インベントリに影響する事象	1次主冷却系インベントリ増大 1次主冷却系インベントリ減少
							炉心/1次主冷却系の除熱に影響する事象	局所的燃料破損による除熱不足 1次主冷却系流量増大 1次主冷却系流量減少
						2次主冷却系に直接影響する起回事象発生	2次主冷却系インベントリに影響する事象	2次主冷却系インベントリ増大 2次主冷却系インベントリ減少
							2次主冷却系の除熱に影響する事象	2次主冷却系流量増大 2次主冷却系流量減少
							2次主冷却系圧力に影響する事象	2次主冷却系圧力増大 2次主冷却系圧力減少
						主冷却機に直接影響する起回事象発生	主冷却機の除熱に影響する事象	空気風量増大 空気風量減少
							原子炉保護設備に直接影響する起回事象発生	誤スクラム
						補助冷却設備に直接影響する起回事象発生	強制循環喪失	電源喪失
							サポート系に影響する起回事象発生	圧空喪失 機器冷却喪失
						事故緩和系の機能喪失	以降省略	
						プラント出力100%未満で運転中	以降省略	
外的事象	以降省略							
原子炉冷却材バウンダリ、格納容器の破損	以降省略							
炉心以外	以降省略							

53 条(1)-別紙 2-1-別添 2-4-24

※ハッチング箇所は既往研究^[2]から新たに追加したものを表す。

第2表 構築したMLDに関する既往研究との比較(レベル9から10まで) (1/2)

レベル9	レベル10		既往研究のレベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起回事象	ID	具体的起回事象	ID
OR条件	OR条件		OR条件	
1次主冷却系圧力増大	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE01	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE01
	他系統からのガス混入	IE02	他系統からのガス混入	IE02
1次主冷却系圧力減少	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE03	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE03
	1次アルゴンガス系漏えい	IE04	1次アルゴンガス系漏えい	IE04
正の反応度投入	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)	IE05	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)	IE05
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)	IE06	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)	IE06
負の反応度投入	ガス気泡の炉心通過	IE07	ガス気泡の炉心通過	IE07
	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)	IE08	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)	IE08
	制御棒誤挿入	IE09	制御棒誤挿入	IE09
	制御棒落下	IE10	制御棒落下	IE10
1次主冷却系インベントリ増大	補助中間熱交換器伝熱管破損	IE11	補助中間熱交換器伝熱管破損	IE11
	1次ナトリウムオーバーフロー系故障	IE12	1次ナトリウムオーバーフロー系故障	IE12
1次主冷却系インベントリ減少	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	IE13	1次主冷却系漏えい(内管破損:原子炉容器含む)	IE13
	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	IE14		
	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	IE15		
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	IE16	1次補助冷却系漏えい(内管破損)	IE14
局所的燃料破損による除熱不足	局所的燃料過出力	IE17	局所的燃料過出力	IE15
	局所的冷却材流路閉塞(1サブチャンネル)	IE18	局所的冷却材流路閉塞(1サブチャンネル)	IE16
	局所的冷却材流路閉塞(千鳥格子状)	IE19	局所的冷却材流路閉塞(1燃料集合体2/3)	IE17
1次主冷却系流量増大	1次主冷却系流量制御系故障	IE20	1次主冷却系流量制御系故障	IE18
1次主冷却系流量減少	1次主循環ポンプA軸固着	IE21	1次主循環ポンプ(1台)軸固着	IE19
	1次主循環ポンプB軸固着	IE22		
2次主冷却系インベントリ増大	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	IE23	1次主循環ポンプ故障/トリップ	IE20
	2次ナトリウム純化系故障	IE24	2次ナトリウム純化系故障	IE21
2次主冷却系インベントリ減少	2次冷却材漏えい(Aループ)	IE25	2次主冷却系漏えい	IE22
	2次冷却材漏えい(Bループ)	IE26		
	2次冷却材漏えい(純化系)	IE27		
	主中間熱交換器管側破損	IE28	主中間熱交換器伝熱管破損	IE23
2次主冷却系流量増大	2次冷却材流量増大	IE29	2次主冷却系流量制御系故障	IE24
2次主冷却系流量減少	2次主循環ポンプ軸固着	IE30	2次主循環ポンプ(1台)軸固着	IE25
	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	IE31	2次主循環ポンプ(1台)故障/トリップ	IE26
2次主冷却系圧力増大	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE32	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE27
2次主冷却系圧力減少	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE33	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE28
	2次アルゴンガス系漏えい	IE34	2次アルゴンガス系漏えい	IE29
空気風量増大	温度制御系故障(空気流量増大)	IE35	温度制御系故障	IE30
	温度制御系誤操作(空気流量増大)	IE36	温度制御系誤操作	IE31
空気風量減少	温度制御系故障(空気流量減少)	IE37	温度制御系故障	IE32
	主送風機(1台)故障/トリップ	IE38	主送風機(1台)故障/トリップ	IE33
	主送風機軸固着	IE39	—	—
	温度制御系誤操作(空気流量減少)	IE40	温度制御系誤操作	IE34

※ハッチング箇所は既往研究^[2]から新たに追加したものを表す。

第2表 構築したMLDに関する既往研究との比較(レベル9から10まで) (2/2)

レベル9	レベル10		既往研究のレベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起因事象	ID	具体的起因事象	ID
OR条件	OR条件		OR条件	
誤スクラム	原子炉誤スクラム(自動)【アイソレーションなど】	IE41	原子炉誤スクラム(自動)	IE35
	原子炉誤スクラム(手動)	IE42	原子炉誤スクラム(手動)	IE36
強制循環喪失	2次補助冷却系ナトリウム漏えい	IE43	—	—
	2次補助電磁ポンプトリップ	IE44	—	—
電源喪失	外部電源喪失	IE45	外部電源喪失	IE37
	無停電電源喪失(6Cインバータ故障)	IE46	—	—
	無停電電源喪失(6C電源負荷側故障)	IE47	—	—
	無停電電源喪失(6Dインバータ故障)	IE48	—	—
	無停電電源喪失(6D電源負荷側故障)	IE49	—	—
	無停電電源喪失(6S電源負荷側故障)	IE50	—	—
	無停電電源喪失(7C整流装置故障)	IE51	—	—
	無停電電源喪失(7C電源負荷側故障)	IE52	—	—
	無停電電源喪失(7D整流装置故障)	IE53	—	—
	無停電電源喪失(7D電源負荷側故障)	IE54	—	—
	無停電電源喪失(7S電源負荷側故障)	IE55	—	—
	非常系3.3kVメタクラ1C電源喪失	IE57	—	—
	非常系3.3kVメタクラ1D電源喪失	IE58	—	—
	非常系400Vパワーセンタ2C電源喪失	IE59	—	—
	非常系400Vパワーセンタ2D電源喪失	IE60	—	—
	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失	IE61	—	—
	非常系400Vコントロールセンタ 2次補助系2S電源喪失	IE62	—	—
	非常系200Vパワーセンタ3S喪失	IE63	—	—
	原子炉付属建屋3S C/C喪失	IE64	—	—
	4C電源盤喪失	IE65	—	—
4S電源盤喪失	IE66	—	—	
5C電源盤喪失	IE68	—	—	
5D電源盤喪失	IE69	—	—	
圧空喪失	圧空供給設備故障/圧空漏えい	IE56	圧空供給設備故障	IE38
			圧空漏えい	IE39
機器冷却喪失	機器冷却ファン故障	IE67	—	—

※ハッチング箇所は既往研究^[2]から新たに追加したものを表す。

2. 起回事象グループの発生頻度の評価に関する既往研究との比較

本評価で得た起回事象グループの発生頻度と既往研究^[2]との比較を第3表～第5表に示す。

第3表には、起回事象のグループ化が既往研究^[2]と同じ起回事象グループの発生頻度を示している。この中で外部電源喪失の発生頻度は一致しており、その他には差異が認められる。その要因は以下に述べる通りであり、本評価は既往研究^[2]より現実的な評価であると判断する。

- IC05、IC06-1 及び IC06-2 における差異は、既往研究^[2]では高速炉の先行 PRA の数値をループ数及び想定稼働率の相違を考慮して「常陽」へ換算した簡易評価であったことが要因である。
- IC08、IC09-1～IC09-7 における差異は設定した事前分布の相違による。既往研究^[2]では Jeffreys 無情報事前分布²を仮定していた。
- IC04 における差異は、ナトリウム配管漏えいの故障率の推定において 1995 年に生じた「もんじゅ」2次系での熱電対鞘管破損事例の集計先を大口径管から小口径管へ変更したことが主要因である。
- IC07-1 及び IC07-2 における差異は、既往研究^[2]のナトリウム配管漏えい発生頻度が過小であることが主要因である。

第4表には、起回事象のグループ化が既往研究^[2]と異なる起回事象グループの発生頻度を示している。IC07-3、IC14 については、後述の第5表と同様に既往研究において「IC10 手動スクラム」の一部として含めていたものを分離して新規に追加設定したものであり、発生頻度は新規に評価したものである。同様に IC10-1～IC10-6 については、既往研究^[2]では「IC01 正の反応度投入」の一部に含めていたものを分離して新規に追加設定したものであり、発生頻度は新規に評価したものである。他の起回事象については、対応する既往研究^[2]との間に差異がみられる。その要因は以下に述べる通りであり、本評価は既往研究^[2]より現実的な評価であると判断する。

- IC01、IC02-1、IC02-2 における差異は、尤度に考慮した「常陽」の運転経験が既往研究^[2]より増加したことが主要因である。
- IC03 における差異は、集計先の変更によって、安全容器内配管の漏えいが新たに集計されたことが主要因である。
- IC11 における差異は、「常陽」の運転経験として尤度に考慮した過去の事例が起回事象に該当するか改めて判定した結果、発生回数及び発生頻度が低減したことが主要因である。

第5表に示した起回事象グループは既往研究^[2]において「手動スクラム」の一部として含めていたものを分離して新規に追加設定したものであり、発生頻度は新規に評価したものである。

² 学会標準^[3]の附属書 H の中の H. 3. 2c) 項によれば、Jeffreys 無情報事前分布は事前分布を設定するための事前の情報ほとんどない場合に一般に広く用いられる無情報事前分布に相当する。

第3表 起因事象のグループ化が既往研究と同じ起因事象グループの発生頻度の比較

記号	名称	平均値 [/ 炉年]	既往研究 ^[2]	
			記号	平均値 [/ 炉年]
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1.8E-03	IC03	6.3E-04
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	2.8E-02	IC05	9.3E-02
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	3.1E-03	IC04	9.3E-02
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着	3.1E-03		
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	3.7E-03	IC06	4.3E-03
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)	3.7E-03		
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	8.4E-02	IC07	1.1E-01
IC09-1	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03	IC08	1.1E-01
IC09-2	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC09-3	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Aループ2基) ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07		
IC09-4	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC09-5	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC09-6	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Bループ2基) ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07		
IC09-7	主冷却器異常による除熱不足(主送風機異常による除熱不足)	3.7E-02		
IC13	外部電源喪失	9.3E-01	IC09	9.3E-01

第4表 起因事象のグループ化が既往研究と異なる起因事象グループの発生頻度の比較

記号	名称	平均値 [/ 炉年]	既往研究 ^[2]	
			記号	平均値 [/ 炉年]
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	1.4E-03	IC02-4	3.6E-03
IC02-2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	1.7E-03		
IC03 (※)	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	2.5E-04	IC02-1 ～-3	1.7E-04
IC01	正の反応度挿入	6.3E-03	IC01	6.5E-03
IC10-1	主冷却器空気流量増大(主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC10-2	主冷却器空気流量増大(主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC10-3	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Aループ2基) ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07		
IC10-4	主冷却器空気流量増大(主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC10-5	主冷却器空気流量増大(主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC10-6	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Bループ2基) ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07	IC10	4.8E-01
IC11 (※)	手動スクラム	4.1E-01		
IC14	圧空喪失	4.0E-02		
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)	1.8E-03		

(※) 本評価と既往研究との間で起因事象グループの分類が異なるため、平均値が一对一对応していない。

第5表 既往研究から新たに追加した起因事象グループの発生頻度

記号	名称	平均値 [/炉年]	既往研究 ^[2]
IC12-1	無停電電源喪失(6C 電源喪失)	4.1E-04	なし
IC12-2	無停電電源喪失(6D 電源喪失)	4.1E-04	
IC12-3	無停電電源喪失(7C 電源喪失)	3.9E-03	
IC12-4	無停電電源喪失(7D 電源喪失)	3.9E-03	
IC12-5	無停電電源喪失(5C 電源喪失)	4.1E-03	
IC12-6	無停電電源喪失(5D 電源喪失)	4.1E-03	
IC15	補助冷却系強制循環喪失	4.7E-02	
IC16-1	非常系 3.3KV メタクラ 1C 喪失	2.2E-03	
IC16-2	非常系 3.3KV メタクラ 1D 喪失	4.8E-04	
IC16-3	非常系 400V パワーセンタ 2D 喪失	1.7E-03	
IC16-4	非常系 100V 電源盤 4C 喪失	1.7E-03	
IC16-5	非常系 100V 電源盤 4S 喪失	7.4E-04	
IC16-6	非常系 400V パワーセンタ 2S 電源喪失	6.8E-04	

3. 1次主循環ポンプ軸固着の発生頻度の評価について

1次主循環ポンプ軸固着は、設計基準事故において想定される異常な状態の一つであり、原子炉施設の寿命期間に生じると考えられないほど発生頻度は低く抑制されているが、炉心流量急減時の原子炉停止機能喪失事象の扱いを頻度の観点から検討することを目的に、発生頻度の推定評価においては運転・故障経験情報の不足に由来する過剰な保守性を排除するため、以下に示す運転・故障経験情報を評価に取り入れた評価も実施した。

● 国内実用発電炉での運転・故障経験情報

国内実用発電炉で使用される電動ポンプ及び本原子炉施設のナトリウム冷却系で使用される電動ポンプはともに国内メーカーの技術により原子炉施設用に設計及び製作された点で共通である。使用流体、設計仕様の相違等があるが、これらは同等の信頼性を有すると考えられる。

● 国外のナトリウム冷却高速炉での運転・故障経験情報

国外のナトリウム冷却高速炉のナトリウム冷却系で使用される電動ポンプと本原子炉施設の1次主循環ポンプは、ナトリウムを使用流体とする電動ポンプという点で共通であり、原子炉施設用に設計及び製作された点で共通である。設計仕様の相違等によって不確実さを有するが、同等の信頼性を有すると考えられる。

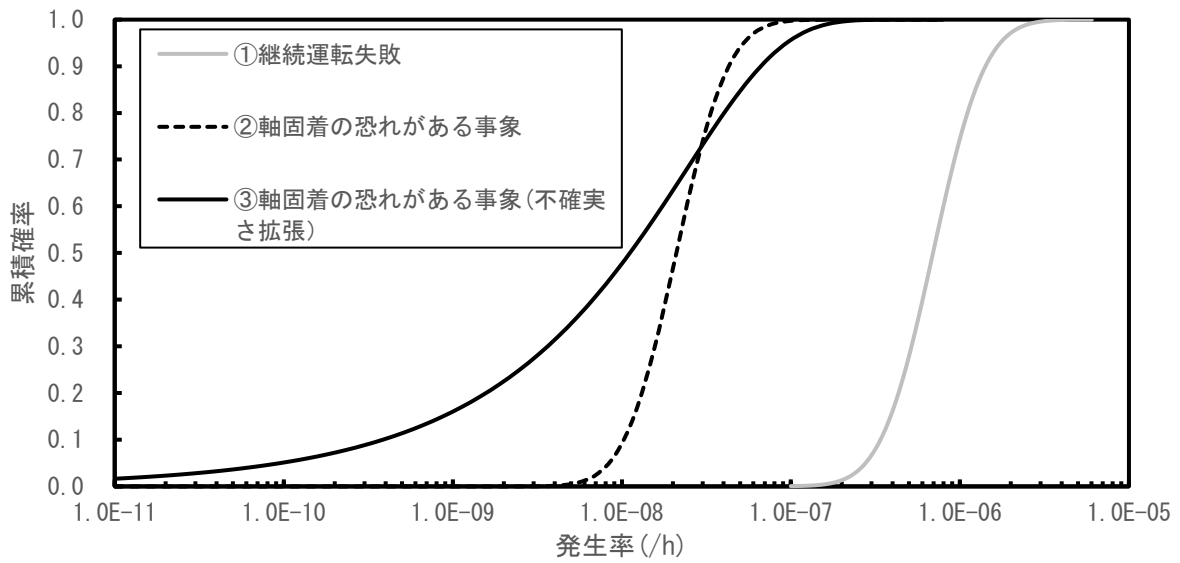
電動ポンプに関する原子炉施設での使用実績に基づくこれら2種類の情報を活用して本原子炉施設の1次主循環ポンプ軸固着の発生頻度を評価するため、ベイズ法を2段階に分けて適用した。

● 第1段階（一般的なナトリウム冷却炉の発生率の推定）

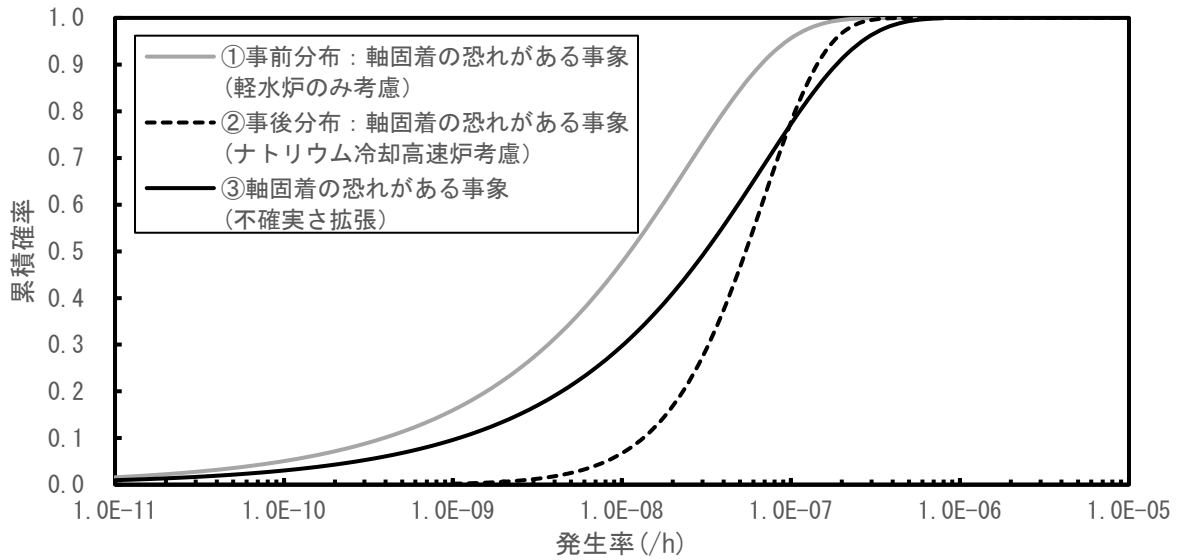
国内実用発電炉のポンプの運転・故障経験から得られる継続運転失敗の故障率^[4]（第1図の①）及び信頼性データ^[5]を分析することで継続運転失敗事例33件のうち1件を軸固着のおそれがあると判定し、これらを基に推定される電動ポンプの軸固着の発生率（第1図の②）に不確実さを考慮して得られる確率分布（第1図の③）を事前分布に設定した（第2図の①）。国外のナトリウム冷却高速炉での電動ポンプの運転経験及び軸固着事象の経験に関する情報^[6]を基に尤度を設定し、ベイズ法により発生率の事後確率分布を求めた（第2図の②）。

● 第2段階（本原子炉施設での発生頻度の推定）

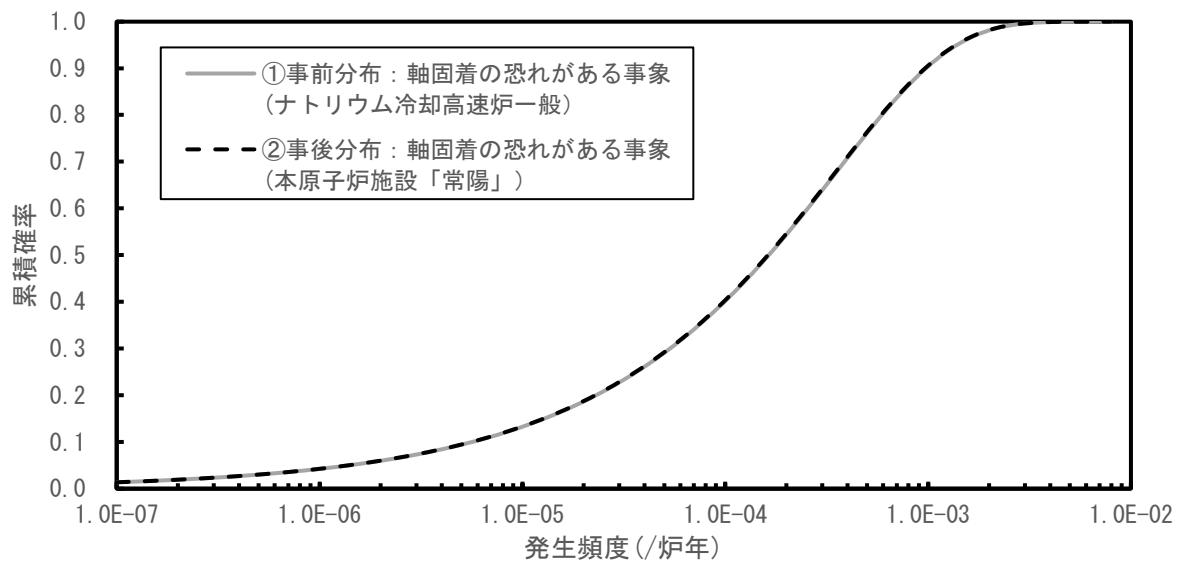
不確実さを考慮するため、第1段階で得られた事後確率分布の拡がりを拡張した（第2図の③）。さらに単位時間当たりの故障率から原子炉の稼働率を考慮した年発生頻度へ単位換算することにより、発生頻度の事前分布に設定した（第3図の①）。本原子炉施設での1次主循環ポンプの運転経験及び軸固着事象の経験に関する情報^[2]を基に尤度を設定し、ベイズ法により発生頻度の事後確率分布を求めた（第3図の②）。



第1図 国内実用発電炉での使用実績に基づく電動ポンプの故障率の推定



第2図 国外のナトリウム冷却高速炉での使用実績を考慮した故障率の推定



第3図 国内実用発電炉及び国外のナトリウム冷却高速炉での使用実績を考慮した「常陽」の発生頻度の推定

4. 参考文献

- [1] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1PRA 編):2013」, AESJ-SC-P008:2013, 2014年8月.
- [2] 日本原子力研究開発機構, 「高速実験炉「常陽」の確率論的安全評価に係る研究-内の事象に対するレベル 1PSA-」, JAEA-Technology 2009-004, 2009年5月.
- [3] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015」, AESJ-SC-RK001:2015, 2016年3月.
- [4] 一般社団法人 原子力安全推進協会, 「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度~2010年度29ヵ年56基データ)」, JANSI-CFR-02, 2016年6月.
- [5] ニューシア 原子力施設情報公開ライブラリー, URL:www.nucia.jp(2020年9月9日情報検索).
- [6] 動力炉・核燃料開発事業団(現日本原子力研究開発機構), 「安全設計評価事象の区分に関する研究」, PNC TN9410 97-050, 1997年5月.

炉心損傷防止が困難な事故シーケンスの整理

1. 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスの整理

深層防護の第4レベルで考慮する事故シーケンスは、「設計基準事故（DBA）までの起因事象を上回る規模の起因事象」と「運転時の異常な過渡変化（A00）又はDBA発生時の設計基準事故対処設備の故障の組合わせ」としている。

前者の例としては、実用発電炉では、大破断LOCAを超える規模の損傷に伴う冷却材喪失（Excess-LOCA）が挙げられており、「常陽」では、大口径配管破損が考えられるが、熱伝導度の高いナトリウムを低圧で単相状態で使用しており、運転状態からの逸脱に対して安定であることに加えて、2重管構造の設計であることから、冷却材喪失に進展することはない。

後者の例としては、実用発電炉では、一部のLOCAとECCS故障の組合わせがあるが、「常陽」では、基本的にはA00又はDBA発生時に設計基準事故対処設備の多重故障を想定しても、炉心損傷防止措置による炉心損傷防止が可能である。また、「常陽」では、2ループの主冷却系による自然循環冷却を炉心損傷防止措置としており、自然循環冷却機能も含めた全ての崩壊熱除去機能を喪失するのは、ポンプ・ブロワ等の動的機器の機能喪失に加えて、2箇所以上の低圧の静的機器の機能喪失が重畳する場合であり、想定を大幅に超える地震を想定した場合に発生する可能性があることから、大規模損壊対策で対応するものに位置付けている。

なお、PRAにおいて抽出される事故シーケンスは、起因事象と緩和機能喪失の組合わせのうち炉心損傷に至る最小の組合わせとして表現されるものであり、この事故シーケンスに「炉心損傷防止措置に影響を与える設計基準事故対処設備の故障」を重畳した場合は、炉心損傷防止ができないと考えられる。しかしながら、これらの事故シーケンスの発生頻度は低く、また、格納容器破損防止措置の有効性評価で取り扱われている事故シーケンスと事故影響は同等であるため、あえて考慮する必要はない。

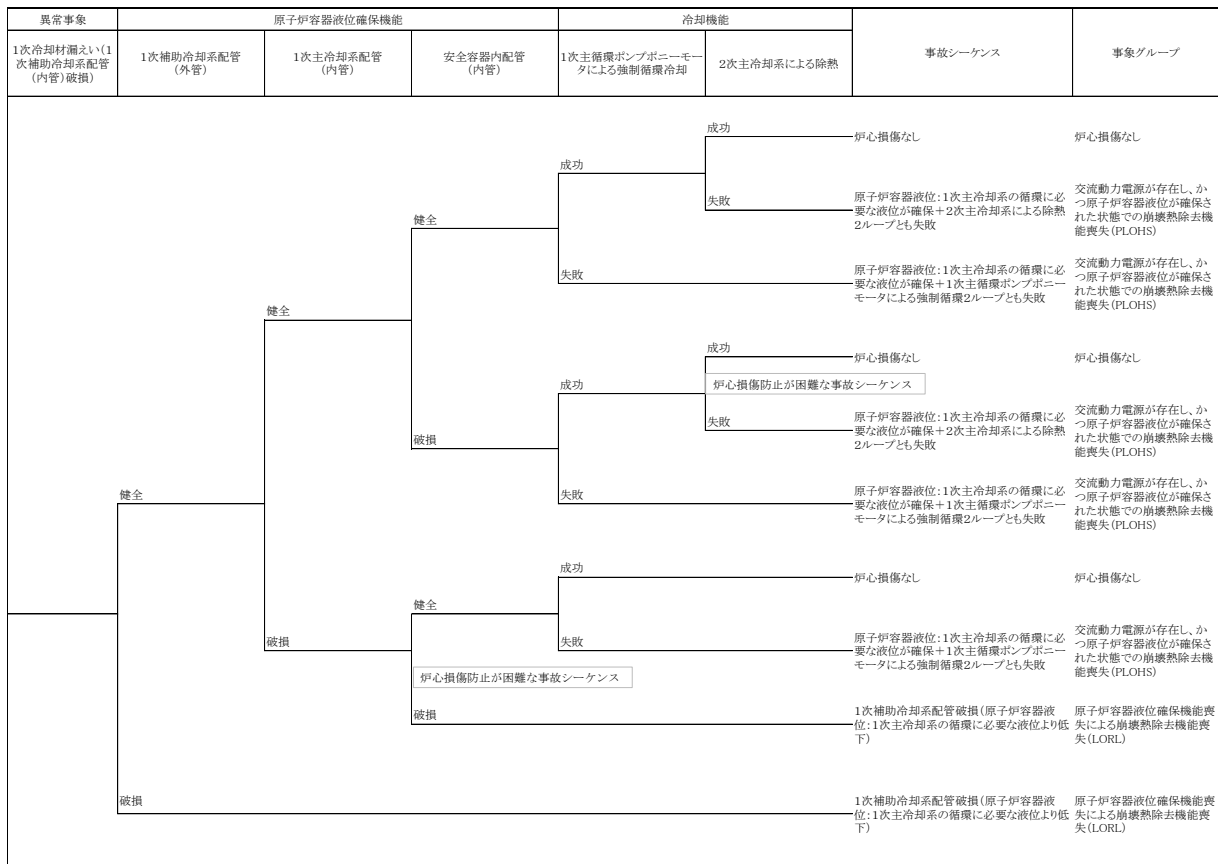
上記のような炉心損傷防止が困難な事故シーケンスをあえて想定しても、その発生頻度は低く、かつ、事故影響の観点から同等であるため、現状の有効性評価の網羅性には問題ない。

2. 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスの発生頻度の定量化

「常陽」では、複数の安全機能が同時に喪失するような想定「複数の安全機能の喪失」をした場合において、始めて炉心損傷の防止が困難となる可能性がある。

53条の説明資料（その1）の別紙2-1の第2.3.2図（3）において、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスを第1図に示す。

これらを含めた「複数の安全機能の喪失」は、先進的な対策を講じても炉心を冷却することが困難であり（付録1参照）、かつ、想定を大幅に超える地震を想定した場合に発生する可能性があることから、大規模損壊対策で対応する。なお、発生する事象の程度に応じて、適用可能な場合には、格納容器破損防止措置を柔軟に活用する。



第1図 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス

国外での先進的な対策と「常陽」の措置の比較

1. 国外での先進的な対策との比較について

高速炉の運転経験を有する米国、仏国、独国、露国の高速炉に関して、調査可能な範囲で得られた高速炉の炉心損傷防止措置と、「常陽」の特徴を踏まえて整備している炉心損傷防止措置を比較した結果を以下に示す。

(1) 原子炉停止機能喪失に係る炉心損傷防止措置

- ・ 実用段階の大型炉開発を進める各国において、後備炉停止系を含む全ての炉停止系が失敗した際の対策として、受動的炉停止機構（熔融金属保持方式、温度作動型制御棒、流体圧浮遊式制御棒、ガス膨張機構）に関する研究開発が進められているが、設計に係る信頼性のある情報を入手可能な国外において、実機に実装されている受動的炉停止機構はなく、国際的にも研究開発段階の対策に位置付けられる。
- ・ 「常陽」は小型の原子炉で制御棒又は後備炉停止制御棒の合計 6 本のうち、1 本でも挿入に成功すれば炉心損傷は防止できることから、設計基準事故対処設備（主炉停止系）及び BDBA 対処設備（後備炉停止系）により、原子炉停止機能は高い信頼性を有した設計としている。
- ・ 受動的炉停止機構は、大型炉には重要な設備であり、各国にて開発が進められているが、「常陽」は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から、受動的炉停止機構を「常陽」に設置しても安全性向上への寄与は小さいと判断している。
- ・ なお、既設の炉への新しい停止系の設置は大幅な改造工事を伴うとともに、工事や開発段階の異常等に付随するリスクも考慮すると現実的ではない。

(2) 崩壊熱除去機能喪失に係る炉心損傷防止措置

- ・ 実用段階の大型炉開発を進める各国において、設計基準事故対処設備による崩壊熱除去に失敗した際の対策として、原子炉冷却材ナトリウムを用いた直接炉心冷却型の崩壊熱除去系及び 1 次/2 次冷却系冷却型の崩壊熱除去系の強制循環、自然循環を組み合わせた炉心損傷防止措置が検討されている。また、例えば、米国や仏国では、1 次系ナトリウムの漏えい対策として設置するガードベッセルを冷却する代替除熱系の設置が検討されている。
- ・ 「常陽」における崩壊熱除去機能喪失については、2 ループの主冷却系の自然循環を炉心損傷防止措置としており、本措置は受動的、物理的特性によって機能する極めて信頼性が高いものである。また、主冷却機は高い除熱能力を有しており、4 基の主冷却機のうち、1 基の自然通風によって崩壊熱を除去できる。さらに、原子炉冷却材液位が主冷却系の循環に必要な液位を下回った場合には、原子炉容器内から直接炉心を冷却する別の独立した補助冷却設備による強制循環冷却を炉心損傷防止措置としている。これらに加えて、原子炉容器外面を窒素ガスにより冷却し、崩壊熱を除去することを炉心損傷防止措置として整備しており、各国の炉との比較においても、崩壊熱除去機能に係る炉心損傷防止措置は高い信頼性を

有している。

- 「常陽」における液位確保機能喪失については、外管等の2重壁を設置したうえで、さらに安全容器やサイフォンブレイク系等を設置しており、各国との比較においても、液位確保機能喪失に係る炉心損傷防止措置は高い信頼性を有している。
- 「常陽」は出力の小さい小型の原子炉であることから事象進展の時間的猶予が大きい特徴を有している。また、上述のとおり、多様かつ多重の信頼性の高い炉心損傷防止措置を講じていることから、追加の崩壊熱除去設備を追加しても、安全性向上への寄与は小さいと判断している。
- なお、既設の炉への新しい崩壊熱除去系の設置は大幅な改造工事を伴うとともに、工事や開発段階の異常等に付随するリスクも考慮すると現実的ではない。

炉心損傷防止が困難な事故シーケンス（複数の安全機能喪失）

事象 グループ	事故シーケンス※1	発生頻度※5 (/炉年)
LORL	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）※2+ 1次主冷却系配管（内管）破損+ 安全容器内配管（内管）破損※3	3.2E-09 (1.6E-10)
PLOHS	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））※2+ 安全容器内配管（内管）破損※3、※4+ 2次主冷却系による除熱失敗	8.7E-11 (8.1E-12)

※1 原子炉停止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準事故対処設備に限る（炉心損傷防止措置は対象としていない。）。

※2 炉心損傷防止措置「補助冷却系による強制循環冷却」の機能が従属的に喪失する。発生確率の算出にあたっては、崩壊熱除去へ同等の影響をもたらす補助冷却系強制循環機能喪失の発生確率を含めた。

※3 安全容器内配管（内管）破損が生じると、内管と外管の間隙へ漏えい冷却材が流入することによって炉心損傷防止措置「コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却」の機能が従属的に喪失する。

※4 この事故シーケンスは、別紙 2-4 の第 14 表における No. 28 の事故シーケンスの部分集合に該当する。すなわち、PRA で抽出される事故シーケンスに「炉心損傷防止措置に影響を与える設計基準事故対処設備の故障」を重畳した場合であり、この事故シーケンスにおける安全容器内配管（内管）破損が生じない場合であっても、PLOHS に至る。ここでは、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスの頻度を定量化するため、あえて炉心損傷防止措置「コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却」との機能依存性を考慮して、重畳を想定した。

※5 崩壊熱除去機能の使命時間は、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律 1536 時間として設定している。括弧内の数値は、現実的な使命時間として、使命時間を 336 時間に設定して評価した値である。

全交流動力電源喪失（SBO）を事象グループに選定した理由

1. SBO を事象グループに選定した理由

炉心損傷に至る可能性のある事故シーケンスを類型化する際に、SBO は同様の事象推移をたどる PLOHS の一部として類型化されることが通例であるが、「常陽」においては、以下の理由から、SBO を PLOHS と区別して新たな事象グループに選定した。

- SBO に対処するための炉心損傷防止措置には PLOHS と異なる手動操作、仮設計器による監視等が含まれるため、これらの有効性を評価するために事象グループに選定した。
- 同時に、「常陽」において SBO は使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失させることから、SBO 時における使用済燃料貯蔵設備に対する措置の有効性を示すために事象グループに選定した。

設計基準を超える自然現象の考慮

1. 概要

自然現象等の共通原因となる外部事象について、その影響が及ぶ範囲に着目すると、広範囲の緩和機能（例：原子炉停止、原子炉容器液位確保、崩壊熱除去）に影響が及ぶおそれがある地震と、建物外部へつながる主冷却機等の原子炉冷却機能及び崩壊熱除去機能のみに影響が限定される竜巻、火山、津波などの地震以外の外部事象に大別される。このうち、津波については、原子炉施設は台地に位置するため、津波により重大な影響を受けるおそれがなく（規則第5条の津波による損傷の防止に関しては、「まとめ資料 第5条（津波による損傷の防止）」を参照）、津波による共通原因故障を考慮する必要はない。

2. 竜巻

竜巻については、設計基準として 100m/s を設定して防護することとしている。また、これを超えたとしても、基本的安全機能の原子炉停止機能及び原子炉冷却機能は建物により防護されていることから、直接的に大規模に安全機能を喪失させることはなく、内部事象に起因する多重故障を考慮した SBO 又は崩壊熱除去機能喪失事故の事象グループの事象に包絡されると判断している。

3. 火山

火山による火砕降下物に対しても、火山からの離隔距離が大きく、噴火時には原子炉を停止する措置を講じることから、火砕降下物による SBO 又は崩壊熱除去機能喪失事故の厳しさは、内部事象に起因する多重故障を考慮した SBO 又は崩壊熱除去機能喪失事故の事象グループの事象に包絡されると判断している。

4. 地震

地震については、影響が及ぶ範囲内で共通原因故障の可能性を考慮して、機器の設計仕様の共通性、機器配置の共通性等に着目して、自然現象が同時に誘発する複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の機能喪失を体系的に抽出した。抽出された異常事象を第1表に示す。第1表のハッチングされた異常事象は、内部事象において抽出されなかったものである。これ以外の異常事象については、内部事象で抽出されたものと同等であり、イベントツリーを展開して得られる事故シーケンスは内部事象と同等である。

その結果、大部分が内部事象で抽出・選定された評価事故シーケンスに包絡された。例えば、同一設計仕様を有する主冷却系2ループでのポンプ同時トリップ、2ループでの1次主冷却系配管(内管)破損である。

また、評価事故シーケンスに包絡されないもの（第1表のB：2ループでの2次主冷却系配管破損、主冷却機4基の風量制御機能喪失による空気流量増大）についても炉心損傷防止措置（例：補助冷却系による強制循環冷却）及び格納容器破損防止措置（例：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放射性物質等の安全容器内保持・冷却)の適用が可能である。

このほかに、自然現象によって誘発する個々の異常事象及び設計基準事故対処設備の機能喪失のうち、設計基準で想定している範囲を超えるものについても考慮した。

第1表の3、4、5及び6において、例えば、1次主冷却系配管(内管)の破損口面積の影響については、「常陽」の主な1次冷却系配管は二重管設計としていることから、内管破損の破損口面積に想定を超える大きさを仮定したとしても、冷却材の漏えいは外管によって抑制され、事象の影響の大きさに有意な差は生じない。

また、第1表の12及び13において、2次主冷却系配管の破損口面積の影響については、その大小によらず破損ループによる崩壊熱除去が不可能になることを考慮済みであり、炉心損傷防止措置(例:健全ループによる自然循環冷却、補助冷却系による強制循環冷却)を講じるとともに、格納容器破損防止措置(例: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放射性物質等の安全容器内保持・冷却)を講じる。

上記の整理は、設計基準地震動を超える地震を想定した場合の耐震裕度に関するナトリウム冷却高速炉での既往評価^[1]も踏まえたものであり、同評価^[1]の知見及び高速炉の一般的な安全上の特徴から、設計基準地震動を超えて入力地震動が増大した場合には、①外部電源の喪失、②非常用発電機・1次主循環ポンプ等の動的機器の機能喪失、③建物、配管等の静的機器の機能喪失の順で機能を喪失すると考えられ、この相対的な耐震裕度の関係は本原子炉施設においても同様と考えられる。この点について、本原子炉施設においては、②の動的機器の機能喪失までを想定していることを確認した。なお、原子炉停止機能については、設計基準地震動を一定程度超えても制御棒及び後備炉停止制御棒の停止機能は維持される。

【参考文献】

- [1] 日本原子力研究開発機構、東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価、JAEA-Reserch-2013-001、2013.

第1表 抽出した地震誘引異常事象

炉心への影響 ※1	抽出した地震誘引異常事象※2		
炉心流量減少	1	地震誘引1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)※3	A
	2	地震誘引外部電源喪失	A
	3	地震誘引1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管1ループ(内管)破損)	A
	4	地震誘引1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管2ループ(内管)破損)	A
	5	地震誘引1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	A
	6	地震誘引1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	A
炉心流量が確保された状態での過出力	7	地震誘引反応度投入	A
	8	地震誘引2次冷却材流量増大	A
	9	地震誘引主冷却器空気流量増大(1基)	A
	10	地震誘引主冷却器空気流量増大(2基~4基)	B
炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	11	地震誘引2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)※3	A
	12	地震誘引2次冷却材漏えい(1ループ)	A
	13	地震誘引2次冷却材漏えい(2ループ)	B
	14	地震誘引主冷却器空気流量減少※3	A
	15	地震誘引主送風機風量瞬時低下※3	A
—	16	地震誘引建物損傷	C

- A：当該異常に始まる事故シーケンスの影響は内部事象で抽出・選定された評価事故シーケンスに包絡される。
- B：当該異常の想定は内部事象で抽出した事故シーケンスに含まれず、解析条件に僅かな差が生じるが、評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響は評価事故シーケンスに包絡されることから、評価事故シーケンスの炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置が適用可能である。
- C：炉心流量減少及び除熱源喪失のみならず、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の機能喪失の可能性を有するため、大規模損壊対策により影響を緩和する。

※1：炉心の著しい損傷に至る可能性がある炉心全体の昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱の観点から次のように影響を類型化した。

- (I) 炉心流量減少
 (II) 炉心流量が確保された状態での過出力
 (III) 炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失

※2：設計基準内から設計基準を大幅に超える範囲の地震による共通原因故障の可能性を含めて、①外部電源の喪失、②非常用発電機・1次主循環ポンプ等の動的機器の機能喪失、③建物、配管等の静的機器の機能喪失を考慮し、炉心の著しい損傷に至る可能性がある異常事象に至るものとして、地震誘引異常事象を体系的に抽出した。

※3：異常事象が1ループの流量減少であってもインタロックによって他のループのポンプがトリップし、結果として2ループの流量減少に至る。地震誘引の2ループ流量減少は内部事象で抽出された1ループ流量減少に集約される。

実用発電炉（PWR）の必ず想定する事故シーケンスグループと「常陽」において選定した 事象グループの比較
--

1. 実用発電炉（PWR）の必ず想定する事故シーケンスグループとの比較

実用発電炉（PWR）の必ず想定する事故シーケンスグループと「常陽」において選定した事象グループの比較を第1表に示す。

第1表 実用発電炉（PWR）の必ず想定する事故シーケンスグループと「常陽」の事象グループ

炉型	実用発電炉事故シーケンスグループ	「常陽」の事象グループ
PWR	2次冷却系からの除熱機能喪失	左記は原子炉停止成功後の崩壊熱除去のうち、1次系からの熱除去機能の喪失に相当する観点でPLOHSが対応
	全交流動力電源喪失	SBOが対応
	原子炉補機冷却機能喪失	緩和機能のサポート機能の喪失を表す事象グループとしては選定していないが、補機冷却機能喪失は異常事象として考慮している。崩壊熱除去機能のサポート機能喪失を起因とした原子炉停止後の崩壊熱除去機能喪失をPLOHSの中で考慮している点で、PLOHSが対応
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	格納容器の除熱が必要な設計基準事故及び格納容器を活用した炉心損傷防止措置はなく、設計上該当しない。
	原子炉停止機能喪失	ULOF、UTOP、ULOHSが対応
	ECCS 注水機能喪失	原子炉冷却材漏えいにはLORLが対応。なお、原子炉冷却材ナトリウムを常圧でサブクール度の大きい状態で運転しており、冷却材漏えい時に冷却材の注入は不要である。
	ECCS 再循環機能喪失	崩壊熱除去系の循環機能喪失としてPLOHSが対応
	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）	事象グループとしては選定していないが、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなる事故シーケンスとして、主中間熱交換器伝熱管破損が起因の事故シーケンスを考慮
	—	燃料要素を稠密に配置しており、出力密度が高いことからLFを選定

国外のナトリウム冷却型高速炉との比較による事象選定の妥当性の確認

1. 目的

抽出した事故シーケンス及び事象グループと国外のナトリウム冷却型高速炉で考慮されたものを比較、検討し、これらの抽出結果に抜け、漏れがないことを確認する。

2. 調査範囲

国外のナトリウム冷却高速炉のうち、米国の CRBRP 及び EBR-II、独国の SNR-300、仏国の Superphenix、露国の BN600 及び BN800 並びに中国の CEFR について、可能な範囲でレベル 1 PRA の実施状況を調査した。

3. 調査結果

米国の CRBRP 及び独国の SNR-300 について炉心損傷に至る事象グループの情報を抽出し、また、米国の EBR-II について主要な事故シーケンスの情報を抽出した。結果を第 1 表に示す。

4. 評価

調査した範囲で、「常陽」において選定した事故シーケンス又は事象グループは、国外のナトリウム冷却型高速炉のレベル 1PRA で考慮されているものと比べて概ね共通性があることを確認した。なお、一部、米国の CRBRP 及び EBR-II において、「常陽」の事故シーケンス又は事象グループに直接当てはまらないものがあるが、それらについての考え方を第 2 表に示す。

第1表 国外のナトリウム冷却型高速炉との事故シーケンス等の比較

日本	米国	米国	独国
「常陽」	CRBRP ^[1]	EBR-II ^[2]	SNR-300 ^[3]
ULOF	ULOF	ULOF	Group 1
UTOP	UTOP	UTOP	Group 3
ULOHS	ULHS	*1	Group 2
LORL	LOS	*1	Group 6
PLOHS	LHSE	PLOHS*2、*3、*4	Group 5
	LHSL		
SBO	なし	*1	なし
LF	なし	*1	Group 4
	ULOS	*5、*6、*7、*8、*9	

ULOF : Unprotected Loss of Flow

UTOP : Unprotected Transient Over-Power

ULOHS/ULHS : Unprotected Loss of Heat Sink

ULOS : Unprotected loss of sodium

LORL : Loss of Reactor Level

LOS : Loss of sodium (protected)

PLOHS : Protected Loss of Heat Sink

LHSE : Loss of heat sink - early (protected)

LHSL : Loss of heat sink - late

SBO : Station Blackout

LF : Local (Fuel) Faults

*1 支配的な事故シーケンスの中に記載なし

*2 短期と長期を含む。

*3 2系統の「Shutdown cooler」のうち、1系統におけるNaK火災により残りの1系統が損傷

*4 2次ナトリウム火災により1系統の「Shutdown cooler」が機能喪失するとともに残りの1系統が損傷

*5 地震起因の「Primary tank」のハンガーの損傷（直接損傷事象、構造物の破損）

*6 地震起因のベアリング劣化によるポンプ2台の急速コーストダウン（炉停止成功）

*7 過熱器での小規模漏えいの事象拡大（2次系ダンプされず停止されない、または圧力放出されず停止されない）

*8 過熱器での大規模漏えい、圧力放出失敗、assembly伝播

*9 アルゴン加圧による「Primary tank」の破裂（直接損傷事象、構造物の破損）

[1] J. G. Giitter and M. W. Akhtar, "An Assessment of the Clinch River Breeder Reactor Core and Containment Response to Core Disruptive Accidents," Proc. Of the Int. Topical Mtg. on Fast Reactor Safety, Vol.1, pp.463-470, Knoxville, U.S.A., April 21-25, 1985.

[2] D. J. Hill, et. al, "The EBR-II Probabilistic Risk Assessment: lessons learned regarding passive safety," Reliability Engineering and System Safety, 62, pp.43-50 (1998).

[3] A. Bayer and K. Koberlein, "Risk-Oriented Analysis on the German Prototype Fast Breeder Reactor SNR-300," Nuclear Safety, Vol. 25, No.1, January-February, 1984.

第2表 「常陽」の事象グループ等との相違点に対する「常陽」における考え方

対象	「常陽」の事象グループ等との相違点	「常陽」における考え方
<p>米国 (CRBRP)</p>	<p>・地震による「原子炉停止機能喪失の事象グループ」と「液位確保機能喪失の事象グループ」を重畳したものに相当する ULOS を想定※</p> <p>※ 防止措置を講じるための事象として想定されたものでなく、放射性物質の放出リスクの特徴を把握するために想定されたものである。</p>	<p>・「常陽」では、異常事象、安全機能の作動状態、措置の共通点に着目して事象グループを類型化し、事象グループごとに措置を講じている。また、PRA よりこれらの事象グループの事故シーケンスは、異常の発生後、複数の設計基準事故対処設備の機能喪失を重畳させている事故であることから、その発生頻度は十分に低いと考えられ、事象グループが重畳する頻度は極めて低く、その重畳は不要と判断した。</p> <p>・仮に、これらの重畳を考慮したとしても、原子炉停止機能の喪失に対しては ULOF 等に対する措置を、液位確保機能喪失に対しては LORL の措置を活用できる。一方、地震誘因の事故シーケンスについては「常陽」では設計基準地震動を一定程度超えた地震動までの範囲において制御棒が挿入されること（原子炉停止機能喪失の事象グループは生じないこと）、また、主冷却系の自然循環による崩壊熱除去に必要なバウンダリ機能が維持（液位確保機能喪失の事象グループは生じないこと）されることを評価する。</p> <p>・なお、上記の範囲を超える地震動を仮想した場合には、ULOS に相当する事故シーケンスが生じるおそれがあるが、これは想定を超える自然現象等による炉心損傷防止が困難なものうち、複数の安全機能喪失に相当し、大規模損壊対策で対応する。また、発生する事象の程度に応じて、適用可能な場合には、格納容器破損防止措置を柔軟に活用し対応する。</p>
<p>米国 (EBR-II)</p>	<p>・地震起因の「Primary tank」のハンガーの損傷（直接損傷事象、構造の破損）を想定</p> <p>・地震起因のベアリング劣化によるポンプ2台の急速コーストダウン(炉停止成功)を想定</p> <p>・「過熱器での小規模漏えいの事象拡大」及び「過熱器での大規模漏えい、圧力放出失敗、assembly 伝播」を想定</p> <p>・アルゴン加圧による「Primary tank」の破裂（直接損傷事象、構造物の破損）を想定</p>	<p>・「常陽」においては、原子炉容器の支持構造が地震によって損傷する事象に相当すると考えられ、このような事象に対しては、大規模損壊対策を講じるものとし、事象の進展に応じて、格納容器破損防止措置(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)を可能な限り活用し対応する。</p> <p>・本事象は、原子炉を停止する過程での炉心損傷と解釈され、「常陽」では1次主循環ポンプ軸固着を起因として急速に炉心流量が低下する事故シーケンスを ULOF の事象グループに含めており、ULOF の事象グループにおいて、相当する厳しさの事故シーケンスを対象にしている。</p> <p>・これらの事象は、水・蒸気系を有さない「常陽」には存在しない機器での異常であることから想定は不要と判断した。</p> <p>・本事象は、ループ型の「常陽」には存在しない機器での異常であることから想定は不要と判断した。</p> <p>・仮に、原子炉カパーガス等のバウンダリにおいて、アルゴン加圧が生じたとしても安全板を通じた排気によって過圧が防止され、原子炉冷却材バウンダリの破損や破裂は生じない。</p>

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に対する
炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

1. 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として選定した評価事故シーケンスに対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を第1表に示す。

第1表 評価事故シーケンスに対する炉心損傷防止措置及び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	炉心損傷防止措置	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	代替原子炉トリップ信号(「1次主循環ポンプトリップ」)、 後備炉停止系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止	<原子炉容器内閉じ込め> ・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 <原子炉格納容器内閉じ込め> ・回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム 噴出量の抑制 ・原子炉格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影 響緩和(閉じ込め機能維持)	
	外部電源喪失及び 原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故			
	1次主循環ポンプ軸固着及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故			
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	制御棒連続引抜き阻止インターロック、 代替原子炉トリップ信号(「原子炉出口冷却材温度高」)、 後備炉停止系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止		
	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	代替原子炉トリップ信号(「原子炉出口冷却材温度高」)、 後備炉停止系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止	<物理的特性による原子炉格納容器破損防止(炉心損傷の回避)> ・負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる出力低減と冷却系 による冷却(1次主冷却系強制循環冷却、2次主冷却系自然循環冷却)	
	2次冷却材流量減少及び 原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故			
	2次冷却材漏えい及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故			
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(安全容器内配管(内管)破損)及び 安全容器内配管(外管)破損の重畳事故	冷却材の安全容器内保持及び補助冷却設備による強制循環冷却	<原子炉格納容器閉じ込め> ・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放射性 物質等(熔融炉心物質等を含む。)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	
	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)及び 1次主冷却系配管(外管)破損の重畳事故	1次主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制及び 補助冷却系による強制循環冷却※1		コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)及び 1次補助冷却系配管(外管)破損の重畳事故	1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制及び 主冷却系(2ループ)による自然循環冷却※1		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
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	主冷却系(1ループ)による自然循環冷却※1	<原子炉格納容器閉じ込め> ・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放射性 物質等(熔融炉心物質等を含む。)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	
	外部電源喪失及び 強制循環冷却失敗の重畳事故	主冷却系(2ループ)による自然循環冷却※1		
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	主冷却系(2ループ)による自然循環冷却	<受動的な安全特性による格納容器破損防止(炉心損傷の回避)> ・受動的な安全特性を活用した主冷却系(1ループ)による自然循環冷却	
局所的燃料破損 (LF)	冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故	燃料破損検出系による異常検知及び 手動スクラムによる原子炉停止	*:格納容器破損防止措置はULOF及びUTOPと同じ	

※1 冷却に係る炉心損傷防止措置をバックアップするため、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却を自主対策として講じる。

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（炉心の著しい損傷を防止するための措置に係る手順の概要：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、原子炉等が安定停止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、原子炉等が安定停止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。

炉心の著しい損傷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、炉心損傷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、炉心損傷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 の炉心損傷防止措置の一部の有効性評価では、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炉心損傷防止措置に係る手順は、原子炉トリップ信号及び代替原子炉トリップ信号の発信、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）の確認、事故発生時の判断及びその後の崩壊熱除去の監視である。

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炉心損傷防止措置に係る手順は、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

本事象グループに対する炉心損傷防止措置に係る手順は、原子炉トリップ信号及び代替原子炉トリップ信号の発信、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）の確認、事故発生時の判断及びその後の崩壊熱除去の監視は 1. と同じである。また、2 次冷却材の漏えいに対しては火災防護の手順に基づいて対応する。

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炉心損傷防止措置に係る手順は、原子炉スクラム（自動停止）の確認、事故発生時の判断、冷却材の安全容器内保持、1 次主冷却系のサイフォンブレイク、1 次補助冷却系のサイフォンブレイク及び主冷却系自然循環による崩壊熱除去の監視並びに補助冷却設備による崩壊熱除去である。補助冷却設備による崩壊熱除去の監視手順を付録 1 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炉心損傷防止措置に係る手順は、原子炉スクラム（自動停止）の確認、事故発生時の判断、主冷却系自然循環による崩壊熱除去の監視である。

主冷却系自然循環による崩壊熱除去の監視手順を付録 2 に示す。

6. 全交流動力電源喪失（SB0）に対する手順

本事象グループに対する炉心損傷防止措置に係る手順は、原子炉スクラム（自動停止）の確認、事故発生の判断、主冷却系自然循環による崩壊熱除去である。

全交流動力電源喪失の長期化による直流及び交流無停電電源系の喪失を想定し、事故対策上必要な操作は手動で対応できるものとするとともに、仮設計器により、監視できるものとする。また、仮設電源設備を整備する。

SB0時の自然循環冷却による崩壊熱の除去手順を付録3に、仮設電源設備の敷設手順を付録4に示す。

なお、本事象グループでは、炉心と使用済燃料に対する措置を並行して実施することになる。使用済燃料の損傷防止の審査において、使用済燃料貯蔵設備については、運転員1名が対応することを説明している。炉心損傷の防止に係る自然循環による崩壊熱除去については、運転員4名（監視2名、現場操作2名）が、仮設電源設備の敷設については、運転員とは別の事故対応要員（現場対応班員約170名）4名が対応する。また、使用済燃料貯蔵設備水冷却池への給水等については、運転員とは別の事故対応要員（現場対応班員約170名）のうち数名程度で対応する。以上のとおり、SB0時の使用済燃料に係る措置と炉心に係る措置が重なっても予め定められた体制で作業を進めることで、措置を継続することができる。

7. 局所的燃料破損（LF）に対する手順

本事象グループに対する炉心損傷防止措置に係る手順は、事故発生の判断（燃料破損検出系による燃料破損の検出）、原子炉手動停止及びその後の崩壊熱除去の監視である。

燃料破損検出時の原子炉手動停止の手順を付録5に示す。

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、原子炉運転班（原子炉運転班長及び原子炉運転班員をもって構成し、当直の運転員は中央制御室に常駐）以外の事故対応要員（現場対応班員約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、現場対応班長（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に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、万一の中央制御室空調再循環運転機能の喪失を想定し、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. 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時の補助冷却設備による崩壊熱除去の監視の手順

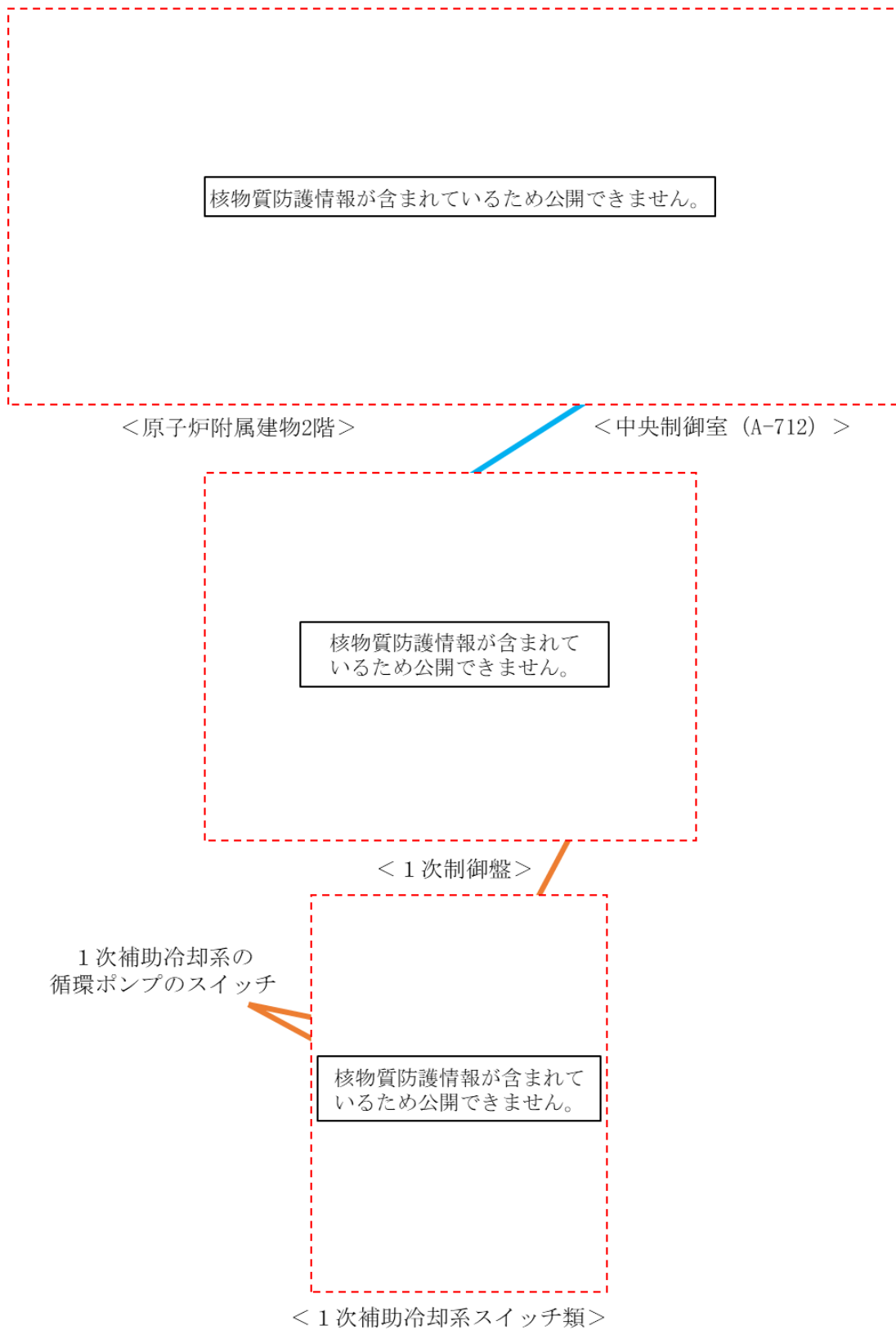
1.1 操作手順

- (1) 当直長は、1次主冷却系からのナトリウム漏えいが発生した場合、原子炉の自動スクラムを確認する。また、2箇所以上のナトリウム漏えい検出器が作動する等、ナトリウム漏えいが発生していると判断され、原子炉の自動スクラムに至っていない場合には、運転員に手動スクラムを実施させる。
- (2) 炉内ナトリウム液面がN s L（原子炉容器通常ナトリウム液位）-320mm（G L-6420mm）まで低下した場合に、1次補助冷却系循環ポンプが自動起動し、定格流量約56t/h（約65m³/h）まで自動で到達することを確認する。また、2次補助冷却系の補助冷却機用送風機の自動起動を確認する。その後、補助冷却設備の流量、温度を監視することにより、原子炉の崩壊熱が正常に除去されることを確認する。
- (3) ナトリウムの漏えい量が所定の容積で抑制されていることを炉内ナトリウム液面の変化量により確認する。

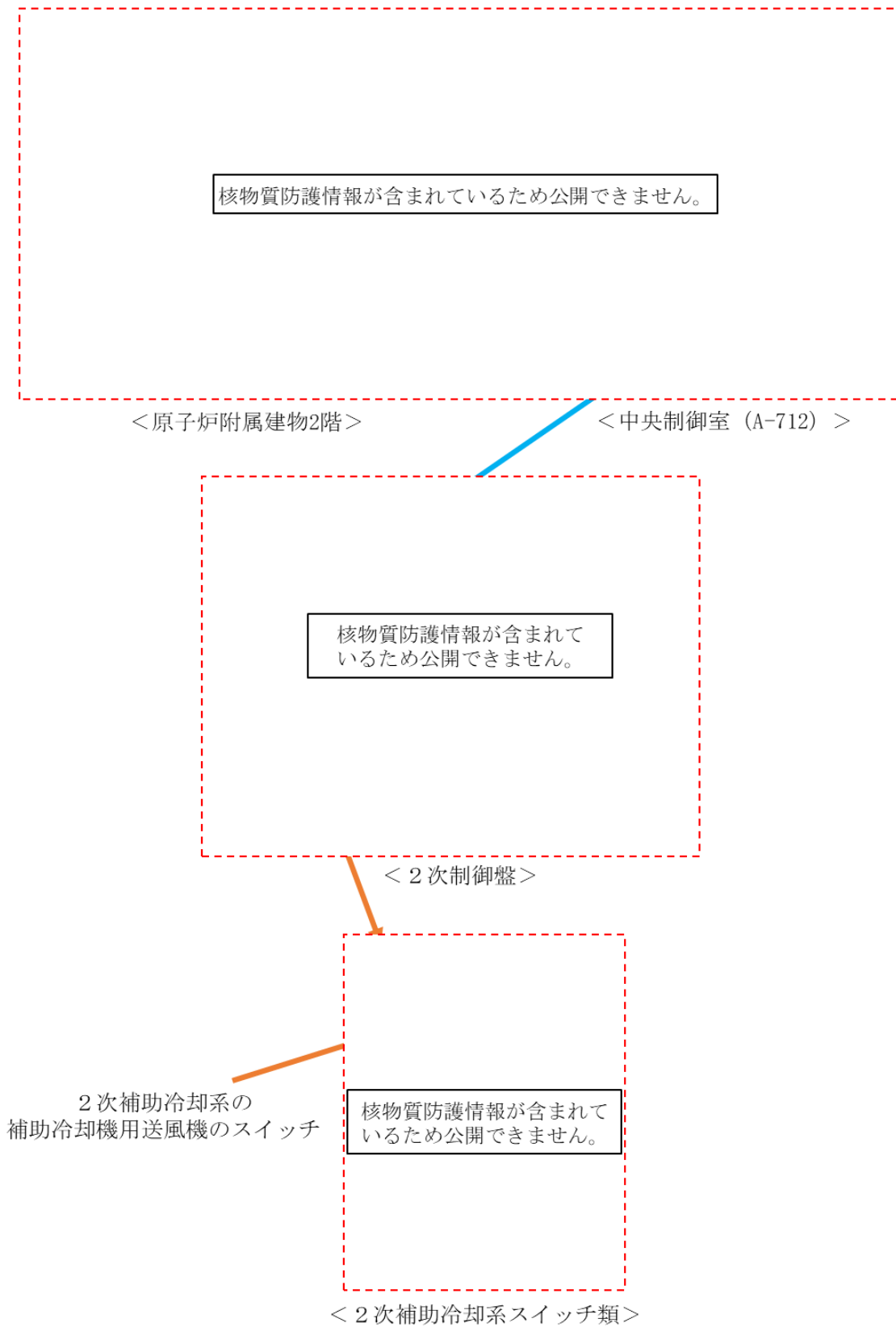
なお、1次補助冷却系循環ポンプ又は2次補助冷却系の補助冷却機用送風機が自動起動していない場合は、中央制御室にて手動で起動する。

1.2 操作時間

- 1.1の操作は、運転員1名により10分以内に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による崩壊熱除去機能喪失時の補助冷却設備による崩壊熱除去の監視の操作手順に係る補足 (1/2)



第1図 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時の補助冷却設備による崩壊熱除去の監視の操作手順に係る補足 (2/2)

1. 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における自然循環冷却による崩壊熱除去の監視の手順

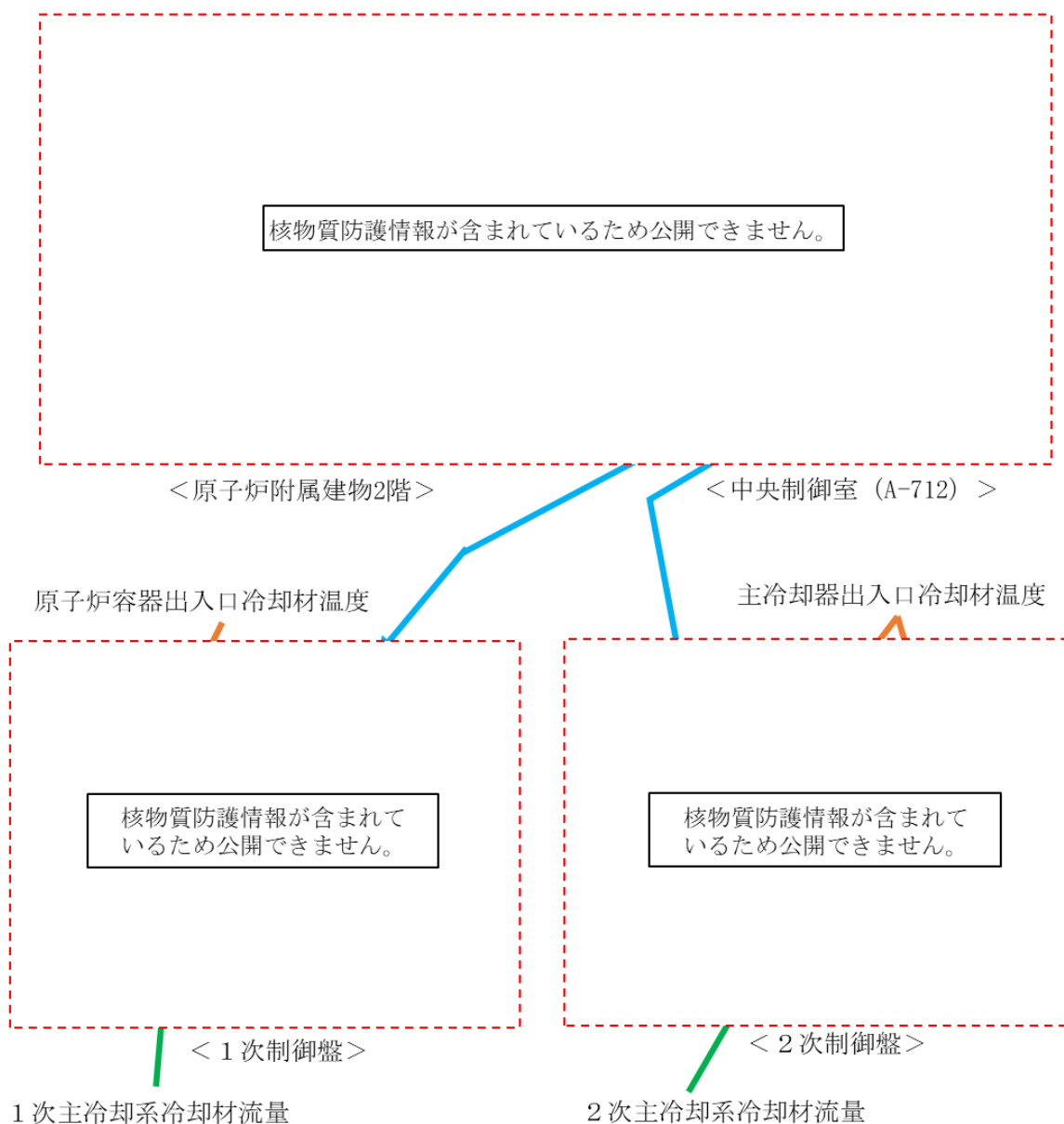
1.1 操作手順

- (1) 当直長は、主冷却系及び補助冷却設備での強制循環冷却による崩壊熱除去に失敗した場合は、主冷却系の自然循環による崩壊熱除去を実施するよう、運転員に指示する。
- (2) 運転員は、主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパの自動制御により、正常に崩壊熱が除去されていることを確認する。
- (3) 異常事象が2次冷却材ナトリウムの漏えいの場合は、上記の監視と並行して、2次冷却材ナトリウム漏えい事故対応マニュアルに従って2次主冷却系のナトリウムをドレンする等の必要な対応を実施する。

なお、(2)の自動制御による崩壊熱除去に失敗した場合は、全交流動力電源喪失事象の手順を適用し、手動で主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパを制御することにより、崩壊熱を除去する。

1.2 操作時間

- 1.1の自然循環冷却による崩壊熱除去に係る監視は、運転員2名により5分以内に開始できる。



第1図 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における自然循環冷却による崩壊熱除去の監視の操作手順に係る補足

1. 全交流動力電源喪失における自然循環冷却による崩壊熱除去の手順

1.1 操作手順

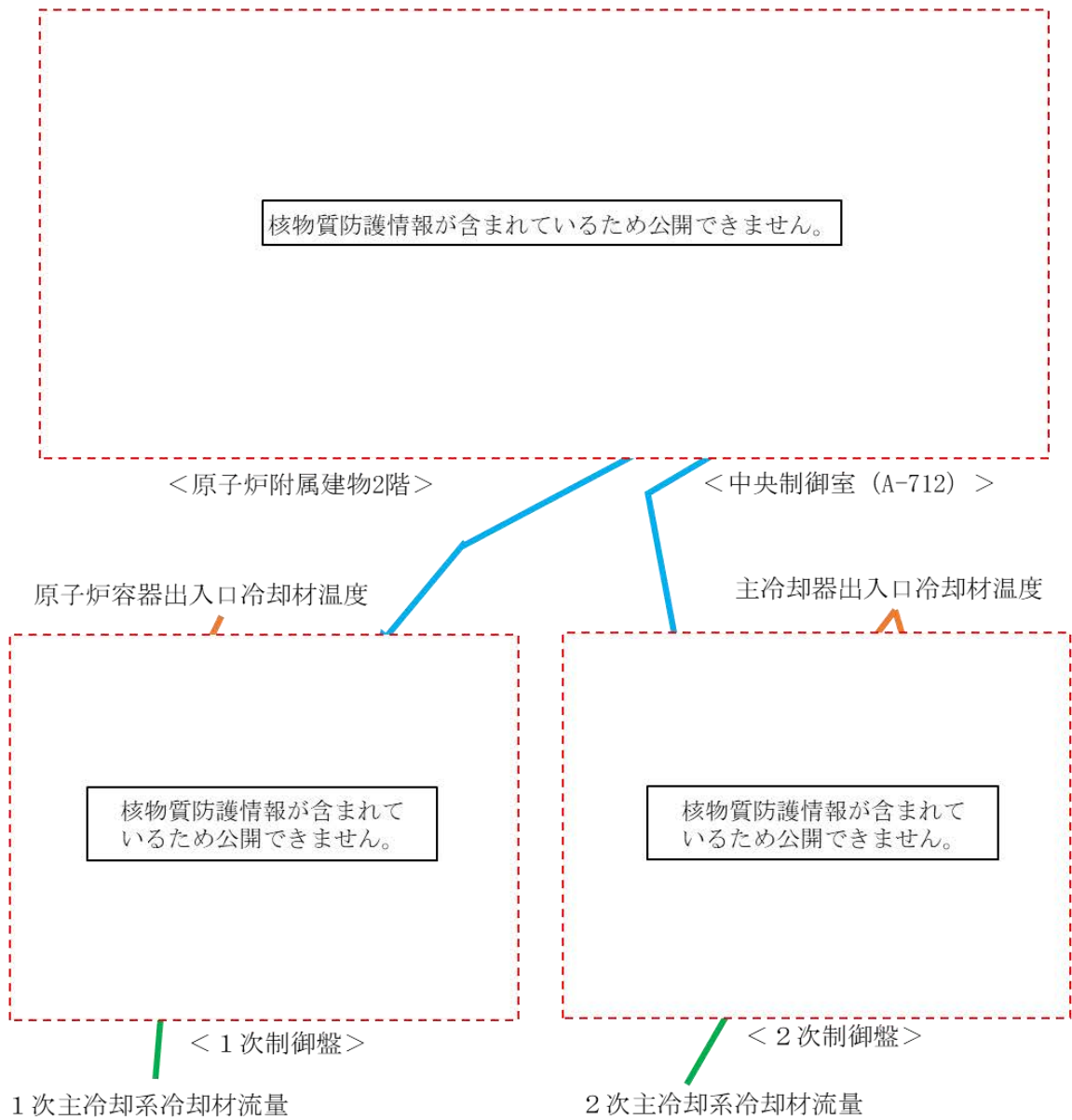
- (1) 当直長は、外部電源喪失時の非常用ディーゼル電源系のディーゼル発電機（2基）の自動起動失敗により、主冷却系及び補助冷却設備での強制循環冷却による崩壊熱除去に失敗した場合は、主冷却系の自然循環による崩壊熱除去を実施するよう、運転員に指示する。
- (2) 運転員は、原子炉容器出入口冷却材温度、主冷却器出入口冷却材温度等により、正常に崩壊熱が除去されていることを確認する。また、主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパ操作の圧縮空気の圧力が所定の値まで低下（全交流動力電源喪失から約 100 分後）した場合は、中央制御室からの指示により、現場（主冷却機室）で主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパを手動操作して崩壊熱除去を行う。なお、崩壊熱除去中の主な操作は主冷却機の入口ベーンの全閉・全開（開度制限内）であり、崩壊熱除去中のプラントの挙動が緩慢であることから、その操作の間隔は約 5 分である。
- (3) 交流無停電電源系が喪失（全交流動力電源喪失から 2 時間以上経過後）した場合は、仮設計器により原子炉容器出入口冷却材温度、主冷却器出口冷却材温度を確認し、中央制御室からの指示により、現場で主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパを手動操作して崩壊熱除去を行う。また、主冷却器入口冷却材温度が 365℃を下回った時点（MK-Ⅲ性能試験実績：原子炉停止の約 1 時間 20 分後）で、主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパを全閉にし、その後はプラントの温度に異常がないことの監視を継続する。

なお、上記と並行して、現場対応班員は、ディーゼル発電機の起動失敗又は停止に係る原因を調査し、その復旧に努めるものとする。また、交流無停電電源系が喪失した場合において、本設計器による監視機能を復旧するため、付録 4 の手順に従い仮設電源設備を敷設する。

1.2 操作時間

1.1 の(2)の操作について、運転員 2 名により 5 分以内に、崩壊熱が正常に除去されていることを確認できる。また、主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパの手動操作による崩壊熱除去操作については、機能が喪失する前に他の運転員 2 名を配置することで、5 分以内に行うことが可能である。

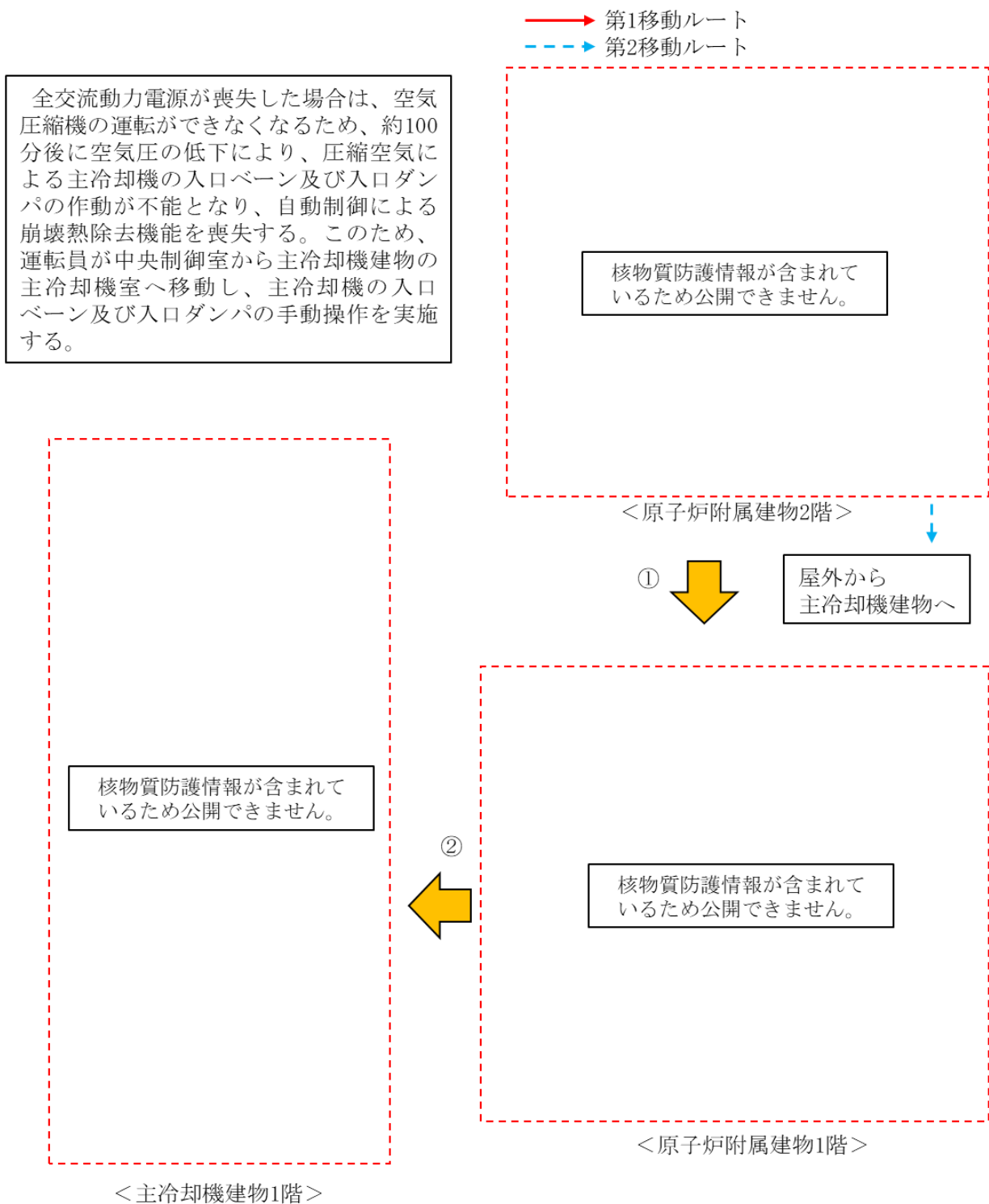
1.1 の(3)の操作について、運転員 2 名により 10 分以内に、仮設計器を用いて崩壊熱が正常に除去されていることを確認できる。また、現場での主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパの手動操作による崩壊熱除去操作については、(2)の操作から継続して実施することが可能である。



仮設計器による温度確認の一例

第1図 全交流動力電源喪失における自然循環冷却による崩壊熱除去の操作手順に係る補足
(1/3：中央制御室における崩壊熱除去の監視)

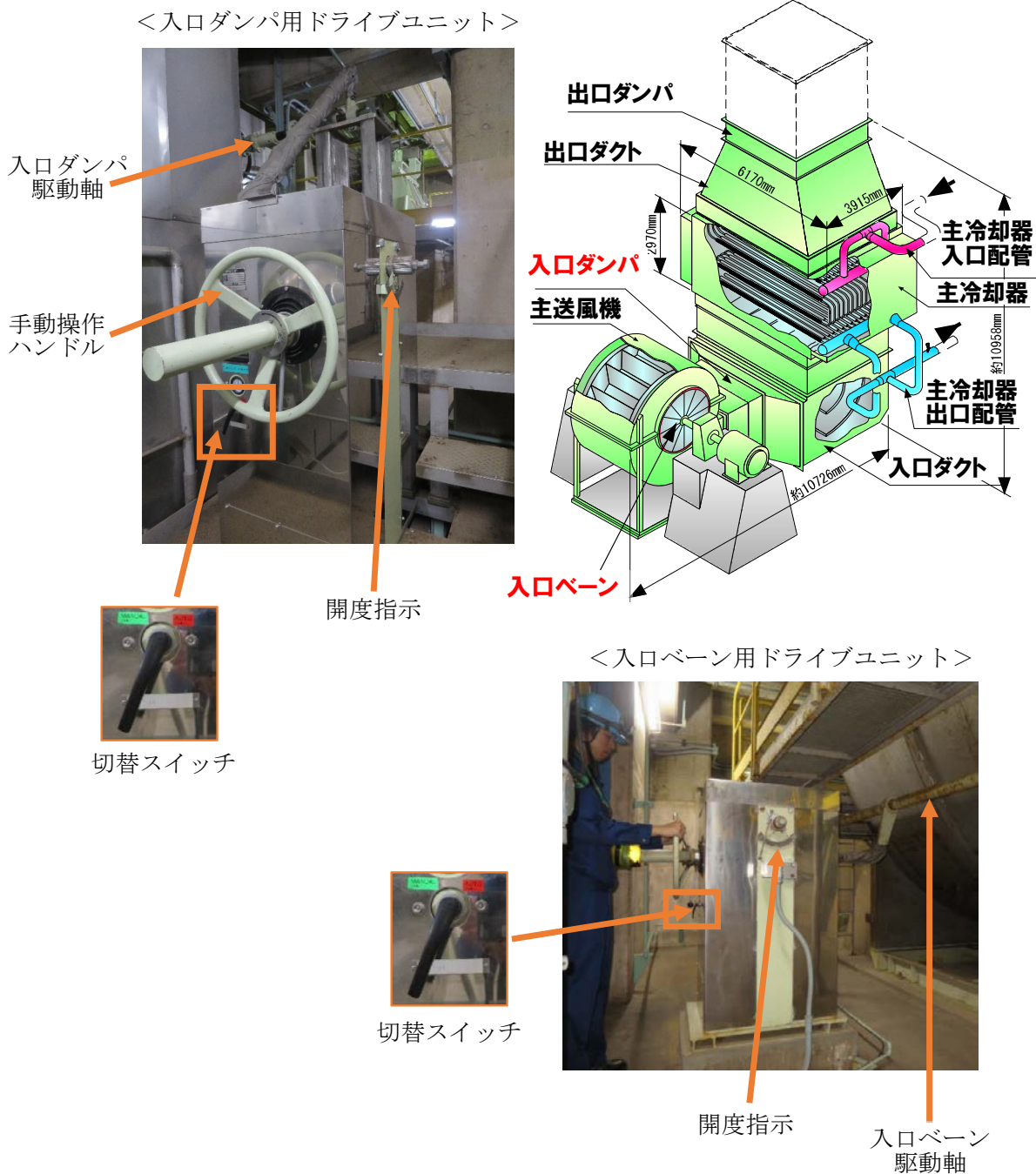
53条(1)-別紙3-別添1-10



第1図 全交流動力電源喪失における自然循環冷却による崩壊熱除去の操作手順に係る補足
(2/3：主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパの操作場所への移動ルート)

崩壊熱除去中の主な操作は主冷却機の入口ベーンの開閉（開度制限内）であり、入口ベーン駆動ユニットの切替スイッチを「MANUAL」に切替え、中央制御室からの指示を受け、手動操作ハンドルにより操作する。最終的に入口ダンパを操作する際も同様である。

（手動操作開始までの所要時間：約5分（事前に運転員を配置するため、移動時間は除く。））



第1図 全交流動力電源喪失における自然循環冷却による崩壊熱除去の操作手順に係る補足
(3/3：主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパの操作)

1. 全交流動力電源喪失における仮設電源設備の敷設手順

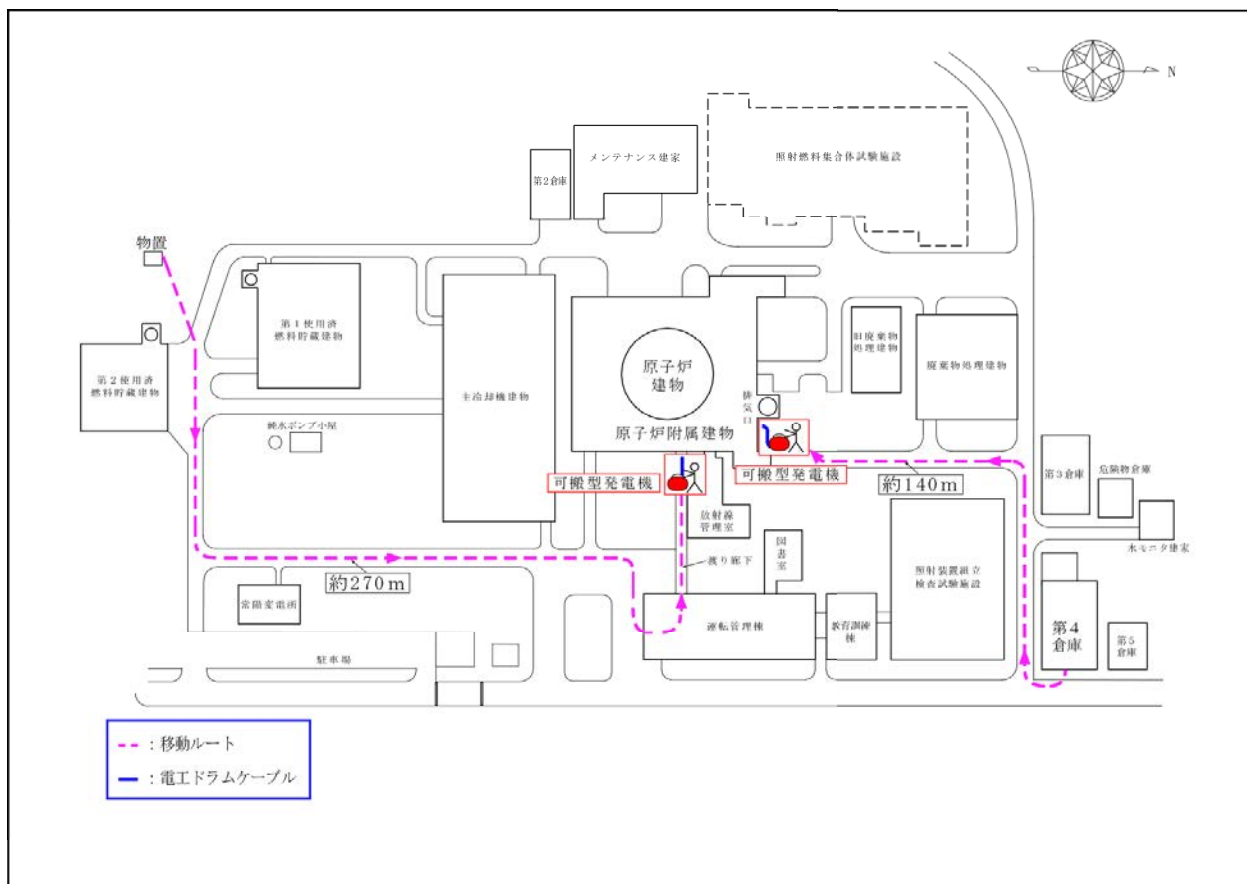
全交流動力電源喪失時の交流無停電電源枯渇以降は、常設計器による原子炉の監視機能を喪失することから、原子炉の監視に必要な容量を有する仮設電源設備を敷設する。仮設電源設備は2組用意し、原子炉建物以外の独立した場所にそれぞれ保管し、交流無停電電源が枯渇するまでに、設置場所へ移動して電源を供給できるようにする。なお、交流無停電電源喪失までの時間は、全交流電源喪失発生から2時間以上経過後である（詳細については、設置許可基準規則の第42条（外部電源を喪失した場合の対策設備等）で説明する。）。

1.1 操作手順

- (1) 第4倉庫に保管されている可搬型発電機1台を中央制御室の非常階段下1階の屋外に設置する。また、上記が使用できない場合は、第二使用済燃料貯蔵建物西側倉庫（物置）に保管されている可搬型発電機1台を中央制御室前渡り廊下に設置する（第1図参照）。
- (2) 仮設電源ケーブルを敷設し、電源を供給する（第2図参照）。
 - ・資機材
 - 電源端子箱
 - 電工ドラム（30m）
 - 仮設電源ケーブル（8m×2）、（5m×1）
 - ・可搬型発電機（IEG1600M）の仕様
 - 定格出力：1.6kVA
 - 定格電圧（交流）：100V
 - 定格電流（交流）：16A
 - 20A 交流コンセント：2カ所
 - 連続定格運転時間：約4.2h
 - 燃料タンク容量：4.1L（ガソリン）

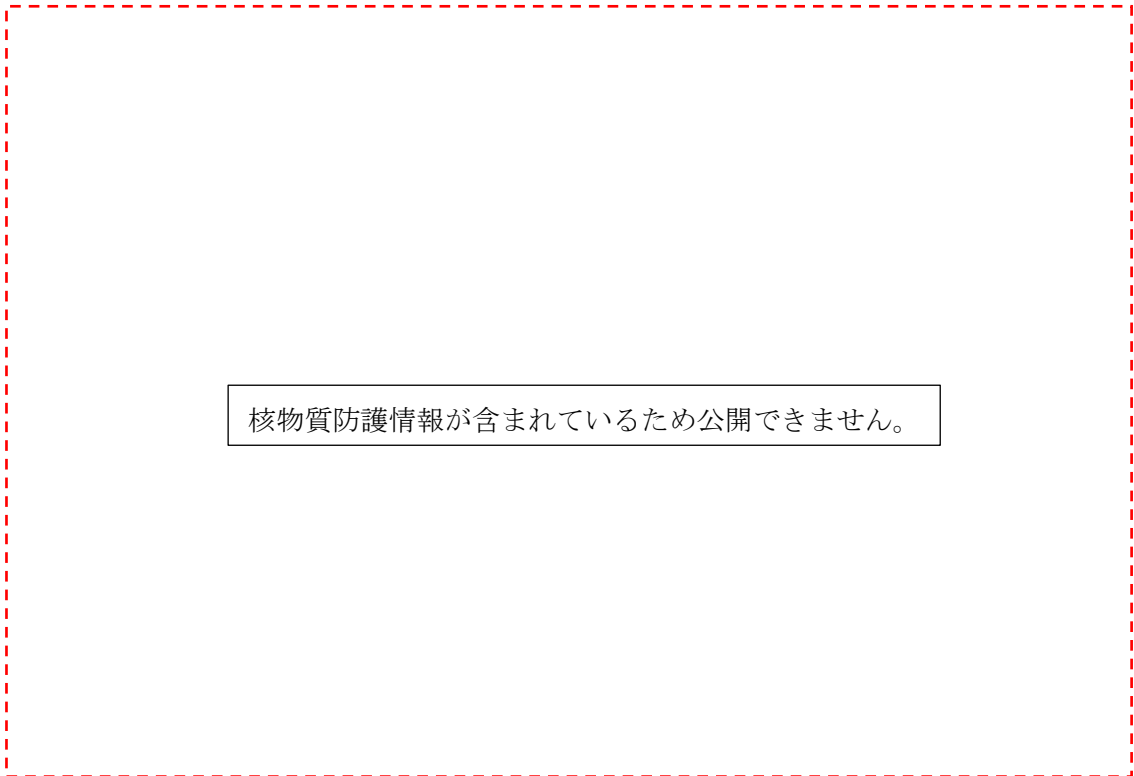
1.2 操作時間

1.1の操作は、外部電源喪失等の異常事象発生から、仮設電源設備の設置電源の給電まで、現場対応班員4名により2時間以内で行うことが可能である。



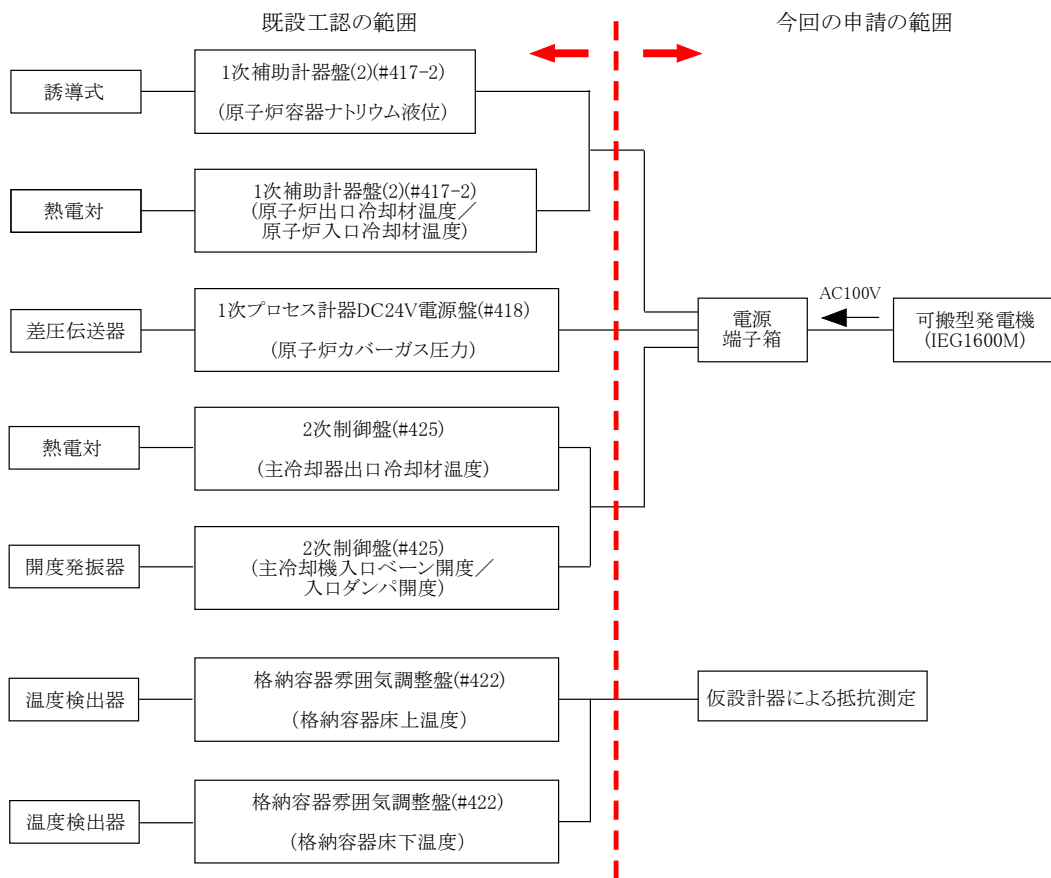
第1図 可搬型発電機移動ルート

可搬型発電機の保管場所は、第4倉庫及び第二使用済燃料貯蔵建物西側倉庫（物置）とし、共通原因により保管場所が同時に損壊することを防止する。また、燃料は危険物倉庫及び第二使用済燃料貯蔵建物西側倉庫（物置）に保管し、適宜、給油する。



核物質防護情報が含まれているため公開できません。

第2図 仮設電源ケーブル敷設図（中央制御室盤配置）



第3図 仮設計器等の接続イメージ

1. 燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の手順

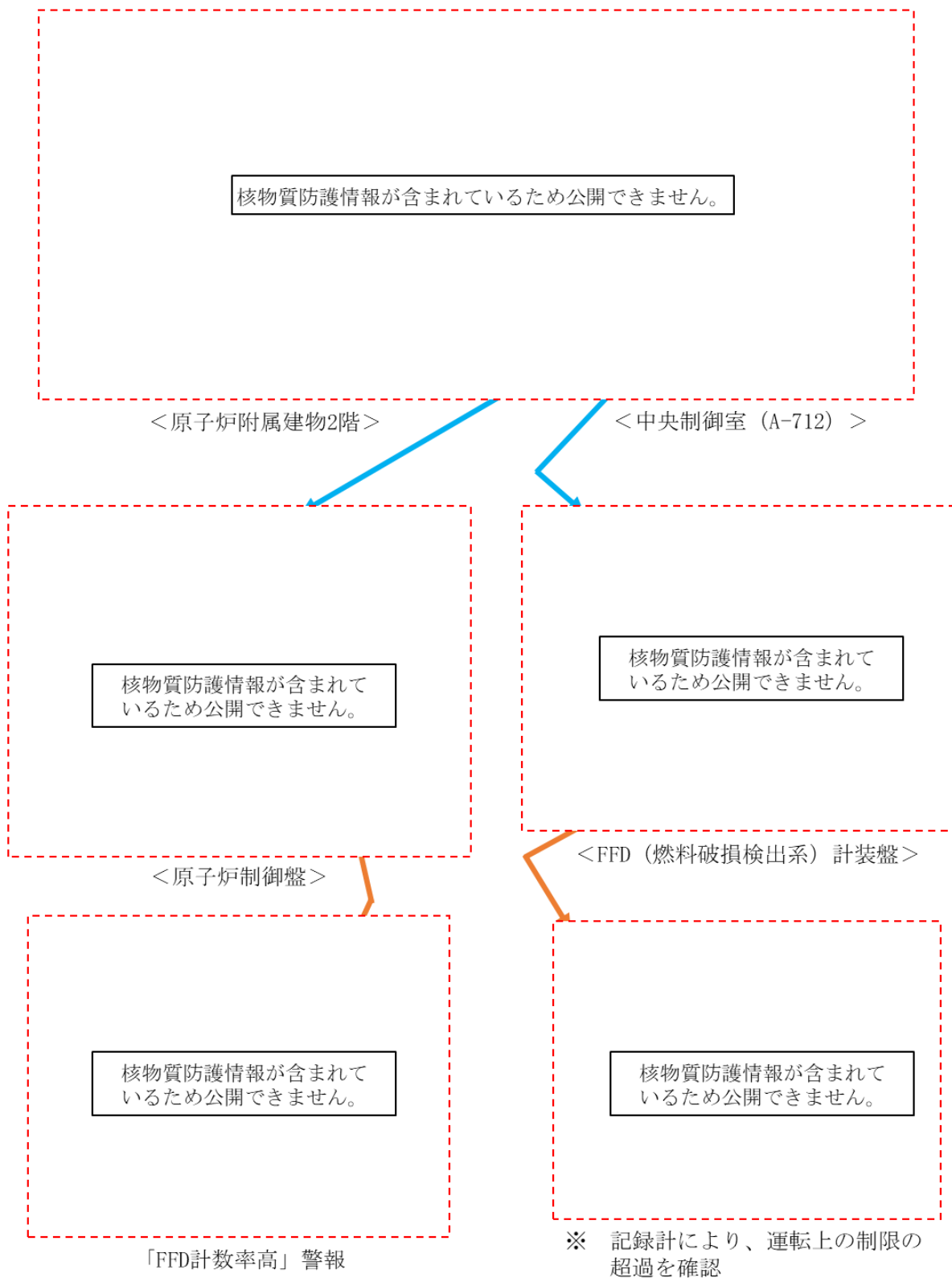
1.1 操作手順

- (1) 当直長は、燃料破損検出系の警報が発報し、その指示値が原子炉施設保安規定に定める運転上の制限（カバーガス法燃料破損検出設備：バックグラウンドの値の 10 倍の計数率）を超過したことを確認した場合は、運転員に以下の操作を実施させる。
- (2) 手動スクラムボタンによる原子炉手動停止を行う。
- (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。
- (5) 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。

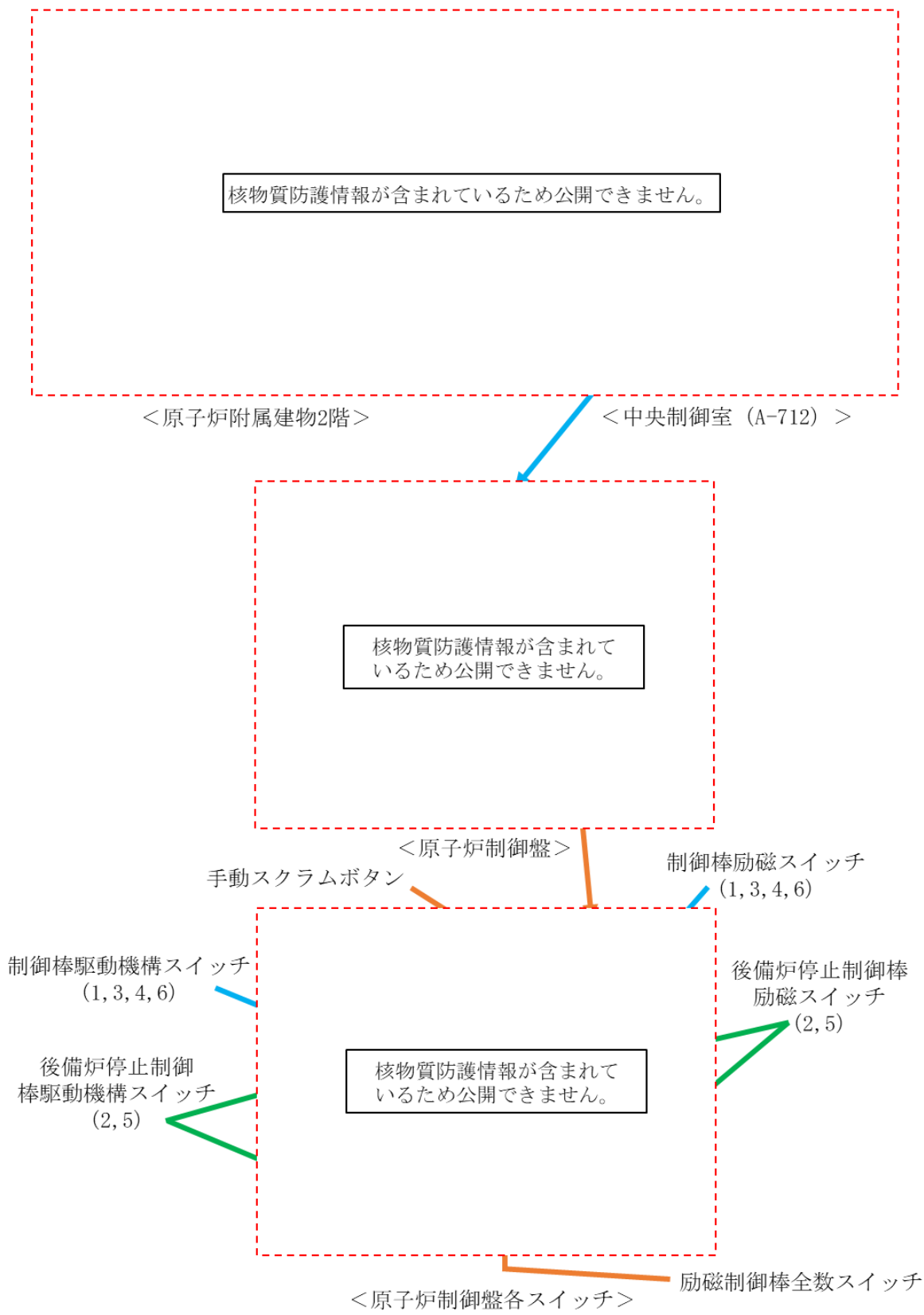
1.2 操作時間

1.1 の(1)から(4)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。この場合、燃料破損発生から運転員が原子炉を停止するまでに要する時間は、燃料破損検出系の検出時間約 40 分と運転員の操作時間約 20 分の合計 1 時間となる。

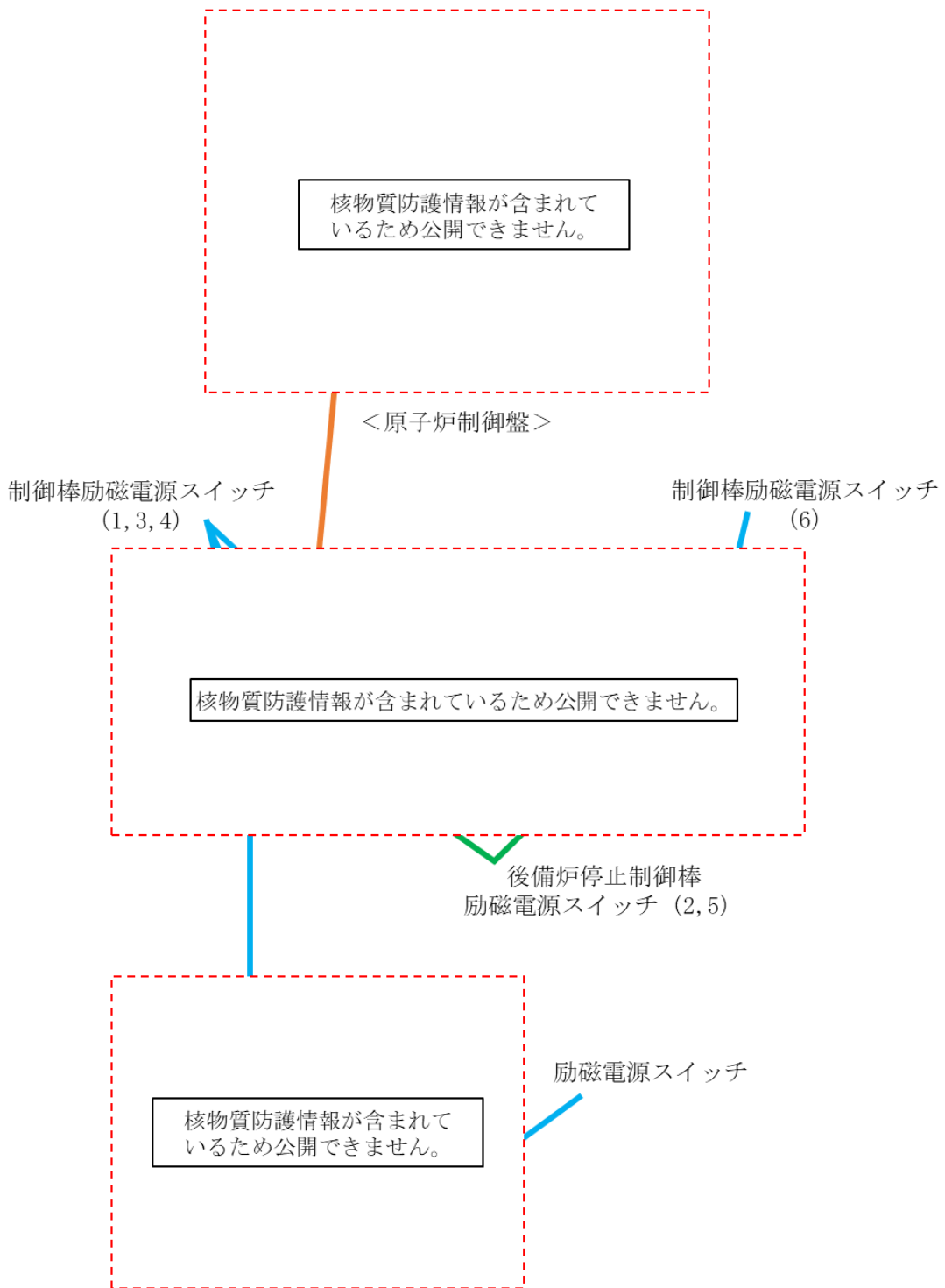
1.1 の(5)の操作は、運転員 1 名により 5 分以内に行うことが可能である。



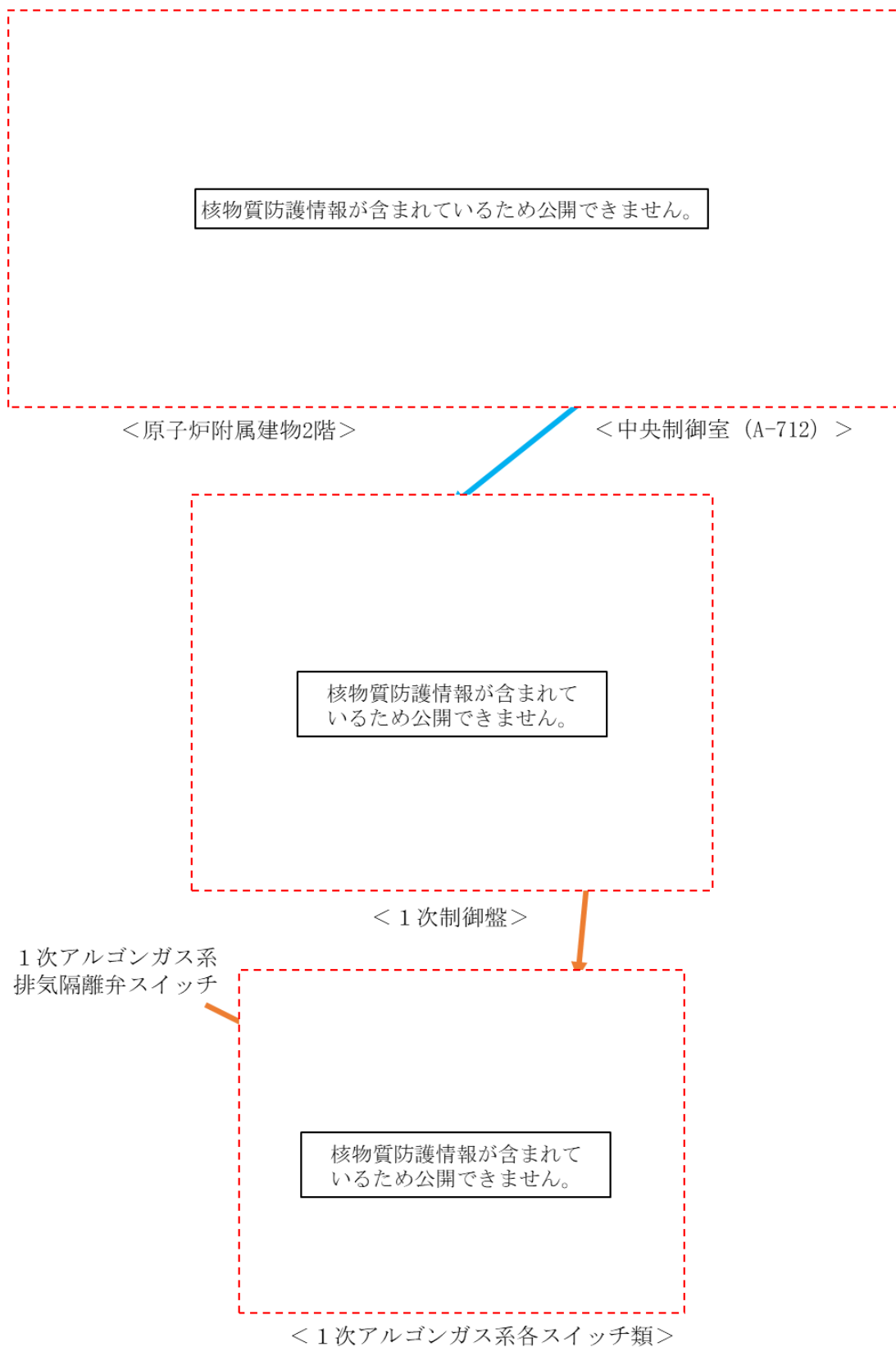
第1図 燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の操作手順に係る補足
(1/4：操作手順 (1))



第1図 燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の操作手順に係る補足
(2/4 : 操作手順 (2~4))



第1図 燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の操作手順に係る補足
(3/4: 操作手順 (2~4))



第1図 燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の操作手順に係る補足
(4/4：操作手順 (5))

格納容器の破損を防止するための措置に係る手順の概要

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて、事故に的確、かつ、柔軟に対処し、格納容器の破損を防止できるよう手順書を整備する。

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

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

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

1. 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）に対する手順

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

炉心損傷後の原子炉容器内冷却の確認の手順を付録 6、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・貯留の手順を付録 7、格納容器アイソレーションの手順を付録 8 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付録 9、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付録 10 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付録 11、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付録 12 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 (SB0) 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。

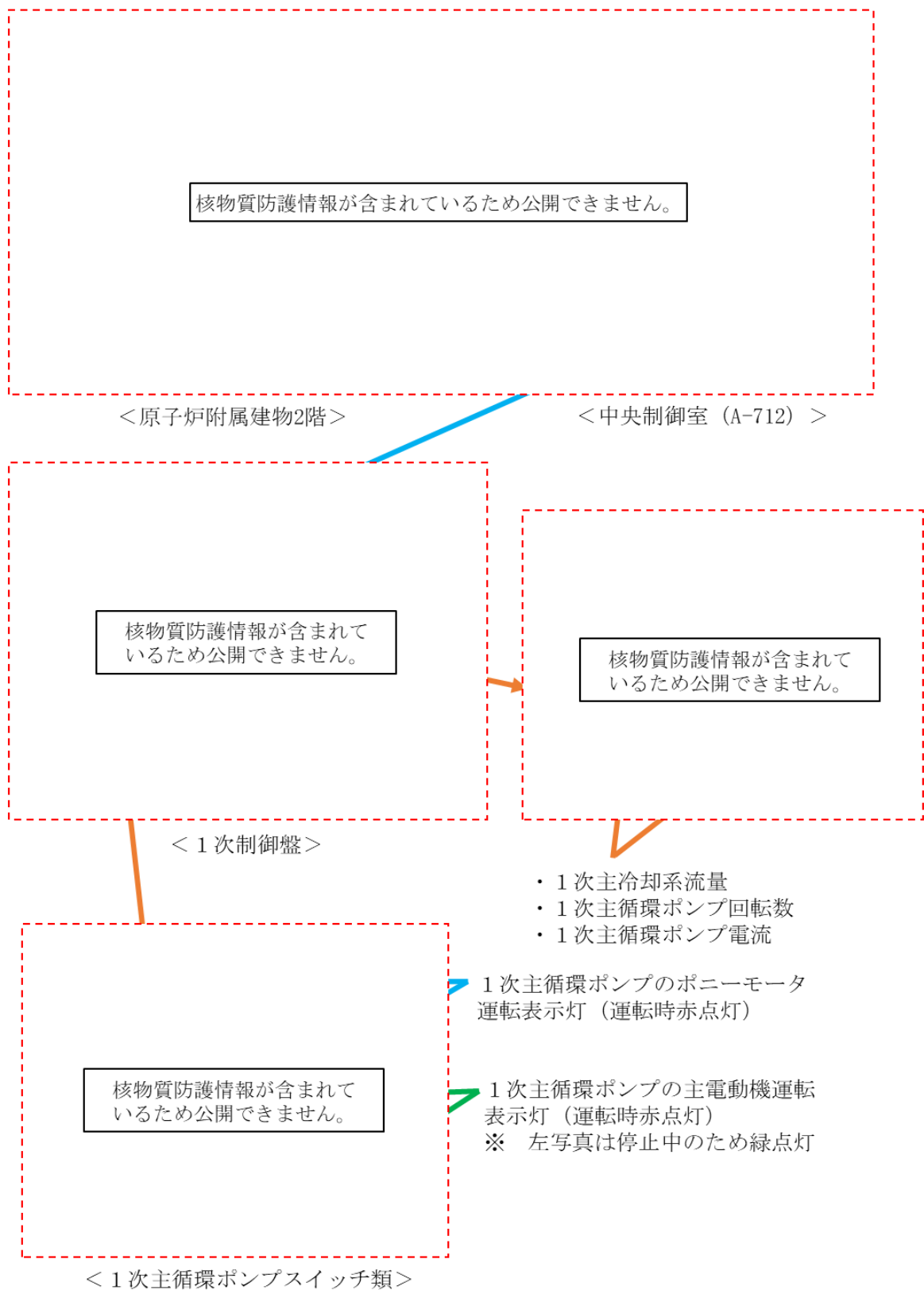
1. 炉心損傷後の原子炉容器内冷却の確認の手順

1.1 操作手順

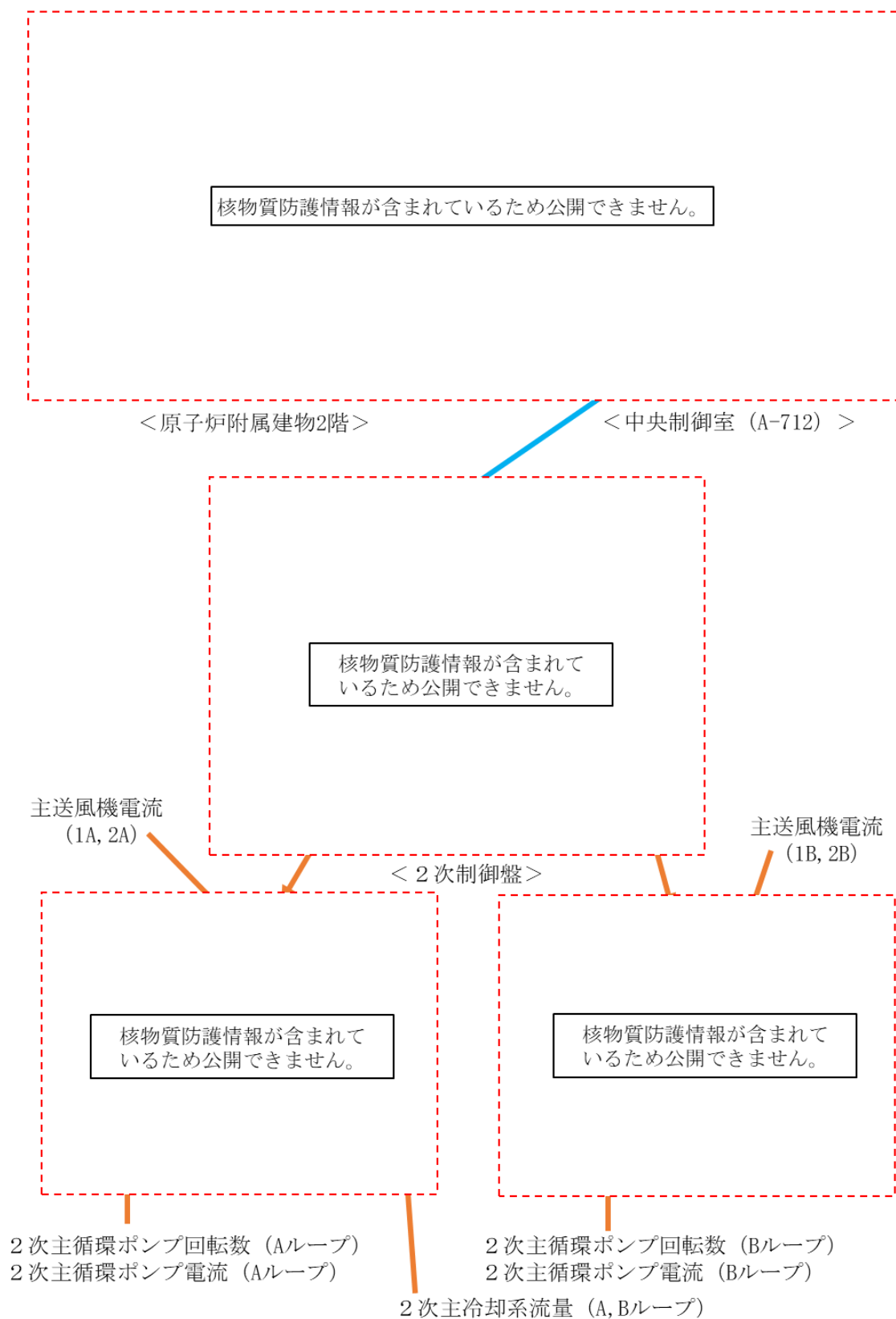
- (1) 当直長は、原子炉の停止に失敗したと判断した場合は、原子炉容器内の冷却状態を確認するため、運転員に以下の操作を実施させる。
- (2) 1次主循環ポンプがポニーモータ低速運転に移行し、所定の流量が確保されることを確認する。
- (3) 2次主循環ポンプ及び主送風機が自動停止し、2次主冷却系が自然循環に移行することを確認する。
- (4) 主冷却器出口ナトリウム温度が、入口ベーン及び入口ダンパの開度調整により制御され、主冷却器出口ナトリウム温度及び原子炉容器入口冷却材温度が安定することを確認する。
- (5) 当直長は、原子炉の状態監視を強化するため、運転員に以下の操作を実施させる。
- (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)

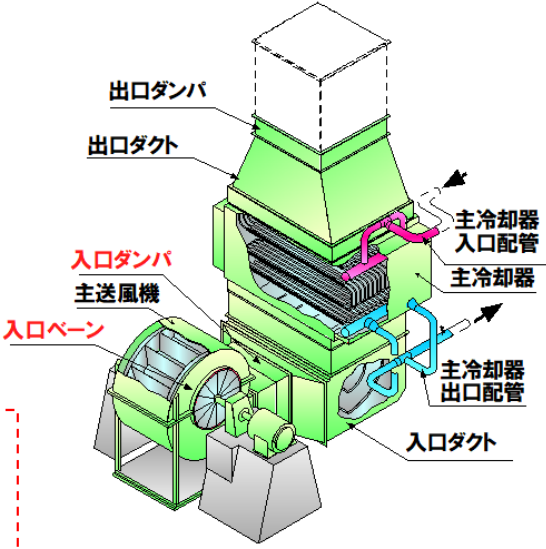


第1図 炉心損傷後の原子炉容器内冷却の確認の操作手順に係る補足 (2/3)

- ・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)

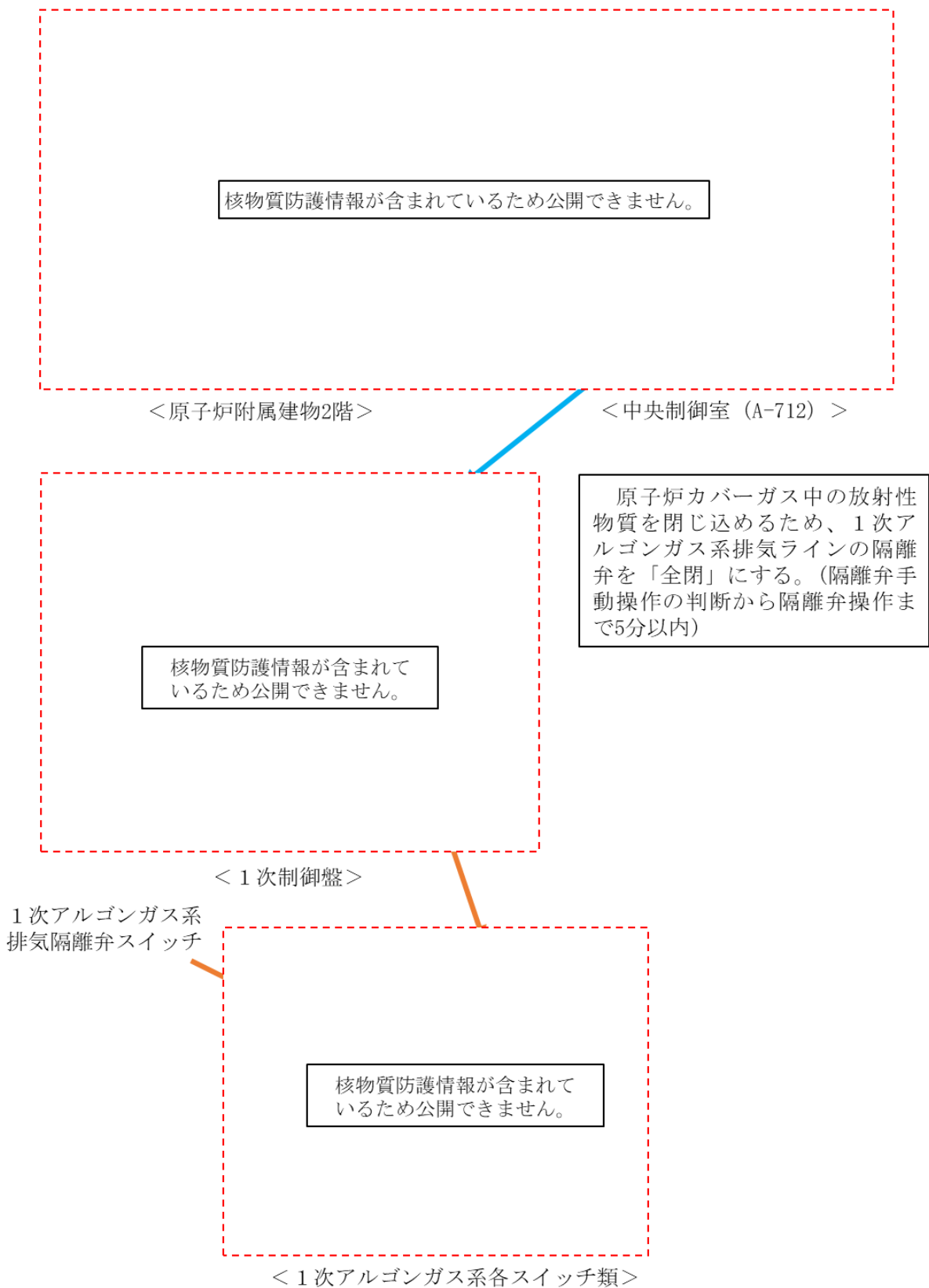
1. 原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガス等のバウンダリ内での放射性物質の閉じ込め・貯留の手順

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

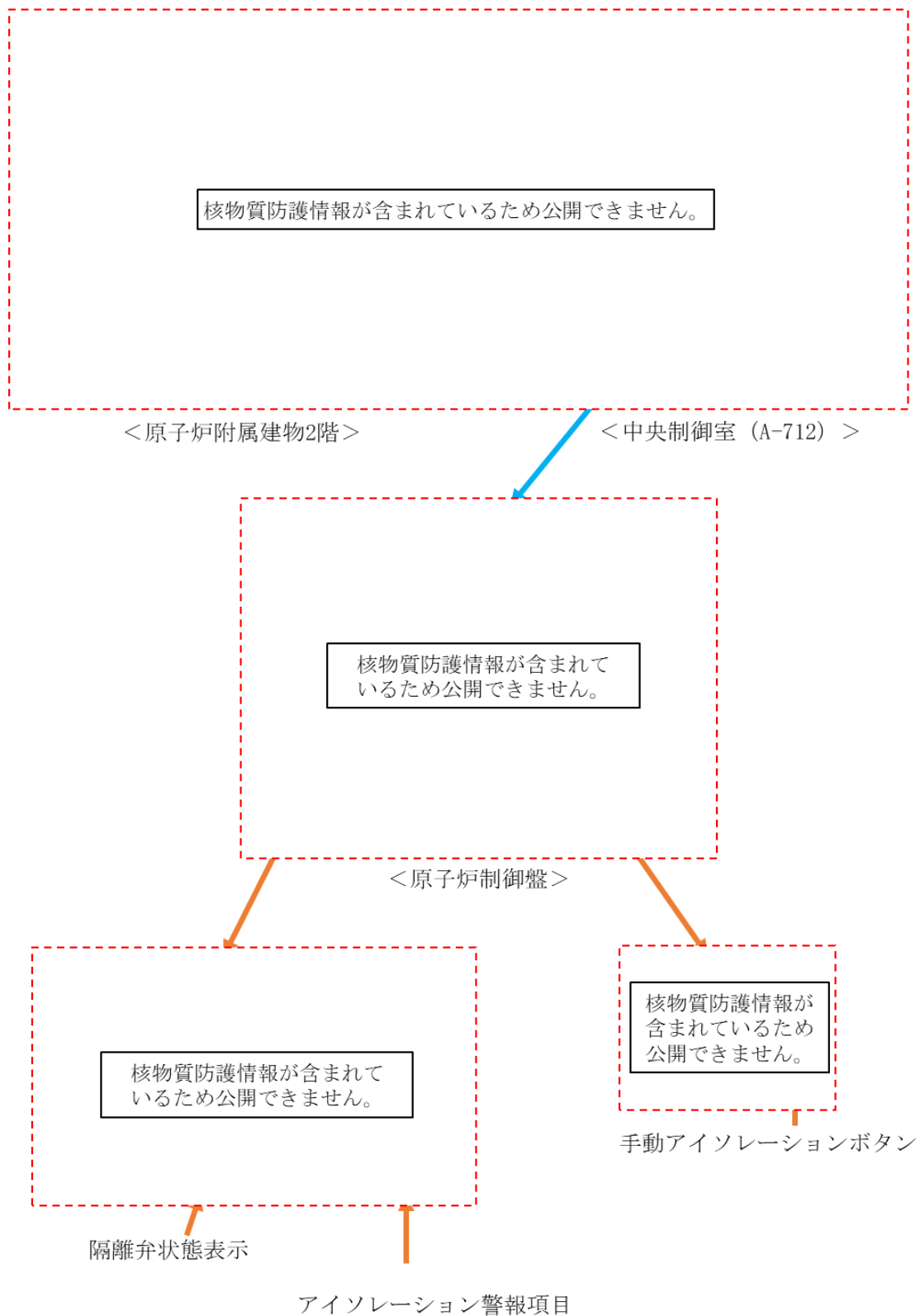
1. 格納容器アイソレーションの手順

1.1 操作手順

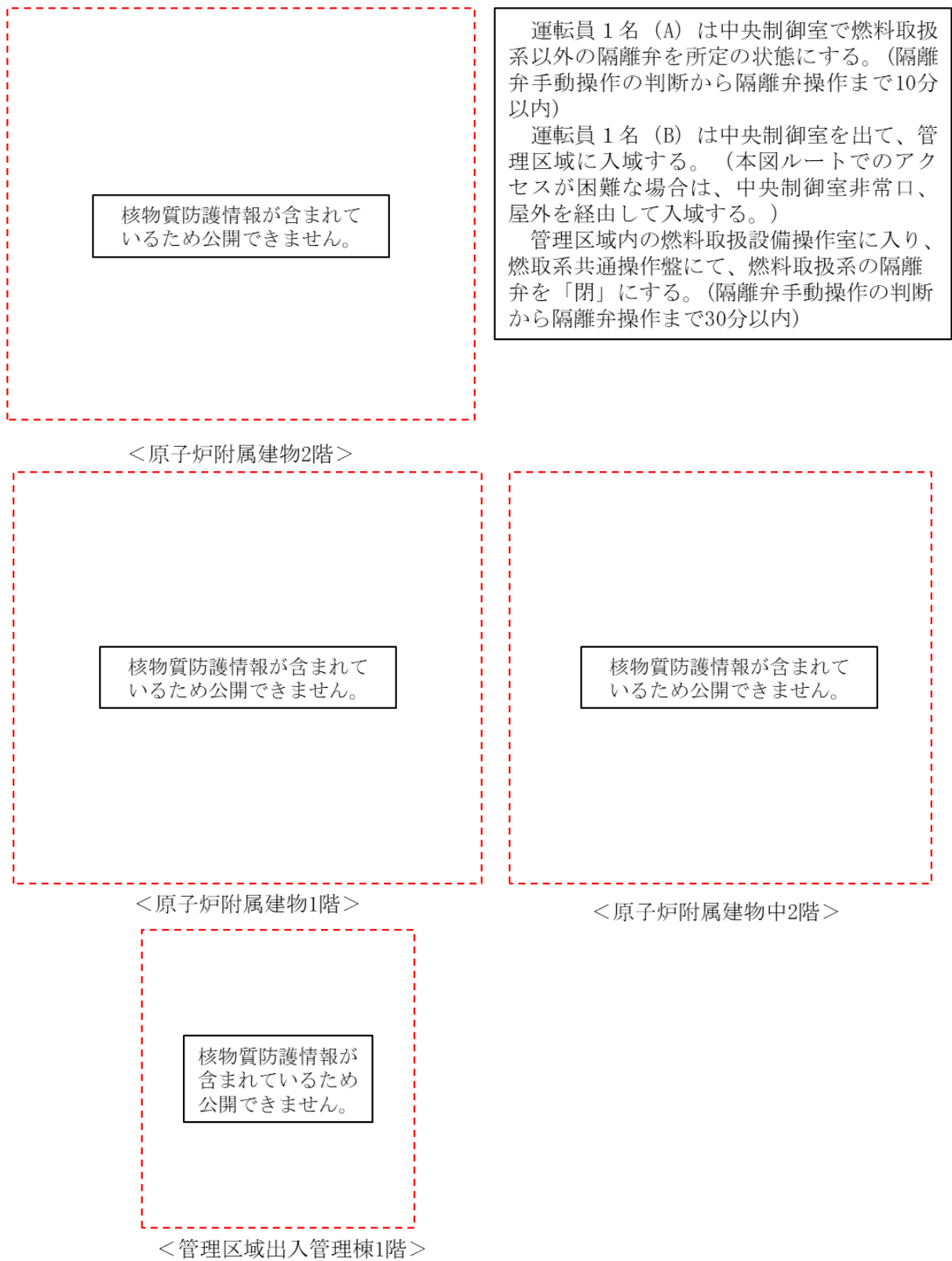
- (1) 当直長は、炉心の著しい損傷に至る事故の発生により、格納容器内の温度、圧力、線量率が異常に上昇した場合に、運転員にこれらの監視を強化させる。
- (2) 格納容器内の温度、圧力、線量率のいずれかが原子炉保護系（アイソレーション）の設定値まで上昇しているにもかかわらず、原子炉保護系（アイソレーション）が動作していない場合は、運転員に以下の操作を実施させる。
- (3) 中央制御室に設置している手動アイソレーションボタンにより原子炉保護系（アイソレーション）を作動させ、格納容器隔離弁を「閉」とする。
- (4) 格納容器隔離弁の状態が正常であることを確認する。
- (5) 格納容器隔離弁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

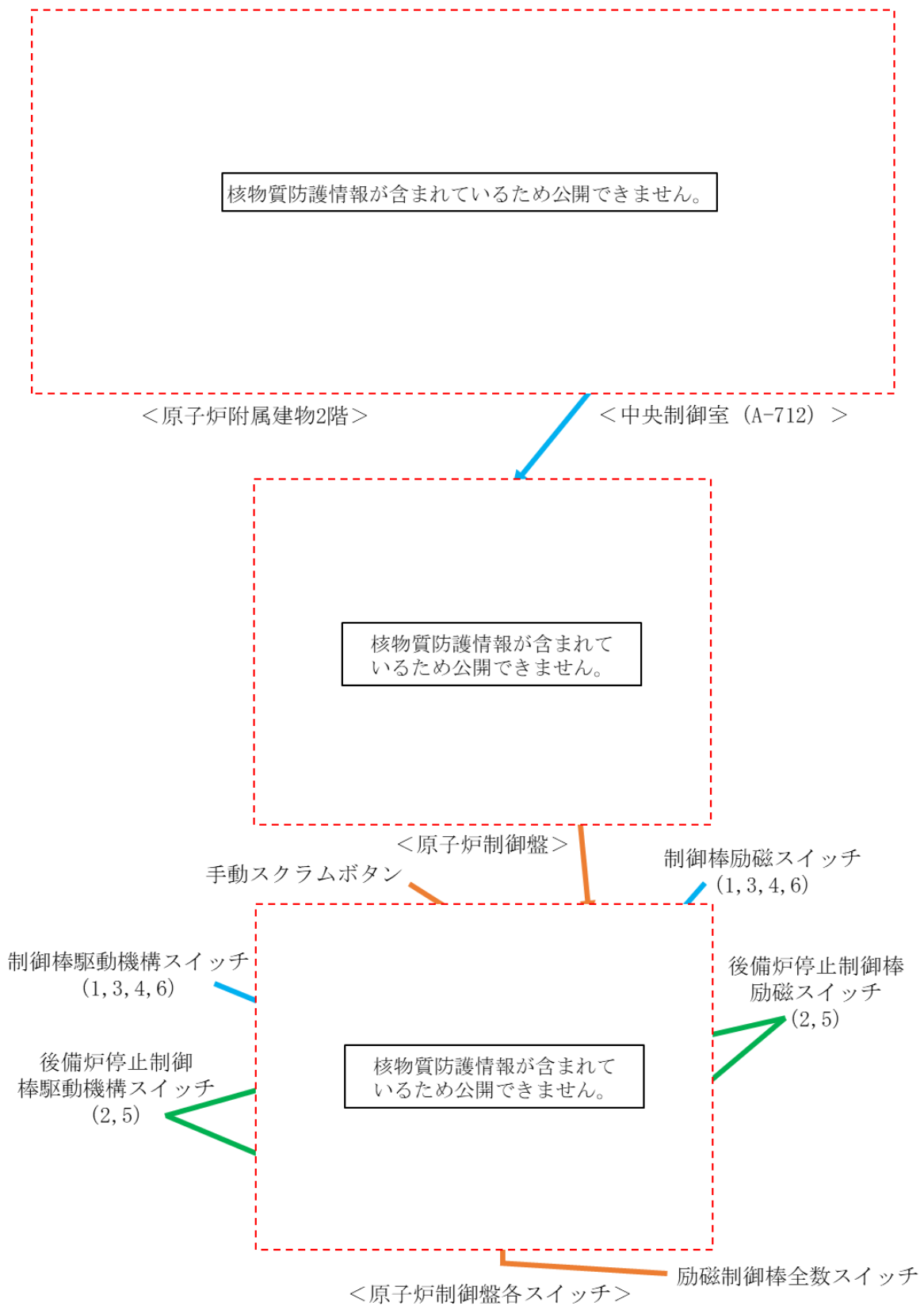
1.1 操作手順

- (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。

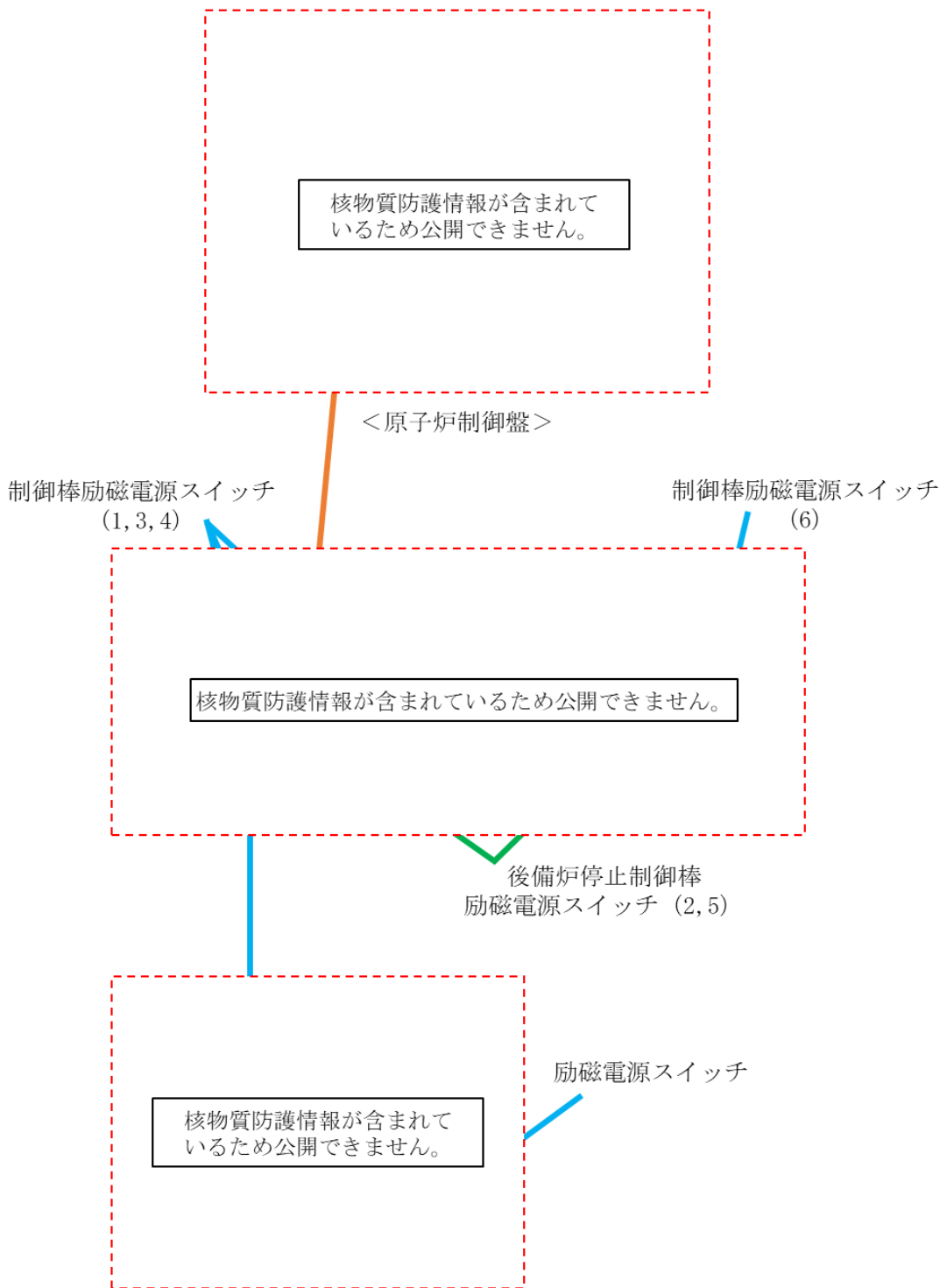
なお、中央制御室からの遠隔操作による原子炉停止機能が喪失した場合には、現場対応班により、各制御棒の駆動機構を手動で操作して制御棒を挿入する（付録 10）。

1.2 操作時間

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



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



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

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

1.1 手順の検討

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

1.2 操作手順

現場対応班長は、付録 9 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

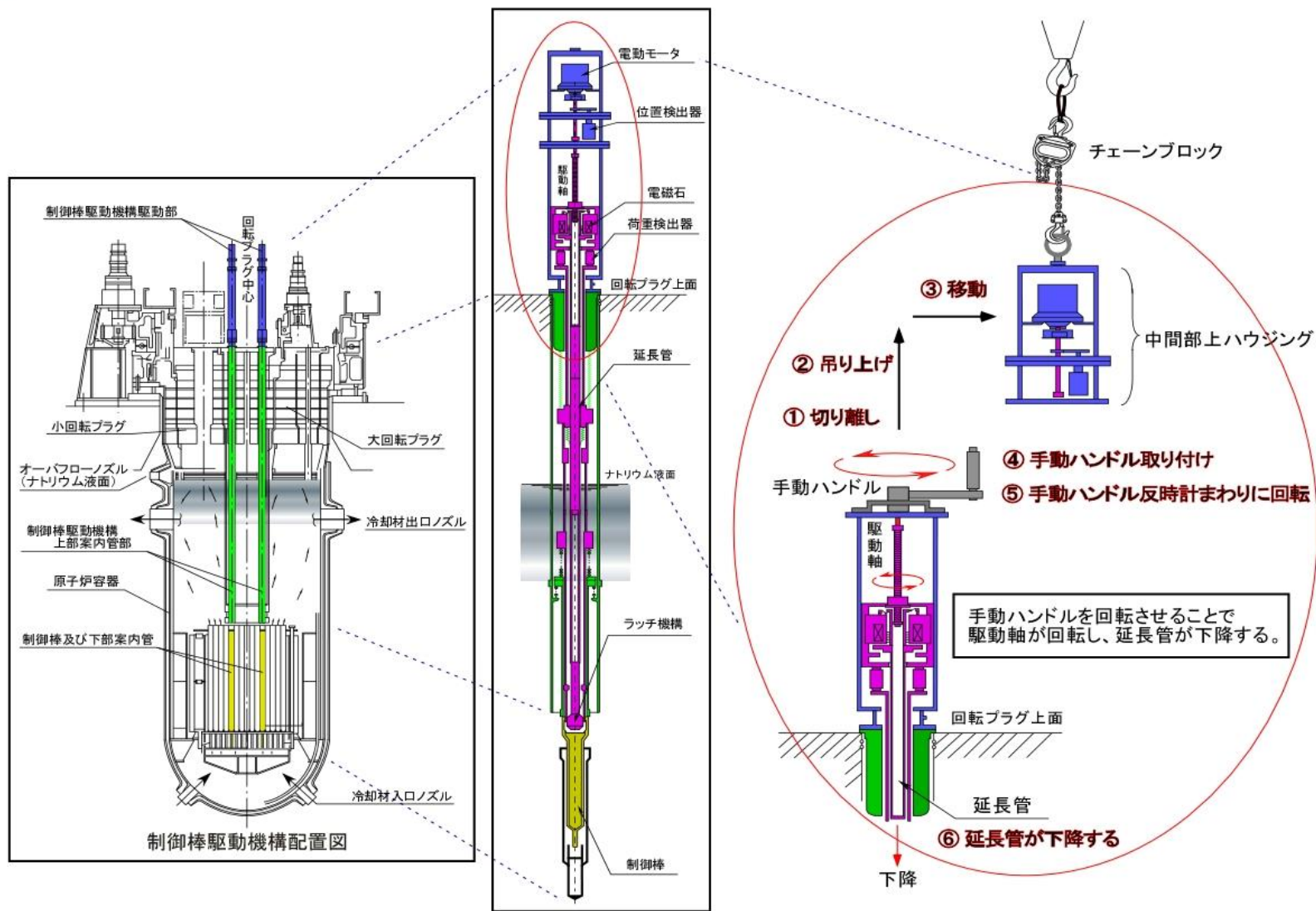
本対応に必要な資機材は、全て敷地内で保管しており、1時間以内に資機材の準備が可能である。

- ・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

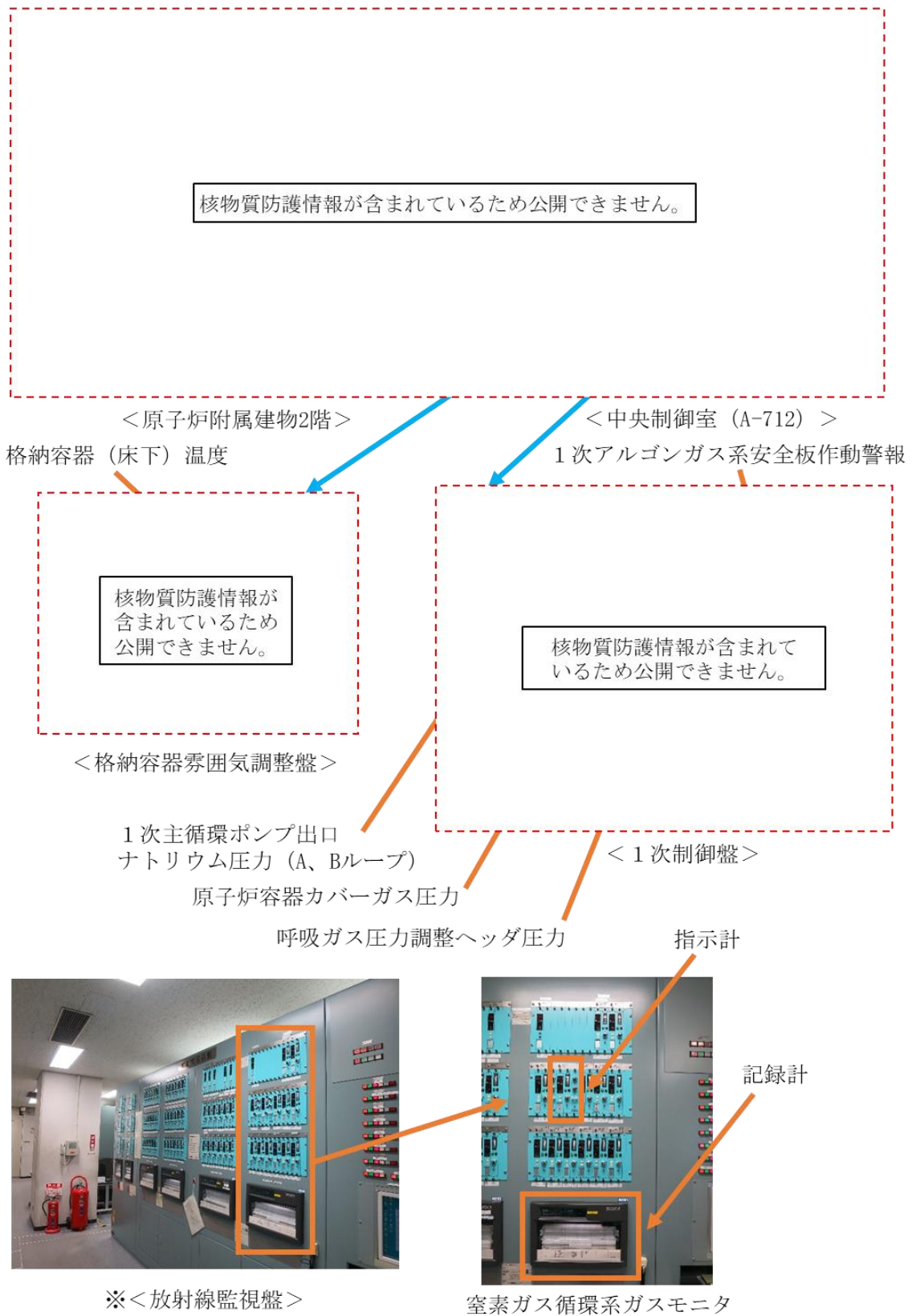
1. 原子炉容器液位確保機能喪失時の安全板作動確認

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

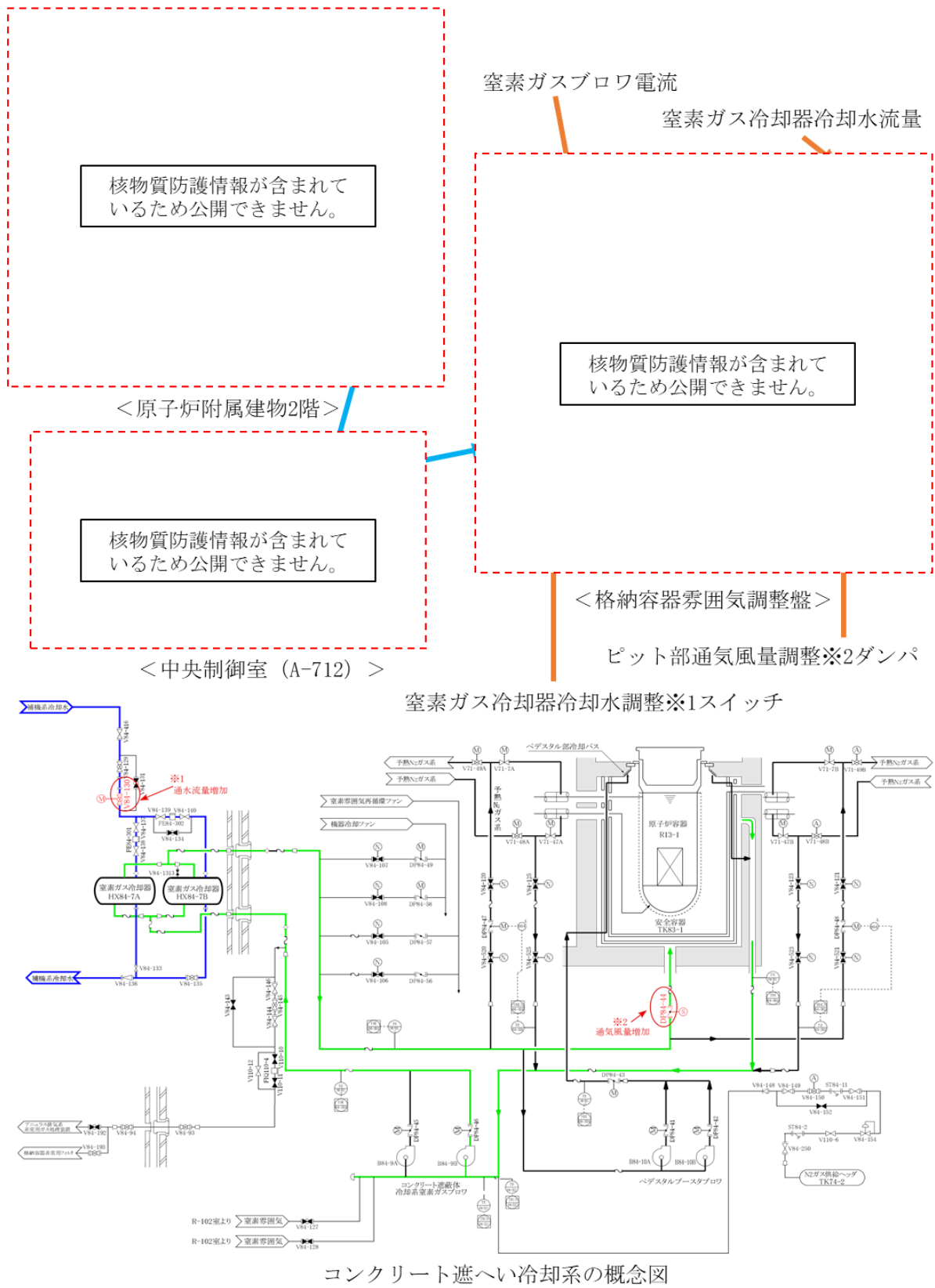
1. 安全容器による損傷炉心物質の保持のためのコンクリート遮へい体冷却系による冷却の手順

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))

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 3 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。また、原子炉停止系統の特性、反応度係数及び崩壊熱の設定における炉心の状態の考え方を別添 4-1 に示す。

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、インレット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インレット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。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 $7.1\% \Delta k/k$ とする。原子炉停止機能喪失型の事故の解析では、後備炉停止制御棒の挿入により付加される負の反応度を $1.4\% \Delta k/k$ とし、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定する解析では、負の反応度は付加されないものとする。解析では制御棒及び後備炉停止制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とし、崩壊熱除去機能喪失型の事故の解析では第 2.1 図に示す反応度挿入曲線を、原子炉停止機能喪失型の事故の解析では第 2.2 図に示す反応度挿入曲線を使用する。制御棒挿入におけるデラッチ遅れ時間は 0.2 秒とする。

2.4 反応度係数

解析で使用する反応度係数は標準平衡炉心燃焼初期(BOC)のノミナル値(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、計算コードの不確かさと熱膨張率の不確かさに、炉心構成の変動、燃料初期組成、燃焼状態による幅(炉心支持板温度係数： $\pm 20\%$ 、炉心支持板温度係数以外： $\pm 30\%$)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、アクチニド及び構造材の放射化物の崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が標準平衡炉心燃焼末期(EOC)の平均燃焼度に到達する保守的な想定として、FPGSコードで計算したノミナル値(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、計算値に安全余裕として10%を見込んだ値を使用する。解析で用いる崩壊熱を第 2.3 図に示す。

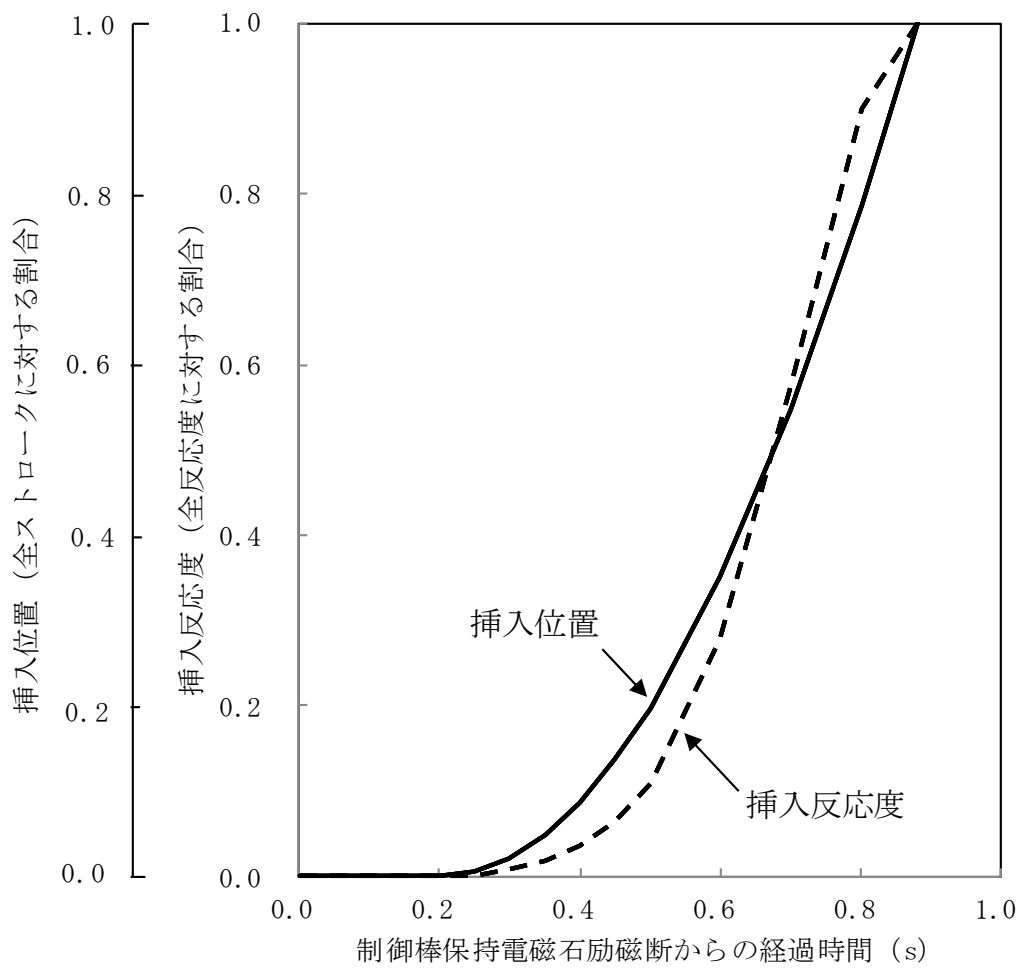
炉心損傷後の崩壊熱には、損傷した炉心燃料からの希ガス及び揮発性核分裂生成物の放出を考慮した値を用いる。希ガス及び揮発性核分裂生成物を除いた崩壊熱を第 2.4 図に示す。

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

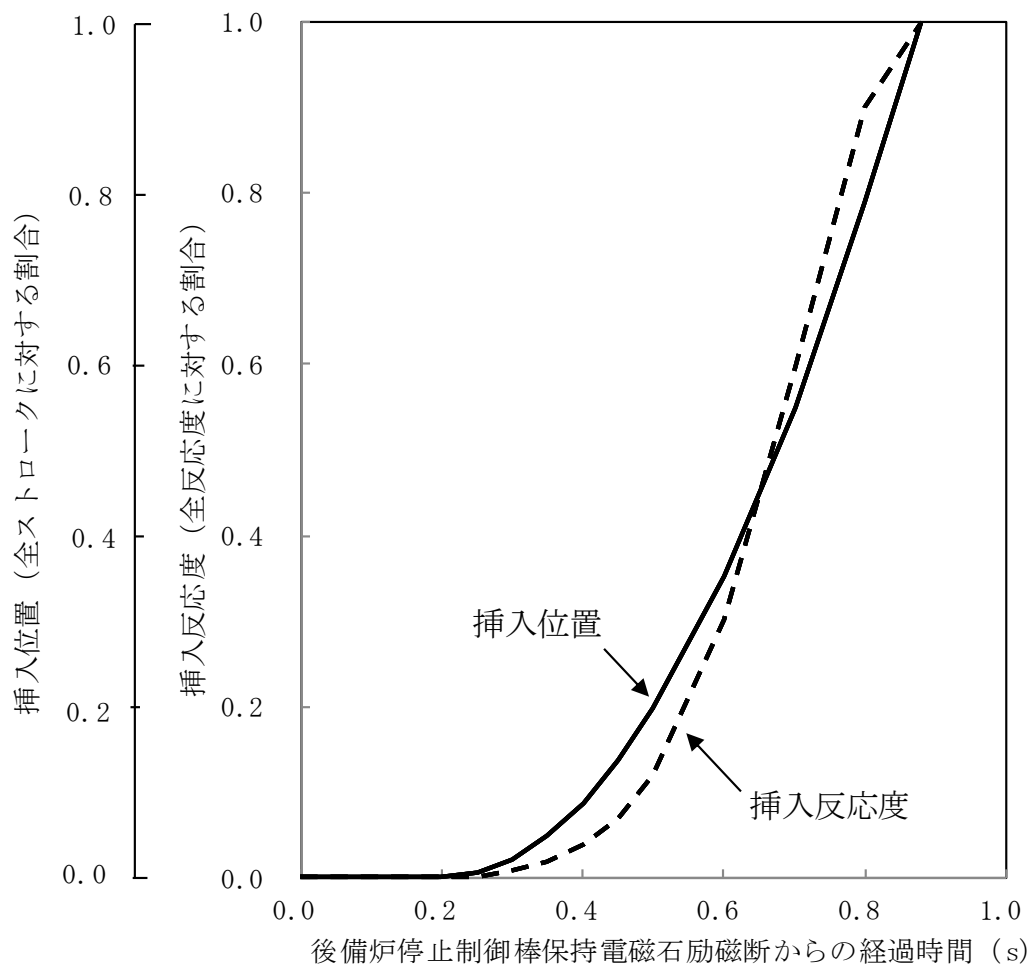
原子炉スクラム信号	有効性評価に用いた 原子炉トリップ設定値	不確かさの影響評価に用い た原子炉トリップ設定値	応答時間 (注 1)
1 次主循環ポンプトリップ	—	—	4.2 秒
原子炉出口冷却材温度高	464℃	474℃	3.4 秒
原子炉入口冷却材温度高	365℃	373℃	0.4 秒
炉内ナトリウム液面低	N s L-100mm (注 2)	N s L-140mm (注 2)	0.4 秒
電源喪失	—	—	1.2 秒

(注 1) 解析で用いる原子炉保護系の応答時間（プロセス量が解析上の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。また、後備炉停止系用論理回路の作動時間は 3 秒である。

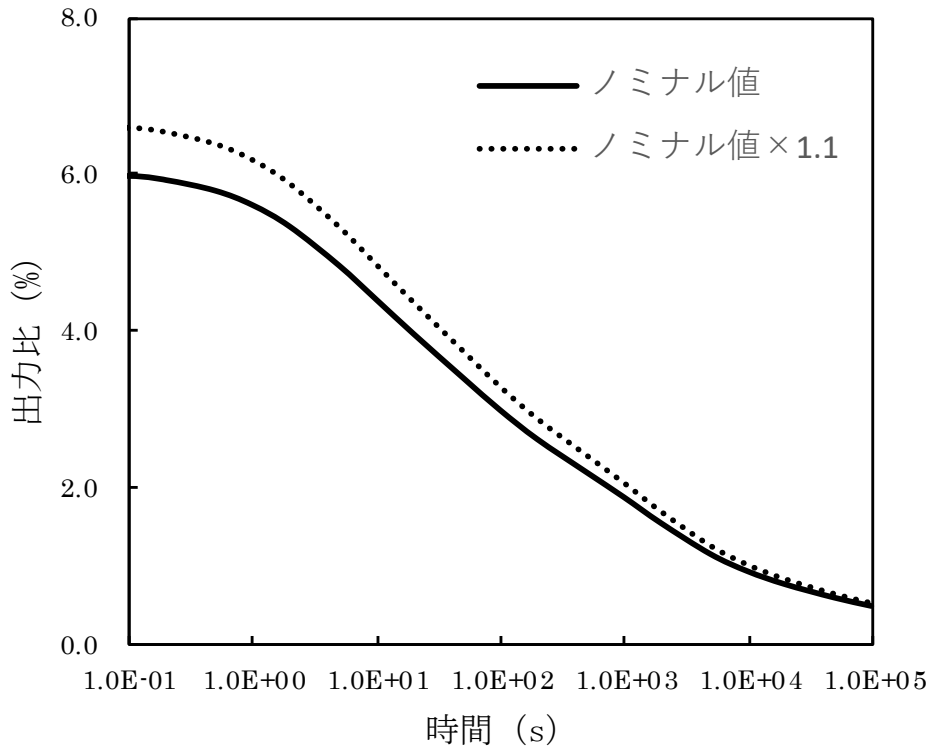
(注 2) N s L：原子炉容器通常ナトリウム液位



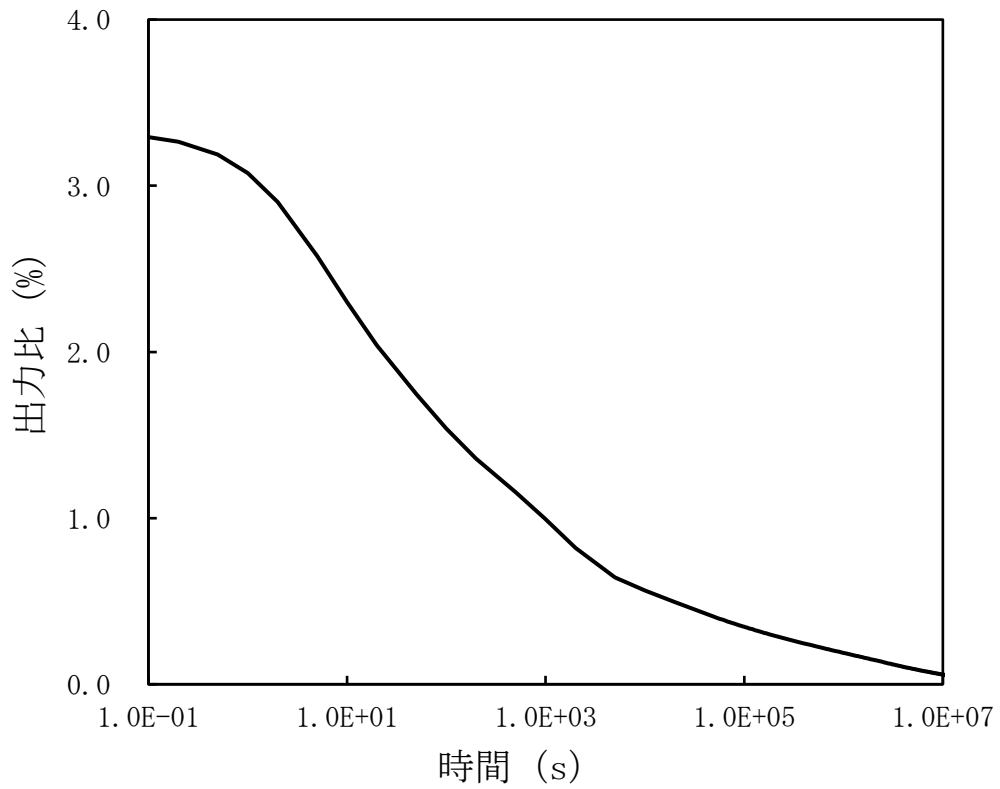
第 2.1 図 原子炉スクラム反応度挿入曲線
 (主炉停止系：崩壊熱除去機能喪失型の事故解析で使用)



第 2.2 図 原子炉スクラム反応度挿入曲線
 (後備炉停止系：原子炉停止機能喪失型の事故解析で使用)



第 2.3 図 崩壊熱曲線



第 2.4 図 崩壊熱曲線

有効性評価の解析における炉心の設定

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

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

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

解析に使用した条件を第 1 表に示す。

原子炉停止系統

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

反応度係数

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

崩壊熱

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

[1] : 第 32 条 (炉心等) に係るまとめ資料

第 1 表 有効性評価の解析に使用した条件

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

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

参考 設計基準事故の解析条件

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

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の
有効性評価に使用する計算コードについて

目次

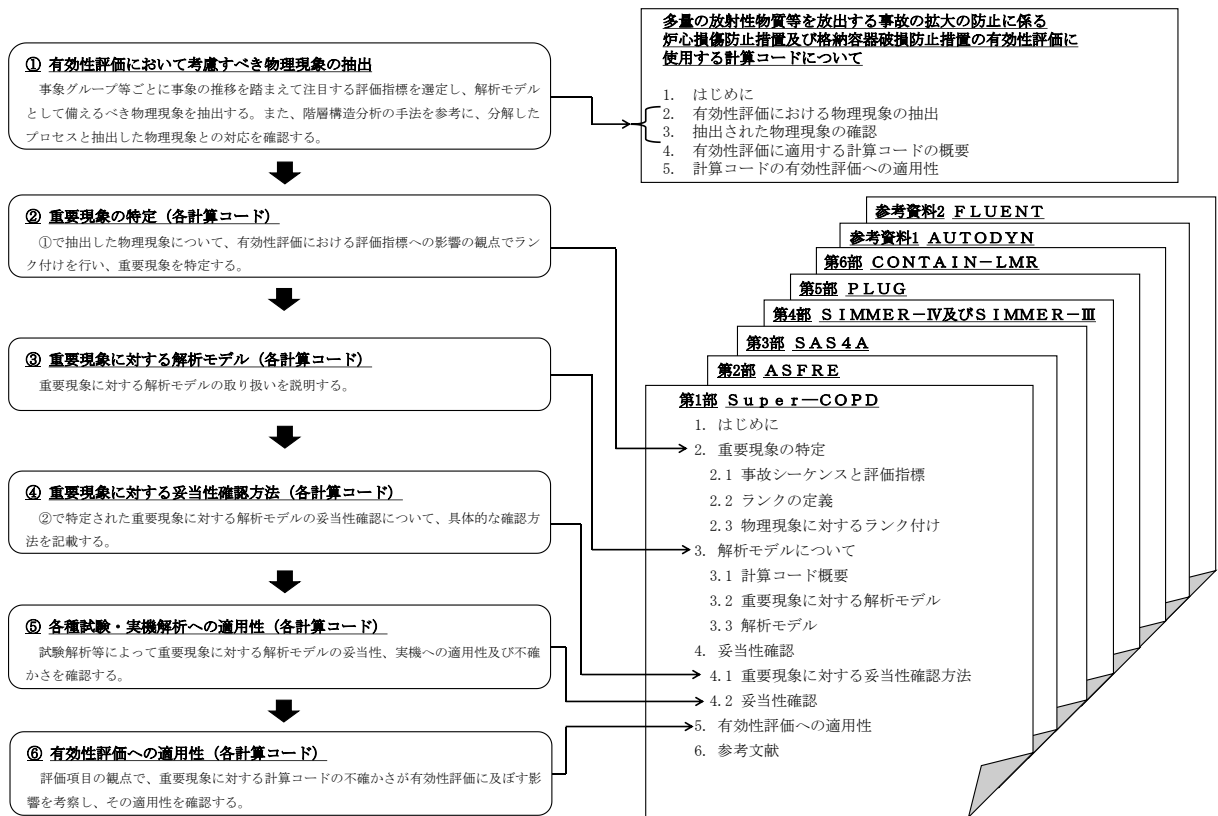
1. はじめに	3
2. 有効性評価における物理現象の抽出	4
2.1 炉心損傷防止措置の有効性評価における物理現象の抽出	5
2.1.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)	6
2.1.2 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)	8
2.1.3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	10
2.1.4 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)	12
2.1.5 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)	14
2.1.6 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)	18
2.1.7 局所的燃料破損 (LF)	18
2.2 格納容器破損防止措置の有効性評価における物理現象の抽出	30
2.2.1 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)	32
2.2.2 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	50
2.2.3 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 (格納容器応答過程除く。))	52
2.2.4 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 (格納容器応答過程除く。))	56
2.2.5 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL) 及び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) の格納容器応答過程	56
3. 抽出された物理現象の確認	73
3.1 「常陽」の階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認	73
3.2 炉心損傷防止措置の有効性評価に係る階層構造分析	73
3.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)	73
3.2.2 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)	73
3.2.3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	74
3.2.4 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)	74
3.2.5 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)	74
3.2.6 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)	74
3.2.7 局所的燃料破損 (LF)	74
3.3 格納容器破損防止措置の有効性評価に係る階層構造分析	82
3.3.1 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)	82
3.3.2 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	83

3.3.3	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（格納容器応答過程除く。））	83
3.3.4	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（格納容器応答過程除く。））	84
3.3.5	原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）及び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）の格納容器応答過程	84
4.	有効性評価に適用する計算コードの概要	100
4.1	Super-COPD	100
4.2	ASFRE	100
4.3	SAS4A	101
4.4	SIMMER-IV及びSIMMER-III	101
4.5	FLUENT	102
4.6	AUTODYN	102
4.7	PLUG	102
4.8	CONTAIN-LMR	102
5.	計算コードの有効性評価への適用性	105
第1部	Super-COPD	1-1
第2部	ASFRE	2-1
第3部	SAS4A	3-1
第4部	SIMMER-IV及びSIMMER-III	4-1
第5部	PLUG	5-1
第6部	CONTAIN-LMR	6-1
参考資料1	FLUENT	参考1-1
参考資料2	AUTODYN	参考2-1
参考資料3	各計算コード間のデータの引継ぎ	参考3-1
付録	略語表	付録-1

1. はじめに

本資料は、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の措置のうち、燃料体の損傷が想定される事故に対して講じる炉心損傷防止措置及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するために講じる格納容器破損防止措置の有効性評価に適用する計算プログラム（以下「計算コード」という。）に関して説明するものである。

第 1.1 図に有効性評価に適用する計算コードの説明の流れと本資料の構成を示す。



第 1.1 図 有効性評価に適用する計算コードの説明の流れと資料構成

2. 有効性評価における物理現象の抽出

本章では、有効性評価において解析モデルとして具備する必要がある物理現象の抽出を行う。

有効性評価における解析の目的は、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に有効性があることの確認である。

物理現象の抽出は、「4.3.1.2 事象グループの選定」において、選定した以下の事象グループを対象とし、その中で代表的と考えられる事故シーケンスを前提として行う。

- ・ 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF: Unprotected Loss of Flow)
- ・ 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP: Unprotected Transient Over-Power)
- ・ 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)
- ・ 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: Loss of Reactor Level)
- ・ 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: Protected Loss of Heat Sink)
- ・ 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO : Station Blackout)
- ・ 局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)

2.1 節では炉心損傷防止措置の有効性評価、2.2 節では格納容器破損防止措置の有効性評価において解析上必要な物理現象を抽出する。

2.1 炉心損傷防止措置の有効性評価における物理現象の抽出

ULOF、UTOP、ULOHS、LORL、PLOHS、SBO 及び LF の炉心損傷防止措置の有効性評価にあつては、事象の推移を踏まえて、注目する評価指標に対して影響すると考えられる物理現象を抽出する。

物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す、以下の評価項目に対応したものである。

(1) 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基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 燃料最高温度が熱設計基準値 (2,650°C) 以下であること。
- ② 被覆管最高温度 (肉厚中心) が熱設計基準値 (840°C) 以下であること。
- ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値 (910°C) 以下であること。
- ④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値 (1.0) 以下であること。
- ⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度 (550°C) 以下であること。

第 2.1 表に炉心損傷防止措置の有効性評価に係る評価項目に対応する評価指標と判断基準との関係をまとめて示す。

第 2.1 表 炉心損傷防止措置の有効性評価に係る評価項目に対応する評価指標と判断基準

炉心損傷防止措置の有効性評価の評価項目	評価指標	判断基準	有効性評価で適用する事象Gr	備考
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基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。 ① 燃料最高温度が熱設計基準値 (2,650°C) 以下であること。 ② 被覆管最高温度 (肉厚中心) が熱設計基準値 (840°C) 以下であること。 ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値 (910°C) 以下であること。 ④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値 (1.0) 以下であること。 ⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度 (550°C) 以下であること。	燃料温度	2,650°C	全事象Gr	熱設計基準値
	被覆管温度	840°C		熱設計基準値
	炉心冷却材温度	910°C		熱設計基準値
	被覆管累積損傷和	1.0		設計上の制限値
	原子炉冷却材バウンダリ温度	550°C		設計上の制限値

2.1.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

本事象グループでは、外部電源喪失時に原子炉停止に失敗（原子炉トリップ信号の発信失敗又は原子炉保護系の動作失敗）する、又は1ループの1次主循環ポンプ軸固着時に原子炉停止に失敗（原子炉トリップ信号の発信失敗）する3つの評価事故シーケンスが選定された。すなわち、「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(i))」、「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 (ULOF(ii))」及び「1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOF(iii))」である。

以下では、外部電源喪失時に原子炉停止に失敗する2つの評価事故シーケンス (ULOF(i)及びULOF(ii)) を代表として物理現象を抽出する。なお、1ループの1次主循環ポンプ軸固着時に原子炉停止に失敗（原子炉トリップ信号の発信失敗）する評価事故シーケンス (ULOF(iii)) では、1ループの1次主循環ポンプが軸固着するため、もう一方の健全ループでの崩壊熱除去運転となるが、炉心流量の減少速度、原子炉トリップ信号の発信及び各機器がトリップするタイミングの違いを除けば、考慮すべき物理現象はULOF(i)及びULOF(ii)の炉心損傷防止措置と同じであるため、説明は省略する。

2.1.1.1 事象の推移と評価指標

第2.1.1.1図に評価事故シーケンスULOF(i)及びULOF(ii)の事象推移と物理現象を示す。

本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に何らかの原因により外部電源を喪失し、1次主循環ポンプの主電動機が全数(2台)停止するとともに、原子炉トリップ信号「電源喪失」の発信に失敗する、又は発信に成功するものの原子炉保護系(スクラム)の動作に失敗することで、制御棒(主炉停止系)の挿入に失敗する事象を想定する。この場合、定格出力に対して、1次主循環ポンプの主電動機のトリップにより炉心流量が減少することで十分な炉心冷却ができなくなり、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。

これを防止するために、代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」の発信又は後備炉停止系用論理回路の動作により、後備炉停止制御棒を挿入し、原子炉を自動停止する措置を講じる。原子炉の停止後は、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による1次主冷却系の強制循環による崩壊熱除去運転を行う。

有効性評価の評価項目(第2.1表を参照)である①燃料最高温度、②被覆管最高温度(肉厚中心)、③冷却材最高温度及び⑤原子炉冷却材バウンダリ温度に対応させて、燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度を評価指標とする。

2.1.1.2 物理現象の抽出

「常陽」の炉心損傷防止措置の有効性評価において考慮すべき物理現象を抽出した。以下にその内容を示す。また、第2.1.1.1図に事象推移に併せて抽出した物理現象を示す。

(1) 炉心

外部電源喪失発生から、後備炉停止制御棒の挿入による原子炉自動停止までは、核分裂出力(核動特性)が主要な熱源であり、外部電源喪失による1次主循環ポンプの主電動機の停止によって炉心冷却材流量が減少し、被覆管温度及び炉心冷却材温度が上昇(冷却材熱流動)

するため、負の反応度フィードバック効果（反応度フィードバック）の影響を受ける。核分裂又は崩壊熱により燃料要素内で発生した熱は、燃料要素内の熱伝導及び熱伝達により炉心冷却材へと放出される。燃料要素内温度変化に影響する燃料ペレット熱伝導、ギャップ熱伝達並びに被覆管の熱伝導及び表面熱伝達により、原子炉停止後は、評価指標である燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度が過渡的に変化する（燃料要素過渡伝熱）。

事象発生後、原子炉トリップ信号「電源喪失」の発信に失敗（ULOF(i)）又は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（ULOF(ii)）することで、制御棒（主炉停止系）の挿入に失敗する事象を想定しており、代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」の発信により、後備炉停止制御棒が挿入（制御棒反応度効果）され、原子炉は自動停止する。

原子炉自動停止後は、核分裂反応が停止し、崩壊熱が評価指標である燃料温度及び冷却材温度等に影響する。また、1次主循環ポンプの主電動機がトリップした後は、流量の低下に伴い、炉心部での浮力の効果によって、集合体内の高温領域及び炉心内高温集合体により多くのナトリウムが配分される現象（炉心流量再配分）並びに燃料集合体間の熱移行（炉心径方向熱移行）の発生が考えられるが、ポニーモータにより強制循環が維持されることから、評価指標に与える影響は小さい。

(2) 原子炉容器

原子炉停止前は、炉心で加熱された高温ナトリウムが、高流量状態で原子炉容器上部プレナム（以下「炉上部プレナム」という。）に流入する。外部電源喪失に伴う1次主循環ポンプの主電動機のトリップによる流量減少と原子炉自動停止による原子炉出力の低下によって、炉上部プレナムに流入するナトリウム温度は低下し、流入する流量は低下する。このため、冷却材の温度差（密度差）に応じ、炉上部プレナムの上部に高温領域、下部に低温領域と分離する温度成層化（炉上部プレナム温度成層化）が発生する。本物理現象は、評価指標である原子炉冷却材バウンダリ温度の変化に影響する。なお、1次主循環ポンプの主電動機のトリップ前後の圧力変化により、原子炉容器内のナトリウム液位は変化（原子炉容器ナトリウム液位変化）するが、微小な変化であり評価指標に与える影響は小さい。

(3) 1次主冷却系

外部電源喪失により、2ループの1次主循環ポンプの主電動機がトリップし、ポニーモータ運転に引き継がれる。1次主循環ポンプの主電動機のトリップ直後のポンプフローコーストダウンによる緩やかな流量減少は、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度に影響を及ぼすととも主中間熱交換器の熱交換量（主中間熱交換器熱交換）が変化する（冷却材熱流動（強制循環））。原子炉停止後は、崩壊熱除去運転が継続される。なお、1次主循環ポンプの主電動機のトリップ前後の圧力変化により、主中間熱交換器内のナトリウム液位に変化（主中間熱交換器ナトリウム液位変化）が生じるが、変化量は微小であり評価指標に影響を与えない。

(4) 2次主冷却系

外部電源喪失により、2ループの2次主循環ポンプ及び主送風機がトリップする。2次主循環ポンプのトリップ直後は、ポンプフローコーストダウンによる緩やかな流量減少により主中間熱交換器の熱交換量が変化し、その後、2次主冷却系は強制循環から自然循環に移行する（冷却材熱流動（強制／自然循環））。主冷却機は、主送風機のトリップにより強制通風から自然通風へ移行し、空気冷却器出口ナトリウム温度の制御は、異常時の制御モードに切り替わる。空気冷却器においては、ナトリウムの熱エネルギーが伝熱管を介して空気に伝達される（主冷却機除熱（強制／自然通風））。

(5) 1次補助冷却系

事象発生後も主冷却系による冷却が可能であり、事象発生前の待機状態が継続される。待機状態において、1次補助冷却系の電磁ポンプは停止しているため、炉上部プレナムと原子炉容器下部プレナムの圧力差により1次補助冷却系は逆流しており、原子炉容器下部プレナムの温度及び補助中間熱交換器の熱交換量（補助中間熱交換器熱交換）で決まる補助中間熱交換器1次側入口温度（逆流時は出口温度）が炉上部プレナム温度に影響する。ただし、逆流流量は少量であり、評価指標に与える影響は小さい（冷却材熱流動）。

(6) 2次補助冷却系

外部電源喪失により、補助冷却設備待機時に運転されていた電磁ポンプが停止するが、非常用ディーゼル発電機の起動により電力が供給され、運転状態に復旧する。事象発生後も主冷却系による冷却が可能であり、事象発生前の待機状態が継続される。待機状態において、電磁ポンプを運転する（冷却材熱流動（強制循環））とともに、補助冷却機は、自然通風状態で補助冷却器出口ナトリウム温度が制御されるが、制御目標値を原子炉容器下部プレナムのナトリウム温度より高く設定しているため、冷却し過ぎないように送風機インレットベーンは全閉となる（補助冷却機除熱（自然通風））。

2.1.2 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）

本事象グループでは、制御棒の連続引抜き時に原子炉停止に失敗（原子炉トリップ信号の発信失敗又は原子炉保護系の動作失敗）する2つの評価事故シーケンスが選定された。すなわち、「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（UTOP(i)）」及び「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（UTOP(ii)）」である。

以下では、2つの評価事故シーケンス（UTOP(i)及びUTOP(ii)）の物理現象を抽出する。

2.1.2.1 事象の推移と評価指標

第2.1.2.1図に評価事故シーケンスUTOP(i)及びUTOP(ii)の事象推移と物理現象を示す。

本評価事故シーケンスでは、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、原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」の発信に失敗（UTOP(i)）する、又は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（UTOP(ii)）することで、制御棒（主炉停止系）の挿入に失敗する事象を想定する。この場合、

原子炉出力上昇時に原子炉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。

これを防止するために、制御棒連続引抜き阻止インターロックにより制御棒の引抜きを停止するとともに、代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」の発信又は後備炉停止系用論理回路の動作により、後備炉停止制御棒を挿入し、原子炉を自動停止する措置を講じる。原子炉停止後は、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による1次主冷却系の強制循環による崩壊熱除去運転を行う。

有効性評価の評価項目（第2.1表を参照）である①燃料最高温度、②被覆管最高温度（肉厚中心）、③冷却材最高温度及び⑤原子炉冷却材バウンダリ温度に対応した、燃料温度、燃料被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度を評価指標とする。

2.1.2.2 物理現象の抽出

「常陽」の炉心損傷防止措置の有効性評価において考慮すべき物理現象を抽出した。以下にその内容を示す。また、第2.1.2.1図に事象推移に併せて抽出した物理現象を示す。UTOPの事象進展は、2.1.1項のULOFと共通する部分があり、以下ではULOFと異なる物理現象を説明し、共通的に抽出される物理現象についての説明は省略する。

(1) 炉心

事象発生から原子炉自動停止までは、核分裂出力（核動特性）が主要な熱源であり、制御棒の連続的な引抜きによって、燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度が上昇するため、負の反応度フィードバック効果（反応度フィードバック）の影響を受ける。

事象発生後、原子炉の出力が上昇した状態で原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」の発信に失敗（UTOP(i)）する、又は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（UTOP(ii)）することで、制御棒（主炉停止系）の挿入に失敗する事象を想定しており、代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」の発信により、後備炉停止制御棒が挿入（制御棒反応度効果）され、原子炉は自動停止する。

事象発生から原子炉自動停止までの間において炉心部で考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。また、原子炉自動停止後の事象進展と考慮すべき物理現象についても、2.1.1項のULOFと同じである。

(2) 原子炉容器

原子炉容器内の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。

(3) 1次主冷却系

1次主冷却系の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。

(4) 2次主冷却系

2次主冷却系の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。

(5) 1次補助冷却系

1次補助冷却系の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。

(6) 2次補助冷却系

2次補助冷却系では、事象発生前の待機状態が継続される。待機状態における考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。

2.1.3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

本事象グループでは、2次主循環ポンプトリップ時に原子炉停止に失敗(原子炉トリップ信号の発信失敗又は原子炉保護系の動作失敗)する、又は2次冷却材漏えい時に原子炉停止に失敗(原子炉トリップ信号の発信失敗)する3つの評価事故シーケンスが選定された。すなわち、「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(ULOHS(i))」、「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(ULOHS(ii))」及び「2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故(ULOHS(iii))」である。

以下では、2次主循環ポンプトリップ時に原子炉停止に失敗する2つの評価事故シーケンス(ULOHS(i)及びULOHS(ii))を代表として物理現象を抽出する。なお、2次冷却材漏えい時に原子炉停止に失敗(原子炉トリップ信号の発信失敗)する評価事故シーケンス(ULOHS(iii))では、1ループで2次冷却材漏えいが生じ、もう一方の健全ループでの崩壊熱除去運転となるが、原子炉トリップ信号の発信及び各機器がトリップするタイミングが異なる点を除けば、考慮すべき物理現象は、ULOHS(i)及びULOHS(ii)の炉心損傷防止措置と同じであるため、説明は省略する。

2.1.3.1 事象の推移と評価指標

第2.1.3.1図に評価事故シーケンスULOHS(i)及びULOHS(ii)の事象推移と物理現象を示す。

本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、1ループにて何らかの原因で2次主循環ポンプがトリップし、インターロックにより健全ループの2次主循環ポンプもトリップして2ループの2次冷却材流量が減少した後、原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」の発信に失敗(ULOHS(i))、又は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(ULOHS(ii))することで、制御棒(主炉停止系)の挿入に失敗する事象を想定する。この場合、2次冷却材流量の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。

これを防止するために、代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」の発信又は後備炉停止系用論理回路の動作により、後備炉停止制御棒を挿入し、原子炉を自動停止する措置を講じる。原子炉自動停止後は、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による1次主冷却系の強制循環による崩壊熱除去運転を行う。

有効性評価の評価項目(第2.1表を参照)である①燃料最高温度、②被覆管最高温度(肉厚中心)、③冷却材最高温度及び⑤原子炉冷却材バウンダリ温度に対応した、燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度を評価指標とする。

2.1.3.2 物理現象の抽出

「常陽」の炉心損傷防止措置の有効性評価において考慮すべき物理現象を抽出した。以下にその内容を示す。また、第 2.1.3.1 図に事象推移に併せて抽出した物理現象を示す。ULOHS の事象進展は、2.1.1 項の ULOF 及び 2.1.2 項の UTOP と共通する部分があり、以下では ULOF 及び UTOP と異なる物理現象を説明し、共通的に抽出される物理現象についての説明は省略する。

(1) 炉心

事象発生から原子炉自動停止までは、核分裂出力（核動特性）が主要な熱源であり、2次主循環ポンプのトリップにより除熱能力が低下し、1次主冷却系のコールドレグの温度が上昇し、さらには炉心支持板の温度が上昇し、負の反応度フィードバック効果（反応度フィードバック）の影響を受ける可能性がある。

事象発生後、原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」の発信に失敗する、又は発信に成功するものの原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗することで、制御棒（主炉停止系）の挿入に失敗する事象を想定しており、代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」の発信により、後備炉停止制御棒が挿入（制御棒反応度効果）され、原子炉は自動停止する。

事象発生から原子炉自動停止までの間に炉心部で考慮すべき物理現象は、2.1.1 項の ULOF と同じである。また、原子炉自動停止後の事象進展と考慮すべき物理現象についても、2.1.1 項の ULOF と同じである。

(2) 原子炉容器

2次冷却材流量減少の発生に伴い、原子炉入口冷却材温度が高くなるが、後備炉停止系による原子炉自動停止及び1次主循環ポンプの主電動機のトリップ後の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.1 項の ULOF と同じである。

(3) 1次主冷却系

2次冷却材流量減少の発生により、主中間熱交換器での除熱能力が低下し、コールドレグ温度は上昇する。主中間熱交換器内の伝熱管を介した1次及び2次主冷却系冷却材の熱交換（主中間熱交換器熱交換）が原子炉冷却材バウンダリ温度変化、被覆管温度及び炉心冷却材温度に影響する。後備炉停止制御棒の挿入による原子炉自動停止により、2ループの1次主循環ポンプの主電動機がトリップし、ポニーモータ運転へ引き継がれる。1次主循環ポンプの主電動機のトリップ直後は、ポンプフローコストダウンにより緩やかに流量が減少する（冷却材熱流動（強制循環））。

なお、本事象では、1次主循環ポンプの主電動機のトリップ前後の圧力変化により、主中間熱交換器ナトリウム液位変化が生じるが、これは微小な変化であり上記評価指標に影響を与えない。

(4) 2次主冷却系

1ループの2次主循環ポンプのトリップ後、相互インターロックによりもう一方の2次主循環ポンプもトリップする。2次主循環ポンプのトリップ後の事象進展と考慮すべき物理現象は、2.1.1 項の ULOF と同じである。

(5) 1次補助冷却系

1次補助冷却系の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。

(6) 2次補助冷却系

2次補助冷却系の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.2項のUTOPと同じである。

2.1.4 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)

本事象グループでは、安全容器内配管（内管及び外管）が破損する、1次主冷却系配管（内管及び外管）が破損する、又は1次補助冷却系配管（内管及び外管）が破損するという3つの評価事故シーケンスが選定された。すなわち、「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故 (LORL(i))」、「1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故 (LORL(ii))」及び「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故 (LORL(iii))」である。

以下では、安全容器内配管（内管及び外管）が破損する評価事故シーケンス (LORL(i)) を代表として物理現象を抽出する。なお、1次主冷却系配管（内管及び外管）が破損する評価事故シーケンス (LORL(ii)) は、安全容器外の1次主冷却系配管の破損であり、1次主冷却系のサイフォンブレイクが必要となる点を除けば、事象進展は LORL(i)と同じであるため、説明は省略する。また、1次補助冷却系配管（内管及び外管）が破損する評価事故シーケンス (LORL(iii)) は、事象推移は異なるが、補助冷却系サイフォンブレイクが必要となる点を除けば、終状態は外部電源喪失を異常事象とした後述する PLOHS(i) の炉心損傷防止措置(主冷却系2ループの自然循環)と同じとなる。このように、考慮すべき物理現象は、LORL(i)及び PLOHS(i) の炉心損傷防止措置に包絡されるため、説明は省略する。

2.1.4.1 事象の推移と評価指標

第2.1.4.1図に評価事故シーケンス LORL(i)の事象推移と物理現象を示す。

本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器内配管（内管）が破損し、冷却材が漏えいする。原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」の発信によって原子炉保護系が動作し、制御棒（主炉停止系）が挿入されて原子炉が自動停止する。その後、漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外管）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象を想定する。この場合、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ、これが継続すると、原子炉容器等のナトリウム液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

これを防止するために、補助冷却設備の運転による強制循環冷却により、炉心の崩壊熱を除去する措置を講じる。なお、安全容器によって補助冷却設備の運転に必要なナトリウム液位を確保する。

有効性評価の評価項目（第2.1表を参照）である①燃料最高温度、②被覆管最高温度（肉厚中

心)、③冷却材最高温度及び⑤原子炉冷却材バウンダリ温度に対応した、燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度を評価指標とする。

2.1.4.2 物理現象の抽出

「常陽」の炉心損傷防止措置の有効性評価において考慮すべき物理現象を抽出した。以下にその内容を示す。また、第2.1.4.1図に事象推移に併せて抽出した物理現象を示す。LORLの事象進展は、2.1.1項のULOF及び2.1.2項のUTOPと共通する部分があり、以下ではULOF及びUTOPと異なる物理現象を説明し、共通的に抽出される物理現象についての説明は省略する。

(1) 炉心

事象発生から原子炉自動停止までの短時間においては、核分裂出力（核動特性）が主要な熱源であり、1次冷却材漏えいにより炉心冷却材流量が減少し、被覆管温度及び炉心冷却材温度が上昇することによる負の反応度フィードバック効果（反応度フィードバック）の影響は小さい。

1次冷却材漏えいの継続により原子炉容器内のナトリウム液位が低下する。原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」の発信によって原子炉保護系が動作し、制御棒（主炉停止系）が挿入（制御棒反応度効果）されて原子炉は自動停止する。

事象発生から、原子炉自動停止までの炉心部において、考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。また、原子炉自動停止後の事象進展と考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。

(2) 原子炉容器

原子炉自動停止及び1次主循環ポンプの主電動機のトリップによる事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。

なお、1次冷却材漏えいによる原子炉容器内のナトリウム液位の変化（原子炉容器ナトリウム液位変化）は、原子炉停止及び補助冷却設備の起動、さらには補助冷却設備の単独運転に切り替わるタイミング（切り替わるタイミングで崩壊熱量が決まる。）に影響するため、評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度に影響を及ぼす。

(3) 1次主冷却系

1次冷却材漏えいの発生（ナトリウム漏えい流量）により、炉心流量が減少する可能性がある。原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」の発信によって原子炉保護系が動作し、2ループの1次主循環ポンプの主電動機がトリップしてポニーモータ運転に引き継がれる。ポニーモータ運転引継ぎ後の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。

なお、1冷却材漏えいによる主中間熱交換器内のナトリウム液位の変化（主中間熱交換器ナトリウム液位変化）は、1次主冷却系の循環に支障を来すタイミング（除熱能力が低下するタイミング）に影響するため、評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷

却材バウンダリ温度（1次補助冷却系）へ影響する可能性がある。

(4) 2次主冷却系

原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」の発信によって原子炉保護系が動作し、2ループの2次主循環ポンプ及び主送風機がトリップする。2次主循環ポンプのトリップ後の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。

(5) 1次補助冷却系

1次冷却材漏えいの継続により、原子炉容器内のナトリウム液位が低下し、補助冷却設備が自動起動する。補助冷却設備自動起動前の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。補助冷却設備起動時には、1次補助冷却系の電磁ポンプが起動する（冷却材熱流動（強制循環））とともに、補助冷却機の送風機が起動する。これらのプラント動作は、補助冷却設備の単独運転となった場合に、同設備が主な除熱源となるため、評価指標である、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度に影響する。

(6) 2次補助冷却系

1次冷却材漏えいの継続により、原子炉容器内のナトリウム液位が低下し、補助冷却設備が自動起動する。補助冷却設備自動起動前の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.2項のUTOPと同じである。補助冷却設備起動時には、制御目標値を下げるるとともに補助冷却機の送風機が起動し、炉心の崩壊熱を除去する（補助冷却機除熱（強制通風））。これらのプラント動作は、補助冷却設備の単独運転となった場合に、同設備が主な除熱源となるため、評価指標である燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度に影響する。

2.1.5 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)

本事象グループでは、外部電源喪失時に1次主循環ポンプのポニーモータ2台の起動及び補助冷却設備の起動に失敗する、又は1ループの2次冷却材漏えい時に1次主循環ポンプのポニーモータ2台の起動及び補助冷却設備の起動に失敗する2つの評価事故シーケンスが選定された。すなわち、「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS(i))」及び「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS(ii))」である。

以下では、2次冷却材漏えいの有無によって事象進展が異なるため、2つの評価事故シーケンスを分けて物理現象を抽出する。

2.1.5.1 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS(i))

2.1.5.1.1 事象の推移と評価指標

第2.1.5.1図に評価事故シーケンス PLOHS(i)の事象推移と物理現象を示す。

本評価事故シーケンスでは、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、原子炉トリップ信号「電源喪失」の発信によって原子炉保護系が動作し、制御棒（主炉停止系）が挿

入されて原子炉が自動停止する。その後、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、1次主循環ポンプのポニーモータ運転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を想定する。この場合、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心冷却機能を喪失することから、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。

これを防止するために、主冷却系の自然循環により炉心の崩壊熱を除去する措置を講じる。

有効性評価の評価項目（第2.1表を参照）である①燃料最高温度、②被覆管最高温度（肉厚中心）、③冷却材最高温度及び⑤原子炉冷却材バウンダリ温度に対応した、燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度を評価指標とする。

2.1.5.1.2 物理現象の抽出

「常陽」の炉心損傷防止措置の有効性評価において考慮すべき物理現象を抽出した。以下にその内容を示す。また、第2.1.5.1図に事象推移に併せて抽出した物理現象を示す。本評価事故シーケンスは、崩壊熱除去機能喪失事象であり、原子炉停止以降に炉心の著しい損傷に至る可能性があるため、長期にわたるプラント挙動が重要である。なお、PLOHS(i)の事象進展は、2.1.1項のULOFと共通する部分があり、以下ではULOFと異なる物理現象を説明し、共通的に抽出される物理現象についての説明は省略する。

(1) 炉心

外部電源喪失発生から原子炉自動停止までの短時間（原子炉トリップ信号「電源喪失」の応答遅れ及び制御棒のデラッチ遅れ）においては、核分裂出力（核動特性）が主要な熱源であり、外部電源喪失による1次主循環ポンプの主電動機の停止によって炉心冷却材流量が減少し、被覆管温度及び炉心冷却材温度が上昇するため、負の反応度フィードバック効果（反応度フィードバック）の影響を受ける。

外部電源喪失に伴い原子炉トリップ信号「電源喪失」の発信によって原子炉保護系が動作し、制御棒（主炉停止系）が挿入（制御棒反応度効果）されて原子炉は自動停止する。

事象発生から原子炉自動停止までの間に、炉心部で考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。また、原子炉自動停止後の事象推移と考慮すべき物理現象についても、2.1.1項のULOFと同じである。

(2) 原子炉容器

1次主冷却系での事象推移が異なるため、原子炉容器内の事象推移は異なるが、原子炉が自動停止していることと、自然循環ではあるが、1次主冷却系流量が確保されていることは同じであり、原子炉容器内で考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと変わらない。

(3) 1次主冷却系

外部電源喪失により、2ループの1次主循環ポンプの主電動機がトリップし、ポニーモータ運転への引継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗するため、1次主冷却系は強制循環から自然循環へ移行する。1次主循環ポンプの主電動機のトリップ直後は、ポンプフローコーストダウンによる緩やかな流量減少が被覆管温度及び炉心冷却材温度に影響する。また、

自然循環に移行すると、炉心部の圧力損失及び自然循環力の影響により冷却材流量変化が生じ、原子炉冷却材バウンダリ温度変化に影響する。また、自然循環崩壊熱除去が行われるため、主中間熱交換器内の伝熱管を介した1次及び2次主冷却系冷却材の熱交換（主中間熱交換器熱交換）が原子炉冷却材バウンダリ温度変化に影響する（冷却材熱流動（強制循環、自然循環））。なお、1次主循環ポンプの主電動機のトリップ前後の圧力変化によって主中間熱交換器ナトリウム液位変化が生じるが、微小な変化であり評価指標に影響を与えない。

(4) 2次主冷却系

外部電源喪失により、2ループの2次主循環ポンプ及び主送風機がトリップする。その後の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。

(5) 1次補助冷却系

補助冷却設備の起動に失敗し、事象発生前の待機状態が継続される。待機状態では1次補助冷却系の電磁ポンプは停止している。このとき、炉上部プレナムと原子炉容器下部プレナムの圧力差により逆流しており、原子炉容器下部プレナムの温度及び補助中間熱交換器の熱交換量（補助中間熱交換器熱交換）で決まる補助中間熱交換器1次側入口温度（逆流時は出口温度）が炉上部プレナム温度に影響するが、逆流流量は少量であり、その影響は微小である（冷却材熱流動）。

(6) 2次補助冷却系

外部電源喪失により、補助冷却設備待機時に運転されていた電磁ポンプが停止するが、非常用ディーゼル発電機の起動により電力が供給され、待機状態に復旧する。補助冷却機は、自然通風状態で空気冷却器出口ナトリウム温度が制御（冷却材熱流動（強制循環））されるが、制御目標値を原子炉容器下部プレナムのナトリウム温度より高く設定しているため、冷却し過ぎないように送風機インレットベーンは全閉となる（補助冷却機除熱（自然通風））。

2.1.5.2 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故（PLOHS(ii)）

2.1.5.2.1 事象の推移と評価指標

第2.1.5.2図に評価事故シーケンス PLOHS(ii)の事象推移と物理現象を示す。

本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、1ループにて何らかの原因で2次冷却材の漏えいが生じ、冷却材漏えいループの1次主冷却系コールドレグの温度上昇による原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」の発信によって原子炉保護系が動作し、制御棒（主炉停止系）が挿入されて原子炉が自動停止する。その後、原子炉自動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運転）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を想定する。この場合、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能を喪失することから、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。

これを防止するために、健全な主冷却系1ループの自然循環により炉心の崩壊熱を除去する措置を講じる。

有効性評価の評価項目（第 2.1 表を参照）である①燃料最高温度、②被覆管最高温度（肉厚中心）、③冷却材最高温度及び⑤原子炉冷却材バウンダリ温度に対応した、燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度を評価指標とする。

2.1.5.2.2 物理現象の抽出

「常陽」の炉心損傷防止措置の有効性評価において考慮すべき物理現象を抽出した。以下にその内容を示す。また、第 2.1.5.2 図に事象推移に併せて抽出した物理現象を示す。なお、PLOHS (ii) の事象進展は、2.1.1 項の ULOF 及び 2.1.5.1 項の PLOHS (i) と共通する部分があり、共通的に抽出される物理現象についての説明は省略する。

(1) 炉心

事象発生から原子炉自動停止までは、核分裂出力（核動特性）が主要な熱源であり、漏えいループの除熱能力が低下し、1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇、さらには炉心支持板の温度が上昇することによる負の反応度フィードバック効果（反応度フィードバック）の影響は小さい。

冷却材漏えいループの 1 次主冷却系コールドレグの温度上昇による原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」の発信によって原子炉保護系が動作し、制御棒（主炉停止系）が挿入（制御棒反応度効果）されて原子炉は自動停止する。

事象発生から原子炉自動停止までの間において、炉心部で考慮すべき物理現象は、2.1.1 項の ULOF と同じである。また、原子炉自動停止後の事象推移と考慮すべき物理現象についても 2.1.1 項の ULOF と同じである。

(2) 原子炉容器

原子炉容器内の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.1 項の ULOF と同じである。

(3) 1 次主冷却系

2 次冷却材漏えいの発生により、漏えいループの 2 次主冷却系の流量が減少し、主中間熱交換器熱交換の除熱能力が低下し、1 次主冷却系のコールドレグ温度が上昇する。原子炉トリップ信号「原子炉容器入口温度高」の発信によって原子炉保護系が動作し、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機がトリップし、ポニーモータ運転への引き継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗するため、1 次主冷却系は強制循環から健全な主冷却系 1 ループでの自然循環へ移行する。自然循環以降の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.5.1 項の PLOHS (i) と同じである。

(4) 2 次主冷却系

2 次冷却材漏えいの発生により、漏えいループの流量が減少し、主中間熱交換器熱交換の除熱能力が低下し、1 次主冷却系のコールドレグ温度が上昇する。また、冷却材漏えい時の漏えい流量（ナトリウム漏えい流量）によっては、漏えいループの 2 次主循環ポンプがトリップする可能性があり、その場合、相互インターロックにより健全ループの 2 次主循環ポン

プもトリップする。2次主循環ポンプのトリップ後の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。

(5) 1次補助冷却系

1次補助冷却系の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.5.1項のPLOHS(i)と同じである。

(6) 2次補助冷却系

2次補助冷却系では、事象発生前の待機状態が継続される。待機状態における考慮すべき物理現象は、2.1.1項のULOFと同じである。

2.1.6 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)

本事象グループでは、外部電源喪失時に、非常用ディーゼル電源系のディーゼル発電機(2基)の自動起動に失敗する評価事故シーケンスが選定された。すなわち、「全交流動力電源喪失事故(SBO)」である。以下では、同事象の物理現象を抽出する。

2.1.6.1 事象の推移と評価指標

第2.1.6.1図に評価事故シーケンスSBOの事象推移と物理現象を示す。

本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、何らかの原因による外部電源の喪失による原子炉トリップ信号「電源喪失」の発信によって原子炉保護系が動作し、制御棒(主炉停止系)が挿入されて原子炉が自動停止する。その後、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を想定する。この場合、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能を喪失することから、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。

これを防止するために、主冷却系の自然循環により炉心の崩壊熱を除去する措置を講じる。

有効性評価の評価項目(第2.1表を参照)である①燃料最高温度、②被覆管最高温度(肉厚中心)、③冷却材最高温度及び⑤原子炉冷却材バウンダリ温度に対応した、燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度を評価指標とする。

2.1.6.2 物理現象の抽出

第2.1.6.1図に示した事象推移は、補助冷却設備の起動失敗に至る想定を除いて、PLOHS(i)と同じであり、考慮すべき物理現象もPLOHS(i)と同じであるため、説明は省略する。

2.1.7 局所的燃料破損 (LF)

本事象グループでは、燃料集合体内の冷却材流路が閉塞する評価事故シーケンスが選定された。以下では、本評価事故シーケンスの物理現象を抽出する。

2.1.7.1 事象の推移と評価指標

第2.1.7.1図に評価事故シーケンスLFの事象推移と物理現象を示す。

LF では、原子炉の運転中に、何らかの原因により、燃料集合体内で生じる冷却材流路の閉塞等によって局所的な温度上昇が生じ、この局所的な温度上昇が検知されることなく長期間維持された場合には、この温度上昇と燃料要素内部に蓄積される核分裂生成物（以下「FP」という。）のガスによる内圧の上昇により、被覆管がクリープ破損する可能性がある。さらに、被覆管の破損により噴出した FP ガスが隣接する燃料要素の被覆管表面を覆い、除熱能力を低下させて燃料要素の破損が伝播（破損伝播）する可能性がある。

本事象グループでは、燃料集合体内での局所的な温度上昇の発生と、燃料集合体内の破損伝播が起こりやすいと考えられる事象として、評価指標である被覆管温度に与える影響が大きい「冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故」を評価事故シーケンスとして選定した。

本評価事故シーケンスでは、何らかの原因で燃料集合体内に異物が混入して、燃料集合体内の燃料要素で囲まれる複数の冷却材流路（サブチャンネル）が千鳥格子状に閉塞した後、局所的な温度上昇と燃料要素内部に蓄積される FP ガスの圧力上昇によって被覆管がクリープ破損し、放出される FP ガスが隣接する燃料要素の被覆管表面を覆うことで除熱能力を低下させることを想定する。このとき、破損する燃料要素の隣接燃料要素において、被覆管の健全性が保たれ、破損伝播が起こらないことを確認する。

このため、本評価事故シーケンスに関しては、第 2.1.7.1 図の上段部での千鳥格子状の冷却材流路閉塞の熱流動解析（以下「千鳥格子状閉塞解析」という。）及び下段部での燃料要素の破損を仮定した場合の FP ガスジェットによる隣接燃料要素の健全性解析（以下「FP ガスジェット解析」という。）の 2 つの解析を行う。

有効性評価の評価項目（第 2.1 表を参照）のうち②被覆管最高温度（肉厚中心）及び③冷却材最高温度に対応した、被覆管温度及び冷却材温度を評価指標とする。なお、FP ガスジェット解析において、評価指標の被覆管温度が判断基準を満足する場合であっても高温状態が続く可能性があるときには、評価項目の「④被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。」を確認することとしている。

2.1.7.2 物理現象の抽出

「常陽」の炉心損傷防止措置の有効性評価において考慮すべき物理現象を抽出した。以下にその内容を示す。また、第 2.1.7.1 図に事象推移に併せて抽出した物理現象を示す。

(1) 出力変化

本物理現象は、核分裂出力や崩壊熱が変化する現象（出力変化）である。本評価事故シーケンスにおいては、定格運転状態であり出力変化はないため、評価指標（被覆管温度及び冷却材温度）に与える影響は小さい。

(2) 燃料ペレット温度変化

本物理現象は、核分裂や崩壊熱による発熱（出力）の変化に伴って燃料ペレット温度が変化する現象（燃料ペレット温度変化）である。出力、燃料ペレットの熱伝導率及び熱容量並びにギャップコンダクタンス等が影響するが、本評価事故シーケンスにおいては定格運転状態であるため、出力の変化はなく、非閉塞部の燃料ペレット温度の変化は小さい。

また、閉塞部においては、局所的な冷却の阻害によって、燃料ペレット温度は上昇するが、閉塞部が設定される発熱上端部での出力は低く、温度上昇は限定的と考えられ、伝熱特性(熱伝導率及び熱容量並びにギャップコンダクタンス)に大きな変化はない。このため、本物理現象は評価指標(被覆管温度及び冷却材温度)に与える影響は小さい。

(3) 被覆管温度変化

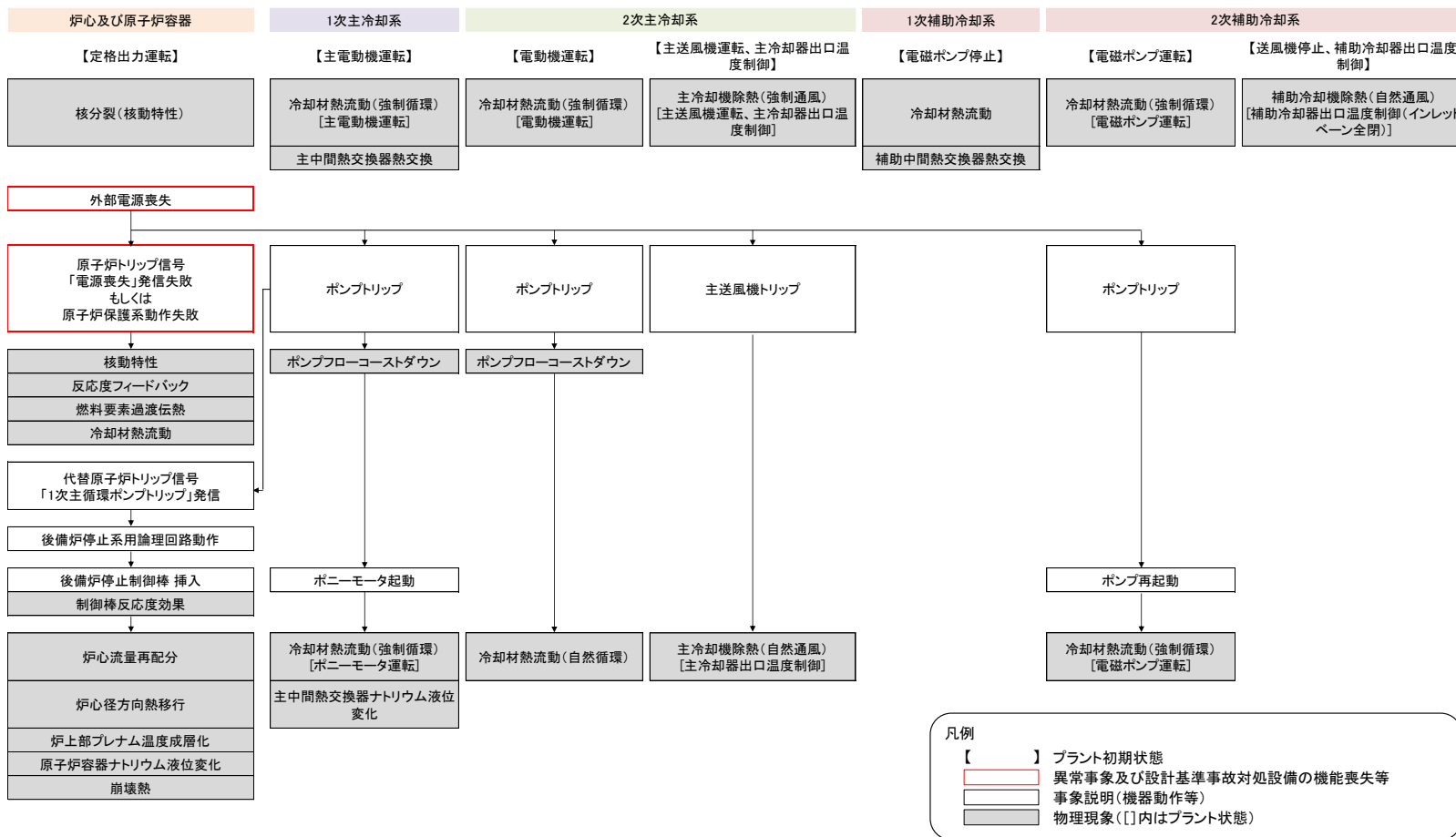
本物理現象は、燃料ペレット温度の変化及び被覆管の周りを通過する冷却材の温度や流量の変化に伴って被覆管温度が変化する現象(被覆管温度変化)であり、評価指標に対応する現象である。本物理現象は、ペレット外表面温度、ギャップコンダクタンス、被覆管の熱伝導率及び熱容量並びに被覆管から冷却材及びFPガスまでの熱伝達率等が影響する。

(4) 冷却材温度変化

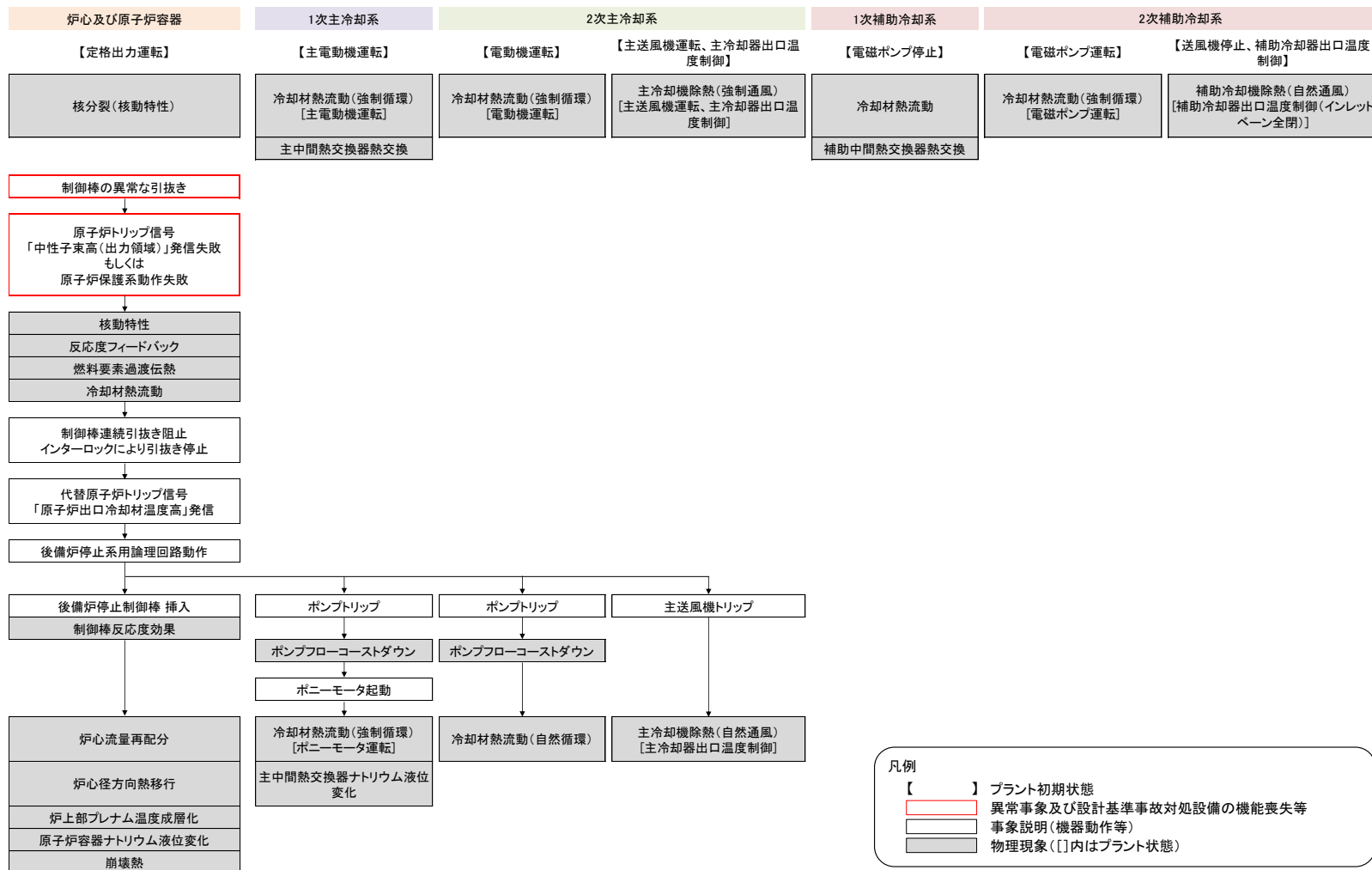
本物理現象は、被覆管外表面温度の変化及び被覆管の周りを通過する冷却材の流量の変化に伴って冷却材温度が変化する現象(冷却材温度変化)であり、評価指標に対応する現象である。本物理現象は、被覆管外表面温度、被覆管から冷却材までの熱伝達率及び冷却材の熱容量等が影響する。

(5) 速度分布

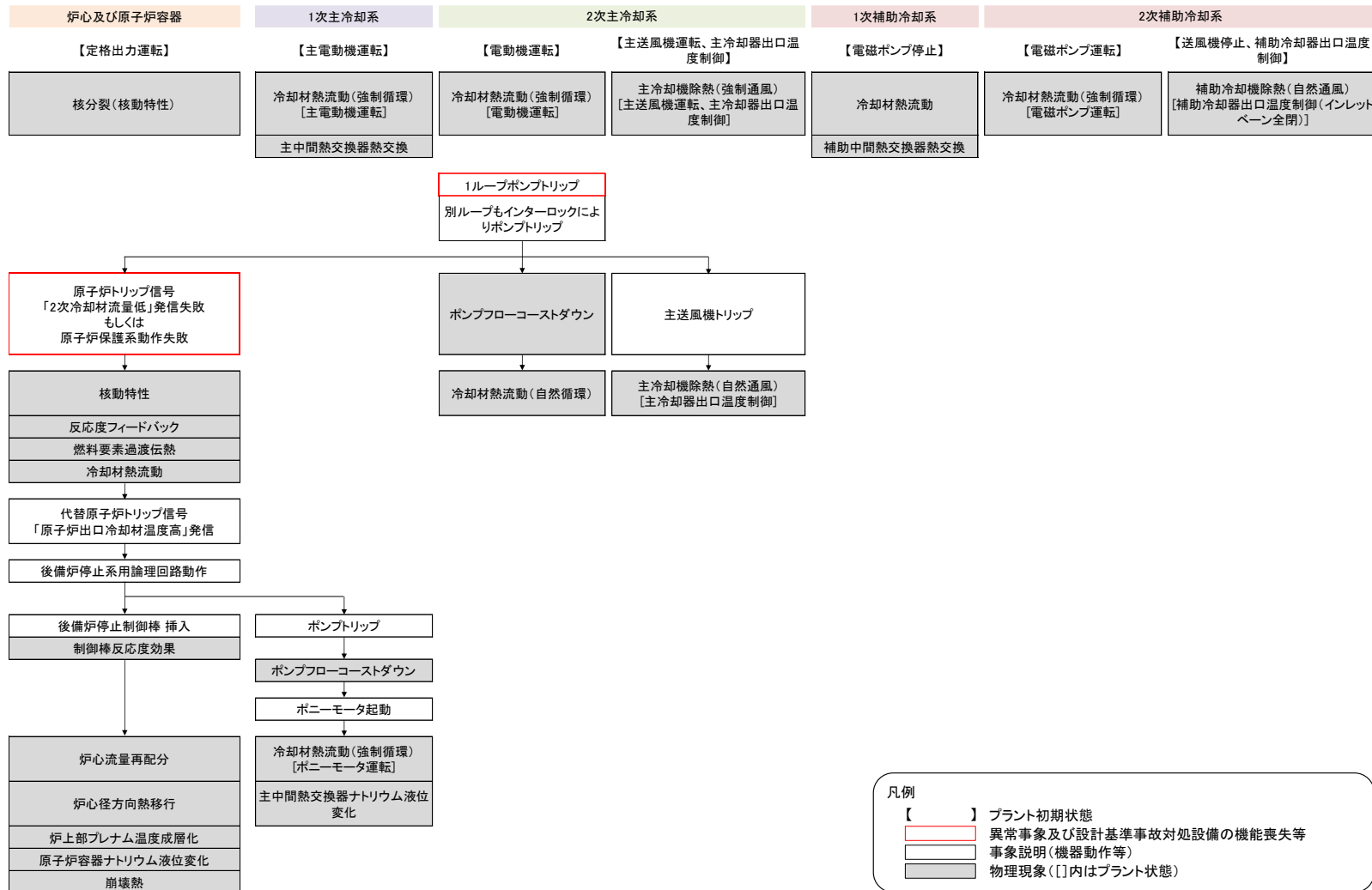
本物理現象は、閉塞物を含む燃料集合体内の圧力損失及び冷却材の乱流粘性により、サブチャンネルを流れる冷却材の速度(流量)分布が変化する現象(速度分布)である。本解析の対象となる流れ場は強制対流状態であり、速度分布によって、被覆管及び冷却材への伝熱量が決まるため、本物理現象は評価指標(被覆管温度及び冷却材温度)に与える影響は大きい。

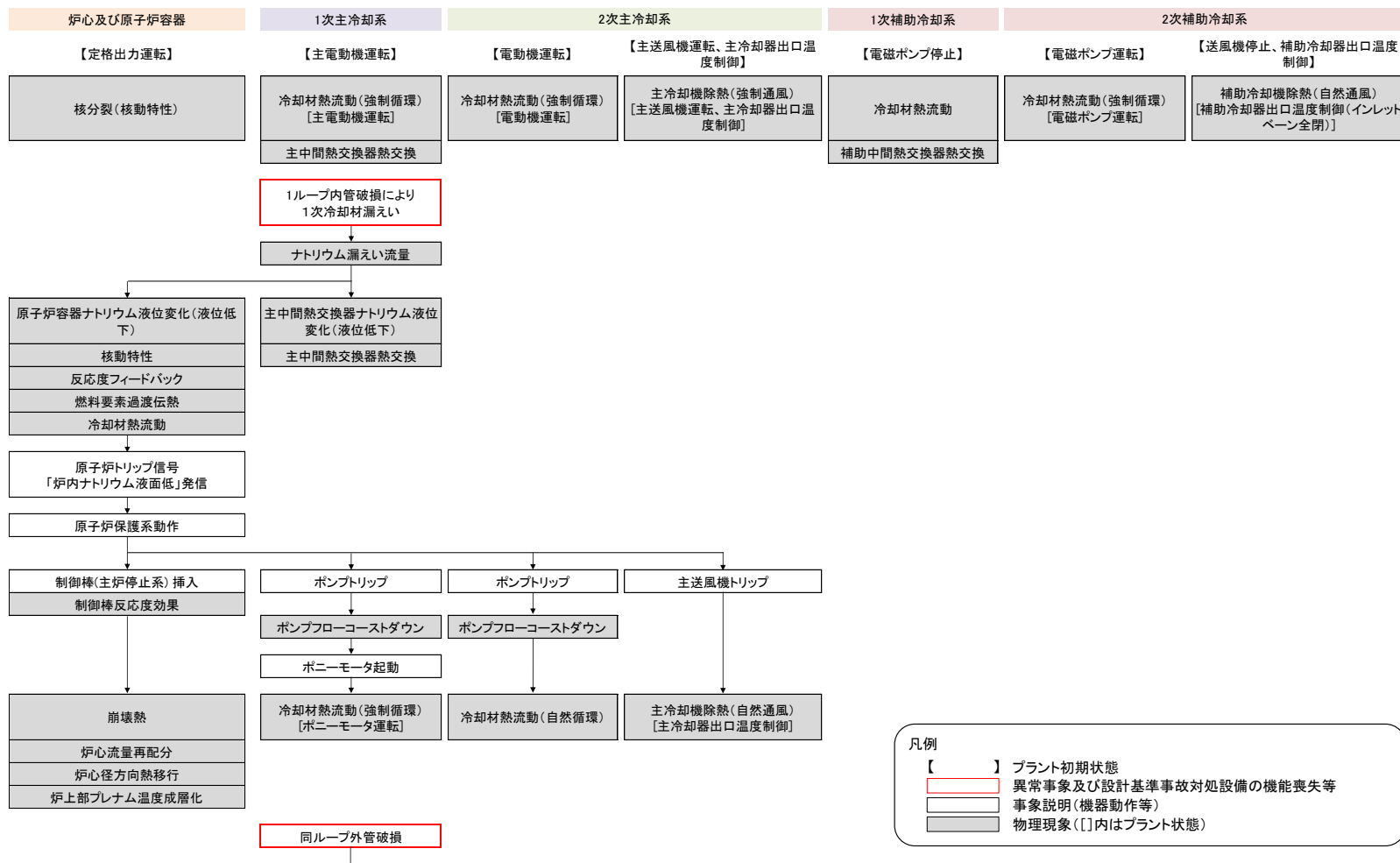


第 2. 1. 1. 1 図 ULOF における炉心損傷防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象



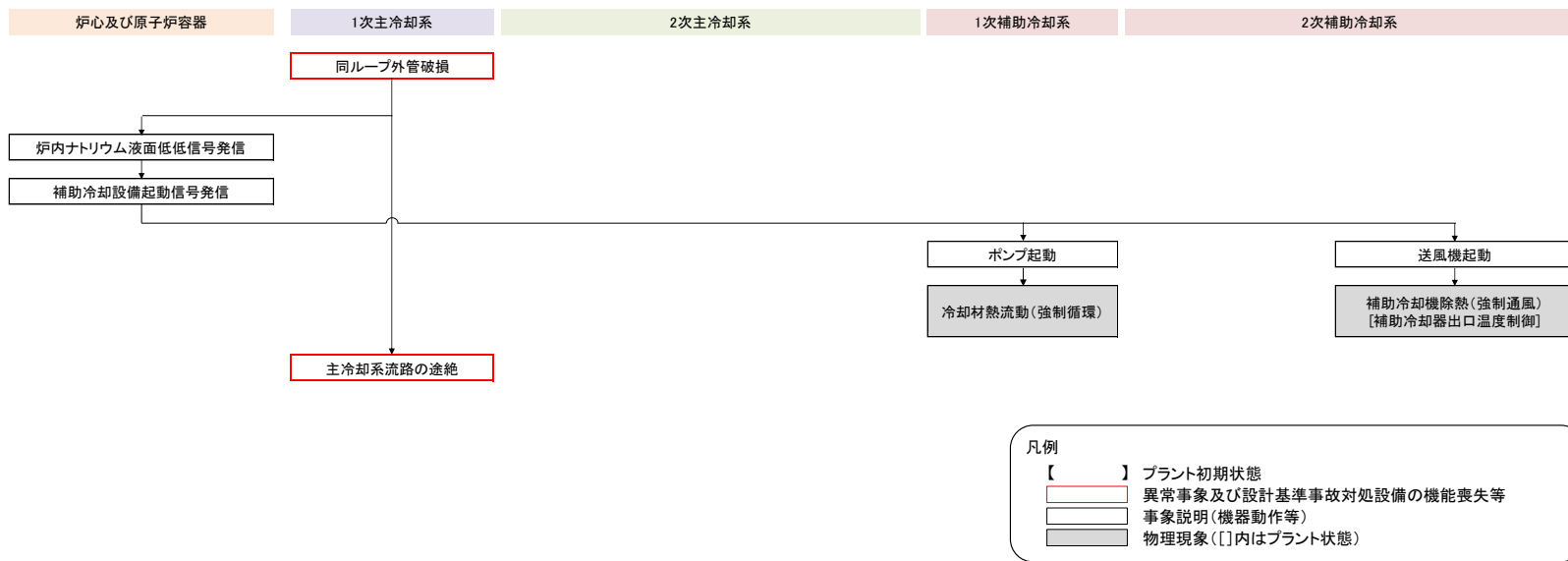
第 2.1.2.1 図 UTOP における炉心損傷防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象



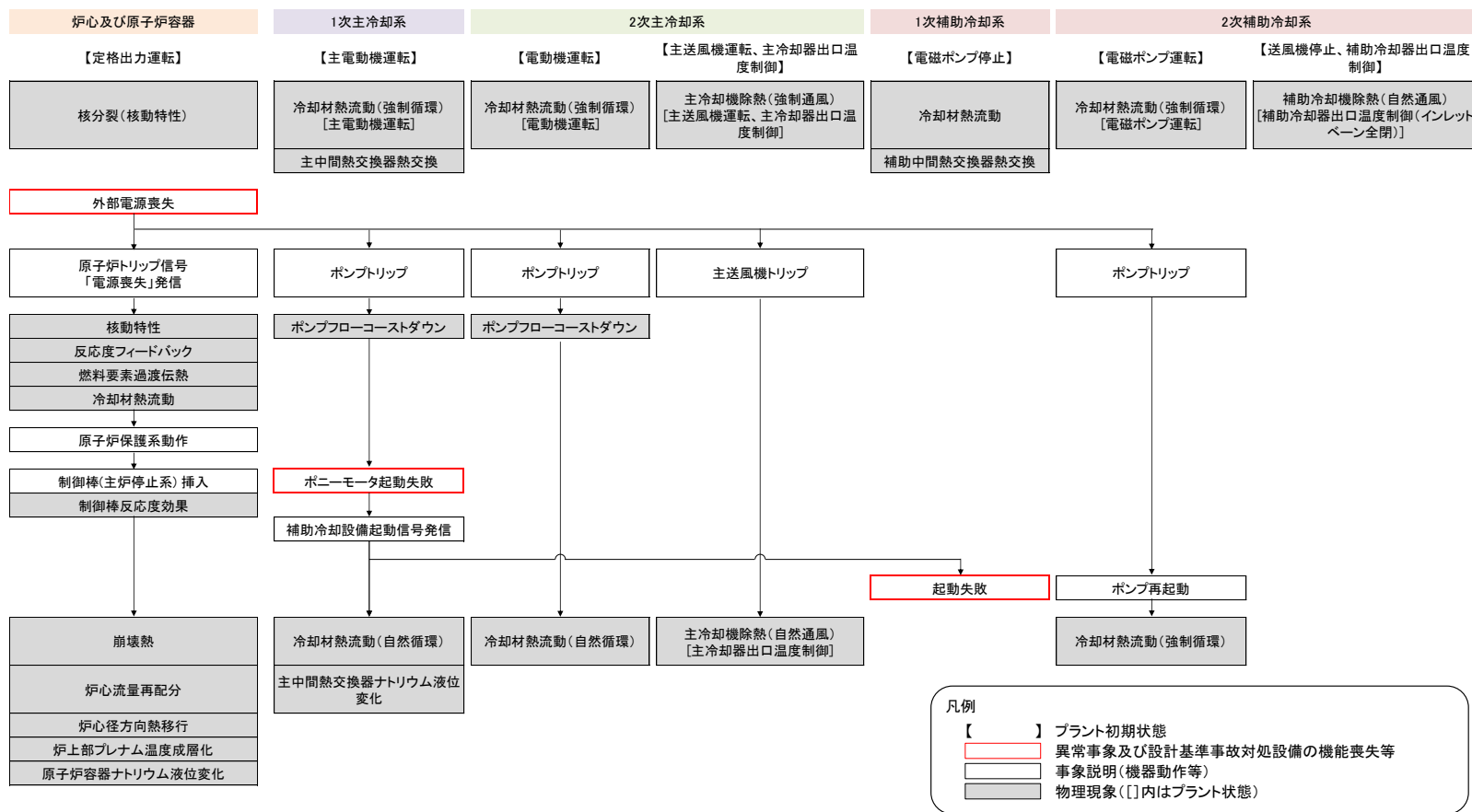


(次頁に続く)

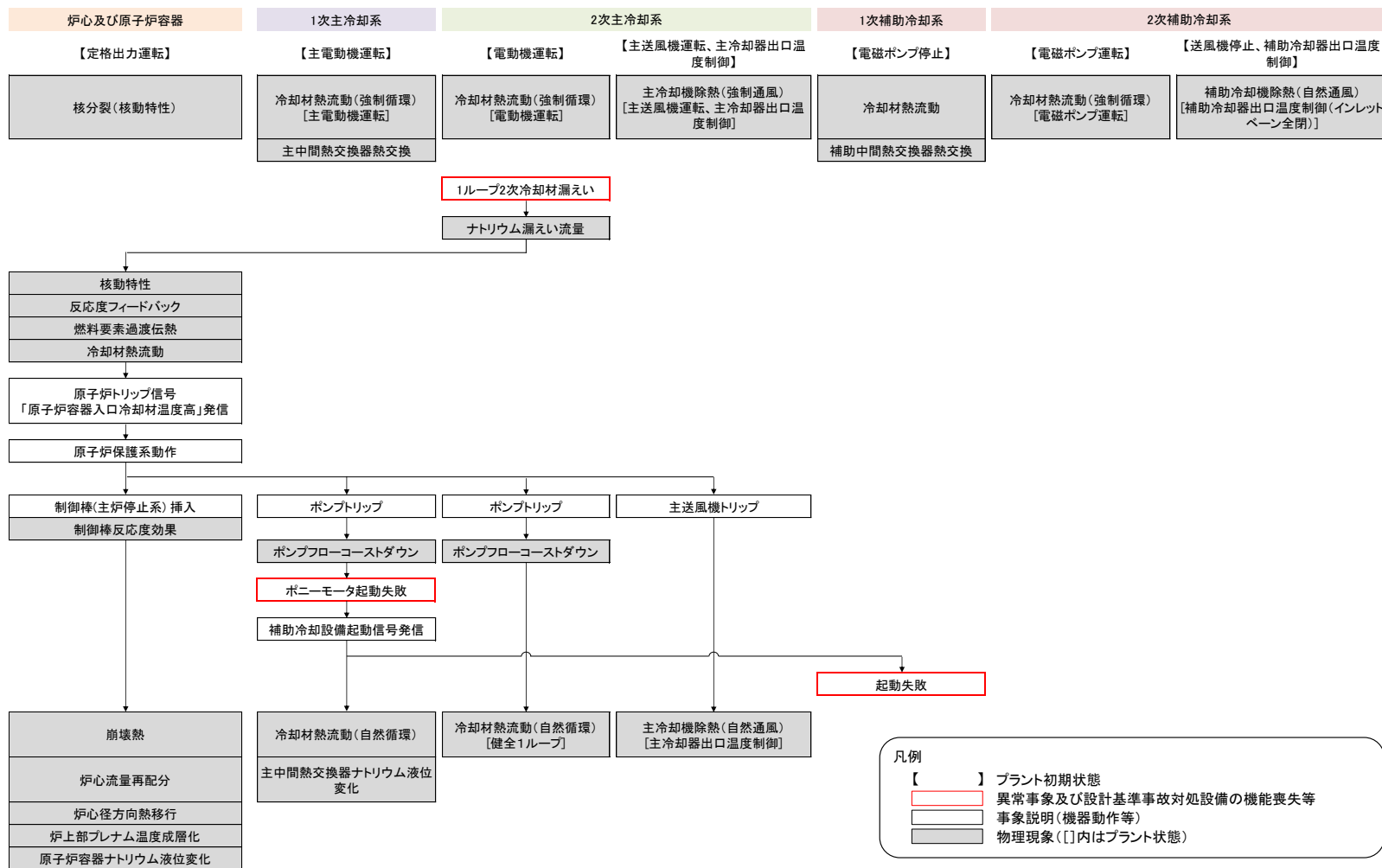
第 2. 1. 4. 1 図 LORL における炉心損傷防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象(1/2)



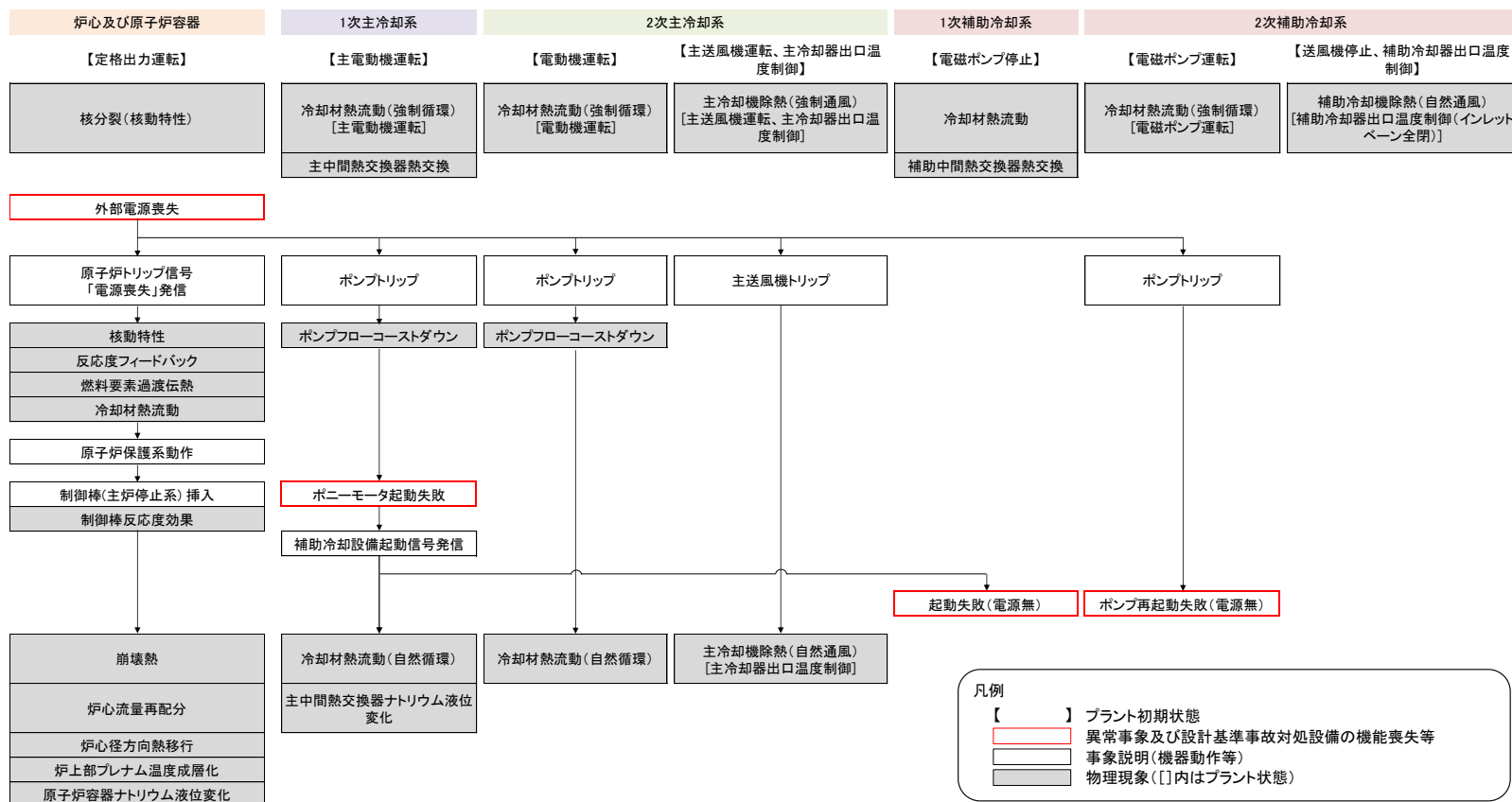
第 2.1.4.1 図 LORL における炉心損傷防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象 (2/2)



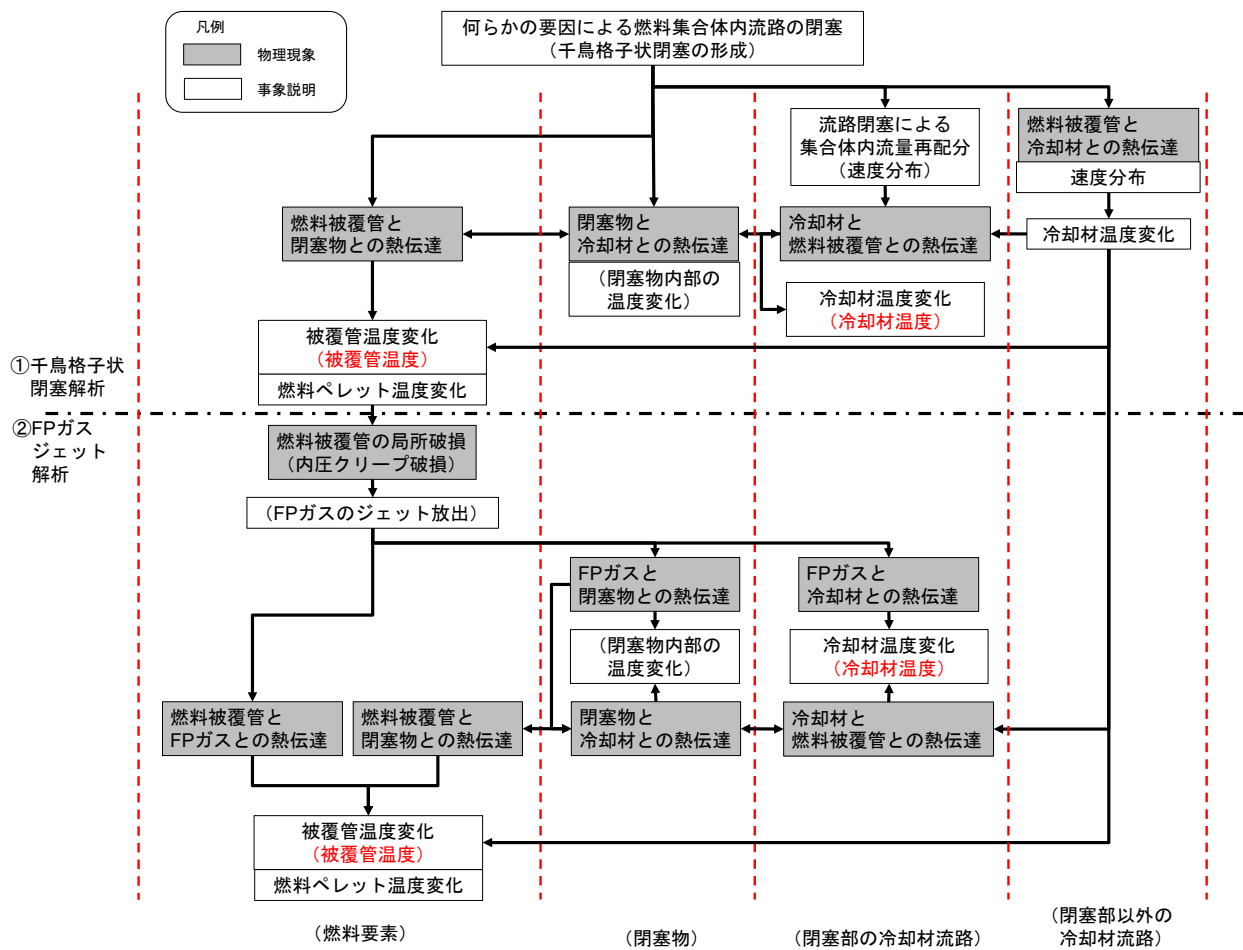
第 2. 1. 5. 1 図 PLOHS(i)における炉心損傷防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象



第 2. 1. 5. 2 図 PLOHS(ii)における炉心損傷防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象



第 2. 1. 6. 1 図 SBO における炉心損傷防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象



第 2. 1. 7. 1 図 局所的燃料破損事象の事象推移と物理現象

2.2 格納容器破損防止措置の有効性評価における物理現象の抽出

各事象グループの格納容器破損防止措置の有効性評価において、事象の進展が複雑となるものについては、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。本節の各項において、ULOF、UTOP、LORL 及び PLOHS は各過程の事象の推移を踏まえて、ULOHS は事故シーケンス全体の事象の推移を踏まえて、注目する評価指標に対して影響すると考えられる物理現象を抽出する。

物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す、以下の評価項目に対応したものである。

- (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、2.1 節に記載した炉心損傷防止措置の有効性評価において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。
 - ③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (4) (2) が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。
 - ② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
- (5) 炉心が熔融する過程で、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。
- (6) 炉心が熔融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

第 2.2 表に格納容器破損防止措置の有効性評価に係る評価項目に対応する評価指標と判断基準

との関係をまとめて示す。

第 2.2 表 格納容器破損防止措置の有効性評価に係る評価項目に対応する評価指標と判断基準

格納容器破損防止措置の有効性評価の評価項目	評価指標	判断基準	有効性評価で適用する事象Gr	備考
(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安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、炉心損傷防止措置の有効性評価において設定した評価項目を適用する。	燃料温度	2,650℃	ULOHS LORL PLOHS SBO	熱設計基準値
	被覆管温度	840℃		熱設計基準値
	炉心冷却材温度	910℃		熱設計基準値
	被覆管累積損傷和	1.0		設計上の制限値
	原子炉冷却材バウダリ温度	550℃		設計上の制限値
(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材バウ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 原子炉冷却材バウダリの健全性が維持できること。	炉心平均燃料温度	事象推移の結果として評価項目に影響を及ぼす物理量であり、遷移過程等の先行過程の計算コードの重要現象抽出に用いた指標であるため、判断基準は不要である。	ULOF UTOP	
	燃料流出量			
	損傷炉心物質温度、冷却材温度	損傷炉心物質を適切に冷却できること。		
	原子炉容器温度	損傷炉心物質による熱的負荷によって原子炉冷却材バウダリが破損しないこと。		
(3) 燃料の溶融に伴う即発境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（床下）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 原子炉冷却材バウダリの健全性が維持できること。 ② 格納容器（床下）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。 ③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。	炉心平均燃料温度	事象推移の結果として評価項目に影響を及ぼす物理量であり、遷移過程等の先行過程の計算コードの重要現象抽出に用いた指標であるため、判断基準は不要である。	ULOF UTOP	
	燃料流出量			
	機械的エネルギー			
	原子炉容器の歪み	10%		
	格納容器内圧力	1.35kg/cm ² [gage]		設計値
	格納容器鋼壁温度	150℃		設計値
	水素濃度	爆轟に至らないこと。		蓄積、燃焼の影響は圧力・温度の評価に含む。
エアロゾル濃度（Cs-137総放出量）	100TBq（ただし、100TBqを十分に下回ることを目標とする。）	実用発電炉の審査ガイド記載値		
(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 安全容器バウダリの健全性が維持できること。	損傷炉心物質温度	損傷炉心物質を適切に冷却できること。	LORL	
	安全容器バウダリの健全性	損傷炉心物質による熱的・機械的負荷によって安全容器バウダリが破損しないこと。		
(5) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウ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ダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。	原子炉冷却材バウダリ（1次・2次境界）の圧力、温度	原子炉冷却材の昇温による熱的・機械的負荷によって原子炉冷却材バウダリ（1次・2次境界）が破損しないこと。	PLOHS	
	格納容器内圧力	1.35kg/cm ² [gage]		設計値
(6) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。 ① 格納容器床下に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。 ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。	格納容器鋼壁温度	150℃	LORL PLOHS	設計値
	水素濃度	爆轟に至らないこと。		蓄積、燃焼の影響は圧力・温度の評価に含む。
	エアロゾル濃度（Cs-137総放出量）	100TBq（ただし、100TBqを十分に下回ることを目標とする。）		実用発電炉の審査ガイド記載値

2.2.1 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)

評価事故シーケンス ULOF 及び UTOP における事象の進展を第 2.2.1.1 図に示す。

事象グループ ULOF は、原子炉運転中に炉心流量が減少した際に、何らかの理由（原子炉トリップ信号の発信失敗等）により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る事象である。

本事象グループでは、外部電源喪失時に原子炉停止に失敗（原子炉トリップ信号の発信失敗 (ULOF (i)) 又は原子炉保護系の動作失敗 (ULOF (ii))) する、又は 1 ループの 1 次主循環ポンプ軸固着時に原子炉停止に失敗（原子炉トリップ信号の発信失敗）する (ULOF (iii)) 3 つの評価事故シーケンスが選定された。3 つの評価事故シーケンスにおいて炉心の著しい損傷に至る事象推移はほぼ同様であり、抽出する物理現象も同じであるため、ここでは外部電源喪失時に原子炉トリップ信号の発信失敗に至る評価事故シーケンス ULOF (i) を対象とする。

事象グループ UTOP は、原子炉運転中に過出力となった際に、何らかの理由（原子炉トリップ信号の発信失敗等）により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る事象である。

本事象グループでは、出力運転中の制御棒の異常な引抜き時に原子炉停止に失敗（原子炉トリップ信号の発信失敗 (UTOP (i)) 又は原子炉保護系の動作失敗 (UTOP (ii))) する 2 つの評価事故シーケンスが選定された。2 つの評価事故シーケンスにおいて炉心の著しい損傷に至る事象推移はほぼ同様であり、抽出する物理現象も同じであるため、ここでは、前者の評価事故シーケンス UTOP (i) を対象とする。

ULOF (i) 及び UTOP (i) の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るため、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。

事故の開始からラップ管内で炉心燃料が溶融するまでの過程を起因過程、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、炉心物質の温度と配位の変化によって生じる反応度と出力の変動を解析する。

起因過程又は遷移過程において即発臨界超過により大きなエネルギー放出がある場合には、機械的応答過程において機械的エネルギーの発生、原子炉容器の構造応答及び回転プラグの応答とナトリウム噴出を解析する。格納容器（床上）にナトリウムが噴出する場合には、格納容器応答過程において噴出ナトリウムに対する格納容器の応答を解析する。

再配置・冷却過程においては、機械的エネルギーの発生の有無にかかわらず、溶融炉心物質の移行・再配置とその後の長期冷却を解析する。

2.2.1.1 起因過程

2.2.1.1.1 事象の推移と評価指標

(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 (i))

本評価事故シーケンスでは、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、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た後、電源喪失による原子炉トリップ信号の発信に失敗する。

本評価事故シーケンスに対しては「1 次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信

号として整備し、炉心の著しい損傷を防止することとしているが、この機能の喪失も仮定すると、十分に原子炉出力が低下しないことから、炉心部での冷却材の沸騰が生じ、炉心の著しい損傷に至る。

本事象の典型的な事象進展について、事象進展チャートを第 2.2.1.2 図に示す。

実際の炉内の現象は、各物理現象が並列的に進展していくが、本図では各物理現象の因果関係に着目して典型的な事象進展を時系列的に示している。

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としては、原子炉冷却材バウンダリの健全性や格納容器の健全性の維持が挙げられる。これらの評価項目に影響を及ぼすパラメータを評価指標として設定する。

起因過程解析においては、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）が起因過程の各現象に大きな影響を与え、事象進展を支配する重要なパラメータである。ここで、炉心平均燃料温度は、反応度変化や即発臨界超過によって生じる熱エネルギー放出の結果として得られ、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の発生量に直接影響を及ぼすとともに、各物質の流動性や圧力等の起因過程の炉心の状況を直接表す指標である。

このため、評価指標は、炉心平均燃料温度とする。ここで炉心平均燃料温度は、全炉心領域のある時点における燃料の平均温度である。

(2) 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（UTOP（i））

本評価事故シーケンスでは、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する。

制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止することとしているが、この機能の喪失も仮定すると、原子炉の出力が上昇し、炉心の著しい損傷に至る。

本事象の典型的な事象進展について、事象進展チャートを第 2.2.1.3 図に示す。

実際の炉内の現象は、各物理現象が並列的に進展していくが、本図では典型的な事象進展について時系列的に示している。評価指標は、ULOF と同様に炉心平均燃料温度とする。

2.2.1.1.2 物理現象の抽出

第 2.2.1.2 図及び第 2.2.1.3 図に示した事象進展チャートに抽出された物理現象のうち、「常陽」の格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき物理現象を抽出する。

(1) 燃料定常照射挙動

本物理現象は、過渡事象が生じる前までの燃料要素の照射（炉心の運転）に関する燃料要素内の各種挙動を指す。

主な現象としては、燃料の再組織化に伴う燃料密度の変化、FP ガスの生成と移動、燃料及

び被覆管の幾何形状変化と熱的条件の推移が見られる。これらの現象により形成された燃料要素の条件（熱、幾何形状、物質配位）が過渡事象での初期条件を与えることになるため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する。

(2) 原子炉出力及び反応度フィードバック挙動

本物理現象は、事象進展に伴う炉心内の反応度変化（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、燃料及び構造材（スチール）の移動反応度）により原子炉の出力の変動が生じる現象である。なお、起因過程は、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範囲を対象としているため、事象進展に影響を及ぼす構造材に係る反応度は、被覆管に関する反応度である。

燃料ドップラ反応度は、燃料の昇温により共鳴吸収の確率が上昇することによって生じる反応度変化である。

燃料の密度反応度は、燃料が昇温により軸方向に膨張し、反応度価値の高い軸方向中心付近の密度の減少と反応度価値の低い軸方向端部への燃料の移動によって生じる反応度変化である。

被覆管の密度反応度は、被覆管が昇温により軸方向に膨張し、密度が減少することによりその部分での中性子吸収が減少することによって生じる反応度変化である。

冷却材密度及びナトリウムボイド反応度は、冷却材の昇温による密度変化や沸騰によるボイドの発生により、炉心中心部では、主にナトリウムによる中性子減速が抑制されることによって反応度が増加し、炉心上下端部及び炉心外周部では、主に中性子漏えいの効果によって反応度が減少するものである。特に「常陽」のように小型の高速炉では、後者の効果が大きく、冷却材の昇温や沸騰は、おおむね反応度の減少を引き起こす。

燃料の移動反応度は、燃料が溶融又は冷却材流路に放出され、反応度価値の異なる領域に燃料が移動することによって生じる反応度変化である。

被覆管の移動反応度は、炉心中心部の被覆管が溶融、移動し、密度が減少することによりその部分での中性子吸収が減少することによって反応度が増加するものである。

起因過程においては、これらの反応度フィードバック挙動による原子炉出力変化が事象進展を支配するため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する。

(3) 制御棒引抜き挙動

本物理現象は、何らかの原因で制御棒が連続的に引き抜かれるという現象である。

ULOFにおいて、本物理現象は、制御棒の挿入や引抜きがないため生じない。

UTOPでは、異常事象として制御棒の引抜きを想定しており、制御棒の引抜きにより生じる反応度の増加が、その後の事象進展に大きく影響するため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する。

(4) 局所的な出力分布の歪み

本物理現象は、制御棒の引抜き等により炉心内の中性子束分布に歪みが生じ、それに伴い

出力分布についても局所的な歪みが生じる現象である。

ULOF において、本物理現象は、制御棒の挿入や引抜きがないため、生じない。

UTOP では、異常事象として制御棒の引抜きを想定しているが、一般に、高速炉における中性子の平均自由行程は、軽水炉に比べて大きく、制御棒の引抜きといった局所的な変動に対して、中性子束の空間的な分布の変動は小さい。また、小型炉心の「常陽」では、この効果は極めて小さい。このため、異常事象に起因する原子炉出力の変動に比べれば局所的な出力の変動は小さく、本物理現象による評価指標への影響は小さい。

(5) 1次系冷却材流量減少挙動（流量減少カーブ）

本物理現象は、外部電源喪失等により主電動機によるポンプ機能が喪失し、1次系冷却材流量が減少する現象である。

ULOF では、1次系冷却材流量の減少挙動によって破損時刻が変わるため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する。

UTOP において、本物理現象は、ポンプ機能の喪失が生じないと想定しているため、生じない。

(6) 冷却材熱流動挙動

本物理現象は、冷却材流路中での冷却材の熱的挙動と流動挙動を指す。

熱的挙動は、被覆管や構造材からの熱伝達、相変化及びナトリウムの流動による熱輸送等から影響を受ける。また、流動挙動は、ナトリウムの粘性、流路壁（被覆管、構造材）との摩擦、流路面積の変化、相変化、1次熱輸送系のポンプヘッド及び自然循環力等から影響を受ける。

ULOF では、主電動機によるポンプ機能の喪失により冷却材流量の減少が生じているため、冷却材の昇温による冷却材の密度変化によって反応度変化が生じ、事象進展に大きな影響を与える。加えて、本物理現象は、その後の冷却材の沸騰挙動にも影響するため、評価指標に大きく影響する。

UTOP では、ポンプの定格運転が継続されているため、冷却材温度の変動は小さく、大きな反応度変化が生じないため、本物理現象による評価指標への影響はULOFに比べ小さい。

(7) 燃料要素の熱的挙動

本物理現象は、燃料要素の溶融を含む熱的な挙動を指す。

UTOP では、原子炉出力の上昇によって燃料が昇温し、共鳴吸収の確率が上昇することによって反応度が減少する（ドップラ効果）。この現象は、燃料の昇温に伴い反応度を減少させる方向に働くため、事象進展の緩和に重要な役割を担っている。また、燃料が溶融すると、径方向中心部に溶融キャビティ（空洞）を形成するが、この溶融キャビティの圧力（キャビティ圧）は、燃料ペレットや被覆管への負荷要因の一つであり、燃料の破損挙動に大きく影響する。このため、UTOP において、本物理現象は、評価指標への影響が大きい現象である。

ULOF では、冷却材流量の減少によって冷却材が昇温し、冷却材密度及びナトリウムボイド反応度による反応度の減少で燃料が降温する。この場合、ドップラ効果は、反応度を増加さ

せる方向に働くが、冷却材の昇温による反応度変化に比べるとその変化量は小さい。一方、上述のとおり、燃料溶融によるキャビティ圧の増加は、燃料の破損挙動に大きく影響するものであり、本物理現象は、評価指標への影響が大きい現象である。

(8) 燃料要素の機械的挙動

本物理現象は、燃料及び被覆管の昇温や応力の変化に応じた燃料要素の膨張や変形を指す。

UTOP では、原子炉の出力の上昇によって燃料が昇温、膨張する。燃料の軸方向への膨張は、反応度価値の高い軸方向中心位置の密度の減少につながるため、反応度が減少する。この反応度変化は、ドップラ効果による反応度変化と同様に出力上昇速度を減少させる方向に働くため、事象進展の緩和に重要な役割を担っている。また、燃料要素の変形挙動は、熱的な挙動と密接に関連しており、例えば、燃料要素の変形によって燃料と被覆管の間のギャップが閉じると、ギャップ熱伝達率が増加するため、燃料要素に係る熱的な挙動にも影響する。このため、本物理現象は、ULOF 及び UTOP とともに評価指標に大きく影響する現象である。

(9) 冷却材沸騰挙動

本物理現象は、冷却材流量の減少や原子炉の出力の上昇等によって冷却材の昇温が生じ、部分的又は広範な沸騰（ボイド化）に至る現象である。

冷却材のボイド化は、中性子のナトリウムへの吸収量及び炉心部からの漏えい量に寄与し、反応度変化につながる。

ULOF では、主電動機によるポンプ機能の喪失により冷却材流量の減少が生じているため、沸騰が生じやすく、投入される反応度の大きさという点でも他の反応度要因に比べて大きい。このため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する。

UTOP では、ポンプの定格運転が継続されているため、冷却材温度の変動は小さく、冷却材の沸騰に至り難い。このため、本物理現象による評価指標への影響は ULOF に比べ小さい。

(10) プレナムガスブローアウト

本物理現象は、被覆管の昇温による強度の低下に伴い被覆管が破損し、破損位置からプレナムガスが冷却材流路内へ放出される現象である。

プレナムガスは、燃料と被覆管の間のギャップを通じて破損口から冷却材流路内へ放出され、放出される位置は、被覆管の強度（被覆管の温度）に依存する。プレナムガスブローアウトが生じると、冷却材流路のボイド領域が拡大し、反応度変化が生じることになるが、そもそも被覆管の破損は、冷却材のボイド領域が既に拡大した被覆管温度の高い条件で発生するため、ナトリウムボイド反応度への影響は小さい。このため、本物理現象による評価指標への影響は小さい。

(11) 被覆管の溶融と移動挙動

本物理現象は、冷却材の沸騰及びドライアウトにより被覆管からの除熱が低下した状態で被覆管が昇温、溶融し、溶融した被覆材がナトリウム蒸気流からの摩擦又は溶融被覆管の自重により移動する現象である。

被覆管が移動し、密度が減少すると、その部分での中性子吸収が減少するため、正の反応度が投入される。

ULOF では、ポンプ機能の喪失により冷却材流量の減少が生じているため、冷却材がドライアウトすると比較的短時間に被覆管熔融に至る。加えて、負のナトリウムボイド反応度により事象進展が緩慢である場合には、下記(12)の燃料の破損に至るまでに十分な時間があり、被覆管の移動による反応度変化が事象進展に与える影響が相対的に増加する。このため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する。

UTOP では、被覆管は十分に冷却されており、被覆管の熔融に至る前に燃料の破損に至るため、本物理現象による評価指標への影響は小さい。

(12) 燃料の破損挙動

本物理現象は、燃料の熔融等によって燃料要素が燃料を保持することができなくなり、冷却材流路内に燃料が放出される現象である。

炉心燃料集合体の広い範囲で冷却材の沸騰が生じた場合には、被覆管は昇温して強度を喪失する。燃料ペレットも昇温により中心部は熔融し、周辺部は膨張して強度が低下することにより、形状を保てなくなる。この場合、被覆管も燃料ペレットともに強度を喪失しているため、燃料要素は、まとめて崩壊するような形で冷却材流路内に放出される（以下「燃料崩壊」という。）。冷却材が未沸騰であるか又は部分的に沸騰している場合、被覆管は十分に冷却され、強度が保持されている。この場合、燃料ペレットが熔融し燃料要素内のキャビティ圧が上昇すると、この圧力による負荷が被覆管にき裂（破損口）を生じさせ、熔融燃料は、冷却材流路に放出される（燃料要素破損）。

燃料破損の時刻及び破損位置は、破損後の冷却材流路内での物質挙動及びこれに伴う反応度変化に大きく影響するため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する。

(13) 燃料の軸方向移動挙動

本物理現象は、燃料の崩壊に伴い冷却材流路内に拡がった燃料又は熔融キャビティから冷却材流路に放出された燃料が軸方向に移動していく挙動である。

本物理現象は、主にナトリウム蒸気と FP ガスにより駆動されるが、燃料が高温になればスチール蒸気や燃料蒸気も効くこととなる。冷却材流路内での燃料の移動については、冷却材流路内の流動の状態と他の物質との運動量交換によって決定される。燃料の軸方向の移動が生じると、多くの場合、反応度価値の低い軸方向上下端部に向かって燃料が移動することになるため、反応度が減少する。

UTOP では、制御棒の引き抜きによって反応度が増加していくため、燃料の軸方向移動による反応度の減少量が十分に大きければ、事象は収束に向かうが、反応度の減少量が小さい場合には、原子炉の出力が上昇し、炉心の損傷が拡大し得る。また、UTOP では、冷却材が未沸騰のまま燃料破損が生じ、下記(16)の燃料-冷却材相互作用に伴い急速にナトリウム蒸気が発生するため、燃料は大きく移動し得る。反応度変化の大きさという点でも他の反応度要因に比べて大きく、本物理現象は、評価指標に大きく影響する。

ULOF では、負のナトリウムボイド反応度により反応度が大きく減少しているため、燃料の

軸方向移動による反応度は、炉心の損傷拡大に大きく影響しない。このため、本物理現象による評価指標への影響は大きくない。

(14) スティールの軸方向移動挙動

本物理現象は、燃料崩壊に伴い、冷却材流路内に移行したスティールが軸方向に移動していく挙動である。

冷却材流路内でのスティール移動の駆動力は、燃料と同じであるため、おおむね燃料と同様に移動するが、反応度変化の大きさは、燃料の移動に比べて小さい。このため、本物理現象による評価指標への影響は小さい。

(15) 燃料スタブの移動挙動

本物理現象は、燃料要素の炉心軸方向中心領域で燃料崩壊が生じた場合に、燃料崩壊位置よりも上部（又は下部）の未崩壊燃料（以下「燃料スタブ」という。）が燃料崩壊領域に落下（又は上昇）する現象である。

「常陽」のように上部ガスプレナムを設置している場合には、プレナムガス圧と重力が燃料スタブ移動の駆動力となり、燃料スタブを保持する被覆管の拘束強度の低下（被覆管の昇温）とともに本物理現象が発生する。燃料スタブは、この駆動力を受けて移動し、被覆管との摩擦や、燃料スタブの移動先に堆積している燃料との相互作用等によって停止する。燃料スタブの移動が生じると反応度価値の高い軸方向中心部に燃料が移動することになるため、反応度が上昇する。

一方、上記（10）のとおり、被覆管の昇温は、プレナムガスブローアウトを引き起こし、駆動力であるプレナムガスを減少させ、燃料スタブの移動が起こり難くなる。実験的知見として、CABRI 炉内試験の結果より、上部の燃料スタブの落下は、沸騰が発生又は拡大する前に出力パルスを印加した限られた条件下の試験でのみ観測された現象である。

「常陽」における ULOF のように、負のナトリウムボイド反応度により緩慢な事象進展となり、冷却材の沸騰が拡大した後に燃料破損に至る条件では、生じ難い物理現象である。加えて、「常陽」における ULOF 及び UTOP では、ともに負のナトリウムボイド反応度によって緩慢な事象進展となるため、燃料スタブの移動先に堆積している燃料は、固体粒子を含む低温状態にあり、大きな抵抗となる。これにより燃料スタブの移動は、制限されると考えられる。このため、本物理現象による評価指標への影響は小さい。

(16) 燃料－冷却材相互作用（以下「FCI」という。）挙動

本物理現象は、主に冷却材が未沸騰又は部分的に沸騰した燃料集合体で燃料破損が生じた際に、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。

「常陽」の炉心で冷却材がボイド化すると、主にナトリウムによる中性子漏えいの効果が大きくなり、反応度が減少する。

一方、上述（13）の燃料の軸方向移動挙動で述べたとおり、急速なナトリウム蒸気の発生は、燃料を大きく移動させる。このため、UTOP において、本物理現象は、評価指標に大きく

影響する。

ULOF では、ポンプ機能の喪失により冷却材流量が減少し、沸騰が拡大してから燃料破損に至るため、本物理現象は生じ難い。このため、本物理現象による評価指標への影響は小さい。

(17) 燃料－構造材熱伝達挙動

本物理現象は、冷却材流路中に放出された燃料等の高温物質からの熱伝達によりラップ管（構造材）が昇温する現象である。

燃料の破損後の冷却材流路では、燃料、スティール、ナトリウム及び FP ガスが様々な形態（固体、液相、気相）で熱的、流体的に作用し合っている。ラップ管も冷却材流路中に放出された燃料等の高温物質と熱伝達をすることで昇温し、十分な冷却がなされない場合には、熔融、破損に至る。ラップ管が熔融、破損した場合には、隣接集合体にもその影響が生じる可能性がある。ただし、起因過程は、事故の開始からラップ管内で炉心燃料が熔融するまでの範囲を対象としているため、起因過程の事象進展への影響としては小さい。このため、本物理現象による評価指標への影響は小さい。

(18) 燃料及びスティールの固化挙動

本物理現象は、冷却材流路中に放出された熔融燃料及び熔融スティールが冷却材及び構造材等と熱伝達を行うことによって再固化し、冷却材流路中に堆積する現象である。

流路中に堆積物が存在すると流路中の物質の流れが滞ることとなり、燃料の軸方向移動による反応度の減少が抑制される可能性がある。ただし、固化挙動が顕著になる領域は、上部反射体等の比較的低温な領域であり、影響は限定的である。このため、本物理現象による評価指標への影響は小さい。

2.2.1.2 遷移過程

2.2.1.2.1 事象の推移と評価指標

ラップ管の熔融から炉心熔融が全炉心規模に進展する遷移過程では、燃料の損傷が集合体内にとどまる起因過程とは異なり、冷却材の流動条件の違いが事象推移に及ぼす影響は相対的に小さくなる。このため、ULOF 及び UTOP に関する有効性評価において、解析モデルとして具備する必要がある事象推移に影響を及ぼす物理現象は共通のものとなる。遷移過程では、第 2.2.1.4 図のように事象が推移する。

遷移過程において、大規模な燃料凝集による正の反応度挿入が卓越する場合には、即発臨界超過に至り、いわゆる出力逸走によって急激に熱エネルギーが放出される可能性がある。ごく短時間の出力逸走の結果、炉心燃料は、ほぼ断熱的に加熱されるため、放出される熱エネルギーの大きさは、結果として炉心全体での燃料温度の上昇ととらえることができる。このため、即発臨界超過による熱エネルギー放出の大きさを代表し、後続の機械的応答過程で解析する機械的エネルギー発生ポテンシャルを表すとともに、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータとなる炉心平均燃料温度を評価指標として用いる。

熱的な影響については、遷移過程の解析結果を基に後続の再配置・冷却過程の解析に必要な炉心物質の分布や状態が決定される。遷移過程の事象推移の中で熔融した炉心燃料の一部は、制御

棒下部案内管、炉心側面の反射体及び遮へい集合体ギャップ等を通じて炉心の外に流出する。炉心からの燃料流出量は、炉心残留燃料による即発臨界超過のポテンシャルを左右する重要なパラメータであるとともに、後続の再配置・冷却過程の解析条件を決定する上でも重要な評価指標である。なお、炉心平均燃料温度は、燃料流出の駆動力に係る評価指標でもある。

2.2.1.2.2 物理現象の抽出

起因過程の終状態において、破損した燃料集合体に隣接する集合体は、破損した燃料集合体から熱負荷を受ける。

「常陽」においては、ナトリウムボイド反応度が負であること、及び起因過程の終状態では損傷集合体を除いて冷却材が残存しているため、隣接する集合体の冷却材が沸騰して損傷が進展する際にも負のボイド反応度が挿入される（ボイド領域の拡大）。

一方で、損傷した燃料が重力により密に凝集すれば正の反応度が挿入される。負のボイド反応度の影響により、時間の経過とともに炉心出力は低下を続けるが、一方で崩壊熱や溶融被覆管・ラップ管からの熱伝達により燃料集合体の損傷が徐々に拡大する可能性がある（燃料要素の溶融・破損、燃料要素の昇温及び溶融・破損に伴う FP ガスの放出、構造壁の溶融・破損）。損傷領域が拡大し、冷却材のボイド化に伴う負の反応度を超えるほどの損傷燃料の凝集に伴う正の反応度が挿入された場合、核出力の上昇に伴う発熱の増加によって残りの燃料要素の破損が進展し、最終的に全炉心規模の損傷に至る可能性がある。

広域で損傷した固体状の燃料が重力沈降して炉心下部に堆積することで反応度が即発臨界を超過する可能性がある。この結果、炉心領域では、全炉心規模の炉心溶融プールが形成される。全炉心プールでは大規模な燃料凝集運動（スロッシング）により、即発臨界超過の結果、大きなエネルギー放出に至る可能性がある。炉心溶融プールが形成された場合、炉心からの燃料流出による負の反応度が挿入されるが、一方で溶融燃料が炉心周辺部に残留する冷却材と接触した際の FCI により径方向の燃料凝集が生じて正の反応度が挿入される可能性もある。炉心からの燃料流出による負の反応度効果が卓越して深い未臨界状態に至れば、遷移過程の事象推移は核的に収束する。以上の炉心損傷領域拡大の過程において、制御棒案内管に流入した炉心物質によって制御棒が溶融・破損して炉心に落下（制御材の炉心への混入）すると負の反応度が挿入される。

上記で抽出した物理現象について、第 2.2.1.4 図に示した遷移過程の事象推移に影響を及ぼす可能性のある物理現象を対象に評価指標への影響を検討した結果を以下に示す。

(1) 損傷炉心の核的挙動

本物理現象では、時間的に変化する物質分布に基づいて、反応度及び原子炉出力が動的に変化する。

本物理現象は、炉心平均燃料温度を決定する重要な現象であり、評価指標への影響は大きい。

(2) ボイド領域の拡大

本物理現象は、冷却材沸騰領域の拡大に伴いナトリウムボイド反応度が挿入されるとともに、冷却材としての機能を失うことによって炉心損傷の進展の早さに係る現象である。

ただし、大規模な燃料凝集を引き起こすような炉心溶融プールが形成される際には、炉心内の冷却材は、ほぼすべてボイド化していることから、燃料凝集に対して直接的な影響はない。また、「常陽」のように小型の高速炉において、冷却材の密度反応度は、炉心中心部を除いて負であるため、冷却材の沸騰は、反応度の減少を引き起こす。このため、本物理現象による評価指標への影響は小さい。

(3) 燃料要素の溶融・破損

本物理現象は、燃料ペレットの溶融割合及び被覆管による支持力の有無に伴う燃料要素の破損挙動を指し、炉心損傷の進展の早さに係る現象である。

ただし、燃料挙動を直接駆動することはないため、本物理現象は、燃料の大規模な凝集を引き起こす現象ではない。このため、本物理現象による評価指標への影響は小さい。

(4) FP ガス放出による燃料凝集

本物理現象は、燃料要素の破損時に放出された FP ガスによって燃料が凝集する現象である。

炉心溶融プールの拡大時に、炉心上下端で閉塞を起こした燃料集合体内に充満した FP ガス又は急激な燃料要素の昇温に伴い炉心内に大量の FP ガスが放出されるような場合には、燃料の大規模凝集を引き起こす可能性があるが、負のナトリウムボイド反応度を持つ「常陽」においては、燃料要素の昇温が緩やかであるため、燃料集合体上部・下部の閉塞形成までに FP ガスは、すでに炉心領域から流出していると考えられる。このため、評価指標に与える影響は小さい。

(5) 構造壁の溶融・破損

本物理現象は、燃料集合体及び制御棒下部案内管の管壁が高温炉心物質からの熱輸送により溶融破損する現象であり、損傷炉心領域の拡大を引き起こす。

損傷炉心領域の拡大は、燃料凝集の規模、制御棒下部案内管の管壁の溶融破損、燃料流出のタイミング及び FCI 発生に係る挙動であり、燃料凝集と燃料流出に大きく影響する。このため、本物理現象は評価指標に大きく影響する。

(6) FCI

本物理現象は、損傷炉心拡大時に制御棒下部案内管や反射体の構造材の破損又は炉心下部・上部からの冷却材の流入により、冷却材が高温の炉心物質と直接熱交換することによって、冷却材の蒸気圧力が発生する現象である。

本物理現象は、燃料スロッシングを引き起こす可能性があり、その発生圧力によって、燃料凝集量及びそれに伴う反応度変化が左右され、その結果、炉心平均燃料温度に影響を及ぼす。このため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する。

(7) 燃料スロッシング

本物理現象は、炉心溶融プールで生じた蒸気圧による駆動力を起因として発生する炉心溶

融プールのスロッシング現象である。

本物理現象により燃料の凝集規模とそれに伴う反応度変化が決まる。このため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する。

(8) 燃料流出

本物理現象は、燃料集合体上・下部の燃料要素束流路、炉心側面の反射体・遮へい集合体ギャップ及び制御棒下部案内管を通した炉心からの燃料流出挙動である。

燃料流出について、燃料要素束流路へは、燃料が熔融した状態において炉心内圧力が高まった場合、反射体・遮へい集合体ギャップへは、熔融燃料が炉心側面に達した場合、制御棒下部案内管へは、管壁破損時に周辺の燃料が熔融状態であり、かつ、閉塞が形成されない場合に流出可能である。本物理現象は、炉心からの燃料流出量に直接影響するため、大規模な燃料凝集発生前に流出する場合は燃料凝集量とそれに伴う反応度変化を左右し、評価指標にも大きく影響する。

(9) 制御材の炉心への混入

本物理現象は、制御棒下部案内管に流入した炉心物質によって制御棒が熔融・破損して炉心に落下する現象である。

本現象によって負の反応度が挿入される。大規模な燃料凝集発生前に流出する場合は燃料凝集に伴う反応度変化を左右し、評価指標に大きく影響する。

2.2.1.3 機械的応答過程

2.2.1.3.1 事象の推移と評価指標

機械的応答過程では、機械的エネルギーの発生とその影響を解析する。本過程の解析は、機械的エネルギーの解析、原子炉容器の構造応答解析及びナトリウム噴出量の解析を組み合わせることにより行う。

機械的応答過程の事象の流れを第 2.2.1.5 図に示す。

遷移過程において、大規模な燃料凝集による正の反応度挿入が卓越して即発臨界超過に至り、出力逸走によって急激に熱的エネルギーが放出された場合に、高温高压となった炉心物質は炉心の上部にある燃料要素束流路を通して上部プレナムに放出される。この過程で上部プレナム内にあるナトリウムは上方に加速され熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されるとともに、カバーガスは圧縮されて原子炉容器内の圧力が上昇する。

原子炉容器は、この過程で発生する圧力の過渡変化によって、機械的に変形し、また、原子炉容器上部の回転プラグの間隙を通して格納容器（床上）にナトリウムが噴出する可能性がある。

このように、即発臨界超過による原子炉容器の機械的な応答及びナトリウムの噴出量に影響を及ぼし、評価項目に直接関わる代表的かつ重要なパラメータである機械的エネルギーの評価指標となる。

2.2.1.3.2 物理現象の抽出

先行の遷移過程において、出力逸走によって高温高压となった炉心では、出力分布に対応して

温度と圧力の分布が発生し、相対的に圧力の高い領域の燃料が炉心内で膨張して低圧の領域の燃料と混合して炉心内で圧力と温度が平坦化する（炉心圧力の平坦化）。これと並行して、出力逸走によって高温となった熔融燃料から炉心内の熔融スチールへの熱移行が発生する（燃料からスチールへの熱移行）。その後、炉心内の圧力によって、炉心物質は、炉心上方にある反射体及びガスプレナムの他、制御棒下部案内管等の構造（炉心上部構造）を通して上部プレナムへ移動する。この段階では、炉心物質から低温の炉心上部構造への伝熱と凝縮による熱損失及び炉心上部構造を通過する際の流動抵抗が発生（炉心上部構造による熱及び圧力損失）する。炉心物質からの伝熱により炉心上部構造の一部は、熔融・破損して炉心物質に混入する（炉心上部構造材の熔融と炉心物質への混入）。上部プレナムの底部に達した炉心物質は、ナトリウムと FCI を起こす。FCI によって発生したナトリウム蒸気は、上部プレナムのナトリウムプールの底部に蒸気泡を形成し、その界面で凝縮する一方で、上部プレナム内のナトリウムを上方に加速（蒸気泡の成長）して炉心物質の熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されるとともに、カバーガスを圧縮することで原子炉容器内の圧力を上昇させる。

FCI の圧力とカバーガスの圧力及び上部プレナム内のナトリウム流動の動圧により原子炉容器は、機械的な負荷を受ける（流体圧力による原子炉容器変形）。

カバーガスの圧力によって原子炉容器上部の回転プラグの固定ボルトが変形し（回転プラグ固定ボルトの変形）、ナトリウムが回転プラグの間隙を通して格納容器（床上）に噴出する（プラグ間隙内のナトリウム流動）。

2.2.1.4 再配置・冷却過程

2.2.1.4.1 事象推移と評価指標

ULOF では、起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束（反応度が再び正にもどることのない、深い未臨界状態に移行）した後も損傷した炉心燃料の崩壊熱による発熱によって事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の熔融と流出挙動に依存して大きな変動幅がある。このため、事象推移に関しては、基本となるシナリオを想定した上で、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）の考え得る変動幅から長時間の再配置挙動を検討し、想定される最終的な再配置場所での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。

事故が機械的エネルギーの発生を伴うことなく緩慢に推移する場合（エネルギー放出が小さい場合）の典型的な事象進展を第 2.2.1.6 図に示す。遷移過程において炉心から熔融燃料の一部が周囲の反射体・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。熔融炉心物質（燃料及びスチール）の一部は、炉心部から周囲の反射体・遮へい集合体のラップ管間ギャップに移行して固化しているものとする。残りの残留炉心物質は、炉心部で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、炉心内に存在す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を通じて下部プレナムへ流出し、冷却材中で固化・微粒化して原子炉容器底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。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。

即発臨界超過によって機械的エネルギーの発生に至る場合（大きなエネルギー放出を伴う場合）

の典型的な事象進展を第 2.2.1.7 図に示す。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溶融するとともに圧力上昇により相当量の溶融燃料が上部プレナムに放出・移行され、冷却材によって固化・微粒化した後、炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平部）及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積する。

原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所と形状としては、エネルギー放出が小さい場合には、原子炉容器底部に堆積した粒子状のデブリベッド並びに炉心部及びその周辺に残留した炉心物質が、また、大きなエネルギー放出を伴う場合には、炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平部）及び材料照射ラック底部に堆積した粒子状のデブリベッドが解析対象となる。

2.2 節に記載した評価項目 (2) のうち①原子炉容器内での損傷炉心物質の保持・冷却及び②原子炉冷却材バウンダリの健全性に対応する損傷炉心物質温度、冷却材温度及び原子炉容器温度を評価指標とする。

なお、UTOP では、ULOF よりも多くの 1 次冷却材流量が確保され、損傷炉心物質の冷却がより促進されることから、UTOP の再配置・冷却過程の評価は ULOF の評価に包絡される。

2.2.1.4.2 物理現象の抽出

第 2.2.1.6 図及び第 2.2.1.7 図に示した事象推移と物理現象のうち、「常陽」の格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき物理現象を抽出する。

(1) ギャップ浸入燃料の発熱

本物理現象は、遷移過程中に炉心から周囲の反射体及び遮へい集合体のラッパ管間ギャップに移行して固化した燃料が、再配置・冷却過程において崩壊熱により発熱する現象である。ULOF において燃料は、ラッパ管間ギャップに広範囲に分散され発熱密度が低くなることから、本物理現象の評価指標（冷却材温度）に対する影響は、炉心に残留した燃料やデブリベッドと比較して小さいが、その影響を無視することはできない。

(2) 残留炉心物質の発熱

本物理現象は、炉心に残留した燃料が崩壊熱によって発熱する現象である。ULOF では、炉心部という限られた空間に燃料が集中しており発熱密度が高くなることから、本物理現象は、評価指標（損傷炉心物質温度及び冷却材温度）に大きく影響する。

(3) 残留炉心物質から周辺への伝熱

本物理現象には、残留炉心物質の固体燃料粒子と溶融スチールが混合した領域（以下「混合層」という。）、燃料がクラスト状態で存在する領域及び上部及び下部炉心構造の間の鉛直方向の熱移行で熱伝導並びに残留炉心物質から径方向周辺への熱伝導及び対流による熱移行が含まれる。残留炉心物質の昇温挙動や燃料再溶融に大きく影響することから、本物理現象は、評価指標（損傷炉心物質温度、冷却材温度及び原子炉容器温度）への影響が大きい。

(4) 燃料再溶融

本物理現象は、炉心部に残留した燃料が崩壊熱によって徐々に加熱され再溶融する現象で

ある。下部プレナムに移行して原子炉容器底部にデブリベッドとして堆積する燃料の量に大きく影響する。燃料量の増加は発熱量の増加をもたらす、デブリベッドの冷却性に大きく影響するため、本物理現象は、評価指標（損傷炉心物質温度及び原子炉容器温度）への影響が大きい。

(5) 上部及び下部炉心構造の熔融と炉心物質への混入

本物理現象では、炉心物質からの伝熱により上部及び下部炉心構造の一部が熔融・破損して炉心物質に混入する。構造材の混入によって、残留炉心物質の温度が低下するとともに残留炉心物質内の熔融スチールの体積割合が増加することから、残留炉心物質の昇温挙動に大きく影響する。これは燃料再熔融（(4)項参照）へも影響を及ぼすことから、本物理現象は、評価指標（損傷炉心物質温度、冷却材温度及び原子炉容器温度）への影響が大きい。

(6) 物質再分布

本物理現象は、残留炉心物質の混合層において燃料が崩壊熱により熔融すると、熔融燃料は密度が高いため下側に沈降し、一方、沈降先に存在する密度の低い熔融スチールは上側へ浮き上がり分離され、さらに、沈降した熔融燃料の上側に存在していた固体燃料粒子が落下する現象であり、熔融層の形成とその後に生じる熔融層の自然対流（(7)項参照）に大きく影響する。（(7)項で述べるとおり、熔融層の自然対流への影響は、残留炉心物質から周辺への熱移行や燃料再熔融（(4)項参照）への影響であることから、本物理現象は、評価指標（損傷炉心物質温度、冷却材温度及び原子炉容器温度）への影響が大きい。

(7) 熔融層の自然対流

本物理現象は、残留炉心物質の混合層において燃料が崩壊熱により熔融すると、物質再分布（(6)項参照）を経て、熔融燃料及び熔融スチールの層が形成することによって、自然対流による熱移行が発生する現象である。熔融燃料層及び熔融スチール層で発達する自然対流熱伝達によって、残留炉心物質から周辺への熱移行量が増大するとともに、残留炉心物質の熱収支が変化することによって燃料熔融量にも大きく影響する。したがって、本物理現象は、評価指標（損傷炉心物質温度、冷却材温度及び原子炉容器温度）に大きく影響する。

(8) リフラックス冷却

本物理現象は、冷却材が液膜となって上部炉心構造の流路の壁面に沿って重力によって鉛直下方向へ流れ、下部で加熱されて蒸気となって流路中央部を上向きに流れることで、流路下部から上部へ熱を伝える現象である。液膜と蒸気が対向して流れ、蒸気の上向き流れによって液膜の下方向への流れが止められる状態が除熱量の限界となる。本物理現象により残留炉心物質から上方向への効果的な熱移行が期待できるとともに、残留炉心物質の熱収支が変化することによって燃料熔融量にも大きく影響する。したがって、本物理現象は、評価指標（損傷炉心物質温度、冷却材温度及び原子炉容器温度）に大きく影響する。

(9) 炉心周辺の冷却材流れによる熱輸送

本物理現象は、ギャップ浸入燃料及び残留炉心燃料からの発熱を除去する冷却材流れに係る現象であり、損傷した炉心部上下における閉塞（炉心部への冷却材流入不可）、炉心部周囲の反射体・遮へい集合体内における冷却材の強制対流挙動及びラップ管間ギャップにおける冷却材の自然対流挙動が含まれる。本物理現象は、評価指標（損傷炉心物質温度及び冷却材温度）に大きく影響する。

(10) デブリベッドの発熱

粒子状のデブリベッドでは、燃料単独又は燃料とスチールの混合ベッドが冷却材に浸されている。本物理現象は、原子炉容器底部及び炉心支持台上面に堆積したデブリベッド内の燃料が崩壊熱により内部発熱する現象である。デブリベッドの発熱は、デブリベッドの冷却性に大きく影響するものであり、本物理現象は、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドでは評価指標（損傷炉心物質温度及び原子炉容器温度）、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドでは評価指標（損傷炉心物質温度及び冷却材温度）への影響が大きい。

(11) デブリベッド内の熱伝導

本物理現象は、原子炉容器底部及び炉心支持台上面に堆積した冷却材に浸されている燃料単独又は燃料とスチールの混合ベッド内で熱伝導により熱が伝わる現象であり、デブリベッドの昇温挙動や温度分布に影響する。デブリベッドの温度分布や昇温挙動は、デブリベッド内冷却材の自然対流（(12)項参照）やデブリベッドから周辺への熱移行に大きく影響する。したがって、本物理現象は、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドでは評価指標（損傷炉心物質温度及び原子炉容器温度）、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドでは評価指標（損傷炉心物質温度及び冷却材温度）への影響が大きい。

(12) デブリベッド内冷却材の自然対流

本物理現象は、原子炉容器底部及び炉心支持台上面に堆積したデブリベッド内の温度差に起因して冷却材の自然対流が生じるという現象である。デブリベッドの冷却に有効なメカニズムであることから、本物理現象は、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドでは評価指標（損傷炉心物質温度及び原子炉容器温度）、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドでは評価指標（損傷炉心物質温度及び冷却材温度）に大きく影響する。

(13) デブリベッド内沸騰領域での活発な対流熱輸送

本物理現象は、原子炉容器底部及び炉心支持台上面に堆積したデブリベッドが沸騰すると蒸気の流れによってデブリベッドからの除熱が促進されるとともに、毛管力によりデブリベッド内に液体ナトリウムが浸入し、活発な対流熱輸送が発生するという現象である。本物理現象は、デブリベッドの冷却に有効なメカニズムであるが、「常陽」のULOF及びUTOPではいずれの場所のデブリベッドも未沸騰状態を維持することから、評価指標（損傷炉心物質温度、冷却材温度及び原子炉容器温度）への影響は小さい。

(14) 下部プレナムの冷却材流れによる熱輸送

本物理現象は、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドからの発熱を除去する冷却材流れに係る現象である。本物理現象は、下部プレナムの冷却材温度（デブリベッド周辺の冷却材温度）に影響するが、その条件は境界条件として与えられる。したがって、本物理現象の評価指標（損傷炉心物質温度及び原子炉容器温度）への影響は中程度である。

(15) 堆積デブリの発熱

材料照射ラック底部に堆積した炉心物質（以下「堆積デブリ」という。）は、粒子状のデブリベッドを形成するが、狭い空間内の堆積であることから、冷却性評価においては炉心物質を空隙のある固体円筒と見なすことができる。本物理現象は、堆積デブリ内の燃料が崩壊熱により内部発熱する現象である。堆積デブリの発熱は、堆積デブリの冷却性に大きく影響するものであり、本物理現象は、評価指標（損傷炉心物質温度及び冷却材温度）への影響が大きい。

(16) 堆積デブリから周辺への伝熱

本物理現象は、材料照射ラック底部に堆積した炉心物質（固体燃料粒子、固体スチール粒子及び冷却材が混合した堆積デブリ）内で鉛直方向の熱伝導により熱が伝わる現象である。また、堆積デブリから径方向周辺への熱伝導も含まれる。堆積デブリの昇温挙動に大きく影響することから、本物理現象は、評価指標（損傷炉心物質温度及び冷却材温度）への影響が大きい。

(17) 上部プレナムの冷却材流れによる熱輸送

本物理現象は、炉心支持台上面に堆積したデブリベッド及び材料照射ラック底部に堆積した炉心物質からの発熱を除去する冷却材流れに係る現象である。本物理現象は、上部プレナムの冷却材温度（デブリベッド及び堆積デブリ周辺の冷却材温度）に影響するが、その条件は境界条件として与えられる。本物理現象の評価指標（損傷炉心物質温度及び冷却材温度）への影響は中程度である。

(18) ヒートシンクへの熱輸送

再配置された炉心物質は局所的な冷却が可能であっても、プラント全体を含めての崩壊熱除去に失敗することが考えられる。本物理現象は、燃料の崩壊熱が長期的に除去され、最終的なヒートシンクである2次主冷却系の空気冷却器から大気に放散されるまでの熱輸送（空気との熱交換を含むナトリウムの循環）を指す。本物理現象は、評価指標（冷却材温度及び原子炉容器温度）に大きく影響する。

(19) プラント冷却系の動特性

炉心の著しい損傷により、炉心冷却材流路が閉塞され炉心の圧力損失が増加する。このとき、炉心通過流量の低下に加え、低速運転中（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）の1次主冷却系流量の低下と、自然循環状態にある2次主冷却系を介した最終的なヒートシンクへの熱輸送に支障が生じる可能性がある。本物理現象は、1次主冷却系流量及び原子炉容

器入口温度の動特性を通じて原子炉容器内の熱流動挙動に影響を及ぼし、評価指標（冷却材温度及び原子炉容器温度）に大きく影響する。

2.2.1.5 格納容器応答過程

2.2.1.5.1 事象の推移と評価指標

ULOF における格納容器応答過程では、先行する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、格納容器の健全性等を確認するために、あえて格納容器（床上）への噴出が起こるものと仮想して評価する。

第 2.2.1.8 図に格納容器応答過程 (ULOF) の事象推移と物理現象を示す。噴出したナトリウムと雰囲気中の酸素や水蒸気との反応（スプレー燃焼）に始まり、その燃え残ったナトリウムが床面に落下・堆積して生じるプール燃焼へと進展する。加えて、格納容器（床上）の床面にはライナが敷設されていないため、落下したナトリウムと構造コンクリートが接触することとなり、ナトリウム-コンクリート反応も同時に発生する。これらの燃焼や反応は、全て発熱反応であるため、格納容器（床上）の雰囲気圧力や各部の温度を上昇させる。さらに、ナトリウム-コンクリート反応では、可燃性ガスである水素を生成するとともに、接触したコンクリートを侵食する。

第 2.2 表に挙げた評価項目（3）の①格納容器の健全性及び②放射性物質の総放出量に対応する格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度及びエアロゾル濃度を評価指標とする。

2.2.1.5.2 物理現象の抽出

第 2.2.1.8 図に示した事象進展と物理現象に抽出された物理現象のうち「常陽」の格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき物理現象を抽出する。

(1) 液滴径分布 [スプレー燃焼]

ナトリウムの液滴径分布は、スプレー燃焼において反応面表面積を支配する物理現象であり、評価指標である格納容器内圧力及び格納容器鋼壁温度に強い影響を及ぼす。また、反応生成物であるエアロゾル発生量（エアロゾル濃度）にも強く影響を及ぼす。

(2) 燃焼(含水分との反応) [スプレー燃焼]

格納容器の雰囲気中におけるナトリウムと酸素及び水蒸気との反応は、評価指標である格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度及びエアロゾル濃度に強い影響を与える。なお、スプレー燃焼が支配的となる燃焼初期においては、コンクリートからの水分放出が少ないため、評価指標である水素濃度への影響は小さいものと考えられる。

(3) 反応熱移行 [スプレー燃焼]

反応熱移行では、燃焼により発生した熱の雰囲気及び液滴への熱輸送割合を支配するため、評価指標である格納容器内圧力及び格納容器鋼壁温度に強い影響を与える。

(4) プール広がり面積 [プール燃焼]

プール広がり面積は、プール燃焼における反応面積・反応領域を決定するため、評価指標であるエアロゾル濃度に影響を及ぼす。また、プール領域下部の構造材（コンクリート）温度にも影響を及ぼす。なお、プール燃焼は、スプレイ燃焼に比べると穏やかであり、評価指標である格納容器内圧力に及ぼす影響はそれほど大きくない。

(5) 燃焼（含水分との反応） [プール燃焼]

ナトリウムプールと酸素及び水蒸気との反応は、評価指標である格納容器内圧力、水素濃度及びエアロゾル濃度に影響を与えるが、現象としては比較的緩やかであるといえる。ただし、プール燃焼直下にある構造材温度に対しては強い影響がある。

(6) 反応熱移行 [プール燃焼]

反応熱移行では、燃焼により発生した熱の雰囲気及びプールへの熱輸送割合を支配する。プールへ輸送された熱は、熱伝導によりコンクリートへ移行する。したがって、反応熱移行は、構造材温度に強い影響を与える。

(7) 熱伝導 [雰囲気・構造物への熱移行]

格納容器の鋼壁やコンクリート等の構造物内の熱伝導は、構造材温度の上昇に強い影響を与える。また、結果としてコンクリートからの水蒸気放出に影響を及ぼすことで、評価指標である水素濃度にも影響を与える。

(8) 対流熱移行 [雰囲気・構造物への熱移行]

対流熱移行は、部屋（以下「セル」という。）間の圧力差及び温度差に伴う浮力差による対流現象であり、セル全体及びセル間の熱輸送を支配する。このため、評価指標である格納容器内圧力に強い影響を与える。また、格納容器への対流熱伝達により評価指標である格納容器壁温度に影響を与える。同様にエネルギー輸送に伴うセル間の浮力差の要因となるため、評価指標である水素濃度及びエアロゾル濃度に対しても影響を与える。

(9) 輻射熱移行 [雰囲気・構造物への熱移行]

輻射熱移行は、燃焼面（熱源）から輻射により周辺壁、天井、床面に熱が移行される。したがって、評価指標である格納容器鋼壁温度に強い影響を与える。また、雰囲気にはエアロゾルが存在するため、エアロゾルを介して周辺雰囲気ガスへも熱が輸送される。このため、評価指標である格納容器内圧力にも影響を与える。

(10) 質量・運動量移行 [雰囲気・構造物へのガス・エアロゾル移行]

セル間の質量・運動量移行は、圧力差及び温度差に伴う浮力差を駆動力としたセル間の運動量輸送現象であり、運動量輸送の結果、評価指標である格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度及びエアロゾル濃度に対して強い影響を与える。

(11) ガス成分濃度移行 [雰囲気・構造物へのガス・エアロゾル移行]

ガス成分濃度移行では、酸素の消費に加え水蒸気及び水素の発生、移行が重要な現象となる。ナトリウム漏えい・燃焼によりコンクリートが昇温されることで水蒸気が放出する。水蒸気放出に伴い蒸発潜熱がコンクリートより奪われるが、コンクリート温度変化に対する影響は比較的小さい。水蒸気は、ナトリウムと反応することで水素を発生するため、評価指標である水素濃度に強い影響を与える。また、エアロゾルについても、酸素とナトリウムとの反応に加え、水蒸気との反応で水酸化物のエアロゾルが生成されるため、評価指標であるエアロゾル濃度にも影響を及ぼす。

ナトリウムと水蒸気との反応により生成される水素は、更に酸素と反応することで2次的な温度上昇、圧力上昇を伴う可能性がある。したがって、水素濃度変化は、評価指標である格納容器内圧力及び格納容器鋼壁温度に対しても影響を及ぼす。

(12) エアロゾル移行 [雰囲気・構造物へのガス・エアロゾル移行]

エアロゾル移行は、エアロゾルの凝集や沈着によるセル内部での滞留・堆積及び流動によるセル間の移行であり、評価指標であるエアロゾル濃度に強い影響を与える。また、エアロゾルは、雰囲気中の水蒸気と反応するため、水蒸気濃度の変化に伴い水素濃度に影響を与える。

(13) ナトリウム-コンクリート反応 [その他ナトリウム特有の物理現象]

ナトリウム-コンクリート反応は、漏えいナトリウムがコンクリートと接触することにより発生する。この際、コンクリートを侵食しながら水素を発生する。したがって、評価指標である水素濃度に対して強く影響を与える。また、コンクリート侵食量に対しても強く影響を与える。

(14) ナトリウムの凝縮・蒸発 [その他ナトリウム特有の物理現象]

ナトリウムの凝縮・蒸発は、評価指標である格納容器内圧力及び格納容器鋼壁温度に影響を与えるものの、スプレイ燃焼と比較するとその効果は相対的に小さい。

2.2.2 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

本事象グループでは、2.1.3 項で述べたとおり、「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 (ULOHS(i))」、「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 (ULOHS(ii))」及び「2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOHS(iii))」の3つの評価事故シーケンスが選定された。

以下では、2次主循環ポンプトリップ時に原子炉停止に失敗する2つの評価事故シーケンス(ULOHS(i)及びULOHS(ii))を対象として物理現象を抽出する。なお、2次冷却材漏えい時に原子炉停止に失敗(原子炉トリップ信号の発信失敗)する評価事故シーケンスULOHS(iii)は、異常事象が1ループでの2次冷却材漏えいであり、もう一方の健全ループの崩壊熱除去運転となるが、原子炉トリップ信号の発信及び各機器がトリップするタイミングの違いを除けば、発生する物理現象は、ULOHS(i)及びULOHS(ii)の格納容器破損防止措置と同じであるため、説明は省略する。

2.2.2.1 事象の推移と評価指標

第 2.2.2.1 図に評価事故シーケンス ULOHS (i) 及び ULOHS (ii) の事象推移と物理現象を示す。

本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、1 ループにて何らかの原因で 2 次主循環ポンプがトリップして、2 次冷却材流量が減少した後、原子炉トリップ信号「2 次冷却材流量低」の発信に失敗し、さらに、代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」の発信に失敗する事象を想定する。この場合、2 次冷却材流量の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。一方で、炉心の昇温による反応度フィードバックによって原子炉出力は低下し、1 次冷却材温度は定格運転時よりも上昇するが、1 次主冷却系の強制循環と 2 次主冷却系の自然循環が継続しており、1 次冷却材温度の上昇は抑えられ、高温で安定に静定する状態が保たれる。

評価項目 (1) (第 2.2 表を参照) の具体的な評価項目として、2.1 節の冒頭に記載した評価項目 (第 2.1 表を参照) のうち、①燃料最高温度、②被覆管最高温度 (肉厚中心)、③冷却材最高温度及び⑤原子炉冷却材バウンダリ温度に対応した、燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度を評価指標とする。

2.2.2.2 物理現象の抽出

「常陽」の格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき物理現象を抽出した。以下にその内容を示す。また、第 2.2.2.1 図に事象推移に併せて抽出した物理現象を示す。なお、格納容器破損防止措置の有効性評価における物理現象が、2.1.3 項に記載した炉心損傷防止措置の有効性評価での物理現象と同じ場合は、説明を省略する。

(1) 炉心

2 次主循環ポンプトリップにより 2 次冷却材流量が減少した後、原子炉トリップ信号「2 次冷却材流量低」の発信に失敗し、さらに、代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」の発信に失敗して制御棒 (主炉停止系) 及び後備炉停止制御棒の挿入に失敗する事象を想定しており、事象発生から事象収束までの核分裂出力 (核動特性) が主要な熱源である。2 次主循環ポンプのトリップにより除熱能力が低下し、1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇、さらには炉心支持板の温度が上昇し、負の反応度フィードバック効果 (反応度フィードバック) の影響を受ける。

核分裂又は崩壊熱により燃料要素内で発生した熱は、燃料要素内の熱伝導及び熱伝達により炉心冷却材へと放出される。燃料要素内温度変化に影響する燃料ペレット熱伝導、ギャップ熱伝達、被覆管熱伝導及び被覆管表面熱伝達により、事象推移に従い、燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度が過渡的に変化する (燃料要素過渡伝熱)。本事象では、制御棒 (主炉停止系) 及び後備炉停止制御棒の挿入に失敗し、原子炉が停止しないことから、崩壊熱の影響は小さい。

また、1 次主循環ポンプの主電動機がトリップせず、1 次主冷却系は強制循環による冷却が継続されるため、冷却材流量が低下した際に重要となる浮力の効果による集合体内の高温領域及び炉心内高温集合体により多くのナトリウムが配分される現象 (炉心流量再配分)、

及び燃料集合体間の熱移行（炉心径方向熱移行）の影響は小さい。

(2) 原子炉容器

本事象では、原子炉及び1次主循環ポンプの主電動機が停止しないため、炉心で加熱された高温ナトリウムが高流量で流入する状態が継続し、炉上部プレナム内は、おおむね一様な温度となる（冷却材熱流動）。

(3) 1次主冷却系

1次主循環ポンプがトリップしないため、1次主冷却系は強制循環による冷却が継続される（冷却材熱流動（強制循環））。一方、2次主冷却系は2次主循環ポンプがトリップし、強制循環から自然循環に移行するため、主中間熱交換器内の伝熱管を介した1次及び2次主冷却系冷却材の熱交換（主中間熱交換器熱交換）が原子炉冷却材バウンダリ温度変化に影響する。

(4) 2次主冷却系

2次主冷却系の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.3項に記載した炉心損傷防止措置の有効性評価と同じである。

(5) 1次補助冷却系

1次補助冷却系の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.3項に記載した炉心損傷防止措置の有効性評価と同じである。

(6) 2次補助冷却系

2次補助冷却系の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.3項に記載した炉心損傷防止措置の有効性評価と同じである。

2.2.3 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(格納容器応答過程除く。))

本事象グループでは、2.1.4項で述べたとおり、「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故(LORL(i))」、「1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故(LORL(ii))」及び「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故(LORL(iii))」の3つの評価事故シーケンスが選定された。以下では、1次冷却材漏えいに係る2つの評価事故シーケンス(LORL(i)及びLORL(ii))の物理現象を抽出する。なお、1次補助冷却系配管（内管及び外管）が破損する評価事故シーケンスLORL(iii)では、冷却材漏えい時は安全容器内配管（内管）破損を異常事象としたLORL(i)と同じとなり、終状態は2次冷却材漏えいを異常事象としたPLOHS(ii)と同じ（主冷却系1ループの自然循環）となる。すなわち、考慮すべき物理現象は、LORL(i)とPLOHS(ii)の炉心損傷防止措置に包絡されるため、説明は省略する。

なお、LORLの格納容器応答過程については、事象進展と物理現象が類似するPLOHSと合わせ

て 2.2.5 項にまとめて記述する。

2.2.3.1 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（LORL(i)）

2.2.3.1.1 事象の推移と評価指標

第 2.2.3.1 図に評価事故シーケンス LORL(i)の推移と物理現象を示す。

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 次主冷却系の配管（内管）が破損し、冷却材が漏えいする。原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」の発信によって原子炉保護系（スクラム）が動作し、制御棒（主炉停止系）が挿入されて原子炉が自動停止する。その後、リークジャケット又は配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管（外側）が破損し、1 次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。

本評価事故シーケンスでは、炉心損傷防止措置（補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したのとして、安全容器で流出した冷却材及び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。

格納容器破損防止措置の評価項目（4）の原子炉容器外への損傷炉心物質の流出に係る具体的な評価項目（第 2.2 表を参照）として、「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。」及び「②安全容器バウンダリの健全性が維持できること。」に対応した、損傷炉心物質温度及び安全容器バウンダリの健全性を評価指標とする。

2.2.3.1.2. 物理現象の抽出

第 2.2.3.1 図に示した事象推移と物理現象のうち、格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき物理現象を抽出する。なお、本評価事故シーケンスでは、原子炉容器内の冷却機能がないと仮定するため、1 次及び 2 次主冷却系並びに 1 次及び 2 次補助冷却系については評価対象外となる。

(1) 炉心

炉心の著しい損傷に至ることを想定し、原子炉容器外に冷却材及び損傷炉心物質が流出するため、評価対象外となる。

(2) 原子炉容器

原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質が原子炉容器底部において、長期間高温に維持され、クリーブ破損によって原子炉容器底部が破損し、損傷炉心物質が原子炉容器外に流出する。なお、損傷炉心物質の流出後は、損傷炉心物質からの熱が原子炉容器下部に存在する冷却材を介して、原子炉容器外に移行する。

(3) 安全容器

原子炉容器外に流出した冷却材（冷却材の安全容器内保持）や損傷炉心物質は、安全容器にて保持・冷却される。崩壊熱により損傷炉心物質内で発生した熱は、損傷炉心物質内、周辺ナトリウム、窒素ガス及び周辺構造物の熱伝導及び熱伝達並びに構造物間の輻射伝熱により安全容器外側のコンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスへと放出される（安全容器内熱移行）。熱移行量により安全容器の温度は変化するため、評価指標である損傷炉心物質温度及び安全容器バウンダリの健全性に与える影響は大きい。

(4) コンクリート遮へい体冷却系

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、安全容器外面及びペデスタル部は窒素ガスの通気により冷却される（窒素ガス熱流動（強制循環））。本事象では、主な除熱源となるため、評価指標である損傷炉心物質温度及び安全容器バウンダリの健全性に与える影響は大きい。

2.2.3.2 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故（LORL(ii)）

2.2.3.2.1 事象の推移

第2.2.3.2図に評価事故シーケンス LORL(ii)の事象推移と物理現象を示す。

本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器外の1次主冷却系配管（内側）が破損し、冷却材が漏えいする。原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」の発信によって原子炉保護系（スクラム）が動作し、制御棒（主炉停止系）が挿入されて原子炉が自動停止する。その後、配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外管）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。

本評価事故シーケンスでは、炉心損傷防止措置（補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷及び格納容器破損に至る可能性がある。

これを防止するために、冷却材漏えいによる液位低下に伴う主冷却系の循環機能喪失時に原子炉容器とリークジャケットとの間にコンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを通気し、原子炉容器外面から炉心を冷却することで原子炉自動停止後の崩壊熱を除去する。

評価項目(1)（第2.2表を参照）に係る具体的な評価項目として、2.1節の炉心損傷防止措置の有効性評価において設定した評価項目（第2.1表を参照）のうち、②被覆管最高温度（肉厚中心）、③冷却材最高温度及び⑤原子炉冷却材バウンダリ温度に対応した、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度を評価指標とする。

2.2.3.2.2 物理現象の抽出

本評価事故シーケンスでは、主冷却系循環機能喪失前後で、出現する物理現象が大きく異なるため、「(a) 事象発生から主冷却系流路の途絶まで」と、「(b) 主冷却系流路の途絶以降の冷却過程」の区間に分割して物理現象を抽出する。なお、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するため、1次及び2次補助冷却系については

評価対象外となる。また、格納容器破損防止措置の有効性評価における物理現象が、2.1.4項に記載した炉心損傷防止措置の有効性評価での物理現象と同じになる場合は、説明を省略する。

(a) 事象発生から主冷却系流路の途絶まで

(1) 炉心

炉心の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.4項に記載した炉心損傷防止措置の有効性評価と同じである。

(2) 原子炉容器

原子炉容器内で生じる解析を実施する上で必要な物理現象は、2.1.4項に記載した炉心損傷防止措置の有効性評価と同じである。一方、主冷却系の循環機能喪失前に原子炉容器とリークジャケットとの間にコンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスの通気を開始し、窒素ガスにより原子炉容器外面が冷却される（窒素ガス熱流動（強制循環））。また、原子炉容器とリークジャケットとの間には窒素ガス空間となるため、原子炉容器外面からリークジャケット内面へ輻射により熱が移行する（輻射伝熱（原子炉容器-リークジャケット間））。主冷却系の循環機能が喪失するまでは、主冷却系による除熱の割合が大きいため、これらが評価指標に与える影響は小さい。

(3) 1次主冷却系

1次主冷却系の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.4項に記載した炉心損傷防止措置の有効性評価と同じである。

(4) 2次主冷却系

2次主冷却系の事象推移と考慮すべき物理現象は、2.1.4項に記載した炉心損傷防止措置の有効性評価と同じである。

(b) 主冷却系流路の途絶以降の冷却過程

(1) 炉心

主冷却系流路の途絶前の考慮すべき物理現象に加え、冷却材漏えいの継続により主冷却系流路が途絶しているため、主冷却系からの冷却材の供給はなく、炉心での昇温と原子炉容器外面での冷却による冷却材の温度差から、浮力の効果により、原子炉容器内での自然循環が生じる（冷却材熱流動（自然循環））。これらの物理現象は、評価指標である炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度への影響は大きい。

(2) 原子炉容器

原子炉容器とリークジャケットとの間に、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを通気して、原子炉容器外面を冷却する（窒素ガス熱流動（強制循環））。原子炉容器とリークジャケットとの間の窒素ガス空間では、原子炉容器外面とリークジャケット内面との間に輻射による熱伝達がある（輻射伝熱）。原子炉容器主冷却系の循環機能が喪失した後は、主冷却系

による除熱がないため、これらの物理現象が評価指標である炉心冷却材温度及び原子炉冷却材バウンダリ温度に与える影響は大きい。

(3) 1次主冷却系

主冷却系の循環機能が喪失し、熱が輸送されないため、評価指標に影響を与えない。

(4) 2次主冷却系

主冷却系の循環機能が喪失し、熱が輸送されないため、評価指標に影響を与えない。

2.2.4 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 (格納容器応答過程除く。))

本事象グループでは、「外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS (i))」及び「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS (ii))」の2つの評価事故シーケンスが選定された。なお、外部電源喪失時に1次主循環ポンプのポニーモータ2台の起動及び補助冷却設備の起動に失敗する評価事故シーケンス PLOHS (i)は、2次冷却材漏えいを異常事象とした PLOHS (ii)の炉心損傷防止措置と同じ (主冷却系1ループでの自然循環) であり、考慮すべき物理現象も同じであるため、説明は省略する。

なお、PLOHS の格納容器応答過程については、事象進展と物理現象が類似する LORL と合わせて2.2.5項にまとめる。

2.2.5 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL) 及び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) の格納容器応答過程

LORL 及び PLOHS の格納容器破損防止措置の有効性評価にあつては、事象の進展が複雑となるため、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っている。また、各過程の事象推移を踏まえて設定した評価項目に対応した評価指標に対して影響すると考えられる物理現象を抽出するため、同様の事象推移を対象とする LORL 及び PLOHS の格納容器応答過程は本項で合わせて記載する。

2.2.5.1 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)

2.2.5.1.1 事象の推移と評価指標

本事象グループでは、安全容器内配管 (内管及び外管) が破損する、1次主冷却系配管 (内管及び外管) が破損する、又は1次補助冷却系配管 (内管及び外管) が破損するという3つの評価事故シーケンスが選定された。

格納容器 (床下) へ液体ナトリウムが流出・漏えいするのは、「1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) 及び1次主冷却系配管 (外管) 破損の重畳事故 (LORL (ii))」及び「1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) 及び1次補助冷却系配管 (外管) 破損の重畳事故 (LORL (iii))」である。このうち、以下では、漏えい量が相対的に多くなる LORL (ii) を代表として物理現象を抽出する。

第 2.2.5.1 図に格納容器応答過程 (LORL (ii)) の事象推移と物理現象を示す。

LORL (ii) における格納容器応答過程は、液体ナトリウムが窒素雰囲気格納容器 (床下) へ流出・漏えいすることから始まる。

格納容器 (床下) に漏えいした液体ナトリウムは、格納容器 (床下) の床部にプール状に溜り、雰囲気中の酸素及び水蒸気と反応し、ナトリウム化合物エアロゾル等が発生する。同エアロゾルは、雰囲気中を浮遊し、一部は沈降・沈着しつつ、隣接室へ移行する。主に漏えいナトリウムが熱源となり、対流、輻射や熱伝導により周辺の構造材や雰囲気へ伝熱し、格納容器 (床下) の他室へ、さらには格納容器 (床上) へと伝熱していくが、ナトリウムの大部分は漏えいした部屋に留まるため、後述する PLOHS (ii) と比べるとその影響は局所的となる。

評価項目 (6) (第 2.2 表を参照) の①格納容器の健全性及び②放射性物質の総放出量に対応する格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度及びエアロゾル濃度を評価指標とする。

2.2.5.1.2 物理現象の抽出

格納容器応答過程における LORL (ii) 及び PLOHS (ii) の違いは、LORL (ii) では漏えいナトリウムが液体 (液相) だけであるのに対して、PLOHS (ii) ではナトリウム蒸気 (気相) 及び液体ナトリウム (ナトリウム蒸気が凝縮) の両相となることである。このため、PLOHS (ii) ではナトリウム蒸気に係る現象 (ナトリウム蒸気の移動・凝縮及び雰囲気中の化学反応) が加わることを除くと、LORL (ii) と同様の現象及び事象推移となる。その結果、LORL (ii) の物理現象及び評価指標は PLOHS (ii) に含まれるため、後述する PLOHS (ii) に含めて物理現象の抽出を行う。

2.2.5.2 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)

2.2.5.2.1 事象の推移と評価指標

第 2.2.5.2 図に格納容器応答過程 (PLOHS (ii)) の事象推移と物理現象を示す。

PLOHS (ii) における格納容器応答過程は、原子炉冷却材温度及び 1 次アルゴンガス温度が上昇することにより、1 次アルゴンガス系の圧力が上昇し、1 次アルゴンガス系に設置した安全板の開放によりナトリウム蒸気が窒素雰囲気格納容器 (床下) へ流出することから始まる。なお、漏えいナトリウムの熱的影響を緩和するために、安全板が設置される部屋には断熱材及びヒートシンク材が敷設される。

格納容器 (床下) に流出したナトリウム蒸気は、雰囲気中の酸素及び水蒸気と反応するとともに、残りは凝縮して格納容器 (床下) の底部にプール状に溜るか、又は蒸気やミストの状態に隣接室へ移行する。さらに、移行先において、同様に微量の酸素や水蒸気と反応しつつ、同室の床部にプール状に溜る。これらが熱源となり、対流、輻射や熱伝導により周辺の構造材や雰囲気へ伝熱し、格納容器 (床下) の他室へ、さらには格納容器 (床上) へと伝熱していく。なお、格納容器 (床上) と格納容器 (床下) の間には微量の通気があるため、熱だけでなく物質 (ガスやエアロゾル等) も移行する。

第 2.2 表に挙げた評価項目 (6) ①格納容器の健全性及び②放射性物質の総放出量に対応する格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度及びエアロゾル濃度を評価指標とする。

2.2.5.2.2 物理現象の抽出

LORL(ii)の物理現象及び評価指標は、PLOHS(ii)に含まれるため、以降では、PLOHS(ii)とLORL(ii)を一括して説明する。

(1) 液滴径分布 [スプレー燃焼]

ナトリウムの液滴径分布は、スプレー燃焼において反応面表面積を支配する物理現象であり、評価指標である格納容器内圧力及び格納容器鋼壁温度に強い影響を及ぼす。また、反応生成物であるエアロゾル発生量(エアロゾル濃度)にも強く影響を及ぼす。しかし、PLOHS(ii)におけるナトリウムの流出は、窒素雰囲気が発生するため、ULOF(空気雰囲気が発生)と比較するとその影響は相対的に小さくなる。なお、LORL(ii)では、スプレー燃焼(雰囲気中のナトリウム蒸気の反応を含む。)が生じないため対象外とする(以下の(2)及び(3)も同様)。

(2) 燃焼(含水分との反応) [スプレー燃焼]

格納容器の雰囲気中におけるナトリウムと酸素及び水蒸気との反応は、評価指標である格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度及びエアロゾル濃度に強い影響を与えるが、上記(1)と同様に、窒素雰囲気が発生するPLOHS(ii)においてはその影響は相対的に小さくなる。

(3) 反応熱移行 [スプレー燃焼]

反応熱移行では、燃焼により発生した熱の雰囲気及び液滴への熱輸送割合を支配するため、評価指標である格納容器内圧力及び格納容器鋼壁温度に強い影響を与えるが、上記(1)及び(2)と同様に、PLOHS(ii)ではその影響は相対的に小さくなる。

(4) プール広がり面積 [プール燃焼]

プール広がり面積は、プール燃焼における反応面積・反応領域を決定するため、評価指標であるエアロゾル濃度に影響を及ぼす。また、プール領域下部の構造材(コンクリートやライナ)にも影響を及ぼす。ただし、プール燃焼は、スプレー燃焼に比べると穏やかであり、評価指標である格納容器内圧力の上昇に及ぼす影響はそれほど大きくない。

(5) 燃焼(含水分との反応) [プール燃焼]

ナトリウムプールと酸素及び水蒸気との反応は、評価指標である格納容器内圧力、水素濃度及びエアロゾル濃度に影響を与えるが、現象としては比較的緩やかであるといえる。ただし、プール燃焼直下にある構造材温度に対しては強い影響がある。しかし、上述のスプレー燃焼と同様に、窒素雰囲気が発生するPLOHS(ii)及びLORL(ii)においてはその影響は相対的に小さくなる。

(6) 反応熱移行 [プール燃焼]

反応熱移行では、燃焼により発生した熱の雰囲気及びプールへの熱輸送割合を支配する。プールへ輸送された熱は、熱伝導によりライナ及びコンクリートへ移行する。したがって、反応熱移行では、構造材温度に強い影響を与えるが、窒素雰囲気が発生するPLOHS(ii)及び

LORL(ii)においてはその影響は相対的に小さくなる。

(7) 熱伝導 [雰囲気・構造物への熱移行]

格納容器の鋼壁やコンクリート等の構造物内の熱伝導は、構造材温度の上昇に強い影響を与える。また、結果としてコンクリートからの水蒸気放出に影響を及ぼすことで、評価指標である水素濃度にも影響を与える。

(8) 対流熱移行 [雰囲気・構造物への熱移行]

対流熱移行は、セル間の圧力差及び温度差に伴う浮力差による対流現象であり、セル全体及びセル間の熱輸送を支配する。このため、評価指標である格納容器内圧力に強い影響を与える。また、格納容器への対流熱伝達により評価指標である格納容器鋼壁温度に影響を与える。同様にエネルギー輸送に伴うセル間の浮力差の要因となるため、評価指標である水素濃度及びエアロゾル濃度に対しても影響を与える。

(9) 輻射熱移行 [雰囲気・構造物への熱移行]

輻射熱移行は、燃焼面(熱源)から輻射により周辺壁、天井、床面に熱が移行される。したがって、構造材温度に強い影響を与える。また、雰囲気にはエアロゾルが存在するため、エアロゾルを介して周辺雰囲気ガスへも熱が輸送される。このため、評価指標である格納容器内圧力にも影響を与える。

(10) 質量・運動量移行 [雰囲気・構造物へのガス・エアロゾル移行]

セル間の質量・運動量移行は、圧力差及び温度差に伴う浮力差を駆動力としたセル間の運動量輸送現象であり、運動量輸送の結果、評価指標である格納容器内圧力、格納容器鋼壁温度、水素濃度及びエアロゾル濃度に対して強い影響を与える。

(11) ガス成分濃度移行 [雰囲気・構造物へのガス・エアロゾル移行]

ガス成分濃度移行では、酸素の消費に加え水蒸気及び水素の発生、移行が重要な現象となる。ナトリウム漏えい・燃焼によりコンクリートが昇温されることで水蒸気が放出する。水蒸気放出に伴い蒸発潜熱がコンクリートより奪われるが、コンクリート温度変化に対する影響は比較的小さい。水蒸気はナトリウムと反応することで水素を発生するため、評価指標である水素濃度に強い影響を与える。また、エアロゾルについても、酸素とナトリウムとの反応に加え、水蒸気との反応で水酸化物のエアロゾルが生成されるため、評価指標であるエアロゾル濃度にも影響を及ぼす。

ナトリウムと水蒸気との反応により生成される水素は、更に酸素と反応することで2次的な温度上昇、圧力上昇を伴う可能性がある。したがって、水素濃度変化は、評価指標である格納容器内圧力及び格納容器鋼壁温度に対しても影響を及ぼす。

(12) エアロゾル移行 [雰囲気・構造物へのガス・エアロゾル移行]

エアロゾル移行は、エアロゾルの凝集や沈着によるセル内部での滞留・堆積及び流動によ

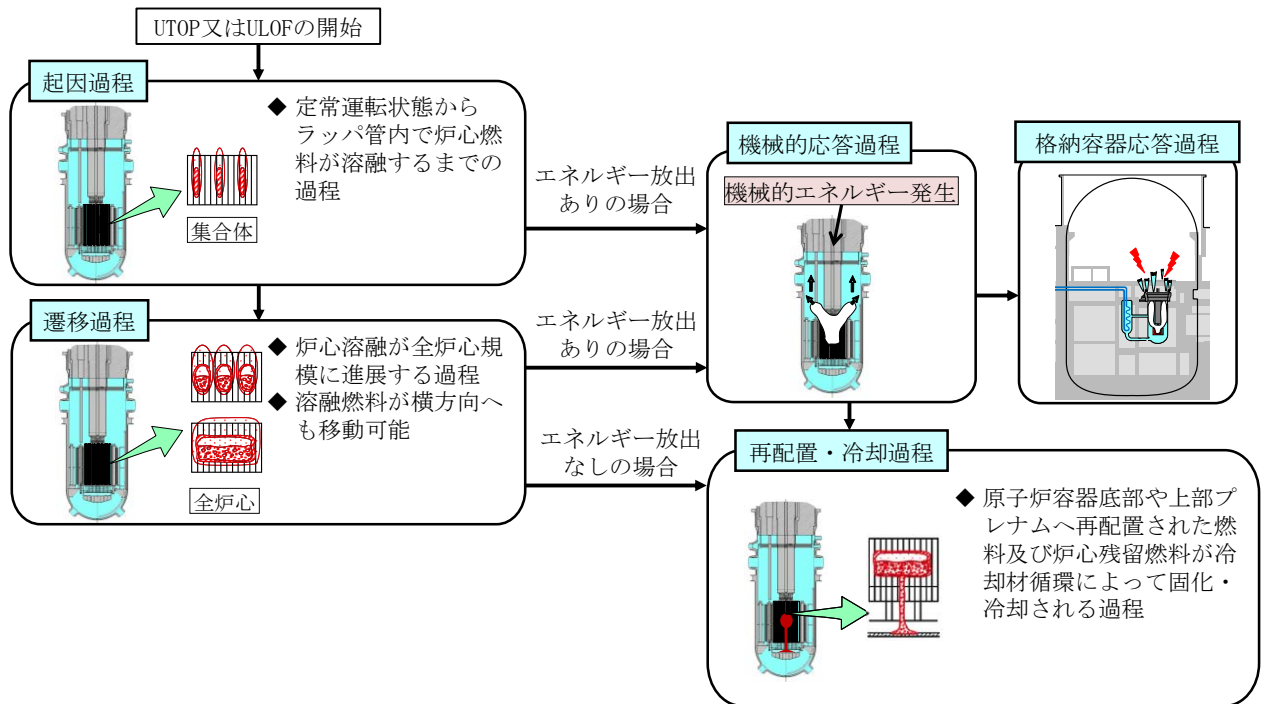
るセル間の移行であり、評価指標であるエアロゾル濃度に強い影響を与える。また、エアロゾルは雰囲気中の水蒸気と反応するため、水蒸気濃度の変化に伴う水素濃度変化に対して影響を与える。

(13) ナトリウム-コンクリート反応 [その他ナトリウム特有の物理現象]

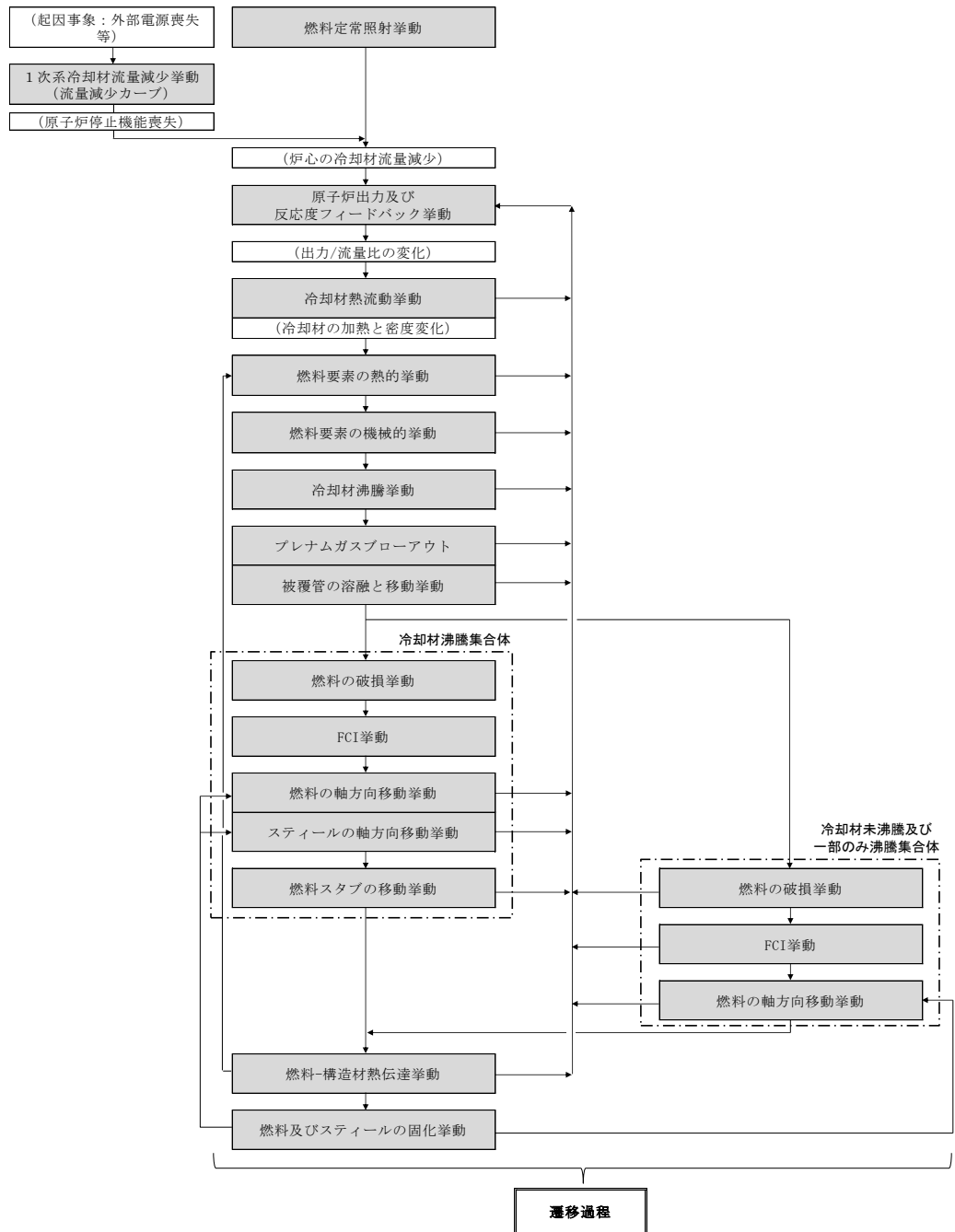
ナトリウム-コンクリート反応は、漏えいナトリウムがコンクリートと接触することにより発生する。ただし、格納容器（床下）では、ライナが敷設されており、漏えいナトリウムがコンクリートと直接接触しないため対象外とする。

(14) ナトリウムの凝縮・蒸発 [その他ナトリウム特有の物理現象]

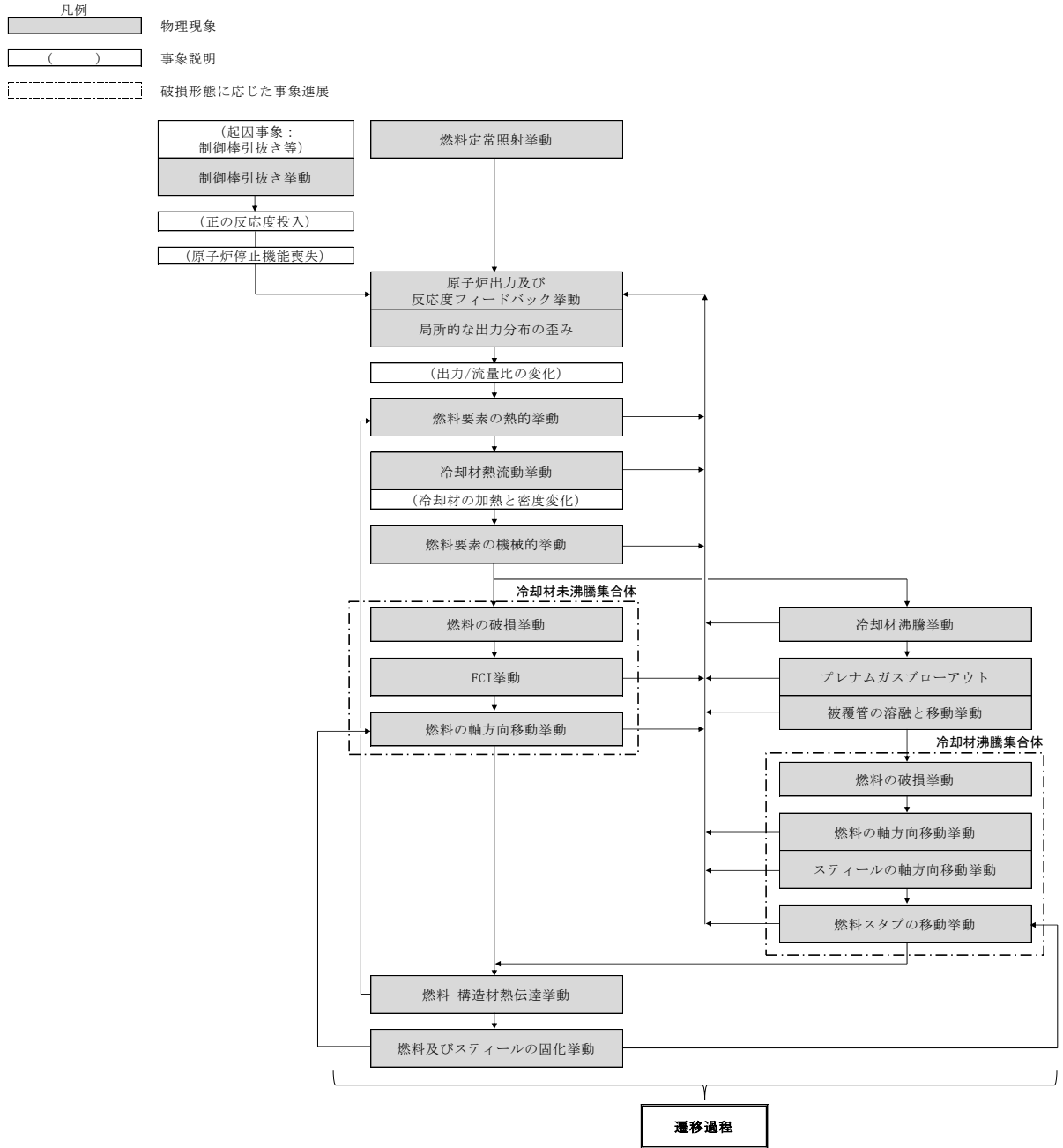
ナトリウムの凝縮・蒸発は、評価指標である格納容器内圧力及び格納容器鋼壁温度に影響を与える。特に、ナトリウム蒸気が放出する PLOHS(ii)では、凝縮が顕著に発生するため、その影響が大きい。



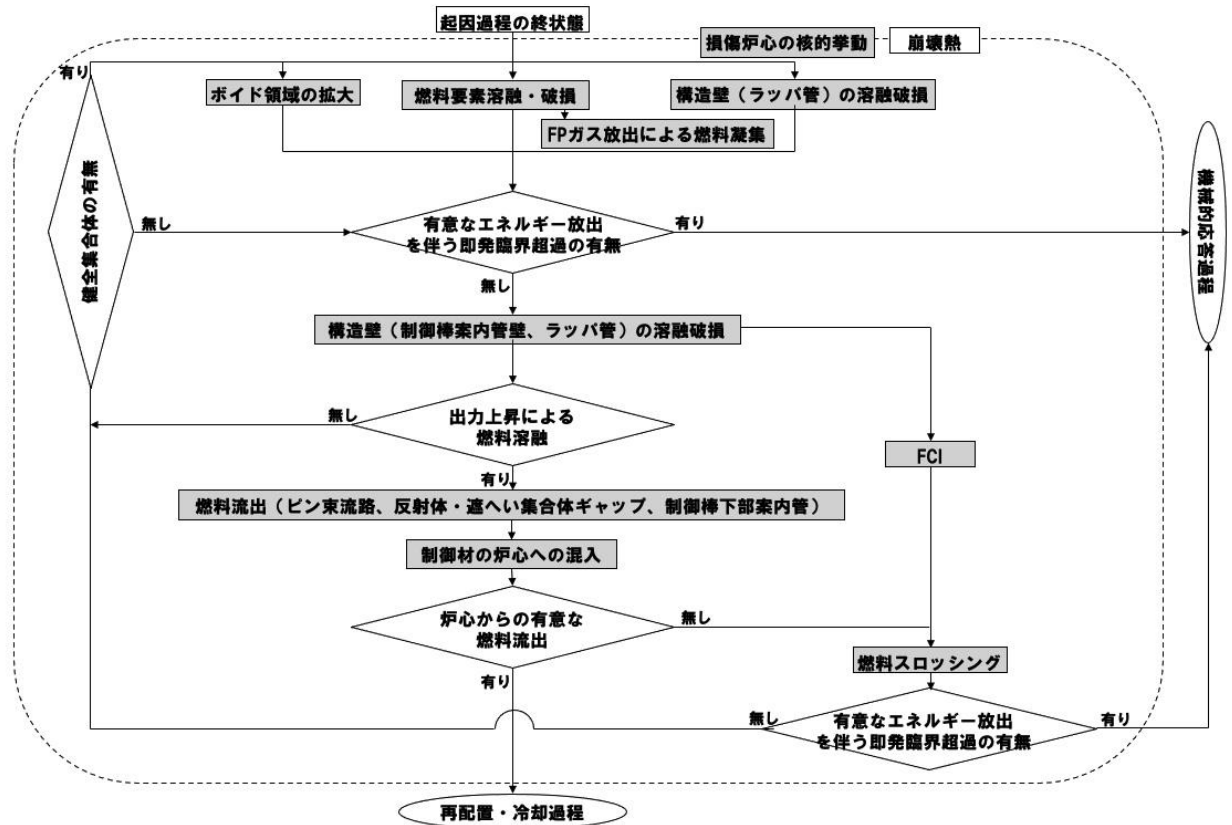
第 2. 2. 1. 1 図 ULOF 及び UTOP における事象の進展



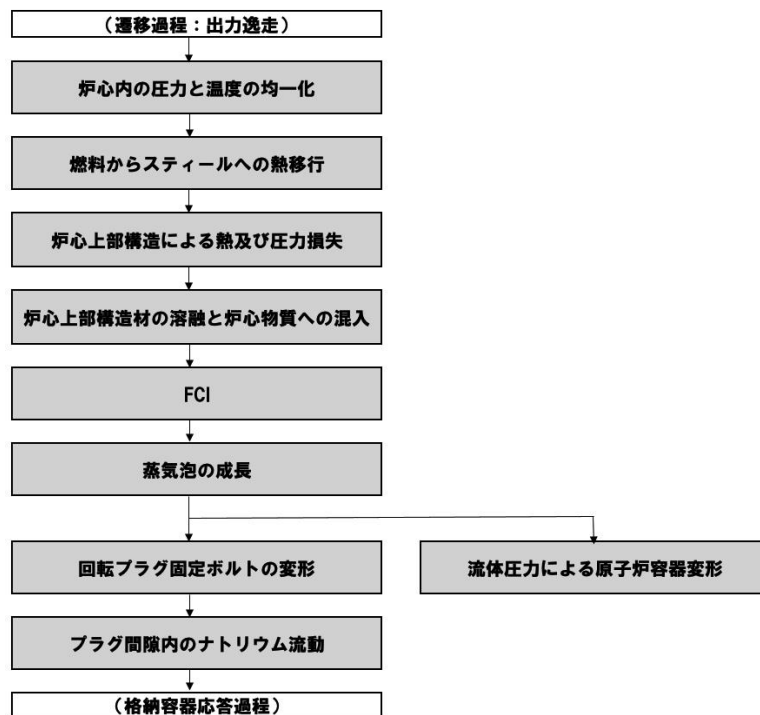
第 2. 2. 1. 2 図 起因過程の事象進展チャート (ULOF)



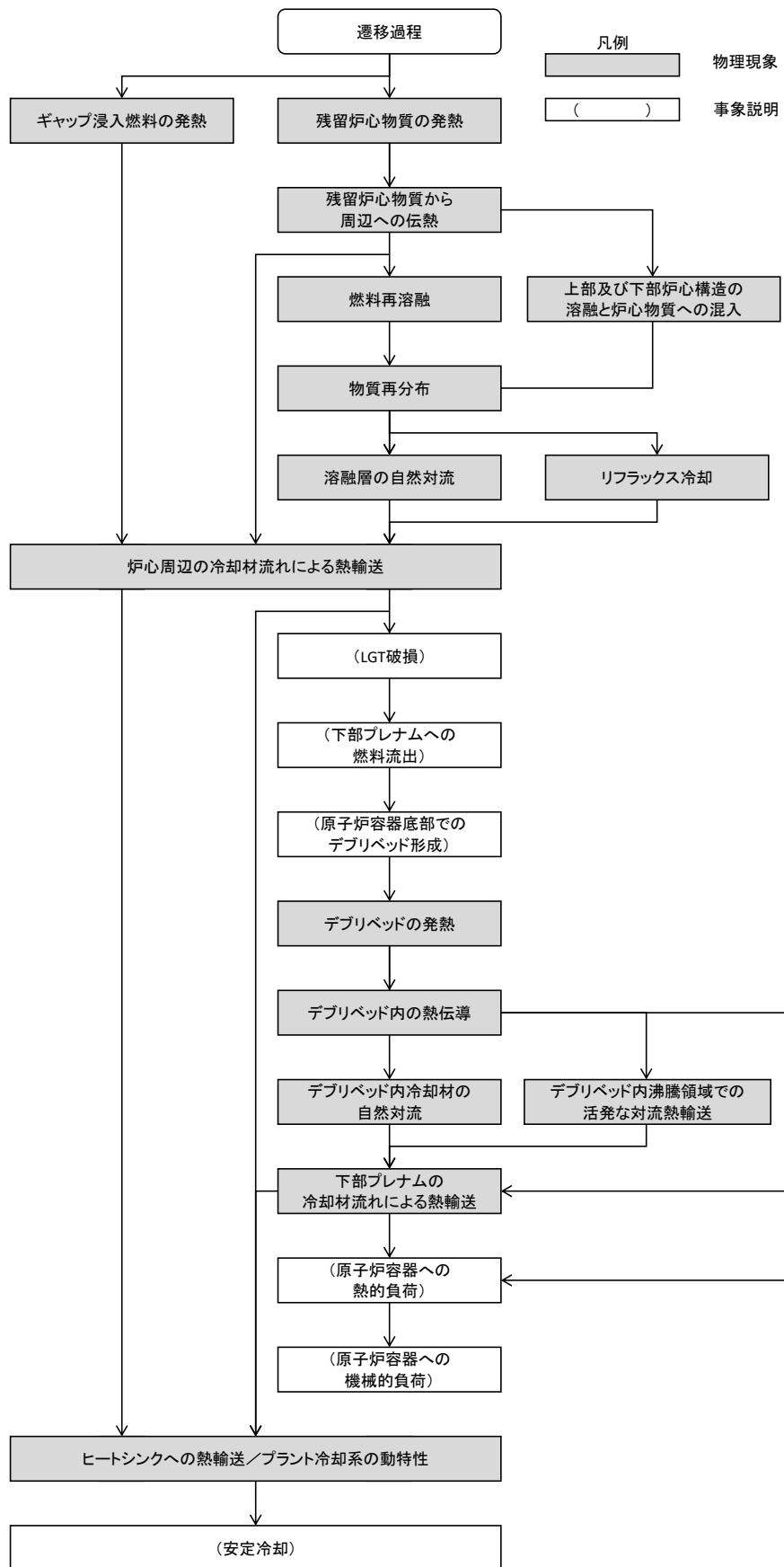
第 2. 2. 1. 3 図 起因過程の事象進展チャート (UTOP)



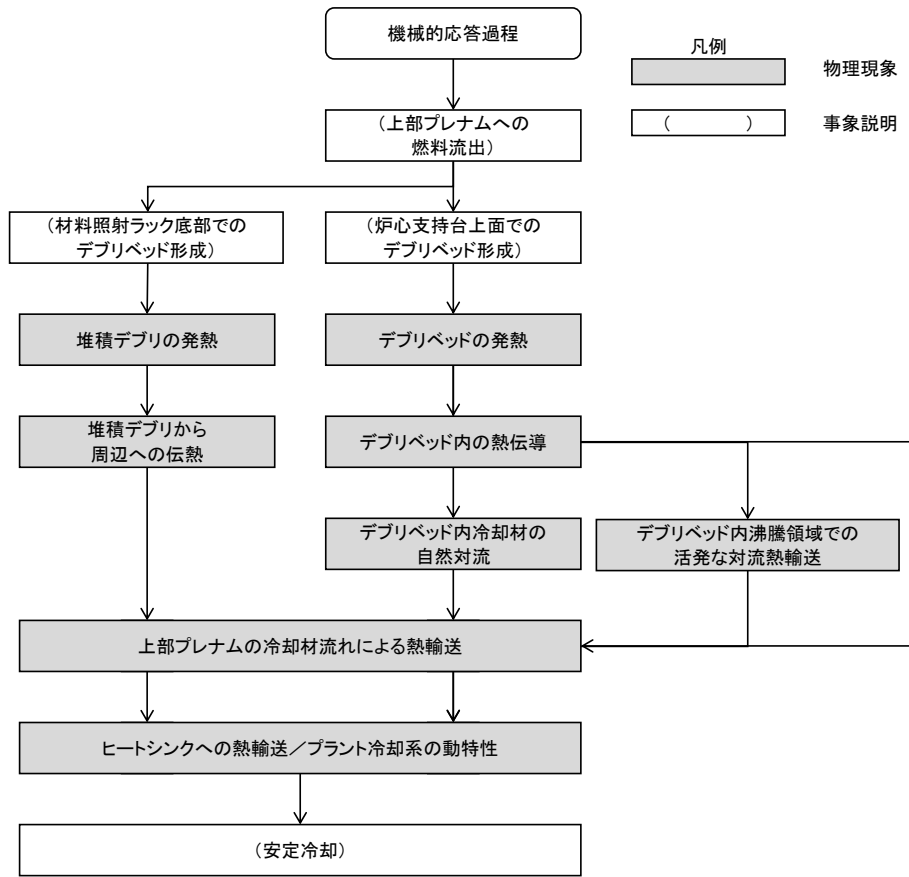
第 2. 2. 1. 4 図 遷移過程の事象進展チャート



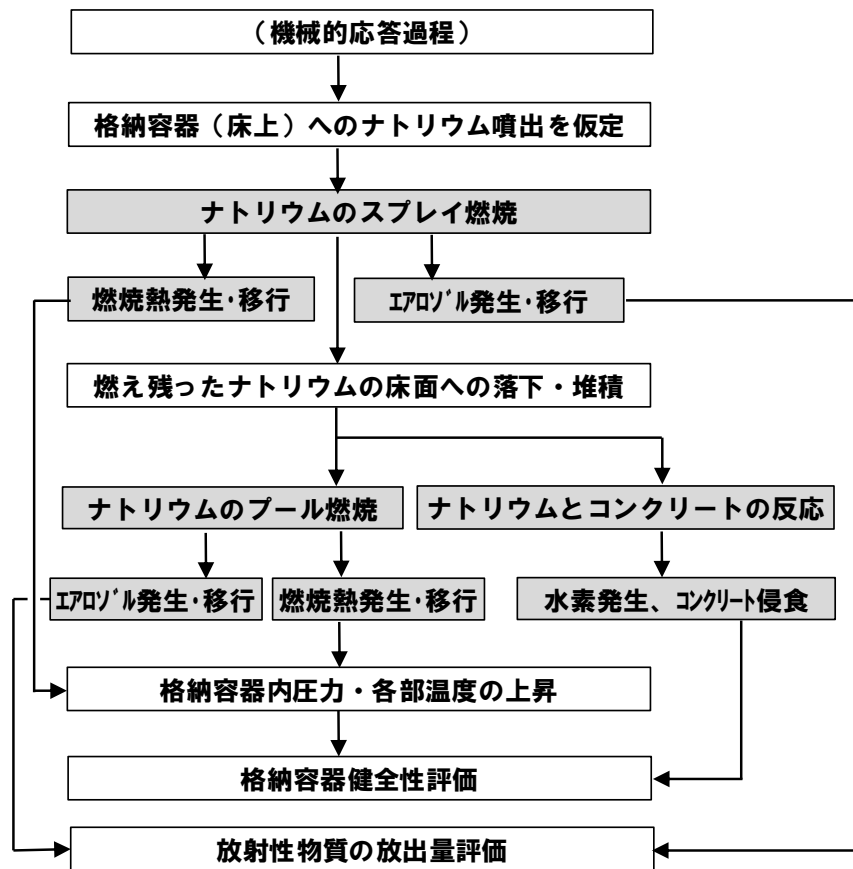
第 2. 2. 1. 5 図 機械的応答過程の事象進展チャート



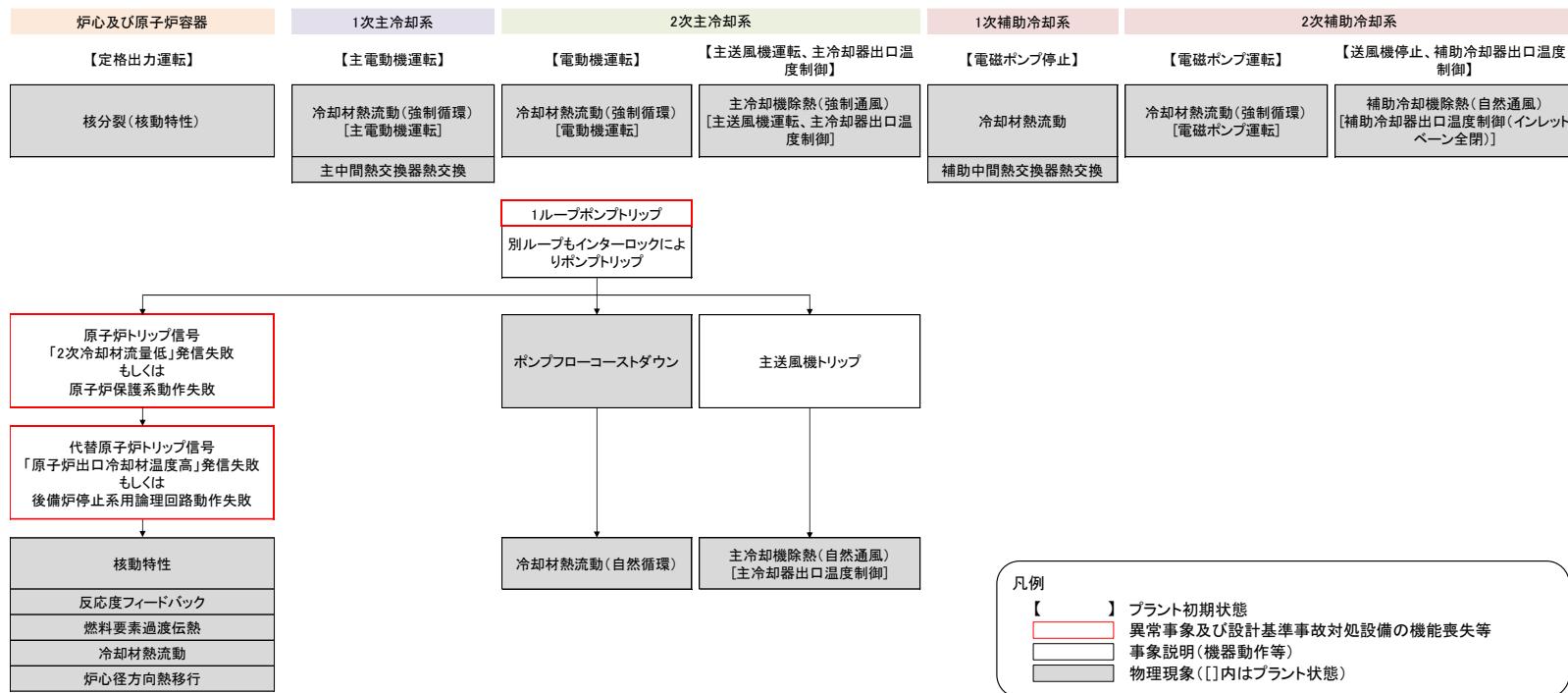
第 2. 2. 1. 6 図 ULOF (再配置・冷却過程) における格納容器破損防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象 (エネルギー放出が小さい場合)



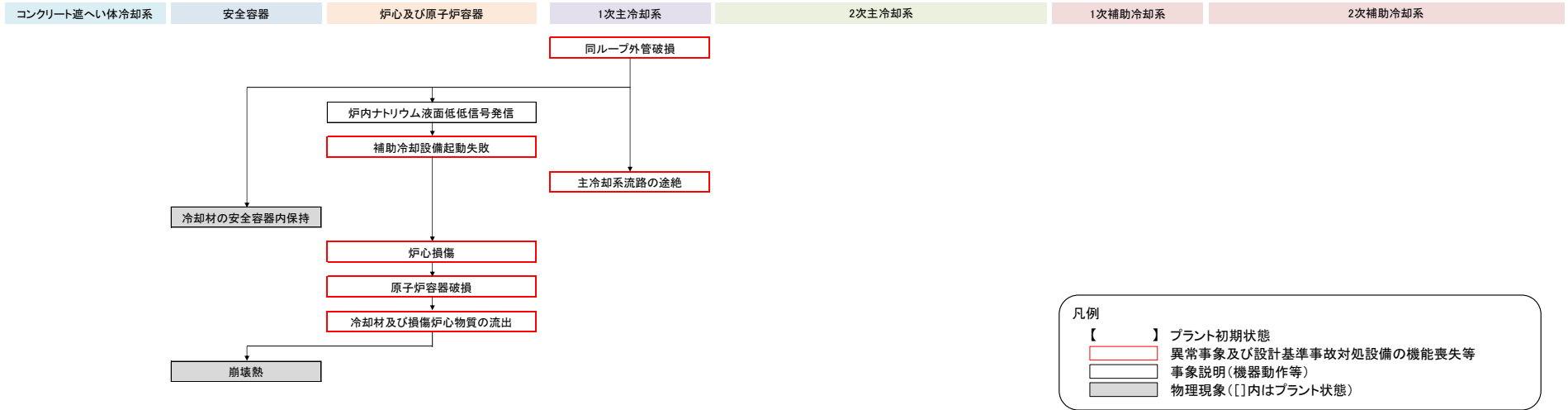
第 2.2.1.7 図 ULOF（再配置・冷却過程）における格納容器破損防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象（大きなエネルギー放出を伴う場合）



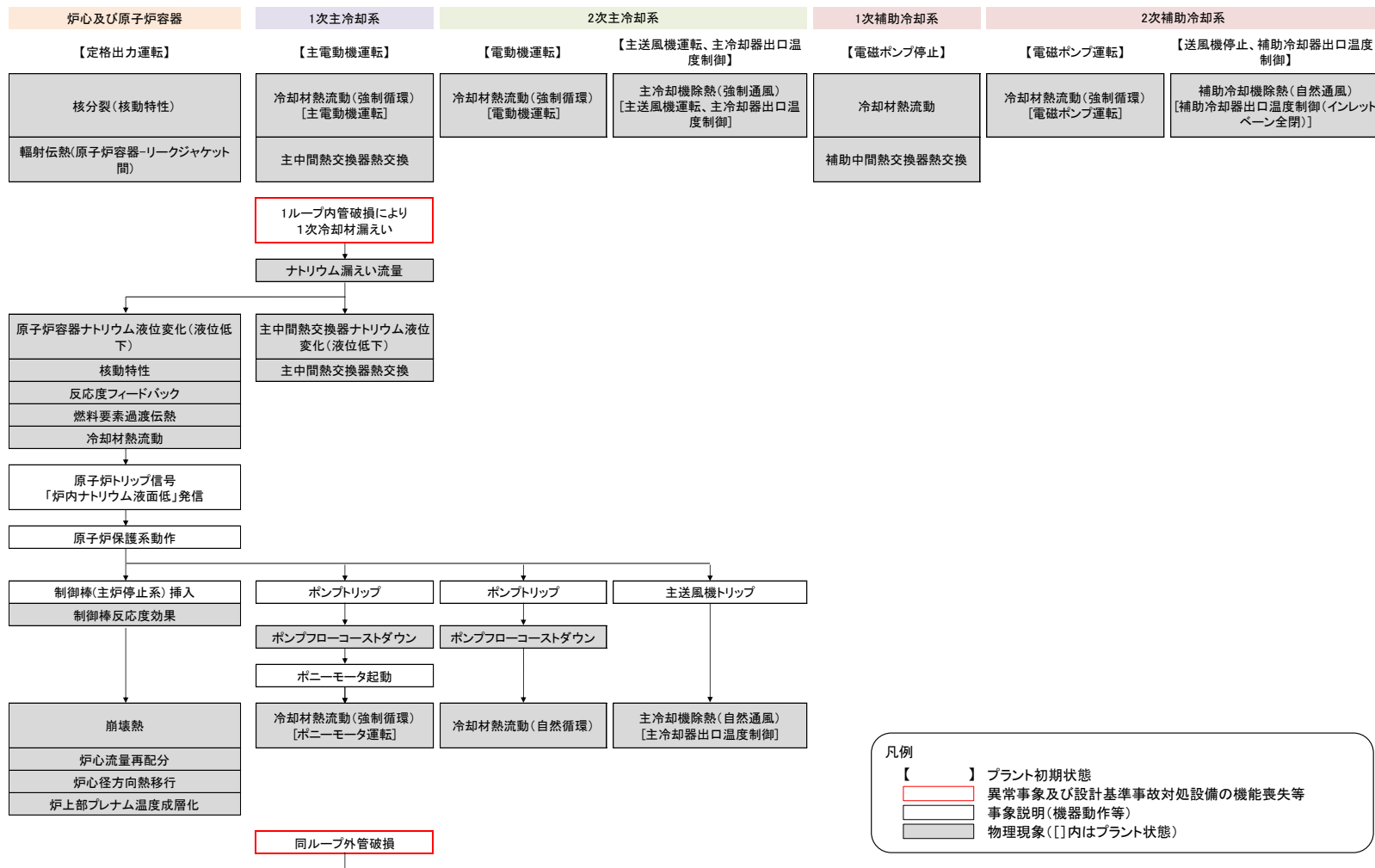
第 2.2.1.8 図 ULOF（格納容器応答過程）における格納容器破損防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象



第 2. 2. 2. 1 図 ULOHS (i) 及び ULOHS (ii) における格納容器破損防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象



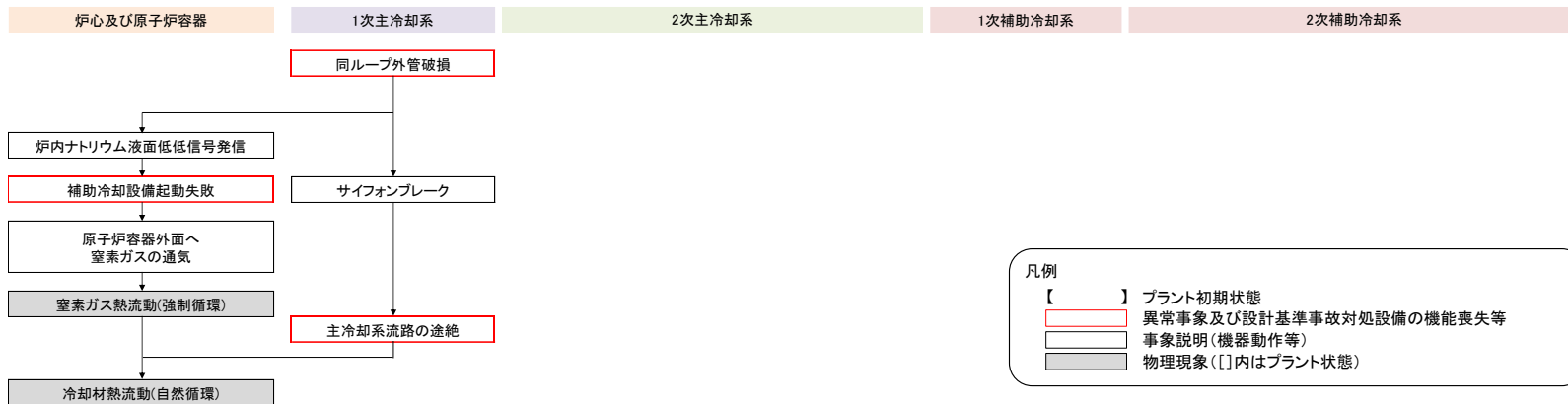
第 2.2.3.1 図 LORL (i) (炉外事象 (外管破損から)) における格納容器破損防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象



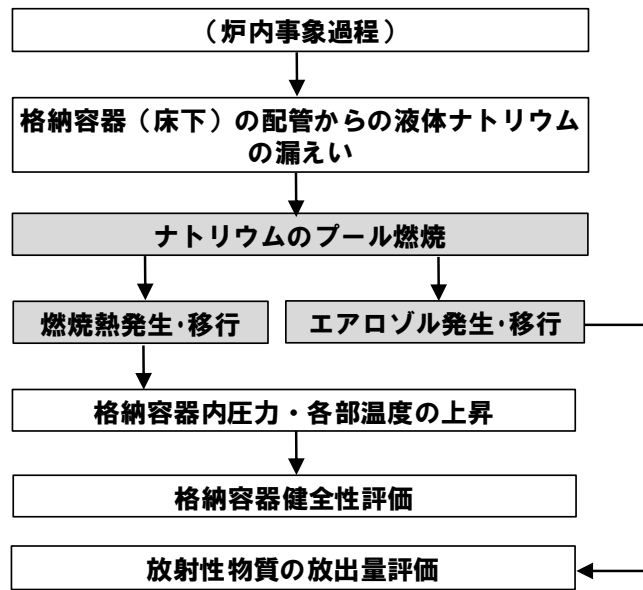
凡例

- 【 】 プラント初期状態
- 異常事象及び設計基準事故対処設備の機能喪失等
- 事象説明(機器動作等)
- ▨ 物理現象(□内はプラント状態)

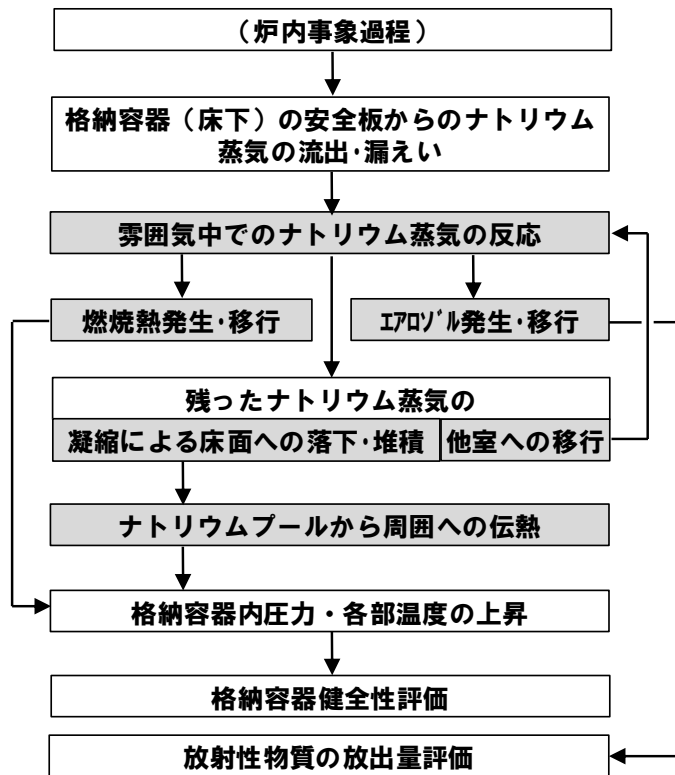
第 2.2.3.2 図 LORL (ii) における格納容器破損防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象 (1/2)



第 2. 2. 3. 2 図 LORL (ii) における格納容器破損防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象 (2/2)



第 2. 2. 5. 1 図 LORL(ii) (格納容器応答過程) における格納容器破損防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象



第 2. 2. 5. 2 図 PLOHS(ii) (格納容器応答過程) における格納容器破損防止措置の有効性評価に係る事象推移と物理現象

3. 抽出された物理現象の確認

3.1 「常陽」の階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認

2章において、抽出した物理現象について、計算コードの適用性確認を行うため、米国 NRC の RG1.203 及び日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準:2008」で用いている EMDAP (Evaluation Model Development and Assessment Process) に示されるプラントシステムの階層構造分析を参考に、有効性評価で解析対象とする「常陽」の物理領域を展開して階層化した。

以下に、本資料における階層構造分析の考え方を示す。

構成要素	内容
システム	解析すべきシステムの全体
サブシステム (物理領域)	解析に考慮しなければならない主要な構成要素
モジュール (物理領域)	サブシステムの中の機器
成分	物質の化学形態
相	固体、液体又は気体
幾何学形態	移動時の幾何学的な形態 (プール、液滴、気泡、液膜等)
場	流れにより輸送される物理量が幾何学形態ごとに形成する場 (質量、運動量、エネルギー、圧力等)
輸送プロセス	システム各部における構成相関の移動と相互作用を決定するメカニズム

3.2 炉心損傷防止措置の有効性評価に係る階層構造分析

3.2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

第 3.2.1.1 図に ULOF における階層構造分析結果を示す。

構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域(サブシステム及びモジュール)として、原子炉容器、炉心等を定めた。各物理領域に含まれる解析対象とする成分(物質)については、同種の場の方程式(関連する物理量(質量、エネルギー、運動量)の輸送を解くための方程式)で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量(力)の輸送を輸送プロセスとした。ただし、更に細分化できる相又は幾何学形態であっても同種の場の方程式で表現される場合には、まとめて取り扱うこととしており、このため、それらの間の輸送プロセスは表現していない。

第 3.2.1.1 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

3.2.2 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)

UTOP における階層構造分析結果は、第 3.2.1.1 図に示した炉心損傷防止措置の ULOF と同様となる。第 3.2.1.1 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

3.2.3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

ULOHS における階層構造分析結果は、第 3.2.1.1 図に示した炉心損傷防止措置の ULOF と同様となる。第 3.2.1.1 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

3.2.4 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)

LORL における階層構造分析結果は、第 3.2.1.1 図に示した炉心損傷防止措置の ULOF と同様となる。第 3.2.1.1 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

3.2.5 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)

PLOHS における階層構造分析結果は、第 3.2.1.1 図に示した炉心損傷防止措置の ULOF と同様となる。第 3.2.1.1 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

3.2.6 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)

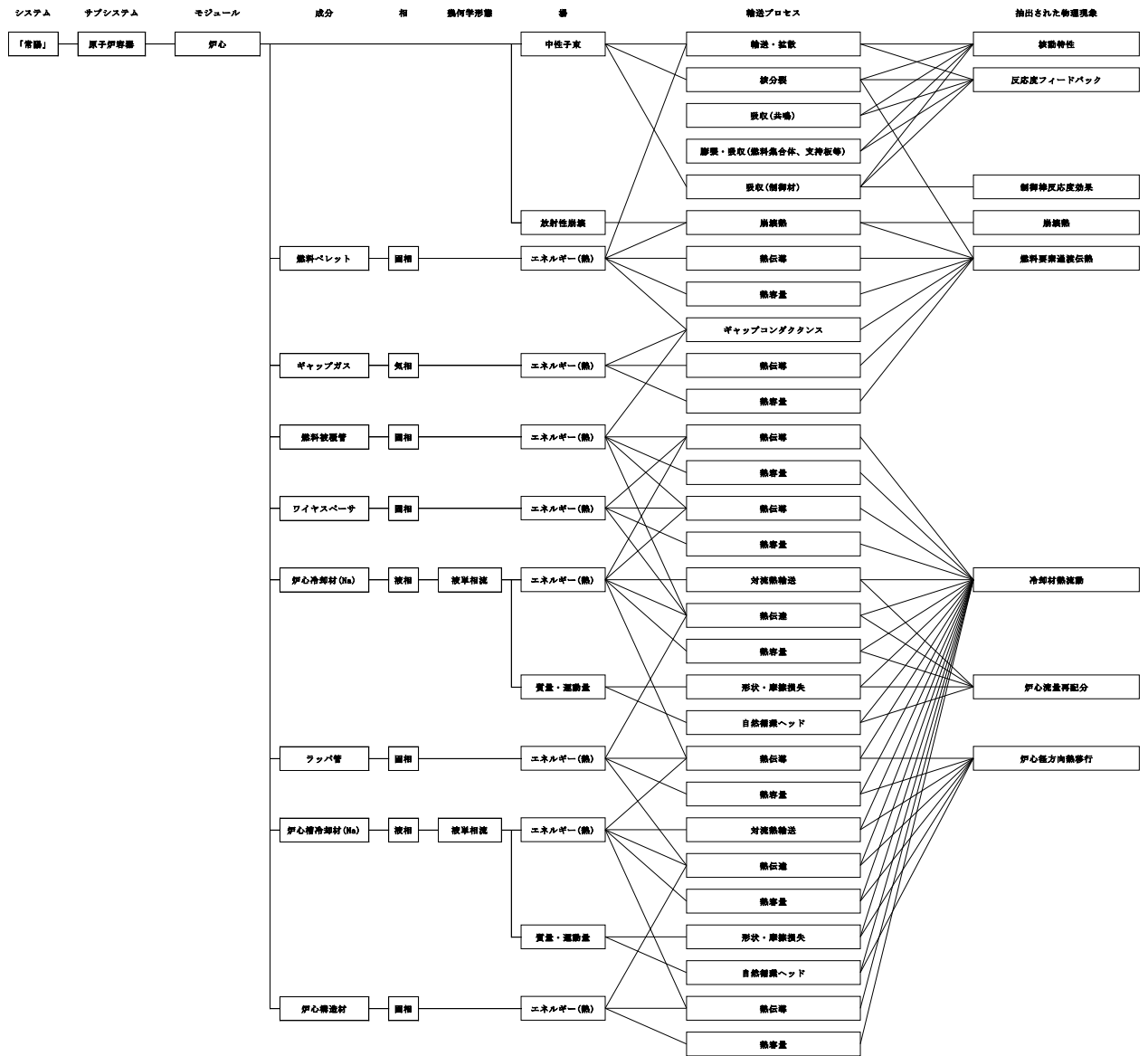
SBO における階層構造分析結果は、第 3.2.1.1 図に示した炉心損傷防止措置の ULOF と同様となる。第 3.2.1.1 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

3.2.7 局所的燃料破損 (LF)

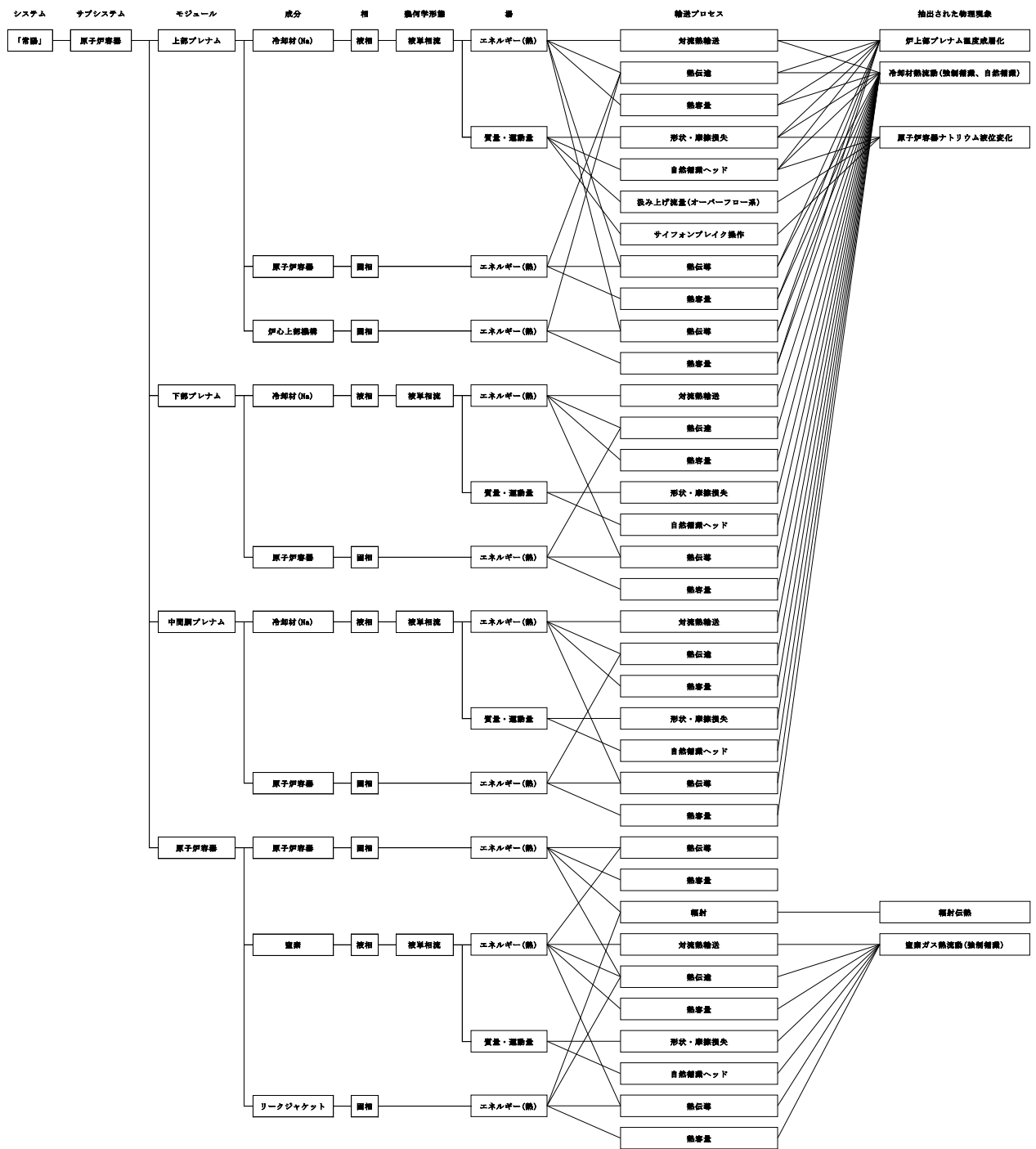
第 3.2.7.1 図に LF における階層構造分析結果を示す。

構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域(サブシステム及びモジュール)として、原子炉容器、炉心(燃料集合体)を定めた。各物理領域に含まれる解析対象とする成分(物質)については、同種の場合の方程式(関連する物理量(質量、エネルギー、運動量)の輸送を解くための方程式)で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量(力)の輸送を輸送プロセスとした。ただし、更に細分化できる相又は幾何学形態であっても同種の場合の方程式で表現される場合には、まとめて取り扱うこととしており、このため、それらの間の輸送プロセスは表現していない。

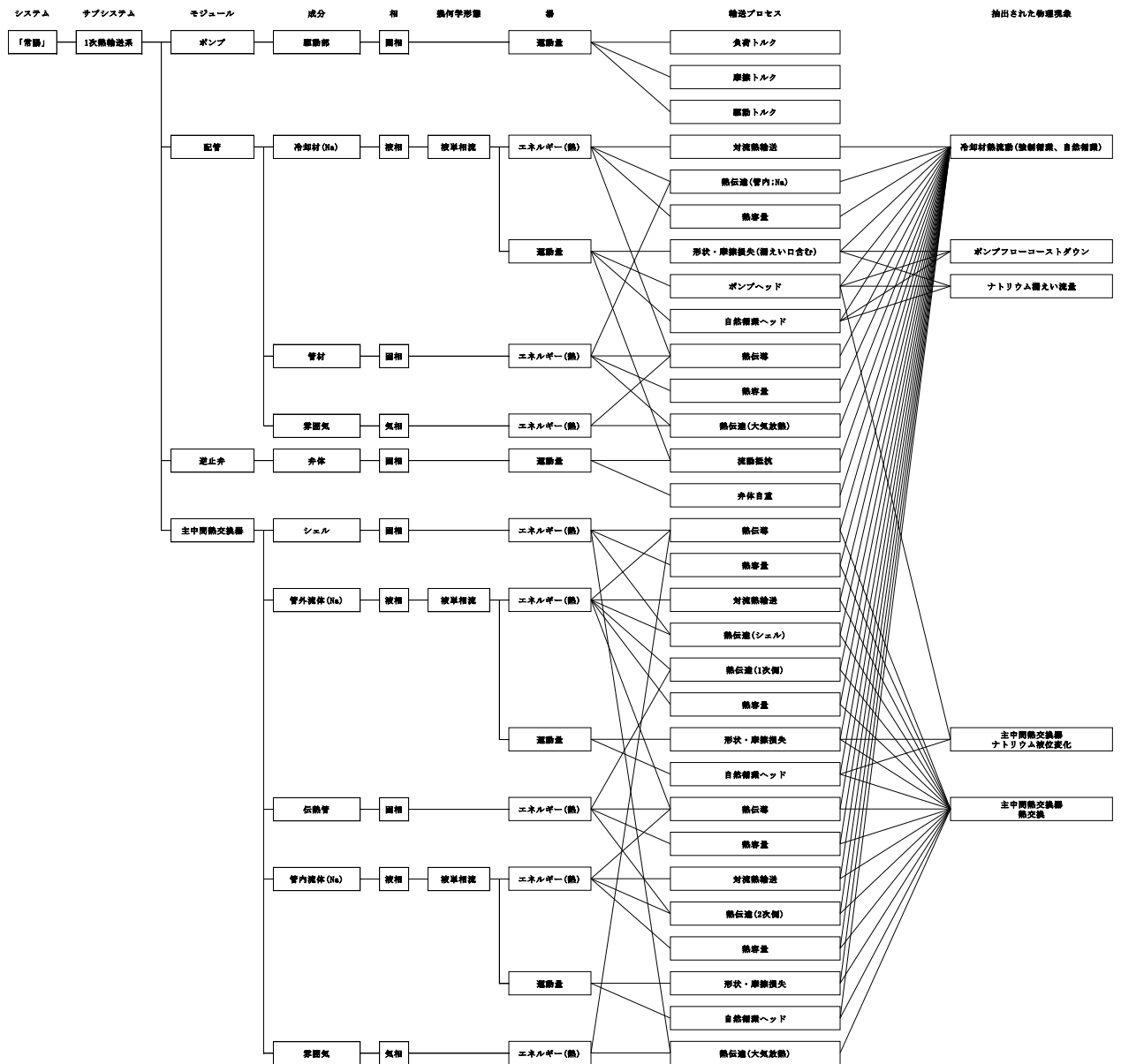
第 3.2.7.1 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。



第 3. 2. 1. 1 図 炉心損傷防止措置の有効性評価の階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (1/6)

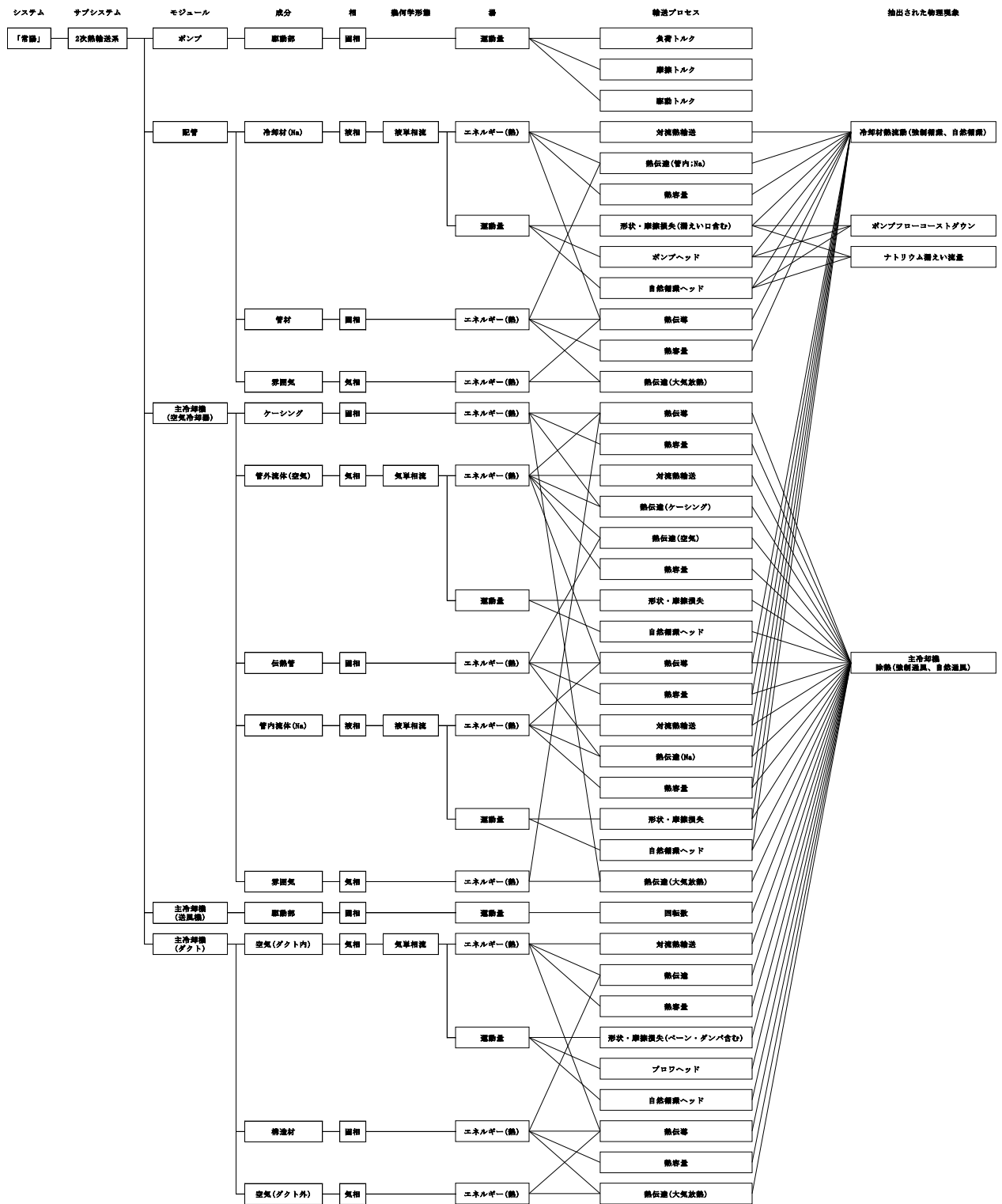


第 3. 2. 1. 1 図 炉心損傷防止措置の有効性評価の階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (2/6)

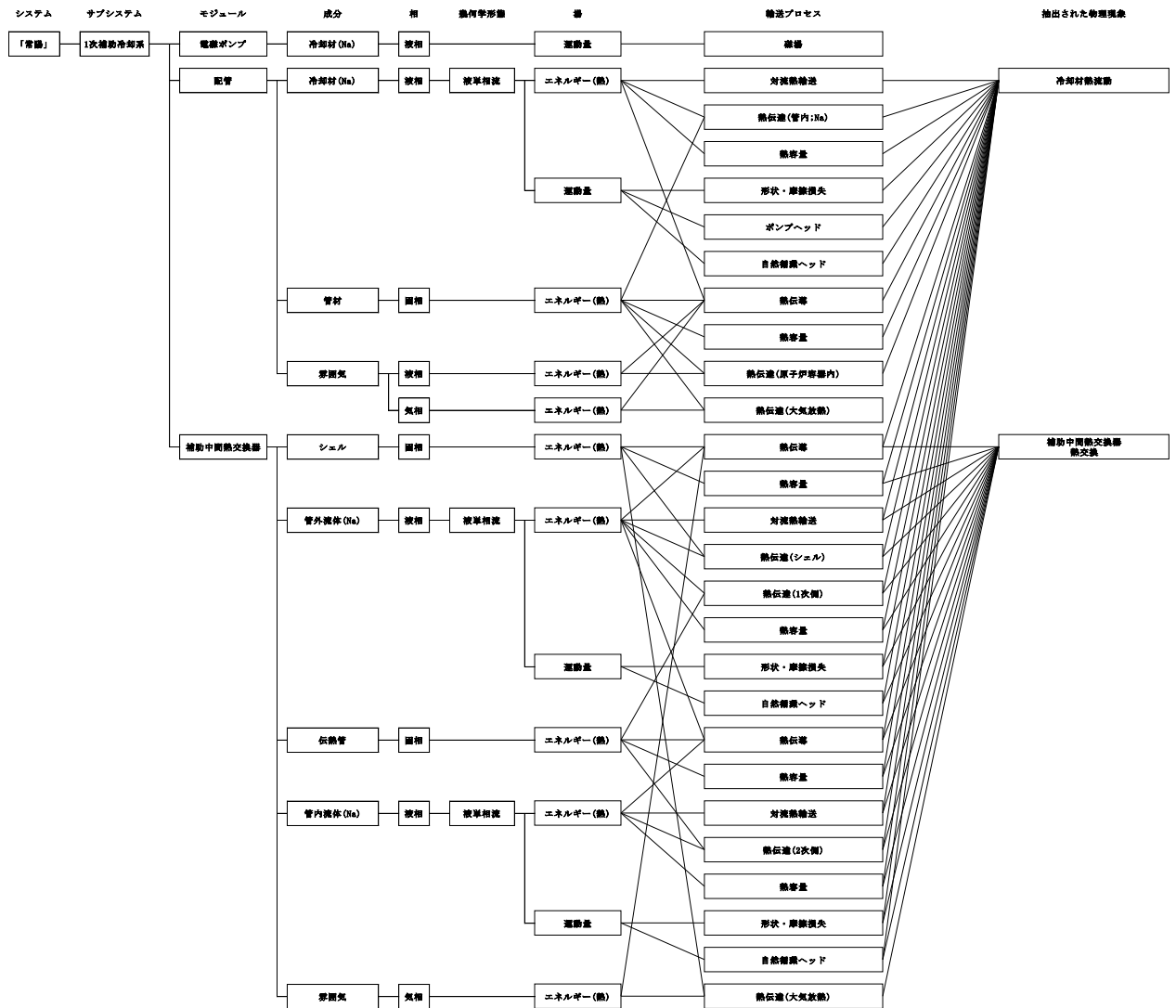


第 3. 2. 1. 1 図 炉心損傷防止措置の有効性評価の階層構造分析と抽出された物理現象の対応

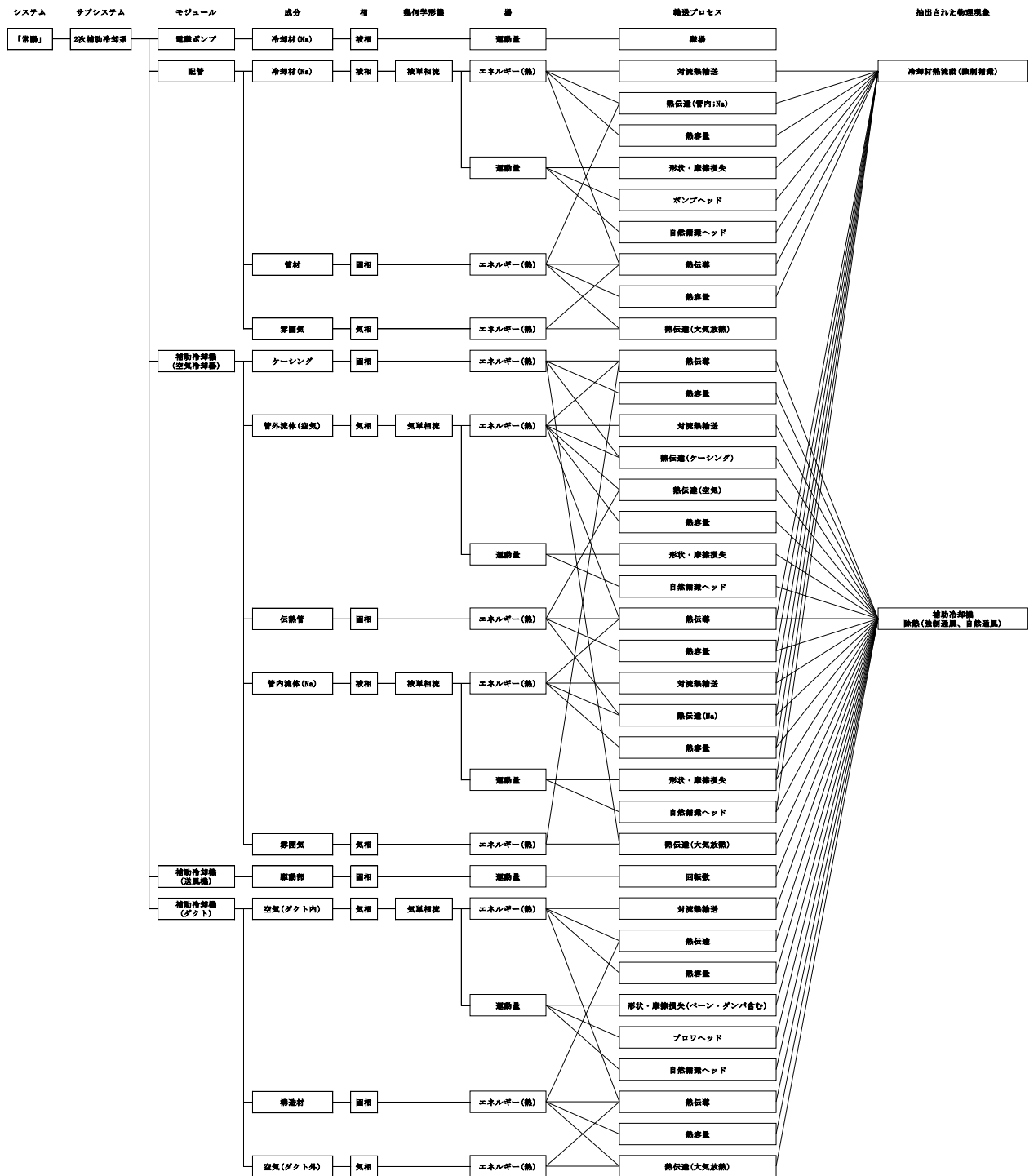
(3/6)



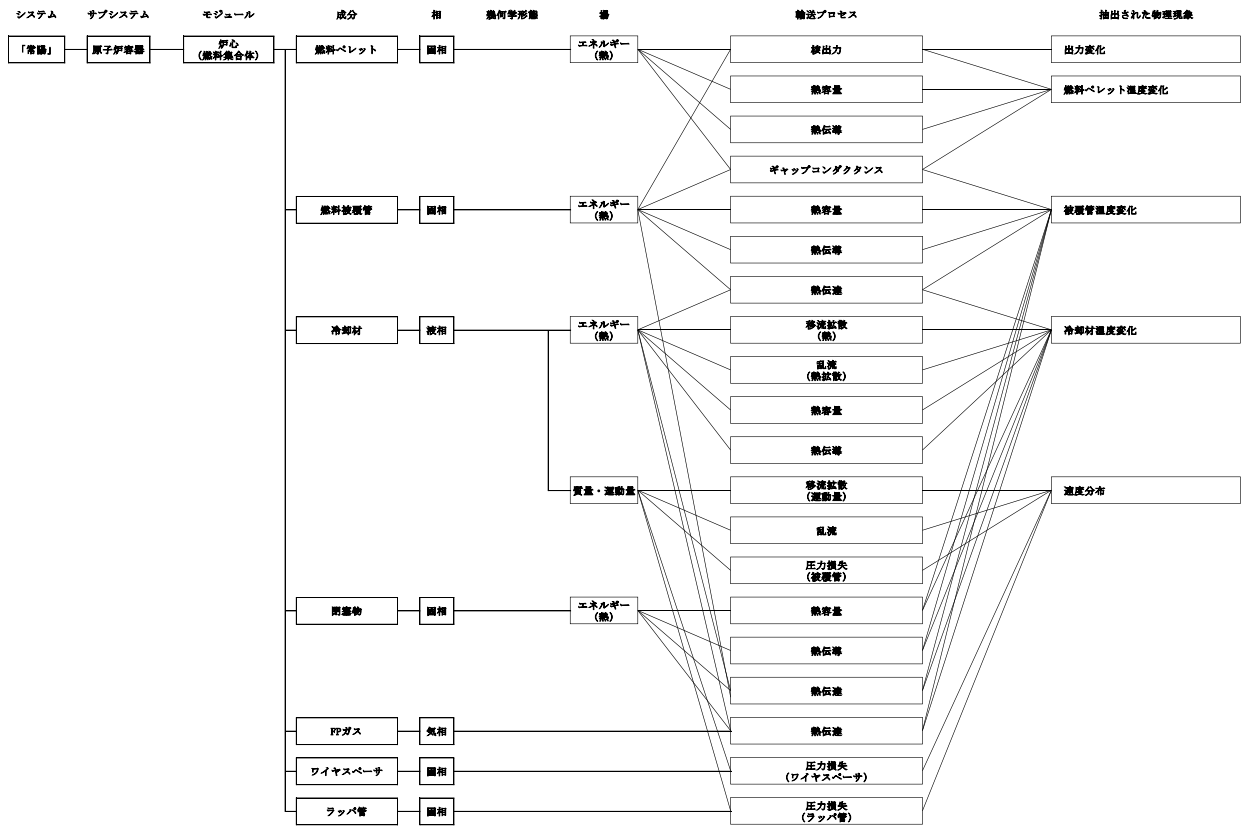
第 3. 2. 1. 1 図 炉心損傷防止措置の有効性評価の階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (4/6)



第 3. 2. 1. 1 図 炉心損傷防止措置の有効性評価の階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (5/6)



第 3. 2. 1. 1 図 炉心損傷防止措置の有効性評価の階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (6/6)



第 3. 2. 7. 1 図 LF の階層構造分析と抽出された物理現象の対応

3.3 格納容器破損防止措置の有効性評価に係る階層構造分析

3.3.1 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）

(1) 起因過程

第 3.3.1.1 図に起因過程における階層化結果を示す。

構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域（サブシステム及びモジュール）として、原子炉容器及び炉心を定めた。各物理領域に含まれる解析対象とする成分（物質）については、同種の場の方程式（関連する物理量（質量、エネルギー、運動量）の輸送を解くための方程式）で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量（力）の輸送を輸送プロセスとした。

第 3.3.1.1 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

(2) 遷移過程

第 3.3.1.2 図に遷移過程における階層化結果を示す。

構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域（サブシステム及びモジュール）として、原子炉容器、炉心、炉心上下部構造材、制御棒下部案内管及び径方向集合体を定めた。各物理領域に含まれる解析対象とする成分（物質）については、同種の場の方程式（関連する物理量（質量、エネルギー、運動量）の輸送を解くための方程式）で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量の輸送を輸送プロセスとした。ただし、厳密には更に細分化できる相又は幾何学形態であっても同種の場の方程式で表現される場合には、まとめて取り扱うこととしており、このため、それらの間の輸送プロセスは表現していない。

第 3.3.1.2 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

(3) 機械的応答過程

第 3.3.1.3 図に機械的応答過程における階層化結果を示す。

構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域（サブシステム及びモジュール）として、原子炉容器、炉心、炉心上部構造材、制御棒下部案内管及び上部プレナムを定めた。各物理領域に含まれる解析対象とする成分（物質）については、同種の場の方程式（関連する物理量（質量、エネルギー、運動量）の輸送を解くための方程式）で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量の輸送を輸送プロセスとした。ただし、厳密には更に細分化できる相又は幾何学形態であっても同種の場の方程式で表現される場合には、まとめて取り扱うこととしており、このため、それらの間の輸送プロセスは表現していない。

第 3.3.1.3 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

(4) 再配置・冷却過程

第 3.3.1.4 図に再配置・冷却過程における階層構造分析結果を示す。

構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域（サブシステム及びモジュール）として、原子炉容器、炉心、下部プレナム、上部プレナム、1次主冷却系、2次主冷却系、1次補助冷却系及び2次補助冷却系を定めた。各物理領域に含まれる解析対象とする成分（物質）については、同種の場合の方程式（関連する物理量（質量、エネルギー、運動量）の輸送を解くための方程式）で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量の輸送を輸送プロセスとした。

第 3.3.1.4 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

(5) 格納容器応答過程

第 3.3.1.5 図に格納容器応答過程における階層構造分析結果を示す。

構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域（サブシステム及びモジュール）として、原子炉格納容器（床上）を定めた。各物理領域に含まれる解析対象とする成分（物質）については、同種の場合の方程式（関連する物理量（質量、エネルギー、運動量）の輸送を解くための方程式）で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量の輸送を輸送プロセスとした。

第 3.3.1.5 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

3.3.2 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）

ULOHS における階層構造分析結果は、第 3.2.1.1 図に示した炉心損傷防止措置の ULOF と同様となる。第 3.2.1.1 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

3.3.3 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（格納容器応答過程除く。））

3.3.3.1 LORL(i)

第 3.3.3.1 図に格納容器破損防止措置の有効性評価における階層構造分析結果を示す。

構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域（サブシステム及びモジュール）として、原子炉容器、振止部、安全容器、コンクリート遮へい体冷却系（遮へい部冷却系、ペDESTAL部冷却系）を定めた。各物理領域に含まれる解析対象とする成分（物質）については、同種の場合の方程式（関連する物理量（質量、エネルギー、運動量）の輸送を解くための方程式）で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量（力）の輸送を輸送プロセスとした。ただし、更に細分化できる相又は幾何学形態であっても同種の場合の方程式で表現される場合には、まとめて取り扱うこととしており、このため、それらの間の輸送プロセスは表現していない。

第 3.3.3.1 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

3.3.3.2 LORL(ii)

(a) 事象発生から主冷却系流路の途絶まで

LORL(ii)における階層構造分析結果は、第3.2.1.1図に示した炉心損傷防止措置のULOFと同様となる。

第3.2.1.1図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

(b) 主冷却系流路の途絶以降の冷却過程

第3.3.3.2図に格納容器破損防止措置の有効性評価における階層構造分析結果を示す。

構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域(サブシステム及びモジュール)として、原子炉容器、炉心、上部プレナム、下部プレナム、中間胴プレナムを定めた。各物理領域に含まれる解析対象とする成分(物質)については、同種の場の方程式(関連する物理量(質量、エネルギー、運動量)の輸送を解くための方程式)で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量(力)の輸送を輸送プロセスとした。ただし、更に細分化できる相又は幾何学形態であっても同種の場の方程式で表現される場合には、まとめて取り扱うこととしており、このため、それらの間の輸送プロセスは表現していない。

第3.3.3.2図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

3.3.4 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(格納容器応答過程除く。))

PLOHSにおける階層構造分析結果は、第3.2.1.1図に示した炉心損傷防止措置のULOFと同様となる。第3.2.1.1図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

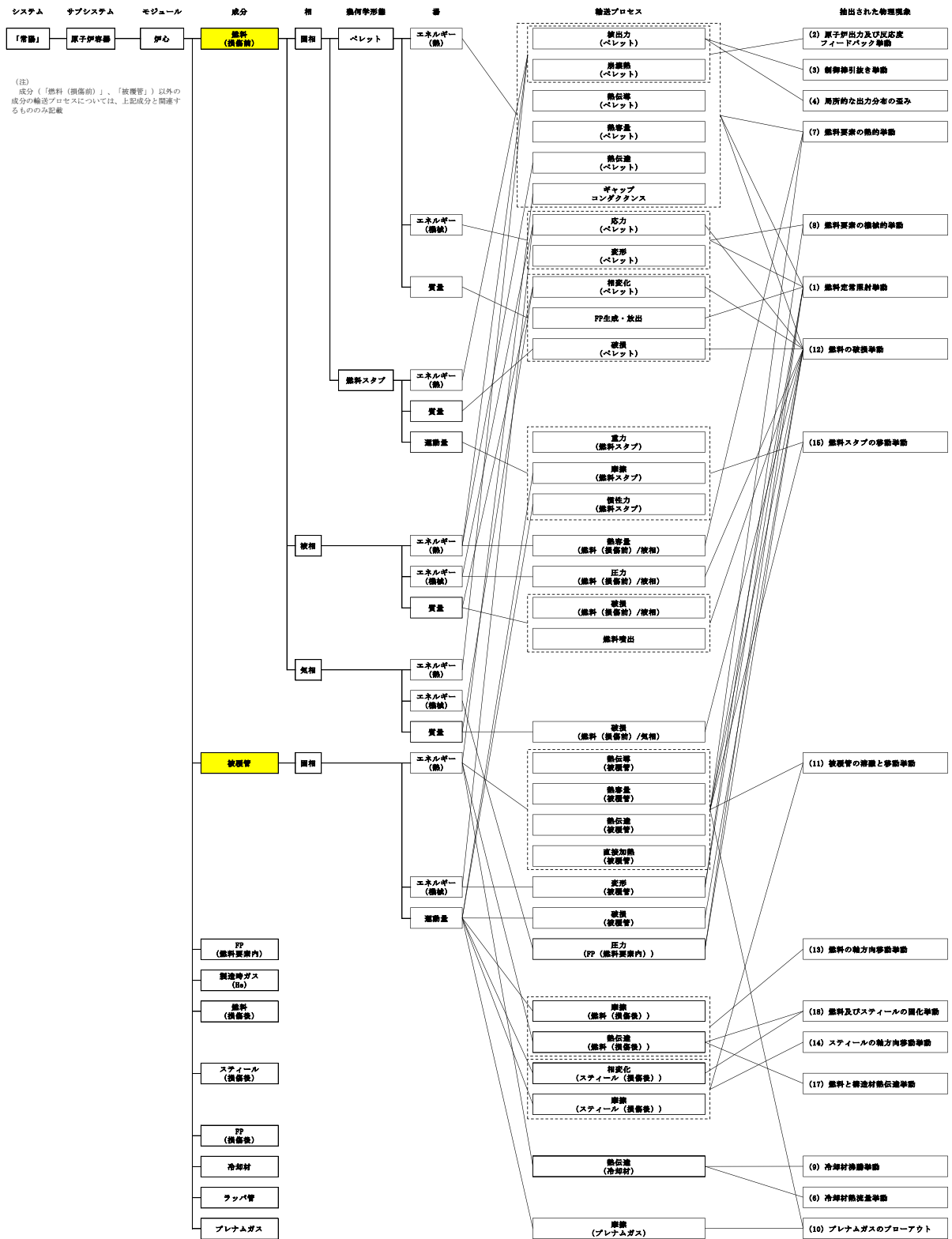
3.3.5 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失(LORL)及び交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)の格納容器応答過程

格納容器応答過程の階層構造分析におけるLORL及びPLOHSの違いは、LORLでは漏えいナトリウムが液体(液相)だけであるのに対して、PLOHSではナトリウム蒸気(気相)及び液体ナトリウム(ナトリウム蒸気が凝縮)の両相となることである。ナトリウム蒸気の有無以外は同じであるため、LORLはPLOHSに含めて整理することができる。

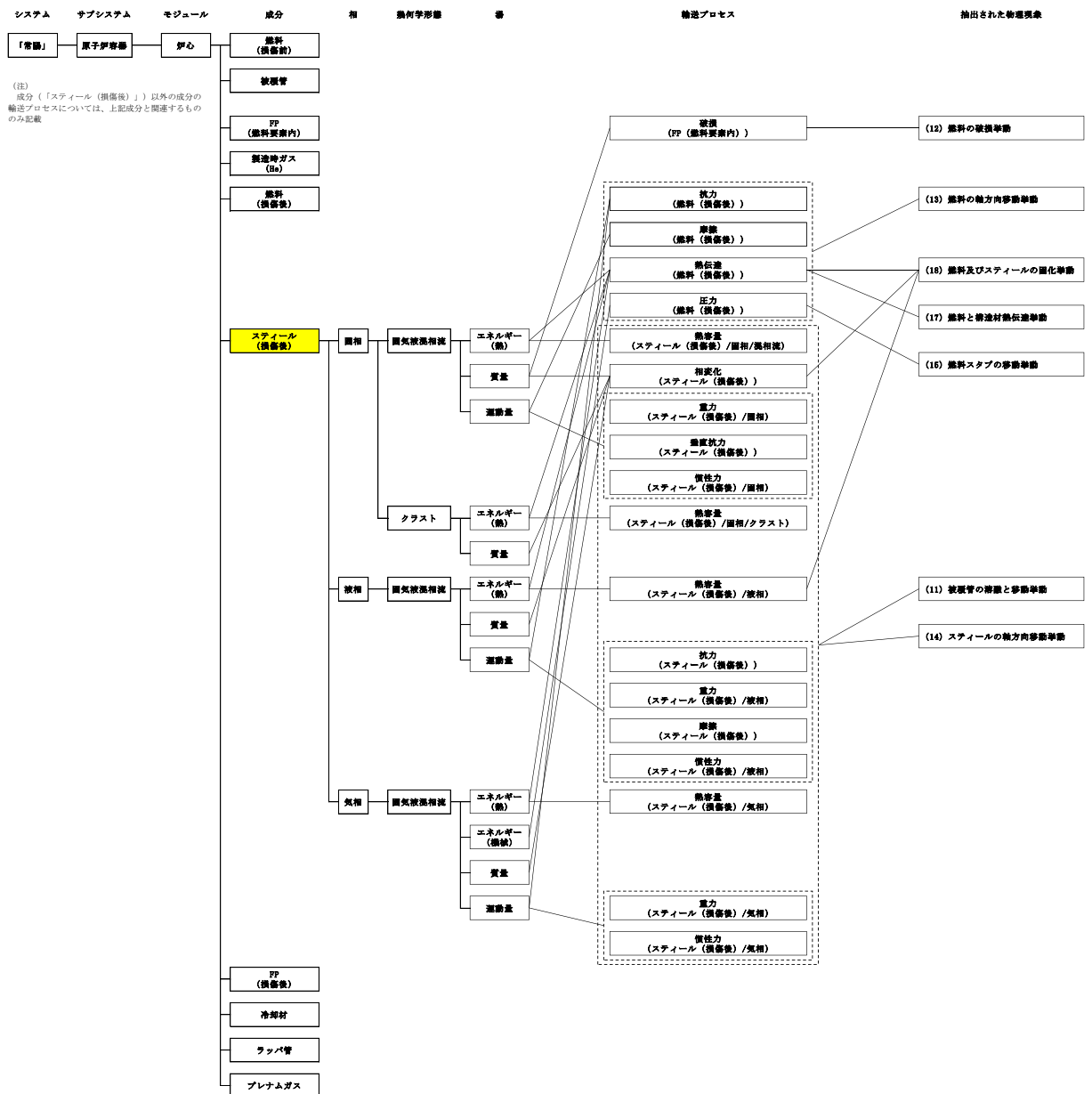
第3.3.5.1図に格納容器破損防止措置の有効性評価における階層構造分析結果を示す。

構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域(サブシステム及びモジュール)として、原子炉格納容器(床下)を定めた。各物理領域に含まれる解析対象とする成分(物質)については、同種の場の方程式(関連する物理量(質量、エネルギー、運動量)の輸送を解くための方程式)で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量の輸送を輸送プロセスとした。

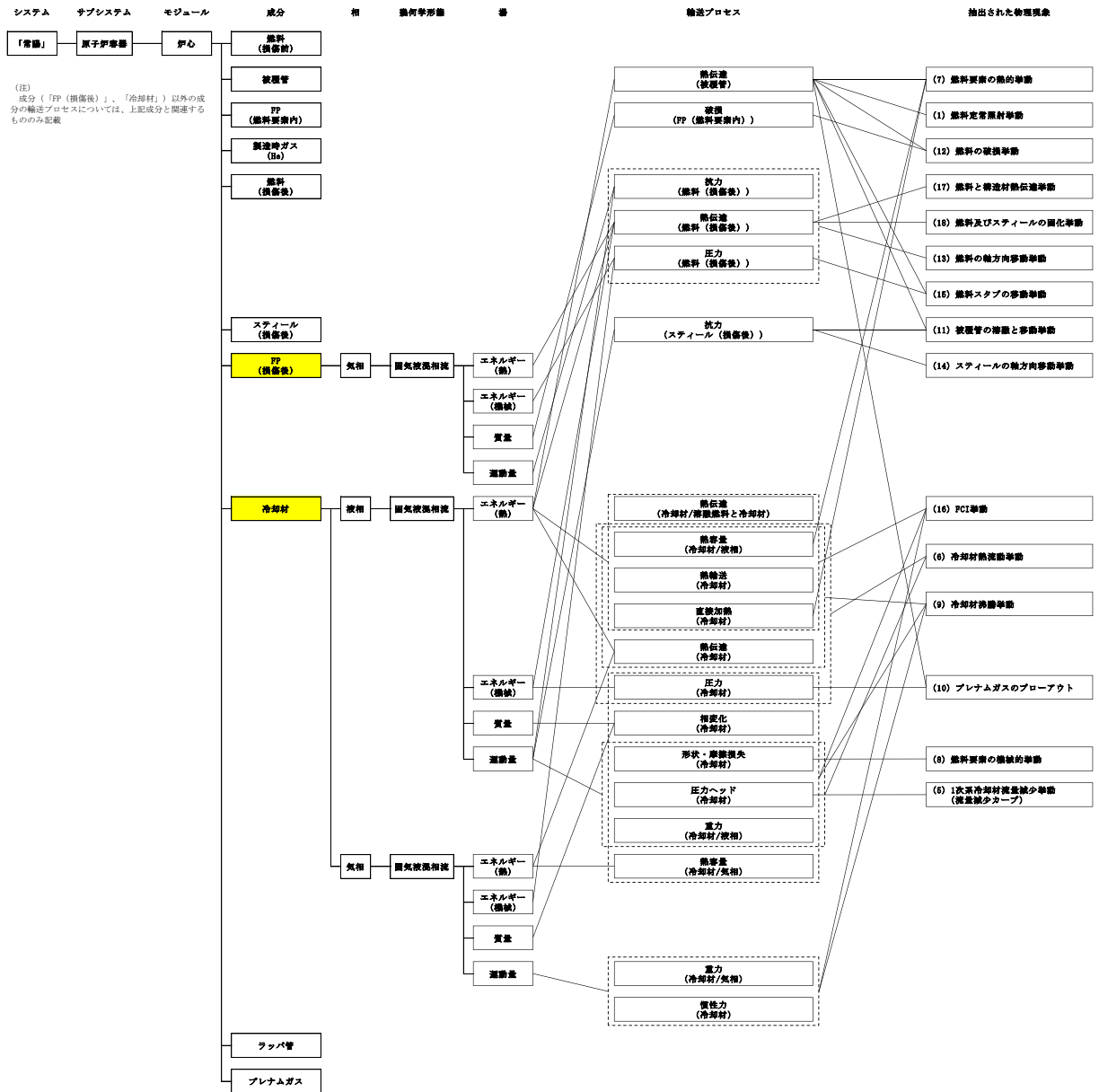
第 3.3.5.1 図に示すとおり、有効性評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。



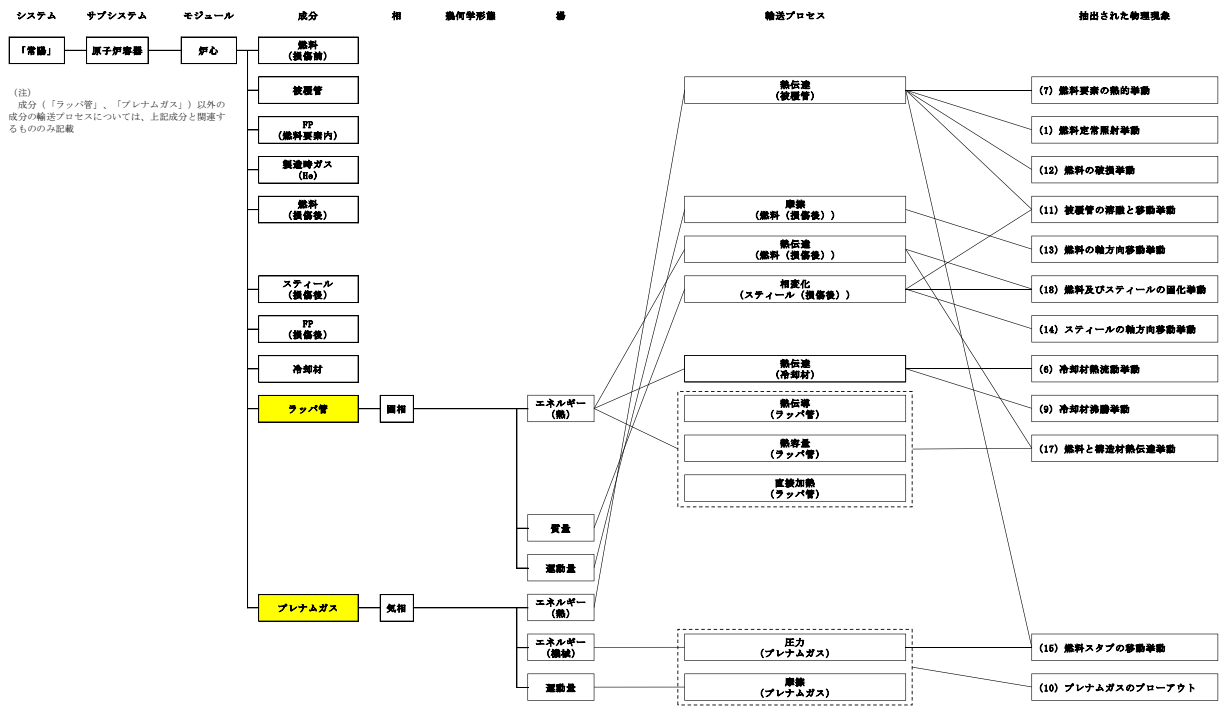
第 3.3.1.1 図 起因過程の階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (1/5)



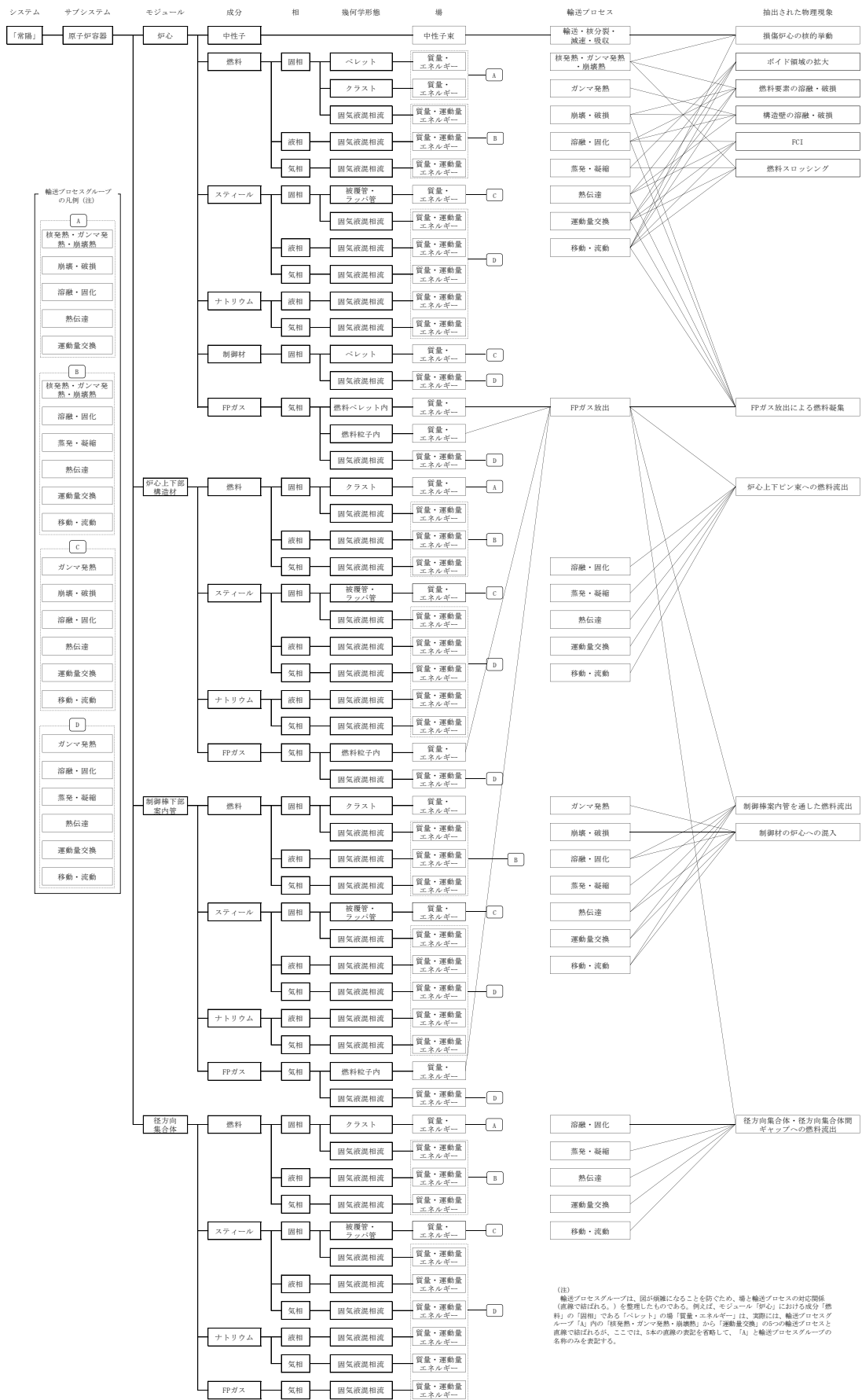
第 3.3.1.1 図 起因過程の階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (3/5)



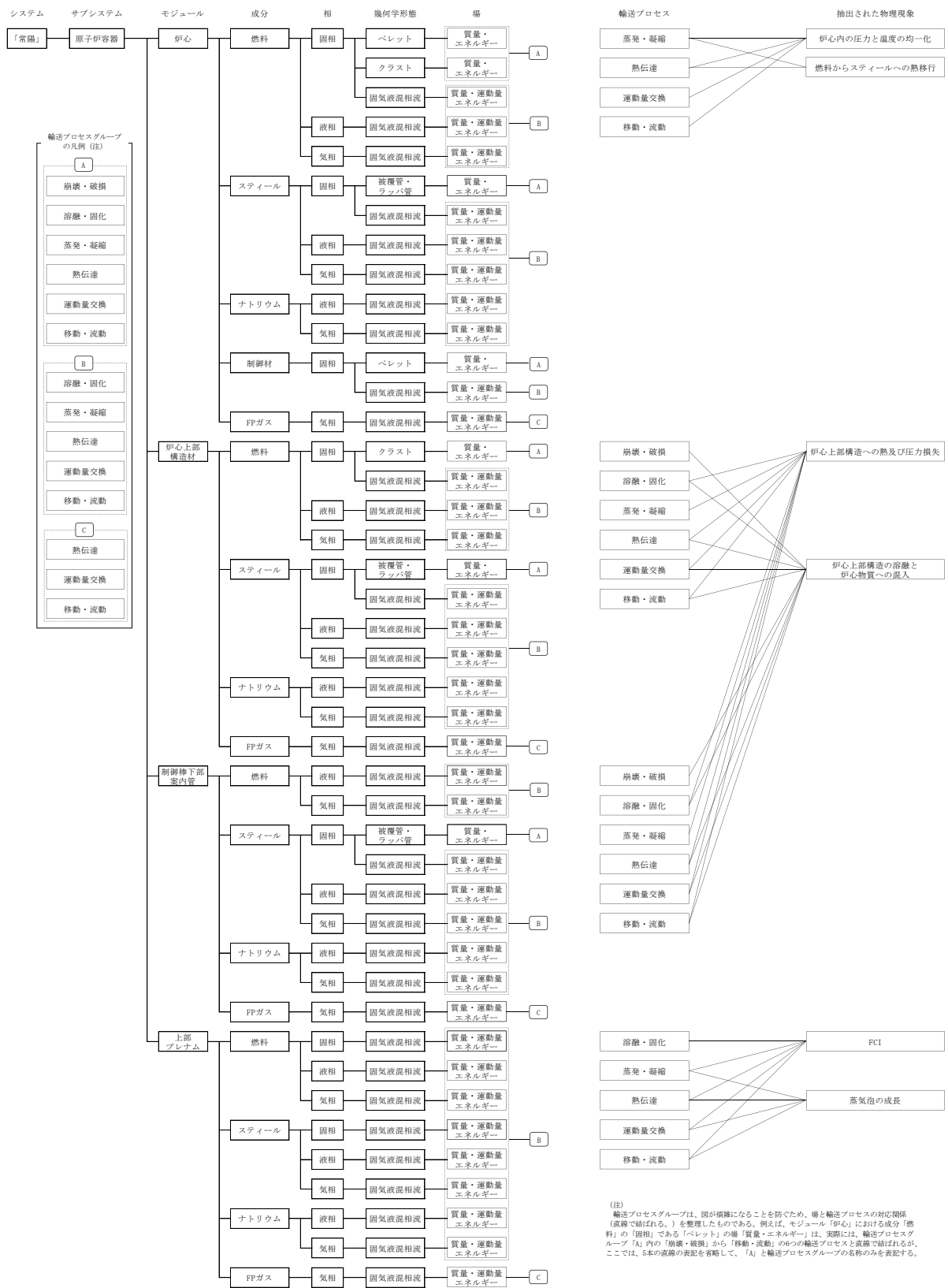
第 3.3.1.1 図 起因過程の階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (4/5)



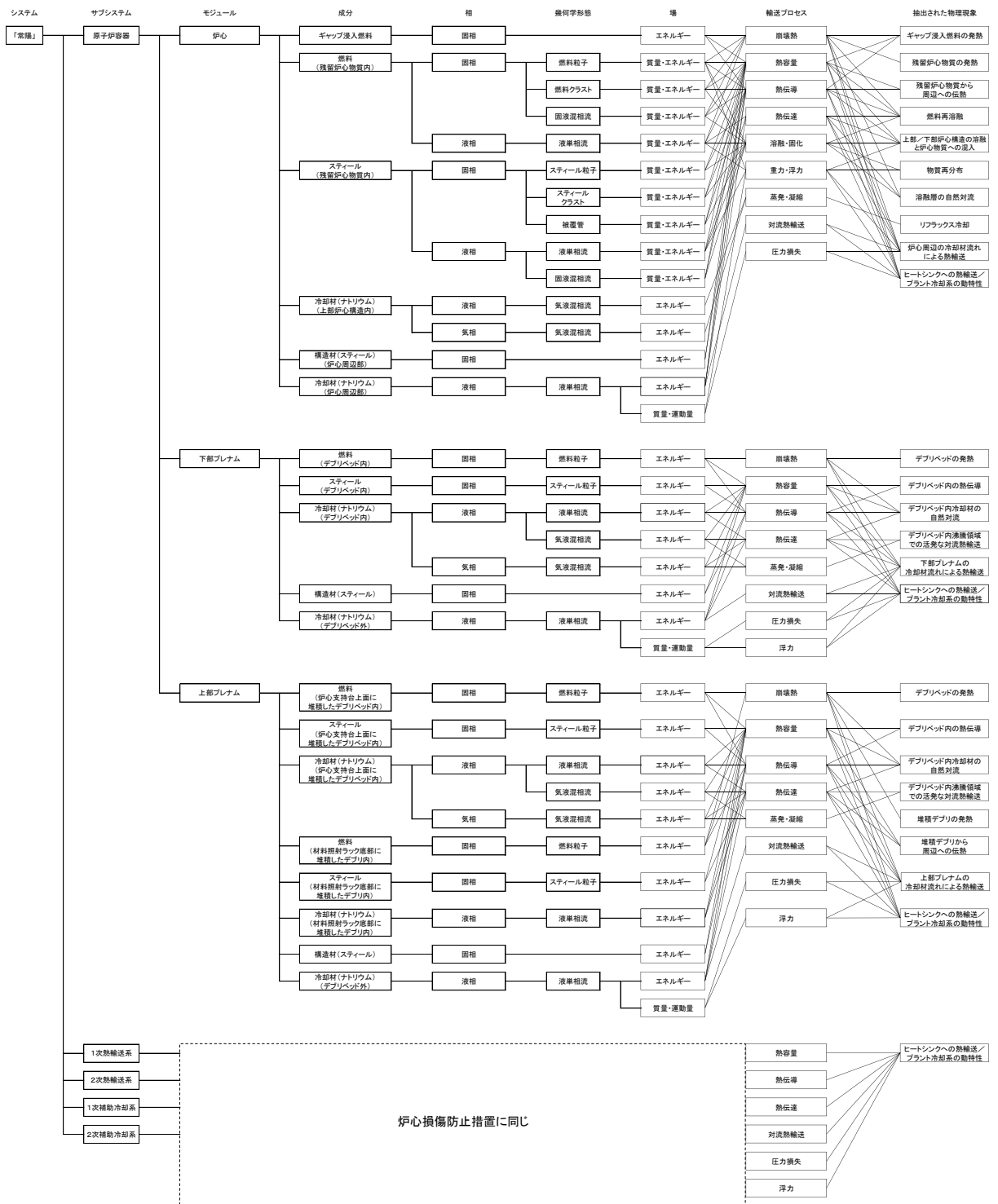
第 3.3.1.1 図 起因過程の階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (5/5)



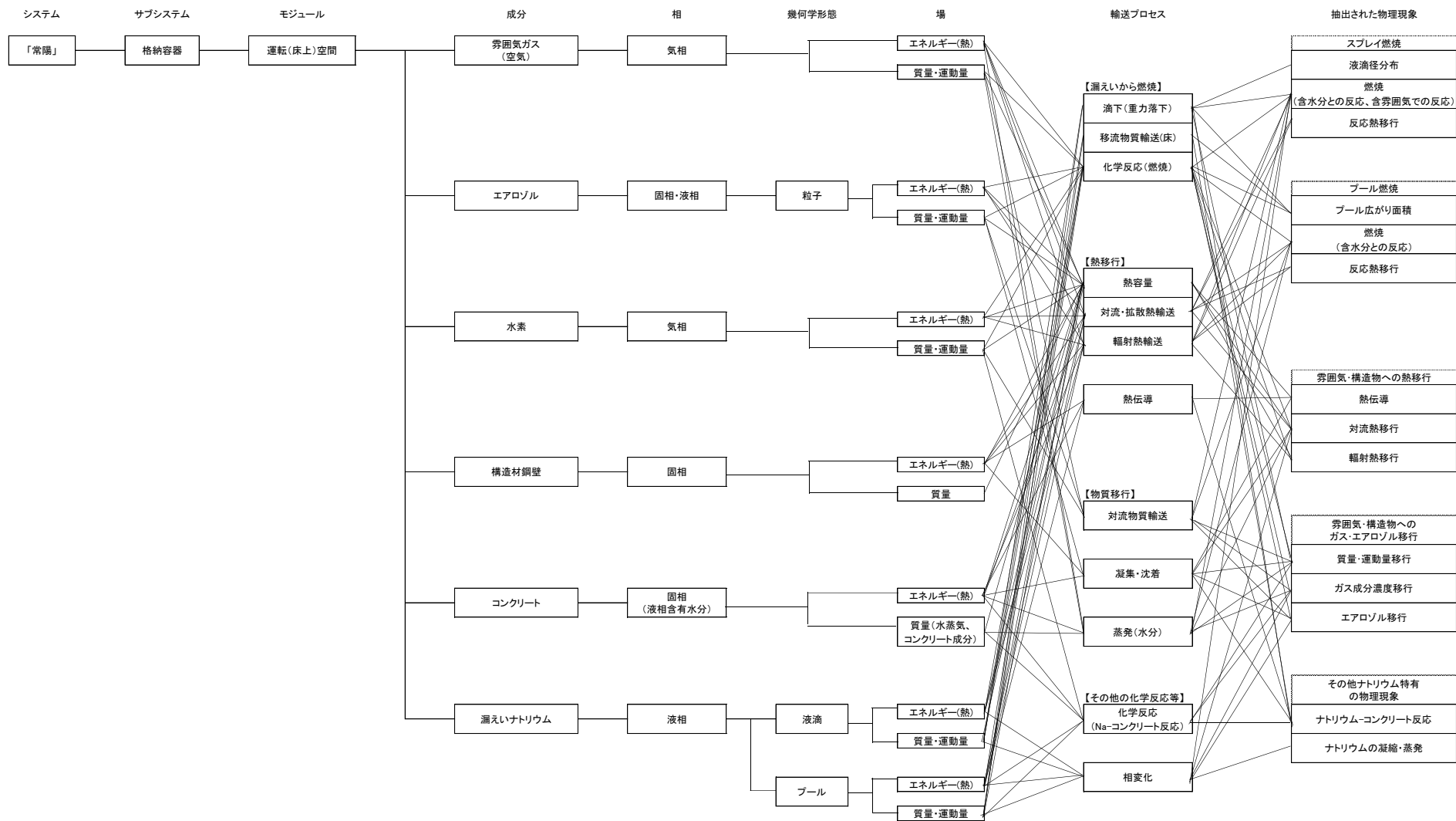
第 3.3.1.2 図 遷移過程の階層構造分析と抽出された物理現象の対応



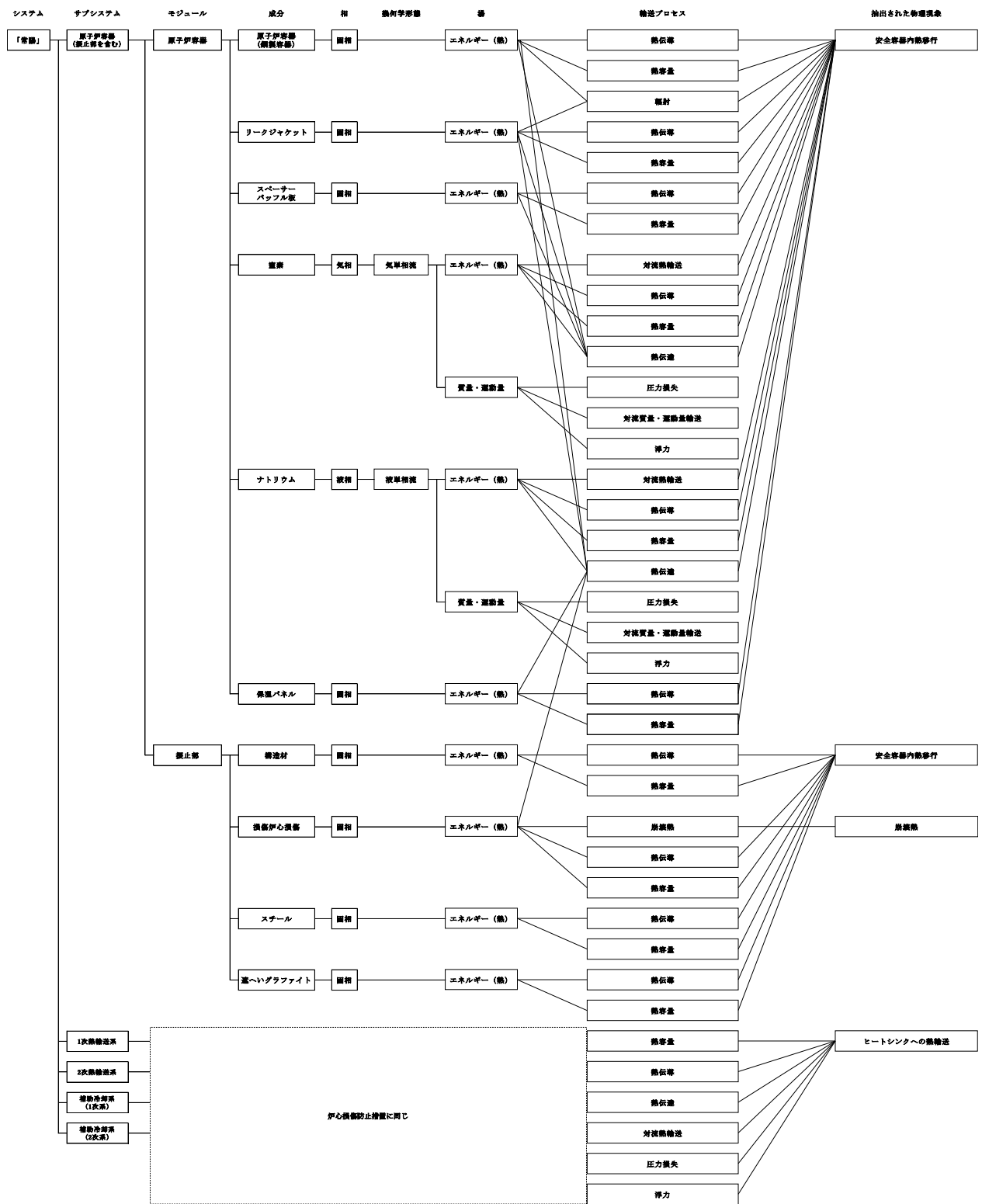
第 3.3.1.3 図 機械的応答過程の階層構造分析と抽出された物理現象の対応



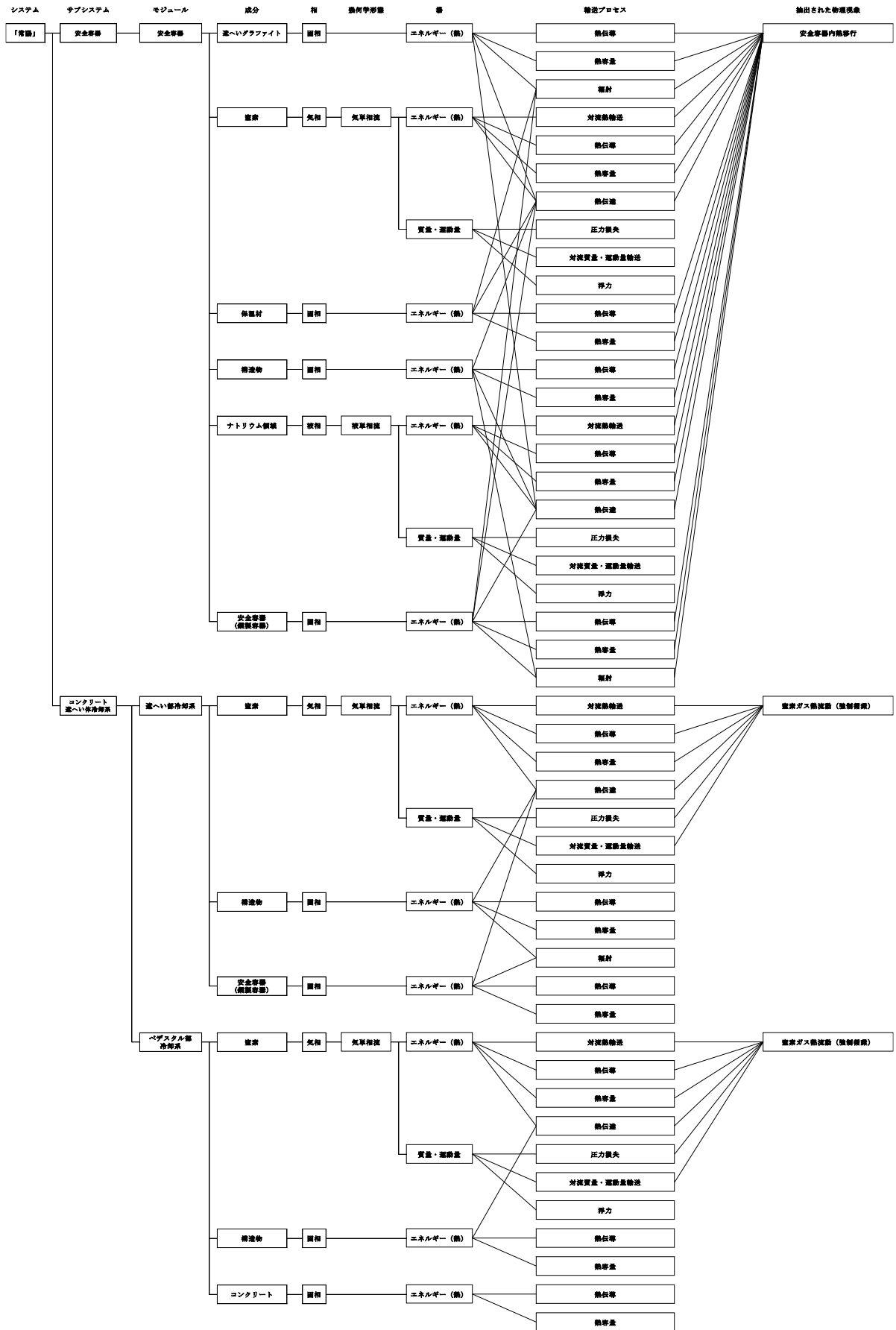
第 3. 3. 1. 4 図 再配置・冷却過程の階層構造分析と抽出された物理現象の対応



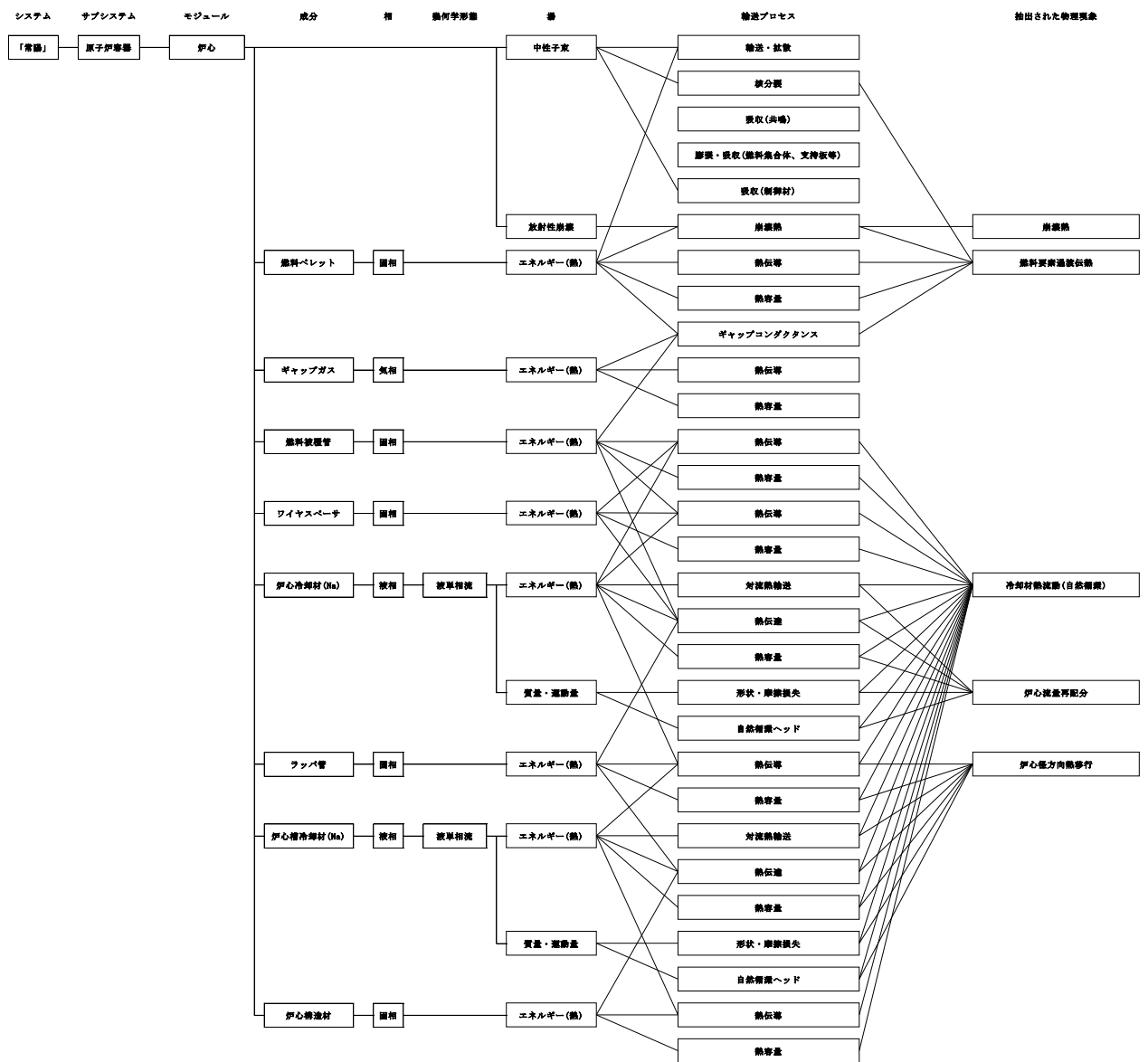
第 3.3.1.5 図 格納容器応答過程 (ULOF) の階層構造分析と抽出された物理現象の対応



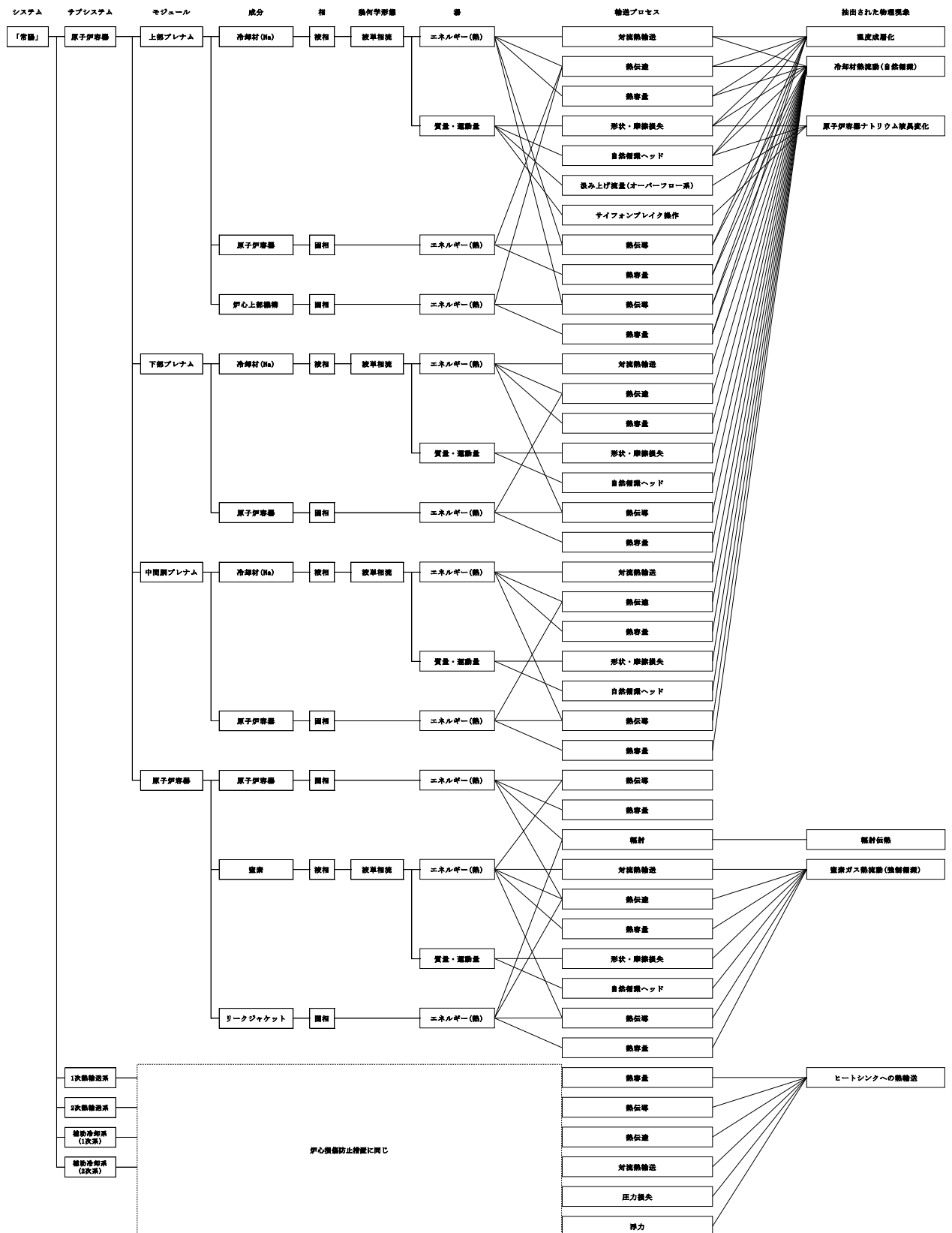
第 3.3.3.1 図 LORL (i) の階層分析と抽出された物理現象の対応 (1/2)



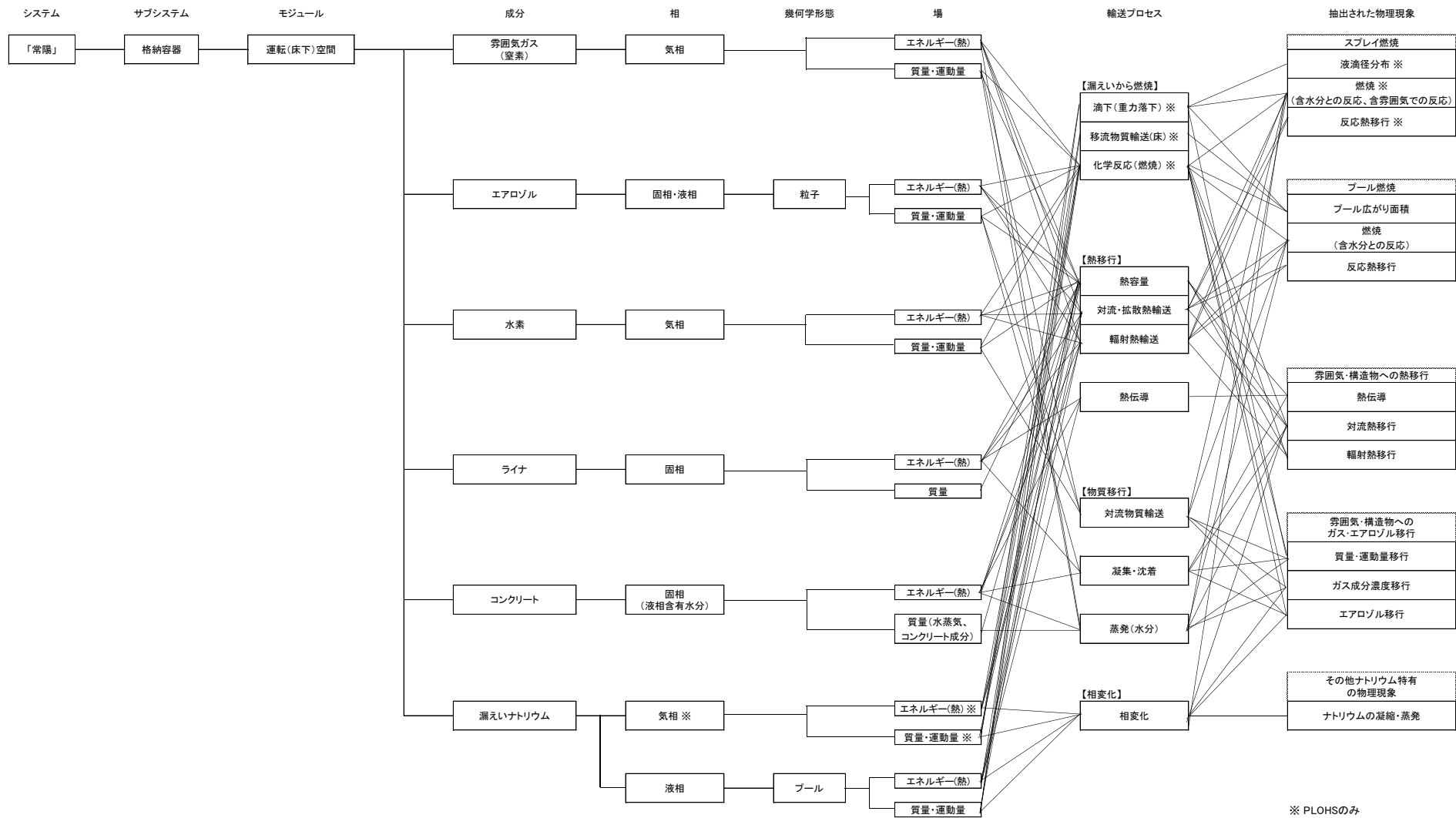
第 3.3.3.1 図 LORL (i) の階層分析と抽出された物理現象の対応 (2/2)



第 3.3.3.2 図 LORL (ii) の階層分析と抽出された物理現象の対応 (1/2)



第 3.3.3.2 図 LORL (ii) の階層分析と抽出された物理現象の対応 (2/2)



第 3.3.5.1 図 格納容器応答過程 (LORL 及び PLOHS) の階層構造分析と抽出された物理現象の対応

4. 有効性評価に適用する計算コードの概要

2章で抽出した考慮すべき物理現象を踏まえ、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が可能な計算コードとして、以下を有効性評価に適用する計算コードとして選定した。

- ① S u p e r - C O P D
- ② A S F R E
- ③ S A S 4 A
- ④ S I M M E R - I V 及び S I M M E R - I I I
- ⑤ F L U E N T
- ⑥ A U T O D Y N
- ⑦ P L U G
- ⑧ C O N T A I N - L M R

LFを除く事象グループにおける炉心損傷防止措置の有効性評価にはS u p e r - C O P Dを適用する。LFにおける炉心損傷防止措置の有効性評価にはA S F R Eを適用する。ULOF 及びUTOP の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るため、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。各過程において、抽出された物理現象をモデル化した計算コードを用いて、事象進展を解析する（第4.1図参照）。

S u p e r - C O P DはULOHSの格納容器破損防止措置の有効性評価にも適用する。また、LORL 及びPLOHSの格納容器破損防止措置の有効性評価において、F L U E N Tは安全容器内での冷却材や損傷炉心物質の熱流動挙動の解析に、C O N T A I N - L M Rは格納容器（床下）に流出したナトリウムによる熱的影響の解析に適用する（第4.2図参照）。

以下に①～⑧の計算コードの概要を示す。

4.1 S u p e r - C O P D

S u p e r - C O P D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有しており、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る。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。また、S u p e r - C O P D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では、炉心損傷時の再配置・冷却過程におけるデブリベッド周りの温度挙動を計算する。

4.2 A S F R E

A S F R Eは、高速炉燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的とし、三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路を1つの流路（サブチャンネル）としてモデル化される単相サブチャンネル解析コードである。

各サブチャンネル内でワイヤスペーサの形状及び流れの方向を考慮して圧力損失を評価できるモデル及びサブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルを用いている。

また、燃料集合体内冷却材流路閉塞事故の評価を行うため、任意のサブチャンネルに対して流路が閉塞された状態を解析することができる。

4.3 SAS4A

炉心損傷事象の起因過程解析コード「SAS4A」は、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、酸化物燃料版のモデル改良及び検証を行ってきた。

SAS4Aは、起因過程において炉心の各部で時間遅れをもって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る。

SAS4Aでは、炉心を構成する燃料集合体を出力-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10~33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。一つのSASチャンネルは、径方向及び軸方向に分割した単一燃料要素伝熱モデルで構成され、燃料ペレット、燃料-被覆管ギャップ、被覆管、冷却材、ラップ管は、径方向伝熱モデルにより結合されているとともに、軸方向には冷却材の熱流動を介して結合されている。燃料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、軸方向1次元の質量、運動量及びエネルギーの保存則を解くことにより、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熔融被覆管の移動挙動と、その後の燃料崩壊に伴う燃料の移動挙動を、未沸騰又は部分沸騰チャンネルにおいては、FCI挙動と燃料の移動挙動を計算する。

4.4 SIMMER-IV及びSIMMER-III

SIMMER-IV及びSIMMER-III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る。

有効性評価においては、SIMMER-IIIは補助的にしか使用していないため、以下にはSIMMER-IV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、SIMMER-IVは、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SIMMER-IIと同じ名称を踏襲してはいるが、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SIMMER-IIIを3次元に拡張したものである。

SIMMER-IVは、燃料、スティール、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う。

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、流動性を持つものとして扱うが、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

中性子束分布及び改良準静近似の動特性により反応度と出力が計算される。

4.5 FLUENT

FLUENT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る。

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、半導体製造工程及び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、同計算コードは、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。

4.6 AUTODYN

AUTODYNは、爆発・衝撃問題のような非線形の強い事象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。

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物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。

4.7 PLUG

PLUGは、原子炉容器の回転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、回転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的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、種々の回転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回転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。

4.8 CONTAIN-LMR

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、水素燃焼及びナトリウム-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る。同計算コードは米国サンディア国立研究所で開発を開始され、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。

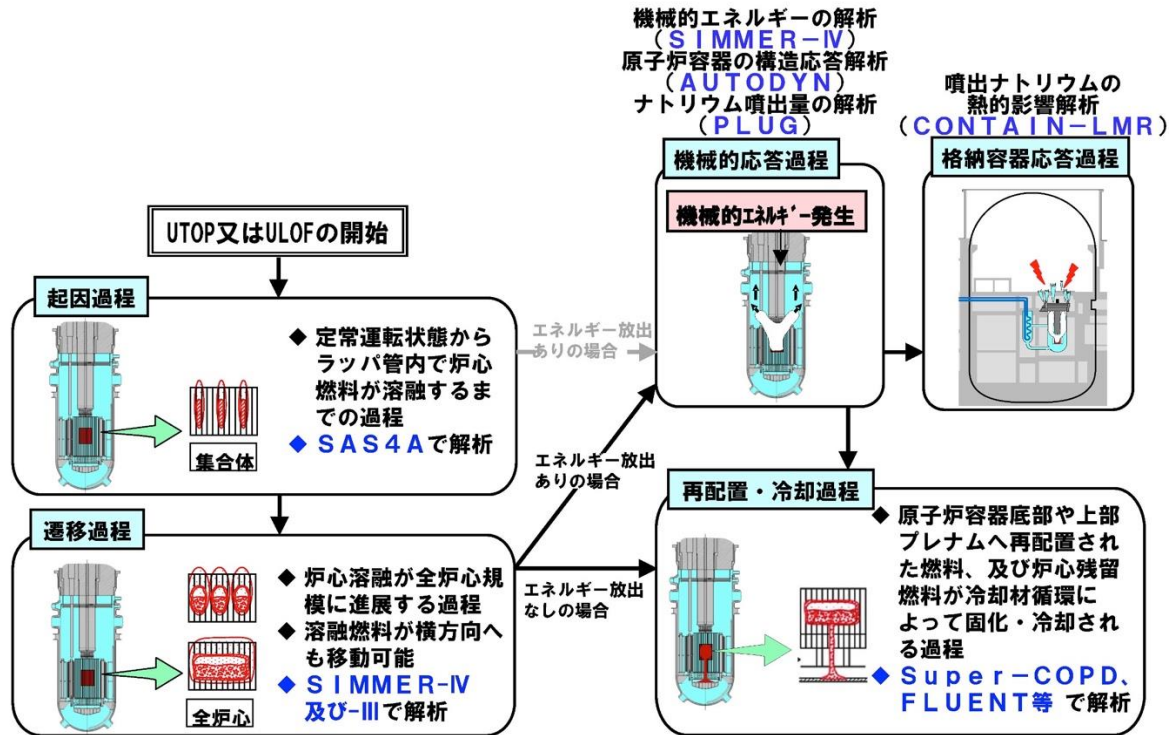
CONTAIN-LMRでは、解析体系をセルと呼ぶ単位に分割して、各セルの物理量(圧力、ガス温度・成分及びエアロゾル濃度等)は平均値で記述される。また、セル内には、複数の構造物(床、壁、天井及び内部構造物)を設定することができる。構造物内部の温度変化は、1次元の熱伝導で扱われ、セルの雰囲気との間での自然対流熱伝達、水やナトリウム蒸気の凝縮及びエアロゾルの沈着等を考慮できる。

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及び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。

■ 炉心損傷防止措置の有効性評価における解析評価

- ・ LFを除く事象グループにおける炉心損傷防止措置の有効性評価：Super-COPDで解析
- ・ LFにおける炉心損傷防止措置の有効性評価：ASFREで解析

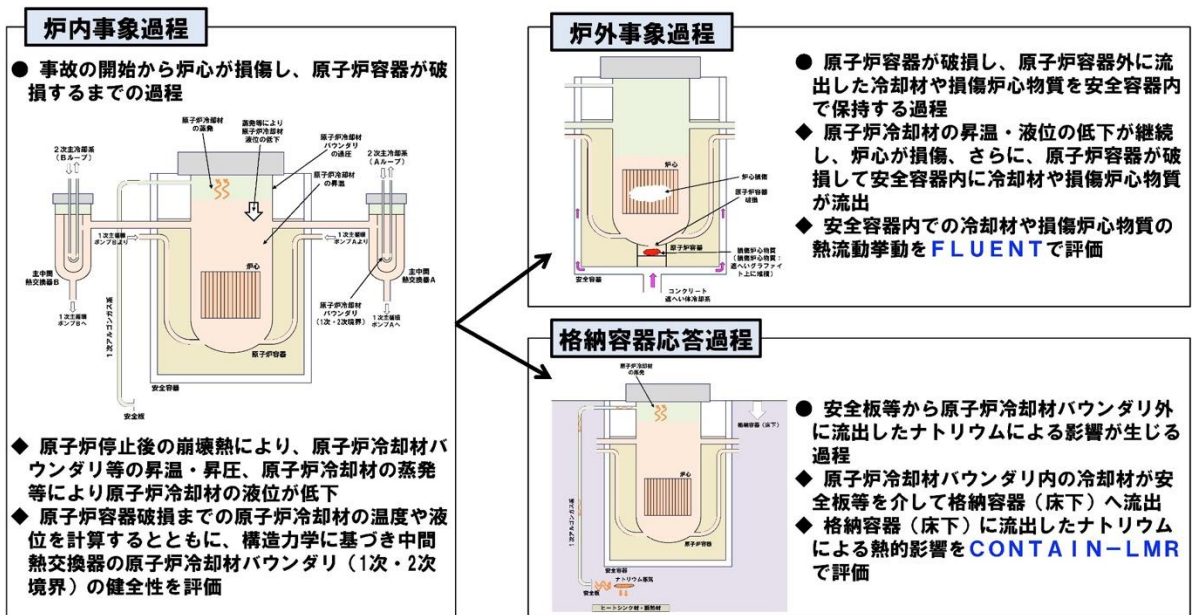
■ UTOP及びULOFにおける格納容器破損防止措置の有効性評価における解析評価



第 4.1 図 ULOF, UTOP, LF の有効性評価における主な計算コード (事象推移と解析評価の流れ)

■ ULOHSの格納容器破損防止措置の有効性評価における解析評価

- ・ Super-COPDで解析
- LORL及びPLOHSにおける格納容器破損防止措置の有効性評価における解析評価



第 4.2 図 ULOHS, LORL, PLOHS の有効性評価における主な計算コード (事象推移と解析評価の流れ)

5. 計算コードの有効性評価への適用性

4章において、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を行うに当たって、関連する物理現象を抽出し、それらの物理現象に関する解析モデルを備えた計算コードとして、有効性評価へ適用する計算コードを選定した。

これらの計算コードのうち、商用コードである⑤FLUENT及び⑥AUTODYNを除く計算コードの解析モデルの妥当性及び有効性評価への適用性の検討結果については、第1部～第6部に示す。また、商用コードである⑤及び⑥に対する検討結果については、それぞれ参考資料1及び参考資料2に示す。

なお、格納容器破損防止措置の有効性評価においては、評価事故シーケンスをいくつかの過程に分割して、それぞれ異なる計算コードで解析を行う。各計算コード間でのデータの引継ぎ方法を参考資料3に示す。

第 1 部

S u p e r - C O P D

1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止措置又は格納容器破損防止措置の有効性評価（以下「有効性評価」という。）に適用する計算コードのうち、Super-COPDについて、

- ・有効性評価において重要となる現象の特定
- ・解析モデルに関する説明
- ・妥当性確認
- ・有効性評価への適用性

に関してまとめたものである。

2. 重要現象の特定

2.1 事故シーケンスと評価指標

Super-COPDが適用される有効性評価における事象グループについて、具体的な評価事故シーケンス及びその事象の推移と有効性評価の評価項目に関わる重要なパラメータに相当する評価指標について記述する。

第1図～第8図に、各評価事故シーケンスにおける定格運転状態から事故事象の発生、収束に至るまでの機器動作を含む事象推移と物理現象を事象進展チャートとして示す。これらの事象進展チャートから、事象の推移と有効性評価の評価項目に関わる重要なパラメータである評価指標を抽出し、重要現象を抽出した。

2.1.1 炉心損傷防止措置の有効性評価の評価事故シーケンスと評価指標

炉心損傷防止措置の有効性評価において、Super-COPDを用いて解析を行う評価事故シーケンスは、以下の8つである。

- ・ULOF(i)：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(iii)：1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- ・UTOP(i)：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
- ・ULOHS(i)：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
- ・ULOHS(iii)：2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- ・LORL(i)：1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
- ・PLOHS(i)：外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- ・PLOHS(ii)：2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

原子炉保護系（スクラム）動作失敗を重畳するULOF(ii)、UTOP(ii)及びULOHS(ii)は、それぞれULOF(i)、UTOP(i)及びULOHS(i)と同等の事象推移となるため解析は行わない。

以下、各評価事故シーケンスに対する事象推移と評価指標について説明する。なお、以降、ULOF(iii)はULOF(i)で代表し、ULOHS(iii)はULOHS(i)で代表して説明を行う。

(1) ULOF(i)：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

第1図に、本評価事故シーケンスの事象進展チャートを示す。本評価事故シーケンスでは、

原子炉の出力運転中に、何らかの原因により外部電源を喪失し、それによって1次主循環ポンプが全数(2台)停止するとともに、原子炉トリップ信号「電源喪失」の発信に失敗、又は、発信に成功するものの、原子炉保護系(スクラム)が動作しなかったことで、制御棒(主炉停止系)の挿入に失敗する事象を想定する。この場合、定格出力に対して、1次主循環ポンプトリップにより炉心流量が減少することで十分な炉心冷却ができなくなり、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。

これを防止するために、代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」の発信により、後備炉停止制御棒が挿入され、原子炉が停止して、未臨界が確保される。その後は、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による1次主冷却系の強制循環による崩壊熱除去運転を行い、事象を収束させる。

Super-COPDによる解析は、事象発生から停止までを対象とし、後備炉停止制御棒が挿入されるまでの間に炉心温度が上昇する可能性があるため、被覆管温度及び炉心冷却材温度を評価指標とする。

(2) UTOP(i) : 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

第2図に、本評価事故シーケンスの事象進展チャートを示す。本評価事故シーケンスでは、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原子炉トリップ信号「中性子束高(出力領域)」の発信に失敗、又は、発信に成功するものの、原子炉保護系(スクラム)が動作しなかったことで、制御棒(主炉停止系)の挿入に失敗する事象を想定する。この場合、原子炉出力上昇時に原子炉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。

これを防止するために、制御棒連続引抜き阻止インターロックにより制御棒の引抜きを停止するとともに、代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」の発信により、後備炉停止制御棒が挿入され、原子炉が停止して、未臨界が確保される。その後は、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による1次主冷却系の強制循環による崩壊熱除去運転を行い、事象を収束させる。

Super-COPDによる解析は、事象発生から停止までを対象とし、後備炉停止制御棒が挿入されるまでの間に、原子炉出力が上昇し、炉心温度が上昇する可能性があるため、燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度を評価指標とする。

(3) ULOHS(i) : 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

第3図に、本評価事故シーケンスの事象進展チャートを示す。本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、2次主冷却系1ループにて何らかの原因で主循環ポンプがトリップして2次冷却材流量が減少した後、原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」の発信に失敗、又は、発信に成功するものの、原子炉保護系(スクラム)が動作しなかったことで、制御棒(主炉停止系)の挿入に失敗する事象を想定する。この場合、2次冷却材流量の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。

これを防止するために、代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」の発信により、後備炉停止制御棒が挿入され、原子炉が停止して、未臨界が確保される。その後は、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による1次主冷却系強制循環による崩壊熱除去運転を行い、事象を収束させる。

Super-COPDによる解析は、事象発生から停止までを対象とし、後備炉停止制御棒が挿入されるまでの間に炉心温度及び系統温度が上昇する可能性があるため、燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度を評価指標とする。

(4) LORL(i) : 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

第4図に、本評価事故シーケンスの事象進展チャートを示す。本評価事故シーケンスでは、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次主冷却系の安全容器内配管（内側）が破損し、原子炉が原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、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を想定する。この場合、主中間熱交換器内の胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ、継続すると、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

これを防止するために、補助冷却設備の運転による強制循環冷却により、炉心の崩壊熱除去運転を行い、事象を収束させる。

Super-COPDによる解析は、事象発生から停止までを対象とし、原子炉容器内の冷却材減少及び流量減少により炉心温度が上昇する可能性があるため、また、補助冷却設備単独による崩壊熱除去運転を行うため、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出入口冷却材温度（1次補助冷却系）を評価指標とする。

(5) PLOHS(i) : 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

第5図に、本評価事故シーケンスの事象進展チャートを示す。本評価事故シーケンスでは、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次主循環ポンプのポニーモータ運転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を想定する。この場合、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心冷却機能を喪失することから、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。

これを防止するために、主冷却系の自然循環による崩壊熱除去を継続することにより、事象を収束させる。

Super-COPDによる解析は、事象発生から停止までを対象とし、原子炉停止後の崩壊熱及び、1次主循環ポンプの低速運転失敗による炉心流量減少によって、炉心温度が上昇する可能性があるため、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度を評価指標とする。

(6) PLOHS(ii) : 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

第6図に、本評価事故シーケンスの事象進展チャートを示す。本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、2次主冷却系1ループにて何らかの原因で冷却材の漏えいが生じ、原子炉が原子炉トリップ信号「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を想定する。この場合、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能を喪失することから、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。

これを防止するために、健全な主冷却系1ループの自然循環による崩壊熱除去を継続することにより、事象を収束させる。

Super-COPDによる解析は、事象発生から停止までを対象とし、原子炉停止後の崩壊熱及び、1次主循環ポンプの低速運転失敗による炉心流量減少によって、炉心温度が上昇する可能性があるため、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度を評価指標とする。

2.1.2 格納容器破損防止措置の有効性評価の評価事故シーケンスと評価指標

格納容器破損防止措置の有効性評価において、Super-COPDを用いて解析を行う評価事故シーケンスは以下の5つである。

- ・ULOF(i) : 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(iii) : 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- ・LORL(ii) : 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故
- ・ULOHS(i) : 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
- ・ULOHS(iii) : 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

以下、各評価事故シーケンスに対する事象推移と評価指標について説明する。なお、以降、ULOF(iii)はULOF(i)で代表し、ULOHS(iii)はULOHS(i)で代表して説明を行う。LORL(ii)の主冷却系流路の途絶までは、LORL(i)の炉心損傷防止措置の有効性評価における主冷却系流路の途絶までと同様の物理現象となるため、LORL(i)の炉心損傷防止措置で代表する。

(1) ULOF(i) : 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

第7図に、本評価事故シーケンスの事象進展チャートを示す。本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、何らかの原因により外部電源を喪失し、それによって1次主循環ポンプが全数（2台）停止するとともに、原子炉トリップ信号「電源喪失」の発信に失敗し、さらに、代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」の発信に失敗、又は、発信に成功するものの、後備炉停止系用論理回路が動作しなかったことで、制御棒（主炉停止系）及び後備炉停止制御棒とともに挿入に失敗する事象を想定する。この場合、定格出力に対して、1次主循環ポンプトリップにより炉心流量が減少することで十分な炉心冷却ができなくなり、炉心

昇温によって炉心の著しい損傷に至る。1次主循環ポンプトリップ後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却による崩壊熱除去が行われる。

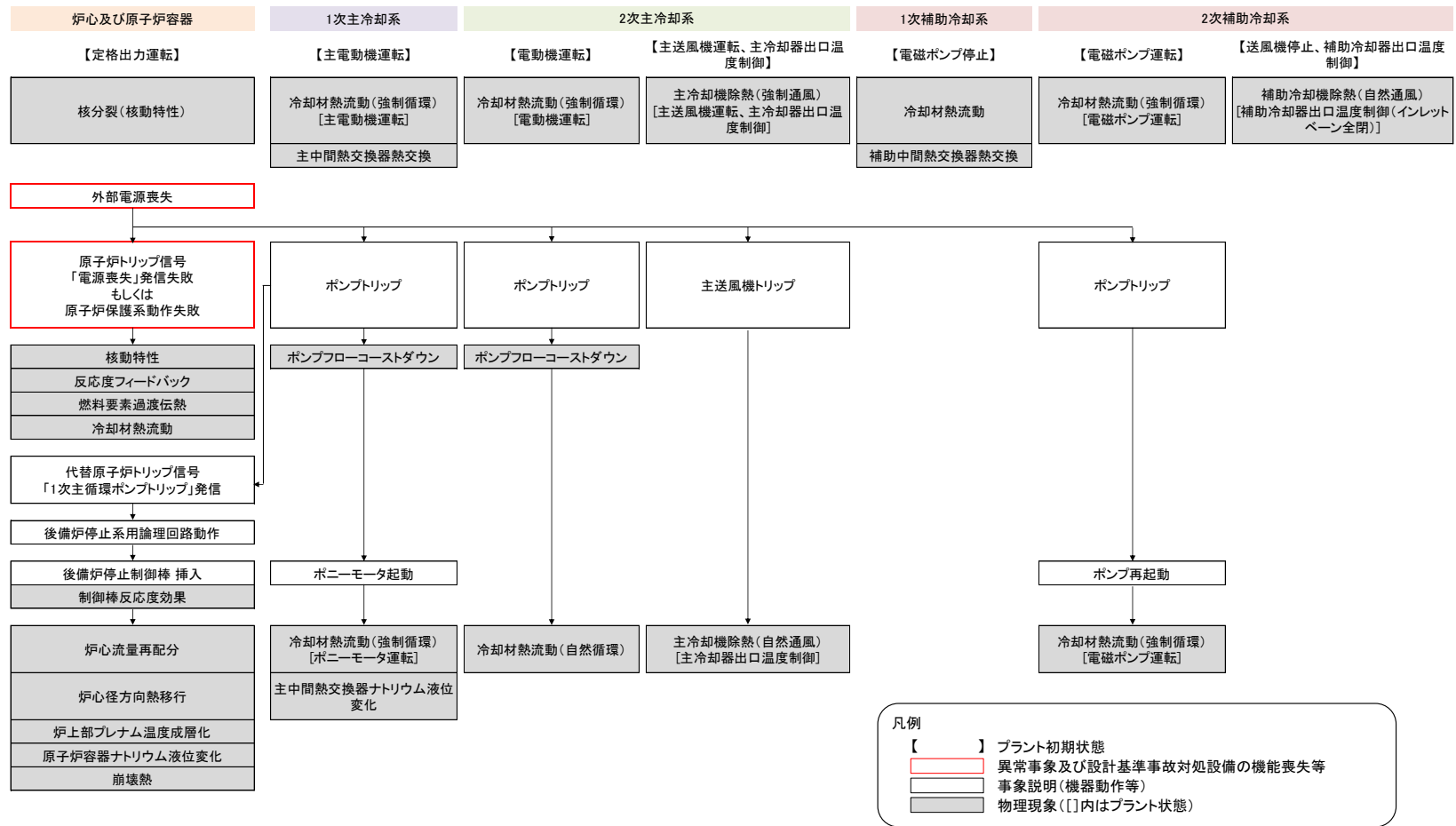
S u p e r - C O P Dによる解析では、原子炉容器内で再配置した損傷炉心物質の冷却性解析の境界条件に使用する1次主冷却系流量及び原子炉入口冷却材温度を計算する。また、損傷炉心物質からの崩壊熱がプラント冷却系を通じで最終ヒートシンクに安定に輸送できることを確認する。

なお、再配置・冷却過程で下部プレナムに堆積したデブリベッドの冷却解析には、S u p e r - C O P Dの「デブリベッド熱計算モジュール」を単体で使用する。この場合の評価指標はデブリベッド温度（損傷炉心物質温度、冷却材温度、原子炉容器温度）である。

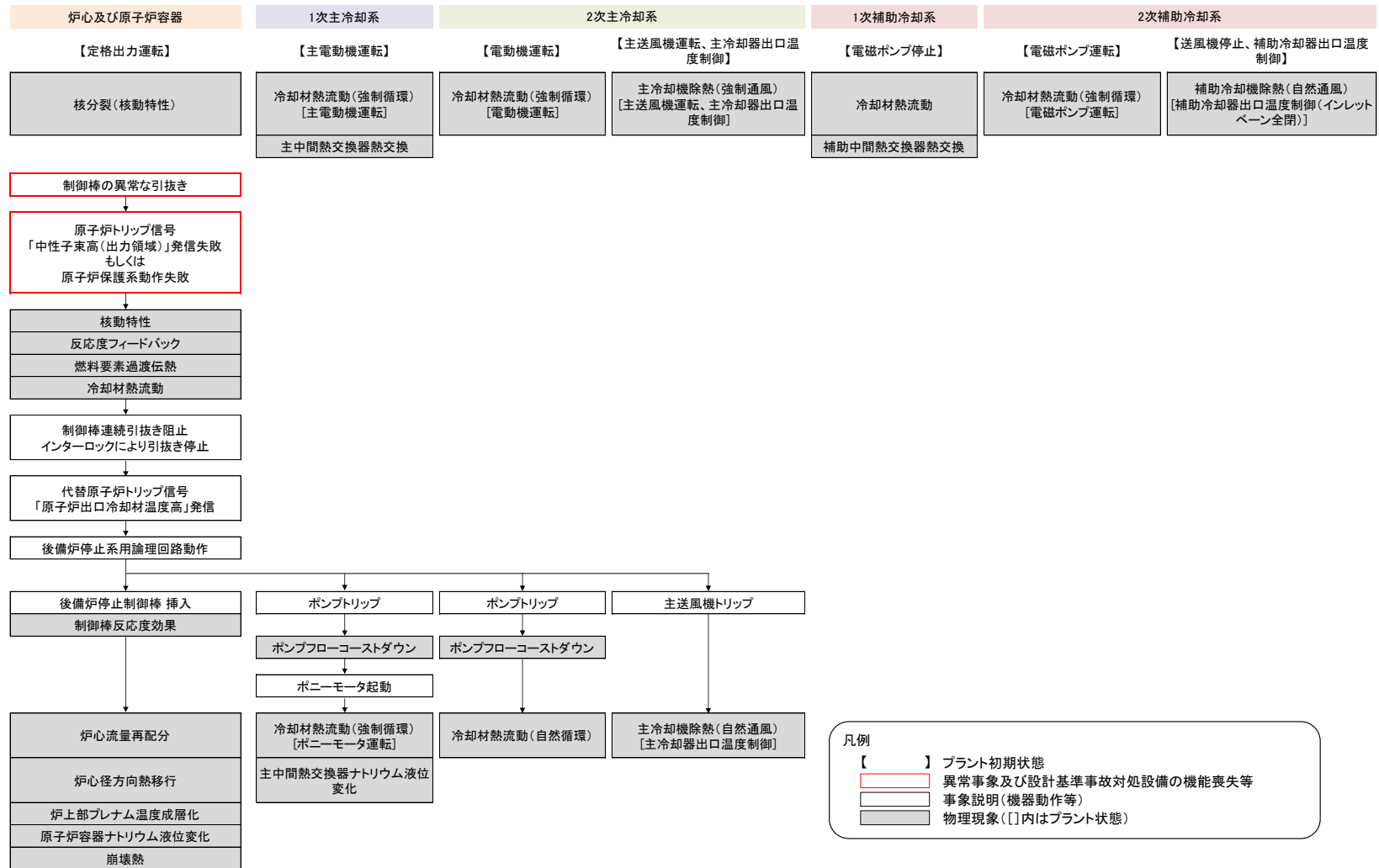
(2) ULOHS(i)：2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

第8図に、本評価事故シーケンスの事象進展チャートを示す。本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、2次主冷却系1ループにて何らかの原因で主循環ポンプがトリップして、冷却材流量が減少した後、原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」の発信に失敗し、さらに、代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」の発信に失敗、又は、発信に成功するものの、後備炉停止系用論理回路が動作しなかったことで、制御棒（主炉停止系）及び後備炉停止制御棒ともに挿入に失敗する事象を想定する。この場合、2次冷却材流量の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が、炉心の昇温による負の反応度フィードバックによって原子炉出力は低下し、また、1次冷却材温度は定格運転時よりも上昇するが、1次主冷却系の強制循環と2次主冷却系の自然循環が継続し、1次冷却材温度の上昇は抑えられ、高温で静定する状態が保たれる。

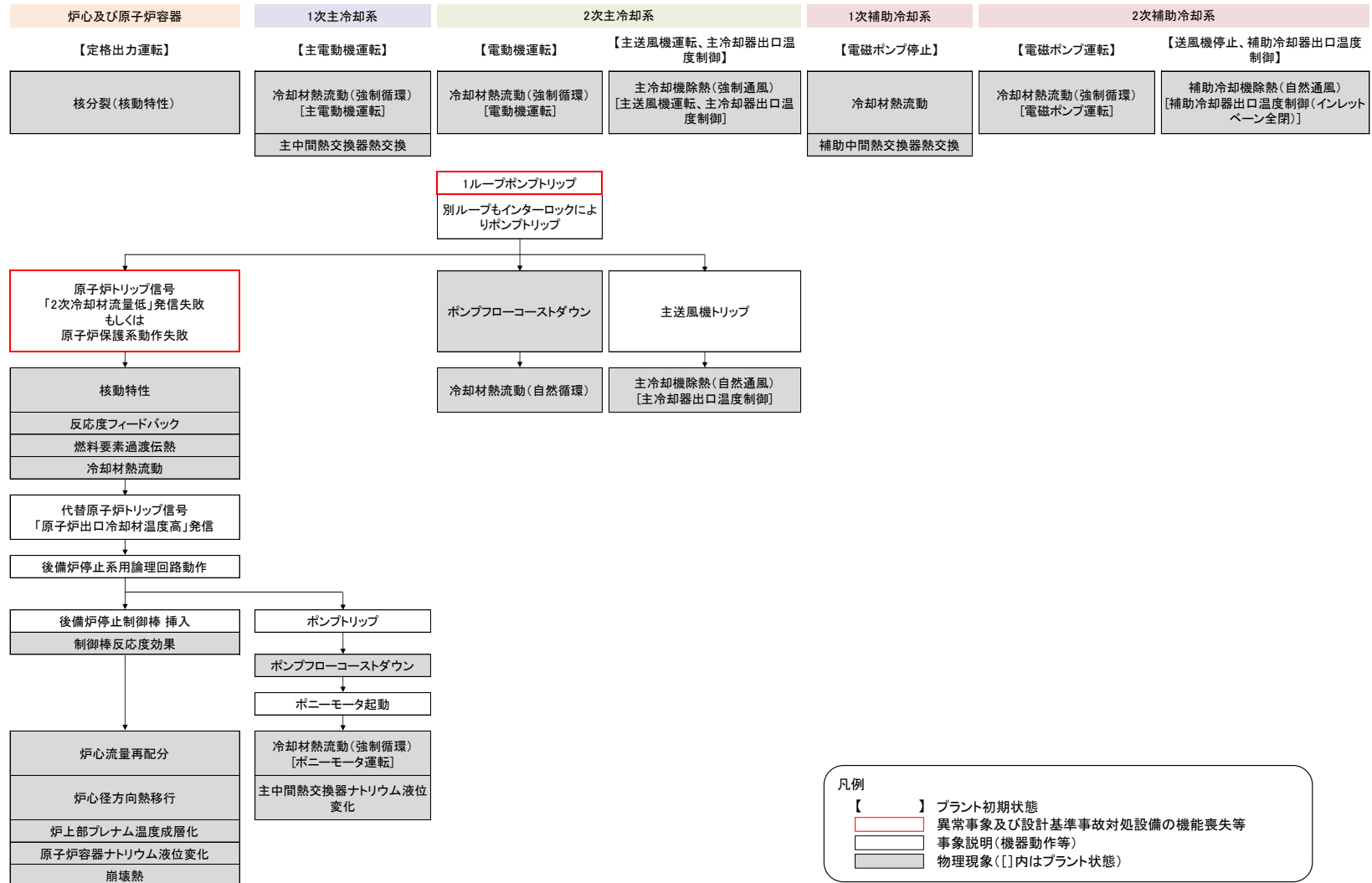
S u p e r - C O P Dによる解析は、事象発生から1次冷却材温度の挙動が静定するまでを対象とし、原子炉停止の失敗により炉心温度が上昇する可能性があるため、燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度を評価指標とする。



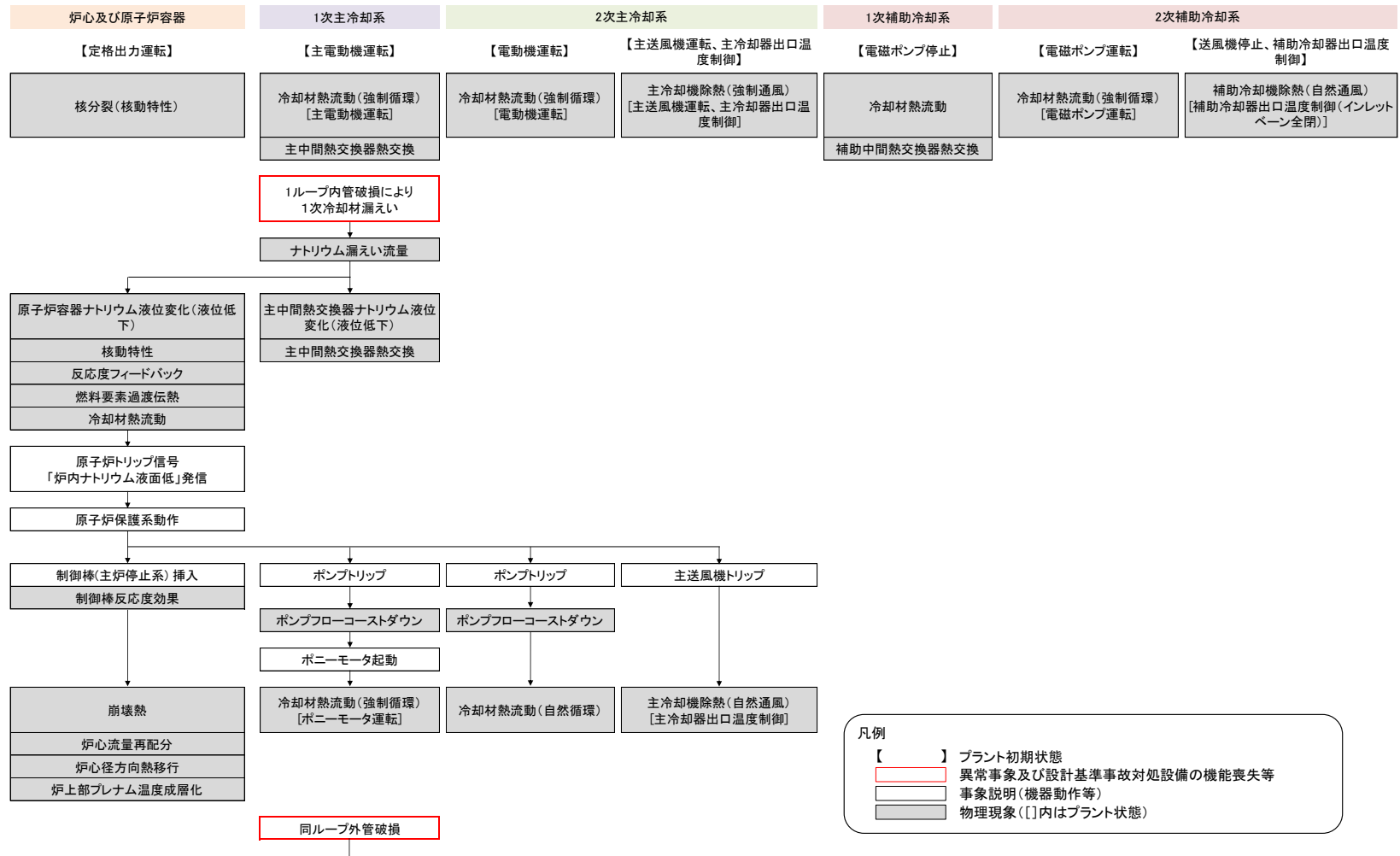
第1図 炉心損傷防止措置時 (ULOF(i)) の事象進展チャート



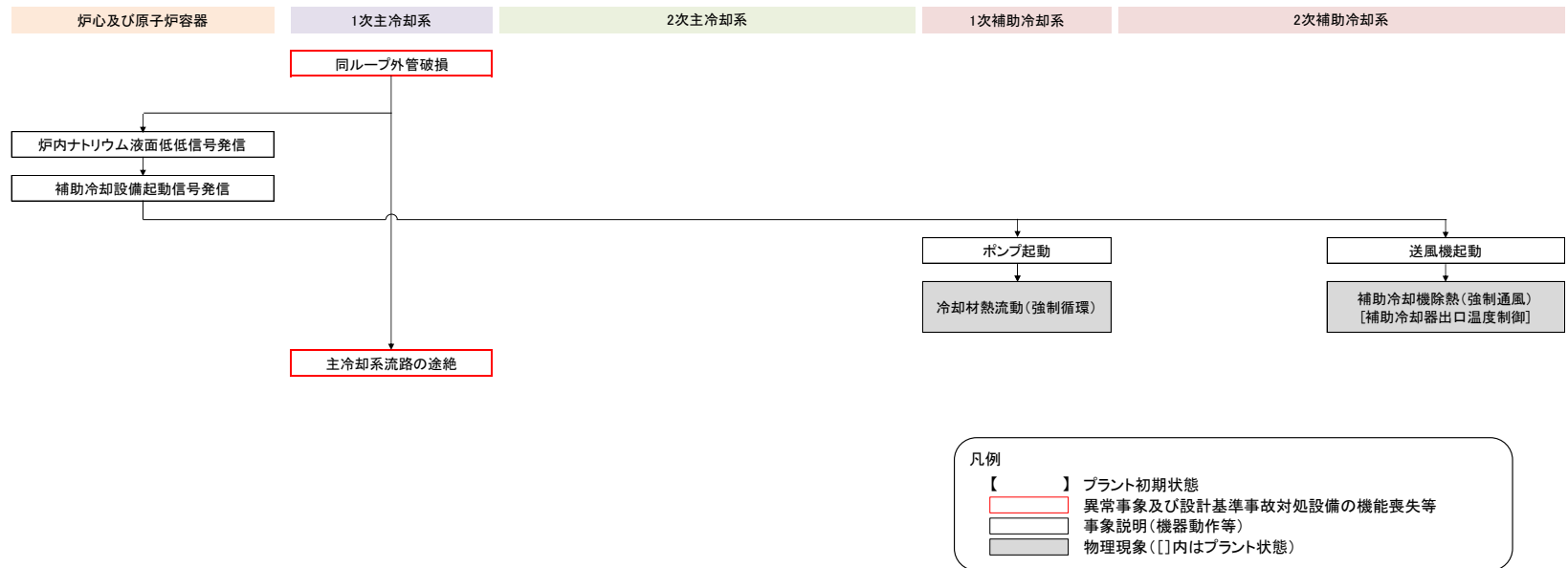
第2図 炉心損傷防止措置時 (UTOP(i)) の事象進展チャート



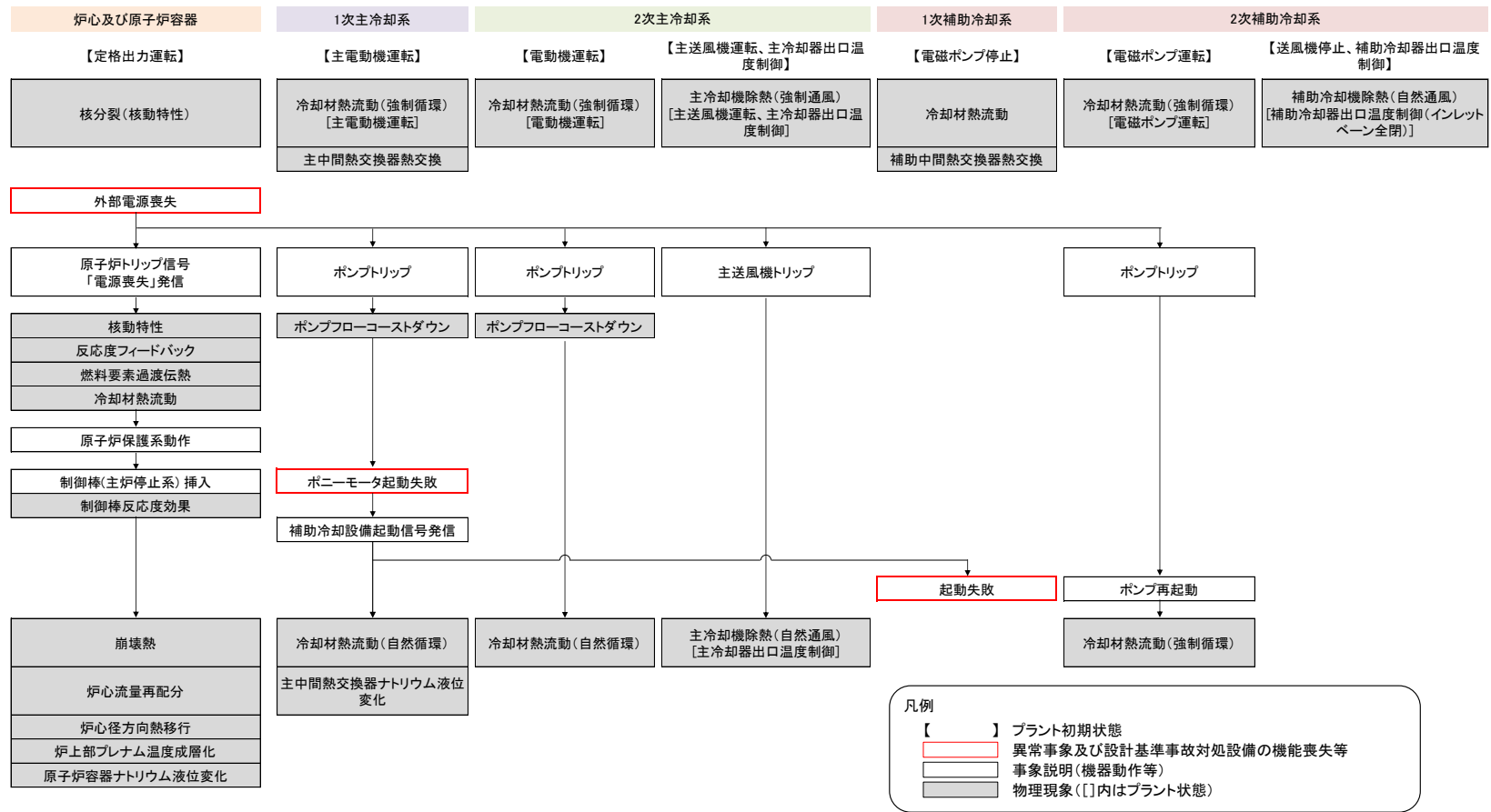
第3図 炉心損傷防止措置時 (ULHS(i)) の事象進展チャート



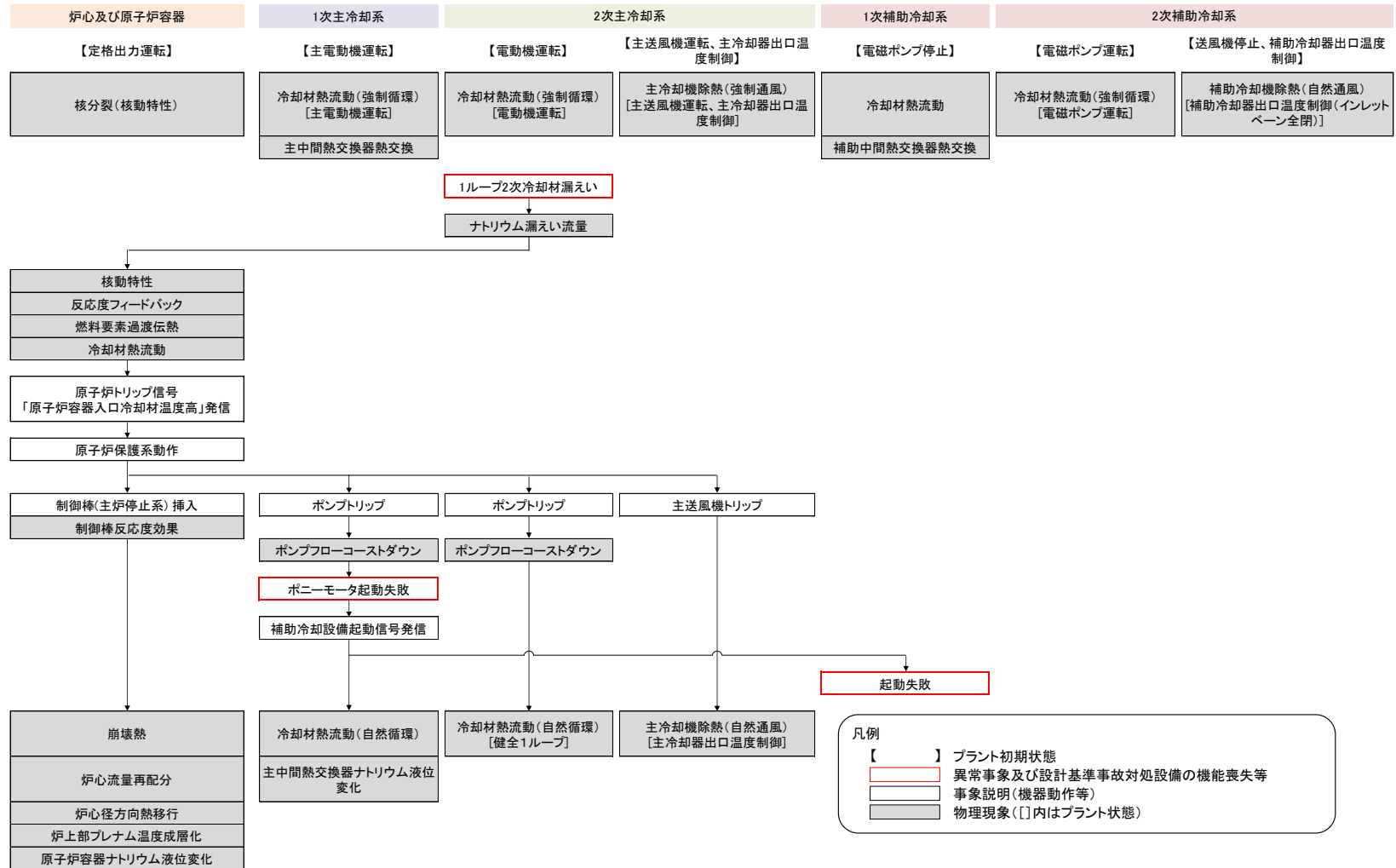
第4図 炉心損傷防止措置時(LORL(i))の事象進展チャート(1/2)



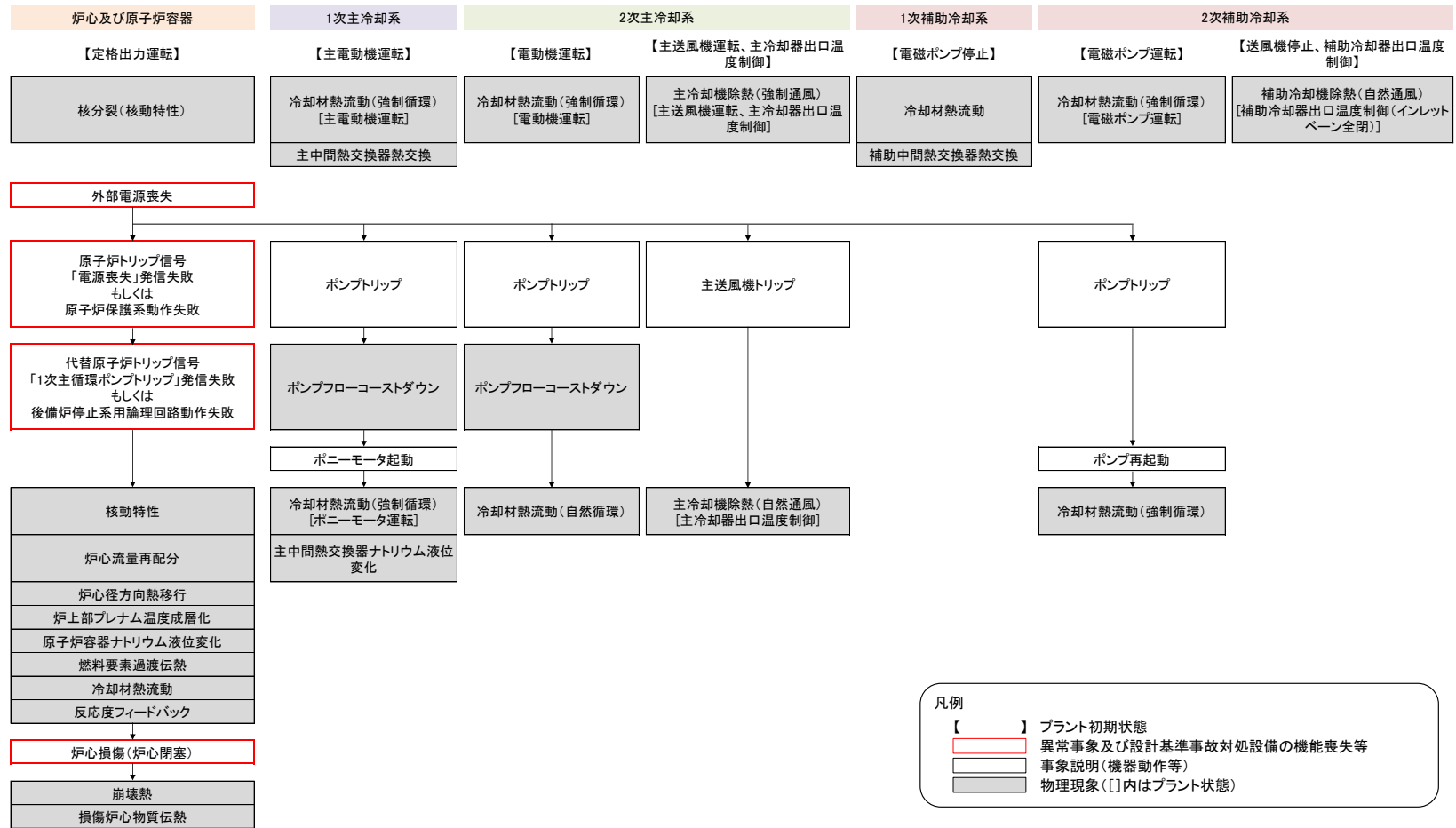
第4図 炉心損傷防止措置時 (LORL(i)) の事象進展チャート (2/2)



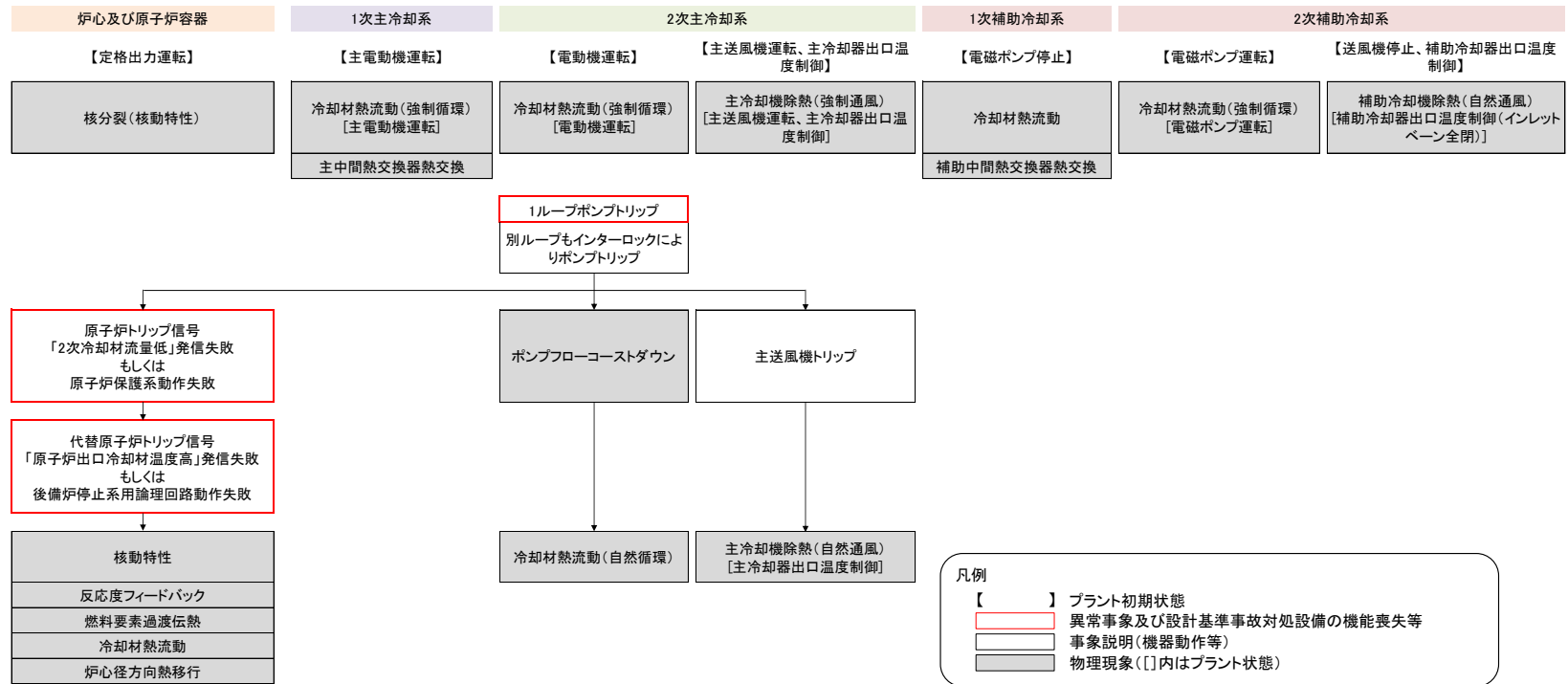
第5図 炉心損傷防止措置時 (PLOHS(i)) の事象進展チャート



第6図 炉心損傷防止措置時 (PLOHS(ii)) の事象進展チャート



第7図 格納容器破損防止措置時 (ULOF(i)) の事象進展チャート



第8図 格納容器破損防止措置時 (ULOHS(i)) の事象進展チャート

2.2 ランクの定義

2.1 節で述べた評価事故シーケンス及び評価指標に影響を及ぼす可能性のある物理現象について、重要現象を抽出するためのランク付けの定義及び取り扱いを第1表に示す。

2.3 物理現象に対するランク付け

2.1 節で述べた評価事故シーケンス及び評価指標に影響を及ぼす可能性のある物理現象について、第1表の定義に従い、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価における評価指標への影響について、それぞれ第2表及び第3表のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類される物理現象を重要現象として抽出した。

以下に、物理現象毎にランク付けの考え方を示す。なお、2次主冷却系のポンプフローコーストダウン特性及び補助冷却機除熱（自然通風）は、全事象において評価指標に影響を与えないため、第2表及び第3表には示していない。

2.3.1 炉心損傷防止措置の有効性評価における重要現象

(1) 反応度フィードバックと核動特性（制御棒反応度効果を含む）

本物理現象は、制御棒による反応度変化や、炉心部の各部の温度変化に伴う反応度変化により、原子炉の出力が変化する現象である。制御棒による反応度、炉心部の各部の温度、動特性パラメータが影響する。本物理現象は、原子炉停止までの炉心温度に影響を及ぼす。また、原子炉停止までの時間が長い又は原子炉が停止しない場合は系統温度にも影響する。

ULOF では、原子炉停止までの燃料温度に影響を及ぼし、その結果、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。

UTOP 及びULOHS では、原子炉停止までの評価指標である燃料温度に影響を及ぼし、その結果、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。

LORL 及びPLOHS では、評価指標を計算するのが原子炉停止後であるため、本物理現象の影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(2) 燃料要素過渡伝熱

本物理現象は、核分裂や放射性崩壊による発熱の変化、被覆管周りの冷却材温度及び流量変化に伴って燃料要素（燃料ピン）の温度が変化する現象である。核分裂や放射性崩壊による発熱量、燃料ペレットの熱伝導率及び熱容量、ギャップ熱伝達率、被覆管の熱伝導率及び熱容量、被覆管周りの冷却材温度及び流量が影響する。本物理現象は、原子炉停止までの燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度に影響する。

ULOF では、原子炉停止までに生じる評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度の1次ピーク（原子炉トリップ直後の流量と出力のミスマッチによって出現する

温度の極大値)に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。

UTOP では、原子炉停止までに生じる燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度の1次ピークに影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。

ULOHS でも、UTOP と同様、原子炉停止までに生じる燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度の1次ピークに影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。一方で、原子炉容器出口冷却材温度に対しては、炉上部プレナムでの混合により影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

LORL 及び PLOHS では、評価指標を計算する時間帯では崩壊熱が低いいため影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(3) 炉心の冷却材熱流動

本物理現象は、被覆管外表面温度の変化及び被覆管の周りを通ずる冷却材の流量の変化に伴って冷却材温度が変化する現象である。被覆管外表面温度、被覆管から冷却材までの熱伝達率、冷却材の熱容量が影響する。本物理現象は、過渡時の炉心出力に対して、異常な温度上昇を抑制するのに十分な冷却材流量が得られない場合に被覆管温度及び炉心冷却材温度に影響する。

ULOF、UTOP 及び PLOHS では、過渡時の炉心出力に対して、異常な温度上昇を抑制するのに十分な冷却材流量が得られないため、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度に直接的に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。

ULOHS でも、過渡時の炉心出力に対して、異常な温度上昇を抑制するのに十分な冷却材流量が得られないため、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度に直接的に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。一方で、原子炉容器出口冷却材温度に対しては、炉上部プレナムでの混合により影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

LORL では、1次主冷却系が途絶した際の炉心流量の低下時に炉心出力に対して、異常な温度上昇を抑制するのに十分な冷却材流量が得られない可能性があるが、この事象に比べその程度は小さい。このため、重要度は「M」とする。

(4) 炉心流量再配分（自然循環状態での炉心流量再配分）

本物理現象は、強制循環状態から1次主循環ポンプを停止し、ポンプによる吐出圧力がない状態、すなわち自然循環状態において、浮力により各集合体への炉心流量の配分比が強制循環時の配分比から変化する現象である。各集合体の温度分布（浮力）と圧力損失が影響する。本物理現象は、1次主循環ポンプ停止後の自然循環時の低流量状態において炉心冷却材温度に対して影響を及ぼす。

ULOF、UTOP、ULOHS 及び LORL では、評価指標の計算は強制循環時（1次主循環ポンプ（主電動機又はポニーモータ）及び補助冷却系電磁ポンプ）が対象であり、本物

理現象の影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

PLOHS では、評価指標の計算は自然循環時であるため被覆管温度及び炉心冷却材温度に対して影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、原子炉容器出口冷却材温度に対しては、炉上部プレナムでの混合により影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(5) 炉心径方向熱移行

本物理現象は、発熱量が大きい集合体から小さい集合体へ熱が移行する現象であり、炉心の径方向の温度分布を平坦化する効果がある。ラップ管の熱伝導率及び熱容量、隣り合うラップ管の内側の冷却材温度及び流量、隣り合うラップ管に挟まれた領域の冷却材の温度及び流量が影響する。本物理現象は、1次主循環ポンプ停止後の自然循環時の低流量状態において流量再配分を左右する集合体内の温度分布、すなわち評価指標である炉心冷却材温度、また被覆管温度に影響を及ぼす。

ULOF、UTOP、LORL 及び ULOHS では、評価指標の計算は強制循環時（1次主循環ポンプ（主電動機又はポニーモータ）及び補助冷却系電磁ポンプ）が対象であり、本物理現象の影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

PLOHS では、評価指標の計算は自然循環時であるため被覆管温度及び炉心冷却材温度に対して影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、原子炉容器出口冷却材温度に対しては炉上部プレナムでの混合により影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(6) 炉上部プレナム温度成層化

本物理現象は、炉上部プレナム（炉心集合体出口から原子炉容器出口配管部までの領域）において、プレナム部に流れ込むナトリウム温度及び流量の過渡的な変化によって生じる温度成層化現象であり、原子炉停止後、低流量となる事象の原子炉容器出口冷却材温度に影響を及ぼす。

ULOF、UTOP 及び ULOHS では、評価指標の計算は原子炉停止までが対象であり、本物理現象の影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

LORL では、評価指標の計算は補助冷却設備の単独運転に切り替わった時間帯であり、低流量となるが崩壊熱が低く冷却材温度も低い。このため、重要度は「L」とする。

PLOHS では、自然循環による低流量であることから原子炉容器出口冷却材温度に対して影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、被覆管温度及び炉心冷却材温度に対しては、1次主冷却系を一巡した後に遅れて影響する。このため、重要度は「L」とする。

(7) 原子炉容器ナトリウム液位変化

本物理現象は、1次主循環ポンプのトリップ前後の圧力変化又は1次主冷却系からのナトリウム漏えいにより、原子炉容器のナトリウム液位が変動する現象である。1次主循環ポンプの吐出圧力、炉心及び系統の圧力損失、漏えい流量が影響する。前者の圧力変化により生じる場合は、評価指標に影響は及ぼさないが、後者のナトリウム漏えいにより生じる場合は、原子炉停止及び補助冷却設備の起動のタイミングに関係し、評価指標に影響を及ぼす。

LORL においては、ナトリウム漏えいによる液位変化が、原子炉停止及び補助冷却設備の起動のタイミングに影響し、結果的に補助冷却設備の単独運転に切り替わるタイミングを左右する（切り替わるタイミングの崩壊熱量に影響）ため、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度へ影響する可能性がある。このため、重要度は「M」とする。一方で、評価指標である原子炉容器出口冷却材温度（1次補助冷却系）に対しては、被覆管温度及び炉心冷却材温度と同様の理由で影響する可能性があるが、被覆管温度及び炉心冷却材温度に比べて感度が低い。このため、重要度は「L」とする。

その他の事象においては、ナトリウム漏えいによるナトリウム液位変化は生じない。

(8) 崩壊熱

本物理現象は、核分裂で生じた核分裂生成物などが放射性崩壊する際に発熱する現象である。燃料組成や燃焼度が影響する。崩壊熱は、原子炉停止後の炉心温度及び系統温度に影響を及ぼす。

ULOF、UTOP 及び ULOHS では、原子炉停止までの炉心温度の上昇（ULOHS においては、原子炉停止までの炉心温度の上昇が原子炉容器出口冷却材温度へ遅れて到達）が評価指標の計算の対象となる。このため、重要度は「L」とする。

LORL では、原子炉出力の主要要素であり、補助冷却設備の単独運転による崩壊熱除去時に被覆管温度、炉心冷却材温度、原子炉容器出入口冷却材温度（1次補助冷却系）に影響する。このため、重要度は「H」とする。

PLOHS では、原子炉出力の主要要素であること及び1次主冷却系が自然循環となることから、被覆管温度及び炉心冷却材温度、原子炉容器出口冷却材温度に対して影響する。このため、重要度は「H」とする。

(9) 1次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）

本物理現象は、原子炉で発生した熱を保有し、主電動機若しくはポニーモータの駆動力により1次冷却材が強制的に循環する現象又は1次主冷却系内の冷却材の密度差によって生じる浮力によって循環（自然循環）する現象である。冷却材の熱容量、流量及び温度分布、構造物の熱容量及び熱伝導率、構造物と冷却材の熱伝達率、圧力

損失、及びポンプの吐出圧力が影響する。本物理現象は、原子炉の熱を除去し、主中間熱交換器まで輸送するため、炉心部温度及び系統温度に影響を及ぼす。

ULOF 及び UTOP では、事象発生後、炉心で生じた過渡変化が一巡する前に評価指標（ULOF では被覆管温度及び炉心冷却材温度、UTOP では燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度）の 1 次ピークが出現する。このため、重要度は「L」とする。

ULOHS では、1 次主冷却系のコールドレグ温度の上昇によって、評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、燃料温度に対しては、直接影響しない。このため重要度は「L」とする。

LORL では、評価指標の計算の対象が補助冷却設備の単独運転後である。このため、重要度は「L」とする。

PLOHS では、自然循環時において評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。

(10) 1 次主冷却系のポンプフローコーストダウン

本物理現象は、1 次主循環ポンプの主電動機又はポニーモータが停止した際のポンプ軸の回転慣性と流体慣性のバランスから生じる流量の減少挙動である。

ULOF では、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度の 1 次ピークが、フローコーストダウン中における出力と流量に左右される。このため、重要度は「H」とする。

UTOP、ULOHS 及び LORL では、評価指標の計算はフローコーストダウン時ではない。このため、重要度は「L」とする。

PLOHS では、ポニーモータの起動失敗により、フローコーストダウンカーブから自然循環に移行するタイミングに評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度の最高温度が出現する。このため、重要度は「H」とする。一方で、原子炉容器出口冷却材温度に対しては炉上部プレナムでの混合により影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(11) 1 次主冷却系のナトリウム漏えい流量

本物理現象は、1 次主冷却系の冷却材バウンダリの破損により、ナトリウムが外部へ漏えいする現象であり、1 次主冷却系での漏えいを想定している LORL のみで発生する。破損口の面積、系統の圧力及び漏えい先の圧力が影響する。冷却材バウンダリの破損により、原子炉容器内のナトリウム液位変化（原子炉停止及び補助冷却設備の起動のタイミング）、主中間熱交換器内のナトリウム液位変化（冷却系の途絶）に影響し、最終的に補助冷却設備の単独運転のタイミングに影響を与えるため、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出入口冷却材温度（1 次補助冷却系）に影響する

可能性がある。このため、重要度は「M」とする。

(12) 主中間熱交換器熱交換

本物理現象は、主中間熱交換器において、1次冷却材の熱エネルギーが伝熱管を介して2次冷却材に伝達される現象である。主中間熱交換器の伝熱特性が影響する。本物理現象は、除熱源が喪失する事象や評価指標の最高温度が出現するまでに1次主冷却系を一巡するような事象に影響する。

ULOF及びUTOPでは、事象発生後、炉心で生じた過渡変化が一巡する前に評価指標（ULOFでは被覆管温度及び炉心冷却材温度、UTOPでは燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度）の1次ピークが出現する。このため、重要度は「L」とする。

ULOHSでは、1次主冷却系のコールドレグ温度の上昇が、評価指標である被覆管温度、冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、燃料温度に対しては、直接影響しない。このため、重要度は「L」とする。

LORLでは、評価指標の計算が補助冷却設備の単独運転後であるものの、単独運転に切り替わる直前までの系統温度に影響を与える。このため、重要度は「M」とする。

PLOHSでは、自然循環力に影響を及ぼすため、評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。

(13) 主中間熱交換器ナトリウム液位変化

本物理現象は、1次主循環ポンプのトリップ前後の圧力変化又は1次主冷却系からのナトリウム漏えいにより、主中間熱交換器のナトリウム液位が変動する現象である。1次主循環ポンプの吐出圧力、炉心及び系統の圧力損失、漏えい流量が影響する。前者の圧力変化により生じる場合は、評価指標には影響を及ぼさないが、後者のナトリウム漏えいにより生じる場合は、原子炉停止及び補助冷却設備の起動のタイミングに関係し、評価指標に影響を及ぼす。

LORLにおいては、ナトリウム漏えいによる液位変化が、1次主冷却系の途絶するタイミング（除熱能力が低下するタイミング）に影響するため、評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度（1次補助冷却系）へ影響する可能性がある。このため、重要度は「M」とする。

その他の事象においては、ナトリウム漏えいによるナトリウム液位の変化は生じない。

(14) 2次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）

本物理現象は、主中間熱交換器で伝達された熱を保有し、電動機の駆動力により2

次冷却材が強制的に循環する現象又は2次主冷却系内の冷却材の密度差によって浮力が生じ、自然循環が発生する現象である。冷却材の熱容量、流量及び温度分布、構造物の熱容量及び熱伝導率、構造物と冷却材の熱伝達率、圧力損失、及びポンプの吐出圧力が影響する。本物理現象は、主中間熱交換器の熱を除去し、主冷却機まで輸送するため、1次主冷却系のコールドレグ温度に影響を及ぼす。

ULOF 及び UTOP では、事象発生後、炉心で生じた過渡変化が一巡する前に評価指標（ULOF では被覆管温度及び炉心冷却材温度、UTOP では燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度）の1次ピークが出現する。このため、重要度は「L」とする。

ULOHS では、1次主冷却系のコールドレグ温度の上昇によって、評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、燃料温度に対しては、直接影響しない。このため、重要度は「L」とする。

LORL では、評価指標の計算は、補助冷却設備を単独で運転した後である。2次主冷却系の冷却材熱流動は、単独運転に切り替わる直前までの系統温度に影響を与えるが主冷却機により十分除熱されており、単独運転後は評価指標に影響を及ぼさない。このため、重要度は「L」とする。

PLOHS では、評価指標を計算する時間帯において主冷却機により十分除熱されており、2次主冷却系の冷却材熱流動は、評価指標に影響を及ぼさない。このため、重要度は「L」とする。

(15) 2次主冷却系のナトリウム漏えい流量

本物理現象は、2次冷却材バウンダリの破損により、冷却材が外部へ漏えいする現象であり、2次主冷却系での漏えいを想定している PLOHS のみで発生する。破損口の面積、系統の圧力及び漏えい先の圧力が影響する。2次冷却材バウンダリの破損により、2次主冷却系による除熱能力が低下又は喪失し、1次主冷却系の冷却材温度及び自然循環力に影響することから、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度、原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「M」とする。

(16) 主冷却機除熱（強制通風、自然通風）

本物理現象は、主冷却機において、2次冷却材の熱エネルギーが伝熱管を介して空気に伝達される現象である。主冷却機の伝熱特性が影響する。本物理現象は、主冷却機での除熱状態が主中間熱交換器を介して1次主冷却系に影響を与え、評価指標に影響する。

ULOHS では、主冷却機での除熱状態が評価指標（燃料温度は除く。）に影響を与える。このため、重要度は「H」とする。

その他の事象については、評価指標の計算は主冷却機での除熱状態が影響しない。

このため、重要度は「L」とする。

(17) 1次補助冷却系の冷却材熱流動

本物理現象は、原子炉で発生した熱を保有し、1次補助冷却系の電磁ポンプの駆動力により、1次補助冷却系の冷却材が強制的に循環する現象である。冷却材の熱容量、流量及び温度分布、構造物の熱容量及び熱伝導率、構造物と冷却材の熱伝達率、圧力損失、及びポンプの吐出圧力が影響する。本物理現象は、補助冷却系を起動した際に、原子炉の熱を除去し、補助中間熱交換器まで輸送するため、炉心部温度及び系統温度に影響を及ぼす。

本物理現象が発生するのは、補助冷却設備の起動を想定している LORL のみである。原子炉容器出入口冷却材温度（1次補助冷却系）は、1次補助冷却系の強制循環流量、補助中間熱交換器の1次側出口冷却材温度及び崩壊熱で決まる。このため、重要度は「H」とする。一方で、被覆管温度及び炉心冷却材温度に対する影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(18) 補助中間熱交換器熱交換

本物理現象は、補助中間熱交換器において、1次補助冷却系のナトリウムの熱エネルギーが伝熱管を介して2次補助冷却系のナトリウムに伝達される現象である。補助中間熱交換器の伝熱特性が影響する。本物理現象は、補助冷却系を起動した際に、2次補助冷却系の状態が、評価指標に影響する。

LORL において、原子炉容器出入口冷却材温度（1次補助冷却系）は、2次補助冷却系の状態が影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、被覆管温度及び炉心冷却材温度に対しては、評価指標への影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

その他の事象においては、補助冷却設備が待機状態において、1次補助冷却系の逆流により、補助中間熱交換器で熱交換された1次補助冷却系のナトリウムが炉上部プレナムの温度に影響するが、逆流流量は少量であり、その影響は微小である。このため、重要度は「L」とする。

(19) 2次補助冷却系の冷却材熱流動（強制循環）

本物理現象は、補助中間熱交換器で伝達された熱を保有し、電磁ポンプの駆動力により2次補助冷却系のナトリウムが強制的に循環する現象である。冷却材の熱容量、流量及び温度分布、構造物の熱容量及び熱伝導率、構造物と冷却材の熱伝達率、圧力損失、及びポンプの吐出圧力が影響する。本物理現象は、補助中間熱交換器の熱を除去し、補助冷却機まで輸送するため、1次補助冷却系の系統温度に影響を及ぼす。

LORL において、原子炉容器出入口冷却材温度（1次補助冷却系）は、補助中間熱

交換器を介して、2次補助冷却系の状態が影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、被覆管温度及び炉心冷却材温度に対する影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

その他の事象においては、補助冷却設備が待機状態において、1次補助冷却系の逆流により、補助中間熱交換器で熱交換された1次補助冷却系のナトリウムが炉上部プレナムの温度に影響するが、逆流流量は少量であり、その影響は微小である。このため、重要度は「L」とする。

(20) 補助冷却機除熱（強制通風）

本物理現象は、補助冷却機において、2次補助冷却系のナトリウムの熱エネルギーが伝熱管を介して空気に伝達される現象である。補助冷却機の伝熱特性が影響する。本物理現象は、補助冷却機での除熱状態が補助中間熱交換器を介して1次補助冷却系に影響を与え、評価指標に影響を与える。

本物理現象が発生するのは、補助冷却設備の起動を想定している LORL のみである。原子炉容器出入口冷却材温度（1次補助冷却系）は、1次補助冷却系の強制循環流量及び補助中間熱交換器1次側出口冷却材温度及び崩壊熱で決まる。このため、重要度は「H」とする。一方で、被覆管温度及び炉心冷却材温度に対する影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

2.3.2 格納容器破損防止措置の有効性評価における重要現象

(1) 反応度フィードバックと核動特性

ULOF では、中間熱交換器において熱交換（除熱）が行われ、事象発生前の1次主冷却系コールドレグの温度が維持されるため、評価指標である原子炉容器入口冷却材温度及び1次冷却材流量への影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

ULOHS では、評価指標である燃料温度に影響を及ぼし、その結果、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。

(2) 燃料要素過渡伝熱

ULOF では、評価指標である1次冷却材流量及び原子炉容器入口冷却材温度への影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

ULOHS では、評価指標である燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度の1次ピークに直接に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。一方で、原子炉容器出口冷却材温度に対しては、炉上部プレナムでの混合により影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(3) 炉心の冷却材熱流動

ULOF では、炉心損傷に伴う圧力損失の増加が評価指標である 1 次冷却材流量及び原子炉容器入口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。

ULOHS では、過渡時の炉心出力に対して、異常な温度上昇を抑制するのに十分な冷却材流量が得られないため、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度に直接的に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。一方で、原子炉容器出口冷却材温度に対しては、炉上部プレナムでの混合により影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(4) 炉心流量再配分

ULOF では、炉上部プレナムでの混合により、評価指標である 1 次冷却材流量及び原子炉容器入口冷却材温度への影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

ULOHS では、原子炉が停止しない（主電動機駆動による強制循環）ため、本物理現象は生じない。

(5) 炉心径方向熱移行

ULOF では、炉上部プレナムでの混合により、評価指標である 1 次冷却材流量及び原子炉容器入口冷却材温度への影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

ULOHS では、原子炉が停止しない（主電動機駆動による強制循環）ため、本物理現象は生じない。

(6) 炉上部プレナム温度成層化

ULOF では、ポニーモータ駆動による強制循環であるため、評価指標である 1 次冷却材流量及び原子炉容器入口冷却材温度への影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

ULOHS では、原子炉が停止しない（主電動機駆動による強制循環）ため、本物理現象は生じない。

(7) 原子炉容器ナトリウム液位変化

ULOF 及び ULOHS では、評価指標に影響を及ぼす 1 次主冷却系からのナトリウム漏えいによる液位変化は生じないことから、対象外とする。

(8) 崩壊熱

ULOF では、評価指標である原子炉容器入口冷却材温度へ影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、1 次主冷却系流量には影響しないため、「L」とする。

ULOHS では、原子炉が停止しないため、対象外とする。

(9) 1次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）

ULOF では、炉心損傷後の評価指標である1次主冷却系流量及び原子炉容器入口冷却材温度に影響を与える。このため、重要度は「H」とする。

ULOHS では、1次主冷却系のコールドレグ温度の上昇によって、評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、燃料温度に対しては、直接影響しない。このため、重要度は「L」とする。

(10) ポンプフローコーストダウン

ULOF では、評価指標である1次主冷却系流量及び原子炉容器入口冷却材温度を計算する対象は、原子炉トリップ直後のフローコーストダウン時ではない。このため、重要度は「L」とする。

ULOHS では、原子炉が停止しない（主電動機駆動による強制循環）ため、対象外とする。

(11) 1次主冷却系のナトリウム漏えい流量

本物理現象が発生するのは、1次主冷却系での漏えいを想定している LORL のみであるため、対象外とする。

(12) 主中間熱交換器熱交換

ULOF では、2次主冷却系の状態が主中間熱交換器を介して評価指標である原子炉容器入口冷却材温度へ影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、1次主冷却系流量には影響しない。このため、重要度は「L」とする。

ULOHS では、1次主冷却系のコールドレグ温度の上昇によって、評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、燃料温度に対しては、直接影響しない。このため、重要度は「L」とする。

(13) 主中間熱交換器ナトリウム液位変化

ULOF 及び ULOHS では、評価指標に影響を及ぼす1次主冷却系からのナトリウム漏えいによる液位変化は生じないことから、対象外とする。

(14) 2次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）

ULOF では、主冷却機により十分除熱されており、1次主冷却系のコールドレグの冷却材温度に影響を及ぼさない。このため、重要度は「L」とする。

ULOHS では、1次主冷却系のコールドレグの冷却材温度の上昇によって、評価指標である被覆管温度、冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。燃料温度に対しては、直接影響しない。このため、重要度は「L」とする。

(15) 2次主冷却系のナトリウム漏えい流量

本物理現象が発生するのは、2次主冷却系での漏えいを想定している PLOHS のみであるため、対象外とする。

(16) 主冷却機除熱（強制通風、自然通風）

ULOF では、主冷却機により十分な除熱が可能であり、1次主冷却系のコールドレグの冷却材温度に影響を及ぼさない。このため、重要度は「L」とする。

ULOHS では、主冷却機での除熱状態が評価指標（燃料温度は除く。）に影響を与える。このため、重要度は「H」とする。

(17) 1次補助冷却系の冷却材熱流動

本物理現象が発生するのは、補助冷却設備の起動を想定している LORL のみであるため、対象外とする。

(18) 補助中間熱交換器熱交換

ULOF 及び ULOHS は、補助冷却設備が待機状態において、1次補助冷却系の逆流により、補助中間熱交換器で熱交換された1次補助冷却系のナトリウムが炉上部プレナムの温度に影響するが、逆流流量は少量であり、その影響は微小である。このため、重要度は「L」とする。

(19) 2次補助冷却系の冷却材熱流動（強制循環）

ULOF 及び ULOHS は、補助冷却設備が待機状態において、1次補助冷却系の逆流により、補助中間熱交換器で熱交換された1次補助冷却系のナトリウムが炉上部プレナムの温度に影響するが、逆流流量は少量であり、その影響は微小である。このため、重要度は「L」とする。

(20) 補助冷却機除熱（強制通風）

本物理現象が発生するのは、補助冷却設備の起動を想定している LORL のみであるため、対象外とする。

(21) デブリベッド伝熱

ULOF において原子炉停止に失敗すると炉心燃料集合体の著しい損傷に至る可能性があり、損傷した場合に発生する燃料デブリベッドの冷却にデブリベッド伝熱が影響する。このため、重要度は「H」とする。

第1表 ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い
H	事象推移に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標への影響を評価する。
M	事象推移に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。
L	事象推移に対する影響が小さいと考えられる現象	評価指標への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない。

第2表 炉心損傷防止措置の有効性評価における物理現象ランクテーブル

分類	重要現象	評価事故シナリオ		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【ULOF】		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【ULOHS】			1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故【LORL】		2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故【PLOHS】		外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故【PLOHS】 全交流動力電源喪失事故【SBO】	
		評価指標	被覆管温度及び炉心冷却材温度	燃料温度	被覆管温度及び炉心冷却材温度	燃料温度	被覆管温度及び炉心冷却材温度	炉心冷却材出口温度	被覆管温度及び炉心冷却材温度	原子炉容器出入口冷却材温度(1次補助冷却系)	被覆管温度及び炉心冷却材温度	原子炉容器出入口冷却材温度	被覆管温度及び炉心冷却材温度	原子炉容器出入口冷却材温度
炉心及び原子炉容器	反応度フィードバックと核動特性(制御棒反応度効果を含む)	H	H	H	H	H	H	L	L	L	L	L	L	
	燃料要素過渡伝熱	H	H	H	H	H	L	L	L	L	L	L	L	
	冷却材熱流動	H	H	H	H	H	L	M	L	H	L	H	L	
	炉心流量再配分	L	L	L	L	L	L	L	L	H	L	H	L	
	炉心径方向熱移行	L	L	L	L	L	L	L	L	H	L	H	L	
	炉上部プレナム温度成層化	L	L	L	L	L	L	L	L	L	H	L	H	
	原子炉容器ナトリウム液位変化	-	-	-	-	-	-	M	L	-	-	-	-	
崩壊熱	L	L	L	L	L	L	H	H	H	H	H	H		
1次主冷却系	冷却材熱流動(強制循環、自然循環)	L	L	L	L	H	H	L	L	H	H	H	H	
	ポンプフローコストダウン	H	L	L	L	L	L	L	L	H	L	H	L	
	ナトリウム漏えい流量	-	-	-	-	-	-	M	M	-	-	-	-	
	主中間熱交換器熱交換	L	L	L	L	H	H	M	M	H	H	H	H	
	主中間熱交換器ナトリウム液位変化	-	-	-	-	-	-	M	M	-	-	-	-	
2次主冷却系	冷却材熱流動(強制循環、自然循環)	L	L	L	L	H	H	L	L	L	L	L	L	
	ナトリウム漏えい流量	-	-	-	-	-	-	-	-	M	M	-	-	
	主冷却機除熱(強制通風、自然通風)	L	L	L	L	H	H	L	L	L	L	L	L	
1次補助冷却系	冷却材熱流動	-	-	-	-	-	-	L	H	-	-	-	-	
	補助中間熱交換器熱交換	L	L	L	L	L	L	L	H	L	L	L	L	
2次補助冷却系	冷却材熱流動(強制循環)	L	L	L	L	L	L	L	H	L	L	L	L	
	補助冷却機除熱(強制通風)	-	-	-	-	-	-	L	H	-	-	-	-	

-: 当該事故シナリオにおいて生じない物理現象

第3表 格納容器破損防止措置の有効性評価における物理現象ランクテーブル

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トリップ信号発失失敗の重畳事故【ULOF】		
		燃料温度	被覆管温度及び炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材温度	(1)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(相隣炉心物管温度、冷却材温度、原子炉容器温度)
炉心及び原子炉容器	反応度フィードバックと核動特性	H	H	H	L	L	-
	燃料要素過渡伝熱	H	H	L	L	L	-
	冷却材熱流動	H	H	L	H	H	-
	炉心流量再配分	-	-	-	L	L	-
	炉心径方向熱移行	-	-	-	L	L	-
	炉上部プレナム温度成層化	-	-	-	L	L	-
	原子炉容器ナトリウム液位変化	-	-	-	-	-	-
	崩壊熱	-	-	-	L	H	-
1次主冷却系	冷却材熱流動(強制循環、自然循環)	L	H	H	H	H	-
	ポンプフローコストダウン	-	-	-	L	L	-
	ナトリウム漏えい流量	-	-	-	-	-	-
	主中間熱交換器熱交換	L	H	H	L	H	-
	主中間熱交換器ナトリウム液位変化	-	-	-	-	-	-
2次主冷却系	冷却材熱流動(強制循環、自然循環)	L	H	H	L	L	-
	ナトリウム漏えい流量	-	-	-	-	-	-
	主冷却機除熱(強制通風、自然通風)	L	H	H	L	L	-
1次補助冷却系	冷却材熱流動	-	-	-	-	-	-
	補助中間熱交換器熱交換	L	L	L	L	L	-
2次補助冷却系	冷却材熱流動(強制循環)	L	L	L	L	L	-
	補助冷却機除熱(強制通風)	-	-	-	-	-	-
-	デブリベッド伝熱	-	-	-	-	-	H

-: 当該事故シナリオにおいて生じない物理現象

3. 解析モデルについて

3.1 計算コード概要

Super-COPDは、日本原子力研究開発機構にて開発を進めてきたナトリウム冷却高速炉を対象としたプラント動特性解析コード^[1]であり、「もんじゅ」及び「常陽」の安全審査で使用した実績を有する炉心過渡解析コード「HARHO-IN」^{[2][3]}を、「もんじゅ」の安全審査で使用した実績を有するプラント動特性解析コード「COPD」^[3]の炉心部の計算に組み込むとともに、構成機器や配管要素等の流動計算及び熱計算、また制御系のモデルをモジュール構造として汎用化が図られたプラント動特性解析コードである。

3.2 重要現象に対する解析モデル

第4表に、第2章において重要現象として抽出された物理現象（評価指標）を計算するために必要となる解析モデルを示す。なお、ULOF 事象の格納容器破損防止措置の有効性評価において再配置・冷却過程の解析で使用したデブリベッド熱計算モジュールは、2.1.2 項(1)で説明したとおり、Super-COPD本体を使用したプラント動特性解析モデルとは別に、当該モジュールを単体として使用するため、そのモデルは添付1に記載する。

3.3 解析モデル

3.3.1 原子炉核計算モデル

第9図に、解析モデルの概要を示す。『原子炉核計算モデル』では、原子炉炉心熱計算により得た燃料、被覆管、冷却材等の炉心各部の温度変化を基にドップラ反応度、並びに燃料、被覆管、冷却材及び炉心支持板のフィードバック反応度を計算し、遅発中性子を6群で近似した以下に示す一点炉近似核動特性式により原子炉出力を計算する。また、制御棒の挿入や引抜きに伴う外乱反応度の印加も考慮できる。

$$\frac{d}{dt}n(t) = \frac{\delta_k(t) - \beta}{L}n(t) + \sum_{m=1}^6 \lambda_m C_m(t)$$

$$\frac{d}{dt}C_m(t) = \frac{\beta_m}{L}n(t) - \lambda_m C_m(t)$$

$$\delta_k(t) = \rho_{rod}(t) + \rho_s(t) + \rho_d(t) + \rho_{dop}(t) + \sum_{i=1}^k \rho_i(t)$$

n	: 中性子束（出力）	[1/m ³]
δ_k	: 全反応度	[Δk/k]
β_m	: m種遅発中性子発生割合（ $\beta = \sum \beta_m$ ）	[-]
λ_m	: m種遅発中性子先行核崩壊定数	[1/s]

C_m	: m 種遅発中性子先行核密度	[1/m ³]
L	: 遅発中性子生成時間	[s]
ρ	: 反応度	[Δk/k]
rod	: 制御棒	
s	: スクラム	
d	: 外乱	
dop	: ドップラ効果	
i	: 物質 i (反応度を与えるもの)	
k	: 物質 i の個数 k	

3.3.2 原子炉炉心熱計算モデル

第 10 図に、解析モデルの概要を示す。『原子炉炉心熱計算モデル』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内では、径方向に燃料ペレット、被覆管、冷却材、ラップ管について領域化するとともに、各領域を軸方向に複数のノードで分割した各温度点について、各領域間や他の炉心平均チャンネルとの熱伝達を考慮したエネルギー保存式を解くことで、各炉心平均チャンネル内の温度を計算する。このとき、原子炉出力は『原子炉核計算モデル』（第 3.3.1 項）で計算される出力と、予め評価しておいた炉心特性に基づく崩壊熱（原子炉トリップからの経過時間と減衰する崩壊熱の時系列データ）が考慮される。また、温度フィードバック反応度の計算に使用する平均温度も計算される。さらに、温度変化による冷却材の密度変化から、自然循環力に用いる水頭圧を計算する。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（最大発熱ピン）を設定し、線出力等について厳しい条件を設定することで燃料集合体の過渡時の最高温度を計算することもできる。

燃料ペレット

$$\rho_f C_f \frac{\partial}{\partial t} T_f(r, z, t) = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(K_f r \frac{\partial}{\partial r} T_f(r, z, t) \right) + q(z, t)$$

被覆管

$$a_e \rho_e C_e \frac{\partial}{\partial t} T_e(z, t) = 2\pi r_{e1} U_b (T_f(r_{nf}, z, t) - T_e(z, t)) + A_c U_c(z, t) (T_c(z, t) - T_e(z, t))$$

冷却材

$$a_c \rho_c C_c \frac{\partial}{\partial t} T_c(z, t) + a_c G_c(t) C_c \frac{\partial}{\partial z} T_c(z, t) = A_c U_c(z, t) (T_e(z, t) - T_c(z, t)) + A_s U_s(z, t) (T_s(z, t) - T_c(z, t))$$

ラップ管

$$a_s \rho_s C_s \frac{\partial}{\partial t} T_s(z,t) = A_s U_s(z,t) (T_c(z,t) - T_s(z,t)) + \sum_j A_{sj} U_{sj}(z,t) (T_{sj}(z,t) - T_s(z,t))$$

T : 温度	[°C]
G : 質量流束	[kg/(s・m ²)]
q : 発熱密度	[kcal/(s・m ³)]
U : 熱貫流率	[kcal/(m ² ・s・°C)]
a : 断面積	[m ²]
A : 伝熱面積密度	[m ² /m]
C : 比熱	[kcal/(kg・°C)]
ρ : 密度	[kg/m ³]
K : 熱伝導率	[kcal/(m・s・°C)]
r : 径方向距離	[m]
z : 軸方向距離	[m]
t : 時間	[s]
f : 燃料	
b : 燃料表面ークラッド	
e : 被覆管	
$e1$: 被覆管内径	
$e2$: 被覆管外径	
c : 冷却材	
s : ラッパ管	
sj : 隣接するチャンネルのラッパ管	

3.3.3 原子炉炉心流動計算モデル

第 11 図に解析モデルの概要を示す。『原子炉炉心流動計算モデル』は、原子炉容器プレナム部に接続する集合体出入口に圧力ノード、各炉心平均チャンネルに対応する集合体流路パスを設定して炉心流路網を構成し、質量保存則と運動量保存則から流量と圧力分布を計算する。炉心部の流路網（フローネットワーク）では、燃料集合体における圧力損失を燃料集合体流動試験等に基づき、レイノルズ数 (Re) 依存性を考慮して設定する。また、炉心熱計算により冷却材温度に伴う密度変化による自然循環力を考慮する。

3.3.4 炉上部プレナム熱流動計算モデル

第 12 図に、解析モデルの概要を示す。『炉上部プレナム熱流動計算モデル』は、炉心集

合体出口領域 (A 領域) 及び炉心槽外側の完全混合領域 (B 領域)、並びにこれら 2 つの完全混合領域上面からディッププレート及び原子炉容器出口までの領域を熱輸送の遅れを考慮した複数のノードで分割した領域 (C 領域) の 3 つの領域に分割し、各領域についてエネルギー保存式を解くことで冷却材温度を計算する。各領域は、複数のノードで分割して軸方向の温度分布を求めるとともに、温度成層化に寄与する軸方向熱伝導の効果及び浮力効果を評価できる。また、定格運転からスクラム後自然循環又はポニーモータ運転への移行過程における、炉上部プレナム内流路パスの変化を考慮するために、浮力と慣性力の比であるリチャードソン数 (Ri) により領域間の流路パスを切り替える計算モデルとした。

A 領域

$$\begin{aligned} \frac{dT_A}{dt} = \frac{1}{C_p \rho V_A} & \left[\sum_j F_{cj} W_{cj} h_j + (F_{p1} - 1) W_{p1} h_{V_{C1}} + (F_{p2} - 1) W_{p2} h_{V_B} \right. \\ & - \left\{ F_{p1} W_{p1} + F_{p2} W_{p2} + \sum_j (F_{cj} - 1) W_{cj} \right\} h_{V_A} + K S_{b1} (T_{UIS} - T_{V_A}) \\ & \left. - \rho C_p \left(\frac{\pi D_C Z_{V_A}}{2} \right) a_{mol} \frac{T_{V_A} - T_{V_B}}{L_{AB}} - \rho C_p \left(\frac{\pi D_C Z_{V_A}}{2} \right) a_{mol} \frac{T_{V_A} - T_{V_{C1}}}{L_{AB}} \right] \end{aligned}$$

B 領域

$$\begin{aligned} \frac{dT_B}{dt} = \frac{1}{C_p \rho V_B} & \left[\sum_l F_{cl} W_{cl} h_l + F_{p2} W_{p2} h_{V_A} + (F_{p3} - 1) W_{p3} h_{V_{C1}} + (F_{AX} - 1) W_{AX} h_{AX} \right. \\ & - \left\{ F_{p3} W_{p3} + F_{AX} W_{AX} + \sum_l (F_{cl} - 1) W_{cl} + (F_{p2} - 1) W_{p2} \right\} h_{V_B} \\ & \left. + \rho C_p A_{BC1} a_{mol} \frac{T_{V_{C1}} - T_{V_B}}{\frac{Z_{V_A}}{2}} + \rho C_p \frac{\pi D_C Z_{V_A}}{2} a_{mol} \frac{T_{V_A} - T_{V_B}}{L_{AB}} \right] \end{aligned}$$

C 領域最下段ノード (i=1)

$$\begin{aligned} \frac{dT_{V_{C1}}}{dt} = & \frac{1}{\rho C_p A_{V_{BC1}} Z_1} \left[F_{p1} W_{p1} h_{V_A} + F_{p3} W_{p3} h_{V_B} + (F_{p4} - 1) W_{p4} h_{V_{C2}} \right. \\ & - \left\{ F_{p4} W_{p4} + (F_{p1} - 1) W_{p1} + (F_{p3} - 1) W_{p3} \right\} h_{V_{C1}} + K \cdot S_{b2} (T_{UIS} - T_{V_{C1}}) \\ & + \rho C_p A_{V_{BC1}} a_{mol} \frac{T_{V_{C2}} - T_{V_{C1}}}{\Delta Z_{1+\frac{1}{2}}} + \rho C_p \left(\frac{\pi D_C Z_{V_A}}{2} \right) a_{mol} \frac{T_{V_A} - T_{V_{C1}}}{L_{AB}} \\ & \left. - \rho C_p A_{V_{BC1}} a_{mol} \frac{T_{V_{C1}} - T_{V_B}}{\frac{Z_{V_A}}{2}} \right] \end{aligned}$$

C 領域中間ノード (i=2~n-1)

$$\begin{aligned} \frac{dT_{V_{Ci}}}{dt} = & \frac{1}{\rho C_p A_{V_C} Z_i} \left[F_{p4} W_{p4} h_{V_{Ci-1}} + (F_{p4} - 1) W_{p4} h_{V_{Ci+1}} - \left\{ F_{p4} W_{p4} + (F_{p4} - 1) W_{p4} \right\} h_{V_{Ci}} \right. \\ & \left. - K \cdot S_i (T_{UIS} - T_{V_{Ci}}) + \rho C_p A_{V_C} a_{mol} \frac{T_{V_{Ci+1}} - T_{V_{Ci}}}{\Delta Z_{i+\frac{1}{2}}} - \rho C_p A_{V_C} a_{mol} \frac{T_{V_{Ci}} - T_{V_{Ci-1}}}{\Delta Z_{i-\frac{1}{2}}} \right] \end{aligned}$$

C 領域中間ノード (i=n)

$$\begin{aligned} \frac{dT_{V_{Cn}}}{dt} = & \frac{1}{\rho C_p A_{V_C} Z_n} \left[F_{p4} W_{p4} h_{V_{Cn-1}} + \sum_{k=1}^2 (F_{HK} - 1) W_{HK} h_{HK} + (F_{p5} - 1) W_{p5} h_s \right. \\ & - \left\{ (F_{p4} - 1) W_{p4} + F_{p5} W_{p5} + \sum_{k=1}^2 F_{HK} W_{HK} \right\} h_{V_{Cn}} + K \cdot S_n (T_{UIS} - T_{V_{Cn}}) \\ & \left. - \rho C_p A_{V_C} a_{mol} \frac{T_{V_{Cn}} - T_{V_{Cn-1}}}{\Delta Z_{n-\frac{1}{2}}} \right] \end{aligned}$$

UIS

$$C_p M_{UIS} \frac{dT_{UIS}}{dt} = K \left\{ S_S (\bar{T}_{V_C} - T_{UIS}) + S_{b1} (T_{V_A} - T_{UIS}) + S_{b2} (T_{V_{C1}} - T_{UIS}) \right\}$$

W_{cj}	: V_A へ流入するパスの流量	[kg/s]
W_{cl}	: V_B へ流入するパスの流量	[kg/s]
W_{p1}	: V_A から V_{C1} へ流入するパスの流量	[kg/s]
W_{p2}	: V_A から V_B へ流入するパスの流量	[kg/s]

W_{p3}	: V_B から V_{C1} へ流入するパスの流量	[kg/s]
W_{p4}	: V_C 領域内炉容器出口に向かう流量	[kg/s]
W_{p5}	: 自由液面に向かう流量	[kg/s]
W_{Hk}	: ホットレグ流量 $k=1, 2$	[kg/s]
W_{AX}	: 補助冷却系流量	[kg/s]
h_j	: 炉心燃料集合体などのエンタルピ	[kcal/kg]
h_A	: V_A のエンタルピ	[kcal/kg]
h_B	: V_B のエンタルピ	[kcal/kg]
h_{C1}	: V_{C1} のエンタルピ	[kcal/kg]
$h_{V_{ci}}$: V_{C1} ($i = 2 \sim n-1$) のエンタルピ	[kcal/kg]
$h_{V_{cn}}$: V_{Cn} のエンタルピ	[kcal/kg]
h_{AX}	: 補助系から流入するナトリウムのエンタルピ	[kcal/kg]
T_{V_A}	: V_A 領域温度	[°C]
T_{V_B}	: V_B 領域温度	[°C]
$T_{V_{ci}}$: V_{ci} 領域温度	[°C]
$\overline{T_{V_C}}$: $V_{c2} \sim V_{cn}$ 領域平均温度	[°C]
T_S	: 液面温度 = $T_{V_{Cn}}$ とする	[°C]
T_{UIS}	: UIS 温度	[°C]
V_A	: V_A 領域容積	[m ³]
V_B	: V_B 領域容積	[m ³]
V_{ci}	: V_C 領域 $i=n$ の容積	[m ³]
L_{AB}	: V_A と V_B 領域のノード間距離	[m]
A_c	: V_A 領域に含まれる集合体の出口流路断面積	[m ²]
A_{V_A}	: V_A 領域流路断面積	[m ²]
$A_{V_{Bc1}}$: V_B と V_{C1} 領域間の流路断面積	[m ²]
A_{V_C}	: V_C 領域内 $i=2 \sim n$ 各メッシュ間の流路断面積	[m ²]
Z_{V_A}	: V_A 領域垂直高さ	[m]
Z_i	: V_C 領域各メッシュの垂直高さ	[m]
$\Delta Z_{i \pm \frac{1}{2}}$: V_C 領域 $i=n$ と $i=n \pm 1$ の中点を結んだ距離	[m]
K	: 熱貫流率	[kcal/(m ² ・s・°C)]
S_{b1}	: UIS 底面と V_A 領域間の伝熱面積	[m ²]
S_{b2}	: UIS 底面と V_B 領域間の伝熱面積	[m ²]
S_s	: UIS 側面伝熱面積	[m ²]
S_i	: UIS と V_C 領域内 $i=2 \sim n$ 各メッシュ間の伝熱面積	[m ²]
k	: ホットレグへの分岐数	[—]

j	: 炉心燃料集合体などからの流路パス	[—]
l	: 反射体、遮へい集合体、バイパスからの流路パス	[—]
n	: VC 領域最上端メッシュ番号	[—]
β	: 体積膨張率	[1/°C]
a_{mol}	: 分子温度拡散率	[m ² /s]
$a_{i\pm\frac{1}{2}}$: サーマルプルームを考慮した温度拡散率	[m ² /s]
ρ	: 密度	[kg/m ³]
C_p	: 比熱	[kcal/(kg・°C)]
D_c	: 炉心等価直径	[m]
v_c	: 炉心出口流速	[m/s]
j	: 炉心燃料集合体、材料照射用集合体、制御棒	[—]
l	: 反射体、遮へい集合体、バイパス	[—]
F	: 1 順流、0 逆流	[—]

3.3.5 中間熱交換器熱計算モデル

第 13 図に、解析モデルの概要を示す。『中間熱交換器熱計算モデル』は、出入口プレナム部及び伝熱部で構成される。入口プレナム部は中間熱交換器入口から伝熱部入口へ至る領域、出口プレナム部は伝熱部出口から中間熱交換器出口へ至る領域であり、それぞれを完全混合領域として温度を計算する。伝熱部は、径方向にシェル（容器壁）、管外流体、伝熱管及び管内流体について領域化し、軸方向に複数のノードで分割して、エネルギー保存式を解くことで温度を計算する。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。

管外流体

$$C_p M_p \frac{\partial}{\partial t} T_p(Z, t) = -C_p G_p(t) \frac{\partial}{\partial Z} T_p(Z, t) - U1A1(T_p(Z, t) - T_i(Z, t)) - U3A3(T_p(Z, t) - T_v(Z, t))$$

伝熱管

$$C_t M_t \frac{\partial}{\partial t} T_t(Z, t) = U1A1(T_p(Z, t) - T_t(Z, t)) - U2A2(T_t(Z, t) - T_s(Z, t))$$

管内流体

$$C_s M_s \frac{\partial}{\partial t} T_s(Z, t) = C_s G_s(t) \frac{\partial}{\partial Z} T_s(Z, t) + U2A2(T_t(Z, t) - T_s(Z, t))$$

容器壁

$$C_v M_v \frac{\partial}{\partial t} T_v(Z,t) = U3A3(T_p(Z,t) - T_v(Z,t)) \\ - U4A4(T_v(Z,t) - T_{air}) - U5A5(T_v(Z,t) - T_{ex})$$

T	: 温度	[°C]
G	: 流量	[kg/s]
C	: 比熱	[kcal/(kg·°C)]
M	: 重量密度	[kg/m]
U	: 熱貫流率	[kcal/(m ² ·s·°C)]
A	: 伝熱面積	[m ² /m]
P	: 管外流体	
t	: 伝熱管	
S	: 管内流体	
V	: 容器壁	
air	: 空気雰囲気	
ex	: 他の外部流体	
1	: $P \leftrightarrow t$ (管外流体と伝熱管)	
2	: $t \leftrightarrow S$ (伝熱管と管内流体)	
3	: $P \leftrightarrow V$ (管外流体と容器壁)	
4	: $V \leftrightarrow air$ (容器壁と空気雰囲気)	
5	: $V \leftrightarrow ex$ (容器壁と他の外部流体)	

3.3.6 1次主冷却系熱計算モデル

第14図に、解析モデルの概要を示す。『1次主冷却系熱計算モデル』は、熱源である炉心部と除熱源である中間熱交換器伝熱部を含む一巡の熱輸送経路を対象とし、前述の『原子炉炉心熱計算モデル』(第3.3.2項)及び『炉上部プレナム熱流動計算モデル』(第3.3.4項)、『中間交換器熱計算モデル』(第3.3.5項)に加えて、各構成機器を接続する『配管要素熱計算モデル』によって構成される。『配管要素熱計算モデル』は冷却材と構造物に領域化し、流体流れ方向に複数のノードで分割して、エネルギー保存式を解くことで温度を計算する。さらに、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。

流体

$$C_f M_f \frac{\partial}{\partial t} T_f(z,t) = -C_f G_f(t) \frac{\partial}{\partial z} T_f(z,t) - U1A1(T_f(z,t) - T_v(z,t)) + Q(z,t)$$

構造物

$$C_v M_v \frac{\partial}{\partial t} T_v(z,t) = U1A1(T_f(z,t) - T_v(z,t)) - U2A2(T_v(z,t) - T_{air})$$

T	: 温度	[°C]
G	: 流量	[kg/s]
C	: 比熱	[kcal/(kg·°C)]
M	: 重量密度	[kg/m]
U	: 熱貫流率	[kcal/(m ² ·s·°C)]
A	: 伝熱面積	[m ² /m]
Q	: 発熱密度	[kcal/(m·s)]
f	: 流体	
v	: 構造物	
air	: 雰囲気気体	
1	: 流体と構造物領域	
2	: 構造物と雰囲気気体	

3.3.7 1次主冷却系流動計算モデル

第15図に、解析モデルの概要を示す。『1次主冷却系流動計算モデル』は、前述の『原子炉炉心流動計算モデル』（第3.3.3項）を含む原子炉容器及び中間熱交換器、主循環ポンプと各機器を接続する配管を対象に、圧力ノードと流路パスから構成される流路網を構築し、各流路パスに設置された機器や流動の特性を考慮して、圧力損失、駆動源、弁を設定し、質量保存則と運動量保存則を連立して解くことで各流路の流量を計算する。また、任意の圧力ノードに液面を設定し、冷却材密度変化や境界流量変化に伴う液位変動を計算できる。さらに、配管破損による漏えいは、流路網に流出流路と破損口を模擬するための仮想弁を追加することで考慮する。仮想弁の圧力損失係数は、管内外差圧と流出流量から計算する^[4]。

$$\sum_{m=1}^N a_{j,m} G_m = S_j \quad (j=1, \dots, M_N)$$

$$\sum_{n=1}^M b_{i,n} P_n = F_i G_i^{\alpha_i} - \Delta H_i - e_i E_i + v_i V_i |G_i| G_i + \frac{L_i}{g} (dG_i / dt) \quad (i=1, \dots, N)$$

M_N	: 圧力バウンダリノードを除いた圧力ノード数	[-]
N	: 流路の数	[-]
$a_{j,i}$: 圧力ノード j の流路 i との結合係数 (0, ±1)	[-]
$b_{i,j}$: 流路 i の圧力ノード j との結合係数 (0, ±1)	[-]

G_i	: 流路 i の流量	[kg/s]
S_j	: 圧力ノード j に接続する境界流量	[kg/s]
P_j	: 圧力ノード j の圧力	[kg/m ²]
F_i	: 流路 i の圧力損失係数 (合計)	[s ² /(kg・m ²)]
ΔH_i	: 流路 i の自然循環力 (合計)	[kg/m ²]
E_i	: 流路 i の駆動力 (合計)	[kg/m ²]
e_i	: 流路 i の駆動源存在係数 (0, 1)	[-]
V_i	: 流路 i の弁の抵抗係数 (合計)	[s ² /(kg・m ²)]
v_i	: 流路 i の弁の存在係数 (0, 1)	[-]
L_i	: 流路 i の流体慣性	[1/m]
$\alpha_{i,k}$: 流路 i の圧損素子 k の圧損流量依存を示す指数	[-]
g	: 重力加速度	[m/s ²]

3.3.8 空気冷却器熱計算モデル

第16図第16図に、解析モデルの概要を示す。『空気冷却器熱計算モデル』は、出入口プレナム部及び伝熱部、出口ダクト部で構成される。出入口プレナムは完全混合領域としてエネルギー保存式を解くことで温度を計算する。伝熱部は径方向に管内流体、伝熱管、空気、伝熱部ケーシングとして領域化し、軸方向に複数のノードで分割して、エネルギー保存式を解くことで温度を計算する。出口ダクト部は、径方向に空気、出口ダクトとして領域化し、軸方向に複数のノードで分割して、エネルギー保存式を解くことで温度を計算する。空気側熱伝達モデルは強制通風から自然通風までのフィン付伝熱管と空気との熱伝達に対応する。

【伝熱部】

管内流体

$$C_{na}M_{na} \frac{\partial}{\partial t} T_{na}(z,t) = -C_{na}G_{na}(t) \frac{\partial}{\partial z} T_{na}(z,t) - U1A1(T_{na}(z,t) - T_i(z,t))$$

伝熱管

$$C_tM_t \frac{\partial}{\partial t} T_t(z,t) = U1A1(T_{na}(z,t) - T_t(z,t)) - U2A2(T_t(z,t) - T_a(z,t))$$

空気 (伝熱部)

$$C_aM_a \frac{\partial}{\partial t} T_a(z,t) = -C_aG_a(t) \frac{\partial}{\partial z} T_a(z,t) + U2A2(T_t(z,t) - T_a(z,t)) \\ - U5A5(T_a(z,t) - T_v(z,t))$$

伝熱部ケーシング

$$C_D M_D \frac{\partial}{\partial t} T_D(z,t) = U3A3(T_a'(z,t) - T_D(z,t)) - U4A4(T_D(z,t) - T_{air})$$

【出口ダクト部】

空気（出口ダクト部）

$$C_a' M_a' \frac{\partial}{\partial t} T_a'(z,t) = C_a' G_a'(t) \frac{\partial}{\partial z} T_a'(z,t) - U3A3(T_a'(z,t) - T_D(z,t))$$

出口ダクト

$$C_V M_V \frac{\partial}{\partial t} T_V(z,t) = U5A5(T_a(z,t) - T_V(z,t)) - U6A6(T_V(z,t) - T_{air})$$

T	: 温度	[°C]
G	: 流量	[kg/s]
C	: 比熱	[kcal/(kg·°C)]
M	: 重量密度	[kg/m]
U	: 熱貫流率	[kcal/(m ² ·s·°C)]
A	: 伝熱面積	[m ² /m]
na	: ナトリウム（管内流体）	
t	: 伝熱管	
a	: 空気（伝熱部）	
a'	: 空気（出口ダクト部）	
V	: ダクト（伝熱部）	
D	: 出口ダクト	
air	: 空気雰囲気	
1	: $na \Leftrightarrow t$ （ナトリウムと伝熱管）	
2	: $t \Leftrightarrow a$ （伝熱管と空気（伝熱部））	
3	: $a' \Leftrightarrow D$ （空気（出口ダクト部）と出口ダクト）	
4	: $D \Leftrightarrow air$ （出口ダクトと空気雰囲気）	
5	: $a \Leftrightarrow V$ （空気（伝熱部）とダクト（伝熱部））	
6	: $V \Leftrightarrow air$ （ダクト（伝熱部）と空気雰囲気）	

3.3.9 空気流動計算モデル

第17図に、解析モデルの概要を示す。『空気流動計算モデル』は、送風機から出口ダクトまでの流路パスに設置された機器や流動の特性を考慮し、適切な圧力損失、駆動源、ベーンやダンパを設定して運動方程式を解くことで風量を計算する。ベーンやダンパは制御系モデルによる開度操作が可能な動的機器としてモデル化し、流路パス上の可変抵抗

として設定することにより、原子炉温度制御系による開度指令を考慮することができる。

$$\begin{aligned} \frac{L}{g} \cdot \frac{d}{dt} G(t) = & \Delta H_B(t) + \rho_{air} h_0 + \Delta H_{EL}(t) \\ & - \left\{ \left(\frac{\zeta_{vane}}{A_{vane}^2 \times \rho_{in} \times 2g} + \frac{\zeta_{din}}{A_{din}^2 \times \rho_{in} \times 2g} + \frac{\zeta_{dout}}{A_{dout}^2 \times \rho_{dct} \times 2g} \right. \right. \\ & \left. \left. + \Sigma \left(\frac{\zeta_{geo}}{A^2 \times \rho \times 2g} \right) + \Sigma \left(\frac{\zeta_{fri}}{A^2 \times \rho \times 2g} \right) \right) G(t)^2 \right. \\ & \left. + \Sigma \left(coef1 \times \left(\frac{G(np1)}{A \times \rho} \right)^{coef2} \right) \right\} \end{aligned}$$

A	: 流路断面積	[m ²]
ρ	: 空気密度	[kg/m ³]
ρ_{air}	: 空気密度 (外気)	[kg/m ³]
ρ_{in}	: 空気密度 (入口)	[kg/m ³]
ρ_{dct}	: 空気密度 (ダクト部)	[kg/m ³]
ΔH_B	: ブロアヘッド	[kg/m ²]
ΔH_{EL}	: 自然循環力 (伝熱部、ダクト部)	[kg/m ²]
G	: 空気流量	[kg/s]
ζ	: 圧力損失係数	[s ² /(kg・m ²)]
λ	: 摩擦係数	[-]
ΔP	: 圧力損失	[kg/m ²]
h_0	: 伝熱部とダクト部の高さの合計	[1/m]
L	: 流体慣性	[1/m]
g	: 重力加速度	[m/s ²]
t	: 時間	[s]
$np1$: 時間 (1 ステップ前)	[s]
$coef1$: 圧損素子の圧力損失係数	[-]
$coef2$: 圧損素子の流量依存指数	[-]
geo	: 形状圧損	
fri	: 摩擦圧損	
$vane$: インレットベーン	
din	: 入口ダンパ	
$dout$: 出口ダンパ	
dct	: 出口ダクト	

3.3.10 2次主冷却系熱計算モデル

『2次主冷却系熱計算モデル』は、『1次主冷却系熱計算モデル』(第3.3.6項)と同様の熱計算モデルであり、熱源である中間熱交換器伝熱部と、除熱源である空気冷却器の伝熱部を含む一巡の熱輸送経路を対象とし、前述の『中間交換器熱計算モデル』(第3.3.5項)及び『空気冷却器熱計算モデル』(第3.3.8項)、各構成機器を接続する『配管要素熱計算モデル』(第3.3.6項)により構成される。

3.3.11 2次主冷却系流動計算モデル

『2次主冷却系流動計算モデル』は、『1次主冷却系流動計算モデル』(第3.3.7項)と同様の流動計算モデルであり、中間熱交換器及び空気冷却器、主循環ポンプ、各機器を接続する配管を対象に、圧力ノードと流路パスから成る流路網を構築し、各流路パスに設置された機器や流動の特性を考慮して、圧力損失、駆動源、弁を設定し、質量保存則と運動量保存則を連立して解くことで各流路の流量を計算する。

3.3.12 1次補助冷却系熱計算モデル

『1次補助冷却系熱計算モデル』は、『1次主冷却系熱計算モデル』(第3.3.6項)と同様の物理モデルを用いており、熱源を有する原子炉容器と除熱源である補助中間熱交換器伝熱部を含む一巡の熱輸送経路を対象とし、各構成機器及び配管要素の熱計算によって構築される。

3.3.13 1次補助冷却系流動計算モデル

『1次補助冷却系流動計算モデル』は、『1次主冷却系流動計算モデル』(第3.3.7項)と同様の流動計算モデルであり、1次補助冷却系の原子炉容器及び補助中間熱交換器、主循環ポンプと各機器を接続する配管を対象とした流路パスを、前述の『1次主冷却系流動計算モデル』(第3.3.7項)の流路網に接続し、1次主冷却系流路網として、流路パスの機器や流動の特性を考慮して、圧力損失、駆動源、弁を設定し、質量保存則と運動量保存則を連立して解くことで流量を計算する。

3.3.14 2次補助冷却系熱計算モデル

『2次補助冷却系熱計算モデル』は、『2次主冷却系熱計算モデル』(第3.3.10項)と同様の物理モデルを用いており、熱源である補助中間熱交換器伝熱部と除熱源である補助空気冷却器伝熱部を含む一巡の熱輸送経路を対象とし、各構成機器とそれらを接続する配管要素の熱計算によって構築される。

3.3.15 2次補助冷却系流動計算モデル

『2次補助冷却系流動計算モデル』は、『2次主冷却系流動計算モデル』(第3.3.11項)と同様の流動計算モデルであり、補助中間熱交換器及び補助空気冷却器、主循環ポンプと各機器を接続する配管を対象に、圧力ノードと流路パスから成る流路網を構築し、各流路パスに設置された機器や流動の特性を考慮して、圧力損失、駆動源、弁を設定し、質量保存則と運動量保存則を連立して解くことで流量を計算する。

3.3.16 安全保護系計算モデル

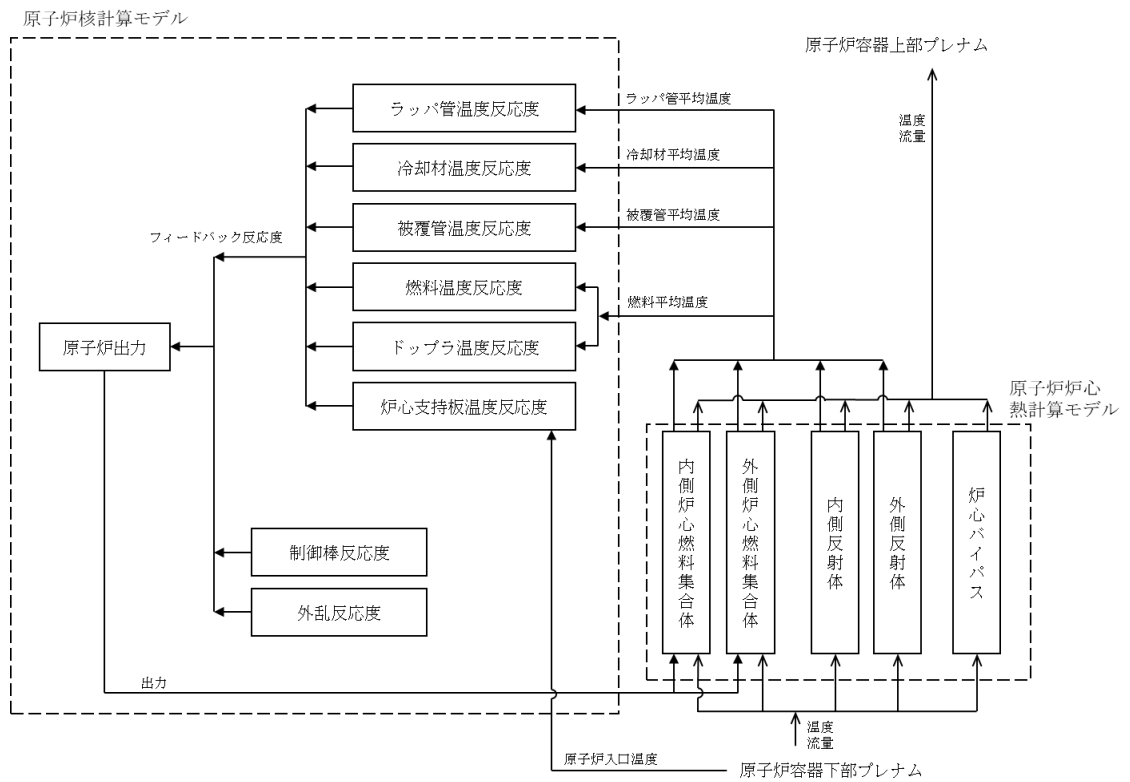
第18図に、解析モデルの概要を示す。『安全保護系計算モデル』では検出要素と動作要素の組合せにより安全保護系やインターロックを構築し、プラント動特性解析における事象推移中の物理量変化を制御棒や循環ポンプなどの機器動作に反映することができる。

3.3.17 制御系計算モデル

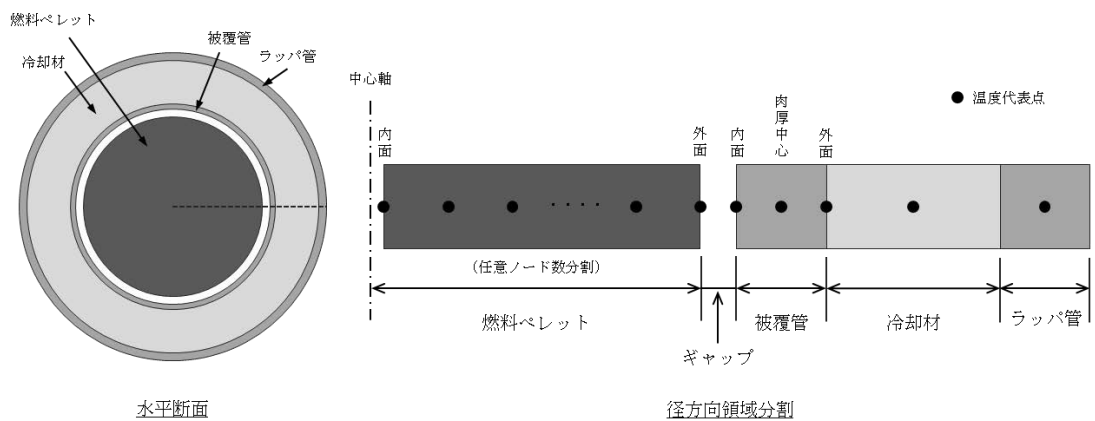
第19図に、解析モデルの概要を示す。『制御系計算モデル』では検出要素とPID要素、非線形要素、演算要素の組合せにより制御系を構築し、プラント動特性解析における事象推移中のプロセス量の変化を原子炉温度制御に関わる機器などの動作に反映することができる。

第4表 重要現象に対する解析モデル

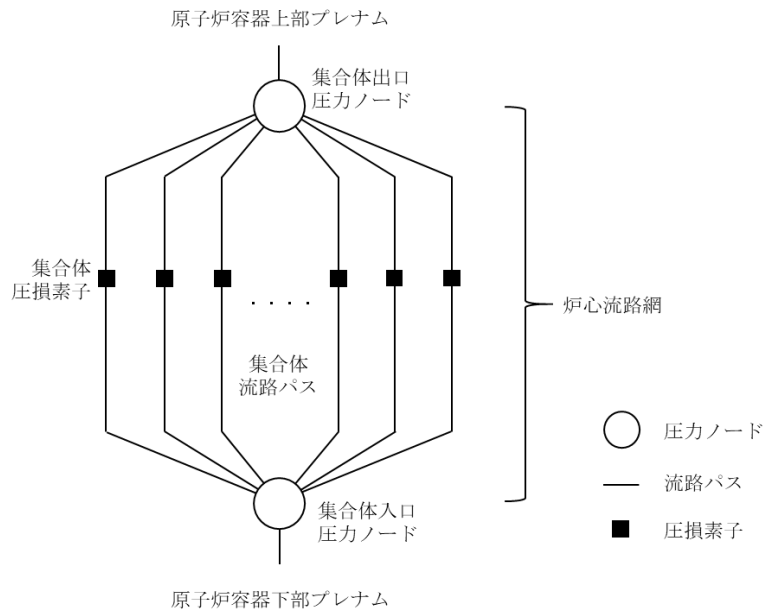
部位	重要現象	対応する解析モデル
炉心及び原子炉容器	反応度フィードバックと核動特性（制御棒反応度効果含む）	原子炉核計算モデル
	燃料要素過渡伝熱	原子炉炉心熱計算モデル
	冷却材熱流動	原子炉炉心熱計算モデル 原子炉炉心流動計算モデル
	炉心流量再配分	原子炉炉心熱計算モデル 原子炉炉心流動計算モデル
	炉心径方向熱移行	原子炉炉心熱計算モデル
	炉上部プレナム温度成層化	炉上部プレナム熱流動計算モデル
	原子炉容器ナトリウム液位変化	1次主冷却系流動計算モデル
	崩壊熱	原子炉炉心熱計算モデル
1次主冷却系	冷却材熱流動（強制循環、自然循環）	1次主冷却系熱計算モデル 1次主冷却系流動計算モデル
	ポンプフローコーストダウン	1次主冷却系流動計算モデル
	ナトリウム漏えい流量	1次主冷却系流動計算モデル
	主中間熱交換器熱交換	中間熱交換器熱計算モデル
	主中間熱交換器ナトリウム液位変化	1次主冷却系流動計算モデル
2次主冷却系	冷却材熱流動（強制循環、自然循環）	2次主冷却系熱計算モデル 2次主冷却系流動計算モデル
	ナトリウム漏えい流量	—
	主冷却機除熱（強制通風、自然通風）	空気冷却器熱計算モデル 空気流動計算モデル
1次補助冷却系	冷却材熱流動	1次補助冷却系熱計算モデル 1次補助冷却系流動計算モデル
	補助中間熱交換器熱交換	中間熱交換器熱計算モデル
2次補助冷却系	冷却材熱流動（強制循環）	2次補助冷却系熱計算モデル 2次補助冷却系流動計算モデル
	補助冷却機除熱（強制通風）	空気冷却器熱計算モデル 空気流動計算モデル



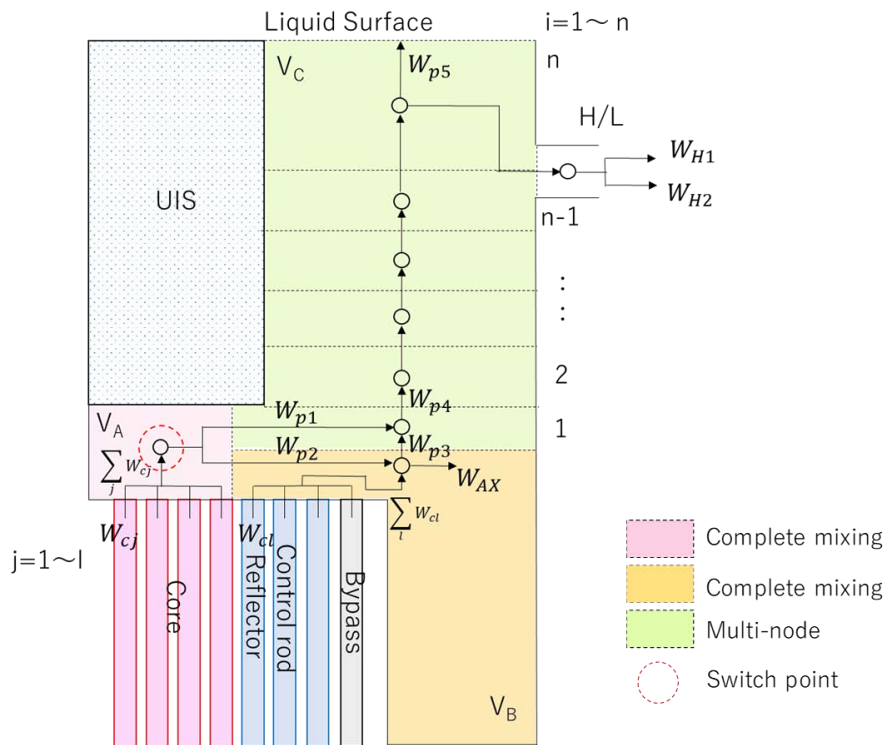
第9図 原子炉核計算モデル



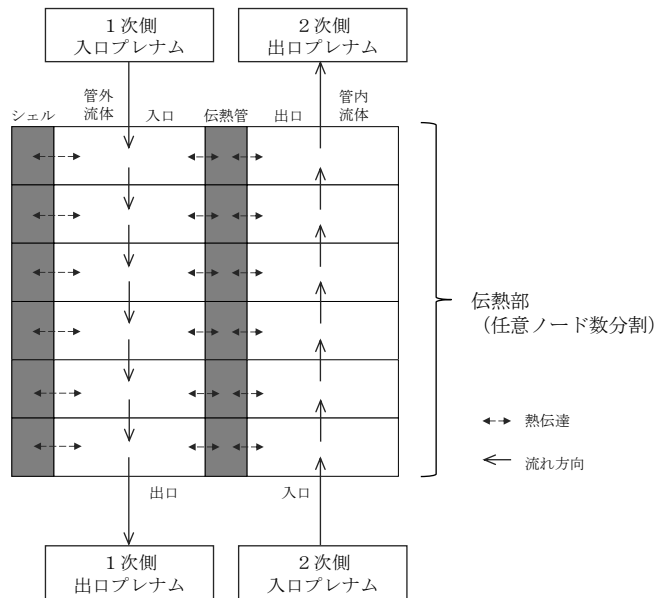
第10図 原子炉炉心熱計算モデル



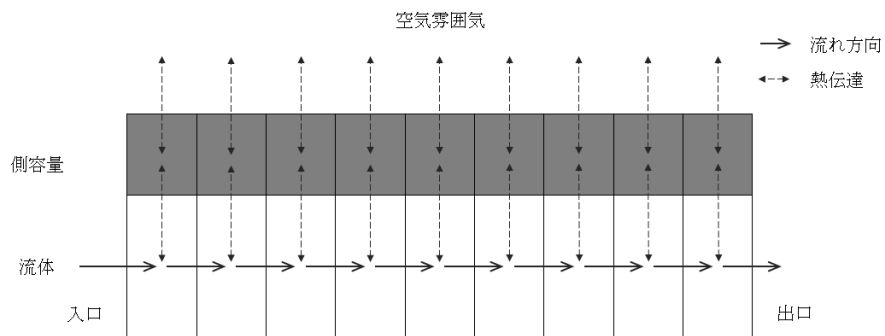
第 11 図 原子炉炉心流動計算モデル



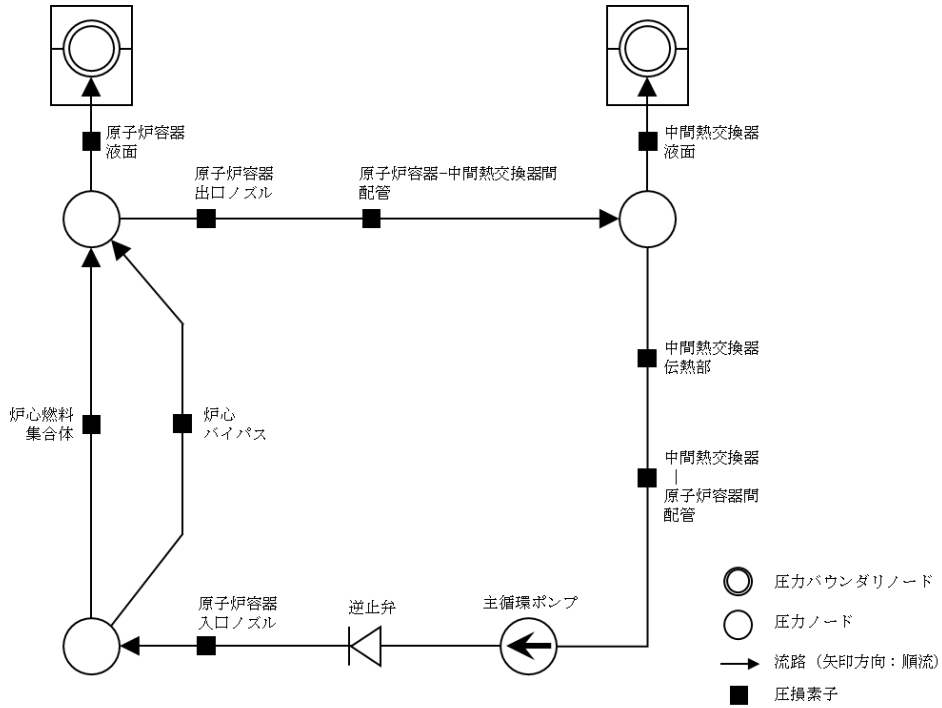
第 12 図 炉上部プレナム熱流動計算モデル



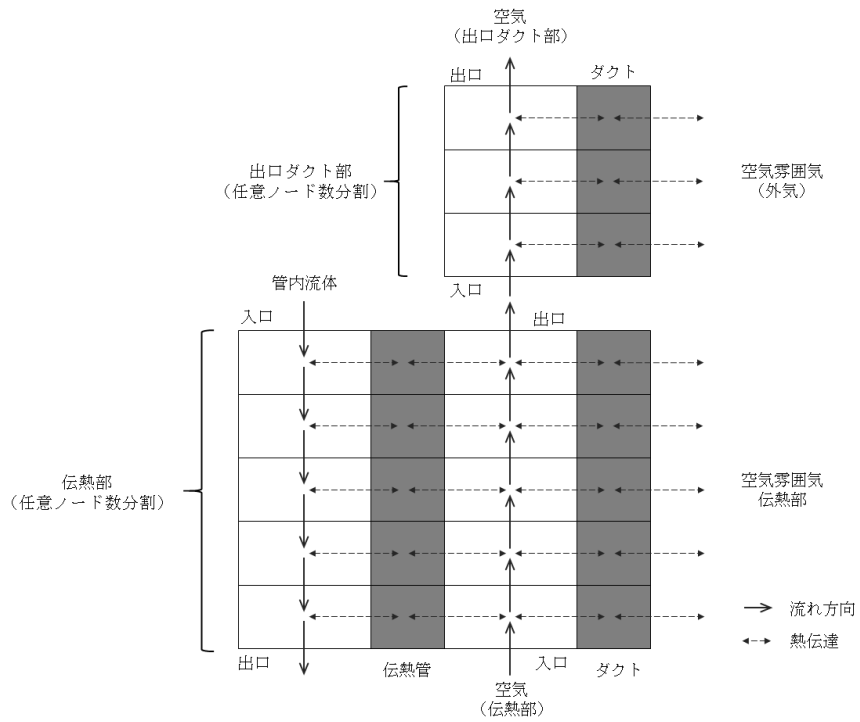
第 13 図 中間熱交換器熱計算モデル



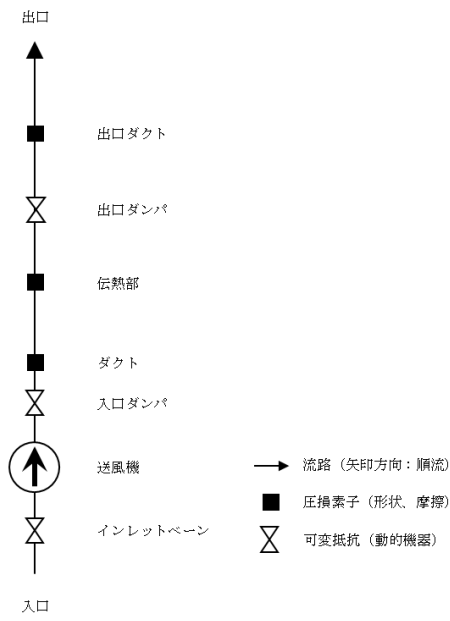
第 14 図 1次主冷却系熱計算モデル
(配管要素熱計算モデル)



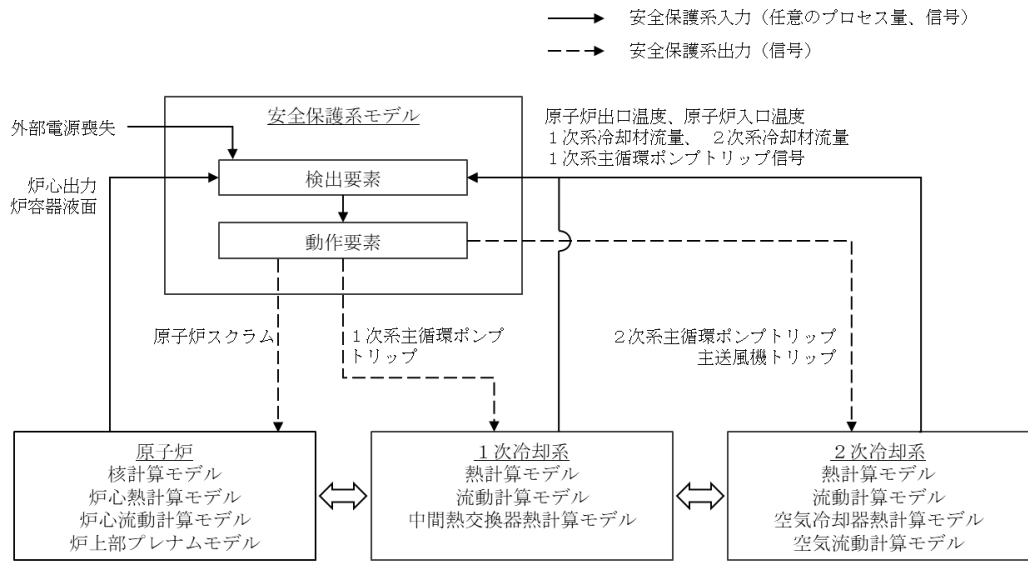
第 15 図 1 次主冷却系流動計算モデル



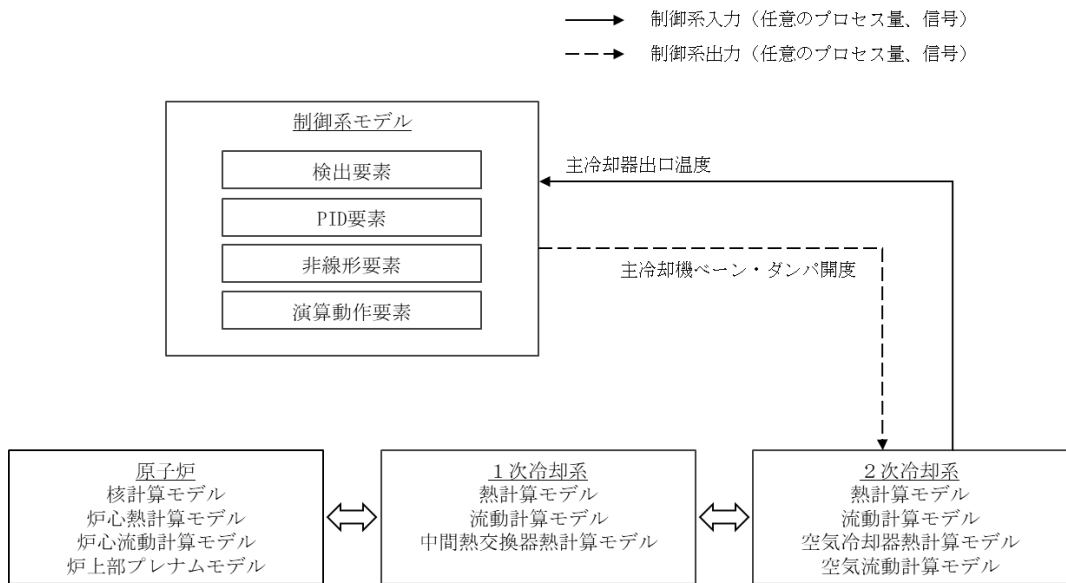
第 16 図 空気冷却器熱計算モデル



第 17 図 空気流動計算モデル



第 18 図 安全保護系計算モデル



第 19 図 制御系計算モデル

4. 妥当性確認

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価においてSuper-COPDを適用する物理現象の範囲は、これまでの「もんじゅ」や「常陽」の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全解析で適用された範囲とほぼ同様であるが、加えて1次主冷却系の自然循環による炉心冷却という重要な事象が含まれる。自然循環現象は、発熱源と除熱源の位置と特性、冷却材の流路と圧力損失、自然循環力等の個別現象の組み合わせにより生じるとともに、炉心冷却は原子炉容器内局所からプラント冷却系全体のスケールに及ぶ熱流動挙動が含まれる。

4.1 重要現象に対する妥当性確認方法

第5表に、解析に使用する計算コードの妥当性確認方法を整理した。計算モデルの検証^[5]について確認を行うとともに、高速炉プラント等を用いた試験を対象とした総合的な妥当性確認を行うことが重要となる。第5表では、第2章にて各評価事故シーケンスから抽出した重要現象とそれに対応するSuper-COPDの解析モデルとの関係を示し、妥当性確認として、境界条件で対応するモデル、基本問題等での個別での確認で対応するモデル、試験解析で対応するモデルを整理して示した。

なお、ULOF事象の格納容器破損防止措置の有効性評価において再配置・冷却過程の解析で使用したデブリベッド熱計算モジュールについては、2.1.2項(1)で説明したとおり、プラント動特性解析とは別に、当該モジュールを単体として使用するため、本資料の本文には記載しないで、モデル及び妥当性確認については添付1に記載する。

第5表 重要現象に対する妥当性確認方法

分類	重要現象	解析モデル	境界条件 で対応	基本問題 等により 個別に確 認	試験解析による妥当性確認						備考
					A	B	C	D	E	F	
炉心及び原子炉容器	(1) 反応度フィードバックと核動特性(制御棒反応度効果を含む)	原子炉核計算モデル	-	★	○	○	-	-	-	-	一般的に使用されている1点炉近似動特性方程式を使用しており、理論値と比較する等の検証を行っている。また、反応度係数及び動特性パラメータ、スクラム反応度は、炉心設計で評価した値を入力して与えている。
	(2) 燃料要素過渡伝熱	原子炉炉心熱計算モデル	-	★	○	○	○	○	-	○	一般的に使用されている1次元熱伝導方程式を使用しており、理論値と比較する等の検証を行っている。また、燃料熱伝導率、キャップコンダクタンス、被覆管熱伝導率は、炉心設計で用いたものを与えている。
	(3) 冷却材熱流動	原子炉炉心熱計算モデル 原子炉炉心流動計算モデル	-	-	●	○	○	○	-	●	炉心全体を複数のチャンネルで代表させたモデルと全集合体をそれぞれ独立のチャンネルとして模擬したモデルの両モデルで妥当性確認を行った。
	(4) 炉心流量再配分	原子炉炉心熱計算モデル 原子炉炉心流動計算モデル	-	-	●	○	○	○	-	●	炉心全体を複数のチャンネルで代表させたモデルと全集合体をそれぞれ独立のチャンネルとして模擬したモデルの両モデルで妥当性確認を行った。
	(5) 炉心径方向熱移行	原子炉炉心熱計算モデル	-	-	●	-	-	-	-	●	炉心全体を複数のチャンネルで代表させたモデルと全集合体をそれぞれ独立のチャンネルとして模擬したモデルの両モデルで妥当性確認を行った。
	(6) 炉上部プレナム温度成層化	炉上部プレナム熱計算モデル	-	-	○	●	○	○	-	○	炉上部プレナム内の軸方向の温度分布が詳細に測定されているもんじゅの試験にて妥当性確認を行った。
	(7) 原子炉容器ナトリウム液位変化	1次主冷却系流動計算モデル	-	★	○	○	○	○	-	-	漏えいした冷却材容量分を、予め設定したプレナム内の冷却材容量から減じる単純な計算をしており、理論値との比較等の検証を行っている。
	(8) 崩壊熱	原子炉炉心熱計算モデル	★	-	□	□	-	-	-	□	炉心設計にて評価された崩壊熱を入力して与える。
1次主冷却系	(9) 冷却材熱流動(強制循環、自然循環)	1次主冷却系熱計算モデル 1次主冷却系流動計算モデル	-	-	●	●	●	○	-	●	定格流量時については、Bにて妥当性確認を行った。自然循環時については、A、C及びFにて妥当性確認を行った。
	(10) ポンプフローコーストダウン	1次主冷却系流動計算モデル	-	-	●	●	●	○	-	●	A、B、C及びFにて、妥当性確認を行った。
	(11) ナトリウム漏えい流量	1次主冷却系流動計算モデル	-	★	-	-	-	-	-	-	流動計算モデルにおける弁モデルに破損口の圧力損失係数を設定し、漏えい流量を計算しており、理論値との比較等の検証を行っている。
	(12) 主中間熱交換器熱交換	中間熱交換器熱計算モデル	-	-	●	●	●	●	-	●	FC: 強制循環、NC: 自然循環 Bにて1次系FC-2次系FC、Cにて1次系NC-2次系FC、Dにて1次系FC-2次系NC、A及びFにて1次系NC-2次系NCの妥当性確認を行った。
	(13) 主中間熱交換器ナトリウム液位変化	1次主冷却系流動計算モデル	-	★	○	○	○	○	-	-	漏えいした冷却材容量分を、予め設定したプレナム内の冷却材容量から減じる単純な計算をしており、理論値との比較等の検証を行っている。
2次主冷却系	(14) 冷却材熱流動(強制循環、自然循環)	2次主冷却系熱計算モデル 2次主冷却系流動計算モデル	-	-	●	●	○	●	-	-	定格流量時については、Bにて妥当性確認を行った。自然循環時については、A、Dにて妥当性確認を行った。
	(15) ナトリウム漏えい流量	-	★	-	-	-	-	-	-	-	漏えいにより生じるIHXでの除熱源喪失をIHXの断熱にて模擬するため、2次系漏えいのモデル化は行っていない。
	(16) 主冷却機除熱(強制通風、自然通風)	空気冷却器機熱計算モデル 空気流動計算モデル	-	-	●	●	○	●	●	-	強制通風については、Bにて妥当性確認を行った。自然通風時については、A、D及びEにて妥当性確認を行った。
1次補助冷却系	(17) 冷却材熱流動	1次補助冷却系熱計算モデル 1次補助冷却系流動計算モデル	-	-	△	△	△	-	-	△	本モデルは、1次主冷却系で用いている解析モデルと同様の解析機能を使用したモデルであるため、1次主冷却系の妥当性確認で対応する。
	(18) 補助中間熱交換器熱交換	中間熱交換器熱計算モデル	-	-	△	△	△	△	-	△	本モデルは、1次主冷却系で用いている解析モデルと同様の解析機能を使用したモデルであるため、1次主冷却系の妥当性確認で対応する。
2次補助冷却系	(19) 冷却材熱流動(強制循環)	2次補助冷却系熱計算モデル 2次補助冷却系流動計算モデル	-	-	△	△	-	△	-	-	本モデルは、2次主冷却系で用いている解析モデルと同様の解析機能を使用したモデルであるため、2次主冷却系の妥当性確認で対応する。
	(20) 補助冷却機除熱(強制通風)	空気冷却器熱計算モデル 空気流動計算モデル	-	-	△	△	-	△	△	-	本モデルは、強制通風時のみに使用される。2次主冷却系で用いている解析モデルと同様の解析機能を使用したモデルであるため、2次主冷却系の妥当性確認で対応する。

★: 該当
●: 妥当性確認の対象
○: 妥当性確認の解析で使用しているが妥当性確認の対象外
△: 補助冷却系の解析モデルは、主冷却系の解析モデルと同様であるため主冷却系の妥当性確認を参照
□: 境界条件(入力値)
-: 非該当、または未使用

4.2 妥当性確認

4.2.1 試験解析以外での確認

第 5 表で整理した試験解析以外の方法で確認したモデルと、その確認内容について以下に示す。

4.2.1.1 個別に確認する項目

(1) 『原子炉核計算モデル』

「反応度フィードバック」と「核動特性」（制御棒反応度効果を含む）を計算する本計算モデルでは、一般的に使用されている 1 点炉近似動特性方程式を使用しており、理論値と比較する等の検証を行っている。また、計算に必要な、反応度係数及び動特性パラメータは、炉心設計で評価した値を入力として与えている。

(2) 『原子炉炉心熱計算モデル』（一部）

「燃料要素過渡伝熱」を計算する本計算モデルでは、一般的に使用されている 1 次元熱伝導方程式を使用しており、理論値と比較する等の検証を行っている。また、燃料熱伝導率、ギャップ熱伝達率、被覆管熱伝導率は、炉心設計で用いたものを与えている。

(3) 『1 次主冷却系流動計算モデル』（一部）

「原子炉容器ナトリウム液位変化」及び「主中間熱交換器ナトリウム液位変化」の計算については、漏えいした冷却材容量分を、予め設定したプレナム内の冷却材容量から減じる単純な計算をしており、理論値との比較等の検証を行っている。また、「1 次主冷却系のナトリウム漏えい流量」の計算については、弁モデルに破損口の圧力損失係数を設定して漏えい流量を計算しており、理論値との比較等の検証を行っている。

4.2.1.2 境界条件（入力）とする項目

(1) 『原子炉炉心熱計算モデル』（一部）

「崩壊熱」を計算する本計算モデルにおいて、崩壊熱の計算は行わずに、炉心設計にて評価された崩壊熱を入力として与える。

(2) 「2 次主冷却系のナトリウム漏えい流量」

2 次主冷却系のナトリウム漏えいにより生じる主中間熱交換器での除熱量の変化については、2 次主冷却系を断熱に切り替えることで模擬するため、2 次主冷却系漏えいのモデル化を行っていない。

4.2.2 試験解析による確認

第2章で抽出した重要現象と同様の物理現象を含む実プラントでの試験を対象に解析を実施した。

定格運転から自然循環による崩壊熱除去運転までの総合的な妥当性確認として、有効性評価の対象である「常陽」で実施された「「常陽」MK-II自然循環試験」を対象とした試験解析を行った。また、炉上部プレナム内の温度成層化現象に関して、「「もんじゅ」電気出力40%タービントリップ試験」で計測された炉上部プレナム内の軸方向温度分布データを用いて妥当性確認を行うとともに、その他の解析モデルについても同試験により妥当性確認を行った。これらの試験は、重要現象に対応する物理モデルを網羅しており、総合的な効果を確認する。

さらに、高速炉の自然循環試験として入手可能な「もんじゅ」及び米国実験炉「EBR-II」の試験を対象に妥当性確認を行った。各試験解析では、伝熱管や配管等の構造物と流体との熱交換に関わる熱伝達及び各部の圧力損失の評価に対し、高速炉の研究開発を目的とした要素レベルやコンポーネントレベルの試験によって得られた実験相関式が使用されている。

「1次補助冷却系の冷却材熱流動」、「補助中間熱交換器熱交換」、「2次補助冷却系の冷却材熱流動（強制循環）」及び「補助冷却機除熱（強制通風）」を計算する、補助冷却系に関わる計算モデル（『1次補助冷却系流動計算モデル』、『2次補助冷却系流動計算モデル』、『1次補助冷却系熱計算モデル』及び『2次補助冷却系熱計算モデル』）については、1次主冷却系及び2次主冷却系で用いている計算モデルと同様の解析機能（計算モジュール）を使用したモデルであるため、1次主冷却系及び2次主冷却系の妥当性確認で対応する。

4.2.2.1 「常陽」MK-II自然循環試験の試験解析^{[6][7]}

(1) 試験概要

本試験は、自然循環による崩壊熱除去能力の実証及びデータ取得、自然循環解析手法の確立を目的として実施された。

試験では、100MW出力運転状態（1次主冷却系及び2次主冷却系が主循環ポンプによる強制循環、かつ、主冷却機は送風機による強制通風）から、原子炉をスクラムさせるとともに1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプを同時に停止させ、1次主冷却系及び2次主冷却系を自然循環状態、主冷却機を自然通風状態として、崩壊熱を除去する場合のデータが計測されている。

第20図に、「常陽」MK-IIの系統図を示す。また、第6表に、「常陽」MK-IIの主要諸元を示す。「常陽」MK-IIは、2ループを有しており、1次主冷却系は、原子炉とループ毎に主中間熱交換器（胴側）、1次主循環ポンプ、逆止弁、配管で構成されている。2次主冷却系は、ループ毎に主中間熱交換器（管側）、2次主循環ポンプ、

配管、2基の主冷却機で構成されている。

(2) 妥当性確認方法

本試験の解析により、各構成機器（コンポーネント）の出入口温度及び流量を試験データと比較することで、以下の解析モデルについて妥当性を確認する。

- ・『原子炉炉心流動計算モデル』及び『原子炉炉心熱計算モデル』
「炉心の冷却材熱流動」、「炉心流量再配分」及び「炉心径方向熱移行」を計算するモデル
- ・『中間熱交換器熱計算モデル』、『1次主冷却系流動計算モデル』及び『1次主冷却系熱計算モデル』
「1次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）」、「ポンプフローコーストダウン」、1次主冷却系及び2次主冷却系が強制循環及び自然循環時の「主中間熱交換器熱交換」を計算するモデル
- ・『2次主冷却系流動計算モデル』及び『2次主冷却系熱計算モデル』
「2次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）」を計算するモデル。
- ・『空気冷却器熱計算モデル』及び『空気流動計算モデル』
「主冷却機除熱（強制通風、自然通風）」を計算するモデル

(3) 解析条件

第21図に、「常陽」MK-II炉心の構成図を示す。Super-COPDでは、制御棒や反射体を含めた全集合体313体をチャンネルモデルでモデル化している。

第22図に、原子炉の熱計算モデルを示す。燃料集合体は、下部の高圧プレナムに接続されている。一方、内側及び外側反射体、制御棒及びその他の集合体は、下部の低圧プレナムに接続されている。また、炉心出口では、仮想的なバイパスチャンネルも含めて、全てのチャンネル（集合体）は炉上部プレナムに接続されている。

第23図に、1次主冷却系及び2次主冷却系の熱計算モデルを示す。解析条件は、原子炉出力を100MWとし、入口空気温度及び空気風量を設定されている。試験時に空気風量は測定されていないため、送風機の回転数から計算される空気風量が設定されている。

(4) 解析結果

第24図及び第25図に、それぞれスクラムから300秒までの第0層と第2層の集合体出口ナトリウム温度を示す。解析結果より、温度変化のタイミングは試験値より遅れているが、全体としての挙動は一致しており、ボトムの温度及びピークの温度も一致していることがわかる。

第26図に、原子炉容器出入口ナトリウム温度の時間変化を示す。原子炉容器出口

温度は試験結果よりやや低くなるが、ほぼ一致している。

第 27 図に、炉心ナトリウム流量を示す。スクラム後の流量減少は試験結果とほぼ一致している。自然循環へ移行した後の流量は、試験結果と若干異なっているが第 24 図及び第 25 図に示したように炉心冷却材温度の 2 次ピーク、及び第 26 図に示した原子炉容器出入口ナトリウム温度は再現できており、全体的な流量の挙動は良く再現できている。

第 28 図及び第 29 図に、主中間熱交換器 2 次側出入口ナトリウム温度と 2 次主冷却系ナトリウム流量をそれぞれ示す。出入口ナトリウム温度及び流量共に、全体的な挙動は良く再現できている。

(5) 解析モデルの不確かさ

自然循環で炉心冷却する評価事故シーケンスにおいて着目するプラント挙動は、1 次主冷却系のポンプフローコーストダウンから自然循環に切り替わる際の流量低下の最小値と、その後の 1 次主冷却系及び 2 次主冷却系の自然循環流量と系統の温度挙動である。

自然循環に切り替わる際の流量低下の最小値は、評価指標である被覆管最高温度及び炉心冷却材温度の 2 次ピークの温度（最高到達温度）を左右する。試験解析の結果、流量低下及び 2 次ピークの温度は、試験結果と概ね一致しており、関連する解析モデルの不確かさは小さいと考える。

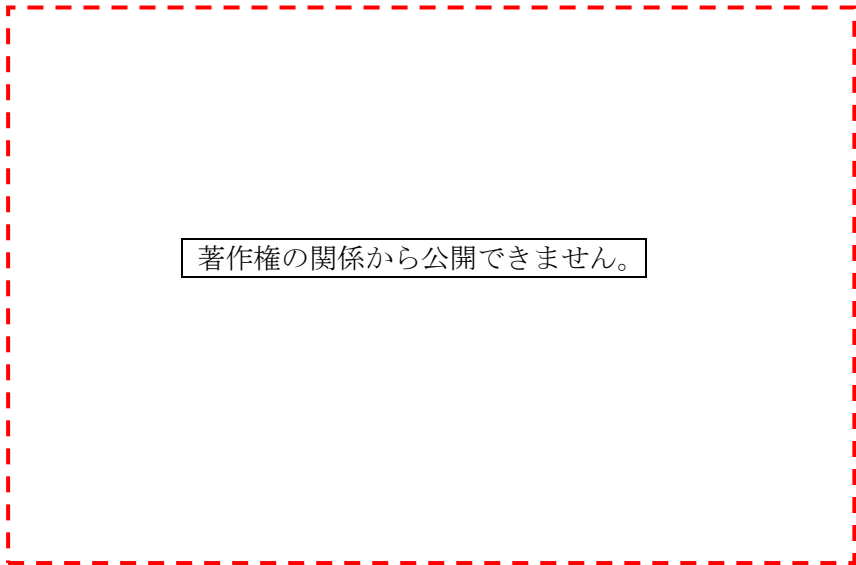
自然循環流量と系統の温度挙動は、評価指標である原子炉冷却材バウンダリの温度に影響する。一般に、自然循環時は、流量と系統の温度挙動（温度差）とが互いに影響し合う体系であるため、炉心、中間熱交換器、空気冷却器及び配管の伝熱特性、機器及び系統の圧力損失特性が適切にモデル化できない場合、流量、温度変化幅及び温度降下率が一致しない。試験解析の結果、自然循環へ移行した後の流量は、若干多いが、温度変化幅及び温度降下率がほぼ一致しているため、関連する解析モデルの不確かさは小さいと考える。

このように、「炉心の冷却材熱流動」、「炉心流量再配分」、「径方向熱移行」、「1 次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）」、「ポンプフローコーストダウン」、「主中間熱交換器熱交換」、「2 次主冷却系の冷却材熱流動（自然循環）」及び「主冷却機除熱」の計算で使用される解析モデルについて、試験結果と比較すると、その挙動は概ね一致しており、不確かさは小さいと考える。

第6表 「常陽」MK-II主要諸元

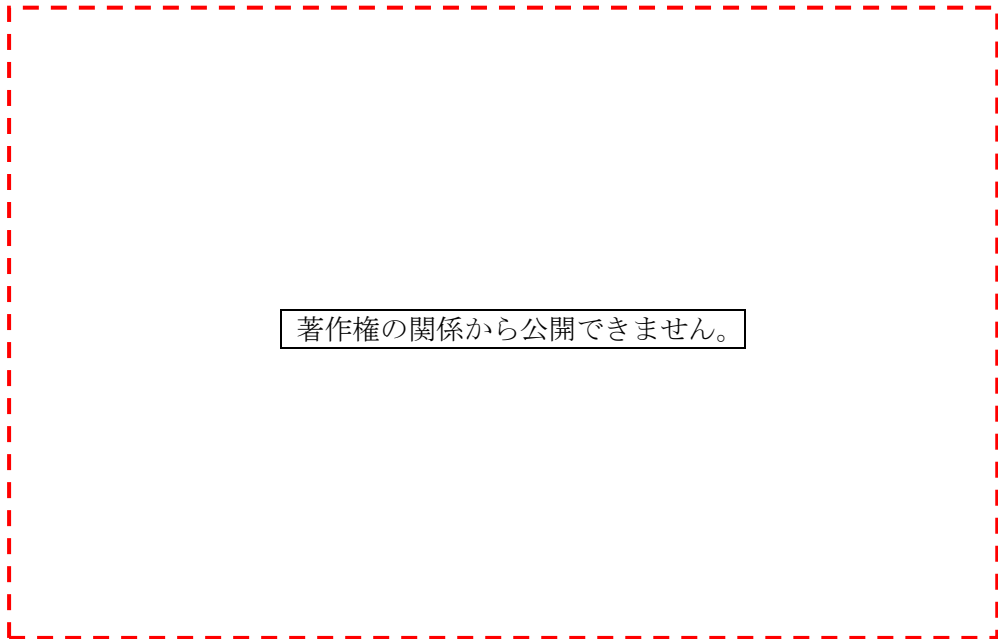
(出典：K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.)

著作権の関係から公開できません。



(出典：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.)

第 20 図 「常陽」MK-II の系統図



(出典：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.)

第 21 図 「常陽」MK-II 炉心の構成図

著作権の関係から公開できません。

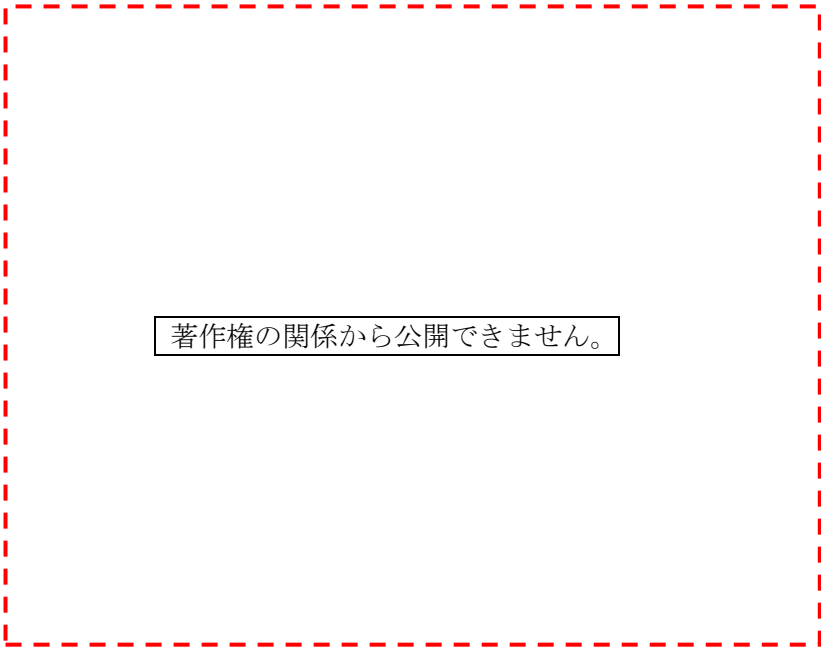
(出典：K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.)

第 22 図 原子炉熱計算モデル

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

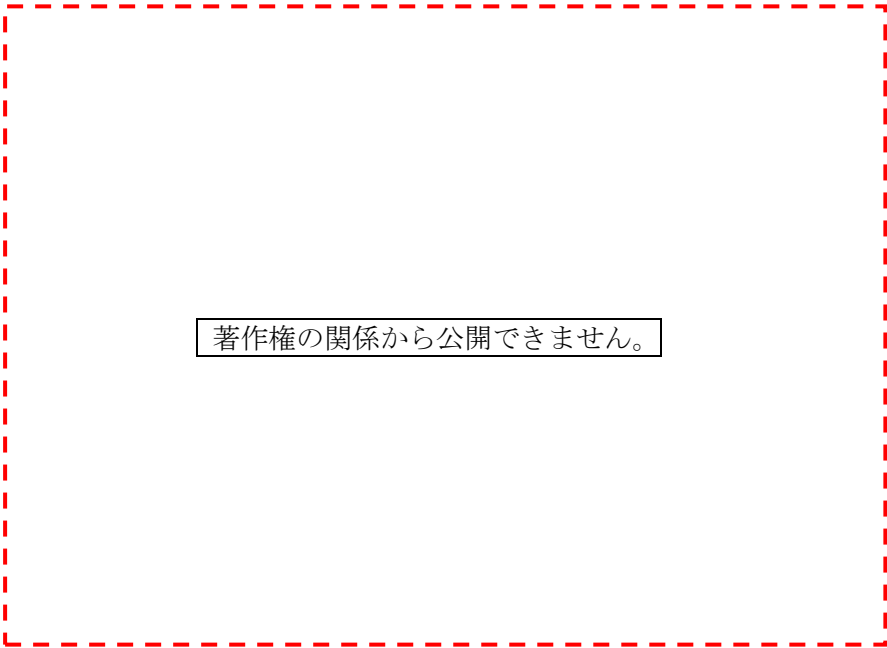
第 23 図 1 次主冷却系及び 2 次主冷却系熱計算モデル (A ループ)



著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 24 図 第 0 層 (炉心中心部) 集合体出口ナトリウム温度



著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 25 図 第 2 層集合体出口ナトリウム温度

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 26 図 原子炉容器出入口ナトリウム温度

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 27 図 炉心ナトリウム流量

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 28 図 主中間熱交換器 2 次側出入口ナトリウム温度 (A ループ)

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 29 図 2 次主冷却系ナトリウム流量

4.2.2.2 もんじゅ電気出力 40%タービントリップ試験の試験解析^{[8][9]}

本試験解析では、炉上部プレナムモデル（第 4.2.2.2.1 項）、中間熱交換器の熱計算モデル（第 4.2.2.2.2 項）及び全システムモデル（第 4.2.2.2.3 項）について個別に妥当性確認が行われており、共通する「(1) 試験概要」「(2) 妥当性確認方法」及び「(3) 解析条件（共通）」について説明した後、それぞれ各項目別に説明する。

(1) 試験概要

本試験は、電気出力 40%状態においてタービンがトリップした際の原子炉設備、1 次主冷却系、2 次主冷却系、水/蒸気系、タービン及び発電機設備の挙動を総合的に把握することを目的として実施された。

試験では、電気出力 40%の運転状態から復水器真空度「低」の信号を模擬入力してタービンをトリップさせ、これにより所定のインターロックに従い、原子炉トリップ、1 次主循環ポンプトリップ、2 次主循環ポンプトリップ、主給水ポンプトリップ、発電機トリップするとともに、2 次主冷却系の流路が蒸気発生器側から補助冷却設備側へ切り替えられた。1 次主冷却系及び 2 次主冷却系はポニーモータによる強制循環、補助冷却設備の空気冷却器は送風機による強制通風による崩壊熱除去運転となる。もんじゅでは、炉上部プレナム内の軸方向の温度分布が詳細に測定されている。

第 30 図に「もんじゅ」の系統図を示し、第 7 表に「もんじゅ」の主要諸元を示す。

「もんじゅ」は、3 ループを有しており、1 次主冷却系は、原子炉、ループ毎に中間熱交換器（胴側）、1 次主循環ポンプ、逆止弁、配管で構成されている。2 次主冷却系は、ループ毎に中間熱交換器（管側）、2 次主循環ポンプ、配管、空気冷却器、蒸気発生器（蒸発器、加熱器）で構成されている。

(2) 妥当性確認方法

試験解析により、原子炉容器出口ナトリウム温度及び炉上部プレナム内の軸方向の温度分布の試験データと比較することで、「炉上部プレナム温度成層化」を計算する『炉上部プレナム熱計算モデル』の妥当性を確認する。また、中間熱交換器の 1 次側及び 2 次側の出口ナトリウム温度の試験データと比較することで、1 次主冷却系及び 2 次主冷却系が強制循環（主モータ駆動及びポニーモータ駆動）となる場合の「主中間熱交換器熱交換」を計算する『中間熱交換器熱計算モデル』の妥当性を確認する。

また、各コンポーネントの出入口温度や流量を試験データと比較することで、以下のモデルについて妥当性を確認する。

- ・『炉上部プレナム熱計算モデル』
「炉上部プレナム温度成層化」モデル
- ・『中間熱交換器熱計算モデル』、『1 次主冷却系流動計算モデル』及び『1 次主冷却系

熱計算モデル』

「1次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環）」及び「ポンプフローコーストダウン」と、1次主冷却系及び2次主冷却系が強制循環（主モータ駆動）及び自然循環時の「主中間熱交換器熱交換」を計算するモデル

- ・『2次主冷却系流動計算モデル』及び『2次主冷却系熱計算モデル』

「2次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環）」に関わる機能

- ・『空気冷却器熱計算モデル』及び『空気流動計算モデル』

「主冷却機除熱（強制通風）」を計算するモデル

(3) 解析条件（共通）

第31図に試験時のシーケンスを示す。タービンがトリップした場合、所定のインターロックにより原子炉がトリップする。

第32図に熱計算モデルを示す。本解析モデルは、自然循環力を適切に再現するために、それぞれの部位のエレベーションが適切に設定されている。また、第8表に熱交換のモデルで使用している熱伝達相関式を示す。

第33図に流動計算モデルを示す。流動計算モデルでは、系統における圧力損失やポンプ等をモデル化している。

第7表 「もんじゅ」の主要諸元

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第8表 熱伝達相関式

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 30 図 「もんじゅ」の系統図

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 31 図 プラントトリップ試験のシーケンス

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 32 図 熱計算モデル

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 33 図 流動計算モデル

4.2.2.2.1 炉上部プレナム温度成層化モデルの確認

(1) 解析条件

第 34 図に、炉上部プレナムの熱流動計算モデルを示す。本解析モデルは、プレナム内を 7 領域に分けてモデル化しており、低流量時に生じる温度成層化を模擬するために C 領域及び E 領域を 20 分割している。

境界条件は、集合体出口ナトリウム温度及び流量とする。

(2) 解析結果

第 35 図に、原子炉容器出口ナトリウム温度の比較を示す。原子炉容器出口ナトリウム温度は、試験結果と良く一致している。また、第 36 図に示す位置で、炉上部プレナムの内筒内側の軸方向の温度分布が測定されており、第 37 図に、その温度分布を示す。温度分布の推移は、最大で約 20°C 高めに推移するが、温度降下率はほぼ一致している。

(3) 解析モデルの不確かさ

炉心流量が低流量（ポンプモータ流量及び自然循環流量）となった場合に生じる炉上部プレナム温度成層化は、評価指標である原子炉バウンダリ温度に影響する。軸方向の温度分布の推移は、最大で約 20°C 高めに推移し、その原因は多次元的な熱流動挙動と考えられるが、原子炉容器出口ナトリウム温度が試験結果と良く一致しており、不確かさは小さいと考えられる。

このように、「炉上部プレナム温度成層化」を計算する『炉上部プレナム熱計算モデル』について、原子炉容器出口ナトリウム温度及び炉上部プレナム内の温度分布は、試験結果を良く再現できており、その不確かさは小さいと考える。

著作権の関係から公開できません。

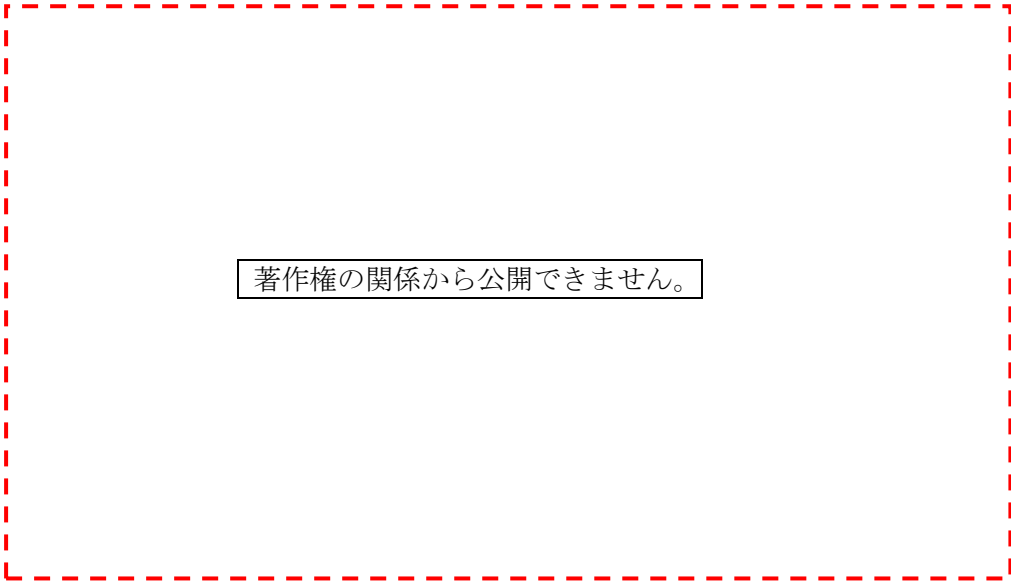
(出典：F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.)

第 34 図 炉上部プレナムの熱流動計算モデル

著作権の関係から公開できません。

(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.)

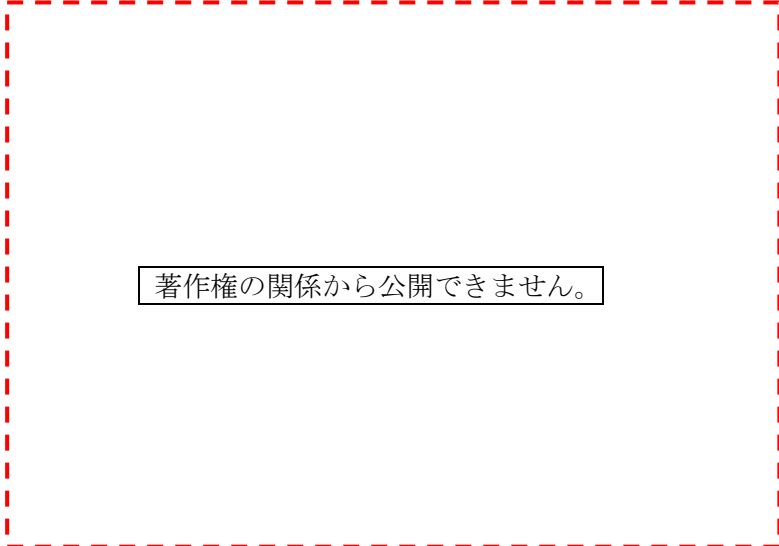
第 35 図 原子炉容器出口ナトリウム温度



著作権の関係から公開できません。

(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 36 図 炉上部プレナム内の熱電対位置



著作権の関係から公開できません。

(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 37 図 炉上部プレナム内の温度分布の推移

4.2.2.2.2 中間熱交換器の熱計算モデルの確認

(1) 解析条件

第 38 図に中間熱交換器の熱計算モデルを示す。中間熱交換器の 1 次側入口プレナムには、伝熱部の入口窓部に到達するまでに、シュラウド部を回り込む流れ等があり、多次元解析及び水流動試験結果に基づき、詳細なモデル化を行っている。

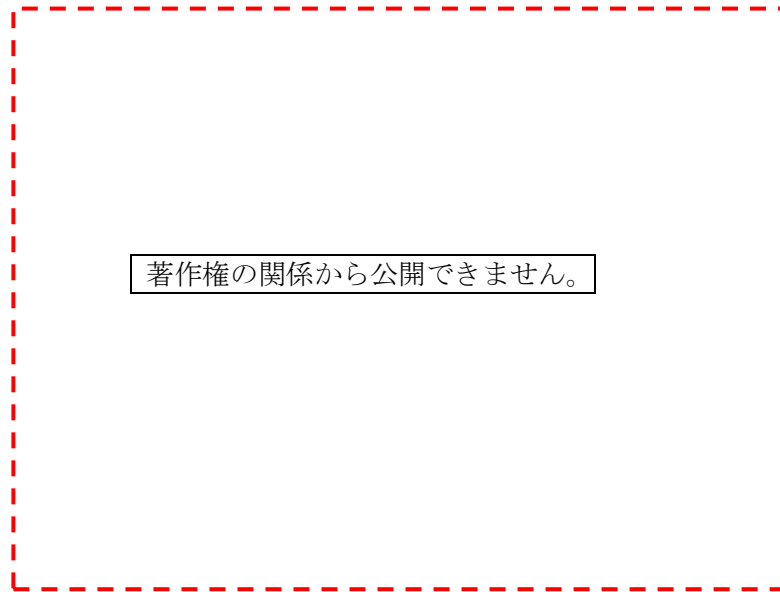
境界条件は、中間熱交換器の 1 次側及び 2 次側の入口温度及び流量とする。

(2) 解析結果

第 39 図に中間熱交換器の 2 次側出口ナトリウム温度を示す。詳細化する前のモデルと比べ、試験結果を良く再現できている。

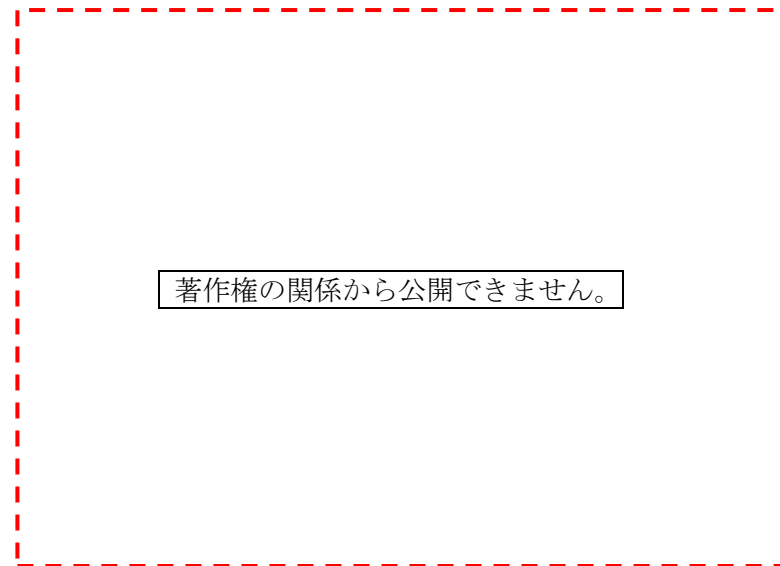
(3) 解析モデルの不確かさ

中間熱交換器熱交換は、評価指標である原子炉バウンダリ温度に影響する。「中間熱交換器計算モデル」を使用した中間熱交換器熱交換について、試験結果とほぼ一致しており、不確かさは小さいと考える。なお、中間熱交換器の 2 次側出口ナトリウム温度は、空気冷却器において十分な除熱能力があれば、原子炉バウンダリ温度に影響しない。



(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 38 図 中間熱交換器の熱計算モデル



(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 39 図 中間熱交換器 2 次側出口ナトリウム温度

4.2.2.2.3 全システムモデルを用いた解析

(1) 解析条件

解析モデルは、制御系も含む「もんじゅ」の全システムモデルを使用した解析を実施する。境界条件は、給水側エンタルピ及び空気温度とする。

(2) 解析結果

第 40 図から第 43 図に解析結果を示す。1 次主冷却系及び 2 次主冷却系のポンプはコーストダウン後、ポニーモータに切り替わり、2 次主冷却系の流路は蒸気発生器側から補助冷却設備側に切り替わる。この時の 1 次主冷却系流量、2 次主冷却系流量の流量低下挙動は良く一致しており、ポンプフローコーストダウン特性を含め、1 次主冷却系及び 2 次主冷却系の流動計算モデルが妥当であることを確認した。

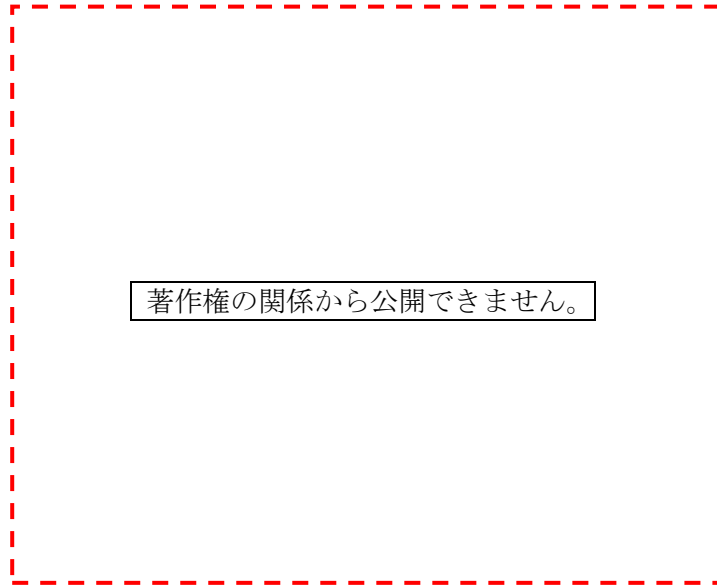
原子炉容器入口ナトリウム温度は 400 秒から 1300 秒までは解析が高く予測する（最大で約 20℃）ものの、その後は試験と一致した。解析の方が高く予測した原因は、中間熱交換器 2 次側入口ナトリウム温度が試験結果よりも一時的に高くなるためであり、これには空気冷却器の待機状態から運転状態へ移行する際の空気冷却器のベーン及びダンパの動作タイミングの若干の違いによる温度上昇が影響している。原子炉容器出口ナトリウム温度は、下部プレナム等による混合効果により、結果的に原子炉容器入口ナトリウム温度の差異の影響はほとんど見られず試験結果と良く一致しており、炉上部プレナムにおける温度成層化を含め、関連する部位の熱計算モデルが妥当であることを確認した。また、中間熱交換器 2 次側及び空気冷却器の出入口ナトリウム温度についても、試験結果の挙動と良く一致しており、これら熱交換に関わる計算モデル、プレナム部及び配管部の熱計算モデルが妥当であることを確認した。

(3) 解析モデルの不確かさ

有効性評価において強制循環で炉心冷却をする評価事故シーケンスにおいて着目するプラント挙動は、評価指標である原子炉冷却材バウンダリ温度に影響を及ぼす 1 次主冷却系のポンプフローコーストダウンからポニーモータに切り替わった後の流量と、その際の各機器の出入口ナトリウム温度である。原子炉容器入口ナトリウム温度に、一時的な差が生じているが、その要因は「もんじゅ」特有のプラント動作の設定によるものであり、「常陽」の評価には影響しない。その他、温度挙動及び流量挙動は、試験結果と良く一致している。

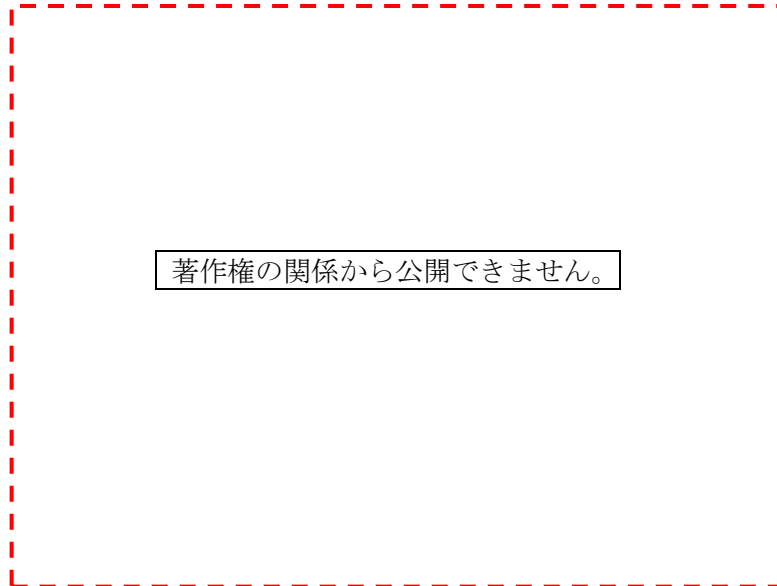
このように、「炉上部プレナム温度成層化」、「1 次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環）」、「1 次主冷却系のポンプフローコーストダウン」、「主中間熱交換器熱交換」、「2 次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環）」及び「主冷却機除熱（強制通風）」を計算する解析モデルについて、試験結果を良く再現できており、不確かさは小さいと考

える。



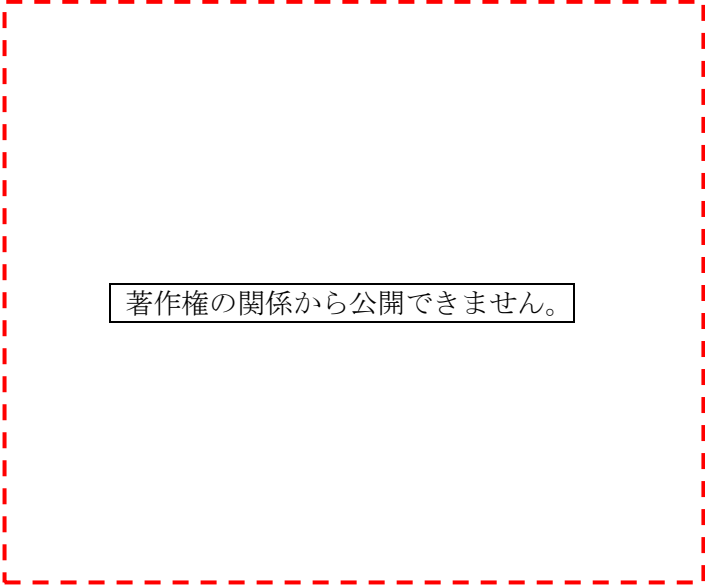
(出典：F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.)

第 40 図 1 次主冷却系 (RV)、2 次主冷却系 (IHX) 及び補助冷却設備 (AC) の流量



(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.)

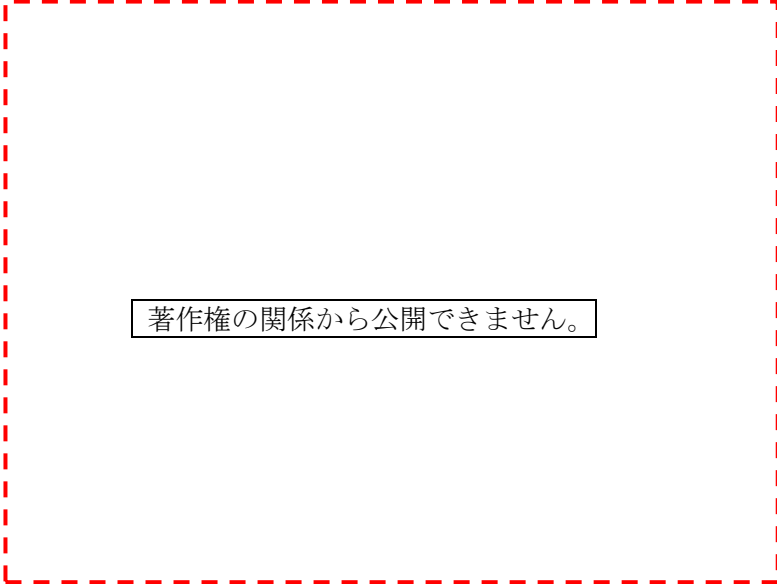
第 41 図 原子炉容器 (RV) 出入口ナトリウム温度



著作権の関係から公開できません。

(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 42 図 中間熱交換器 (IHX) 2 次側出入口ナトリウム温度



著作権の関係から公開できません。

(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 43 図 空気冷却器 (AC) 出入口ナトリウム温度

4.2.2.3 もんじゅ 1次冷却系自然循環予備試験の試験解析^{[8][9]}

(1) 解析条件

本試験は、自然循環による崩壊熱除去の有効性に関する知見を得ることを目的として実施された。

試験では、1次主冷却系及び2次主冷却系が約325℃の等温保持状態から、補助冷却設備による除熱によって、1次主冷却系に温度差を付加し、1次主冷却系内で自然循環を発生させた。

(2) 妥当性確認方法

試験解析により、各コンポーネントの出入口ナトリウム温度や流量を試験データと比較することで、以下のモデルについて妥当性を確認する。

- ・『1次主冷却系熱計算モデル』、『1次主冷却系流動計算モデル』、及び『中間熱交換器熱計算モデル』

「1次主冷却系の冷却材熱流動（自然循環）」及び「ポンプフローコーストダウン」と、1次主冷却系が自然循環で、2次主冷却系が強制循環（ポニーモータ駆動）時の「主中間熱交換器熱交換」を計算するモデル

(3) 解析条件

第44図に本試験のシーケンスを示す。4.2.2.2.3項の「もんじゅ」電気出力40%タービントリップ試験の解析モデル（全システムモデル）から、予測精度向上のため、熱伝達相関式を50MWSG及び「常陽」で得られた伝熱相関式に変更した。境界条件は、空気冷却器の空気温度である。

(4) 解析結果

第45図及び第46図に1次主冷却系流量及び原子炉容器出入口ナトリウム温度をそれぞれ示す。試験では、試験開始約30分後にポニーモータを停止し、自然循環に移行し、定格流量の約1%～1.5%流量になる。解析結果は試験結果よりも低流量となるが、傾向は再現できている。原子炉容器出入口ナトリウム温度は、試験結果よりも低い温度となるが、傾向は再現できている。

(5) 解析モデルの不確かさ

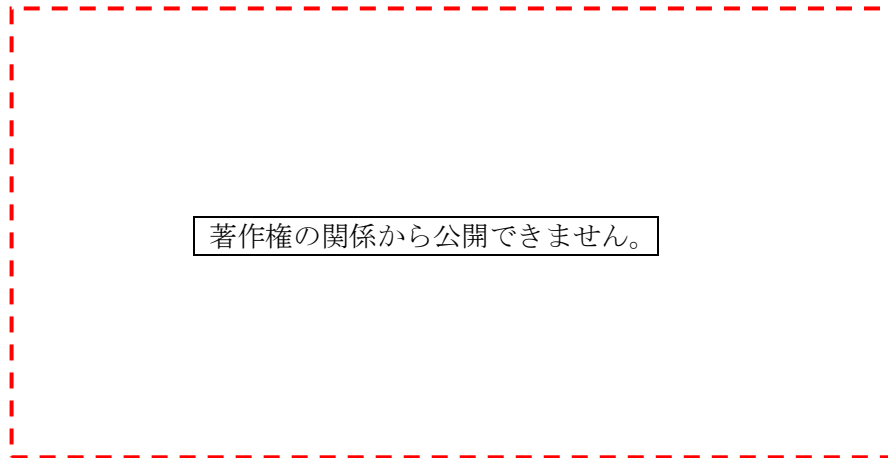
前述のとおり、有効性評価において自然循環で炉心冷却する評価事故シーケンスにおいて着目するプラント挙動は、1次主冷却系のポンプフローコーストダウンから自然循環に切り替わる際の流量低下の最小値と、その後の1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環流量とシステムの温度挙動である。

自然循環に切り替わる際の流量低下の最小値は、評価指標である被覆管最高温度

及び炉心冷却材温度の2次ピークの温度（最高到達温度）を左右する。試験解析の結果、流量低下の最小値とよく一致している。

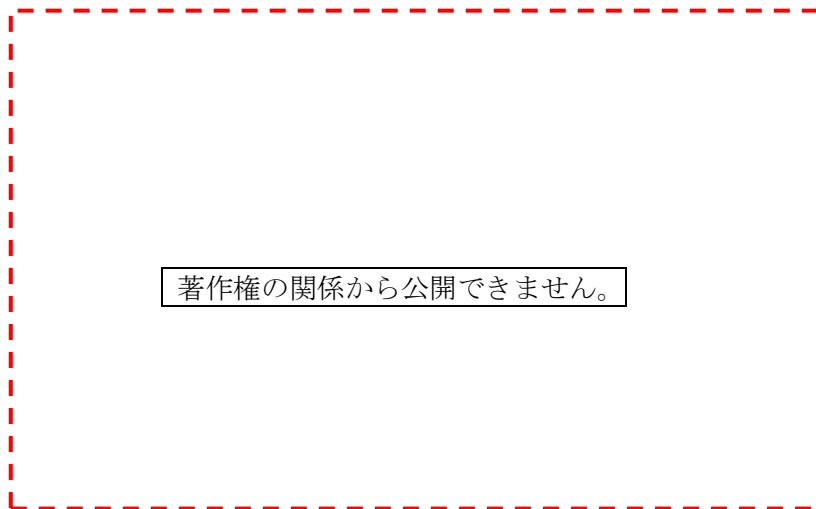
自然循環流量と系統の温度挙動は、評価指標である原子炉冷却材バウンダリの温度に影響する。一般に、自然循環時は、流量と系統の温度挙動（温度差）とが互いに影響し合う体系であるため、炉心、中間熱交換器及び配管の伝熱特性、機器及び系統の圧力損失特性が適切にモデル化できない場合、流量、温度変化幅及び温度降下率が一致しない。試験解析の結果、自然循環へ移行した後の流量は、若干低流量となるが、温度変化幅及び温度降下率がほぼ一致しており、関連する解析モデルの不確かさは小さいと考える。

このように、「1次主冷却系の冷却材熱流動（自然循環）」、「ポンプフローコーストダウン」及び「主中間熱交換器熱交換」を計算する解析モデルについて、試験結果と比較すると、その挙動は概ね一致しており、不確かさは小さいと考える。



(出典：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.)

第 44 図 1 次冷却系自然循環予備試験のシーケンス



(出典：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.)

第 45 図 1 次主冷却系流量

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 46 図 原子炉容器 (RV) 出入口ナトリウム温度

4.2.2.4 もんじゅ冷却系自然循環模擬試験の試験解析^{[8][9]}

(1) 試験概要

本試験は、2次主冷却系の主モータ及びポンプモータがともに停止し、補助冷却設備で除熱し、2次主冷却系が自然循環となる場合のプラント動特性を確認する目的で実施された。

試験では、1次主循環ポンプを定格運転、2次主冷却系をポンプモータ運転、補助冷却設備を自然通風除熱モードとし、系統内のナトリウム温度を325℃に保持した状態から、2次主冷却系ポンプモータを停止し、補助冷却設備の空気冷却器出口のナトリウム温度設定値を315℃から240℃にステップ状に変化させた状態で、2次主冷却系に機器及び配管の高低差と温度差により自然循環流量を発生させ、系統内のナトリウム温度が低下することを確認した。

(2) 妥当性確認方法

試験解析により、各コンポーネントの出入口ナトリウム温度や流量を試験データと比較することで、以下のモデルについて妥当性を確認する。

- ・『中間熱交換器熱計算モデル』、『1次主冷却系流動計算モデル』及び『1次主冷却系熱計算モデル』

1次主冷却系の冷却材が強制循環（主モータ駆動）及び2次主冷却系が自然循環となる場合の「中間熱交換器熱交換」を計算するモデル

- ・『2次主冷却系流動計算モデル』及び『2次主冷却系熱計算モデル』

「2次冷却の冷却材熱流動（自然循環）」を計算するモデル

- ・『空気冷却器熱計算モデル』及び『空気流動計算モデル』

「主冷却機除熱（強制通風）」を計算するモデル

(3) 解析条件

第47図に、本試験のシーケンスを示す。境界条件は、空気冷却器の空気温度である。

(4) 解析結果

第48図及び第49図に、それぞれ2次主冷却系流量及び空気冷却器出入口ナトリウム温度を示す。自然循環時の2次主冷却系流量は良く一致している。空気冷却器出口ナトリウム温度は、試験結果よりも低く推移するものの、空気冷却器出入口ナトリウム温度は、試験結果を概ね再現している。

(5) 解析モデルの不確かさ

前述のとおり、有効性評価において自然循環で炉心冷却する評価事故シーケンス

において着目するプラント挙動は、1次主冷却系のポンプフローコーストダウンから自然循環に切り替わる際の流量低下の最小値と、その後の1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環流量と系統の温度挙動である。

2次主冷却系の自然循環流量と系統の温度挙動は、中間熱交換器を介して評価指標である原子炉冷却材バウンダリの温度に影響する。一般に、自然循環時は、流量と系統の温度挙動（温度差）とが互いに影響し合う体系であるため、空気冷却器及び配管の伝熱特性、機器及び系統の圧力損失特性が適切にモデル化できない場合、流量、温度変化幅及び温度降下率が一致しない。試験解析の結果、自然循環へ移行した後の空気冷却器出口ナトリウム温度は、試験結果よりも若干低く推移するが、流量、温度変化幅及び温度降下率がほぼ一致しており、関連する解析モデルの不確かさは小さいと考える。

このように、「主中間熱交換器熱交換」、「2次主冷却系の冷却材熱流動（自然循環）」及び「主冷却機除熱（自然通風）」を計算する解析モデルについて、試験結果と比較すると、その挙動は概ね一致しており、不確かさは小さいと考える。

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 47 図 冷却系自然循環模擬試験のシーケンス

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 48 図 2 次主冷却系流量

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 49 図 空気冷却器 (AC) 出入口ナトリウム温度

4.2.2.5 もんじゅ空気冷却器自然循環通風測定の実験解析^[9]

(1) 試験概要

「もんじゅ」の炉心確認試験時に、空気冷却器が自然通風状態の空気冷却器周りのデータが測定されている。

(2) 妥当性確認方法

空気冷却器出口ナトリウム温度の実験データと比較することで、以下のモデルについて妥当性を確認する。

- ・『空気冷却器熱計算モデル』及び『空気流動計算モデル』
「主冷却機除熱（自然通風）」を計算するモデル

(3) 解析条件

電気出力 40%タービントリップ試験で示したモデル（全システムモデル）において、空気冷却器両入口温度及びナトリウム流量を境界条件とした。

(4) 解析結果

第 50 図に空気冷却器出入口ナトリウム温度、第 51 図に、空気冷却器出入口空気温度、空気風量、ベーン及びダンパ開度を示す。ベーン及びダンパの動作によって空気風量が増減し、それに基づき空気冷却器のナトリウム側及び空気側の両出口温度が増減するが、その挙動が良く再現できている。

(5) 解析モデルの不確かさ

前述のとおり、有効性評価において自然循環で炉心冷却する評価事故シーケンスにおいて着目するプラント挙動は、1次主冷却系のポンプフローコーストダウンから自然循環に切り替わる際の流量低下の最小値と、その後の1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環流量とシステムの温度挙動である。

空気冷却器周りの温度挙動は、2次主冷却系のコールドレグ配管、中間熱交換器を介して評価指標である原子炉冷却材バウンダリの温度に影響する。「主冷却機除熱（自然通風）」を計算する解析モデルについて、試験結果を良く再現できている、不確かさは小さいと考える。

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 50 図 空気冷却器 (AC) 出入口ナトリウム温度

著作権の関係から公開できません。

(出典：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.)

第 51 図 空気冷却器 (AC) 出入口空気温度、空気風量、ベーン及びダンパ開度

4.2.2.6 EBR-II 自然循環試験の試験解析^[10]

(1) 試験概要

IAEA の共同研究プロジェクト (CRP : Coordinated Reserch Project) として、米国の高速増殖実験炉「EBR-II」における原子炉トリップ時の崩壊熱除去試験 (SHRT: Shutdown Heat Removal Test) を対象とした国際ベンチマーク解析が行われ、日本原子力研究開発機構は S u p e r - C O P D を用いた解析を行った。EBR-II の試験は、全電源喪失を想定した崩壊熱除去時の自然循環特性を確認するために行われた試験であり、原子炉をトリップさせ、1次主冷却系に設置されている補助電磁ポンプを起動せずに、自然循環とした試験である。

(2) 妥当性確認方法

試験解析により、各コンポーネントの出入口ナトリウム温度や流量の試験データと比較することで、以下のモデルについて妥当性を確認する。

- ・『原子炉炉心熱計算モデル』及び『原子炉炉心流動計算モデル』

「炉心の冷却材熱流動」、「炉心流量再配分」及び「炉心径方向熱移行」を計算するモデル

- ・『中間熱交換器熱計算モデル』、『1次主冷却系流動計算モデル』及び『1次主冷却系熱計算モデル』

「1次主冷却系の冷却材熱流動 (強制循環、自然循環)」、「ポンプフローコーストダウン」、1次主冷却系が強制循環 (主モータ駆動) から自然循環に移行する過渡時の「中間熱交換器熱交換」を計算するモデル

(3) 解析条件

第 52 図に、米国のタンク型の高速増殖実験炉 EBR-II の 1 次系のレイアウトを示す。1 次系は、原子炉、Z パイプ、中間熱交換器、ポンプ 2 台で構成されている。また、第 53 図に、EBR-II の 1 次系全体に対する S u p e r - C O P D の解析モデルを示す。炉心構成要素は第 9 表に示すとおりであり、制御棒や反射体を含めた全集合体 637 体の全てのモデル化を行っている。燃料集合体及び炉心バイパスは、下部の高圧プレナムに接続されている。一方、内側及び外側反射体は、下部の低圧プレナムに接続されている。また、炉心出口ではバイパス部も含めて、全ての集合体は炉上部プレナムに接続されている。第 54 図に炉上部プレナム部の解析モデルを示す。EBR-II の炉上部プレナム部を中心領域と周辺領域に分け、それぞれの領域で完全混合のモデルを使用している。また、第 10 表に、解析モデルで使用した実験関連式を示す。

(4) 解析結果

第 55 図及び第 56 図に、1 次主循環ポンプ流量を示す。ポンプ停止後のフローコーストダウン特性を良く再現している。自然循環に移行するタイミングである 50 秒～250 秒においては、1 次系流量が試験に比べて多いものの、それ以降は良く一致している。自然循環に移行するタイミングにおける差については、炉上部プレナム部の自然循環力の違いが影響していると考えられる。中間熱交換器 2 次側出口ナトリウム温度を第 57 図に示すように、中間熱交換器の全体的な挙動は再現できている。

第 58 図に、2 列、4 列、6 列、9 列における 4 つの集合体出口ナトリウム温度を示す。集合体出口の温度は全体的な挙動はよく再現できている。

(5) 解析モデルの不確かさ

前述のとおり、有効性評価において自然循環で炉心冷却する評価事故シーケンスにおいて着目するプラント挙動は、1 次主冷却系のポンプフローコーストダウンから自然循環に切り替わる際の流量低下の最小値と、その後の 1 次主冷却系及び 2 次主冷却系の自然循環流量と系統の温度挙動である。

自然循環に切り替わる際の流量低下の最小値は、評価指標である被覆管最高温度及び炉心冷却材温度の 2 次ピークの温度（最高到達温度）を左右する。試験解析の結果、約 0.5%（定格流量に対する比）多めに評価するが、これは、炉上部プレナム部の自然循環力の違いが影響していると考えられ、一方、2 次ピークの温度は、若干差があるものの、全体的な挙動はよく再現できている。

自然循環流量と系統の温度挙動は、評価指標である原子炉冷却材バウンダリの温度に影響する。一般に、自然循環時は、流量と系統の温度挙動（温度差）とが互いに影響し合う体系であるため、炉心、中間熱交換器及び配管の伝熱特性、機器及び系統の圧力損失特性が適切にモデル化できない場合、流量、温度変化幅及び温度降下率が一致しない。試験解析の結果、中間熱交換器 2 次側出口ナトリウム温度は、最大で約 20℃の差が生じるが、温度降下率がほぼ一致しており、関連する解析モデルの不確かさは小さいと考える。

このように、「炉心の冷却材熱流動」、「炉心流量再配分」、「径方向熱移行」、「1 次主冷却系の冷却材熱流動（自然循環）」、「ポンプフローコーストダウン」及び「主中間熱交換器熱交換」を計算する解析モデルについて、試験結果と比較すると、その挙動はほぼ一致しており、不確かさは小さいと考える。

第9表 EBR-II 自然循環試験時の炉心構成要素

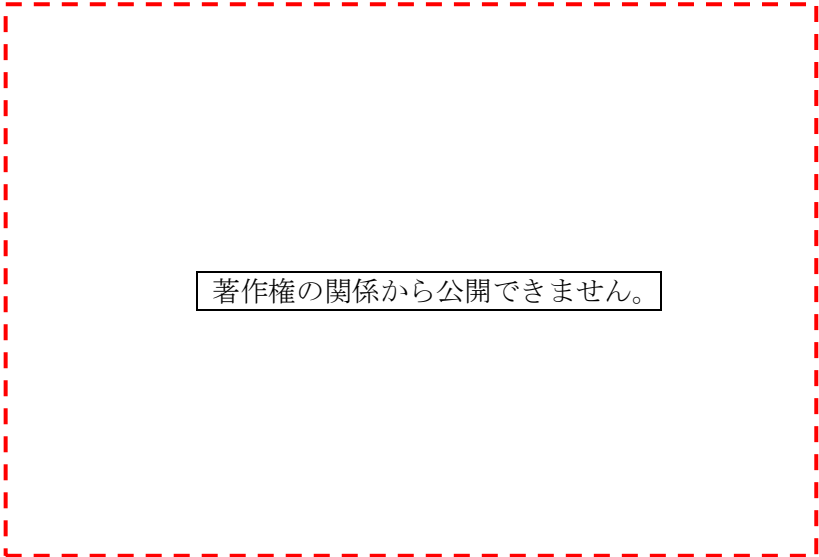
著作権の関係から公開できません。

(出典：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), pp. 1618-1625.)

第 10 表 解析モデルで使用した実験相関式

著作権の関係から公開できません。

(出典： 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), pp. 1618-1625.)



著作権の関係から公開できません。

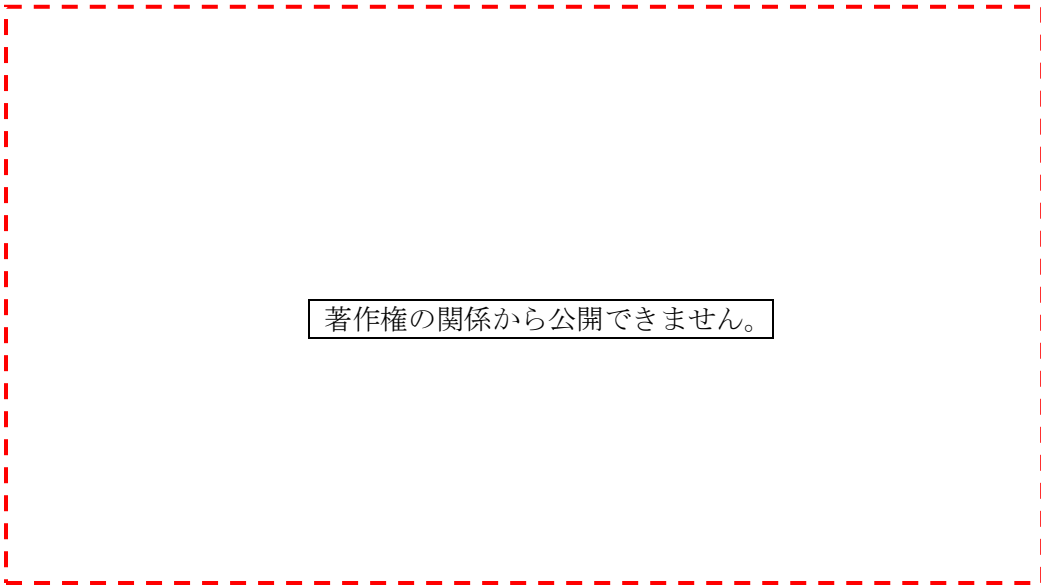
(出典： N. Doda, H. Ohira, and H. Kamide, “Benchmark analysis of EBR-II shutdown heat removal test-17 using of plant dynamics analysis code and subchannel analysis code”, Proc. of the 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), San Francisco, USA, (2016), pp. 1618-1625.)

第 52 図 EBR-II の 1 次系のレイアウト

著作権の関係から公開できません。

(出典： 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), pp. 1618-1625.)

第 53 図 EBR-II の 1 次系の解析モデル



著作権の関係から公開できません。

(出典： 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), pp. 1618-1625.)

第 54 図 炉上部プレナム部の解析モデル

著作権の関係から公開できません。

(出典：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), pp. 1618-1625.)

第 55 図 1 次主循環ポンプ流量 (短時間)

著作権の関係から公開できません。

(出典：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), pp. 1618-1625.)

第 56 図 1 次主循環ポンプ流量 (長時間)

著作権の関係から公開できません。

(出典：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), pp. 1618-1625.)

第 57 図 中間熱交換器 (IHX) 2 次側出口ナトリウム温度

著作権の関係から公開できません。

(出典：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), pp. 1618-1625.)

第 58 図 集合体出口ナトリウム温度

5. 有効性評価への適用性

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

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

(1) 「炉心の冷却材熱流動」、「炉心流量再配分」及び「炉心径方向熱移行」

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

(2) 「炉上部プレナム温度成層化」

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

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

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

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

(4) 「2次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）」

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

(5) 「主冷却機除熱（強制通風、自然通風）」

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

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

6. 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 コンピュータ利用技術特集、PNC TN1340 90-004、(1990)、pp27-36.
- [2] 独立行政法人日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター(南地区) 原子炉設置変更許可申請書、平成 24 年 3 月 30 日 (23 受文科科第 5939 号) .
- [3] 独立行政法人日本原子力研究開発機構 高速増殖炉研究開発センター 原子炉設置許可申請書 (高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設)、平成 20 年 2 月 19 日 (平成 18・10・13 原第 4 号) .
- [4] A.K.Agrawal, An Advanced Thermohydraulic simulation code for Transients in LMFBRs (SSC-L CODE), BNL-NUREG-50773, (1978).
- [5] 岩崎、他、「モジュール型プラント動特性解析コード Super-COPD コード使用説明書」、PNC TN9520 89-001、(1989) .
- [6] 檜山、他、「高速炉プラント動特性解析コード Super-COPD による「常陽」MK-II 自然循環試験解析」、日本機械学会論文集 (B 編) 78 巻 787 号 (2012-3)、pp. 468-470.
- [7] 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.
- [8] 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.
- [9] 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.
- [10] 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), pp.1618-1625.

Super-COPDデブリベッド熱計算モジュールのモデル及び妥当性確認

1. はじめに

本資料は、格納容器破損防止措置の有効性評価（以下「有効性評価」という。）に適用する計算コードのうち、Super-COPDデブリベッド熱計算モジュールについて、

- ・有効性評価において重要となる現象の特定
- ・解析モデルに関する説明
- ・妥当性確認

に関してまとめたものである。

なお、デブリベッド熱計算モジュールは、プラントの熱流動計算と結合して使用できるように、プラント動特性解析コードSuper-COPDの1モジュールとして開発したものであるが、今回の有効性評価においては、境界条件を与えてモジュール単体として使用している。

2. 重要現象の特定

2.1 事故シーケンスと評価指標

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

事故が機械的エネルギーの発生を伴うことなく緩慢に推移する場合（エネルギー放出が小さい場合）の典型的な事象進展を第2.1図に示す。遷移過程において炉心から溶融燃料の一部が周囲の反射体・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。溶融炉心物質（燃料及びスティール）の一部は、炉心部から周囲の反射体・遮へい集合体のラップ管間ギャップに移行して固化しているものとする。残りの残留炉心物質は、炉心部で崩壊熱によって徐々に再溶融する。溶融した残留炉心物質の一部は、炉心内に存在す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。）を通じて下部プレナムへ流出し、冷却材中で固化・微粒化して原子炉容器底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。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。

即発臨界超過によって機械的エネルギーの発生に至る場合（大きなエネルギー放出を伴う場合）の典型的な事象進展を第2.2図に示す。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溶融するとともに圧力上昇により相当量の溶融燃料が上部プレナムに放出・移行され、冷却材によって固化・微粒化した後、炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平部）及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積する。

原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所と形状としては、エネルギー放出が小さい場合には、原子炉容器底部に堆積した粒子状のデブリベッド並びに炉心部及びその周辺に残留した炉心物質が、また、大きなエネルギー放出を伴う場合には、炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平部）及び材料照射ラック底部に堆積した粒子状のデブリベッドが対象となる。

評価項目である「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。）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。」の具体的な評価項目である①原子炉容器内での損傷炉心物質の保持・冷却及び②原子炉冷却材バウンダリの健全性に対応する損傷炉心物質温度、冷却材温度及び原子炉容器温度を評価指標とする。

なお、過出力時原子炉停止機能喪失（以下「UTOP」という。）では、ULOFよりも多くの1次冷却材流量が確保され、損傷炉心物質の冷却がより促進されることから、再配置・冷却過程の評価はULOFの評価に包絡される。

2.2 ランクの定義

デブリベッド熱計算モジュールで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、第2.1表の定義に従って「H」、「M」、「L」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。

2.3 物理現象に対するランク付け

デブリベッド熱計算モジュールで解析する評価事故シーケンスにおいて考慮すべき物理現象を対象に、2.1節で述べた事象進展を踏まえ、第2.1表の定義に従って、評価指標への影響に応じて第2.2表のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。

なお、再配置・冷却過程は、起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束した後の長時間挙動を対象とするため、一つの解析コードで過程全体を総合的に解析することは行わず、評価の対象ごとに計算コード、簡易解析モデル、評価式等を使い分けて使用する。そのため、第2.2表にはデブリベッド熱計算モジュール以外で計算される物理現象も記載されている。

デブリベッド熱計算モジュールは、Super-COPDの1モジュールではあるが、それ単独で、ULOFの再配置・冷却過程における原子炉容器底部又は炉心支持台上面に堆積したデブリベッド冷却の解析に用いられる。

以下、物理現象ごとに上記のランキングの考え方に基づく検討の結果を示す。

(1) デブリベッドの発熱

粒子状のデブリベッドでは、燃料単独又は燃料とスチールの混合ベッドが冷却材に浸されている。本物理現象は、原子炉容器底部及び炉心支持台上面に堆積したデブリベッド内の燃料が崩壊熱により内部発熱する現象である。デブリベッドの発熱は、デブリベッドの冷却性に大きく影響するものであり、本物理現象は、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドでは評価指標（損傷炉心物質温度及び原子炉容器温度）、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドでは評価指標（損傷炉心物質温度及び冷却材温度）への影響が大きい現象（H）である。

(2) デブリベッド内の熱伝導

本物理現象は、原子炉容器底部及び炉心支持台上面に堆積した冷却材に浸されている燃料単独又は燃料とスチールの混合ベッド内で熱伝導により熱が伝わる現象である。デブリベッドの昇温挙動や温度分布に影響する。デブリベッドの温度分布や昇温挙動は、デブリベッド内冷却材の自然対流（(3)項参照）やデブリベッドから周辺への熱移行に大きく影響するものである。したがって、本物理現象は、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドでは評価指標（損傷炉心物質温度及び原子炉容器温度）、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドでは評価指標（損傷炉心物質温度及び冷却材温度）への影響が大きい現象（H）である。

(3) デブリベッド内冷却材の自然対流

本物理現象は、原子炉容器底部及び炉心支持台上面に堆積したデブリベッド内の温度差に起因して冷却材の自然対流が生じるという現象である。デブリベッドの冷却に有効なメカニズムであることから、本物理現象は、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドでは評価指標（損傷炉心物質温度及び原子炉容器温度）、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドでは評価指標（損傷炉心物質温度及び冷却材温度）に大きく影響する（H）。

(4) デブリベッド内沸騰領域での活発な対流熱輸送

本物理現象は、原子炉容器底部及び炉心支持台上面に堆積したデブリベッドが沸騰すると蒸気の流れ（蒸気チャンネルの形成）によってデブリベッドからの除熱が促進されるとともに、毛管力によりデブリベッド内に液体ナトリウムが浸入し、活発な対流熱輸送が発生するという現象である。本物理現象は、デブリベッドの冷却に有効なメカニズムであるが、「常陽」のULOF及びUTOPではいずれの場所のデブリベッドも未沸騰状態を維持することから、評価指標（損傷炉心物質温度、冷却材温度及び原子炉容器温度）への影響は小さい（L）。

(5) 下部プレナムの冷却材流れによる熱輸送

本物理現象は、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドからの発熱を除去する冷却材流れに係る現象である。本物理現象は、下部プレナムの冷却材温度（デブリベッド周辺の冷却材温度）に影響するが、その条件は境界条件として与えられる。したがって、本物理現象の評価指標（損傷炉心物質温度及び原子炉容器温度）への影響は中程度（M）である。

(6) 上部プレナムの冷却材流れによる熱輸送

本物理現象は、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドからの発熱を除去する冷却材流れに係る現象である。本物理現象は、上部プレナムの冷却材温度（デブリベッド周辺の冷却材温度）に影響するが、その条件は境界条件として与えられる。本物理現象の評価指標（損傷炉心物質温度及び冷却材温度）への影響は中程度（M）である。

3. 解析モデルについて

3.1 計算コード概要

デブリベッド熱計算モジュールは、デブリベッドの相状態（サブクール状態又は沸騰状態）に応じて等価的な熱伝導率を計算し、1次元の熱伝導方程式を解いてデブリベッドの温度分布を計算するプログラムである。なお、本モジュールは、以下に述べる解析モデルをSuper-COPDと結合するとともに、それ自体単独で解析可能な1モジュールとして開発したものである。

3.2 重要現象に対する解析モデル

重要現象に分類された物理現象（「H」又は「M」に分類された物理現象）について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを第3.1表に示す。

3.3 解析モデル

3.3.1 1次元熱伝導モデル

本モデルで想定しているデブリベッドは、燃料単独又は燃料とスチールの混合ベッドであり、冷却材ナトリウムに浸されており、燃料が崩壊熱により内部発熱しているものである。本モジュールでは、デブリベッド内の熱移行を等価的な熱伝導としてモデル化する。すなわち、以下のエネルギー保存式を解く。

$$(\rho C_p)_B \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial z} K_B \frac{\partial T}{\partial z} + Q \quad (1)$$

ここで、 ρ は密度、 C_p は定圧比熱、 T は温度、 t は時間、 z は高さ方向位置、 Q はデブリベッドの発熱密度である。下付文字 B はデブリベッドを表す。 K_B はデブリベッドの等価熱伝導率であり、サブクール領域では3.3.2項で述べる方法で計算する。 $(\rho C_p)_B$ はデブリベッドの容積比熱であり、以下のように求める。

$$(\rho C_p)_B = s \cdot \varepsilon (\rho C_p)_{Na} + (1 - \varepsilon) \{ x_f (\rho C_p)_f + (1 - x_f) (\rho C_p)_{ss} \} \quad (2)$$

ここで、 s は飽和度（デブリベッドにおける冷却材流路中の液相の体積割合）、 ε はデブリベッドのポロシティ（空隙率）、 x_f はデブリ粒子中の燃料の体積割合である。下付文字 B はデブリベッド、 Na は冷却材ナトリウム、 f は燃料、 ss はスチールを表す。

本モデルを使用する際のデブリベッドの冷却性限界の判断基準は、「デブリベッド内の冷却材がドライアウトしないこと。」とする。

なお、沸騰領域における等価熱伝導率 K_B は、Lipinski 1次元モデル^[1]（蒸気の流れによってデブリベッドからの除熱が促進されるとともに、毛管力によりデブリベッド内に液体ナトリウムが浸入し、活発な対流熱輸送が発生する状況をモデル化してデブリベッドのドライアウト熱流束を計算するモデル）を一部簡易化してデブリベッドの等価熱伝導率を計算している。物理現象「デブリベッド内沸騰領域での活発な対流熱輸送」は、重要度Lのため詳細は割愛する。また、チャンネルによる蒸气流熱輸送を考慮しない保守的なモデルとなっている。

3.3.2 Kampf-Karsten モデル

サブクール領域におけるデブリベッドの等価熱伝導率は、デブリ粒子中の燃料の体積割合を用

いて表す。

$$\lambda_B = x_f \lambda_{e,f} + (1 - x_f) \lambda_{e,ss} \quad (3)$$

ここで、 λ は熱伝導率である。燃料粒子と冷却材との等価熱伝導率 $\lambda_{e,f}$ 、ステール粒子と冷却材との等価熱伝導率 $\lambda_{e,ss}$ は、米日独の共同研究として実施された米国サンディア国立研究所 (SNL) の ACRR (Annular Core Research Reactor) 炉で実施されたデブリベッド模擬炉内試験である D シリーズ試験^[2]でその適用性が確認された Kampf-Karsten モデル^[3]で計算した等価熱伝導率

$$\lambda_{e,f} = \lambda_{Na} \left[1 - \frac{(1 - \varepsilon)(1 - \lambda_f/\lambda_{Na})}{\lambda_f/\lambda_{Na} + (1 - \varepsilon)^{1/3}(1 - \lambda_f/\lambda_{Na})} \right] \quad (4)$$

$$\lambda_{e,ss} = \lambda_{Na} \left[1 - \frac{(1 - \varepsilon)(1 - \lambda_{ss}/\lambda_{Na})}{\lambda_{ss}/\lambda_{Na} + (1 - \varepsilon)^{1/3}(1 - \lambda_{ss}/\lambda_{Na})} \right] \quad (5)$$

を用いる。

3.3.3 サブクール領域で温度差に起因する冷却材の自然対流 Nu 数相関式

サブクール領域で温度差に起因する冷却材の自然対流が生じている場合は、式(3)にその自然対流による Nu 数を掛けた以下の式

$$K_B = Nu \cdot \lambda_B \quad (6)$$

を用いる。式(6)の Nu 数は、同じく D シリーズ試験結果から得られている以下の実験相関式^[4]

$$Nu = \left(\frac{Ra}{0.76} \right)^{0.34} \quad (7)$$

を用いる。ここで、 Ra はサブクール領域の Ra 数である (臨界 Ra 数は 0.76 であり、 $Ra < 0.76$ の場合、 $Nu=1.0$ となる)。

4. 妥当性確認

4.1 重要現象に対する妥当性確認方法

デブリベッド熱計算モジュールの評価マトリクスを第 4.1 表に示す。第 4.1 表はデブリベッド熱計算モジュールが解析する全事象を包絡するように、第 3.1 表で重要現象として抽出された物理現象を列挙している。

「常陽」の再配置・冷却過程では、炉心部から下部プレナムに移行した損傷炉心物質は、下部プレナムの比較的大きな空間内に存在する冷却材ナトリウムとの熱的相互作用 (FCI) により効果的にクエンチ・微粒化して、ナトリウムに浸されたデブリベッドとして原子炉容器底部に堆積するシナリオを想定している。「常陽」の原子炉容器底部の炉心中心軸近傍でのデブリベッドは、比較的小さい厚みがあり、蒸気流によるチャンネル (冷却パス) が形成しないと考えられる。そこで、チャンネルが形成されない深いデブリベッドを対象とした D10 試験^[5]を試験解析に用いる試験として選定する【D10 試験の試験条件と「常陽」のデブリベッド条件の比較：別添 5-3 参照】。

D10 試験は、米国 SNL の ACRR 炉にて実施されたデブリベッド模擬炉内試験である D シリーズ試験のうち、底部冷却を伴う深い均一デブリベッドを対象としたものである。デブリ粒子は 100% UO_2 粒子で構成され、液体ナトリウムに浸されている。デブリベッド内に設置された熱電対によりデブリベッドの温度分布に関する定量的な情報を得ることができる。D10 試験の試験条件と「常陽」の炉心物質デブリベッドの条件を比較した結果を第 4.2 表に示す。デブリベッド厚み、粒子径、発熱密度は、ほぼ同等の条件となっている。空隙率は D10 試験が 0.38、「常陽」は 0.6 であるが、検証解析で確認された物理モデルの適用性には大きな影響を及ぼさない程度の違いである。

D10 試験解析により過渡における 1 次元熱伝導モデル、Kampf-Karsten モデル、サブクール領域で温度差に起因する冷却材の自然対流 Nu 数相関式について妥当性確認を行う。

不確かさに関しては、デブリベッド熱計算モジュールにおいてデブリベッドの発熱は、デブリベッドの発熱密度を入力値として与えていることから、デブリベッド熱計算モジュールの解析モデルとしての不確かさはなく、妥当性評価は不要とした。また、下部プレナム及び上部プレナムの冷却材流れによる熱輸送のデブリベッドの冷却性への影響は、デブリベッドの上方の冷却材温度を境界条件として入力値で与えていることから、デブリベッド熱計算モジュールの解析モデルとしての不確かさはなく、妥当性評価は不要とした。

4.2 妥当性確認

妥当性確認においては、選定した D10 試験に対してデブリベッド熱計算モジュールによる試験解析を実施し、試験データと解析結果を比較、検討した。

a) 試験結果と解析結果

D10 試験解析結果^[6]を第 4.1 図に示す。マーカー（グラフ内の図形点）が D10 試験で測定された温度、実線がデブリベッド熱計算モジュールによる解析結果である（凡例中の B1 等の記号は熱電対を表す）。第 4.1 図より、デブリベッドの温度分布をおおむね再現できることを確認した。

b) 過渡挙動に関する不確かさの評価

デブリベッドの等価熱伝導率、及びデブリベッド内の冷却材の自然対流は、デブリベッドの温度分布に大きく依存する。上述の通りデブリベッドの温度分布の解析結果が試験結果と良く一致していることから、過渡挙動に関して適切な計算ができていると考えられる。以上より、各解析モデルそのものの不確かさの影響は小さいものと判断される。一方で、デブリベッドとして堆積する燃料量、デブリベッドの空隙率等の解析条件（モデルパラメータ）については、有効性評価において不確かさの影響を評価しておく必要がある。

5. 有効性評価への適用性

(1) デブリベッド内の熱伝導

D10 試験解析結果より、デブリベッドの温度分布をおおむね再現できることを確認した。

デブリベッド内の熱伝導は、燃料とスチールと冷却材の混合状態によって決定されるものであるが、その想定は有効性評価で用いた解析条件と同様である。

したがって、デブリベッド熱計算モジュールのデブリベッド内の熱伝導に関するモデルは、有効性評価に適用できる。

(2) デブリベッド内冷却材の自然対流

D10 試験解析結果より、デブリベッドの温度分布をおおむね再現できることを確認している。

実機では半球構造の原子炉容器底部に堆積したデブリベッドのように厚みが非均一の場合、デブリベッド内冷却材の自然対流は、デブリベッドの厚い領域では上昇流、薄い領域では下降流として発達すると考えられるが、有効性評価では保守的にデブリベッド最大厚みを均一厚みとしたデブリベッド条件とすることで温度が高くなる方向で計算される。

したがって、保守的な条件設定により、デブリベッド熱計算モジュールのデブリベッド内冷却材の自然対流に関するモデルは、有効性評価に適用できると判断される。

以上より、再配置・冷却過程の重要現象に関するデブリベッド熱計算モジュールの解析モデルは、試験の結果と比較して妥当であることを確認するとともに、各解析モデルの不確かさを把握した。各解析モデルの不確かさは小さい。他方、堆積する燃料量、デブリベッドの空隙率等の解析条件については有効性評価において不確かさの影響を評価しておく必要がある。

6. 参考文献

- [1] Lipinski, R. J., “A Model for Boiling and Dryout in Particle Bed”, NUREG/CR-2646, SAND82-0765, 1982.
- [2] Gronager, J. E., Schwarz, M. and Lipinski, R. J., PAHR Debris Bed Experiment D-4, SAND80-2146, 1981.
- [3] Kampf, H. and Karsten, G., Effects of different types of void volumes on the radial temperature distribution of fuel pins,” Nuclear Applications and Technology, Vol.9, No. 3, pp.288-300, 1970.
- [4] Lipinski, R. J., Gronager, J. E. and Schwarz, M., Particle bed heat removal with subcooled sodium: D-4 results and analysis, Nuclear Technology, Vol. 58, No. 3, pp. 369-378, 1982.
- [5] 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).
- [6] 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 2.1 表 デブリベッド熱計算モジュールにおけるランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い
H	事象推移に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較等により求め、実機評価における評価指標への影響を評価する。
M	事象推移に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標への影響を評価する必要はないが、本資料では「H」と同様に評価することとする。
L	事象推移に対する影響が小さいと考えられる現象	評価指標への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない。

第 2.2 表 デブリベッド熱計算モジュールにおける物理現象のランクテーブル

	物理現象	ULOF	備考
(1)	ギャップ浸入燃料の発熱	—	FLUENTで解析
(2)	残留炉心物質の発熱	—	炉心物質冷却性伝熱計算モデルで解析
(3)	残留炉心物質から周辺への伝熱	—	
(4)	燃料再溶融	—	
(5)	上部及び下部炉心構造の溶融と炉心物質への混入	—	
(6)	物質再分布	—	
(7)	溶融層の自然対流	—	
(8)	リフラックス冷却	—	
(9)	炉心周辺の冷却材流れによる熱輸送	—	FLUENTで解析
(10)	デブリベッドの発熱	H	
(11)	デブリベッド内の熱伝導	H	
(12)	デブリベッド内冷却材の自然対流	H	
(13)	デブリベッド内沸騰領域での活発な対流熱輸送	L	
(14)	下部プレナムの冷却材流れによる熱輸送	M	
(15)	堆積デブリの発熱	—	炉心物質冷却性伝熱計算モデルで解析
(16)	堆積デブリから周辺への伝熱	—	
(17)	上部プレナムの冷却材流れによる熱輸送	M	
(18)	ヒートシンクへの熱輸送	—	Super-COPDで解析
(19)	プラント冷却系の動特性	—	

第 3.1 表 重要現象に対するデブリベッド熱計算モジュールの解析モデル

重要現象	解析モデル
デブリベッドの発熱	入力条件
デブリベッド内の熱伝導	1次元熱伝導モデル (3.3.1) Kampf-Karsten モデル (3.3.2)
デブリベッド内冷却材の自然対流	サブクール領域で温度差に起因する 冷却材の自然対流 Nu 数相関式 (3.3.3)
下部プレナムの冷却材流れによる熱輸送	境界条件
上部プレナムの冷却材流れによる熱輸送	境界条件

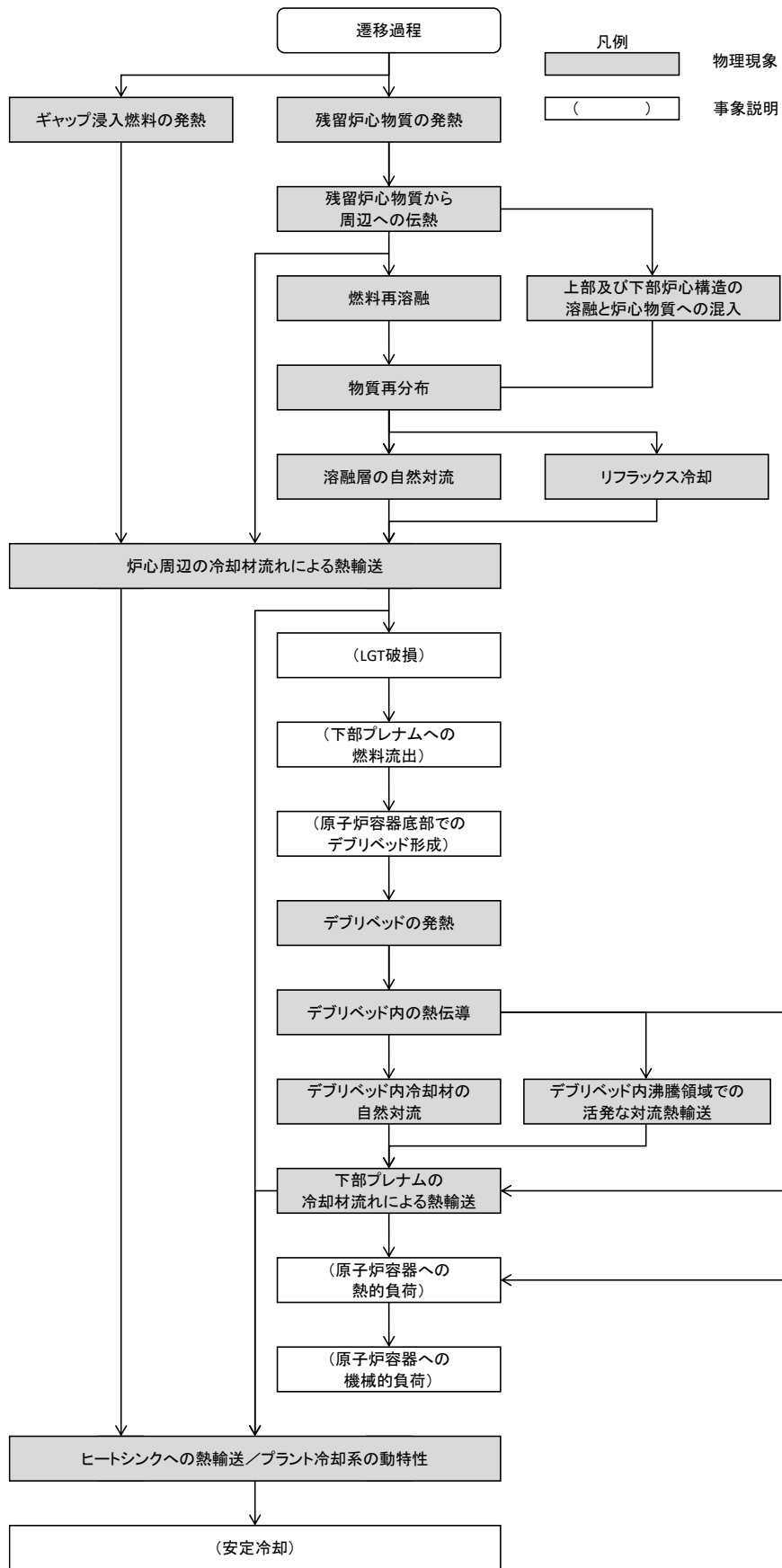
第 4.1 表 デブリベッド熱計算モジュールにおける重要現象に対する妥当性確認方法

重要現象	解析モデル	試験解析
デブリベッドの発熱*	入力条件	—
デブリベッド内の熱伝導	1次元熱伝導モデル Kampf-Karsten モデル	○
デブリベッド内冷却材の自然対流	サブクール領域で温度差に起因する 冷却材の自然対流 Nu 数相関式	○
下部プレナムの冷却材流れによる熱輸送*	境界条件	—
上部プレナムの冷却材流れによる熱輸送*	境界条件	—

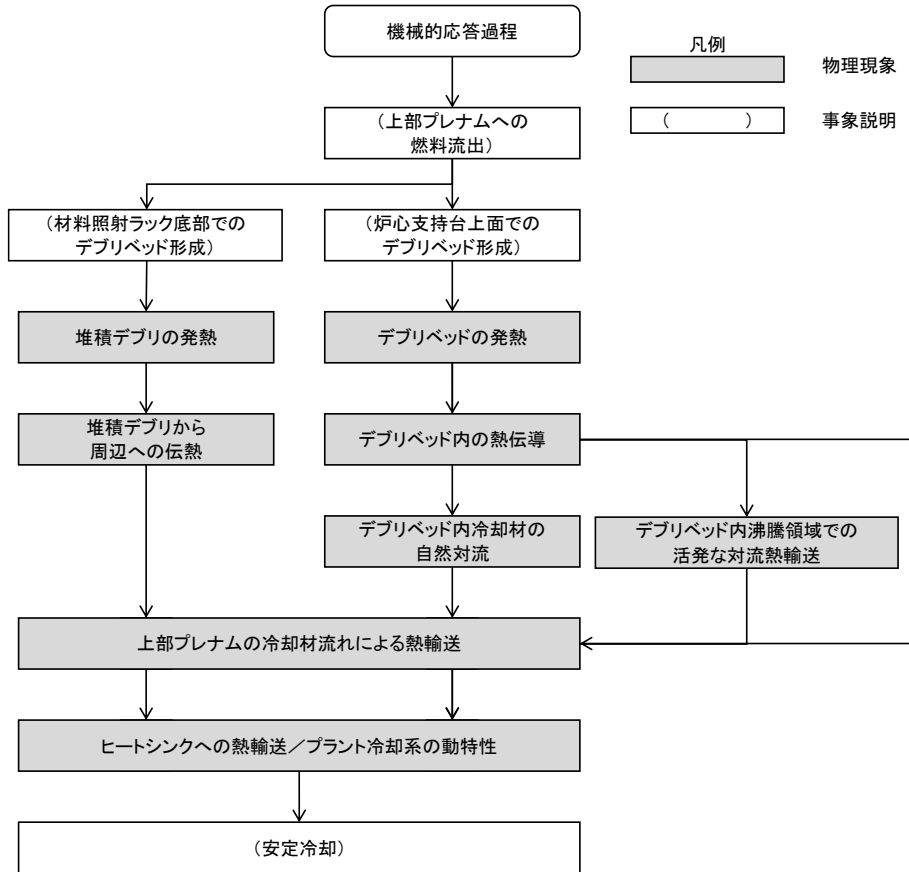
* 4.1 節に記載の理由により、妥当性確認が不要である重要現象

第 4.2 表 D10 試験と「常陽」評価の比較

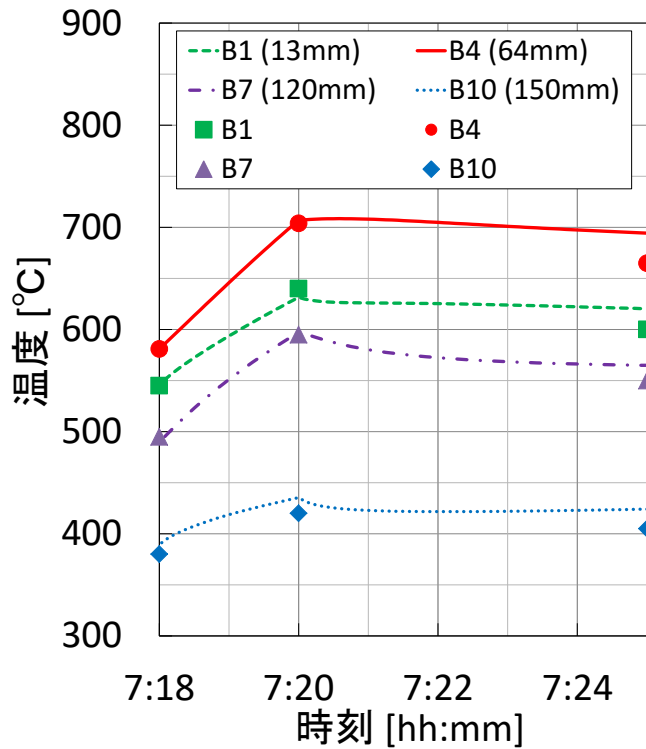
条件	単位	D10 試験	「常陽」評価
厚み	m	0.16	約 0.21
空隙率	—	0.38	0.6 (FCI 試験の最小値)
粒子径	μm	約 400 (質量中央値)	400 (FCI 試験の質量中央値の平均)
発熱密度	MW/m ³	1.0 (7:16~7:18) 3.4 (7:18~7:20) 1.2 (7:20~7:26)	3.1 (核反応停止から約 1070 秒後、ULOF の初期状態) 2.1 (核反応停止から約 3600 秒後)
燃料とスチールの混合状態	—	燃料のみ	燃料とスチールの完全混合
デブリベッド上方冷却材温度	°C	349 (7:16~7:18) 349→360 (7:18~7:20) 360→370 (7:20~7:26)	約 510 (事象発生から 1200 秒後) 約 380 (事象発生から 2000 秒後) 約 370 (事象発生から 3000 秒後)



第 2.1 図 再配置・冷却過程の事象進展 (エネルギー放出が小さい場合)



第 2.2 図 再配置・冷却過程の事象進展 (大きなエネルギー放出を伴う場合)



(点：試験結果、線：解析結果)

第 4.1 図 デブリベッド冷却性炉内試験 D10 の試験解析結果^[6]

第 2 部

A S F R E

1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止措置の有効性評価（以下「有効性評価」という。）に適用する計算コードのうち、ナトリウム冷却高速中性子型炉を対象とした燃料集合体サブチャンネル[※]解析コードA S F R Eについて、

- ・有効性評価において重要となる現象の特定
- ・解析モデルに関する説明
- ・妥当性確認
- ・有効性評価への適用性

に関してまとめたものである。

2. 重要現象の特定

2.1 評価事故シーケンスと評価指標

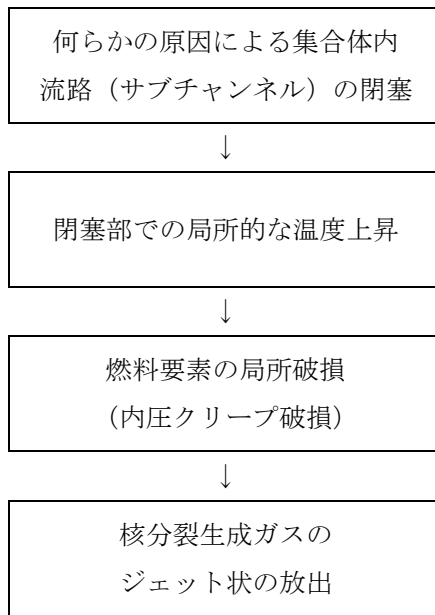
A S F R Eが適用される炉心損傷防止措置における事象グループ「局所的燃料破損（LF）」について、具体的な評価事故シーケンスの事象推移及び評価指標について記述する。

LFでは、原子炉の運転中に、何らかの原因により、燃料集合体内で生じる冷却材流路の閉塞等によって局所的な温度上昇が生じ、この局所的な温度上昇が検知されることなく長期間維持された場合には、この温度上昇と燃料要素内部に蓄積される核分裂生成物（以下「FP」という。）ガスによる内圧の上昇により、被覆管がクリーブ破損することが懸念される。さらに、被覆管の破損により噴出したFPガスが隣接する燃料要素の被覆管表面を覆い、除熱能力を低下させて燃料要素の破損が伝播（破損伝播）することが懸念される。第2.1図に本事象の事象推移を示す。

本評価事故シーケンスでは、燃料集合体内での局所的な温度上昇の発生と、燃料集合体内の破損伝播が起りやすいと考えられる事象として、評価指標である被覆管最高温度に与える影響が大きい『冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故』を選定した。本評価事故シーケンスでは、何らかの原因で燃料集合体内に異物が混入して、燃料集合体内の燃料要素で囲まれる複数の冷却材流路（サブチャンネル）が千鳥格子状に閉塞した後、局所的な温度上昇と燃料要素内部に蓄積されるFPガスの圧力上昇によって被覆管がクリーブ破損し、放出されるFPガスが隣接する燃料要素の被覆管表面を覆うことで除熱能力を低下させることを想定する。このとき、破損する燃料要素の隣接燃料要素において、被覆管の健全性が保たれ、破損伝播が起こらないことを確認する。

本評価事故シーケンスの解析においては、炉心損傷防止措置の有効性評価における評価項目に対応させて、被覆管の破損伝播に影響を及ぼす被覆管最高温度及び冷却材最高温度を評価指標とする。

[※] サブチャンネルとは、燃料集合体内で三角配列された燃料要素（燃料ペレット、被覆管等からなる燃料要素）間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路を示す。



第 2.1 図 LF の事象推移

2.2 ランクの定義

ASFREで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、第 2.1 表の定義に従って「H」、「M」、「L」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。

第 2.1 表 ASFREにおけるランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い
H	事象推移に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標への影響を評価する。
M	事象推移に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。
L	事象推移に対する影響が小さいと考えられる現象	評価指標への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない。

2.3 物理現象に対するランク付け

A S F R Eで解析する評価事故シーケンスにおいて考慮すべき物理現象を対象に、2.1節で述べた事象進展を踏まえ、第2.1表の定義に従って、評価指標への影響に応じて第2.2表のとおりランク付けを行い、「H」又は「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した【解析条件の設定と考慮すべき物理現象について：別添5-4参照】。

以下、物理現象ごとに上記のランク付けの考え方に基づく検討の結果を示す。

(1) 出力変化

解析対象とする評価事故シーケンスにおいては、定格運転状態であるため、出力変化はなく、被覆管最高温度に与える影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(2) 燃料ペレット温度変化

本物理現象は、核分裂や放射性崩壊による発熱（出力）の変化に伴って燃料ペレット温度が変化する現象である。出力、燃料ペレットの熱伝導率及び熱容量、ギャップ熱伝達率等が影響する。

解析対象とする評価事故シーケンスにおいては、定格運転状態であるため、出力の変化はなく、非閉塞部の燃料ペレット温度の変化は小さい。また、閉塞部の燃料ペレット温度は被覆管温度の上昇分だけ高くなるが、伝熱特性（熱伝導率及び熱容量、ギャップ熱伝達率）に大きな変化がないことから、被覆管最高温度に与える影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(3) 被覆管温度変化

本物理現象は、燃料ペレット温度の変化及び被覆管の周りを通過する冷却材の温度や流量の変化に伴って被覆管温度が変化する現象である。ペレット外表面温度、ギャップ熱伝達率、被覆管の熱伝導率及び熱容量、被覆管から冷却材及びFPガスまでの熱伝達率等が影響する。評価指標である被覆管最高温度に直接関係する現象である。このため、重要度は「H」とする。

(4) 冷却材温度変化

本物理現象は、被覆管外表面温度の変化及び被覆管の周りを通過する冷却材の流量の変化に伴って冷却材温度が変化する現象である。被覆管外表面温度、被覆管から冷却材までの熱伝達率、冷却材の熱容量等が影響する。

評価指標である冷却材最高温度に直接関係する現象である。このため、重要度は「H」とする。

(5) 速度分布

本物理現象は、閉塞物を含む集合体内の圧力損失及び冷却材の乱流粘性により、サブチャンネルを流れる冷却材の速度（流量）分布が変化する現象である。

本解析の対象となる流れ場は強制対流状態であり、速度分布によって、被覆管及び冷却材へ

の伝熱量が決まるため、被覆管最高温度及び冷却材最高温度に与える影響は大きい。このため、重要度は「H」とする。

第 2.2 表 LF における物理現象のランクテーブル

分類	物理現象	評価指標に対する重要度
燃料ペレット	(1) 出力変化	L
	(2) 燃料ペレット温度変化	L
被覆管	(3) 被覆管温度変化	H
燃料集合体内冷却材	(4) 冷却材温度変化	H
	(5) 速度分布	H

3. 解析モデルについて

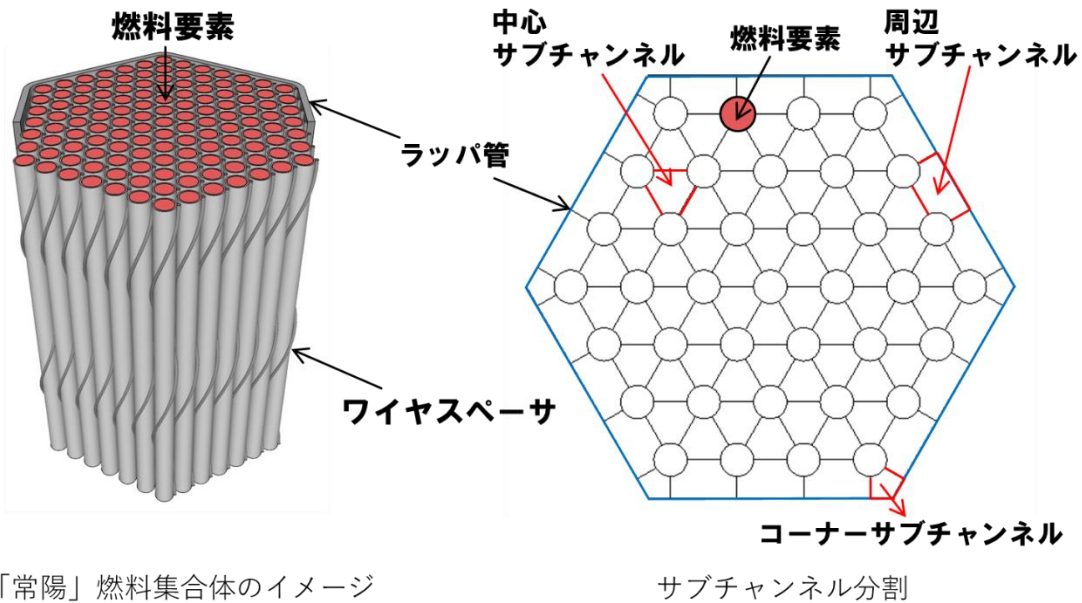
3.1 計算コード概要

ASFREは、ナトリウム冷却高速炉のワイヤスペーサ型燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的として、日本原子力研究開発機構にて開発した単相サブチャンネル解析コードである^[1]。サブチャンネルとは、燃料集合体内で三角配列された燃料要素間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路を示す。ASFREの主要な計算モデルを第3.1表に示す。ASFREでは、燃料集合体内の三角配列の燃料要素に対して、第3.1図に示すように、水平方向にはサブチャンネル（中心、周辺及びコーナーの3種類がある。）を単位とし、軸方向に分割したコントロールボリュームについて冷却材の質量、運動量及びエネルギーの保存式を計算する。数値解法として、時間積分に半陰解法、圧力方程式の行列解法としてILUBCG法を用いる。物理モデルとして、サブチャンネル間の乱流混合については、渦拡散モデル（Todreas-Turiの相関式^[2]）を、圧力損失については、ワイヤスペーサによる影響を考慮した分布抵抗モデル（DRM: Distributed Resistance Model）^[3]をそれぞれ用いている。また、被覆管の熱伝導については、3次元熱伝導モデルを用い、冷却材と被覆管との熱伝達には実験相関式を用いている。

なお、燃料集合体内の流路が閉塞された状態を解析する場合は、コントロールボリューム単位で当該領域を閉塞物に置き換えることができる。設定した個々の閉塞物（完全閉塞）内の熱伝導については軸方向1次元熱伝導モデルを用い、閉塞物と冷却材との熱伝達には実験相関式を用いている。また、冷却材中にFPガスが噴出された状態を解析する場合は、コントロールボリューム単位で当該部をガス相に置き換えることができる。これら、解析モデルの詳細は、重要現象に対する解析モデルの整理と合わせて、3.3節で述べる。

第3.1表 ASFREの主要な計算モデル

項目	計算モデル
基本方程式	・非定常3次元の質量、運動量、エネルギー保存式
格子スキーム	・サブチャンネルをコントロールボリュームとする分割
時間積分法	・半陰解法
圧力方程式の行列解法	・ILUBCG法
熱伝導モデル	・燃料要素内3次元熱伝導モデル ・閉塞物内軸方向1次元熱伝導モデル
熱伝達モデル	・燃料ペレット-被覆管間ギャップ熱伝達率 ・被覆管外面-冷却材の熱伝達実験相関式 （FFTF相関式、修正Schad相関式） ・閉塞物-冷却材の熱伝達実験相関式（Subbotin相関式）
乱流モデル	・エネルギーの渦拡散モデル（Todreas-Turi相関式） ・運動量の渦拡散モデル（Aoki相関式）
圧力損失モデル	・分布抵抗モデル（DRM）



第 3.1 図 サブチャンネル分割のイメージ

3.2 重要現象に対する解析モデル

2章において、重要現象に分類された現象（「H」又は「M」に分類された物理現象）について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを第 3.2 表に示す。

本評価事故シーケンスでは、実験的知見（微小粒子による燃料集合体内の閉塞）に基づいて、以下の千鳥格子状の閉塞を想定した。

- (1) 閉塞位置：被覆管温度が最も高くなる発熱上端部に閉塞を設定
- (2) 初期温度：閉塞がない状態で燃料要素内の最高温度が熱的制限値となる保守的な条件を設定
- (3) 閉塞形態：閉塞内部に熱伝導のよいナトリウムが存在しない中実の閉塞として設定
- (4) 閉塞物の高さ：ワイヤスペーサの巻きピッチの 1/3 に設定
- (5) FP ガス放出：上部ガスプレナム内の FP ガスが放出し、燃料被覆管が常に覆われ、FP ガスによりナトリウムが通過できないものとして設定

閉塞部の健全サブチャンネル内の熱流動現象は、通常の燃料集合体内で生じる物理現象と同じである。閉塞物の設定として、閉塞物と被覆管との間に存在する熱伝導のよい冷却材を無視し、閉塞内部に冷却材が存在しない中実の閉塞としたため、閉塞物内部では単純な熱伝導を計算する。また、FP ガスが放出された領域には、冷却材は流入できず、FP ガスで満たされるものとし、隣接する燃料要素は、FP ガスが放出される高さで FP ガスにのみ接触するものとしてモデル化しており、FP ガス（一定温度）との熱伝達を計算する。

被覆管温度変化に対しては、被覆管内の熱伝導モデル、被覆管と閉塞物との熱伝導モデル及び被覆管内外面での熱伝達モデルがあげられる。一方、冷却材温度変化に対して必要な解析モデルは、被覆管及び閉塞物の外表面との熱伝達モデル、乱流モデルがあげられ、速度分布に対して必要な解析モデルは、圧力損失モデル、乱流モデルがあげられる。

第 3.2 表 重要現象に対する A S F R E の解析モデル

分類	重要現象	解析モデル
被覆管	被覆管温度変化	<ul style="list-style-type: none"> ・熱伝導モデル (被覆管、被覆管－閉塞物) ・熱伝達モデル (燃料ペレット－被覆管間ギャップ、被覆管外面－冷却材)
燃料集合体内冷却材	冷却材温度変化	<ul style="list-style-type: none"> ・熱伝達モデル (被覆管外面－冷却材、閉塞物－冷却材) ・乱流モデル
	速度分布	<ul style="list-style-type: none"> ・圧力損失モデル ・乱流モデル

3.3 解析モデル

A S F R E では、3.1 節で述べたように、冷却材の質量、運動量及びエネルギーの保存式を計算する。

冷却材の速度分布は、式(1)に示す冷却材の質量保存式と、式(2)に示す冷却材の運動量保存式から計算する。式(1)の冷却材の質量保存式は、左辺第 1 項が質量の時間変化を、第 2 項が質量の対流輸送を表す。式(2)の冷却材の運動量保存式は、左辺第 1 項が運動量の時間変化を、第 2 項が運動量の対流輸送を表し、右辺第 1 項が重力を、第 2 項が隣接するサブチャンネル間の運動量交換を、第 3 項が燃料要素及びワイヤスペーサ等の構造物による圧力損失を表す。

(冷却材の質量保存式)

$$\frac{\partial \langle \rho_f \rangle}{\partial t} + \frac{1}{V_T} \int_{A_{ff}} \rho_f v dA = 0 \quad (1)$$

(冷却材の運動量保存式)

$$\begin{aligned} \frac{\partial \langle \rho_f v \rangle}{\partial t} + \frac{1}{V_T} \int_{A_{ff}} \rho_f v (v \cdot n) dA \\ = \langle \rho_f \rangle g + \frac{1}{V_T} \int_{A_{ff}} (-pn + \bar{\tau} \cdot n) dA + \frac{1}{V_T} \int_{A_{fw}} (-pn + \bar{\tau} \cdot n) dA \end{aligned} \quad (2)$$

冷却材の温度変化は、式(3)に示す冷却材のエネルギー保存式から計算する。式(3)は、左辺第 1 項がエネルギーの時間変化を、第 2 項がエネルギーの対流輸送を表し、右辺第 1 項が燃料要素及び閉塞物等との熱伝達を、第 2 項が隣接するサブチャンネル間のエネルギー交換を表す。

(冷却材のエネルギー保存式)

$$\frac{\partial \langle \rho_f e_f \rangle}{\partial t} + \frac{1}{V_T} \int_{A_{ff}} \rho_f e_f v dA = -\frac{1}{V_T} \int_{A_{fw}} q_f'' \cdot n dA - \frac{1}{V_T} \int_{A_{ff}} q_f'' \cdot n dA \quad (3)$$

A_{ff} : 流体-流体間の面積[m²]

A_{fw} : 流体-壁面 (被覆管、ラッパ管等) 間の面積[m²]

e : 内部エネルギー[J/kg]

g : 重力加速度[m/s²]

n : 単位法線ベクトル[-]

p : 圧力[Pa]

q'' : 熱流束[W/m²]

t : 時間[s]

v : 流速[m/s]

V_T : コントロールボリュームの全体積[m³]

ρ : 密度[kg/m³]

$\bar{\tau}$: せん断応力テンソル[Pa]

$\langle \rangle$: 体積平均

3.3.1 被覆管温度変化に関する解析モデル

(1) 熱伝導モデル (被覆管)

被覆管温度については、以下に示す円筒座標系 3 次元熱伝導方程式から計算する。

$$\rho c_p \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \lambda \frac{\partial T}{\partial r} \right) + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial \theta} \left(\lambda \frac{\partial T}{\partial \theta} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(\lambda \frac{\partial T}{\partial z} \right) + q''' \quad (4)$$

c_p : 比熱 [J/(kg·K)]

q''' : 発熱密度 [W/m³]

r : 径方向距離[m]

t : 時間[s]

T : 温度[K]

z : 軸方向距離[m]

θ : 周方向角[rad]

λ : 熱伝導率[W/(m·K)]

ρ : 密度[kg/m³]

(2) 熱伝導モデル (閉塞物)

閉塞物内の温度については、軸方向 1 次元熱伝導方程式を差分して計算を行う。

(3) 熱伝導モデル（被覆管－閉塞物）

被覆管と閉塞物との間は密着し、被覆管から閉塞物へ熱伝導により熱が伝わるものとして計算される。被覆管と閉塞物との間に隙間があると、閉塞物よりも熱伝導率の高いナトリウムが浸入する。この場合、閉塞物を介して被覆管から冷却材へ熱が伝達し易くなり、被覆管はより除熱されることとなる。

(4) 熱伝達モデル（燃料ペレット－被覆管内面）

被覆管内面での燃料ペレットとの間のギャップコンダクタンスは、「常陽」の燃料設計で用いた方法と同様に^[4]、実験値等を参考として保守的に求めた一定値を与える。

(5) 熱伝達モデル（被覆管外面－冷却材）

被覆管外面での冷却材との熱伝達は、式(3)の冷却材のエネルギー保存式において、熱流束として考慮される。

$$q'' = -\lambda \frac{\partial T}{\partial r} = h(T - T_c) \quad (5)$$

熱伝達率は、冷却材の熱伝導率、ヌッセルト数と水力等価直径を用いて求める。

$$h = \lambda \frac{Nu}{D_e} \quad (6)$$

ヌッセルト数は、以下に示す FFTF 相関式^[5]及び修正 Schad 相関式^[5]を用いて求める。なお、「常陽」の場合、 $P/D=1.18$ ($P=6.47\text{mm}$ 、 $D=5.5\text{mm}$) となることから、式(8)に示す修正 Schad の式が使用されることになる。

$$\frac{P}{D} \geq 1.2 ; \text{FFTF 相関式} :$$

$$Nu = 4 + 0.16(P/D)^5 + 0.33(P/D)^{3.8}(Pe/100)^{0.86} \quad (7)$$

$$\frac{P}{D} < 1.2 ; \text{修正 Schad 相関式} :$$

$$Nu = (-16.15 + 24.96(P/D) - 8.55(P/D)^2)Pe^{0.3} \quad \text{for } Pe > 150 \quad (8a)$$

$$Nu = (-16.15 + 24.96(P/D) - 8.55(P/D)^2)4.496 \quad \text{for } Pe \leq 150 \quad (8b)$$

D : 燃料要素外径[m]

D_e : 水力等価直径[m]

h : 熱伝達率[W/(m²·K)]

Nu : ヌッセルト数[-]

P : 燃料要素ピッチ[m]

Pe : ペクレ数[-]

q'' : 熱流束[W/m²]

- r : 径方向距離[m]
- T : 冷却材温度[K]
- T_c : 被覆管温度[K]
- λ : 熱伝導率[W/(m・K)]

なお、FP ガスジェットが隣接する燃料要素に衝突するとき、ガスジェットが被覆管表面を覆うことで熱伝達が低下する。FP ガスが放出するサブチャンネルに接する燃料要素の被覆管と冷却材との間の熱伝達は、式(6)の熱伝達率に、ガス放出による熱伝達率の低下を考慮した一定値を与える。ガスジェット衝突時の被覆管表面熱伝達について、FP ガス放出模擬実験によって取得された実験データが報告書^[6]にまとめられており、10,000 [W/(m²・K)]を用いる。

3.3.2 冷却材温度変化に関する解析モデル

冷却材の温度変化は、式(3)に示した冷却材のエネルギー保存式を、以下に示す「(1)熱伝達モデル(被覆管外面-冷却材)」、「(2)熱伝達モデル(閉塞物-冷却材)」及び「(3)乱流渦拡散係数」に示す解析モデルを用いて計算する。式(3)の右辺第1項は、燃料要素やラップ管などの壁面と流体の間の熱伝達を表し、「(1)熱伝達モデル(被覆管外面-冷却材)」及び「(2)熱伝達モデル(閉塞物-冷却材)」を用いて計算する。また、式(3)の右辺第2項は以下のように離散化して計算される。

$$-\frac{1}{V_T} \int_{A_{ff}} q''_f \cdot n dA = \frac{1}{\Delta V_{Ti}} \sum_k A_{ik} \kappa_{ik} \frac{T_k - T_i}{l_{ik} x_{ik}} + \frac{1}{\Delta V_{Ti}} \sum_k A_{ik} \rho_i \varepsilon_{ik}^H \frac{h'_k - h'_i}{x_{ik}} \quad (9)$$

- A_{ik} : ある径方向断面における注目セルとその隣接セル間の流路断面積[m²]
- h' : エンタルピー[J/kg]
- l : 温度勾配を計算する際の距離補正係数[-]
- n : 単位法線ベクトル[-]
- q'' : 熱流束[W/m²]
- T : 冷却材温度[K]
- V_T : コントロールボリュームの全体積[m³]
- x_{ik} : ある径方向断面における注目セルとその隣接セル間のセル間中心距離[m]
- ε^H : 乱流渦拡散係数[m²/s]
- κ_{ik} : ある径方向断面における注目セルとその隣接セル間の熱伝導率[W/(m・K)]
- ρ : 密度[kg/m³]
- 添え字
 i, k : 注目する及び隣接するコントロールボリュームのインデックス

(1) 熱伝達モデル(被覆管外面-冷却材)

被覆管外面と冷却材の熱伝達率は、3.3.1(4)と同じである。このモデルは式(3)の冷却材のエネルギー保存式の右辺第1項で用いられ、計算方法は式(5)と同じである。

(2) 熱伝達モデル (閉塞物-冷却材)

閉塞物の外表面から冷却材への熱伝達は、実験相関式 (Subbotin の相関式^[7]) を用いる。このモデルは式(3)の冷却材のエネルギー保存式の右辺第1項で用いられ、計算方法は式(5)と同じである。

$$Nu = 5.0 + 0.025(RePr)^{0.8} = 5.0 + 0.025Pe^{0.8} \quad (10)$$

Nu : ヌッセルト数[-]

Pe : ペクレ数[-]

Pr : プラントル数[-]

Re : レイノルズ数[-]

(3) 乱流渦拡散係数

乱流によるサブチャンネル間のエネルギー混合を評価するため、既存の実験データから得られる乱流ミキシング係数モデル (Todreas-Turi モデル^[2]) と乱流混合理論から、以下のエネルギー混合に係る乱流渦拡散係数を評価し、式(3)の冷却材のエネルギー保存式の右辺第3項を離散化した式(9)の第2項に用いる。

$$\varepsilon_{ik}^H = \frac{1}{2} \frac{\beta d_w z_{ik}^T}{\rho_i s_{ik}} \left(\frac{m_i}{A_i} + \frac{m_k}{A_k} \right) \quad (11)$$

A : 流路断面積[m²]

d_w : ワイヤスペーサの直径[m]

m : 軸方向質量流量[kg/s]

s_{ik} : 燃料要素間のギャップ幅[m]

z_{ik}^T : 乱流混合長さ[m]

β : 乱流ミキシングファクター[-]

ε_{ik}^H : 乱流渦拡散係数[m²/s]

ρ : 密度[kg/m³]

添え字

i, k : 注目する及び隣接するコントロールボリュームのインデックス

3.3.3 速度分布に関する解析モデル

冷却材の速度分布は、式(1)の冷却材の質量保存式と式(2)の冷却材の運動量保存式を、「(1)圧力損失モデル」及び「(2)乱流モデル (速度分布)」に示す解析モデルを用いて計算する。

式(2)の冷却材の運動量保存式の右辺第2項は、次のように書き換えて計算する。

$$\frac{1}{V_T} \int_{A_{ff}} (-pn + [\bar{v} \cdot n]) dA = -\frac{1}{V_T} \int_{A_{ff}} pndA + \mathbf{M} \quad (12)$$

ここで、 \mathbf{M} はサブチャンネル間の分子拡散と乱流拡散による運動量交換項を表し、「(2)乱流モデル

(速度分布)」を用いて計算する。

式(2)の右辺第3項は固体壁が流体に及ぼす力を表している。流体が固体壁に及ぼす力は、これに負号を付けて、次の式で表される。

$$\mathbf{F}_{DR} = - \int_{A_{fs}} (-pn + [\bar{\tau} \cdot \mathbf{n}]) dA \quad (13)$$

ここで、 A_{fs} は、コントロールボリューム内の固体壁の表面積であり、燃料要素及びラップ管の表面積とワイヤスペーサの表面積の和 ($A_R + A_W$) として表され、式(13)は次のように書くことができる。

$$\mathbf{F}_{DR} = - \int_{A_R} (-pn + [\bar{\tau} \cdot \mathbf{n}]) dA - \int_{A_W} (-pn + [\bar{\tau} \cdot \mathbf{n}]) dA = \mathbf{F}_R + \mathbf{F}_W \quad (14)$$

ここで、 \mathbf{F}_R は流体が燃料要素及びラップ管に及ぼす力であり、 \mathbf{F}_W は流体がワイヤスペーサに及ぼす力である。

- A_{ff} : 流体-流体間の面積[m²]
- A_{fs} : コントロールボリューム内の固体壁の表面積[m²] ($A_{fs} = A_R + A_W$)
- A_R : 燃料要素及びラップ管の表面積[m²]
- A_W : ワイヤスペーサの表面積[m²]
- \mathbf{F}_{DR} : 流体が固体壁に及ぼす力
- \mathbf{F}_R : 流体が燃料要素及びラップ管に及ぼす力
- \mathbf{F}_W : 流体がワイヤスペーサに及ぼす力
- \mathbf{M} : 運動量交換項
- \mathbf{n} : 単位法線ベクトル[-]
- p : 圧力[Pa]
- V_T : コントロールボリュームの全体積[m³]
- $\bar{\tau}$: せん断応力テンソル[Pa]

(1) 圧力損失モデル

冷却材が、燃料集合体内の燃料要素やラップ管、ワイヤスペーサから受ける局所的な摩擦及び抗力を、分布抵抗モデル (DRM)^[3]を用いて各コントロールボリュームで計算する。以下に示すように、軸方向及び水平方向の流速や幾何形状パラメータ等の関数として計算され、式(2)の冷却材の運動量保存式の中で外力として取り扱われる。

$$\mathbf{F}_R = F_R^A \cdot \mathbf{n}_A + F_R^L \cdot \mathbf{n}_L \quad (15)$$

$$\mathbf{F}_W = F_W^T \cdot \mathbf{n}_T + F_W^N \cdot \mathbf{n}_N \quad (16)$$

$$F_R^A = \frac{f_A}{8} A_w \rho v^2 \cos \theta \quad (17a)$$

$$F_R^L = \frac{f_L}{8} A_w \rho |u|u \quad (17b)$$

$$F_W^T = \frac{f_L}{8} (A'_w - A_w) \rho v^2 \cos(\varphi - \theta) \quad (18a)$$

$$F_W^N = \frac{1}{2} C D_w \frac{\Delta z}{\cos \varphi} \rho |v_N| v_N \quad (18b)$$

$$C = 1.3 \left(\frac{A_g}{A_{mg}} \right) \left(1 + \frac{10}{Re^{\frac{2}{3}}} \right) \quad (19)$$

- A_g : 燃料要素間のギャップ幅 [m]
 A_{mg} : ワイヤスペーサの平均位置における最小ギャップ幅 [m]
 A_w : ワイヤスペーサを考慮しない濡れ面積 [m²]
 A'_w : ワイヤスペーサを考慮する濡れ面積 [m²]
 C : 抵抗係数 [-]
 D_w : ワイヤスペーサ径 [m]
 f_A : 軸方向の摩擦係数 [-]
 f_L : 水平方向の摩擦係数 [-]
 F_R^A : 燃料要素及びラップ管による軸方向の摩擦力
 F_R^L : 燃料要素及びラップ管による水平方向の摩擦力
 F_W^T : ワイヤスペーサによる接線方向の摩擦力
 F_W^N : ワイヤスペーサによる法線方向の抗力
 u : 水平方向流速 [m/s]
 v : 流速 [m/s] ($v^2 = w^2 + u^2$)
 v_N : 法線方向流速 [m/s] ($v_N = w \sin \varphi - u \cos \varphi$)
 w : 軸方向流速 [m/s]
 Δz : 軸方向メッシュ長さ [m]
 θ : 速度ベクトル V と燃料要素中心軸のなす角度 [rad]
 ρ : 冷却材密度 [kg/m³]
 φ : 燃料要素中心軸とワイヤスペーサ中心軸のなす角度 [rad]

(2) 乱流モデル (速度分布)

式(12)に示したサブチャンネル間における分子拡散と乱流拡散による運動量交換項 \mathbf{M} は、以下の離散化式によって計算される。

$$\mathbf{M} = \frac{1}{\Delta V_{Ti}} \sum_k A_{ik} \rho_i \varepsilon_{ik}^M \frac{w_k - w_i}{x_{ik}} \quad (20)$$

ここで、運動量の乱流渦拡散係数は、以下の Aoki の相関式^[8]により、式(11)で示したエネルギーの乱流渦拡散係数との比から計算する。

$$\varepsilon_{ik}^M = \frac{\varepsilon_{ik}^H}{\bar{\psi}} \quad (21)$$

$$\bar{\psi} = 0.014Re^{0.45}Pr^{0.2}\{1 - \exp(-71.8Re^{-0.45}Pr^{-0.2})\} \quad (22)$$

A_{ik} : ある径方向断面における注目セルとその隣接セル間の流路断面積[m²]

\mathbf{M} : 運動量交換項

Pr : プラントル数[-]

Re : レイノルズ数[-]

V_T : コントロールボリュームの全体積[m³]

w : 軸方向流速[m/s]

x_{ik} : ある径方向断面における注目セルとその隣接セルのセル中心間距離[m]

ε_{ik}^H : エネルギーの乱流渦拡散係数[m²/s]

ε_{ik}^M : 運動量の乱流渦拡散係数[m²/s]

ρ : 密度[kg/m³]

$\bar{\psi}$: エネルギーと運動量の乱流渦拡散係数の比[-]

4. 妥当性確認

4.1 重要現象に対する妥当性確認方法

重要現象に関する評価マトリックスを第 4.1 表に示す。妥当性確認においては、第 4.1 表に示す各試験に対してASFREによる試験解析を実施し、解析結果を試験データと比較し、妥当性を確認した。

第 4.1 表 ASFREにおける重要現象の評価マトリックス

分類	重要現象	必要な解析モデル	「常陽」燃料集合体試験 (水試験)	「もんじゅ」燃料集合体試験 (水試験)	PLANDTL-37 試験 (ナトリウム試験)
被覆管	被覆管温度変化	熱伝導モデル (*)	-	-	-
		熱伝達モデル	-	-	○
燃料集合体内 冷却材	冷却材温度変化	熱伝達モデル	-	-	○
		乱流モデル	-	-	○
	速度分布	圧力損失モデル	○	○	○
		乱流モデル	○	○	○

(*) 被覆管内の熱伝導モデルは個別に検証済み^[9]。

4.2 妥当性確認

(1) 「常陽」燃料集合体試験解析^{[1], [9]}

「常陽」燃料集合体試験は、高流量時の燃料集合体の圧力損失に関する流動特性の確認を目的に、「常陽」の試作模擬燃料集合体を用いて実施された水流動試験である。

「常陽」燃料集合体試験解析の軸方向圧力分布を試験測定値と比較することにより、速度分布に係る圧力損失モデル及び乱流モデルの妥当性を確認する。

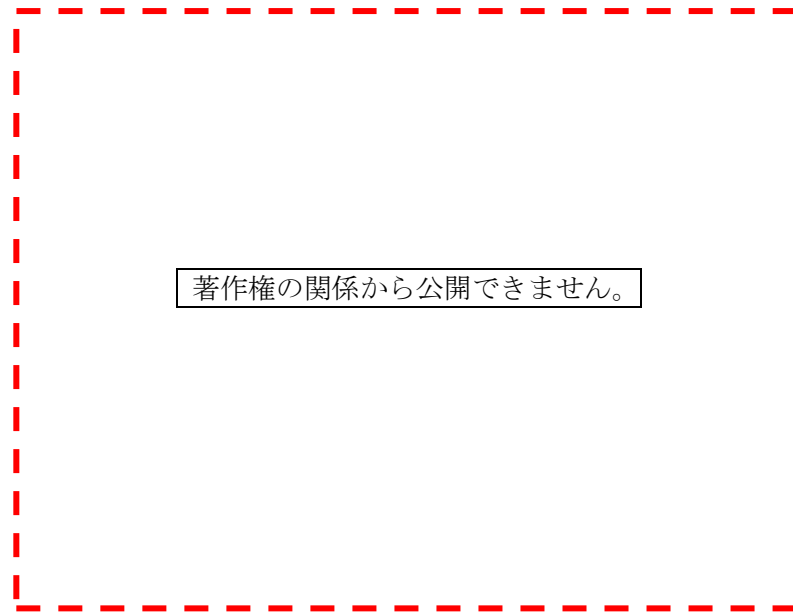
a) 試験結果と解析結果

解析結果と試験値の軸方向圧力損失を比較することでASFREの圧力損失モデル及び乱流モデルの妥当性確認を行った。軸方向圧力損失に関しては、燃料要素バンドル区間の出入口の圧力差（圧力損失）を比較した。

第 4.1 図に試験と解析によって得られた軸方向圧力損失から算出した圧力損失係数 λ を示す。ASFRE解析結果と試験結果は良く一致している。

b) 不確かさ評価

解析結果の軸方向圧力損失は試験結果と良く一致しており、不確かさは小さい。



(出典：N. Kikuchi, et al., "Subchannel Analysis of Thermal-Hydraulics in a Fuel Assembly With Inner Duct Structure of a Sodium-Cooled Fast Reactor", Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 5, p.021001-6, Fig.4 (2017))

第 4.1 図 「常陽」燃料集合体試験の燃料要素バンドル部軸方向圧力損失 (λ)

(2) 「もんじゅ」燃料集合体試験解析^{[1],[9]}

「もんじゅ」燃料集合体試験は、定格運転時の高流量から燃料交換時や自然循環時の低流量までの広い流量領域の燃料集合体の圧力損失に関する流動特性の確認を目的に、「もんじゅ」の試作模擬燃料集合体を用いて実施された水流動試験である。

「もんじゅ」燃料集合体試験解析の軸方向圧力分布を試験測定値と比較することにより、速度分布に係る圧力損失モデル及び乱流モデルの妥当性を確認する。

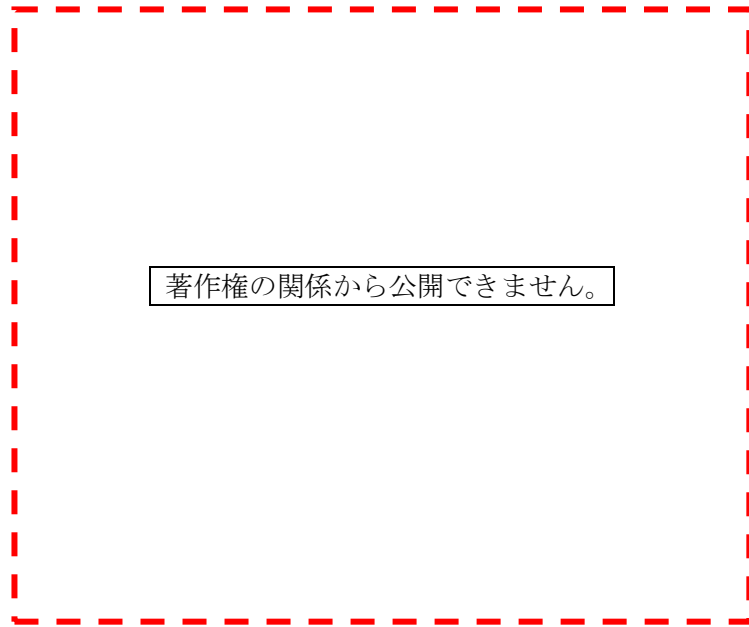
a) 試験結果と解析結果

解析結果と試験値の軸方向圧力損失を比較することでASFREの圧力損失モデル及び乱流モデルの妥当性確認を行った。軸方向圧力損失に関しては、燃料要素バンドル区間の圧力差（圧力損失）を比較した。

第 4.2 図に試験と解析によって得られた軸方向圧力損失から算出した圧力損失係数 λ を示す。ASFREの解析結果と試験結果は良く一致している。

b) 不確かさ評価

解析結果の軸方向圧力損失は試験結果と良く一致しており、不確かさは小さい。



(出典：N. Kikuchi, et al., "Subchannel Analysis of Thermal-Hydraulics in a Fuel Assembly With Inner Duct Structure of a Sodium-Cooled Fast Reactor", Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 5, p.021001-6, Fig.5 (2017))

第 4.2 図 「もんじゅ」燃料集合体試験の燃料要素バンドル部軸方向圧力損失 (λ)

(3) PLANDTL-37 試験解析^{[1], [10]}

PLANDTL-37 試験は、高流量の燃料集合体内熱流動特性を把握することを目的に、模擬燃料集合体を用いて実施されたナトリウム熱流動試験である。第 4.3 図に試験装置の概略を示す。テストセクションは 37 本燃料要素バンドルの模擬燃料集合体 2 体で構成されている。

PLANDTL-37 試験解析の集合体内温度分布を試験測定値と比較することにより、被覆管温度変化に関わる熱伝達モデル、冷却材温度変化に関わる熱伝達モデル及び乱流モデル、並びに速度分布に関わる圧力損失モデル及び乱流モデルの妥当性を確認する。

a) 試験結果と解析結果

解析結果と試験値の水平方向冷却材温度分布（発熱部中央断面、発熱部上端断面）を比較することで A S F R E の熱伝達モデル、圧力損失モデル及び乱流モデルの妥当性確認を行った。第 4.4 図の位置に設置された熱電対で測定された温度と該当する位置のサブチャンネルの温度を比較した。

第 4.5 図及び第 4.6 図に試験と解析によって得られた発熱部中央断面及び発熱部上端断面内の冷却材温度分布をそれぞれ示す。横軸は中心からの径方向距離 r をラッパ管の対角線長さ L_w で規格化して示している。なお、図中縦軸の温度は以下の式を用いて規格化している。「常陽」の定格運転時（レイノルズ数 Re =約 40,000）及び流路閉塞時（ Re =約 37,000）と同じく乱流状態（ $Re > 14,000$ ）にある集合体流量（ $Re = 25,500$ ）において、A S F R E の解析結果と試験結果はよく一致している。

$$T^* = \frac{(T - T_{in})}{\Delta T_e} \quad (23)$$

$$\Delta T_e = \frac{Q}{mc_p} \quad (24)$$

c_p : 定圧比熱[J/(kg・K)]

m : 入口の質量流量[kg/s]

Q : 出力[W]

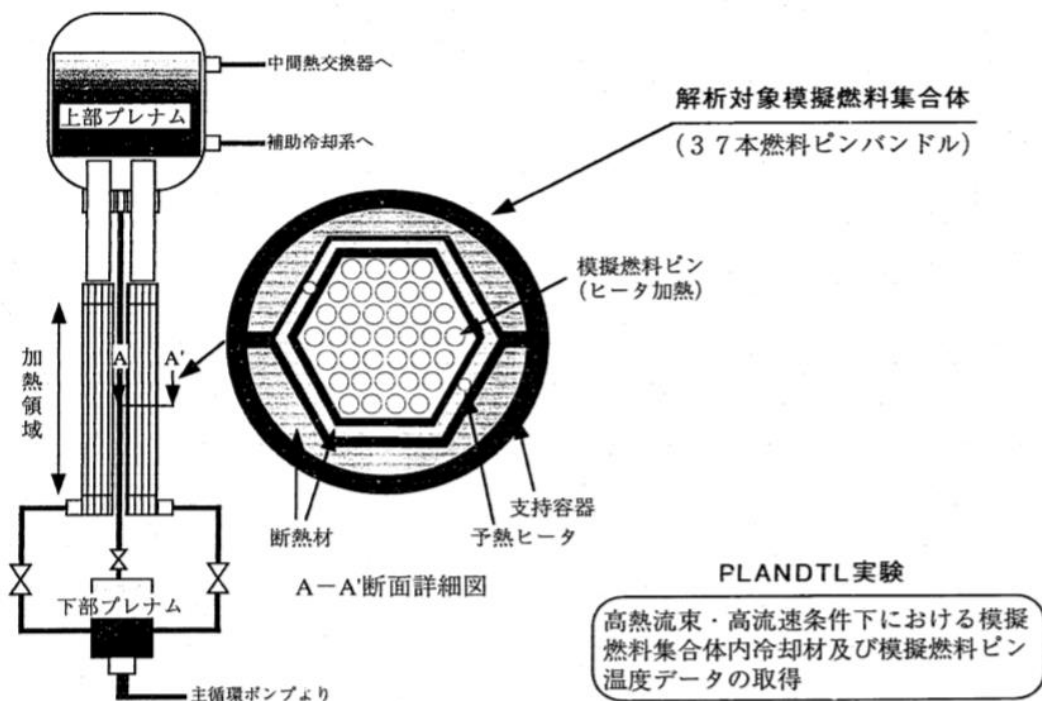
T^* : 規格化温度[-]

T_{in} : 入口温度[K]

ΔT_e : 推定温度上昇[K]

b) 不確かさ評価

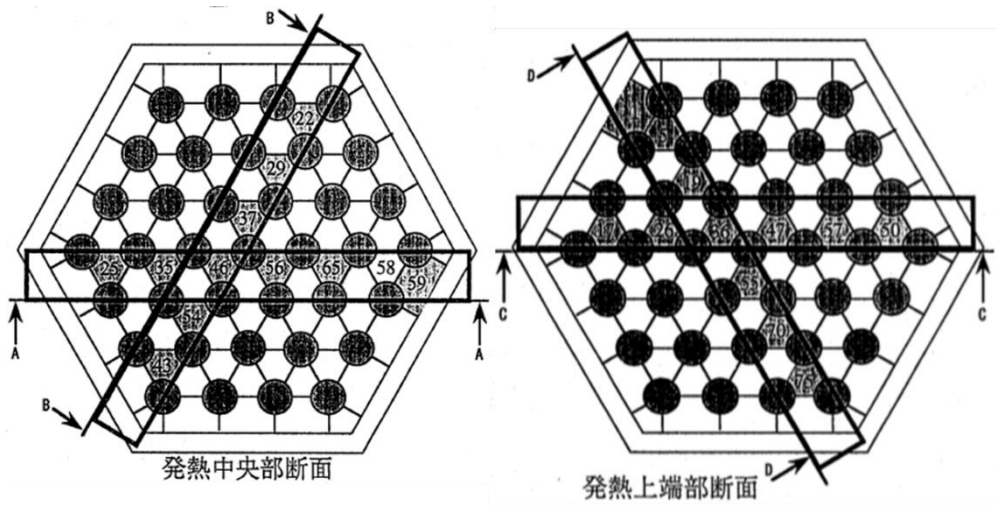
解析結果の冷却材最高温度は試験結果と良く一致しており、不確かさは小さいため、不確かさの影響評価は不要である。また、解析結果の水平方向冷却材温度分布についても試験結果と良く一致しており、不確かさは小さい。



(出典：大高ら，サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの検証，

PNC-TN9410 96-212，図2.1 (1996).)

第4.3図 PLANDTL-37 試験装置概略



(出典：大高ら，サブチャンネル解析コードASFRE-IIIの検証，
PNC-TN9410 96-212，図3.1 (1996).)

第4.4図 PLANDTL-37の冷却材温度分布の比較位置

著作権の関係から公開できません。

(出典：N. Kikuchi, et al., "Subchannel Analysis of Thermal-Hydraulics in a Fuel Assembly With Inner Duct Structure of a Sodium-Cooled Fast Reactor", Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 5, p.021001-5, Fig.7 (2017))
第 4.5 図 PLANDTL-37 の発熱部中央断面内の冷却材温度分布 ($Re=25,500$)

著作権の関係から公開できません。

(出典：N. Kikuchi, et al., "Subchannel Analysis of Thermal-Hydraulics in a Fuel Assembly With Inner Duct Structure of a Sodium-Cooled Fast Reactor", Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 5, p.021001-6, Fig.8 (2017))

第 4.6 図 PLANDTL-37 の発熱部上端断面内の冷却材温度分布 ($Re=25,500$)

5. 有効性評価への適用性

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

(1) 被覆管温度変化

被覆管内の『熱伝導モデル』は個別に検証済みである。PLANDTL-37 試験解析により、『熱伝達モデル』の妥当性が確認されている。試験装置は「常陽」の燃料集合体の仕様（燃料要素の本数や配列ピッチ等）と異なるものの、燃料要素と冷却材間で生じる現象は同様である。

FP ガスの噴出に係る解析においては、FP ガスが噴出する高さで、閉塞物の一部と隣接する健全流路の一部を FP ガスに置き換えた解析を実施する。保守側の設定として、FP ガスに置き換えた領域は、常に FP ガスが供給されることから噴出する FP ガス温度で一定の静止領域（流動を考慮しない）として扱い、冷却材の通過による冷却が行われない状態とした。FP ガスが衝突する被覆管表面の温度評価は、FP ガスと被覆管表面との間の熱伝達を計算するのみであり、健全状態の燃料集合体の被覆管温度と冷却材との『熱伝達モデル』の取扱いと違いはない。したがって、本解析モデルは、「被覆管温度変化」の評価に対して適用できる。

(2) 冷却材温度変化

PLANDTL-37 試験解析により、『熱伝達モデル』及び『乱流モデル』の妥当性が確認されている。試験装置は「常陽」の燃料集合体の仕様（燃料要素の本数や配列ピッチ等）と異なるものの、集合体内部の冷却材に生じる現象は同様である。したがって、本解析モデルは、「冷却材温度変化」の評価に対して適用できる。

(3) 速度分布

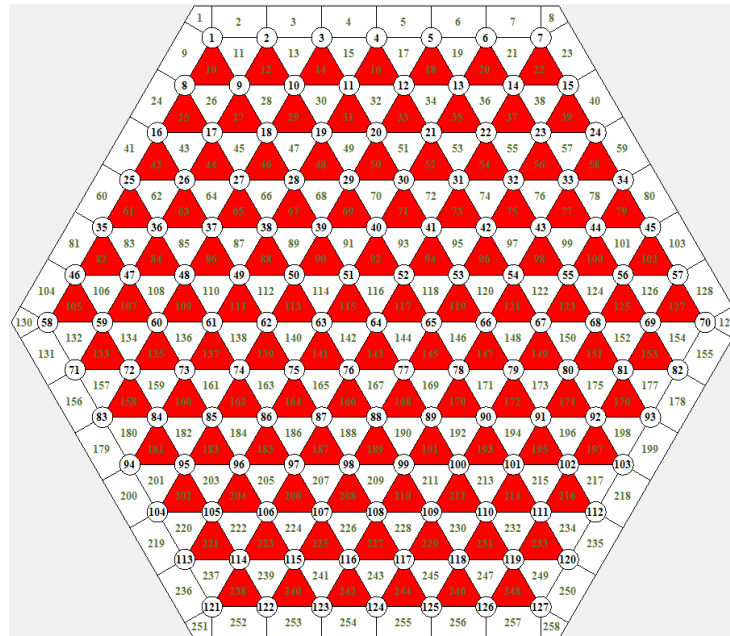
「常陽」燃料集合体試験解析、「もんじゅ」燃料集合体試験解析及び PLANDTL-37 試験解析により、『圧力損失モデル』及び『乱流モデル』の妥当性が確認されている。「もんじゅ」燃料集合体試験及び PLANDTL-37 試験装置は、「常陽」の燃料集合体の仕様（燃料要素の本数や配列ピッチ等）と異なるものの、集合体内部の冷却材に生じる現象は同様である。

A S F R E では、第 5.1 図に示すように千鳥格子状閉塞として、一つおきに閉塞物を設定する。閉塞物に設定したサブチャンネルでは、流路が完全に塞がれ、冷却材が通過することができない。このため、冷却材は、閉塞領域の健全なサブチャンネル内を通過し、サブチャンネル内の熱流動の計算は、閉塞物を設定しない通常の燃料集合体内のサブチャンネルと変わらない取扱いとなる。なお、千鳥格子状閉塞を含む燃料集合体での解析において、燃料集合体内を通過する冷却材の質量流量が各断面で保存されることを確認（流量配分が正しく行われていることを確認）した。

よって、本解析モデルは「速度分布」の評価に対して適用できる。

以上より、LF の評価事故シーケンスである「冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故」の重要現象に関

するASFREの解析モデルは、各試験の結果と比較して妥当であることを確認するとともに、各解析モデルの不確かさを把握し、ASFREは「冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故」を適切に評価できることを確認した。



第 5.1 図 「常陽」127 本燃料要素バンドル体系での千鳥状閉塞（赤色）の設定

6. 参考文献

- [1] N. Kikuchi et al., "Subchannel Analysis of Thermal-Hydraulics in a Fuel Assembly With Inner Duct Structure of a Sodium-Cooled Fast Reactor", *Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*, Vol. 5, (2017), pp.021001-1 - 021001-12.
- [2] N. E. Todreas and J. and A. Turi, "Interchannel Mixing in Wire Wrapped Liquid Metal Fast Reactor Fuel Assemblies", *Nucl. Tech.*, Vol.13, (1972), pp.36-52.
- [3] H. Ninokata, A. Efthimiadis, and N. E. Todreas, "Distributed resistance modeling of wire-wrapped rod bundles", *Nucl. Engrg. Des.*, Vol.104, (1987), pp.93-102.
- [4] (国研) 日本原子力研究開発機構、第 309 回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合 資料 1-1 「第 32 条 (炉心等) に係る説明書 (その 2 : 第 32 条第 4 項) 別紙 3 別添 2.
- [5] A. E. Waltar, D. R. Todd, and P. V. Tsvetkov, eds., "Fast spectrum reactors, Springer Science & Business Media, (2011), pp.257-258.
- [6] R.E. Wilson, et al., Experimental evaluation of fission-gas release in LMFBR subassemblies using an electrically heated test section with sodium as coolant, ANL-8036 (1973).
- [7] V. I. Subbotin, A. K. Papovyants, P. L. Kirillov, and N. N. Ivanovskii, "A study of heat transfer to molten sodium in tubes", *Soviet Atomic Energy*, Vol.13, (1963), pp.991-994.
- [8] S. Aoki, "Current Liquid-metal Heat Transfer Research in Japan", *Progress in heat and mass transfer*, Vol. 7, Pergamon Press, (1973), pp.569-587.
- [9] 成田ら, サブチャンネル解析コード A S F R E-III の整備-燃料要素伝熱モデルおよび圧力損失モデルの検証解析-, PNC-TN9410 97-104 (1997).
- [10] 大高ら, サブチャンネル解析コード A S F R E-III の検証, PNC-TN9410 96-212 (1996).

第 3 部

S A S 4 A

1. はじめに

本資料は、格納容器破損防止措置の有効性評価（以下「有効性評価」という。）に適用する計算コードのうち、SAS 4 Aについて、

- ・有効性評価において重要となる現象の特定
- ・解析モデルに関する説明
- ・妥当性確認
- ・有効性評価への適用性

に関してまとめたものである。

2. 重要現象の特定

2.1 事故シーケンスと評価指標

SAS 4 Aが適用される格納容器破損防止措置の有効性評価における事象グループについて、対象とする評価事故シーケンス及びその事象推移と評価指標について記述する。なお、本資料は、各事象の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（以下「起因過程」という。）を対象とする。

(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（以下「ULOF」という。）

本事象グループは、原子炉運転中に炉心流量が減少した際に、何らかの理由（原子炉トリップ信号の発信失敗等）により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る事象である。本事象グループでは、外部電源喪失時に原子炉停止に失敗（原子炉トリップ信号の発信失敗又は原子炉保護系の動作失敗）する、又は1ループの1次主循環ポンプ軸固着時に原子炉停止に失敗（原子炉トリップ信号の発信失敗）する3つの評価事故シーケンスが選定された。ここでは、外部電源喪失時に原子炉トリップ信号の発信失敗に至る評価事故シーケンスを対象とする。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、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た後、電源喪失による原子炉トリップ信号の発信に失敗する。本評価事故シーケンスに対しては「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止することとしているが、この機能の喪失も仮定すると、十分に原子炉出力が低下しないことから、炉心部での冷却材の沸騰が生じ、炉心の著しい損傷に至る。

本事象の典型的な事象進展について、事象進展チャートを第2.1図に示す。実際の炉内の現象は、各物理現象が並列的に進展していくが、本図では各物理現象の因果関係に着目して典型的な事象進展を時系列的に示している。

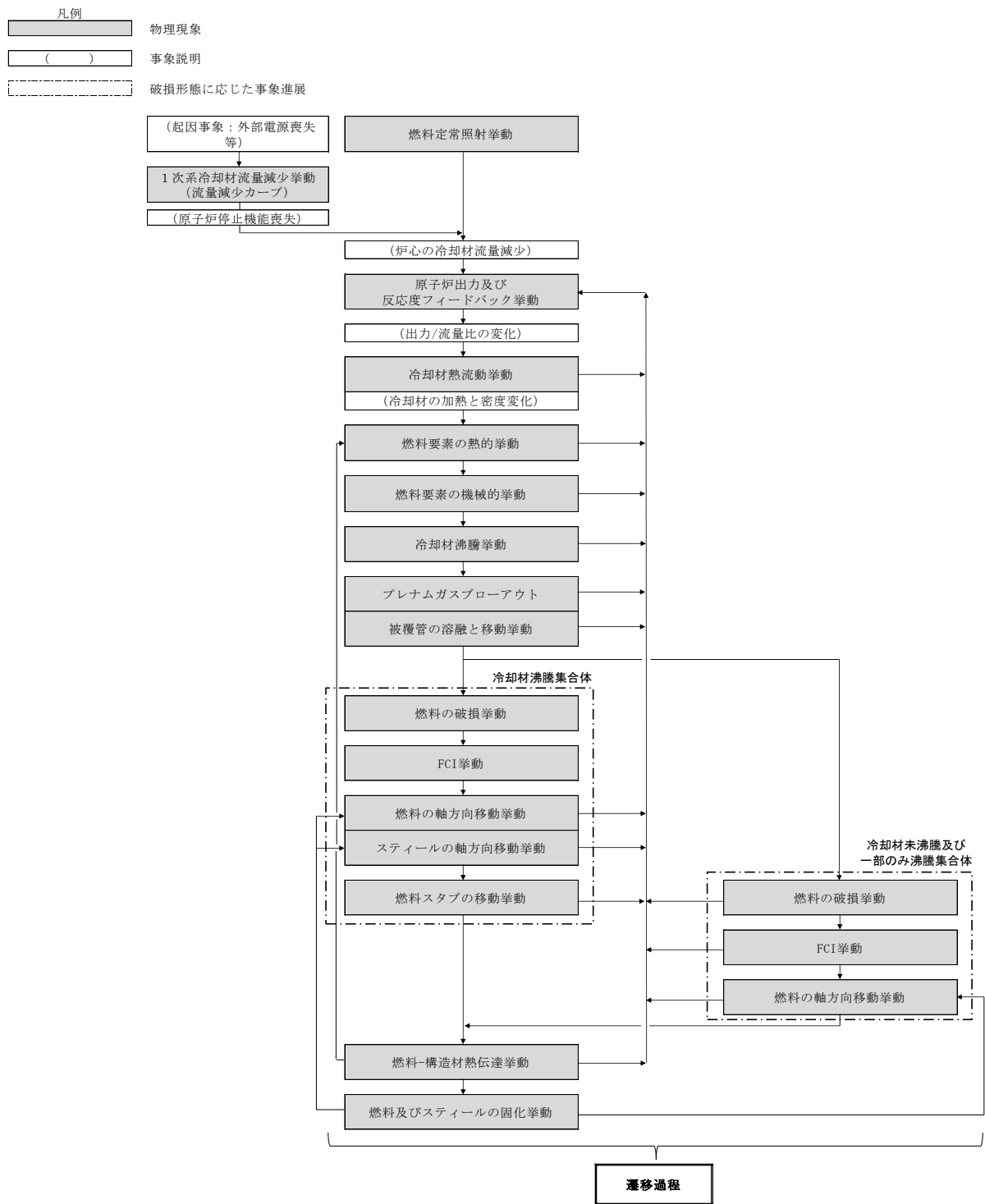
本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事象の進展が複雑となり一つの計算コードのみで解析できないため、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目としては、原子炉冷却材バウンダリの健全性や格納容器の健全性の維持が挙げられるが、起因過程ではこれらの評価項目に影響を及ぼすパラメータを評価指標として設定する。起因過程解析においては、反応度変化、即発臨界超過の有無及び放出熱エネルギー（それを代表する指標

である炉心平均燃料温度)が起因過程の各現象に大きな影響を与え、事象進展を支配する重要なパラメータである。このうち、炉心平均燃料温度は反応度変化や即発臨界超過によって生じる原子炉出力の変動の結果として得られる値であり、起因過程の解析結果を代表する指標である。このため、評価指標は「炉心平均燃料温度」とする。ここで炉心平均燃料温度は全炉心領域のある時点における燃料の平均温度である。

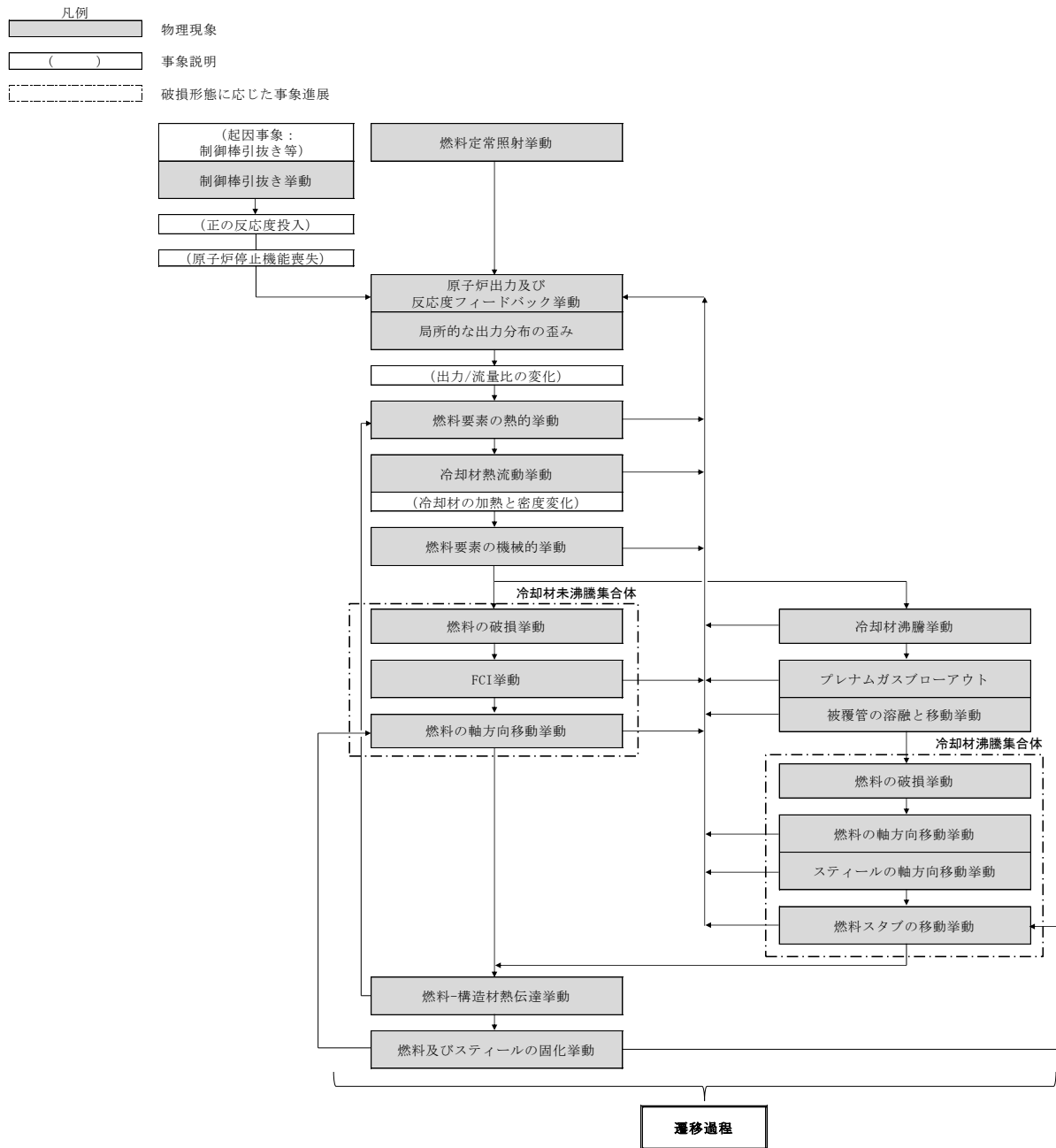
(2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (以下「UTOP」という。)

本事象グループは、原子炉運転中に過出力となった際に、何らかの理由(原子炉トリップ信号の発信失敗等)により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る事象である。本事象グループでは、出力運転中の制御棒の異常な引抜き時に原子炉停止に失敗(原子炉トリップ信号の発信失敗又は原子炉保護系の動作失敗)する2つの評価事故シーケンスが選定された。格納容器破損防止措置の有効性評価の対象となる事故シーケンスは共通であるため、ここでは、前者の評価事故シーケンスを対象とする。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する。制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止することとしているが、この機能の喪失も仮定すると、原子炉の出力が上昇し、炉心の著しい損傷に至る。

本事象の典型的な事象進展について、事象進展チャートを第2.2図に示す。実際の炉内の現象は、各物理現象が並列的に進展していくが、本図では典型的な事象進展について時系列的に示している。ULOFと同様に評価指標は「炉心平均燃料温度」である。



第 2.1 図 起因過程の事象進展チャート (ULOF)



第 2.2 図 起因過程の事象進展チャート (UTOP)

2.2 ランクの定義

SAS4Aで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、第2.1表の定義に従って「H」、「M」、「L」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。

第2.1表 SAS4Aにおけるランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い
H	事象推移に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較等により求め、実機評価における評価指標への影響を評価する。
M	事象推移に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標への影響を評価する必要はないが、本資料では「H」と同様に評価することとする。
L	事象推移に対する影響が小さいと考えられる現象	評価指標への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証/妥当性評価は記載しない。

2.3 物理現象に対するランク付け

SAS4Aで解析する評価事故シーケンスにおいて考慮すべき物理現象を対象に、2.1節で述べた事象進展を踏まえ、第2.1表の定義に従って、評価指標への影響に応じて第2.2表のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。

以下、物理現象ごとに上記のランキングの考え方に基づく検討の結果を示す。

(1) 燃料定常照射挙動

本物理現象は、過渡事象が生じる前までの燃料要素の照射（炉心の運転）に関する燃料要素内の各種挙動を指す。

主な現象としては、燃料の再組織化に伴う燃料密度の変化、核分裂生成物ガス（以下「FPガス」という。）の生成と移動、燃料及び被覆管の幾何形状変化と熱的条件の推移が見られる。これらの現象により形成された燃料要素の条件（熱、幾何形状、物質配位）が過渡事象での初期条件を与えることになるため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する（「H」）。

(2) 原子炉出力及び反応度フィードバック挙動

本物理現象は、事象進展に伴う炉心内の反応度変化（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、燃料及び構造材（スチール）の移動反応度）により原子炉の出力の変動が生じる現象である。なお、起因過程は、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範囲を対象として

いるため、事象進展に影響を及ぼす構造材に係る反応度は、被覆管に関する反応度である。

燃料ドップラ反応度は、燃料の昇温により共鳴吸収の確率が上昇することによって生じる反応度変化である。

燃料の密度反応度は、燃料が昇温により軸方向に膨張し、反応度価値の高い軸方向中心付近の密度の減少と反応度価値の低い軸方向端部への燃料の移動によって生じる反応度変化である。

被覆管の密度反応度は、被覆管が昇温により軸方向に膨張し、密度が減少することによりその部分での中性子吸収が減少することによって生じる反応度変化である。

冷却材密度及びナトリウムボイド反応度は、冷却材の昇温による密度変化や沸騰によるボイドの発生により、炉心中心部では、主にナトリウムによる中性子減速が抑制されることによって反応度が増加し、炉心上下端部及び炉心外周部では、主に中性子漏えいの効果によって反応度が減少するものである。特に「常陽」のように小型の高速炉では、後者の効果が大きく、冷却材の昇温や沸騰は、おおむね反応度の減少を引き起こす。

燃料の移動反応度は、燃料が溶融又は冷却材流路に放出され、反応度価値の異なる領域に燃料が移動することによって生じる反応度変化である。

被覆管の移動反応度は、炉心中心部の被覆管が溶融、移動し、密度が減少することによりその部分での中性子吸収が減少することによって反応度が増加するものである。起因過程においては、これらの反応度フィードバック挙動による原子炉出力変化が事象進展を支配するため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する（「H」）。

(3) 制御棒引抜き挙動

本物理現象は、何らかの原因で制御棒が連続的に引き抜かれるという現象である。

ULOFにおいて、本物理現象は、制御棒の挿入や引抜きがないため生じない（「L」）。

UTOPでは、異常事象として制御棒の引抜きを想定しており、制御棒の引抜きにより生じる反応度の増加が、その後の事象進展に大きく影響するため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する（「H」）。

(4) 局所的な出力分布の歪み

本物理現象は、制御棒の引抜き等により炉心内の中性子束分布に歪みが生じ、それに伴い出力分布についても局所的な歪みが生じる現象である。

ULOFにおいて、本物理現象は、制御棒の挿入や引抜きがないため、生じない（「L」）。

UTOPでは、異常事象として制御棒の引抜きを想定しているが、一般に、高速炉における中性子の平均自由行程は、軽水炉に比べて大きく、制御棒の引抜きといった局所的な変動に対して、中性子束の空間的な分布の変動は小さい。また、小型炉心の「常陽」では、この効果は極めて小さい。このため、異常事象に起因する原子炉出力変動に比べれば局所的な出力の変動は小さく、本物理現象による評価指標への影響は小さい（「L」）。

(5) 1次系冷却材流量減少挙動（流量減少カーブ）

本物理現象は、外部電源喪失等により主電動機によるポンプ機能が喪失し、1次系冷却材流量が減少する現象である。

ULOFでは、1次系冷却材流量の減少挙動によって破損時刻が変わるため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する（「H」）。

UTOPにおいて、本物理現象は、ポンプ機能の喪失が生じないと想定しているため、生じない（「L」）。

(6) 冷却材熱流動挙動

本物理現象は、冷却材流路中での冷却材の熱的挙動と流動挙動を指す。

熱的挙動は、被覆管や構造材からの熱伝達、相変化及びナトリウムの流動による熱輸送等から影響を受ける。また、流動挙動は、ナトリウムの粘性、流路壁（被覆管、構造材）との摩擦、流路面積の変化、相変化、1次熱輸送系のポンプヘッド及び自然循環力等から影響を受ける。

ULOFでは、主電動機によるポンプ機能の喪失により冷却材流量の減少が生じているため、冷却材の昇温による冷却材の密度変化によって反応度変化が生じ、事象進展に大きな影響を与える。加えて、本物理現象は、その後の冷却材の沸騰挙動にも影響するため、評価指標に大きく影響する（「H」）。

UTOPでは、ポンプの定格運転が継続されているため、冷却材温度の変動は小さく、大きな反応度変化が生じないため、本物理現象による評価指標への影響度は中程度（「M」）である。

(7) 燃料要素の熱的挙動

本物理現象は、燃料要素の溶融を含む熱的な挙動を指す。

UTOPでは、原子炉出力の上昇によって燃料が昇温し、共鳴吸収の確率が上昇することによって反応度が減少する（ドップラ効果）。この現象は、燃料の昇温に伴い反応度を減少させる方向に働くため、事象進展の緩和に重要な役割を担っている。また、燃料が溶融すると、径方向中心部に溶融キャビティ（空洞）を形成するが、この溶融キャビティの圧力（キャビティ圧）は、燃料ペレットや被覆管への負荷要因の一つであり、燃料の破損挙動に大きく影響する。このため、UTOPにおいて、本物理現象は、評価指標への影響が大きい現象（「H」）である。

ULOFでは、冷却材流量の減少によって冷却材が昇温し、冷却材密度及びナトリウムボイド反応度による反応度の減少で燃料が降温する。この場合、ドップラ効果は、反応度を増加させる方向に働くが、冷却材の昇温による反応度変化に比べるとその変化量は小さい。一方、上述のとおり、燃料溶融によるキャビティ圧の増加は、燃料の破損挙動に大きく影響するものであり、本物理現象は、評価指標への影響が大きい現象（「H」）である。

(8) 燃料要素の機械的挙動

本物理現象は、燃料及び被覆管の昇温や応力の変化に応じた燃料要素の膨張や変形を指す。UTOPでは、原子炉の出力の上昇によって燃料が昇温、膨張する。燃料の軸方向への膨張は、反応度価値の高い軸方向中心位置の密度の減少につながるため、反応度が減少する。この反応度変化は、ドップラ効果による反応度変化と同様に出力上昇速度を減少させる方向に働くため、

事象進展の緩和に重要な役割を担っている。また、燃料要素の変形挙動は、熱的な挙動と密接に関連しており、例えば燃料要素の変形によって燃料と被覆管の間のギャップが閉じると、ギャップ熱伝達率が増加するため、燃料要素に係る熱的な挙動にも影響する。このため、本物理現象は、ULOF、UTOP ともに評価指標に大きく影響する現象（「H」）である。

(9) 冷却材沸騰挙動

本物理現象は、冷却材流量の減少や原子炉の出力の上昇等によって冷却材の昇温が生じ、部分的又は広範な沸騰（ボイド化）に至る現象である。

冷却材のボイド化は、中性子のナトリウムへの吸収量及び炉心部からの漏えい量に寄与し、反応度変化につながる。

ULOF では、主電動機によるポンプ機能の喪失により冷却材流量の減少が生じているため、沸騰が生じやすく、投入される反応度の大きさという点でも他の反応度成分に比べて大きい。このため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する（「H」）。

UTOP では、ポンプの定格運転が継続されているため、冷却材温度の変動は小さく、冷却材の沸騰に至り難い。このため、本物理現象による評価指標への影響度は中程度（「M」）である。

(10) プレナムガスブローアウト

本物理現象は、被覆管の昇温による強度の低下に伴い被覆管が破損し、破損位置からプレナムガスが冷却材流路内へ放出される現象である。

プレナムガスは、燃料と被覆管の間のギャップを通じて破損口から冷却材流路内へ放出され、放出される位置は、被覆管の強度（被覆管の温度）に依存する。プレナムガスブローアウトが生じると、冷却材流路のボイド領域が拡大し、反応度変化が生じることになるが、そもそも被覆管の破損は、冷却材のボイド領域が既に拡大した被覆管温度の高い条件で発生するため、ナトリウムボイド反応度への影響は小さい。このため、本物理現象による評価指標への影響は小さい（「L」）。

(11) 被覆管の溶融と移動挙動

本物理現象は、冷却材の沸騰及びドライアウトにより被覆管からの除熱が低下した状態で被覆管が昇温、溶融し、溶融した被覆材がナトリウム蒸気流からの摩擦又は溶融被覆管の自重により移動する現象である。

被覆管が移動し、密度が減少すると、その部分での中性子吸収が減少するため、正の反応度が投入される。

ULOF では、主電動機によるポンプ機能の喪失により冷却材流量の減少が生じているため、冷却材がドライアウトすると比較的短時間に被覆管溶融に至る。加えて、負のナトリウムボイド反応度により事象進展が緩慢である場合には、下記（12）の燃料の破損に至るまでに十分な時間があり、被覆管の移動による反応度変化が事象進展に与える影響が相対的に増加する。このため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する（「H」）。

UTOP では、被覆管は十分に冷却されており、被覆管の溶融に至る前に燃料の破損に至るた

め、本物理現象による評価指標への影響は小さい（「L」）。

(12) 燃料の破損挙動

本物理現象は、燃料の溶融等によって燃料要素が燃料を保持することができなくなり、冷却材流路内に燃料が放出される現象である。

炉心燃料集合体の広い範囲で冷却材の沸騰が生じた場合には、被覆管は昇温して強度を喪失する。燃料ペレットも昇温により中心部は溶融し、周辺部は膨張して強度が低下することにより、形状を保てなくなる。この場合、被覆管も燃料ペレットともに強度を喪失しているため、燃料要素は、まとめて崩壊するような形で冷却材流路内に放出される（以下「燃料崩壊」という。）。冷却材が未沸騰であるか又は部分的に沸騰している場合、被覆管は十分に冷却され、強度が保持されている。この場合、燃料ペレットが溶融し、燃料要素内のキャビティ圧が上昇すると、この圧力による負荷が被覆管にき裂（破損口）を生じさせ、溶融燃料は、冷却材流路に放出される（燃料要素破損）。燃料破損の時刻及び破損位置は、破損後の冷却材流路内での物質挙動及びこれに伴う反応度変化に大きく影響するため、本物理現象は、評価指標に大きく影響する（「H」）。

(13) 燃料の軸方向移動挙動

本物理現象は、燃料の崩壊に伴い冷却材流路内に拡がった燃料又は溶融キャビティから冷却材流路に放出された燃料が軸方向に移動していく挙動である。

本物理現象は、主にナトリウム蒸気と FP ガスにより駆動されるが、燃料が高温になればスティール蒸気や燃料蒸気も効くこととなる。冷却材流路内での燃料の移動については、冷却材流路内の流動の状態と他の物質との運動量交換によって決定される。燃料の軸方向の移動が生じると、多くの場合、反応度価値の低い軸方向上下端部に向かって燃料が移動することになるため、反応度が減少する。

UTOP では、制御棒の引抜きによって反応度が増加していくため、燃料の軸方向移動による反応度の減少量が十分に大きければ、事象は収束に向かうが、反応度の減少量が小さい場合には、原子炉の出力が上昇し、炉心の損傷が拡大し得る。また、UTOP では、冷却材が未沸騰のまま燃料破損が生じ、下記（16）の燃料－冷却材相互作用に伴い急速にナトリウム蒸気が発生するため、燃料は大きく移動し得る。反応度変化の大きさという点でも他の反応度成分に比べて大きく、本物理現象は、評価指標に大きく影響する（「H」）。

ULOF では、負のナトリウムボイド反応度により反応度が大きく減少しているため、燃料の軸方向移動による反応度は、炉心の損傷拡大に大きく影響しない。このため、本物理現象による評価指標への影響度は中程度（「M」）である。

(14) スティールの軸方向移動挙動

本物理現象は、燃料崩壊に伴い、冷却材流路内に移行したスティールが軸方向に移動していく挙動である。

冷却材流路内でのスティール移動の駆動力は、燃料と同じであるため、おおむね燃料と同様

に移動するが、反応度変化の大きさは、燃料の移動に比べて小さい。このため、本物理現象による評価指標への影響は小さい（「L」）。

(15) 燃料スタブの移動挙動

本物理現象は、燃料要素の炉心軸方向中心領域で燃料崩壊が生じた場合に、燃料崩壊位置よりも上部（又は下部）の未崩壊燃料（以下「燃料スタブ」という。）が燃料崩壊領域に落下（又は上昇）する現象である。

「常陽」のように上部ガスプレナムを設置している場合には、プレナムガス圧と重力が燃料スタブ移動の駆動力となり、燃料スタブを保持する被覆管の拘束強度の低下（被覆管の昇温）とともに本物理現象が発生する。燃料スタブは、この駆動力を受けて移動し、被覆管との摩擦や、燃料スタブの移動先に堆積している燃料との相互作用等によって停止する。燃料スタブの移動が生じると反応度価値の高い軸方向中心部に燃料が移動することになるため、反応度が上昇する。

一方、上記（10）のとおり、被覆管の昇温は、プレナムガスブローアウトを引き起こし、駆動力であるプレナムガスを減少させ、燃料スタブの移動が起こり難くなる。実験的知見として、CABRI 炉内試験の結果より、上部の燃料スタブの落下は、沸騰が発生又は拡大する前に出力パルスを加えた限られた条件下の試験でのみ観測された現象である。

「常陽」における ULOF のように、負のナトリウムボイド反応度により緩慢な事象進展となり、冷却材の沸騰が拡大した後に燃料破損に至る条件では、生じ難い物理現象である。加えて、「常陽」における ULOF 及び UTOP では、ともに負のナトリウムボイド反応度によって緩慢な事象進展となるため、燃料スタブの移動先に堆積している燃料は、固体粒子を含む低温状態にあり、大きな抵抗となる。これにより燃料スタブの移動は、制限されると考えられる。このため、本物理現象による評価指標への影響は小さい（「L」）。

(16) 燃料－冷却材相互作用（以下「FCI」という。）挙動

本物理現象は、主に冷却材が未沸騰又は部分的に沸騰した燃料集合体で燃料破損が生じた際に、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。

「常陽」の炉心で冷却材がボイド化すると、主にナトリウムによる中性子漏えいの効果が大きくなり、反応度が減少する。一方、上述（13）の燃料の軸方向移動挙動で述べたとおり、急速なナトリウム蒸気の発生は、燃料を大きく移動させる。このため、UTOP では、本物理現象は評価指標に大きく影響する（「H」）。

「常陽」の ULOF では、ポンプ機能の喪失により冷却材流量が減少し、沸騰が拡大してから燃料破損に至るため、本物理現象は生じ難い。このため、本物理現象による評価指標への影響は小さい（「L」）。

(17) 燃料－構造材熱伝達挙動

本物理現象は、冷却材流路中に放出された燃料等の高温物質からの熱伝達によりラップ管

(構造材) が昇温する現象である。

燃料の破損後の冷却材流路では、燃料、スチール、ナトリウム及び FP ガスが様々な形態 (固体、液相、気相) で熱的、流体的に作用し合っている。ラップ管も冷却材流路中に放出された燃料等の高温物質と熱伝達をすることで昇温し、十分な冷却がなされない場合には、熔融、破損に至る。ラップ管が熔融、破損した場合には、隣接集合体にもその影響が生じる可能性がある。ただし、起因過程は、事故の開始からラップ管内で炉心燃料が熔融するまでの範囲を対象としているため、起因過程の事象進展への影響としては小さい。このため、本物理現象による評価指標への影響は小さい (「L」)。

(18) 燃料及びスチールの固化挙動

本物理現象は、冷却材流路中に放出された熔融燃料及び熔融スチールが冷却材及び構造材等と熱伝達を行うことによって再固化し、冷却材流路中に堆積する現象である。

流路中に堆積物が存在すると流路中の物質の流れが滞ることとなり、燃料の軸方向移動による反応度の減少が抑制される可能性がある。ただし、固化挙動が顕著になる領域は、上部反射体等の比較的低温な領域であり、影響は限定的である。このため、本物理現象による評価指標への影響は小さい (「L」)。

第 2.2 表 SAS 4 Aにおける物理現象のランクテーブル

	物理現象	ULOF	UTOP
(1)	燃料定常照射挙動	H	H
(2)	原子炉出力及び反応度フィードバック挙動	H	H
(3)	制御棒引抜き挙動	L	H
(4)	局所的な出力分布の歪み	L	L
(5)	1次系冷却材流量減少挙動（流量減少カーブ）	H	L
(6)	冷却材熱流動挙動	H	M
(7)	燃料要素の熱的挙動	H	H
(8)	燃料要素の機械的挙動	H	H
(9)	冷却材沸騰挙動	H	M
(10)	プレナムガスのブローアウト	L	L
(11)	被覆管の溶融と移動挙動	H	L
(12)	燃料の破損挙動	H	H
(13)	燃料の軸方向移動挙動	M	H
(14)	スチールの軸方向移動挙動	L	L
(15)	燃料スタブの移動挙動	L	L
(16)	FCI 挙動	L	H
(17)	燃料-構造材熱伝達挙動	L	L
(18)	燃料及びスチールの固化挙動	L	L

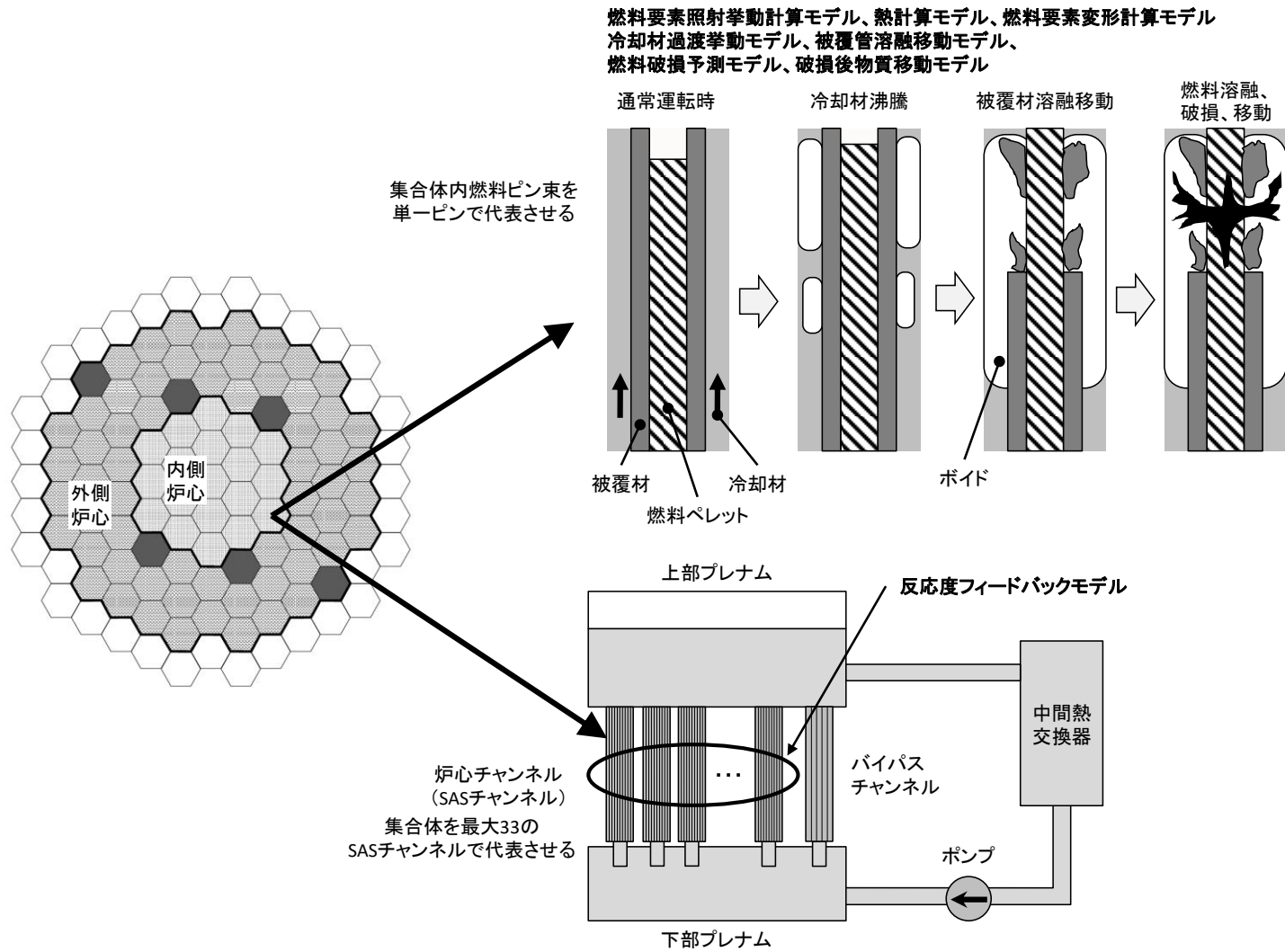
3. 解析モデルについて

3.1 計算コード概要

炉心損傷事象の起因過程解析コード「SAS4A」は、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は、起因過程において炉心の各部分で時間遅れをもって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る。SAS4Aの概念を第3.1図に示す。SAS4Aでは、炉心を構成する燃料集合体を出力-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10~33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。一つのSASチャンネルは、径方向及び軸方向に分割した単一燃料要素伝熱モデルで構成され、燃料ペレット、燃料-被覆管ギャップ、被覆管、冷却材、ラップ管は、径方向伝熱モデルにより結合されているとともに、軸方向には冷却材の熱流動を介して結合されている。燃料の破損後の冷却材流路中の溶融燃料等の挙動については、軸方向1次元の質量、運動量及びエネルギーの保存則を解くことにより、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溶融被覆管の移動挙動と、その後の燃料崩壊に伴う燃料の移動挙動を、未沸騰又は部分沸騰チャンネルにおいては、FCI挙動と燃料の移動挙動を計算する。

SAS4Aにおいて、燃料集合体ラップ管の破損や破損後の燃料集合体間の相互作用は考慮されていないため、ラップ管の溶融・破損以後の遷移過程については、SIMMER-IV（又はSIMMER-III）で解析される。



第 3.1 図 SAS 4 A の概念

3.2 重要現象に対する解析モデル

2章において、重要現象に分類された物理現象（「H」又は「M」に分類された物理現象）について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを第3.1表に示す。

第3.1表 重要現象に対するSAS4Aの解析モデル

重要現象	解析モデル
燃料定常照射挙動	燃料要素照射挙動計算モデル (3.3.1)
原子炉出力及び反応度フィードバック挙動	反応度ワースマップ (3.3.8) 1点炉動特性方程式 (3.3.8)
制御棒引抜き挙動	境界条件
1次系冷却材流量減少挙動	境界条件
冷却材熱流動挙動	熱計算モデル (3.3.2) 冷却材過渡挙動モデル (3.3.4)
燃料要素の熱的挙動	熱計算モデル (3.3.2)
燃料要素の機械的挙動	燃料要素変形計算モデル (3.3.3)
冷却材沸騰挙動	冷却材過渡挙動モデル (3.3.4)
被覆管の溶融と移動挙動	被覆管溶融移動モデル (3.3.5)
燃料の破損挙動	燃料破損予測モデル (3.3.6)
燃料の軸方向移動挙動	未沸騰時破損後挙動解析モデル (3.3.7) 沸騰時破損後挙動解析モデル (3.3.7) 流動様式マップ (3.3.7)
FCI 挙動	冷却材過渡挙動モデル (3.3.4) 未沸騰時破損後挙動解析モデル (3.3.7)

3.3 解析モデル

3.3.1 燃料要素照射挙動計算モデル

本モデルでは、事故開始前の定常運転時の燃料照射挙動である、燃料の再組織化、固体燃料のFPガスによる膨張（以下「燃料スエリング」という。）、FPガスの放出等がモデル化されている。FPガスに関しては、入力で指定した核分裂当りのFPガス発生量と核分裂当りの発生エネルギーから、各メッシュの出力に応じたFPガスの生成量が算出される。生成されたFPガスは、燃料中のガス保持量と温度に応じてガस्पレンナム部への放出量が計算され、それ以外のFPガスは、燃料内に保持される。ガस्पレンナムは、燃料-被覆管ギャップに繋がっており、ギャップ熱伝達率の計算の際には、ガस्पレンナム中に放出されたFPガスによるギャップガスの伝熱の低下が考慮される。

3.3.2 熱計算モデル

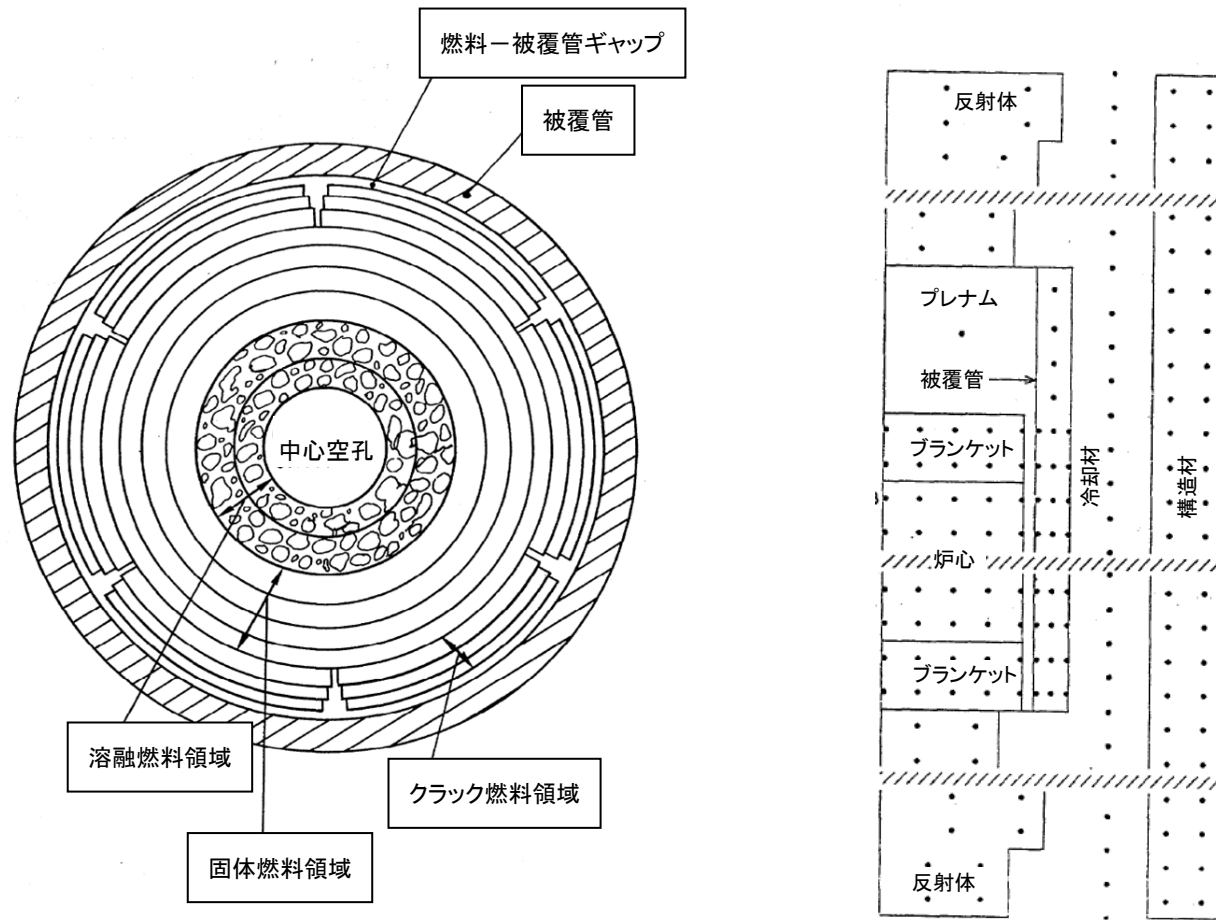
本モデルでは、燃料ペレットと被覆管の熱伝導、燃料-被覆管間ギャップ熱伝達率及び被覆管と冷却材との間の熱伝達を考慮した、径方向1次元の熱伝導方程式を解くことで径方向温度分布を求める。また、冷却材流路での熱輸送に関しては、被覆管と構造材からの熱流束、冷却材の発熱、冷却材の軸方向流れを考慮したエネルギーバランスを解く。これらの方程式における発熱項としては、核分裂及び崩壊熱による燃料の発熱、中性子及びガンマ線による直接加熱を考慮している。

冷却材と被覆管及び構造材との熱伝達は対象が液体金属であるため、低プラントル数での対流熱伝達係数を用いている^[1]。

ギャップ熱伝達率のモデルは、URGAPモデルを用いる^[2]。このモデルは、燃料と被覆管の表面の間の輻射熱伝達、燃料と被覆管の間のガスを通じた熱伝導、固体同士の間熱伝達（燃料と被覆管が接触状態の場合）、ギャップ中のFPによる熱抵抗の4つの熱伝達成分からなり、燃料-被覆管ギャップ幅や接触圧等の条件に応じたギャップ熱伝達率を計算する。

3.3.3 燃料要素変形計算モデル

本モデルでは、燃料要素の応力計算に係る領域として中心空孔、熔融燃料領域、固体燃料領域、塑性燃料領域、クラック（燃料ペレットのひび割れ）燃料領域、燃料-被覆管ギャップ、被覆管に分け、2次元軸対称のモデルとしている（第3.2図参照）。燃料と被覆管にかかる圧力と温度変化による熱膨張からフックの法則を用いて応力と歪みを算出するとともに、燃料スエリングやクラックも考慮して軸方向及び径方向に変形する。このとき、本モデルでは、平面歪み状態（軸方向への伸びは径方向及び周方向位置によらず一様）を仮定し、軸対称であるためせん断応力は、ゼロとして計算している。



第3.2図 SAS4Aの燃料要素変形計算モデル^[3]

3.3.4 冷却材過渡挙動モデル

本モデルでは、ナトリウムの沸騰に伴う冷却材流路のボイド化挙動を1次元の多気泡モデルで模擬する。ナトリウム沸騰時の冷却材流路は、蒸気泡と液体スラグの領域からなり、多気泡スラグモデルとも呼ばれる。本モデルでは、様々な流路面積と非均一な軸方向ノードを扱うことができる。蒸気泡が発達すると被覆管と構造材表面のナトリウム液膜を残して広がり、ナトリウム液膜は、蒸発や凝縮により厚さが変化する。

蒸気泡の発達、液体スラグの駆動力として働くため、蒸気泡の圧力計算と液体スラグの運動量計算を結合して解く。モデルの概要を第3.3図に示す。

(1) 液体スラグ領域

液体スラグ領域では、ナトリウムスラグの運動量方程式を解き冷却材の質量流量を求める。質量流量の計算には、ナトリウムスラグ上下部の蒸気泡内の蒸気圧又は出入口圧力に加え、冷却材流路の形状や摩擦による圧力損失も考慮する。

$$\frac{1}{A_c} \frac{\partial w}{\partial t} + \frac{\partial P}{\partial z} + \frac{1}{A_c} \frac{\partial(wv)}{\partial z} = - \left(\frac{\partial P}{\partial z} \right)_{fr} - \left(\frac{\partial P}{\partial z} \right)_K - \rho_c g$$

ρ_c : 冷却材密度 [kg/m³]

A_c : 冷却材流路面積 [m²]

w : 冷却材質量流量 [kg/s]

v : 冷却材速度 [m/s]

P : 圧力 [Pa]

g : 重力加速度 [m/s²]

fr : 摩擦圧力損失

K : オリフィス圧力損失

(2) 蒸気泡領域 (圧力均一条件)

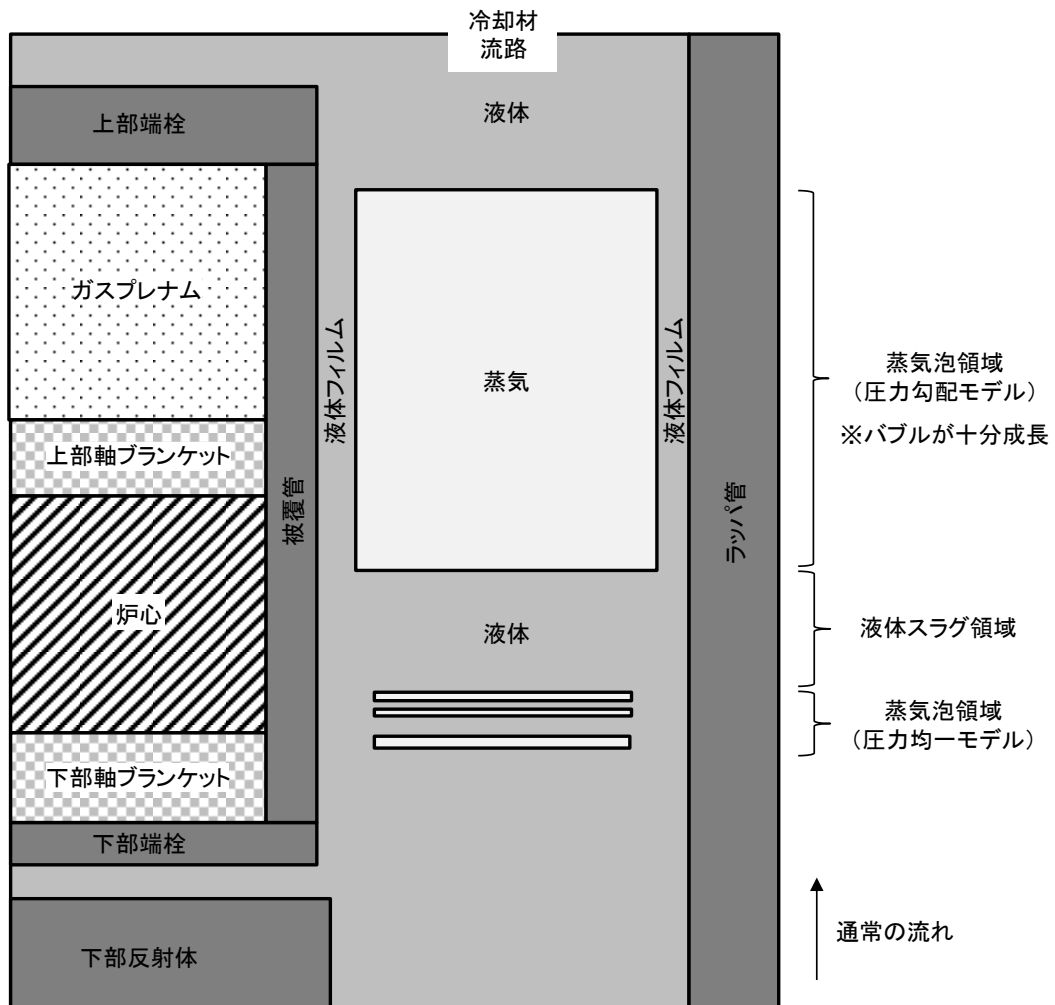
沸騰開始初期の発達段階の蒸気泡では、蒸気泡内を飽和条件とし、温度及び圧力分布が均一であると仮定して蒸気泡内のエネルギーバランスを解く。蒸気泡内のエネルギーバランスは、被覆管や構造材との熱収支と蒸気の温度変化、ナトリウムの蒸発・凝縮で記述でき、各蒸気泡のエネルギー収支の式をガウスの消去法により解くことで各蒸気泡の温度を求める。蒸気泡内は、飽和条件とし、算出された温度より蒸気泡内の圧力を求める。

(3) 蒸気泡領域 (圧力勾配条件)

ある一定以上に成長した蒸気泡については、気泡内の蒸気流による圧力勾配をモデル化する。本モデルでは、飽和条件を仮定し、蒸気泡内のノードごとに蒸気の連続の式と運動量方程式をガウスの消去法により解く。

連続の式は、蒸気の軸方向への移動と被覆管及び構造材との熱収支によるナトリウムの蒸発・凝縮により記述される。本モデルでは、ナトリウムが蒸発した場合には運動量は変化しな

いと仮定している。運動量方程式では、ナトリウム凝縮以外に、冷却材流路での形状や摩擦についても考慮しており、摩擦損失係数では、Wallis の相関式^[4]による二相流への補正を行う。



第 3.3 図 SAS 4 A の冷却材過渡挙動モデル

3.3.5 被覆管溶融移動モデル

溶融したスティールは、燃料ペレット表面に接する円還流として扱われ、被覆管の移動挙動では、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が考慮される。また、燃料ペレットとナトリウム蒸気流との間での伝熱も考慮し、溶融スティールの固化もモデル化されている。

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho_c A_c) + \frac{\partial}{\partial z}(\rho_c A_c u_c) = 0$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho_c h_c A_c) + \frac{\partial}{\partial z}(\rho_c h_c A_c u_c) = \phi_c P_r$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho_c A_c u_c) + \frac{\partial}{\partial z}(\rho_c A_c u_c^2) + A_c \frac{\partial P}{\partial z} = -A_c F_c + A_v F_v - \rho_c A_c g$$

ρ_c : 溶融スティールの密度 [kg/m³]

A_c : 溶融スティールの流路中の面積 [m²]

A_v : ナトリウム蒸気の流路中の面積 [m²]

u_c : 溶融スティールの速度 [m/s]

h_c : 溶融スティールのエンタルピー [J/kg]

ϕ_c : 溶融スティールに流入する熱流束 [W/m²]

P_r : 溶融スティールの周長 [m]

F_c : 溶融スティールにかかる燃料ペレットからの摩擦力 [N/m³]

F_v : ナトリウム蒸気と溶融スティール間の摩擦力 [N/m³]

P : 圧力 [Pa]

g : 重力加速度 [m/s²]

3.3.6 燃料破損予測モデル

SAS4Aは、燃料温度や燃料の溶融割合、被覆管応力等の燃料要素の条件に応じて破損位置及び破損時刻を計算する。破損判定基準に用いるオプション及びパラメータは、入力で指定することができ、溶融割合を判定基準とする場合には、入力で指定した判定基準値を満たす軸方向位置及び時刻で破損が生じるものとする。

3.3.7 破損後物質移動モデル

本モデルでは、未沸騰又は部分沸騰集合体での破損後挙動及び沸騰集合体での破損後挙動に分けて計算を行う。ここでは、前者を未沸騰時破損後挙動解析モデル、後者を沸騰時破損後挙動解析モデルと呼ぶ。未沸騰時破損後挙動解析モデルでは、被覆管破損口を通じて燃料要素内の溶融燃料が冷却材流路内に放出され、冷却材と混合して生じるFCI挙動を模擬する。沸騰時破損後挙動解析モデルでは、被覆管が強度を失い燃料が一気に崩壊する形で冷却材流路内に分散する状況を模擬する。

前者の集合体で燃料要素破損が生じた場合においても、燃料要素の加熱が進み、被覆管の強度が低下すれば燃料崩壊に至るため、被覆管温度等に応じて未沸騰時破損後挙動解析モデルから沸騰時

破損後挙動解析モデルへ移行できるようになっている。また、冷却材流路内の物質の流動は、流動様式マップを用いて模擬している。

(1) 未沸騰時破損後挙動解析モデル

本モデルでは、燃料要素内溶融キャビティでの運動を扱う 1 速度場モデルと冷却材流路側の運動を扱う 2 速度場モデル（溶融燃料+溶存ガス、ナトリウム蒸気+液体ナトリウム+FP ガス+燃料蒸気）を用い、連続の式、エネルギー保存式、運動量保存式を解くことにより破損後の物質移動挙動を模擬する。モデルの概要を第 3.4 図に示す。

エネルギーに関しては、溶融燃料、燃料蒸気、ナトリウムと FP ガスの方程式により記述され、相互の伝熱に加えて健全な被覆管及び構造材との伝熱も考慮する。被覆管破損口からの燃料・FP ガス放出は、キャビティ内の該当ノードと冷却材流路の該当ノードの圧力が平衡状態になると仮定し、放出量等を求める。このとき、放出された燃料と FP ガスは、キャビティ内への逆流は考慮しない。

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho_x A_x) + \frac{\partial}{\partial z}(\rho_x A_x u_x) = 0$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho_x h_x A_x) + \frac{\partial}{\partial z}(\rho_x h_x A_x u_x) = Q_x \rho_x A_x - \sum_j \frac{\partial}{\partial z}(H_{x,j} A_{x,j} \Delta T_{x,j})$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho_x A_x u_x) + \frac{\partial}{\partial z}(\rho_x A_x u_x^2) + A_x \frac{\partial P}{\partial z} = \sum_l \Gamma^l - \rho_x A_x g$$

- ρ : 密度 [kg/m³]
- A : 各物質の流路中の面積 [m²]
- u : 速度 [m/s]
- h : エンタルピー [J/kg]
- Q : 発熱率 [W/kg]
- $H_{x,j}$: 物質 j との熱伝達係数 [W/m²/K]
- ΔT : 物質 j との温度差 [K]
- Γ^l : 各種物質との運動量交換 [kg/s²]
- P : 圧力 [Pa]
- g : 重力加速度 [m/s²]
- x : 構成物質

燃料の破損後の冷却材流路の圧力は、ナトリウム蒸気、FP ガス、燃料蒸気、液体ナトリウムの和で表され、ドルトンの法則に従い冷却材流路の圧力は分圧の和で評価する。FCI 挙動については、冷却材中に放出された溶融燃料と冷却材との相互作用を模擬するために粒子流を定義し、燃料粒子と冷却材との伝熱面積を決める燃料粒子径を入力で与えることで燃料粒子と冷却材との急速な伝熱を模擬している。

(2) 沸騰時破損後挙動解析モデル

本モデルでは、燃料要素内溶融キャビティでの運動を扱う 1 速度場モデルと冷却材流路側の運動を扱う 3 速度場モデル（溶融燃料＋溶融スチール、固体燃料＋固体スチール、ナトリウム蒸気＋液体ナトリウム＋燃料蒸気＋スチール蒸気）を用い、連続の式、エネルギー保存式、運動量保存式を解くことにより破損後の物質移動挙動を模擬する。モデルの概要を第 3.4 図に示す。

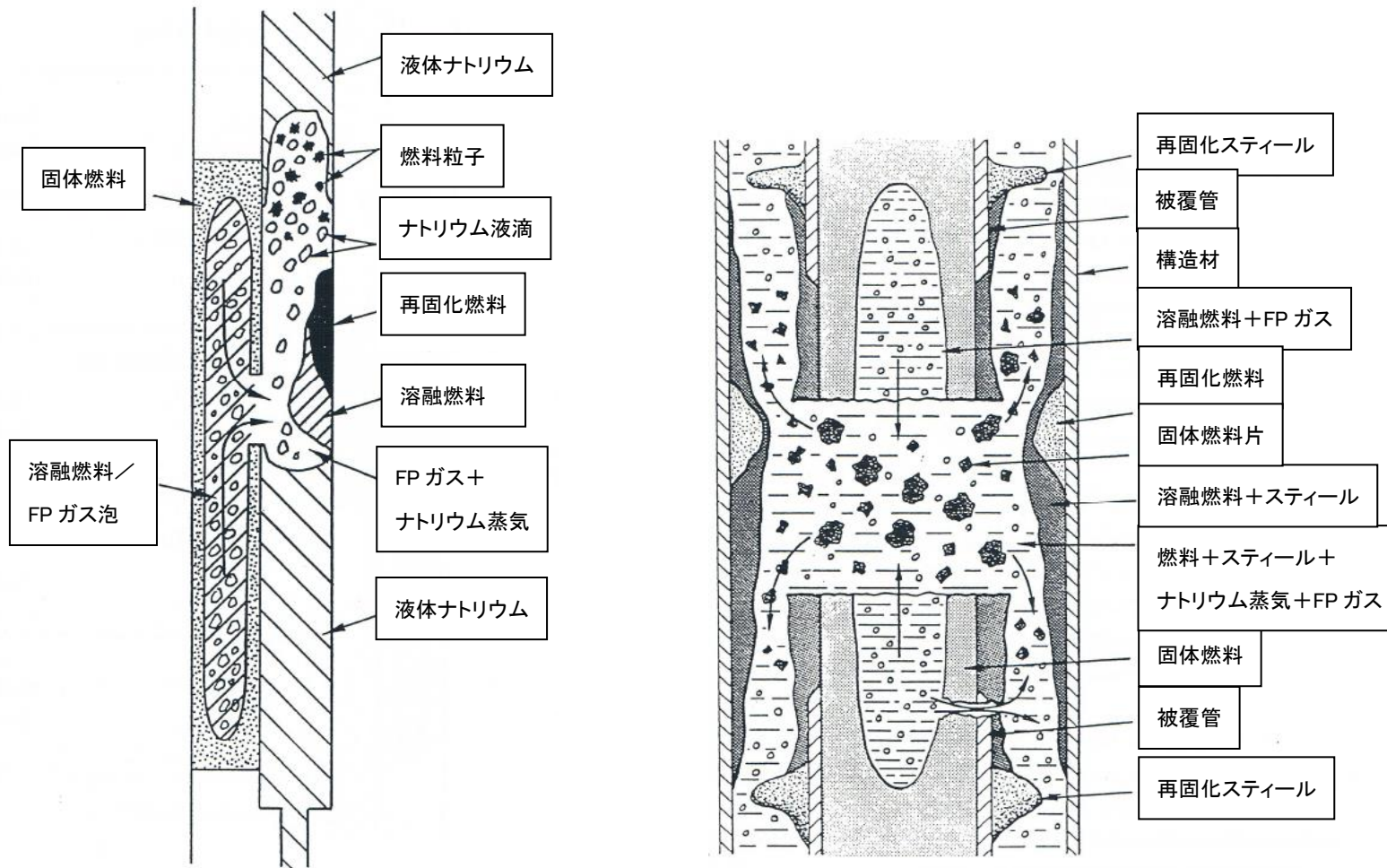
エネルギーに関しては、溶融燃料、溶融スチール、燃料チャンク、スチールチャンク、過熱蒸気、ナトリウムと FP ガス、二相流のナトリウムと FP ガス、燃料蒸気、スチール蒸気の 8 個の方程式により記述され、相互の伝熱に加えて健全な被覆管及び構造材との伝熱も考慮する。また、燃料崩壊は、燃料が崩れた状態を模擬しているため、燃料要素破損とは異なり冷却材流路中に移行した物質の初期運動量はゼロとして扱う。

燃料の破損後の冷却材流路の圧力は、ナトリウム蒸気、FP ガス、燃料蒸気、スチール蒸気に分圧の和で表される。各物質の分圧は、それぞれの気体の状態方程式を用いて計算される。

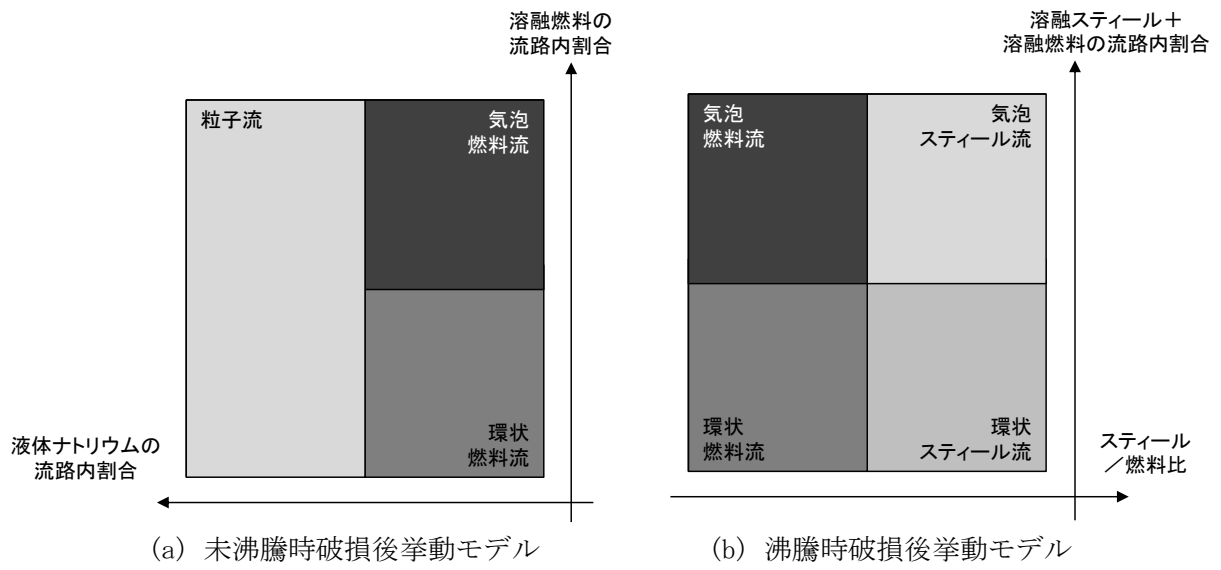
(3) 流動様式マップ

未沸騰時破損後挙動解析モデルでは、被覆管の破損口を通じて冷却材流路中に溶融燃料が放出される挙動を計算するため、液体成分と気体成分の 2 成分を扱えばよく冷却材流路中でスチールを扱う必要はない。そのため、本モデルでは、2 速度場モデル（溶融燃料＋溶存ガス、ナトリウム蒸気＋液体ナトリウム＋FP ガス＋燃料蒸気）を用いており、流動様式としては、2 つの連続流（気泡燃料流、環状燃料流）と FCI の模擬のために粒子流を用いている（第 3.5 図 (a)）。燃料と液体ナトリウムを別々の速度場に分ける理由は、ナトリウム中に溶融燃料が浸入する挙動を模擬する必要があることと、燃料と液体ナトリウムの大きな密度比による両者の重力分離をモデル化するためである。

沸騰時破損後挙動解析モデルでは、液体成分、固体成分、気体成分の 3 成分を取り扱う必要があるため、3 速度場モデル（溶融燃料＋溶融スチール、固体燃料＋固体スチール、ナトリウム蒸気＋液体ナトリウム＋燃料蒸気＋スチール蒸気）を用いている。流動様式としては、第 3.5 図 (b) に示すように、冷却材流路中の溶融物質の占める割合に応じた流れの違い（気泡流と環状流）と、燃料が支配的な流れとスチールが支配的な流れの違い（燃料流とスチール流）を扱うために、4 つの流動様式（気泡燃料流、環状燃料流、気泡スチール流、環状スチール流）を用いており、流動様式が遷移する際に振動や不連続な変化が生じないようにモデル化されている。



第 3.4 図 SAS4Aの未沸騰時破損後挙動解析モデル（左図）と沸騰時破損後挙動解析モデル（右図）の概念^[3]



第 3.5 図 SAS4A の破損後燃料挙動モデルの流動様式マップ

3.3.8 反応度フィードバックモデル

SAS4Aでは、核動特性計算で考慮する反応度フィードバック効果として、燃料ドップラ反応度、燃料及び被覆管の密度反応度、冷却材密度及びナトリウムボイド反応度、燃料及び被覆管の移動反応度を考慮する。反応度変化の計算には、あらかじめ摂動計算によって反応度ワースマップを求めており、炉心物質の温度や密度の変化と掛け合わせることで、各種反応度の変化量が算出される。算出された各種反応度の和である全反応度を用いて、1点炉動特性方程式を解くことで原子炉出力の変化が求められる。

(1) 反応度変化

反応度ワースマップは、あらかじめ3次元摂動計算によって求められた各メッシュの反応度係数であり、SAS4Aでは、この値を入力として扱う。燃料ドップラ反応度は、燃料温度に対する反応度係数、それ以外の反応度（燃料及び被覆管の密度反応度、ナトリウムボイド反応度、燃料及び被覆管の移動反応度）は、各物質の密度（質量）に対する反応度係数である。反応度の計算としては、炉心物質の熱流動挙動を計算する他のモジュールにより求められた炉心物質の温度や密度の変化を反応度ワースマップと掛け合わせることで、各種反応度が算出される。燃料要素の軸伸び反応度も軸方向熱膨張による燃料の密度変化から計算される。

(2) 1点炉動特性方程式

1点炉動特性方程式は、中性子の空間分布が時間とともに変化しないとの仮定の下で、反応度の推移から中性子束（出力）の時間変化を導出する方程式である。SAS4Aでは、遅発中性子割合等の動特性パラメータを入力として与え、炉心物質の密度・温度と反応度ワースマップより算出された反応度から原子炉の出力変化を求める。

4. 妥当性確認

4.1 重要現象に対する妥当性確認方法

SAS 4 Aは、SAS 3 Dの後継コードであり、これらの計算コードは、CABRI 炉内試験等の知見を基にコード開発と並行して検証が行われてきた^[5]、^[6]。

代表的なSAS 4 Aの評価マトリクスを第4.1表に示す。第4.1表は、SAS 4 Aが解析する全事象を包絡するように、2章で重要現象として抽出された物理現象を列挙している。以下に各試験解析の内容について示す。

第4.1表 SAS 4 Aにおける重要現象に対する妥当性確認方法

重要現象	解析モデル	Phénix 炉における燃料要素の照射試験	CABRI 炉内試験
燃料定常照射挙動	燃料要素照射挙動計算モデル	RIG1 ピン	—
原子炉出力及び 反応度フィードバック挙動*	反応度ワースマップ 1点炉動特性方程式	—	—
制御棒引抜き挙動*	境界条件	—	—
1次系冷却材流量減少挙動*	境界条件	—	—
冷却材熱流動挙動	熱計算モデル 冷却材過渡挙動モデル	—	BI3 試験
燃料要素の熱的挙動	熱計算モデル	—	BI3 試験
燃料要素の機械的挙動	燃料要素変形計算モデル	—	BI3 試験等
冷却材沸騰挙動	冷却材過渡挙動モデル	—	EFM1 試験
被覆管の溶融と移動挙動	被覆管溶融移動モデル	—	BI1 試験
燃料の破損挙動	燃料破損予測モデル	—	BI4 試験
燃料の軸方向移動挙動	未沸騰時破損後挙動解析モデル 沸騰時破損後挙動解析モデル 流動様式マップ	—	BI4 試験
FCI 挙動	冷却材過渡挙動モデル 未沸騰時破損後挙動解析モデル	—	E6 試験

* 4.1 節 (2) に記載の理由により、妥当性確認が不要である重要現象

(1) Phénix 炉における燃料要素の照射試験

CABRI プログラム^[7]における各試験には、仏の Phénix 炉で照射された RIG1 ピンや VIGGEN-4 ピンと呼ばれる前照射済み燃料要素が用いられている^[6]。これらの燃料要素の中から過渡試験に供する燃料要素と同等の特性を有する燃料要素を選定し、X線・中性子線ラジオグラフィーや断面金相写真、溶解法による燃料保持ガス分布測定等の詳細な照射後試験を実施しており、これにより定常照射時の燃料挙動と過渡試験の初期条件を確認することができる。

Phénix 炉における燃料要素の照射試験の解析により燃料定常照射挙動について妥当性確認

を行う。

(2) CABRI 炉内試験

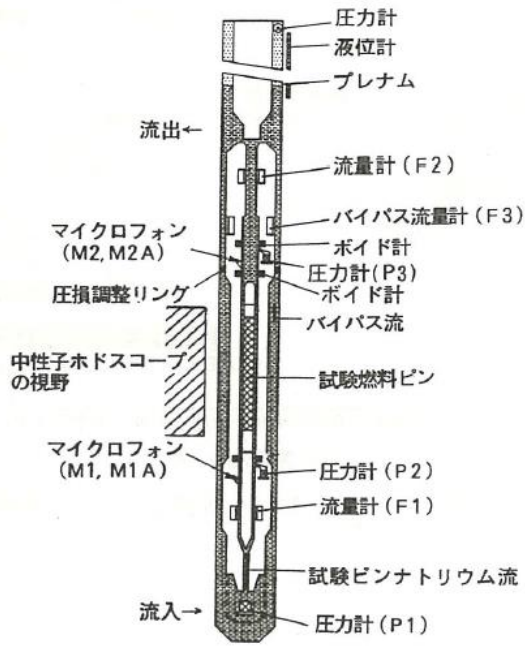
CABRI 炉は、強制循環冷却による短時間の定常出力運転が可能なスイミングプール型の軽水冷却熱中性子パルス炉であり、炉心中央の試験孔に試験体を封入したナトリウムループを設置し、試験燃料に過渡出力変化を与え、併せてループ側のナトリウム流量の過渡変化を制御することにより、多様な事故条件の模擬を行うことができる（第 4.1 図参照）。試験体内では、燃料冷却部の上流と下流側での流量、圧力、ボイド計及び流路に沿って設置された多数の熱電対による詳細な熱流動測定、マイクロフォンによる音響測定（沸騰気泡及び燃料の破損信号）、燃料要素頂部に設置した変位計による燃料ピン長の測定が行われている。また、試験体の外側には、縦 51 列×横 3 列に配置した中性子検出器を有する中性子ホドスコープと呼ばれる特別の計測装置が設置され、試験燃料の核分裂で放出される高速中性子を選択的に測定することにより燃料の密度・形状変化を高い空間・時間分解能（軸方向分解能 2cm、時間分解能 1ms）で測定することができる（第 4.2 図参照）。これらの測定により燃料要素や冷却材流路中の燃料の過渡挙動に関する定量的な情報を得ることができる。

実際に行われた試験では、第 4.3 図に示すように、原子炉出力を一定にした状態でナトリウム流量を減少させた単純 LOF (Loss Of Flow) 型の過渡試験、ナトリウム流量を一定にした状態で燃料要素に対して過出力をかけた単純 TOP (Transient Over-Power) 型の過渡試験、及びナトリウム流量の減少と過出力の印加を組み合わせた TUCOP (Transient Under-Cooling Over-Power) 型の過渡試験が実施された。TUCOP 型試験には、沸騰直後に過出力をかけることにより被覆管の強度がまだ保たれている状態で内圧が上昇して被覆管の機械的破損に至った試験、十分にナトリウム流量が減少して被覆管が昇温し、被覆管の強度が低下した状態で過出力をかけて破損させる試験等がある。

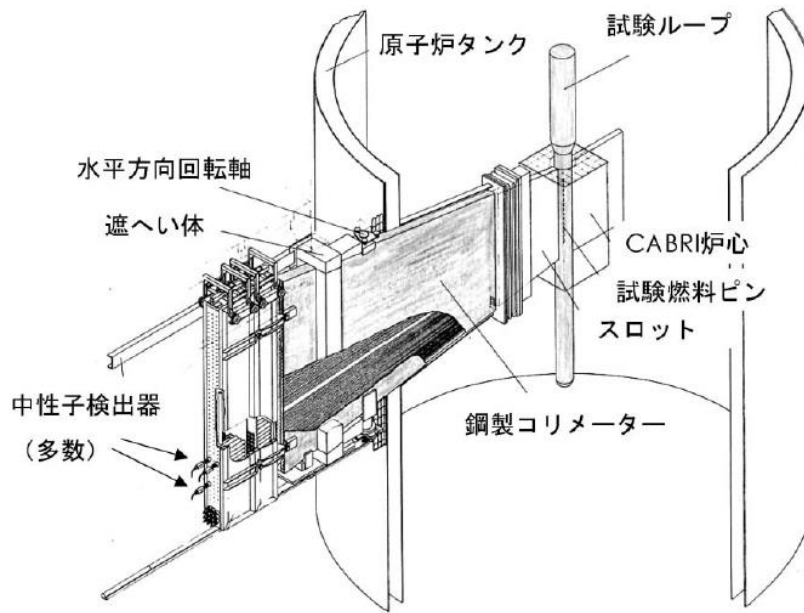
CABRI 炉内試験の解析により過渡時の燃料要素の熱的及び機械的な挙動、冷却材の沸騰挙動、被覆管の溶融と移動挙動、燃料の破損に伴う FCI 挙動、燃料の破損に伴う燃料の軸方向移動挙動について S A S 4 A の各モデルの妥当性確認を行う。

S A S 4 A において反応度フィードバックは、反応度ワースマップを入力として与え、過渡計算で得られた炉心物質の密度変化や温度変化に基づいて反応度変化を計算する。反応度ワースマップは入力値で与えていることから、S A S 4 A の解析モデルとしての不確かさはない。原子炉出力の変動は、炉心物質の分布と反応度ワースマップにより得られた反応度を用いて 1 点炉動特性方程式により評価するが、1 点炉動特性方程式は一般的な理論式であり、また、各反応度成分に関しては炉心物質挙動を扱うそれぞれのモデルにより導出されるものであるため、S A S 4 A における反応度フィードバックの妥当性評価は不要と判断した。

S A S 4 A において制御棒引抜き挙動及び 1 次系冷却材流量減少挙動は、入力値で与えていることから、S A S 4 A の解析モデルとしての不確かさはなく、妥当性評価は不要とした。

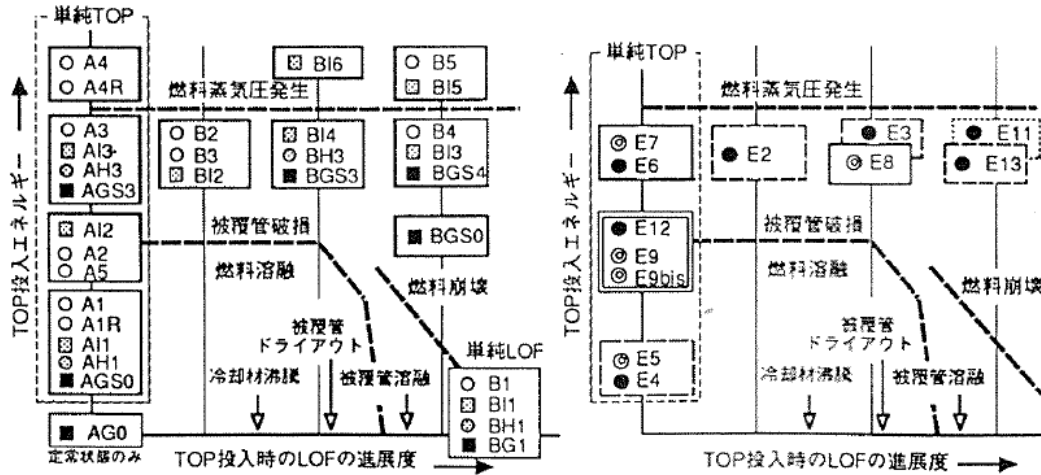


第 4.1 図 CABRI 試験体計装及びナトリウムループの概念 [6]



第 4.2 図 中性子ホドスコープの概要 [7]

使用燃料	CABRI-I ○: 未照射燃料 ◻: CABRI Rig1 ◼: CABRI Rig2 ○: CABRI Rig3	CABRI-II ⊙: Ophelie-6 ●: Vigen-4	
過出力条件	高過出力条件 (10~100kJ/g·s)	中過出力条件 (1~5kJ/g·s)	ダブルピーク 中過出力条件 ランプ状出力上昇: 数% P _o /s (10 ⁻³ ~10 ⁻² kJ/g·s)



(a) CABRI-I

(b) CABRI-II

第 4.3 図 CABRI-I 及び CABRI-II の試験マトリクス [6]

4.2 妥当性確認

妥当性確認においては、第 4.1 表に示す各試験に対して SAS 4 A による試験解析を実施し、試験データと解析結果を比較、検討した [6]、[8]、[9]、[10]、[11]。

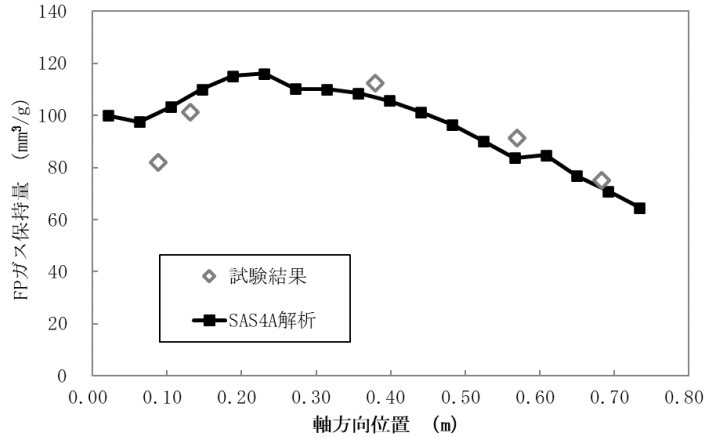
(1) Phénix 炉における燃料要素の照射試験

a) 試験結果と解析結果

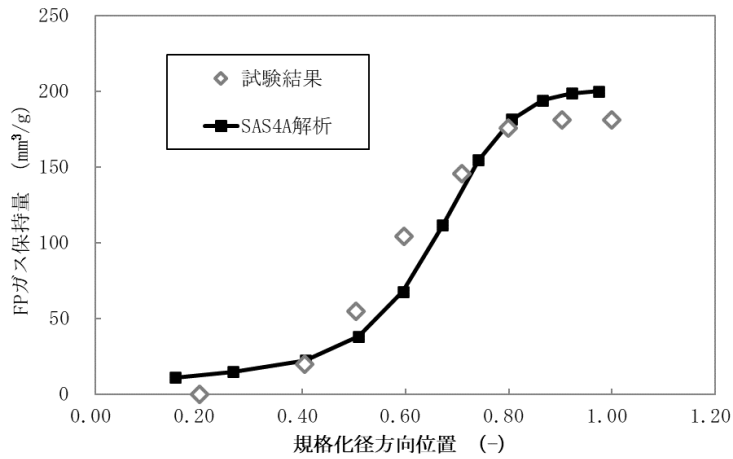
燃料定常照射挙動に係る妥当性確認には、RIG1 ピン照射試験を用いた。RIG1 ピン [12] は、仏の Phénix 炉で 8,200Mwd/t (約 1at%) まで照射された燃料要素で、CABRI-I 計画における AI 試験群及び BI 試験群に用いられている。照射試験後の FP ガスの生成量、放出量、保持量の総量及び FP ガス保持量の軸方向及び径方向分布は試験結果と同等の解析結果が得られており、各種総量は、数%の差、FP ガス保持量の分布では、一部で 30%程度の差がある場所もあるが、おおむね 10%未満の差となっている (第 4.4 図及び第 4.5 図参照)。また、燃料の幾何形状や燃料組成の軸方向分布についても解析結果は、試験結果をおおむね再現できている (第 4.6 図参照)。

b) 燃料定常照射挙動に関する不確かさの評価

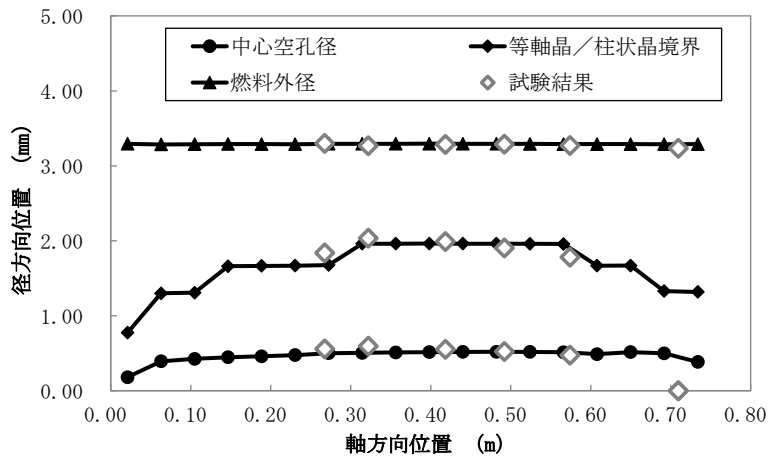
燃料要素内の燃料組成分布、燃料の幾何形状 (内径及び外径) は、燃料要素の温度条件に大きく依存するが、これらの解析結果が試験結果と良く一致していることから、定常照射時の熱的な挙動に関しては、適切な計算ができていると考えられる。一方、FP ガス挙動に関しては、FP ガス生成量、FP ガス放出率の総量は試験結果と良く一致しているが、FP ガス保持量の分布は一部の領域で差が大きくなっている。したがって、FP ガスの保持量に関しては、感度解析により不確かさの影響を評価しておくことが望ましい。



第 4.4 図 SAS4AによるRIG1ピン照射試験の軸方向FPガス保持量分布の比較



第 4.5 図 SAS4AによるRIG1ピン照射試験の径方向FPガス保持量分布の比較



第 4.6 図 SAS4AによるRIG1ピン照射試験の燃料の幾何形状及び組成分布の比較

(2) CABRI 炉内試験

a) 試験結果と解析結果

冷却材熱流動挙動と燃料要素の熱的挙動に係る妥当性確認には、BI3 試験を用いた。BI3 試験は、ナトリウム流量の減少により沸騰が生じた後 5.1 秒で過出力をかけた過渡試験である（第 4.7 図参照）。試験では、過出力をかける前に被覆管の溶融が生じていたと考えられており、LOF 中の昇温が比較的大きい試験である。過渡時の熱的な状態を示す冷却材温度については、流路に沿って設置された多数の熱電対によって得られた軸方向の温度分布を比較する。第 4.8 図に示す試験では、ナトリウム流量の減少によりナトリウム温度が次第に上昇し、沸騰に至っている。冷却材温度の軸方向分布は、試験結果とおおむね一致しており、解析では、過渡時の熱的な挙動を良く再現できている。

燃料の機械的挙動については、CABRI 炉内試験では中性子ホドスコープを用いて燃料頂部の位置を評価しており、これにより過渡中の燃料の軸方向膨張量を比較することができる。第 4.9 図に示す値は、BI3 試験を含む複数の CABRI 炉内試験における過渡開始時刻からの燃料頂部の伸びを表している。この軸方向伸びの試験結果は、不確かさ幅が 2mm 程度であることから、解析は、試験をおおむね再現できている。

冷却材沸騰挙動については、熱電対の応答とボイド計によりその挙動を測定することができる。当該挙動の妥当性確認には、EFM1 試験を用いた。EFM1 試験は、ナトリウム流量の減少による沸騰及び被覆管の溶融が生じた後に過出力をかけた過渡試験である（第 4.10 図参照）。試験では、十分にナトリウム流量が減少して被覆管が昇温し、被覆管の強度が低下した状態で破損している。試験解析の結果を確認すると、ボイド境界位置の拡大挙動は、試験結果とおおむね一致しており（第 4.11 図参照）、解析では、冷却材沸騰挙動を良く再現している。

被覆管の溶融と移動挙動については、BI1 試験を用いて妥当性確認を行った。BI1 試験は、原子炉出力を変化させることなくナトリウム流量を減少させた過渡試験である（第 4.12 図参照）。試験では、ナトリウムの沸騰が広がった後、被覆管が広く溶融し、溶融した被覆管の上下方向への分散が確認されている。試験解析における被覆管の移動挙動は、試験後検査により得られた被覆管の移動範囲と比較して広く移動する傾向があり、試験結果に比べて被覆管が上下方向に大きく移動する（第 4.13 図参照）。被覆管の移動は、反応度の上昇に寄与するものであり、被覆管の溶融と移動挙動の過大評価は反応度フィードバックの観点から保守的な解析結果を与えるものと評価される。

燃料の破損挙動に係る妥当性確認には BI4 試験を用いた。BI4 試験は、ナトリウム流量の減少により沸騰が生じた後 1.5 秒で過出力をかけた過渡試験である（第 4.14 図参照）。沸騰直後に過出力をかけたことにより、試験では、早期の被覆管の機械的な破損と溶融燃料の放出が確認されている。試験では、マイクロフォンによる音響測定と中性子ホドスコープにより破損時刻と破損位置を測定している。第 4.2 表より解析の破損時刻は、試験結果と 1ms 程度の差で一致しており、破損位置も試験結果と良い一致を示していることから、解析モデルは妥当である。

破損後の燃料の軸方向移動挙動については、燃料の破損挙動と同様に、妥当性確認には BI4 試験を用い、規格化燃料反応度値を用いてその挙動を比較する。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 として規格化している。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移動すると規格化燃料反応度値は下がるため、規格化燃料反応度値は燃料の分散の度合いを表すものである。CABRI 炉内試験では、中性子ホドスコープを用いて試験中の燃料の密度変化等を推定し、この推定結果から規格化燃料反応度値を求めている。解析結果は、試験結果とおおむね一致しており（第 4.15 図参照）、解析では、燃料の軸方向移動挙動を良く再現できている。

FCI 挙動に係る妥当性確認には E6 試験を用いた。E6 試験は、ナトリウム流量を変化させることなく過出力をかけた過渡試験である（第 4.16 図参照）。試験では、被覆管の機械的な破損と溶融燃料の放出が生じ、これにより FCI が生じたことが確認されている。FCI によるボイド拡大挙動については、破損後の冷却材出入口流量応答を用いてその挙動を比較する。これは、FCI による蒸気圧力の発生と急速なボイド化が冷却材出入口流量に大きく影響するため、流量応答が FCI の挙動を示す指標となるためである。第 4.17 図に示す結果では、燃料の破損後、FCI の一時的な圧力上昇によって上下方向にボイドが拡大し、その後の圧力の減少により冷却材流量の回復が見られている。流量応答の推移をおおむね再現しており、解析モデルは妥当である。

b) 過渡挙動に関する不確かさの評価

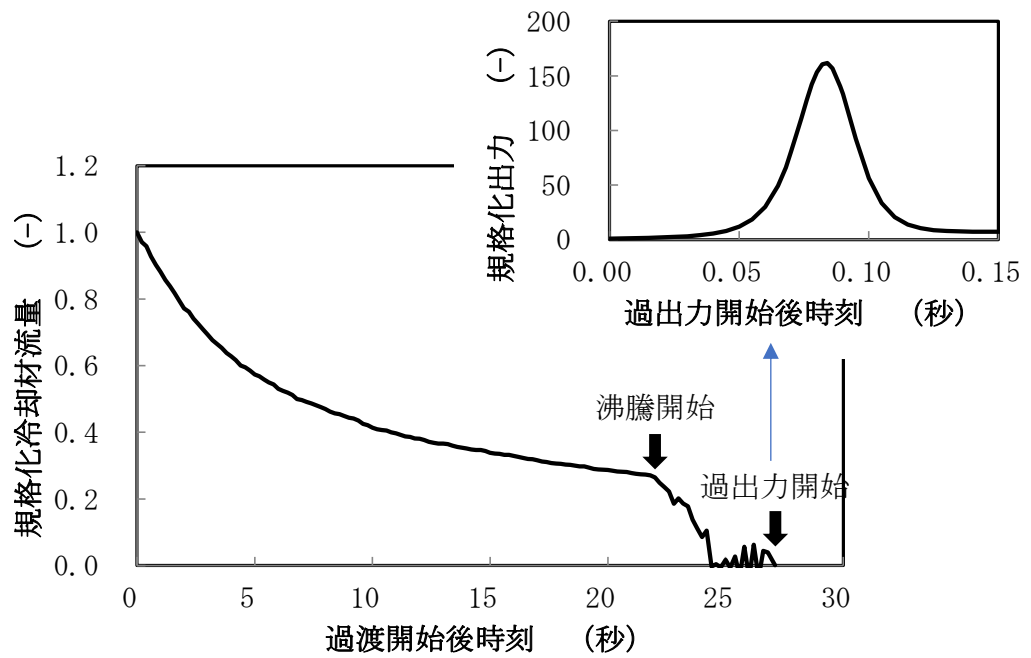
燃料要素の熱的挙動は、冷却材の温度に直接関連するとともに、熱膨張率を介して燃料軸膨張挙動とも関連している。また、燃料の破損挙動には、溶融キャビティの形成によるキャビティ圧も影響するが、この溶融キャビティの形成は、燃料要素の熱的挙動によるものである。加えて、燃料要素の熱的挙動と燃料要素の機械的挙動は、ギャップ熱伝達率等を通じて互いに影響し合っており、燃料要素の機械的挙動も燃料軸膨張挙動や燃料の破損挙動に関連している。上述のとおり、これらの挙動に関する解析結果は試験結果をおおむね再現できていることから、解析では、燃料要素の熱的挙動・機械的挙動、冷却材熱流動・沸騰挙動、燃料の破損挙動を適切に模擬できているといえる。また、FCI 挙動、燃料の軸方向移動挙動に関しても、これらの物理現象に関する解析結果は、試験結果をおおむね再現できていることから、解析では、これらの物理現象についても適切に模擬できているといえる。したがって、評価指標への不確かさの影響は小さいと判断できる。

第 4.2 表 SAS 4 A による破損位置及び破損時刻の比較 [8]

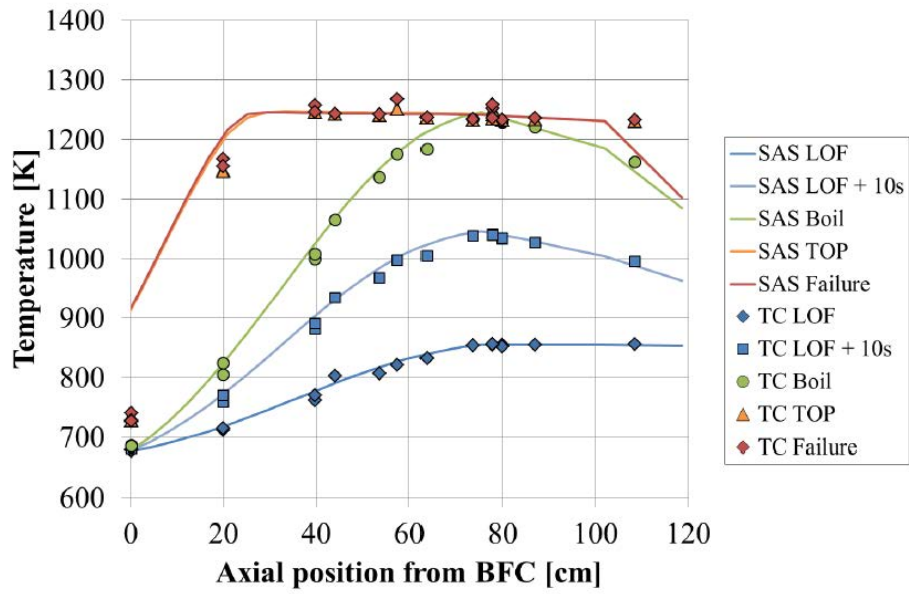
	AI3 試験		BI4 試験	
	試験結果	解析結果	試験結果	解析結果
破損時刻 (ms*)	82	82.13	88	89.2
破損位置 (mmBFC**)	430-470	428.8-472.0	520	514.5-557.6

* 過出力開始時からの時刻 (ms)

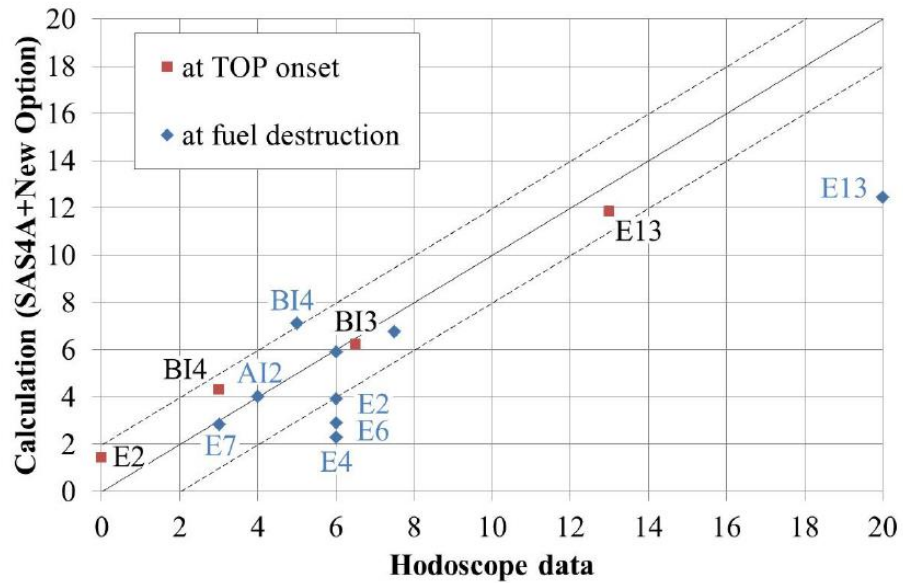
** Bottom of Fissile Column からの距離 (mm)



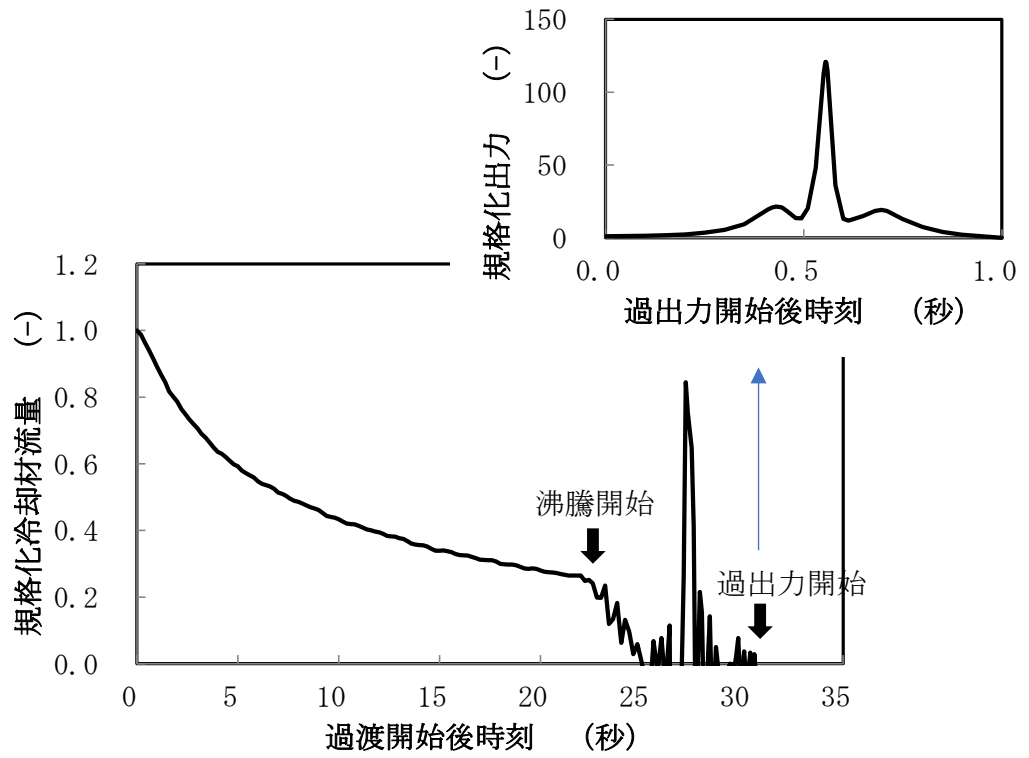
第 4.7 図 BI3 試験の冷却材流量減少挙動と過出力条件



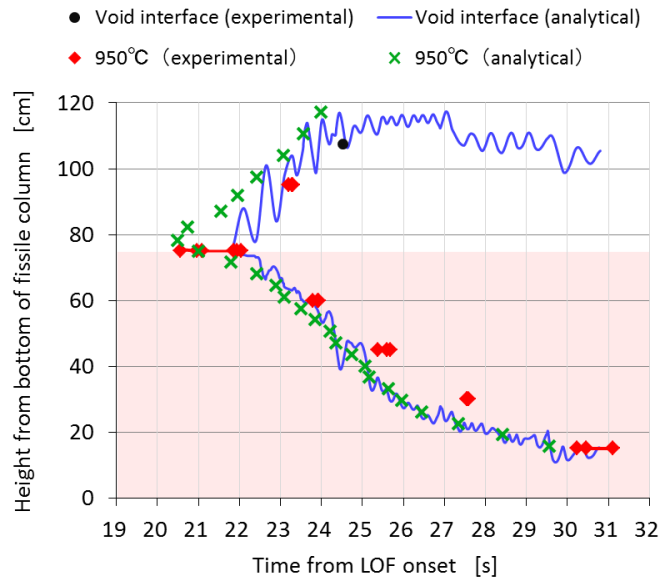
第 4.8 図 SAS 4 A による BI3 試験の冷却材温度軸方向分布の比較^[9]



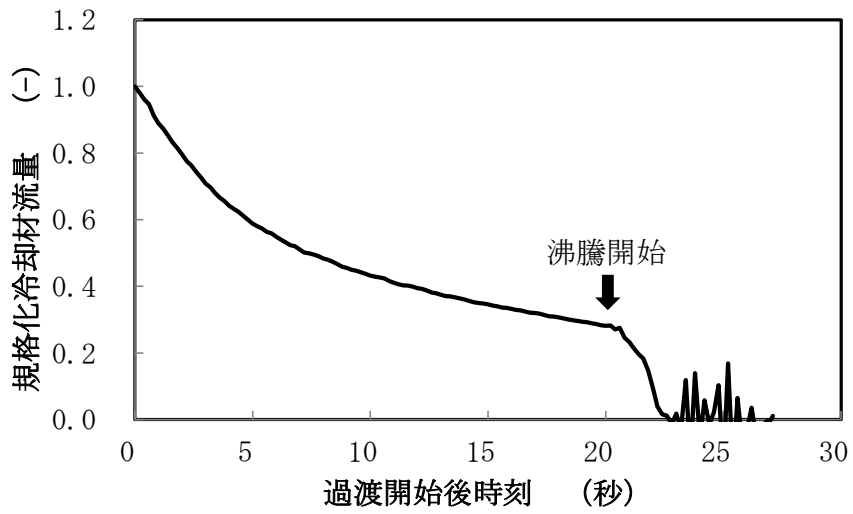
第 4.9 図 SAS 4 A による燃料の軸方向膨張量の比較^[9]



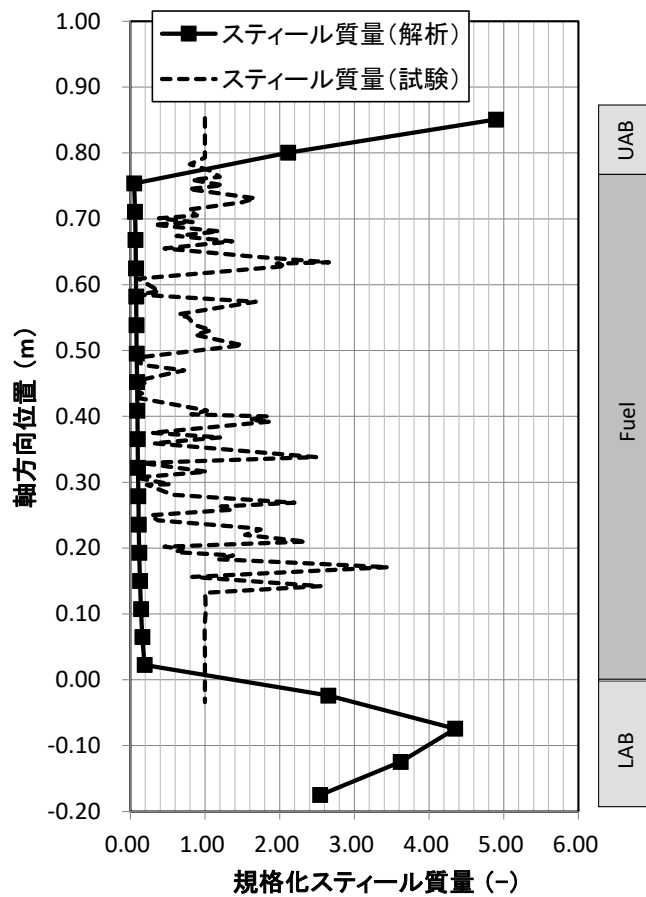
第 4.10 図 EFM1 試験の冷却材流量減少挙動と過出力条件



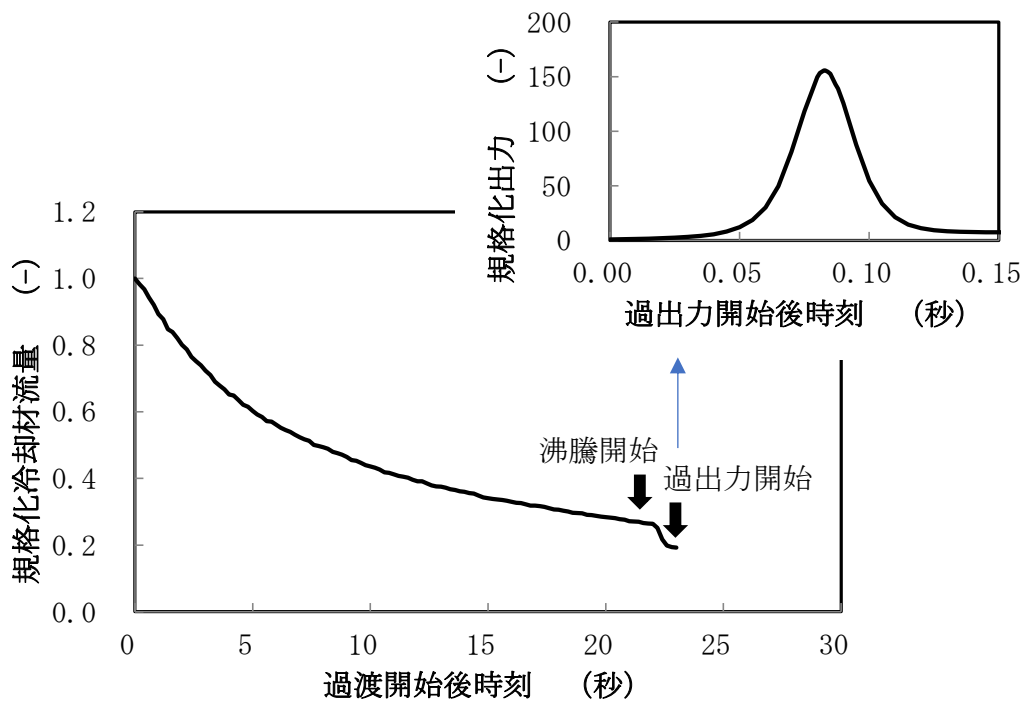
第 4.11 図 SAS4Aによる EFM1 試験の冷却材沸騰拡大挙動の比較^[10]



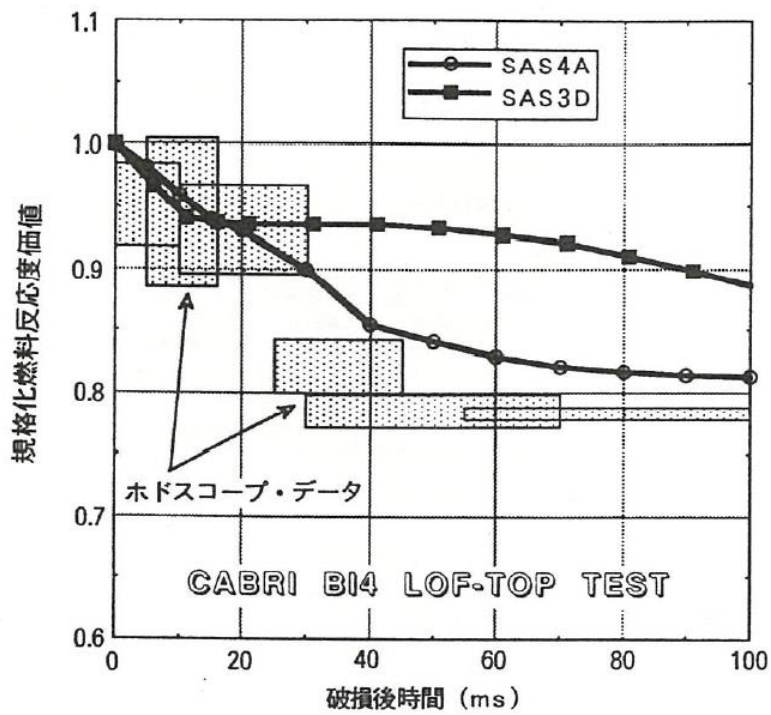
第 4.12 図 BI1 試験の冷却材流量減少挙動



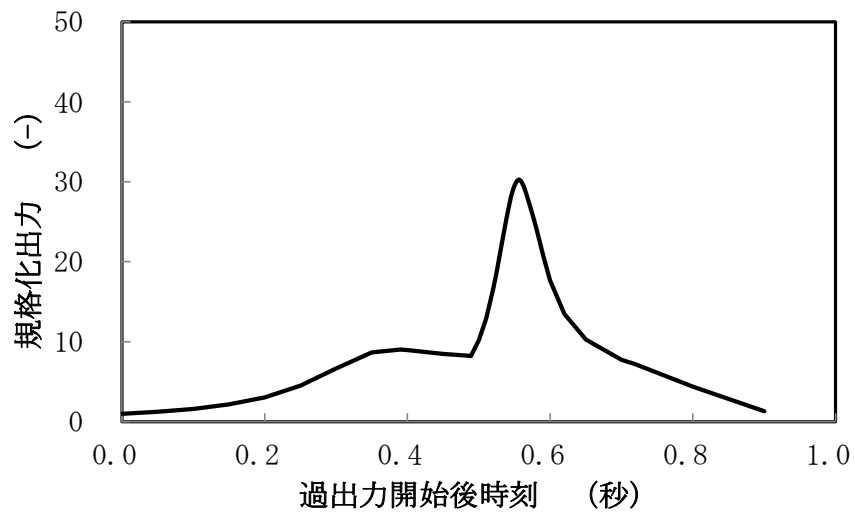
第 4.13 図 SAS 4 Aによる BI1 試験の被覆管の移動挙動の比較



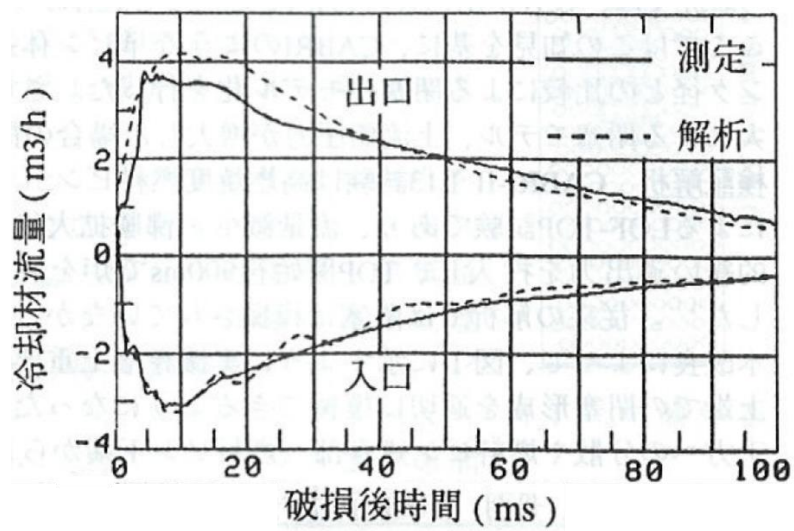
第 4.14 図 BI4 試験の冷却材流量減少挙動と過出力条件



第 4.15 図 SAS4AによるBI4試験の規格化燃料反応度価値の比較^[6]



第 4.16 図 E6 試験の過出力条件



第 4.17 図 SAS 4 A による E6 試験の冷却材出入口流量応答の比較 ^[11]