

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。）

2022 年 10 月 4 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所高速実験炉部

第 53 条：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（その 1）

目 次

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

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

(別紙)

- 別紙 1 : 「常陽」の深層防護の基本的な考え方及び全体像
- 別紙 2-1 : 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定
- 別紙 2-2 : 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置
- 別紙 3 : 解析にあたって考慮する事項
- 別紙 4 : 有効性評価における解析条件の設定
- 別紙 5 : 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する計算コード
- 別紙 6 : 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る資機材及び手順
- 別紙 7-1 : 制御棒の落下速度による影響評価
- 別紙 7-2 : 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 7-3 : 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 : 炉心燃料集合体の瞬時完全閉塞について
- 別紙 7-5 : LF の格納容器破損防止措置の有効性評価
- 別紙 8-1 : ボイド反応度が正となる領域と事象推移への影響
- 別紙 8-2 : 最終的即発臨界超過に至るまでの炉心物質挙動の視覚的説明
- 別紙 8-3 : 固体粒子の存在による炉心物質の実効的な粘性の増加を考慮した場合の事象推移
- 別紙 8-4 : 遷移過程解析における炉心物質の流動性とその影響について
- 別紙 8-5 : 高速炉燃料ペレットの急速加熱時の過渡挙動について
- 別紙 8-6 : 損傷燃料のデブリ化に対する炉外試験データの適用性について

- 別紙 8-7 : FCI 試験におけるナトリウム温度条件と粒径の関係
- 別紙 8-8 : デブリベッドの冷却性解析におけるデブリベッドの性状
- 別紙 8-9 : プラグ応答に関わる機械的応答過程解析の具体的内容について
- 別紙 8-10 : 高速炉における FCI 現象について
- 別紙 8-11 : 原子炉容器の歪みの判断基準 (10%) の設定について
- 別紙 8-12 : 格納容器応答過程における放熱等の解析条件及びセシウム挙動の評価方法について
- 別紙 8-13 : ULOF 時の中央制御室の実効線量の評価
- 別紙 8-14 : SAS4A の妥当性確認で抽出された不確かさの影響評価の詳細について
- 別紙 8-15 : 燃料の分布等を踏まえた燃料凝集率と反応度挿入率の評価について
- 別紙 8-16 : 即発臨界超過に伴う放出エネルギー評価に係る想定条件の保守性・妥当性について
- 別紙 8-17 : SIMMER による遷移過程解析における、燃料粒子径等の解析条件の即発臨界超過への影響、及び炉心物質質量の変化について
- 別紙 8-18 : 高速炉重大事故時の即発臨界超過現象における非線形性の影響評価
- 別紙 8-19 : 遷移過程解析及び機械的エネルギー発生の解析における FCI 実験からの知見の適用性
- 別紙 8-20 : 遷移過程解析における不確かさ影響評価の保守性について
- 別紙 8-21 : 重力コンパクションによる簡易評価と遷移過程解析基本ケースとの反応度挿入率の違いについて
- 別紙 8-22 : 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさ及びその影響評価について
- 別紙 8-23 : デブリベッドの冷却性評価における粒子径の評価方法とその影響について
- 別紙 8-24 : FLUENT 解析に与える損傷炉心物質から周囲への熱流束の設定について
- 別紙 8-25 : FLUENT 解析における解析体系及び境界条件の設定について
- 別紙 8-26 : 機械的エネルギー発生の解析における (初期熱エネルギーの不確かさ以外の) 解析パラメータの不確かさの影響について
- 別紙 8-27 : 機械的エネルギー発生の解析におけるエネルギー散逸について
- 別紙 8-28 : 機械的エネルギー発生に係る極短時間挙動の解析への SIMMER の適用性について
- 別紙 8-29 : プラグ応答解析における FCI 挙動の不確かさの影響について

別紙 8-30 : 外部電源喪失に起因する事故及びポンプ軸固着に起因する事故におけるナトリウム噴出の解析結果に差異が生じた理由

別紙 8-31 : UTOP 事象推移全体が ULOF に包絡されることについて

別紙 8-32 : UTOP 遷移過程解析における炉心下部等での FCI 挙動の不確かさ影響について

別紙 8-33 : 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 8-34 : 損傷炉心物質の安全容器移行後の臨界性について

別紙 8-35 : BDBA における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 	<p>有</p>

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

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

【「常陽」の深層防護の基本的な考え方及び全体像：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溶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。

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、集約した異常事象並びに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。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

4.3.2 格納容器の破損に至る可能性があるとして想定する事故

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に対処するために講じる「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思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 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 (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	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	—* ⁵
	2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失	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	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次冷却材漏えい
		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 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			事故シーケンス	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			事故シーケンス	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」）	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 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			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
				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			事故シーケンス	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		
2次冷却材流量増大 ※1	成功	成功	成功	炉心健全※2	-
	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			事故シーケンス	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次主循環ポンプト リップ）※1	成功	成功	成功	炉心健全※2	-
			失敗		
	成功	失敗	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)
			失敗		

※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。

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		事故シナリオ	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		
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	炉心健全※2	—
		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）
	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	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： 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次主循環ポンプモニターによる強制循環補助冷却系による強制冷却※4	2次主冷却系による除熱		
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	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
				失敗	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)
	健全	健全	健全	成功	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次主循環ポンプモニターによる強制循環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	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	破損	破損	成功	成功	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)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)
				失敗	失敗	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)

※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次主循環ポンプモニ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		事故シナケケンス	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次主循環ポンプモーター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)			成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	健全	健全	成功	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)
	健全	健全	失敗	失敗	原子炉容器液位:1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却+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	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(LORI)
	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(LORI)

※1: 1次オーバーパワロ系、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はいない。

※2: 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次主循環ポンプモニ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
	健全	破損	健全	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	健全	破損	破損	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	破損	健全	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次主循環ポンプモーターによる強制循環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)※4
	破損	健全	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	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
	破損	破損	健全	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	破損	破損	破損	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	破損	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	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
	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)	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(LORE)※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伝熱管破損は、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、補助中間熱交換器伝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		
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	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		炉心損傷なし

※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			事故シナケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプポニー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		
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	炉心損傷なし	炉心損傷なし
		失敗	失敗	1次主循環ポンプポニー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)

※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 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			事故シナケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプボニー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		
2次冷却材漏えい※1	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗	失敗※2	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) ※1
	成功		成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗		失敗	1次主循環ポンプボニー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) ※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 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				事故シナリオ	事象グループ
	ディーゼル発電機起動	1次主循環ポンプポニ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次主循環ポンプポニ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び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スパイラルワイヤ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、スパイラルワイヤ、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、被覆管のクリープ破損により、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（Todreas-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スパイラルワイヤ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 及び S I M M E R - I I I（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、溶融・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溶融燃料については燃料クラストとしてモデル化している。

(6) 核計算モジュール

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

溶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 構造壁の溶融破損挙動

炉心内の集合体管壁の溶融破損挙動である。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)が沸騰しない单相流の範囲を取り扱う。また、境界条件である発熱量、流量及び温度等は、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（IVR、EVR 及び RVACS）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チ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となる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（炉上部プレナム部に設置された崩壊熱除去システムを模擬した炉心冷却器からの低温流体が、炉心を構成する燃料集合体間のギャップ部に潜り込む流れ）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 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) スプレー燃焼

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、燃料ペレットが熔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、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、「4.3.2.6.1 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。
- (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。

4.3.3 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。

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

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。

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

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における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、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。なお、本措置は上記b.～d.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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

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

(iii) その他

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

(4) 資機材

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.1.1 表及び第 4.3.3.1.2 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

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

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 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) 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 4.3.3.1.2 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、負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約 92%まで低下し、燃料温度も低下する。また、1次主循環ポンプの主電動機及び2次主循環ポンプのトリップ後は、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度から上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下し、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、初期温度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、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独

立であるため、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 : 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、基本ケースの評価結果とほとんど変わらず、それぞれ約 630℃及び約 620℃となり、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口冷却材の最高温度は、基本ケースの評価結果と変わらず評価項目を満足する。

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

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. 起因過程の解析

a. 解析条件

計算コード SAS 4 A により解析する。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℃、コールドレグ温度を 350℃、1次主冷却系の流

量の初期値を定格流量とする。

- 3) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2 ループのボ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 次主循環ポンプの主電動機の停止後の冷却材流量を第 4.3.3.1.6 図に示す。
- 4) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換える。ただし、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いる。
- 9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた核分裂生成物（以下「FP」という。）ガスの生成量の計算や燃料中の FP ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 10) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下し、燃料に対する被覆管による拘束力は燃料が溶融する前に喪失する。また、燃料内の温度分布が平坦化し、燃料の中心部で溶融が生じる段階では、高温化によって既に強度が低下した燃料は、短時間で崩壊に至ると考えられる。燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.7 図及び第 4.3.3.1.8 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1 次主循環ポンプの主電動機の停止によって冷却材流量が減少するため、燃料要素からの除熱が減少し冷却材温度が上昇する。冷却材温度の上昇に伴う密度反応度は負であるため、原子炉出力はゆっくりと低下する。燃料温度は、燃料要素からの除熱の減少でいったん上昇するが、その後、原子炉出力の低下とともに低下する。燃料温度の低下に伴う反応度効果は、正の燃料密度反応度とドップラ反応度であるがいずれも小さい。冷却材温度は、更に上昇を続け出力／流量比が最も大きいチャンネル（第 4.3.3.1.5 図のチャンネル 12）において、燃料上端部で冷却材の沸騰が始まる。沸騰気泡が成長し炉心中心に拡大すると、燃料要素からの除熱は更に減少する。ナトリウムボイド反応度は負であるため、沸騰気泡の拡大は負の反応度効果を持つ。燃料要素からの除熱の減少により被覆管の溶融と移動が始まるが、ナトリウム蒸気流と重力による溶融被覆管の炉心中央から上下への移動は正

の反応度効果を持つため、単調に減少していた原子炉出力がわずかに上昇し、これに伴い燃料温度も若干上昇する。炉心全体では、負の冷却材密度反応度及びナトリウムボイド反応度が卓越しているため、全反応度は未臨界の状態が維持される。冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、その後破損した燃料の上下への分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力は低下する。時刻約 71.7 秒でチャンネル 12 のラップ管の温度が融点まで上昇し、S A S 4 A 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 1,020°C から最大値の約 1,030°C まで上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはない。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およ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

a. 解析条件

計算コード S I M M E R - I V により解析する。S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.1.9 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。S I M M E R - I V における初期物質分布を第 4.3.3.1.10 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、S A S 4 A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スティールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スティール及びスティール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3 次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。

- 5) 原子炉容器内全体を 3 次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行しているため、定格運転時の約 10%流量を再現するように入口圧力を設定する。
- 7) B 型及び C 型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、制御棒駆動機構下部案内管、後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管（以下両者ともに「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（-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炉心に残留した燃料及びスティール（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溶融と流出挙動に依存して大きな変動幅がある。このため、事象推移に関しては、基本となるシナリオを想定した上で、遷移過程における熱エネルギーの放出状況及び残留炉心物質の溶融と炉心領域からの流出挙動（損傷炉心物質の量及び形態）の考え得る変動幅から長時間の再配置挙動を検討し、想定される最終的な再配置場所での損傷炉心物質の量及び形態に基づいて冷却挙動の解析を行う。

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

a. 解析条件

下部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、1 次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、下部プレナムに形成されるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。残留炉心物質の冷却については、1 次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、炉心領域における残留炉心物質から周囲構造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 F L U E N T で解析する。また、上部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、堆積状態に応じてデブリベッド熱計算モジュール(炉心支持台上面に堆積した扁平なデブリベッドが対象)及び伝熱計算モデル(材料照射ラック底部に堆積した縦長円柱状のデブリベッドが対象)で解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等について、1) から 5) に共通的な解析条件等を、6) から 11) にそれぞれの再配置場所に対する解析条件等を示す。

- 1) 再配置・冷却過程の初期状態は、遷移過程の解析において核的挙動が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 μ m、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。
- 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 5,110°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。

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、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの 30%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの場合の結果に対して大きな余

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

② 残留炉心物質の冷却

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

③ 上部プレナムにおけるデブリベッド冷却

材料照射ラック底部に堆積したデブリベッドの最高温度は約760℃、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドの最高温度は約760℃まで上昇するが、その後、崩壊熱の減衰によって、これらのデブリベッドの温度は低下する。また、冷却材温度も過大となることはなく、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

iv. 機械的応答過程の解析

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

a. 解析条件

高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生をSIMMER-IVで解析する。SIMMER-IVにおける解析体系を第4.3.3.1.16図に示す。機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答をAUTODYNで解析する。AUTODYNにおける解析体系を第4.3.3.1.17図に示す。機械的エネルギー発生時の回転プラグ下面の圧力上昇に伴う回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出をPLUGで解析する。PLUGにおける解析体系を第4.3.3.1.18図に示す。

本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

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

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

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 0.1%程度（弾性変形の範囲内）であり、許容限界である 10%を超えない【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

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

以上より、機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの落下・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 4.3.3.1.19 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、スプレー燃焼及びプール燃焼をそれぞれ想定し、それぞれの燃焼形態が支配的となるような液滴径を設定する。また、ナトリウ

ムとコンクリートが直接接触して反応することも想定し、この場合、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応すると仮定する。

- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、希ガスのFPの100%、揮発性のFPの50%が格納容器（床上）へ放出されるものとし、これらの崩壊熱は格納容器内雰囲気ガスに対する熱源とする。
- 5) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考えるものとする。
- 6) 水素の発生については、ナトリウムと雰囲気中の湿分又はコンクリート中の水分との反応をそれぞれ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4.3.3.1.20図から第4.3.3.1.22図に示す。

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

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

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

格納容器（床上）の水素濃度が最大となるのは、ナトリウム-コンクリート反応のケースであり、最大水素濃度は約 $0.76\text{vol}\%$ まで上昇するが、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の総放出量は約 0.33TBq であり、 100TBq を十分に下回る【ULOF時の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として、ナトリウムボイド反応度、ドププラ反応度及び燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさ幅は、以下のとおり設定する。

- 1) FPガスの保持量：燃料ペレット中のFPガスの保持量は、SAS4Aの定常照

射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガス圧力の効果を無視する。

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

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

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度については、どの不確かさを考慮したとしても、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」と同様に臨界 (0.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する【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、以下の 2 つの包絡的なケースについての感度解析を行い、その影響を評価する。

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

①の解析は、S I M M E R - III により解析する。S I M M E R - III における 2 次元円筒座標の解析体系を第 4.3.3.1.23 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 4.3.3.1.24 図から第 4.3.3.1.26 図に示す。2 次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集中が 3 次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう溶融燃料の凝集移動が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約 5,110°C である。この解析においては遷移過程の非線形性の影響も考慮している【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、S I M M E R - IV により解析する。FCI による発生圧力を保守的に仮定する【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 4,070°Cであり、FCI による圧力によって駆動される燃料移動により大きな反応度挿入や過大なエネルギー放出が生じることはない。

以上の不確かさの影響評価の解析とその結果について【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 次元コンパクトを想定した簡易評価による不確かさ影響評価解析の保守性を確認した結果を【重力コンパクト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包絡する損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。

下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から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【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%の燃料が再熔融する時刻(事象発生から約 1,200 秒後)とする。

解析結果を第 4.3.3.1.27 図に示す。また、SUS304 について 900°Cを超える温度条件におけるクリープ試験結果を第 4.3.3.1.28 図に示す。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約 1,800 秒後に約 720°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2.8MPa（1次応力）であり、SUS304について900℃を超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

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

① 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、FLUENTを用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する【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 4.3.3.1.29 図及び第 4.3.3.1.30 図に示す。

伝熱計算モデルの解析によって、事象発生から約 670 秒後に燃料が再溶融し始め、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℃であり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却され、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合

体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 770℃であり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 580℃である。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 500℃であり、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スチール平均温度の最大値はそれぞれ 5, 110℃及び 2, 400℃である。

上部プレナム下部の FCI の不確かさの影響も考慮した解析【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. 31 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は 0. 7%程度であり、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

第 4. 3. 3. 1. 32 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す【プラグ応答に関わる機械的応答過程解析の具体的な内容について：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。この間、ナトリウムは、回転プラグの間隙に流入するが格納容器（床上）まで到達せず、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。各回転プ

ラグの固定ボルトのひずみは、最大で 1.6%であり、破断伸び 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性は損なわれない。

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

v. 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

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

解析結果を第 4.3.3.1.33 図から第 4.3.3.1.35 図に示す。

格納容器（床上）の雰囲気圧力及び格納容器の鋼壁温度が最高となるスプレイ燃焼における崩壊熱の増加の影響については、圧力は変わらず（最高圧力は約 0.93kg/cm^2 [gage]）、格納容器の鋼壁温度は若干上昇する（最高温度は約 69°C ）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 の総放出量は約 0.34TBq であり、100TBq を十分に下回る。

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

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

第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)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
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する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「電源喪失」
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
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)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
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 関連する核計装

第 4.3.3.1.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

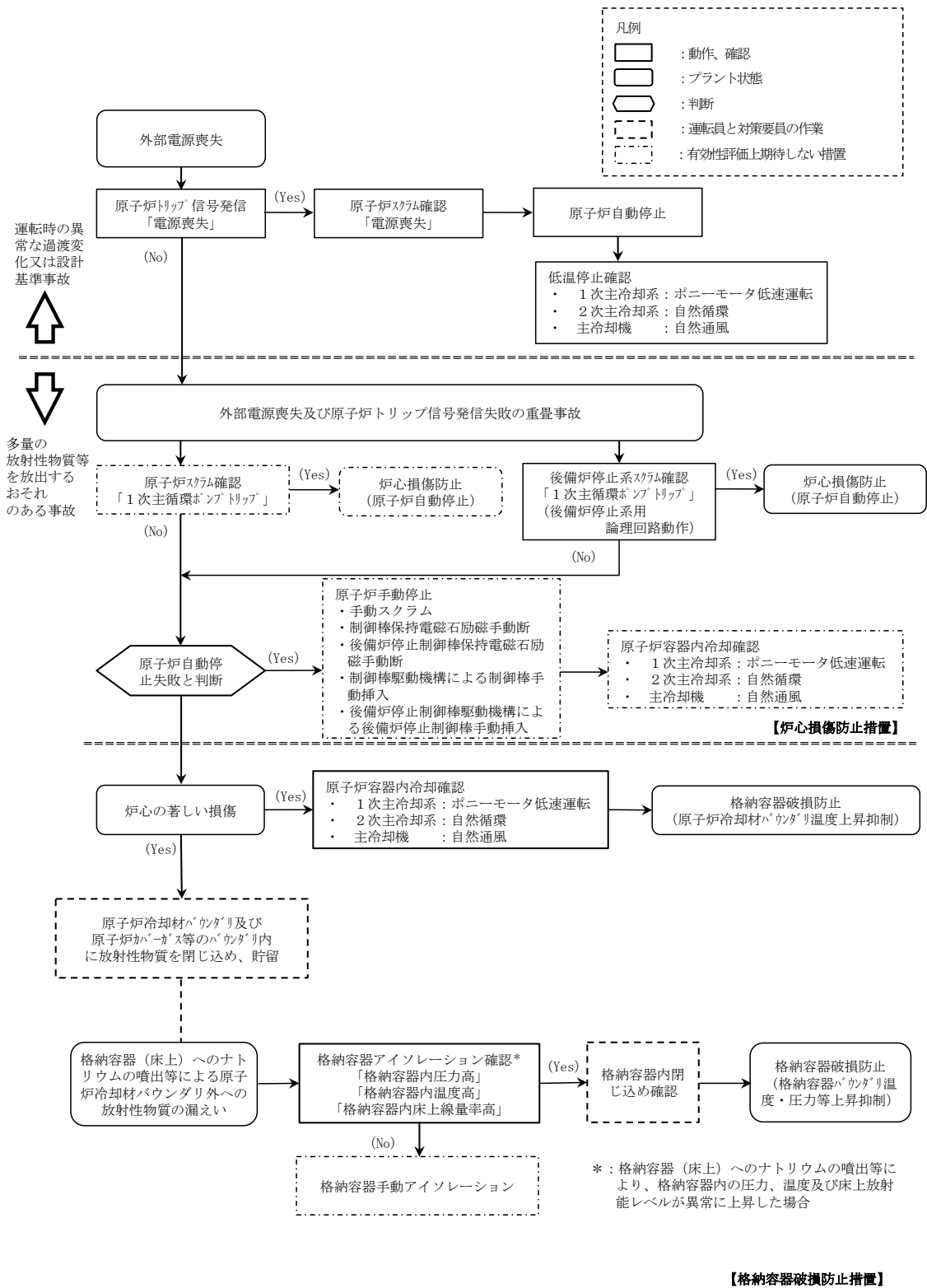
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（ポンプモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダ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

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

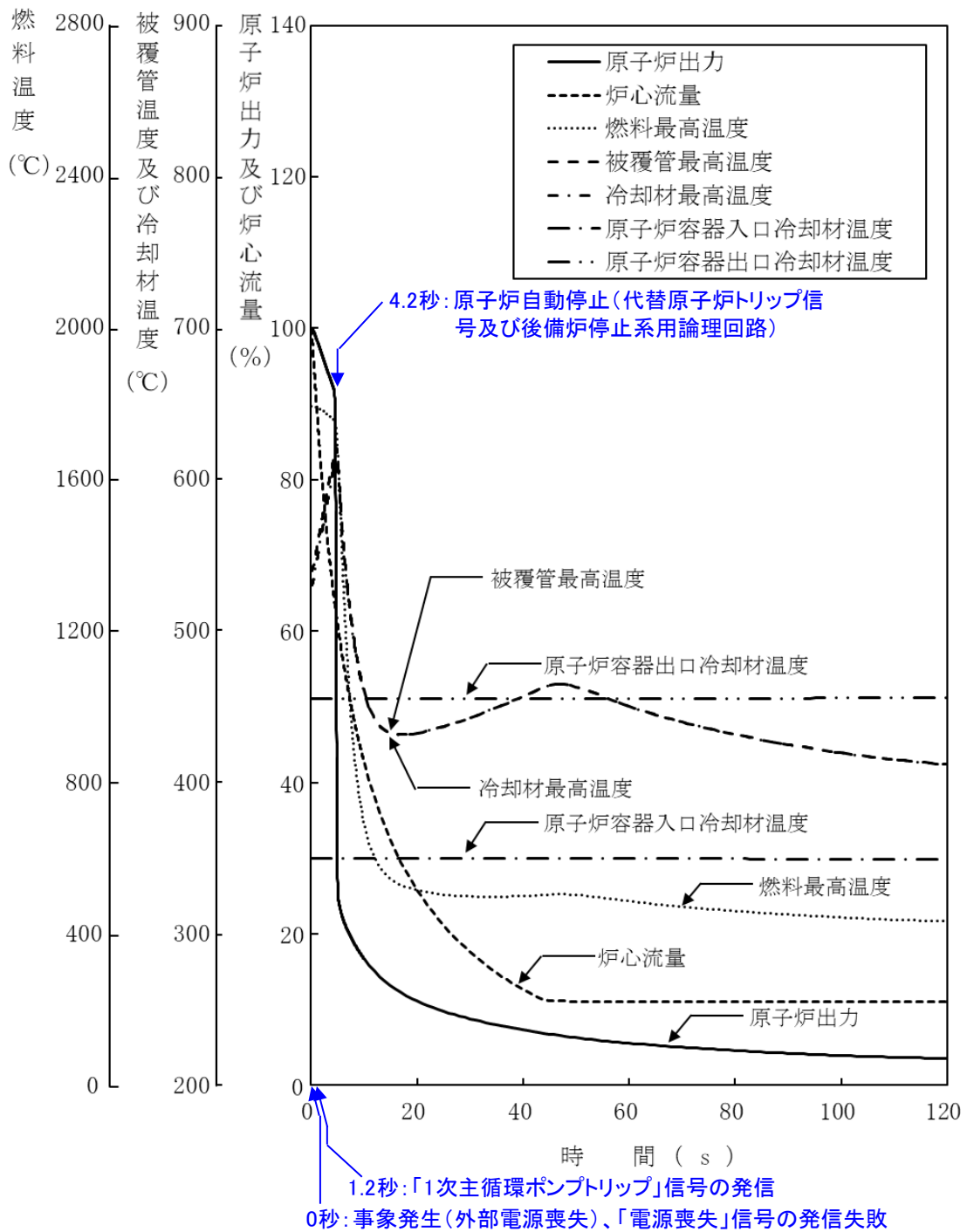
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
		▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認																・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第4.3.3.1.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

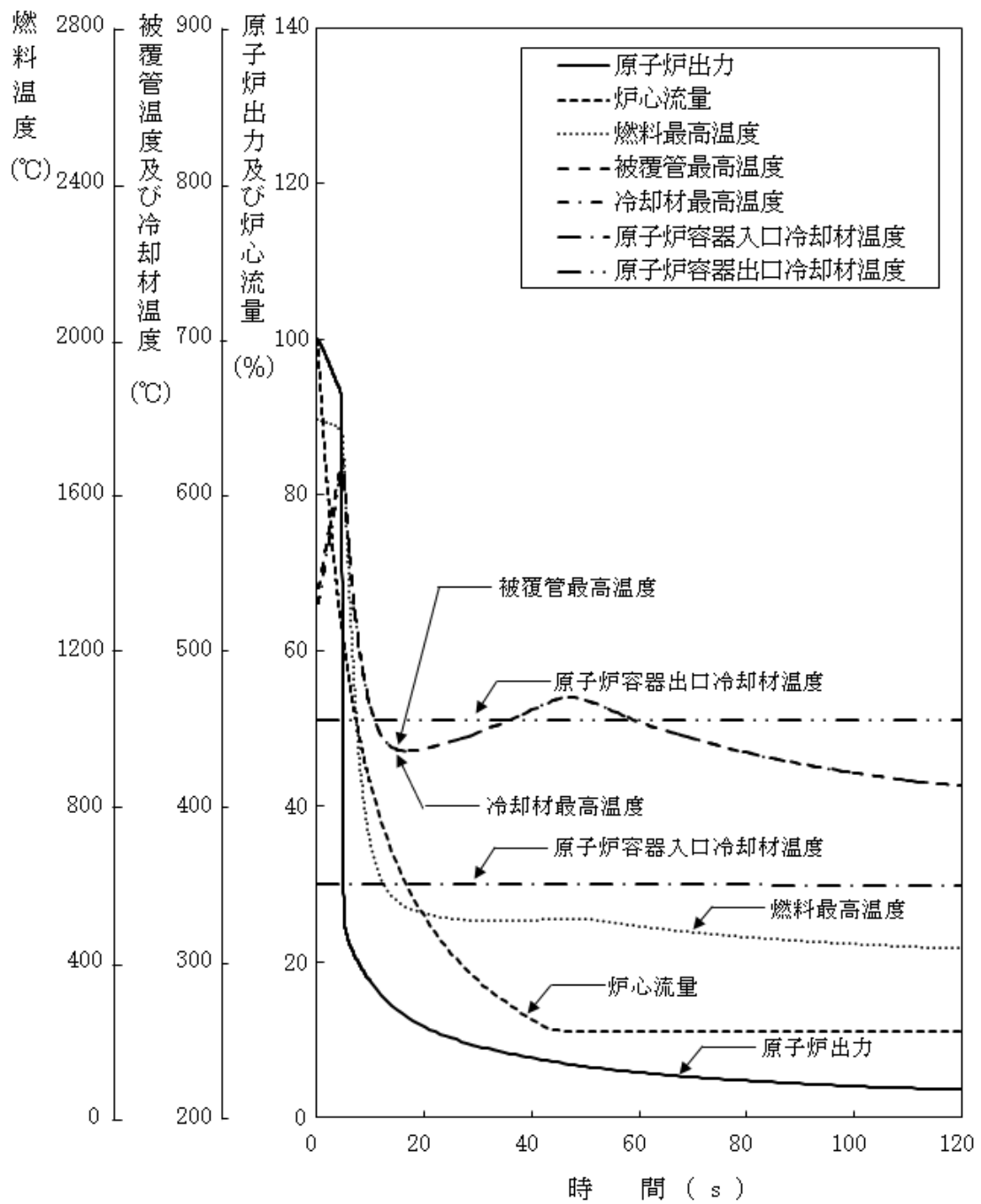
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
		▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断																
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認																・1次主冷却系(ボーンモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留																・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



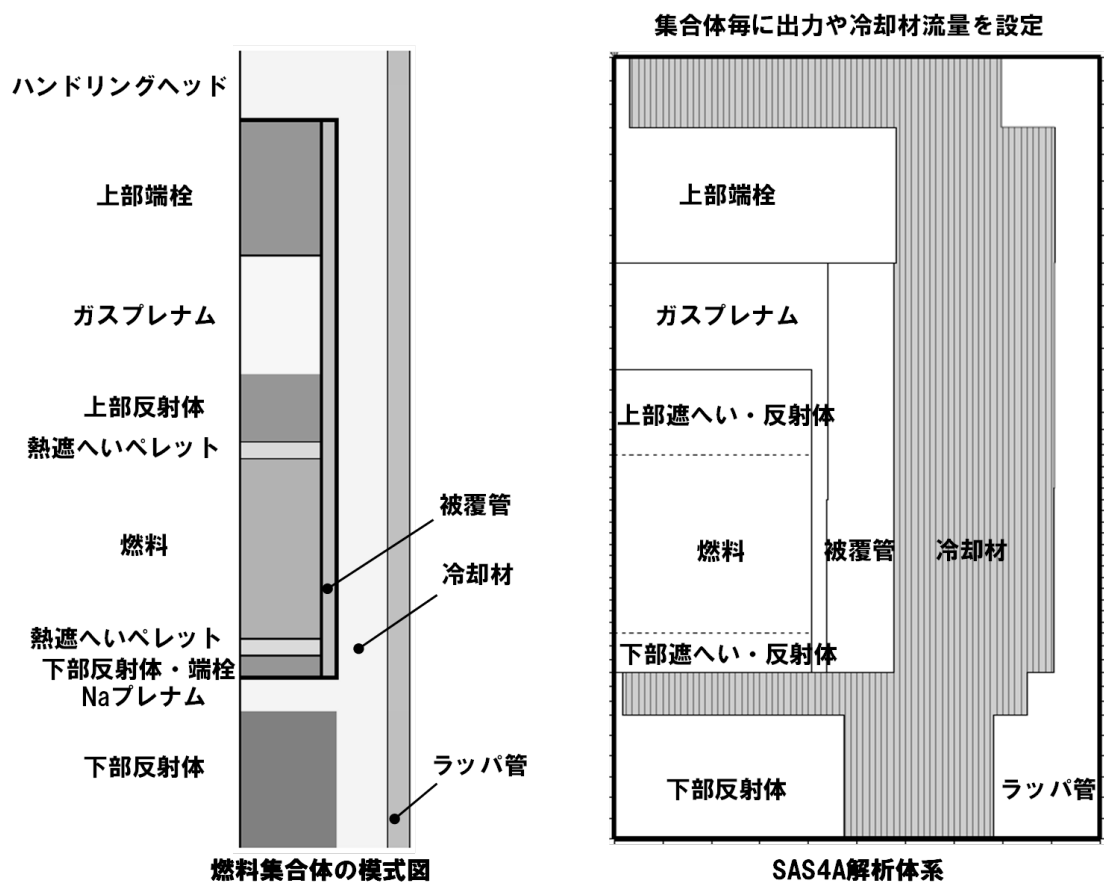
第4.3.3.1.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



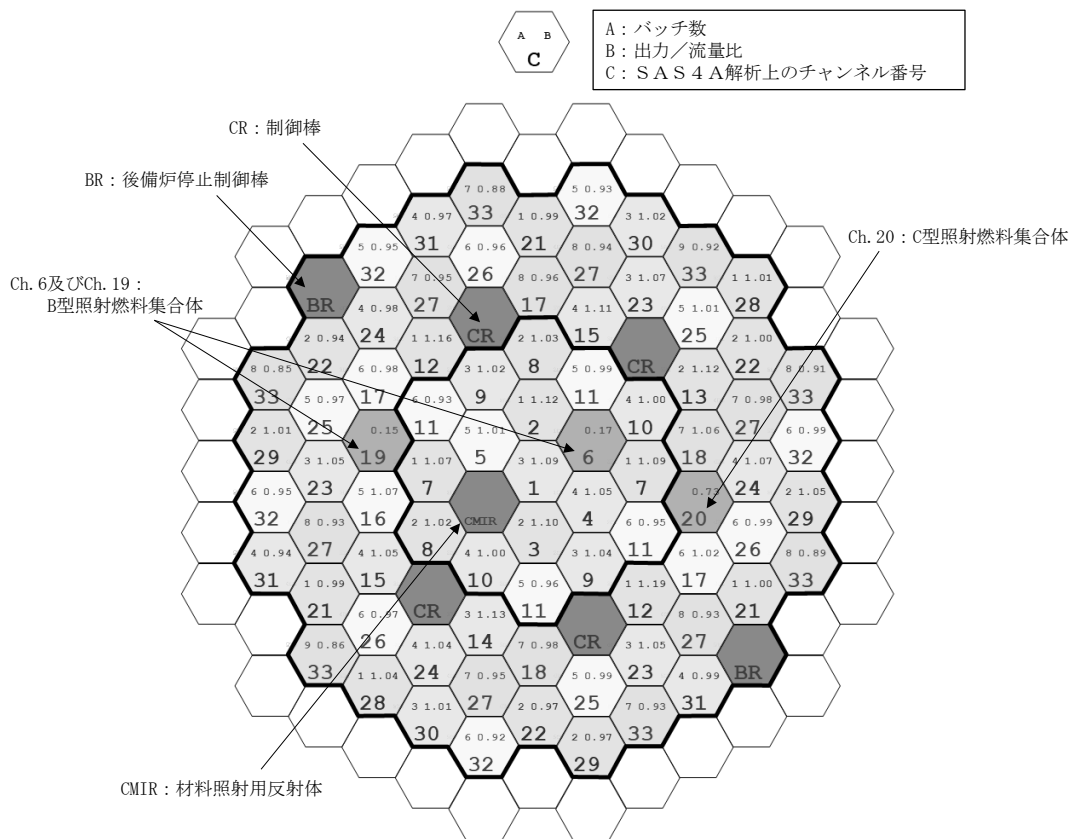
第 4.3.3.1.2 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置: 代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



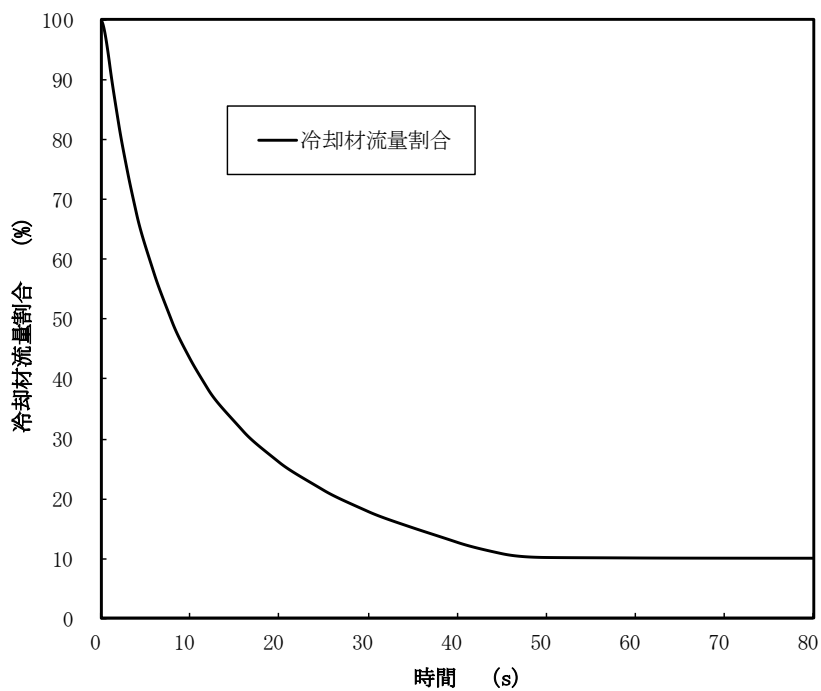
第 4.3.3.1.3 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故（不確かさの影響評価）



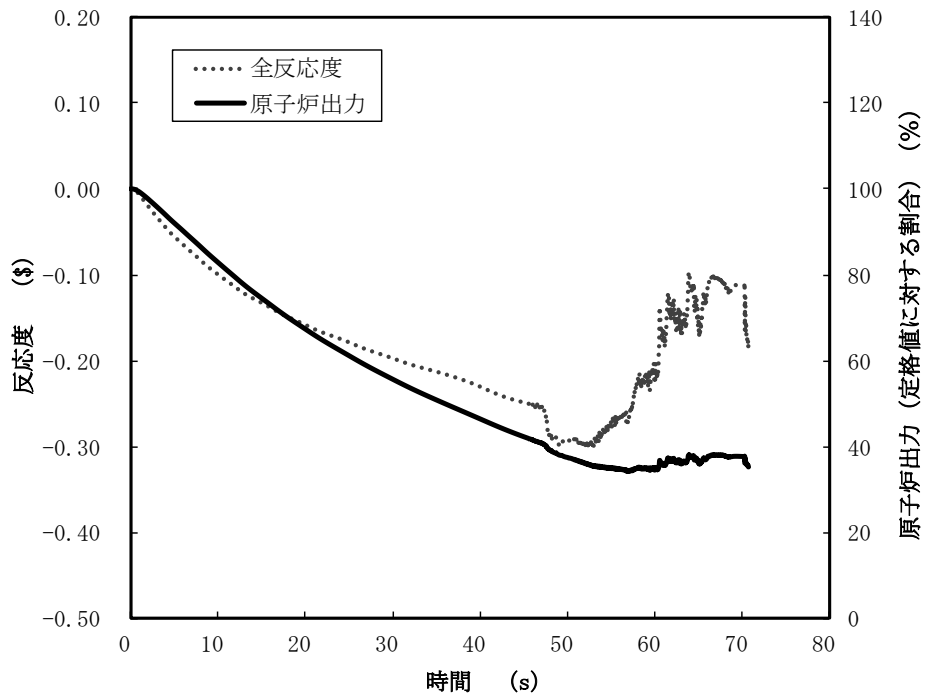
第 4. 3. 3. 1. 4 図 SAS4Aにおける解析体系



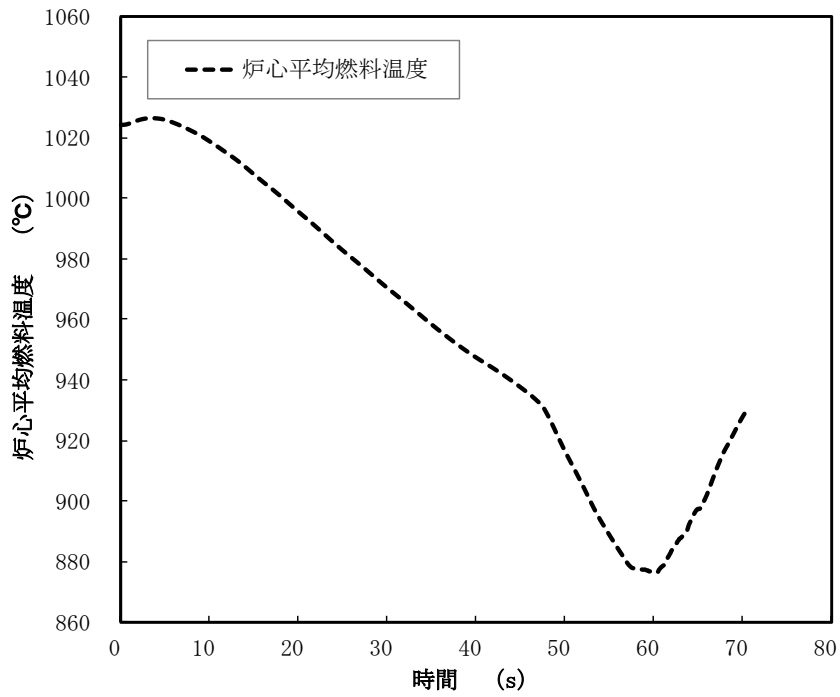
第 4.3.3.1.5 図 SAS 4Aの解析におけるチャンネルの配置図



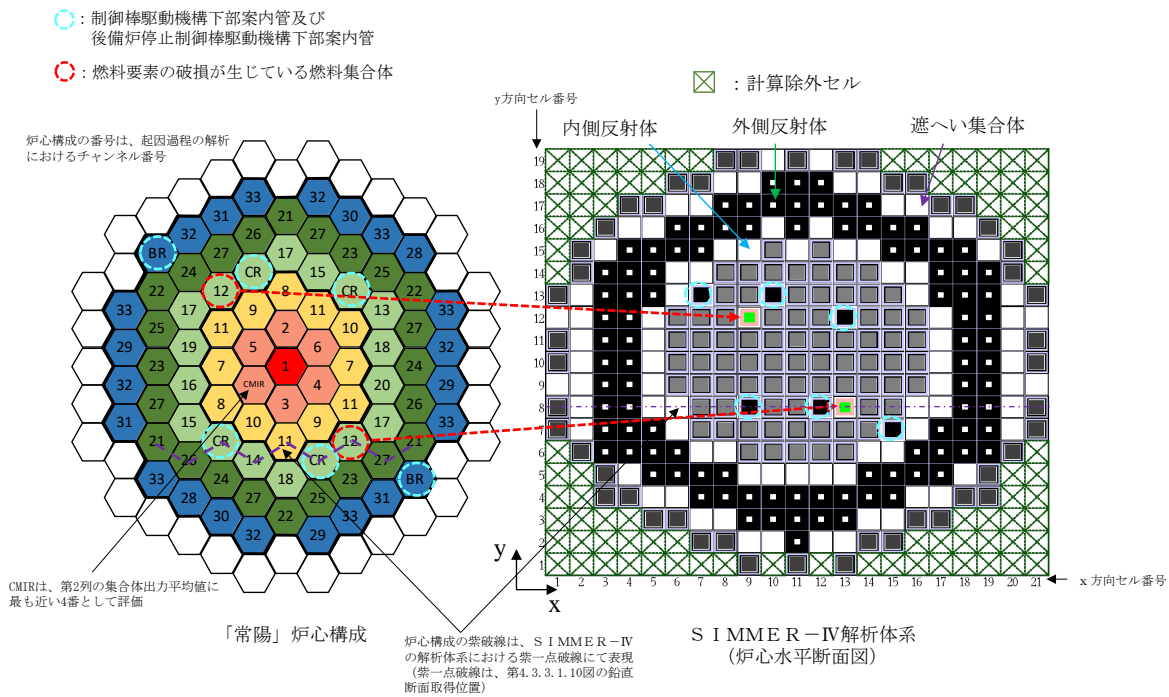
第 4.3.3.1.6 図 1次主循環ポンプの主電動機停止に伴う冷却材流量減少の推移



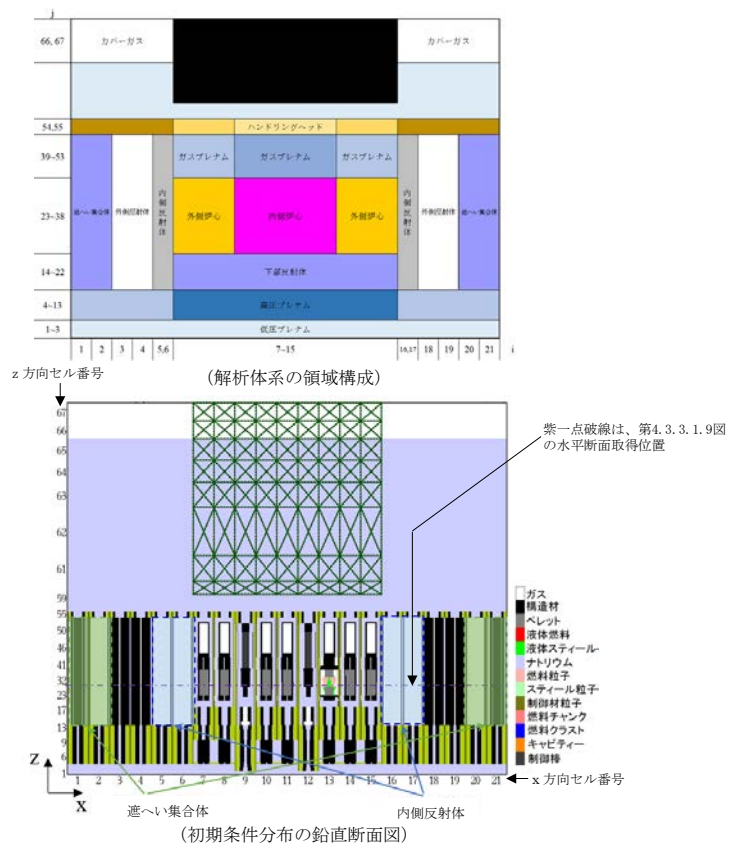
第 4.3.3.1.7 図 起因過程における原子炉出力及び反応度履歴



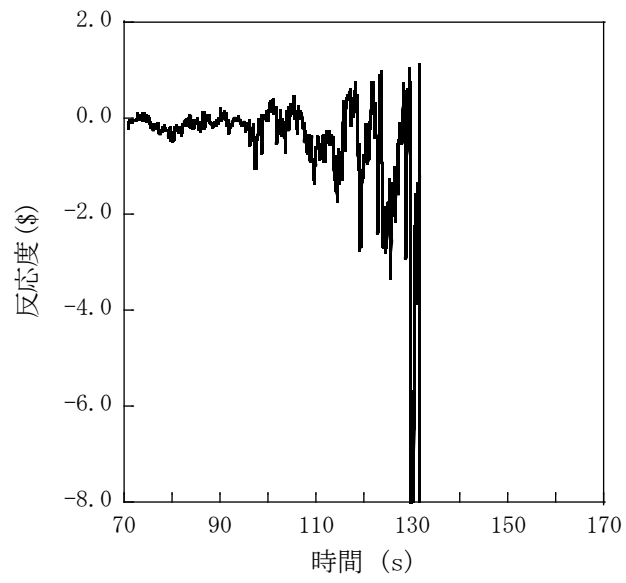
第 4.3.3.1.8 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



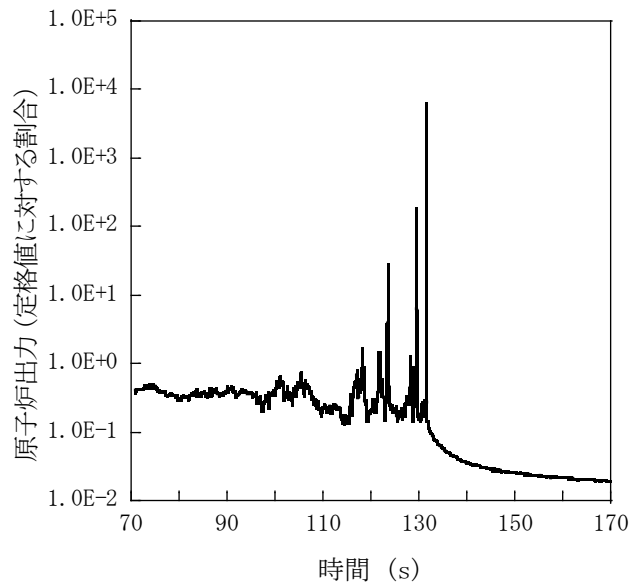
第 4.3.3.1.9 図 S I M M E R - I Vにおける解析体系 (遷移過程の解析)



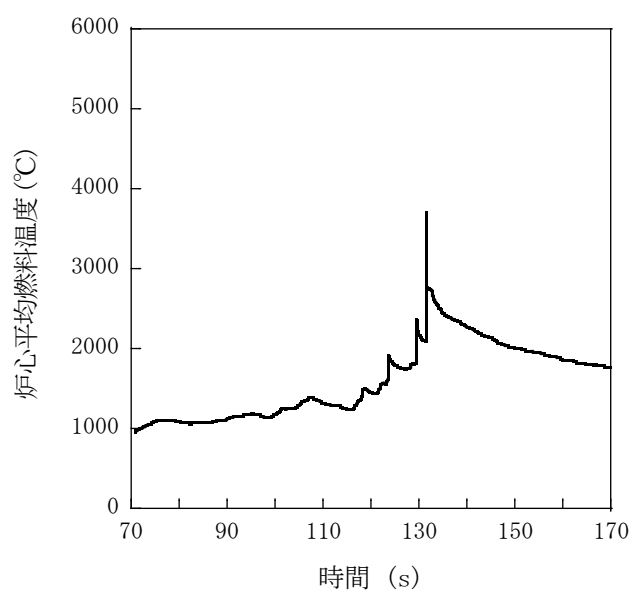
第 4.3.3.1.10 図 S I M M E R - I Vにおける初期物質分布



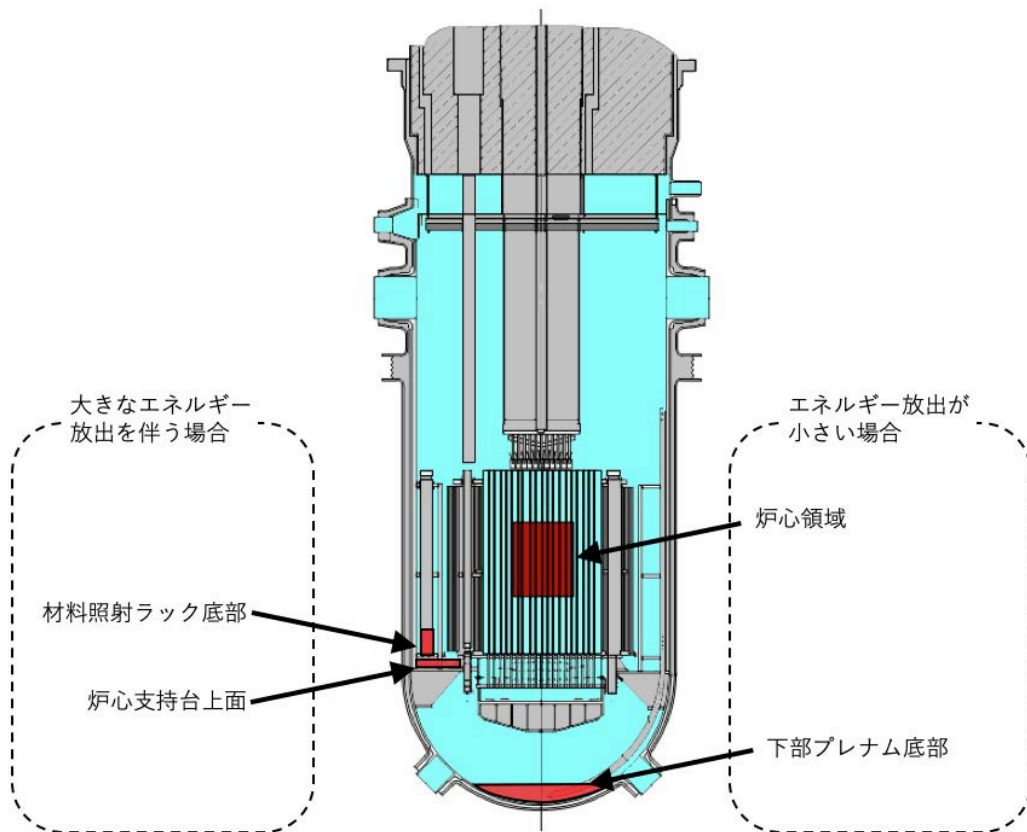
第 4.3.3.1.11 図 遷移過程における反応度履歴



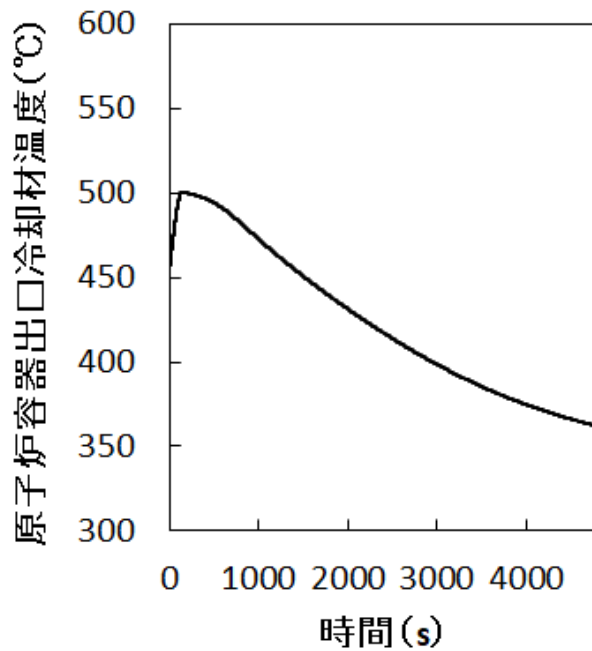
第 4.3.3.1.12 図 遷移過程における原子炉出力履歴



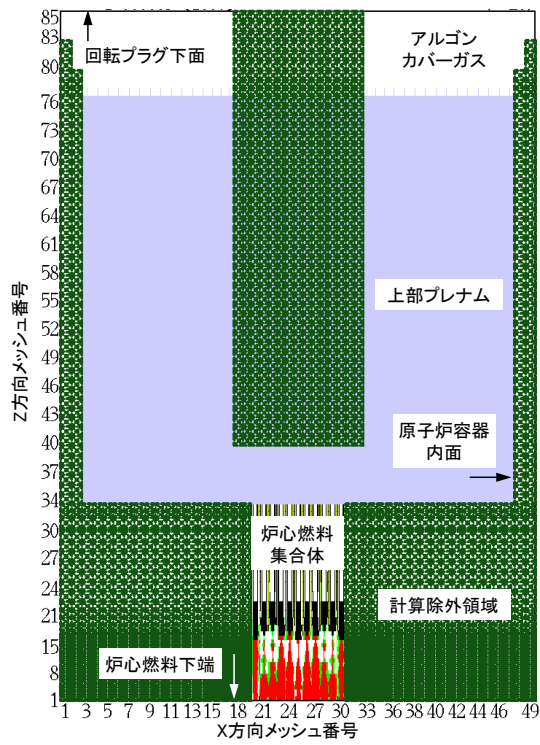
第 4.3.3.1.13 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



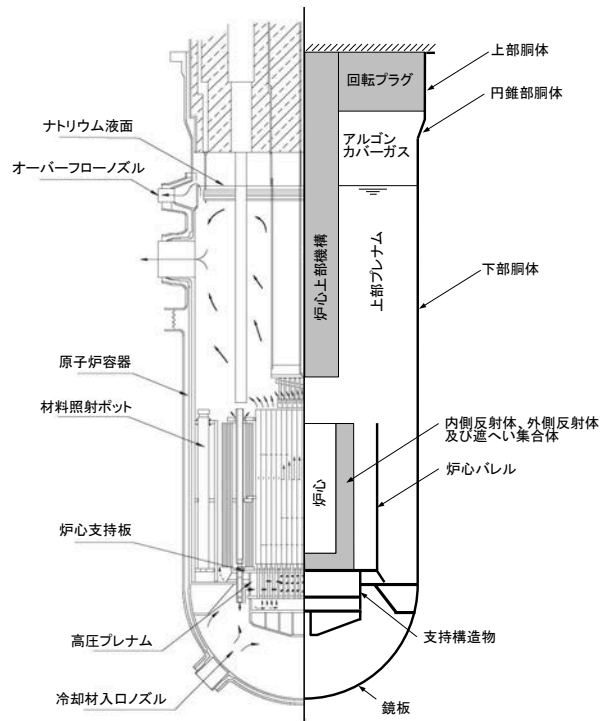
第 4. 3. 3. 1. 14 図 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の最終的な再配置場所



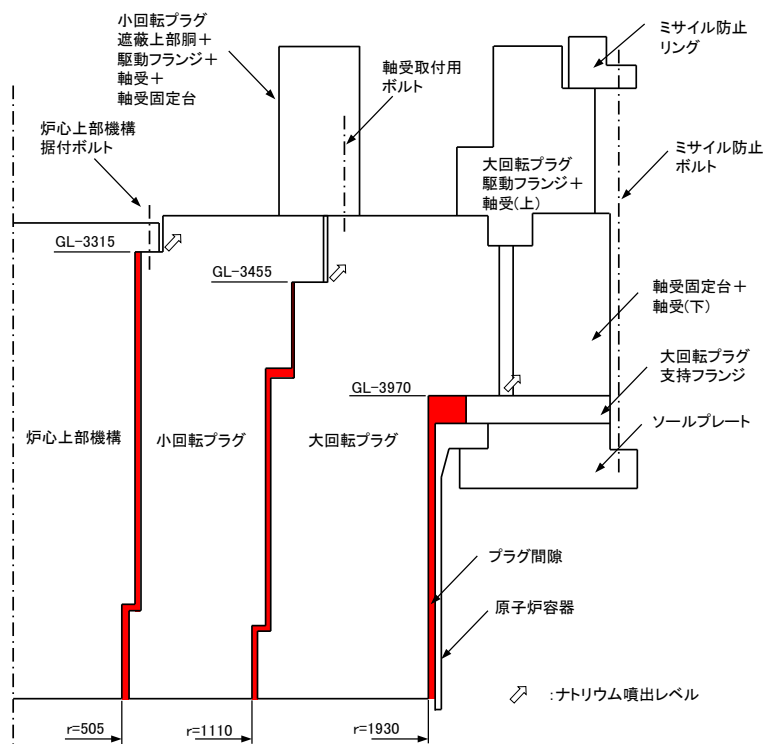
第 4. 3. 3. 1. 15 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



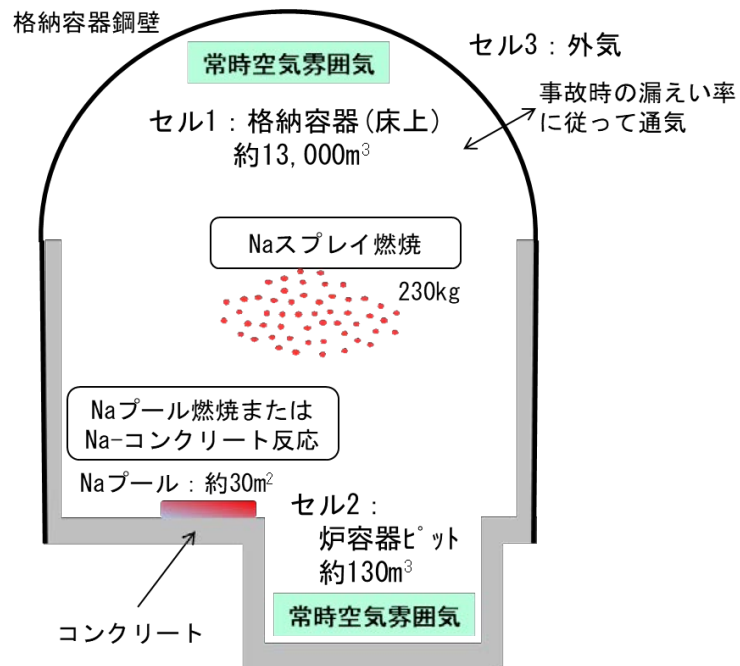
第 4. 3. 3. 1. 16 図 SIMMER-IVにおける解析体系（機械的応答過程の解析）



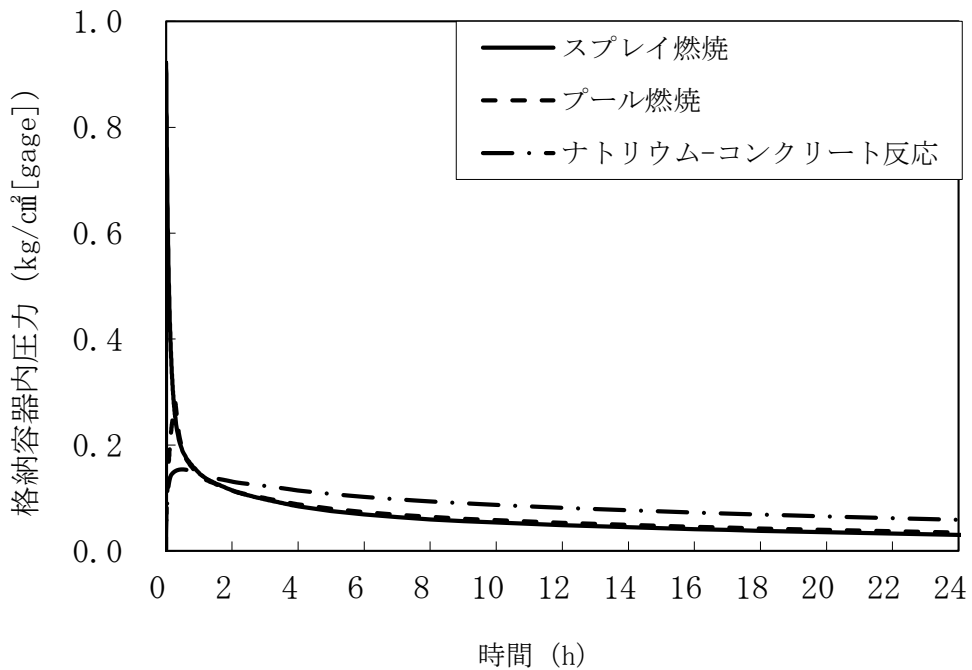
第 4. 3. 3. 1. 17 図 AUTODYNにおける解析体系



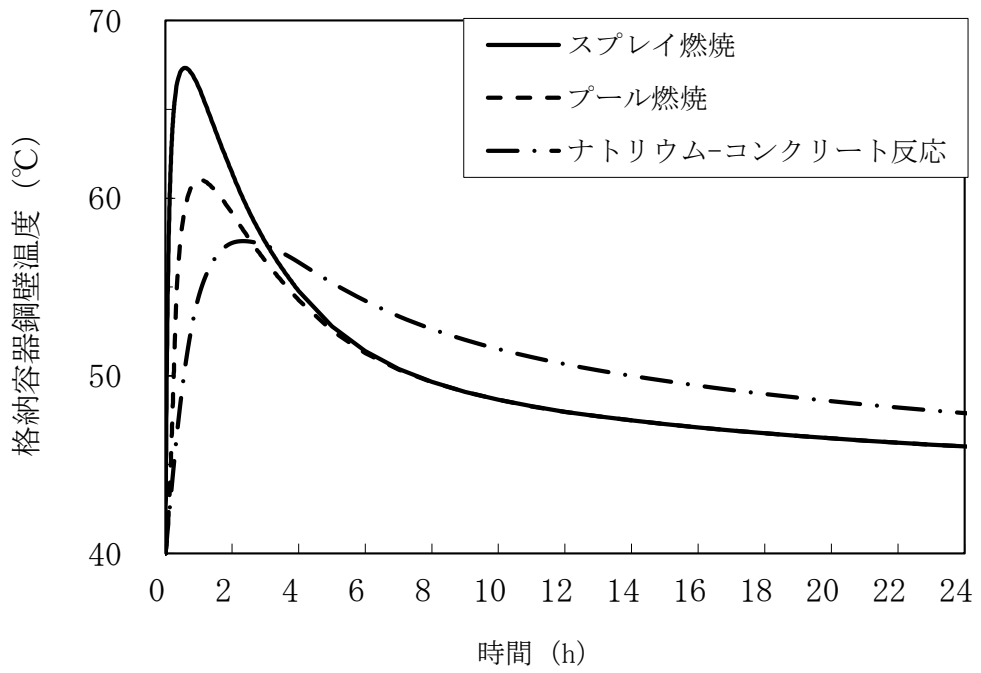
第 4. 3. 3. 1. 18 図 PLUGにおける解析体系



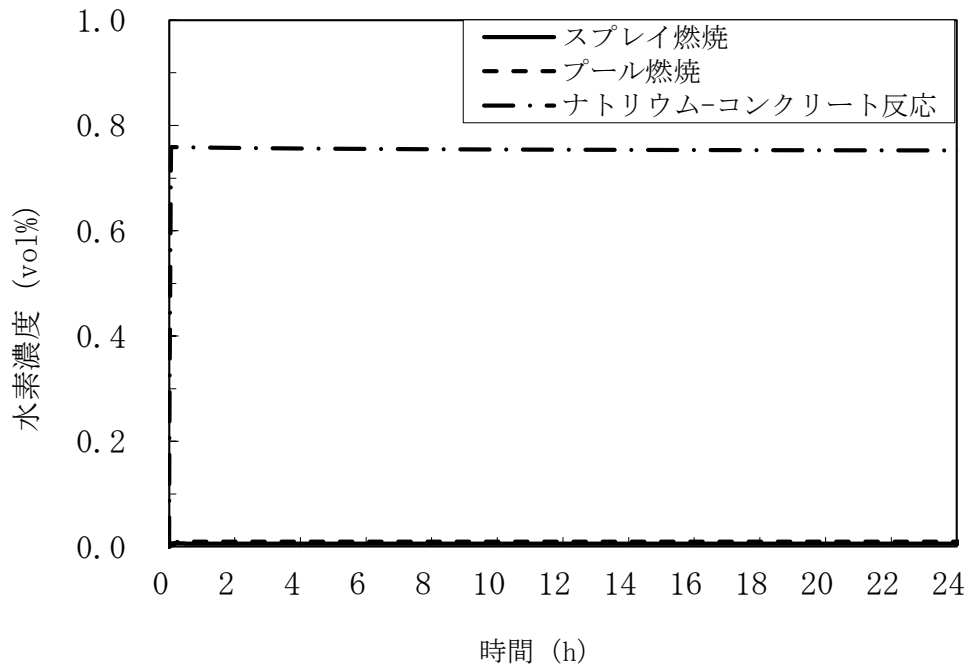
第 4. 3. 3. 1. 19 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



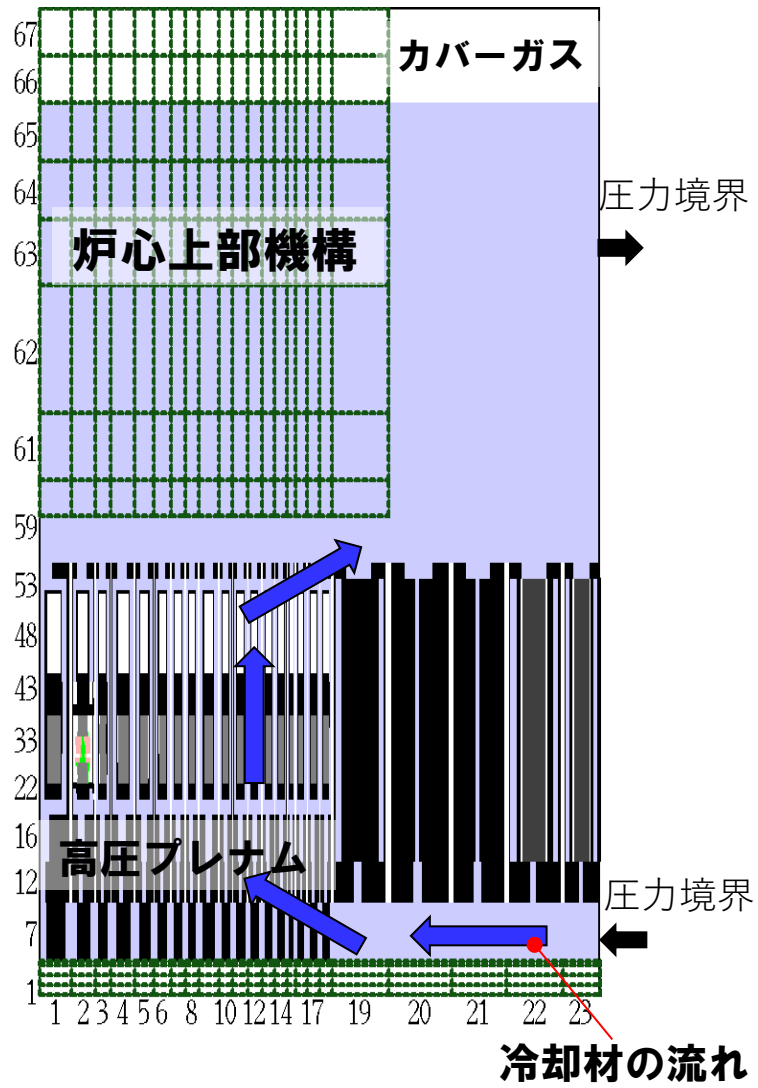
第 4. 3. 3. 1. 20 図 格納容器内圧力の推移



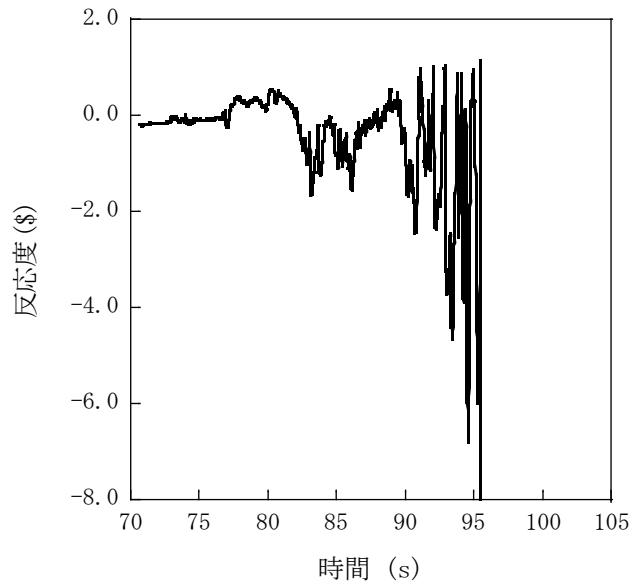
第 4.3.3.1.21 図 格納容器鋼壁温度の推移



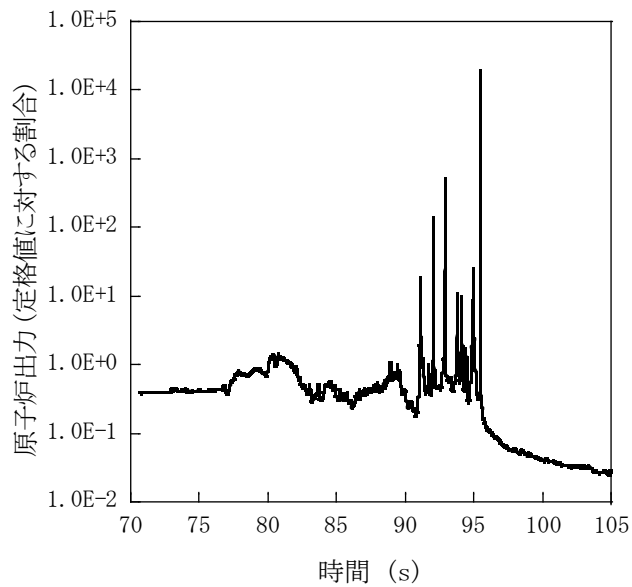
第 4.3.3.1.22 図 格納容器内水素濃度の推移



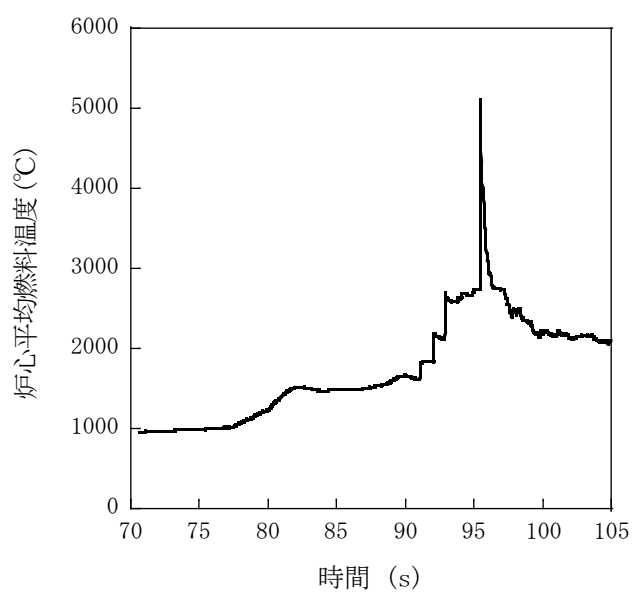
第 4. 3. 3. 1. 23 図 S I M M E R - Ⅲにおける解析体系



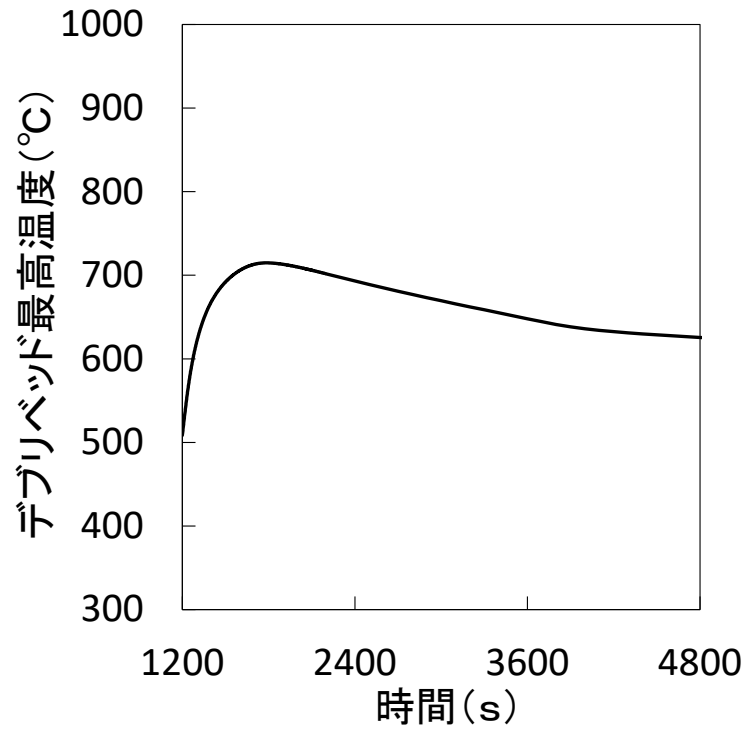
第 4.3.3.1.24 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



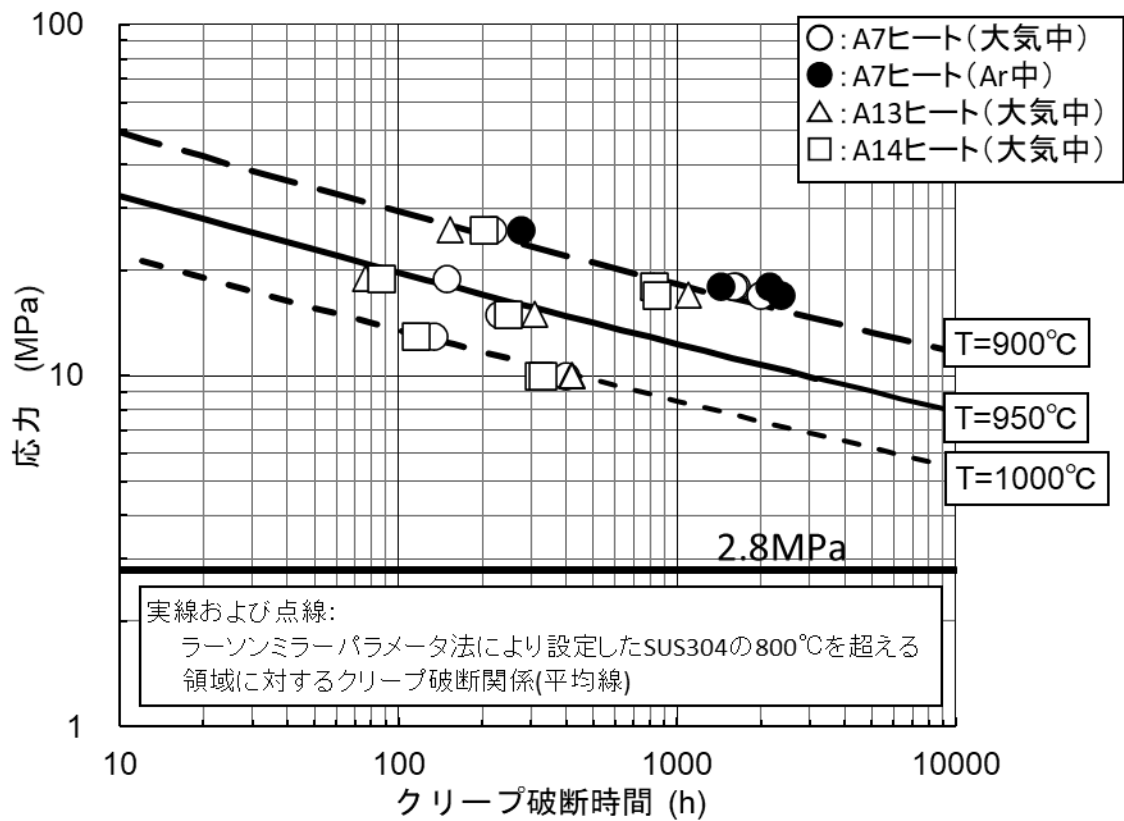
第 4.3.3.1.25 図 遷移過程の不確かさの影響評価における原子炉出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



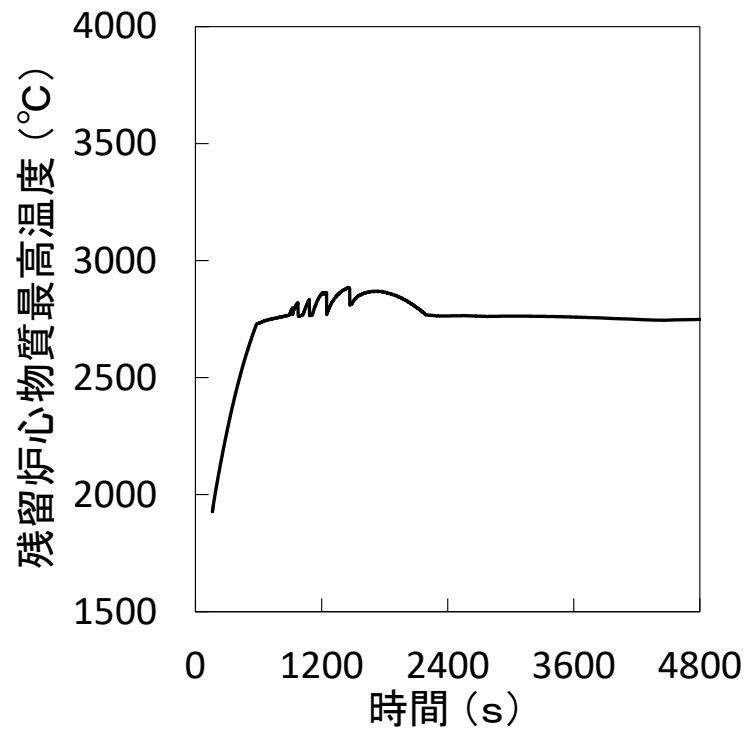
第 4.3.3.1.26 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



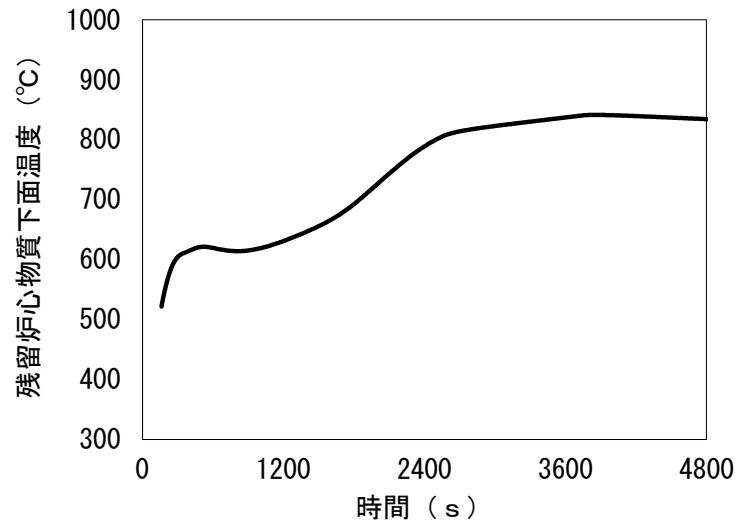
第 4. 3. 3. 1. 27 図 デブリベッド最高温度の履歴



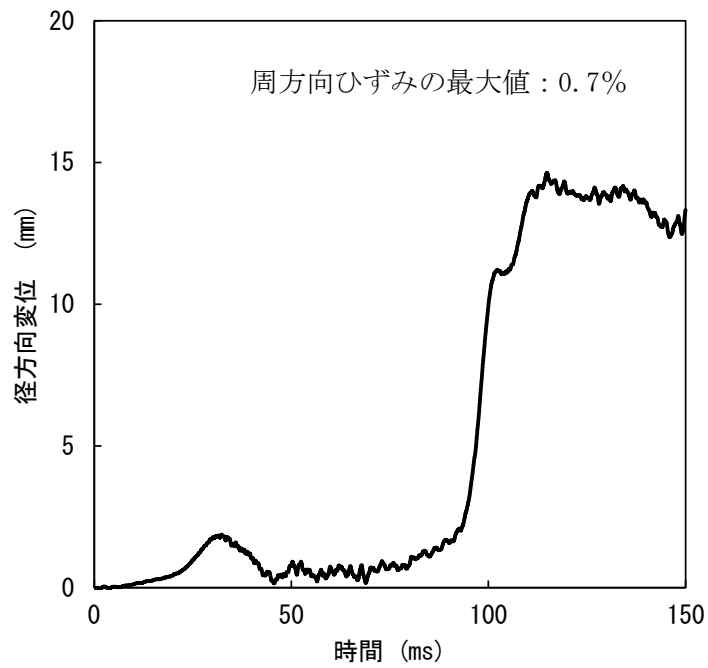
第 4. 3. 3. 1. 28 図 SUS304のクリープ破断時間と応力の関係 (900°Cから1,000°C)



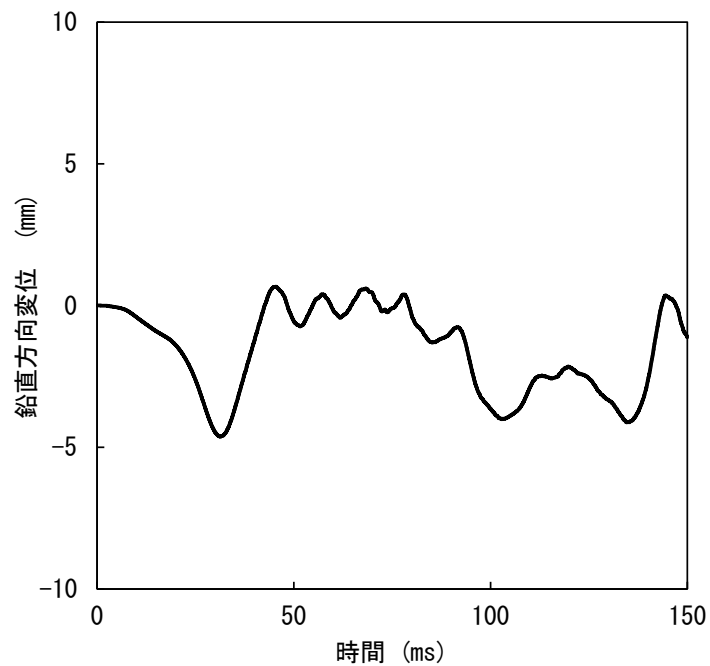
第 4. 3. 3. 1. 29 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 1. 30 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

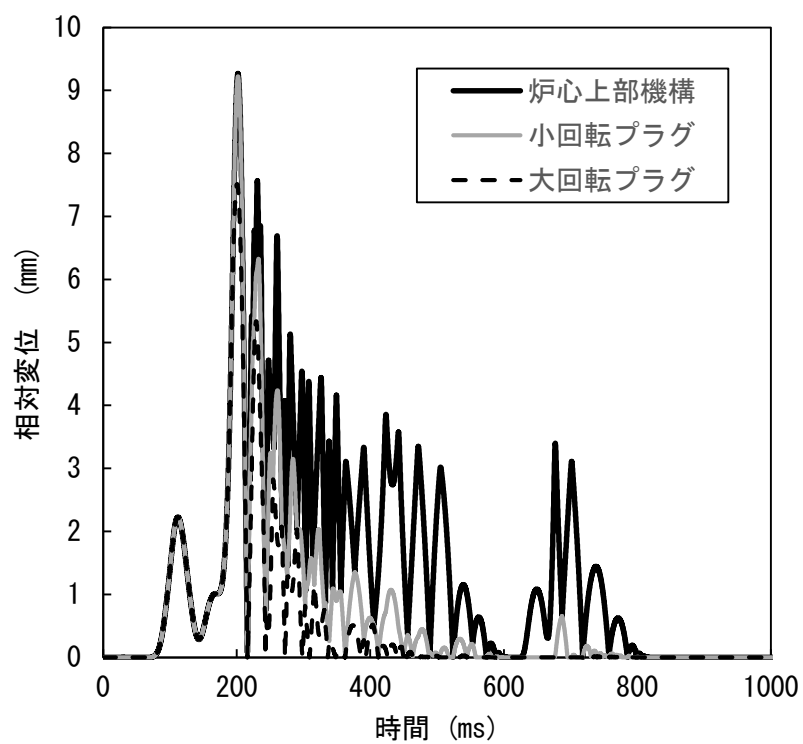


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位

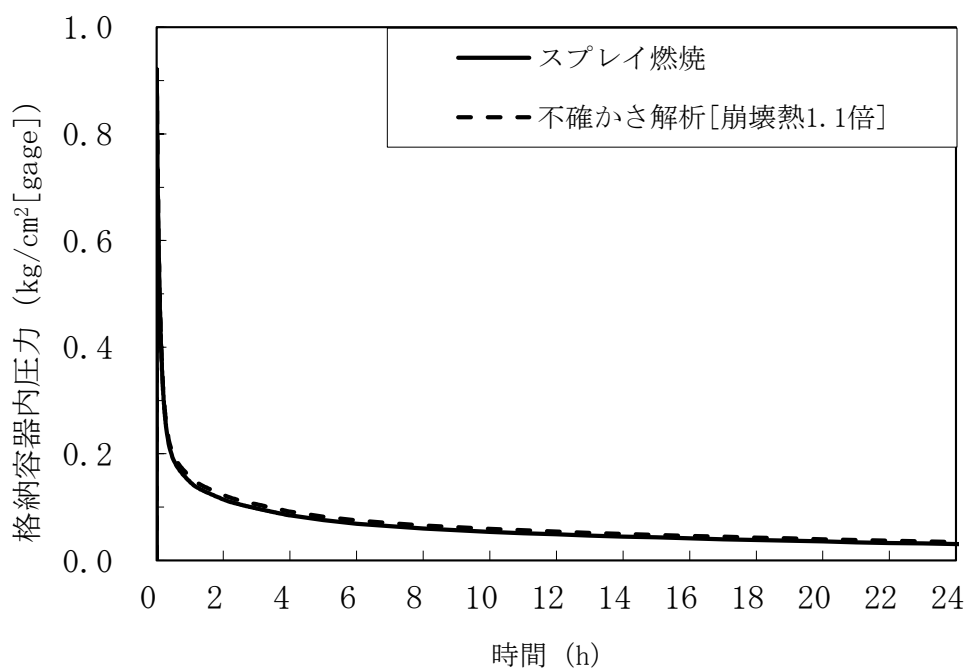


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

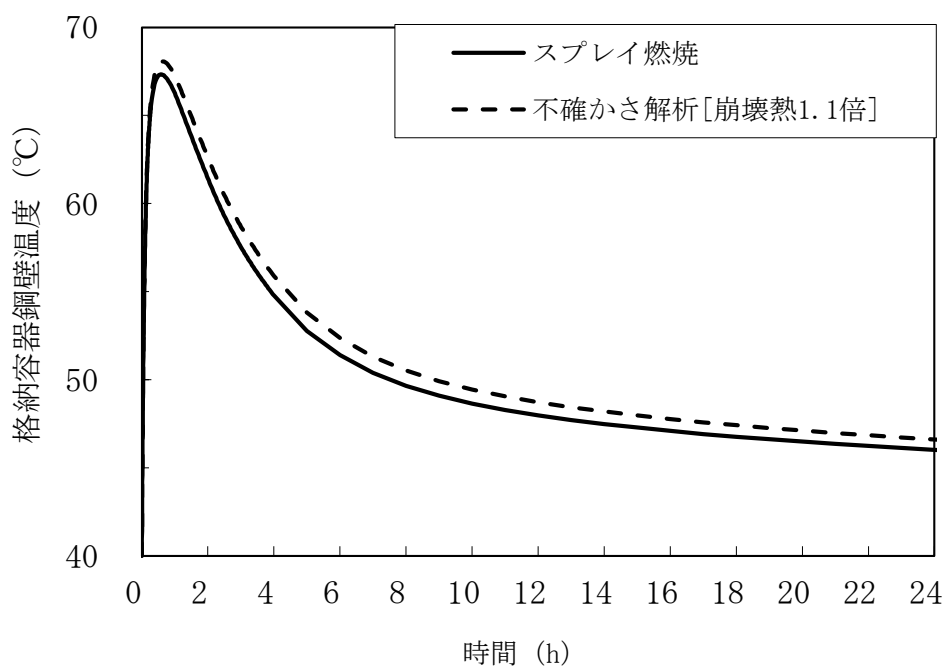
第 4.3.3.1.31 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



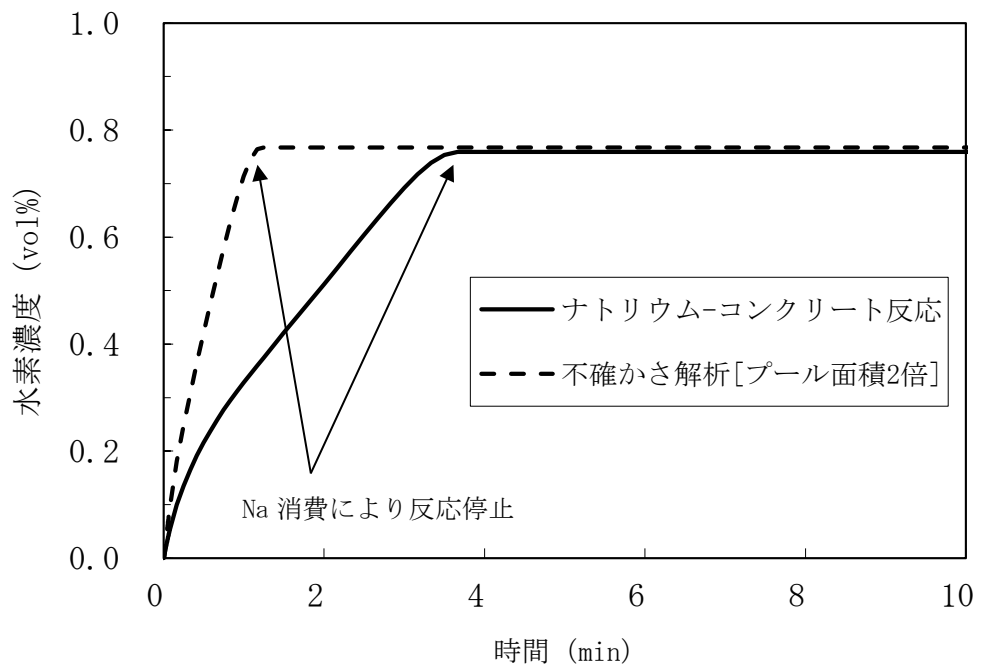
第 4.3.3.1.32 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果



第 4. 3. 3. 1. 33 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)



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



第 4.3.3.1.35 図 格納容器内水素濃度の推移 (不確かさの影響評価)

4.3.3.2 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。

したがって、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。

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

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における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

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

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な

対応のために必要な情報を収集する。

b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

外部電源喪失及び原子炉保護系（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、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

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

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.1 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)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
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)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
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 関連する核計装

第4.3.3.2表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

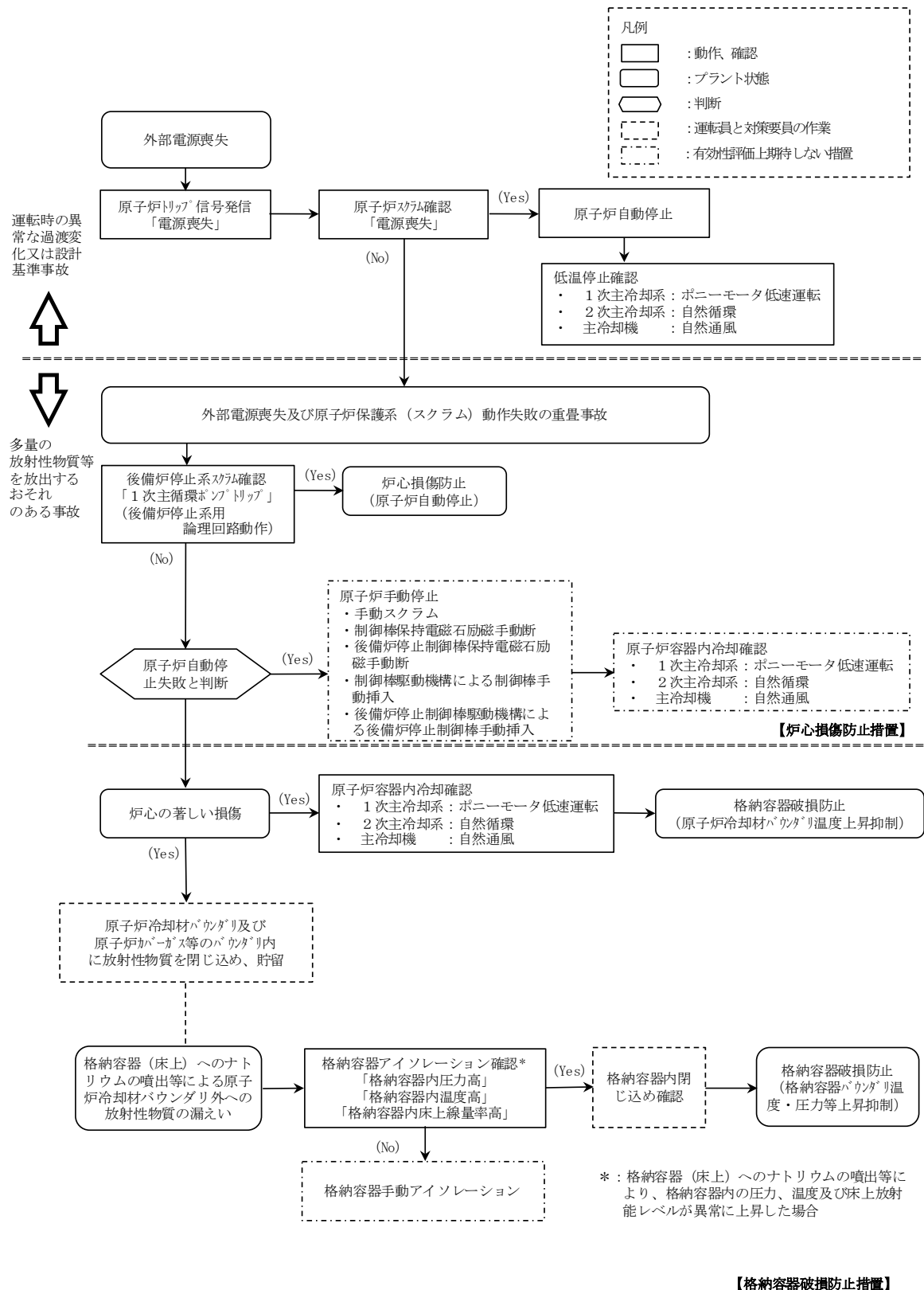
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダ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

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			
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(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 5 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 ・事故発生時の判断	[Progress bar from 5 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。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・後備炉停止系スクラム確認	[Progress bar from 5 to 5]															・「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。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 5 to 5]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 5 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。

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		120	180	240
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生時の判断(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	[Progress bar from 5 to 240]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 5 to 5]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar from 5 to 5]															・1次主冷却系(ボニーモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Progress bar from 5 to 5]															・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Progress bar from 5 to 5]															・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



第 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。

したがって、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。

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。

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、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。なお、本措置は上記のb.～d.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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

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

(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、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路はSクラスとして設計する。

(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。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) 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) 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、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、初期値以上に上昇することなく低下し、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、初期温度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、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、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 : 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 4.3.3.3.3 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、約 10℃高くなり、それぞれ約 760℃及び約 750℃となるが、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」の解析とほとんど変わらず約 460℃であり、燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず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

a. 解析条件

計算コード SAS 4 A により解析する。解析体系は、「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るものとする。1ループの1次主循環ポンプの軸固着後の冷却材流量を第4.3.3.3.4図に示す。
- 4) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 5) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 7) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換える。ただし、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いる。
- 8) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じたFPガスの生成量の計算や燃料中のFPガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 9) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下し、燃料に対する被覆管による拘束力は燃料が溶融する前に喪失する。また、燃料内の温度分布が平坦化し、燃料の中心部で溶融が生じる段階では、高温化によって既に強度が低下した燃料は、短時間で崩壊に至ると考えられる。燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第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、SAS4Aの適用限界に達する。その約 50 秒間の起因過程の範囲では、炉心は出力／流量比が大きい 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 1,020°Cから最大値の約 1,040°Cまで上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはない。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およ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

a. 解析条件

計算コードSIMMER-IVにより解析する。SIMMER-IVにおける解析体系を第 4.3.3.3.7 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。SIMMER-IV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、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ティールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スティール及びスティール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。

- 5) 原子炉容器内全体を3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようにオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに1ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行しているため、定格運転時の6.5%流量を再現するように入口圧力を設定する。
- 7) B型及びC型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、LGT及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
- 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.3.9図から第4.3.3.3.11図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、冷却材による除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉の出力が低いため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。また、遷移過程の初期には、損傷集合体が限定されているため、反応度及び原子炉の出力に大きな変化はない。起因過程終了時に損傷していた集合体に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴い、集合体管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷し、損傷した燃料が沈降すると正の反応度が投入され、時刻70秒前後に反応度と原子炉の出力の上昇が見られる。損傷領域が狭い間は、反応度の上昇量は大きくないが、ラップ管の溶融により損傷領域が拡大するとともに燃料の横方向の移動が可能になると反応度変化も徐々に大きくなる。反応度は、変動しながら徐々に上昇し、特に外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると鉛直方向の燃料凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。時刻75秒から反応度と原子炉の出力の振幅が大きくなり、時折原子炉の出力が定格値を超える。原子炉の出力上昇により燃料温度の上昇と溶融スチール量が増加し、炉心物質の可動性が増加し、即発臨界近くまで反応度は上昇するようになる。数回の反応度上昇とパルス状の原子炉の出力上昇を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷し、損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻78.6秒に初めて反応度が即発臨界（1.0\$）を超過する。この時に発生した圧力によって一旦分散した燃料が再度凝集することにより時刻79.8秒にも即発臨界を超過する。2回目の即発臨界超過の燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出が生じる。評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は約4,200℃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。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等について、1) から 5) に共通的な解析条件等を、6) から 11) にそれぞれの再配置場所に対する解析条件等を示す。

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

秒後とする。また、冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度は最高約 1,930℃、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約 350℃、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約 470℃並びに炉心周辺領域は約 500℃とする。

- 10) 大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で熔融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。ここでは、保守的に炉心上部構造による損傷炉心物質の放出の抑制効果を無視して、上部プレナムに移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 100%とする。また、上部プレナムに放出された損傷炉心物質の広がり面積に対する材料照射ラックの開口面積の比より、炉心インベントリの約 4%の損傷炉心物質が材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。
- 11) 機械的応答過程の解析より、上部プレナムに損傷炉心物質が噴き上げられた高さから炉心支持台上面までの高さを終端速度で落下すると保守的に仮定して、上部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は、遷移過程における核反応の停止から 10 秒後とする。また、デブリベッドの初期温度は、遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果より約 5,130℃の損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた 600℃とする。

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

b. 解析結果

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

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

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

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの 40%となる場合

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

iv. 機械的応答過程の解析

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

a. 解析条件

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

- 1) 遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急上昇が起こった直後の、炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。
- 2) S I M M E R - I V による機械的エネルギー発生時の解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いてモデル化する。炉心及びその周辺の初期状態は、遷移過程の解析結果をそのまま接続する。初期の炉心平均燃料温度及びスチール平均温度は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ 4, 200℃及び 1, 700℃とする。

- 3) 炉心部から上部プレナムへと溶融炉心物質が容易に噴出するように、遷移過程において炉心部の上部構造の流路中に侵入した溶融炉心物質が固化することによって形成される閉塞を無視し、また、原子炉容器内において、機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視するなど、機械的エネルギーの発生が大きくなるような条件とする。
- 4) AUTODYNによる原子炉容器の構造応答解析は、原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は、上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生 of 解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として解析する。
- 5) 回転プラグは動かない剛体としてモデル化し、この構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果は無視するなど、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 of 解析で得られた圧力履歴を用い、原子炉容器の変形による圧力緩和効果は無視し、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溶融燃料と溶融スチールの混合物が上方に放出され、液体ナトリウムを蒸発させる。これが圧力源となって、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造に機械的負荷を与える機械的エネルギーへ変換される。機械的エネルギーの最大値は約 2.6MJ である。なお、圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 15%程度である。

② 原子炉容器の構造応答

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

③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動

炉心上部機構及び小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位し、大回転プラグとの相対変位は生じない。大回転プラグは 80ms 程度の短時間、2回に分けて最大約 2.4mm 上向きに浮き上がるが、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮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 0.2%程度であり、破断伸びであ

る 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。

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

また、大回転プラグの浮上がりは極短時間であって、その間に一時的に形成される回転プラグ間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として、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度及び燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさの幅は、以下のとおり設定する。

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

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

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

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

iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価

再配置・冷却過程の不確かさの影響について、評価項目の「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、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包絡する損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。

下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から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%の炉心物質が再熔融する時刻 (事象発生から約 1,200 秒後) とする。

解析結果を第 4.3.3.3.16 図に示す。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約 1,800 秒後に約 720°Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は 2.8MPa (1 次応力) であり、SUS 304 について 900°Cを超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、炉心熔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、FLUENTを用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。

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

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

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

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

iv. 機械的応答過程の不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器(床上)に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目「② 格納容器(床上)へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。」に対しては、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及びスチール平均温度の最大値はそれぞれ 5,130℃及び 2,310℃である。

上部プレナム下部の FCI の不確かさの影響も考慮した解析【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 4.3.3.3.19 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は 0.8%程度であり、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

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

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

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

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「電源喪失」
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)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
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する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「電源喪失」
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
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)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
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 関連する核計装

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

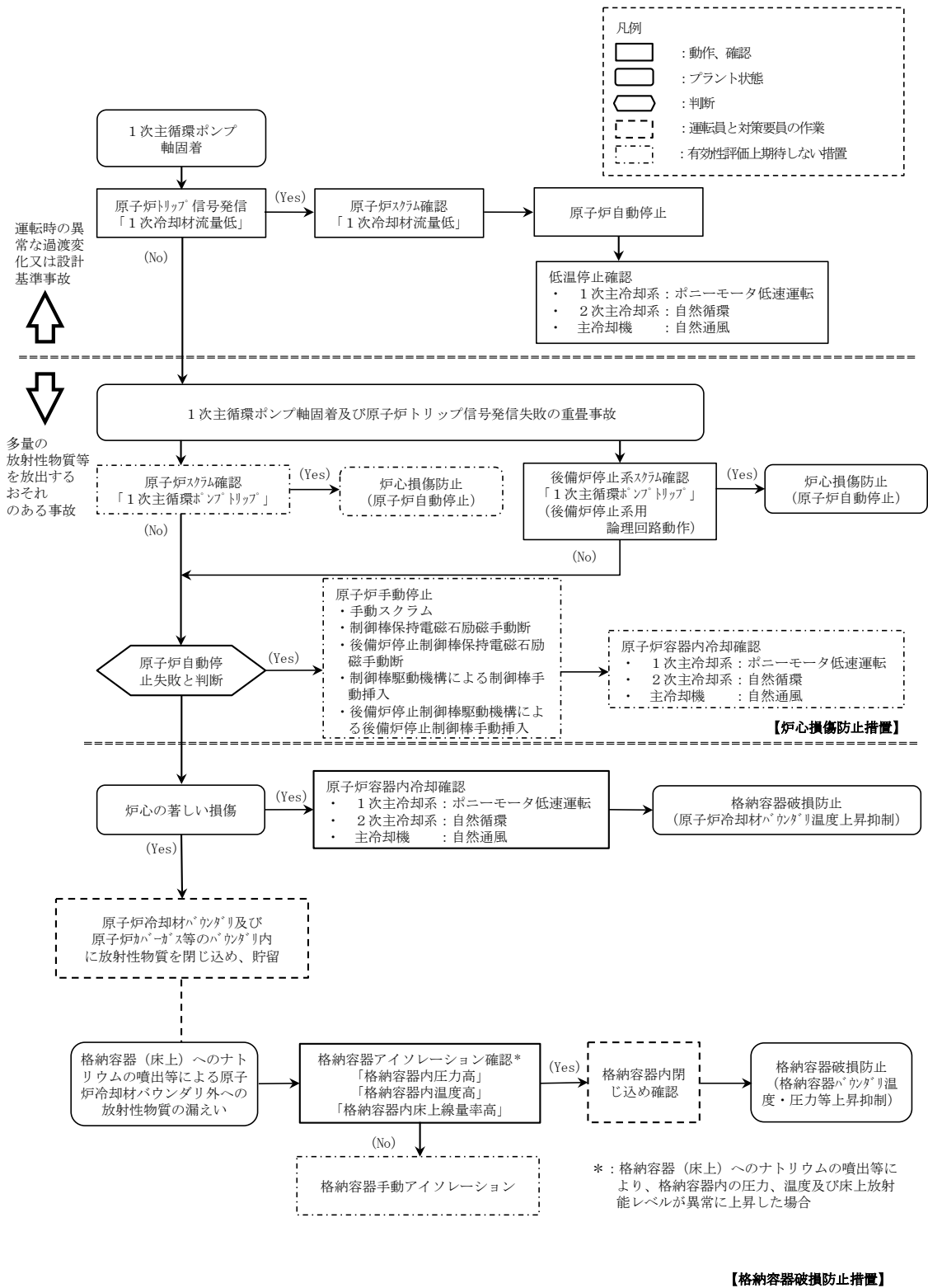
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	<ul style="list-style-type: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

第4.3.3.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

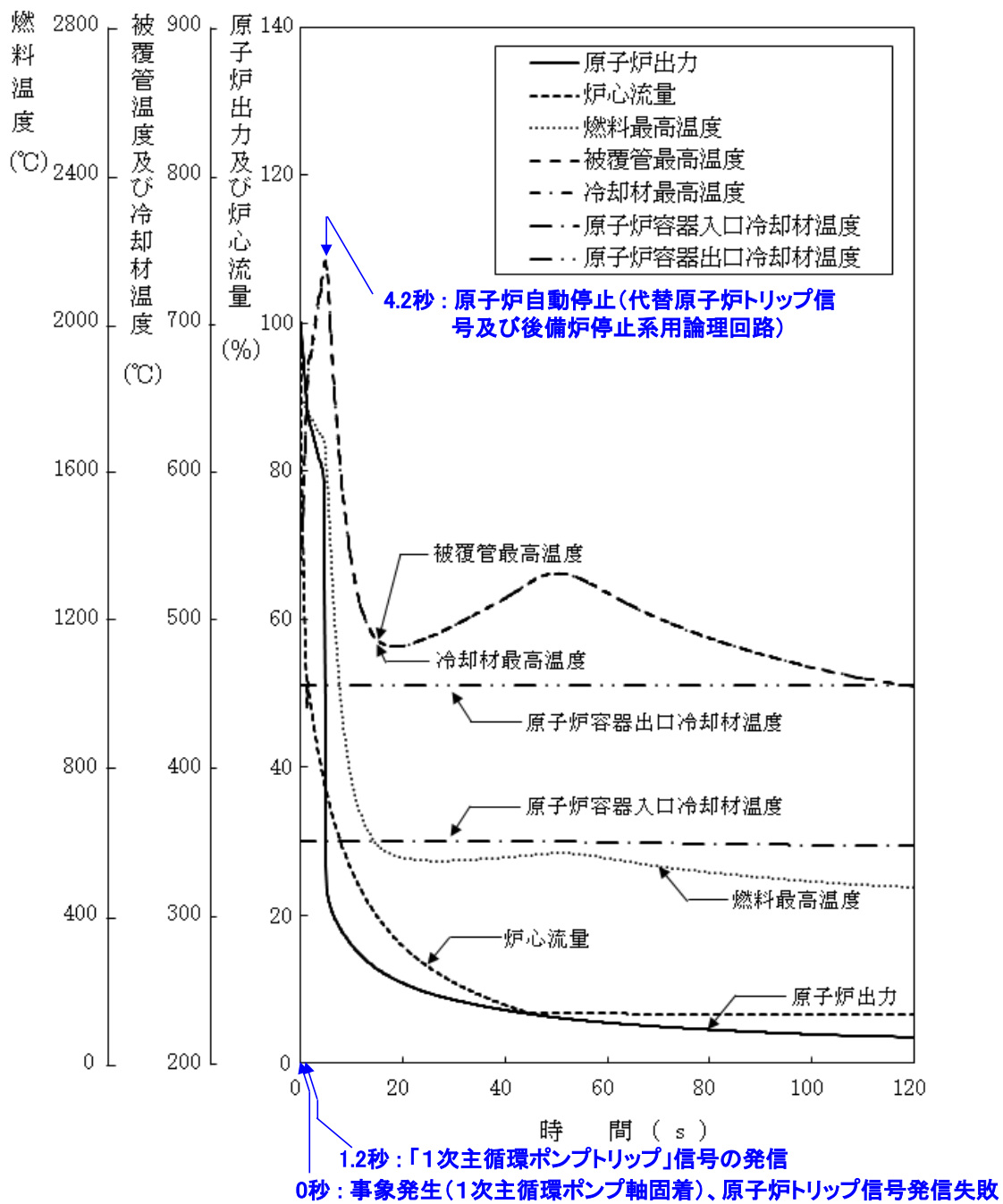
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			▽異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 60]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Progress bar from 0 to 5]															・「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。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替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	[Progress bar from 0 to 5]															・「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。
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。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress 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。

第4.3.3.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

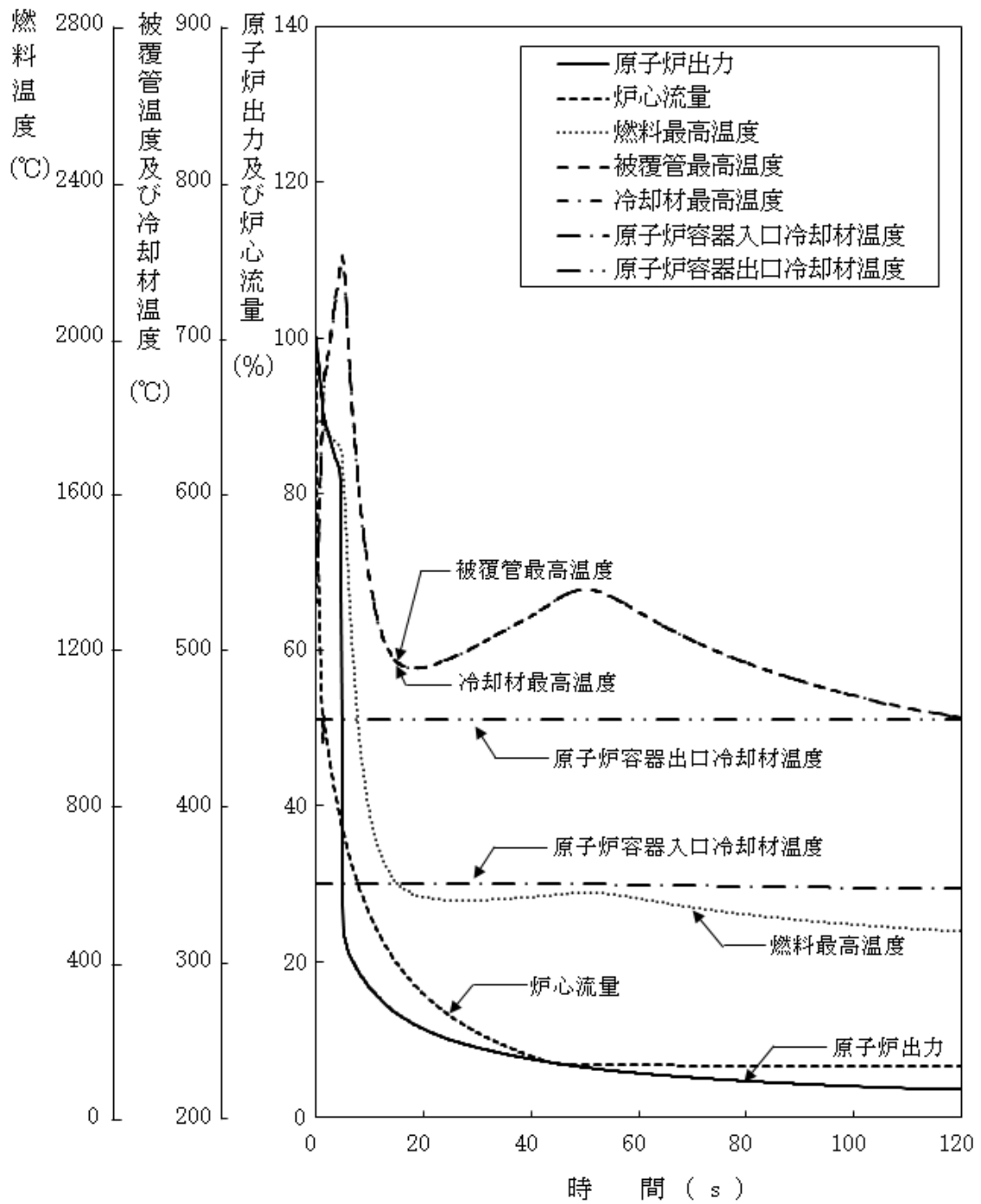
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			▽異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 60]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[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。
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 5]															・1次主冷却系(ボーンモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Progress bar from 0 to 5]															・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Progress bar from 0 to 5]															・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



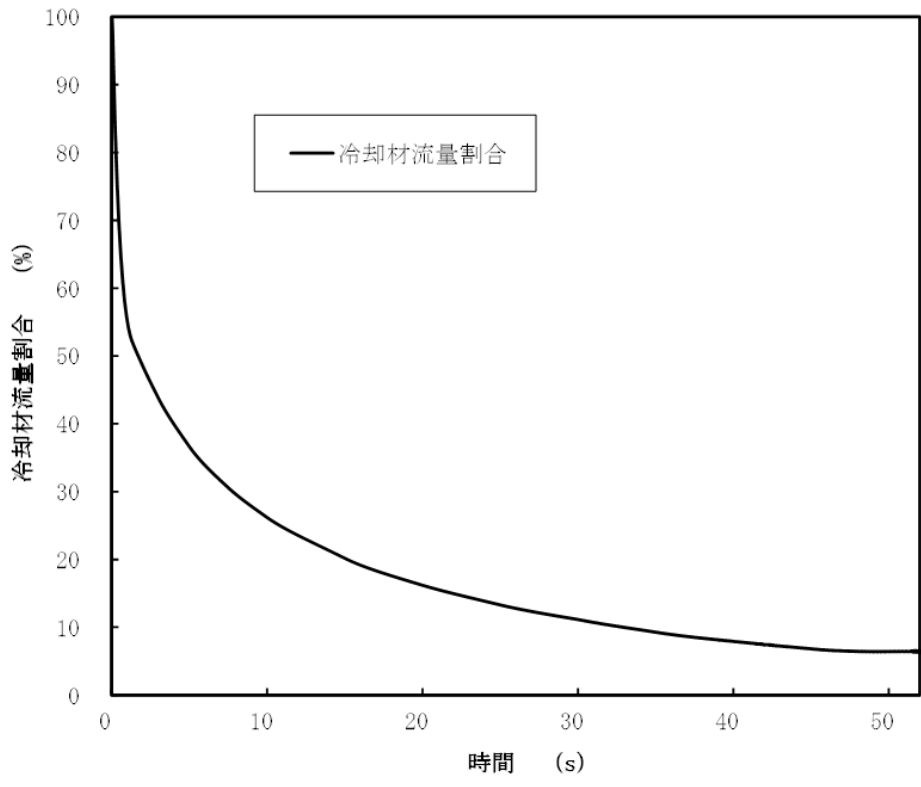
第 4.3.3.3.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



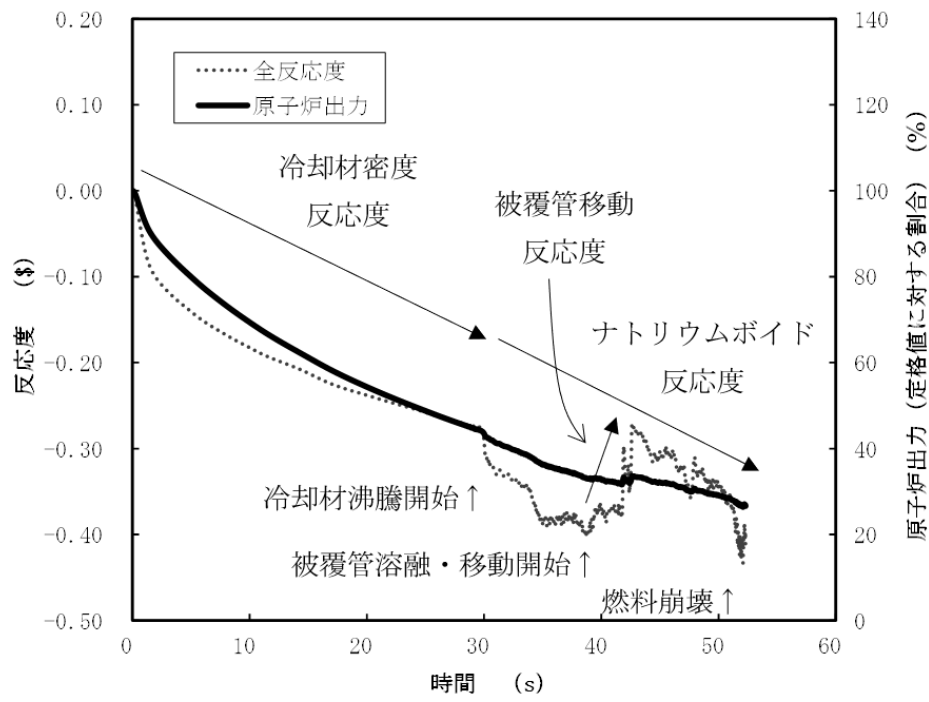
第 4.3.3.3.2 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (炉心損傷防止措置：代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



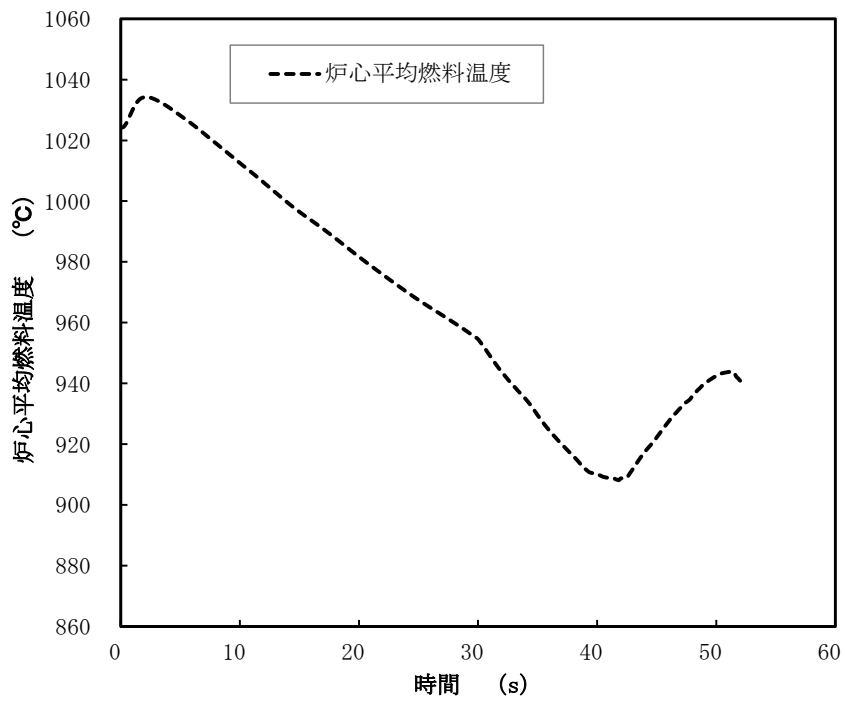
第 4.3.3.3.3 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)



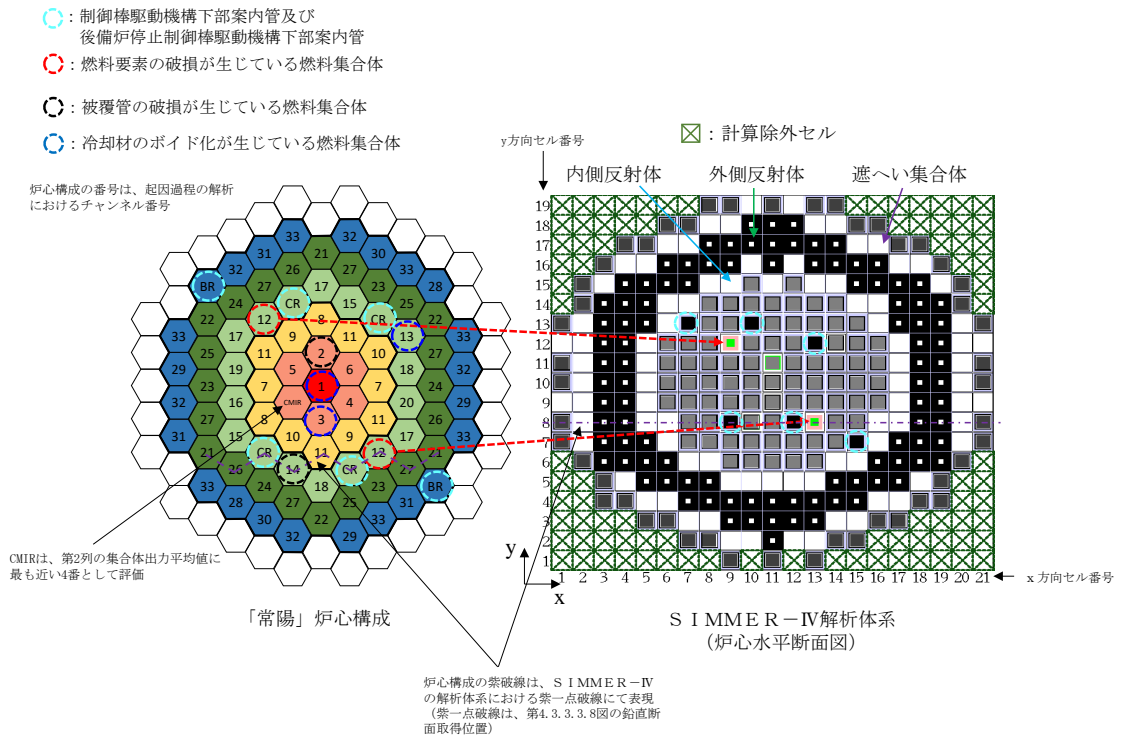
第 4.3.3.3.4 図 1 次主循環ポンプの軸固着時の冷却材流量の推移



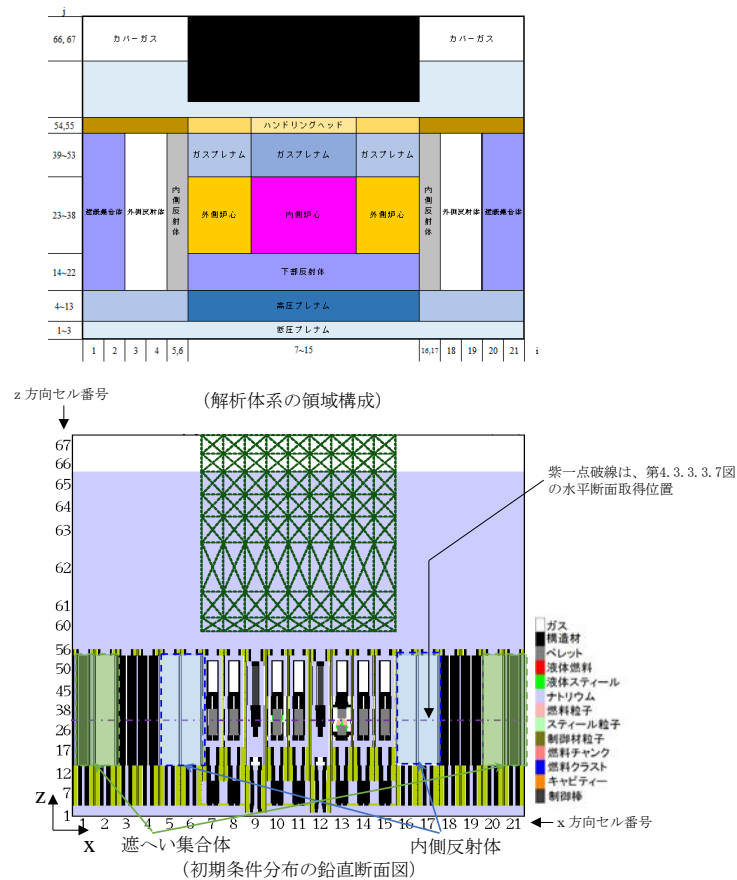
第 4.3.3.3.5 図 起因過程における出力及び反応度履歴



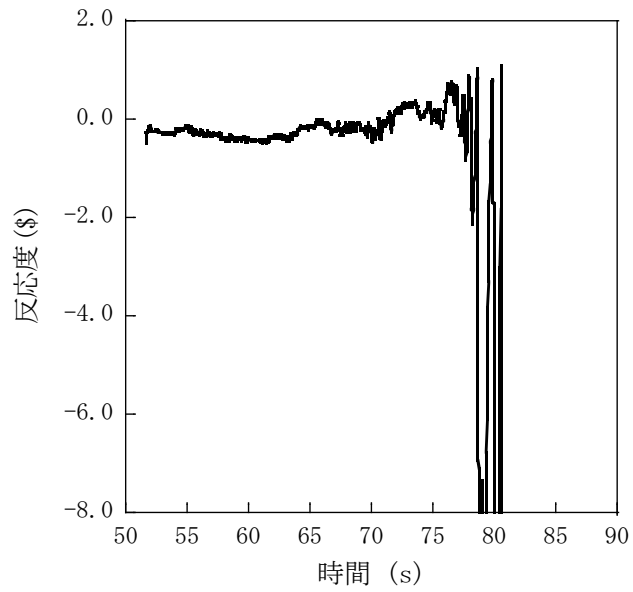
第 4.3.3.3.6 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



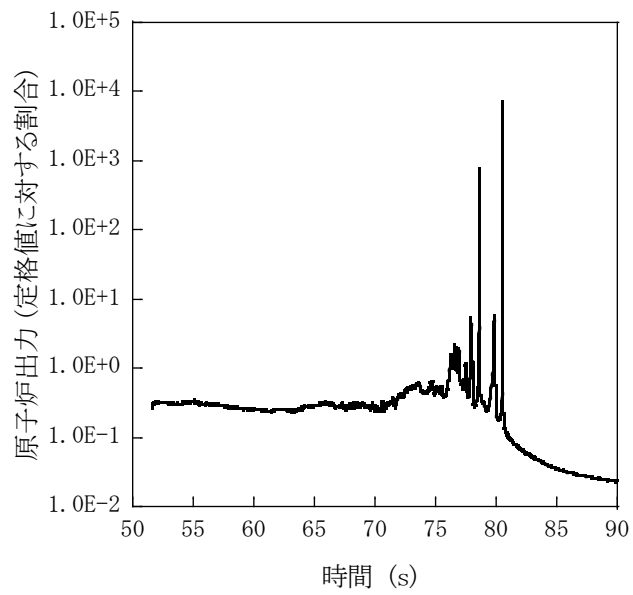
第 4.3.3.3.7 図 S I M M E R - I V における解析体系 (遷移過程の解析)



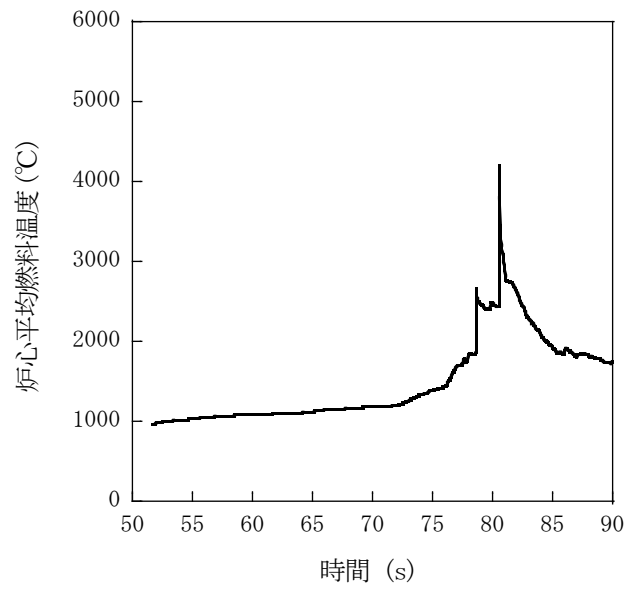
第 4.3.3.3.8 図 S I M M E R - I V における初期物質分布



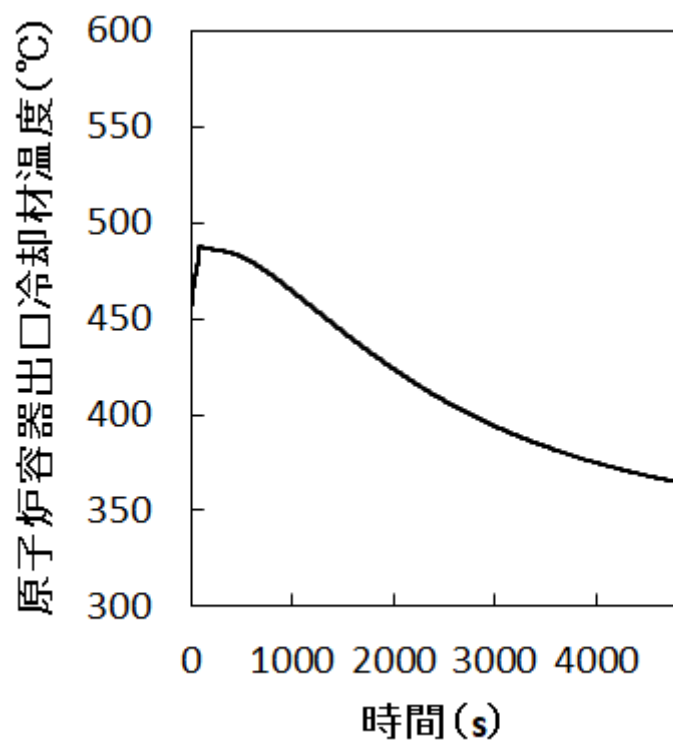
第 4.3.3.3.9 図 遷移過程における反応度履歴



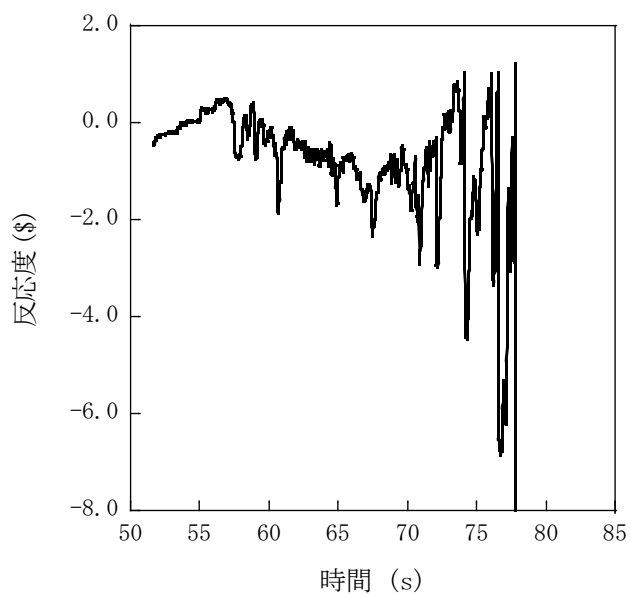
第 4.3.3.3.10 図 遷移過程における出力履歴



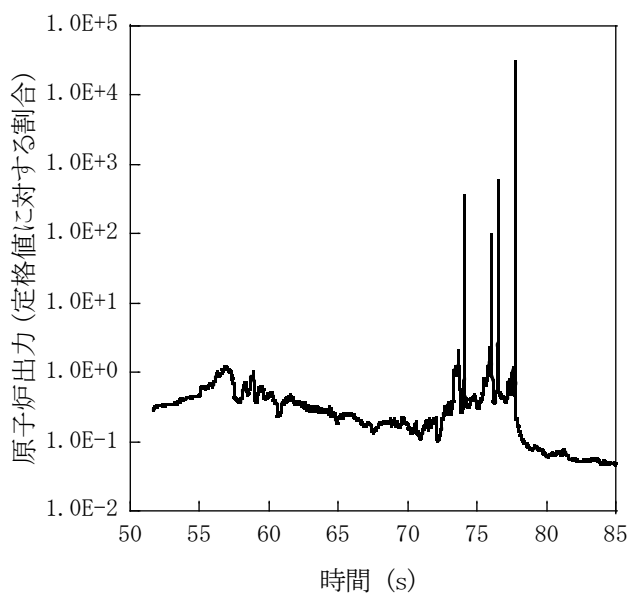
第 4. 3. 3. 3. 11 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



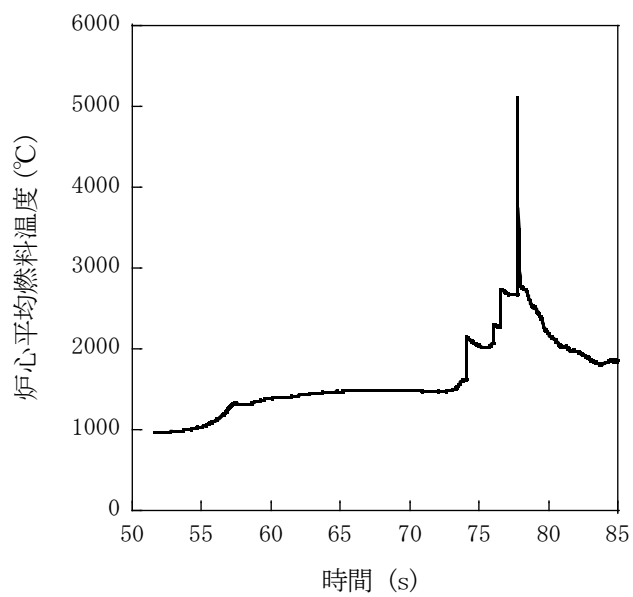
第 4. 3. 3. 3. 12 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



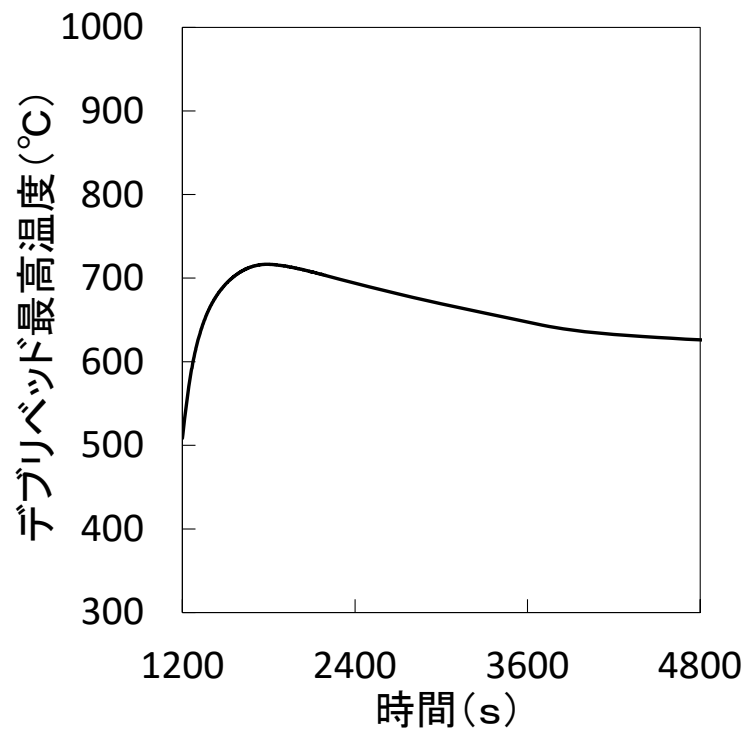
第 4.3.3.3.13 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



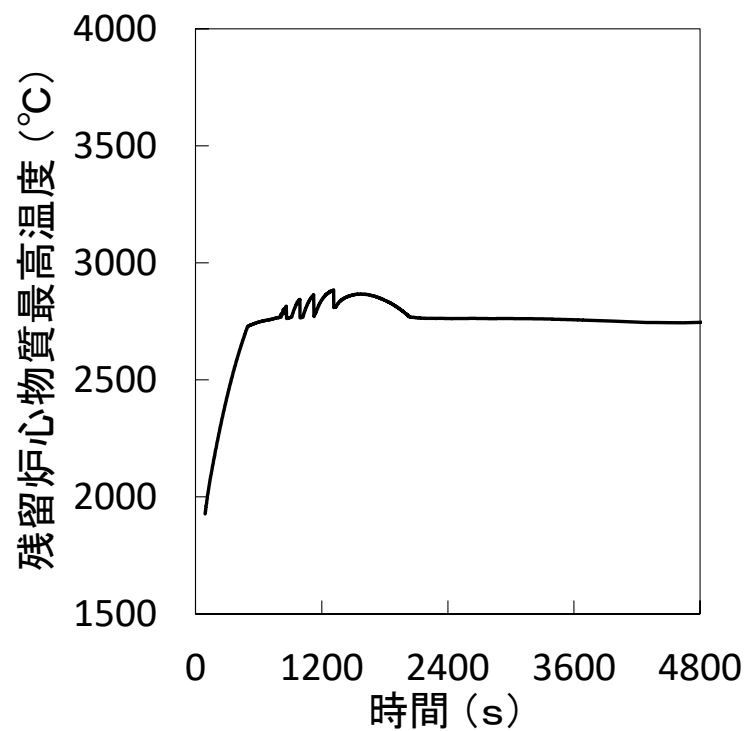
第 4.3.3.3.14 図 遷移過程の不確かさの影響評価における出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



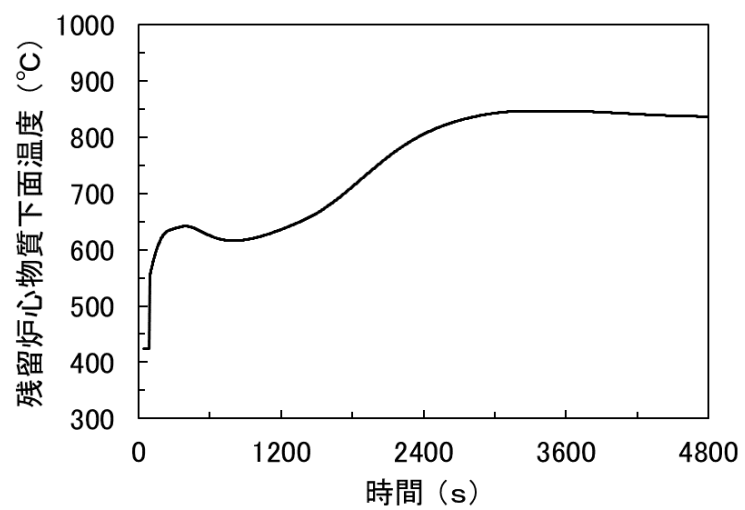
第 4.3.3.3.15 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



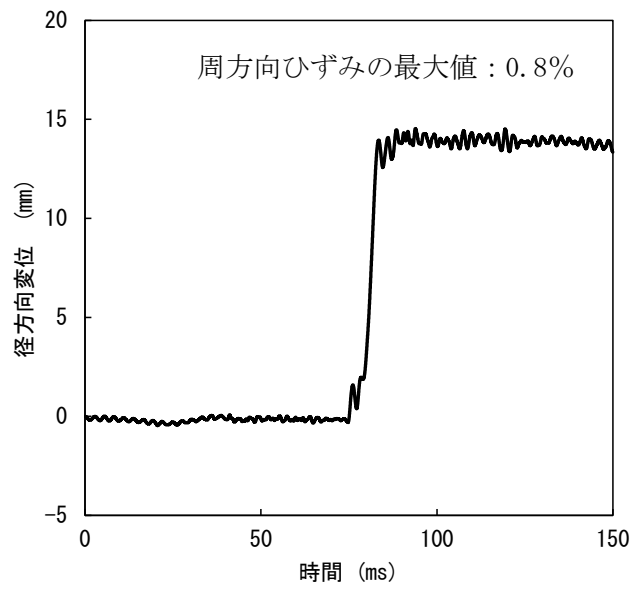
第 4. 3. 3. 3. 16 図 デブリベッド最高温度の履歴



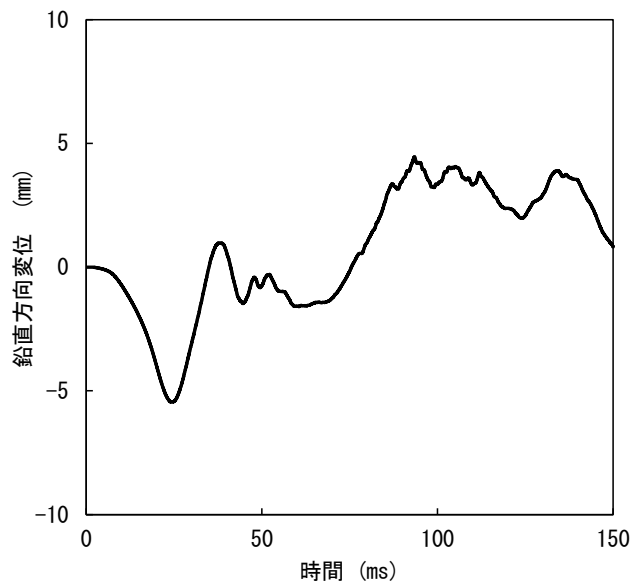
第 4. 3. 3. 3. 17 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 3. 18 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

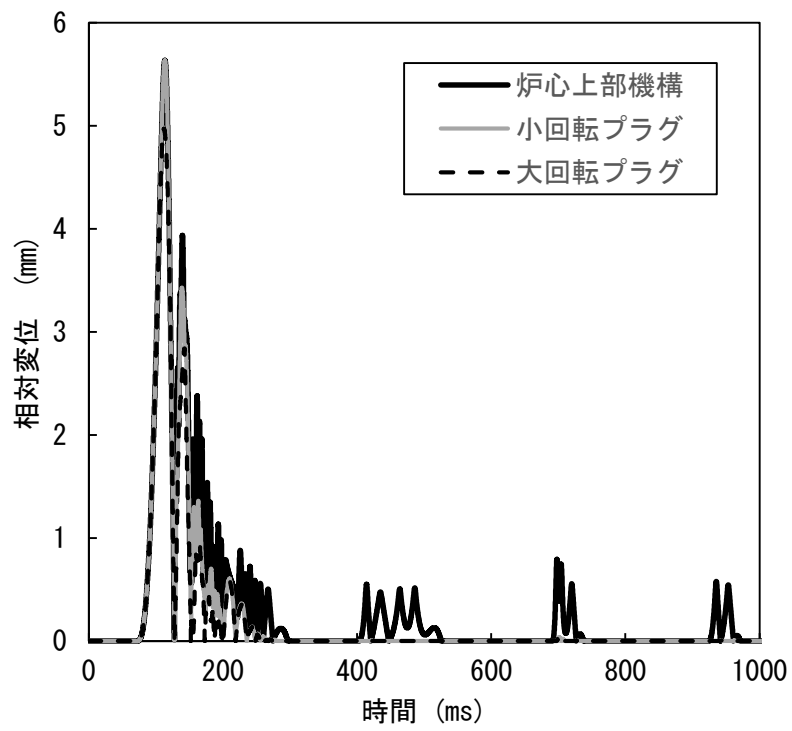


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位



(A) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

第 4.3.3.3.19 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. 20 図 回転プラグの動的応答の解析結果

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。

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

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。

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

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

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

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

- a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号として「原子炉出口冷却材温度高」を整備することにより「中性子束高（出力領域）」による原

子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原子炉の出力が過度に上昇することを防止する。

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

(ii) 格納容器破損防止措置

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

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

(iii) その他

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

(4) 資機材

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.4.1 表及び第 4.3.3.4.2 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

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

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²C とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は 3.0¢/s とする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、4 秒で制御棒の連続的な引抜きの停止に成功するものとする。
- 7) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 464°C、応答時間は 3.4 秒とする。
- 8) 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 4.3.3.4.2 図に示す。

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

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

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

ii) 不確かさの影響評価

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

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に

対する余裕が小さくなると考えられる反応度添加率、反応度係数及び代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。なお、3つの解析条件及び以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、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 $+10^{\circ}\text{C}$ を考慮し、 474°C 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： $\pm 20\%$ 、炉心支持板温度係数以外： $\pm 30\%$ ）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。

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

解析結果を第 4.3.3.4.3 図に示す。

反応度添加率が大きくなり、負の反応度フィードバックが小さくなったことにより、原子炉出力の上昇が「i) 基本ケース」の解析に比べて大きくなった。これにより、炉心温度の上昇が大きくなり、それに伴い原子炉容器出口冷却材温度の上昇も大きくなったが、代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値を 10°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、それぞれ約 160°C 、約 20°C 及び約 20°C 高くなり、約 $2,130^{\circ}\text{C}$ 、約 590°C 及び約 580°C となったが、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 10°C 高い約 480°C となったが、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

a. 解析条件

計算コードSAS4A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。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を 33 のSAS4Aチャンネルで代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS4Aチャンネルの配置は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引き抜き開始から10秒までは $3.0\phi/s$ 、その後115秒で0となるように徐々に減少するものとする。反応度添加率を第4.3.3.4.4図に示す。
- 4) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換える。ただし、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いる。
- 9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた核分裂生成物ガスの生成量の計算や燃料中の核分裂生成物ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 10) 炉内試験の結果より本原子炉施設のように高いスミア密度の燃料において、断面溶融割合が20%程度以下では、燃料破損に至らないことが分かっている。一方、燃料の破損時の溶融割合が小さいほど燃料破損後の燃料分散による負の反応度効果が抑制されることを考慮し、保守的に断面溶融割合20%で燃料は破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.4.5図及び第4.3.3.4.6図に示す。

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

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

ii. 遷移過程の解析

a. 解析条件

計算コード SIMMER-IV により解析する。SIMMER-IV における解析体系を第 4.3.3.4.7 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。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、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。
- 7) B型及びC型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、LGT及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
- 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。
- 11) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から10秒までは $3.0\phi/s$ 、その後115秒で0となるように徐々に減少するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.4.9図から第4.3.3.4.11図に示す。

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

応度が即発臨界を超過する。再度発生するナトリウム及びス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、SAS4A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガスの圧力の効果を無視する。
- 2) 制御棒の引抜き反応度：反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引抜きに伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮して、反応度添加率を約 $4.2\text{¢}/\text{s}$ で一定とする。

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

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては保守的な条件の重畳は行わず、「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、制御棒の引抜き反応度の不確かさである。反応度変化は、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」の最大約 0.2\$に対して、制御棒の引抜き反応度の不確かさを考慮したケースでも最大約 0.3\$と大きな差はなく即発臨界 (1.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、反応度及び出力の上昇は緩慢であり、その結果、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

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4,300℃となる。本評価事故シーケンスでは、定格時の1次冷却材流量が確保され、燃料凝集が生じる時の炉心損傷領域が「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて小さくなり、燃料凝集が制限されることから、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて炉心平均燃料温度の最大値が低くなる。

起因過程及び遷移過程の解析から、本評価事故シーケンスで発生する熱エネルギーを代表する炉心平均燃料温度の最大値は、不確かさを考慮しても約4,300℃以下である。これは「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の値を下回る【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)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 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)、核計装(起動系)
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)」
代替トリップ信号発信	—	—	—	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)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 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)、核計装(起動系)
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)を確認する。	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)、核計装(起動系)
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 関連する核計装

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

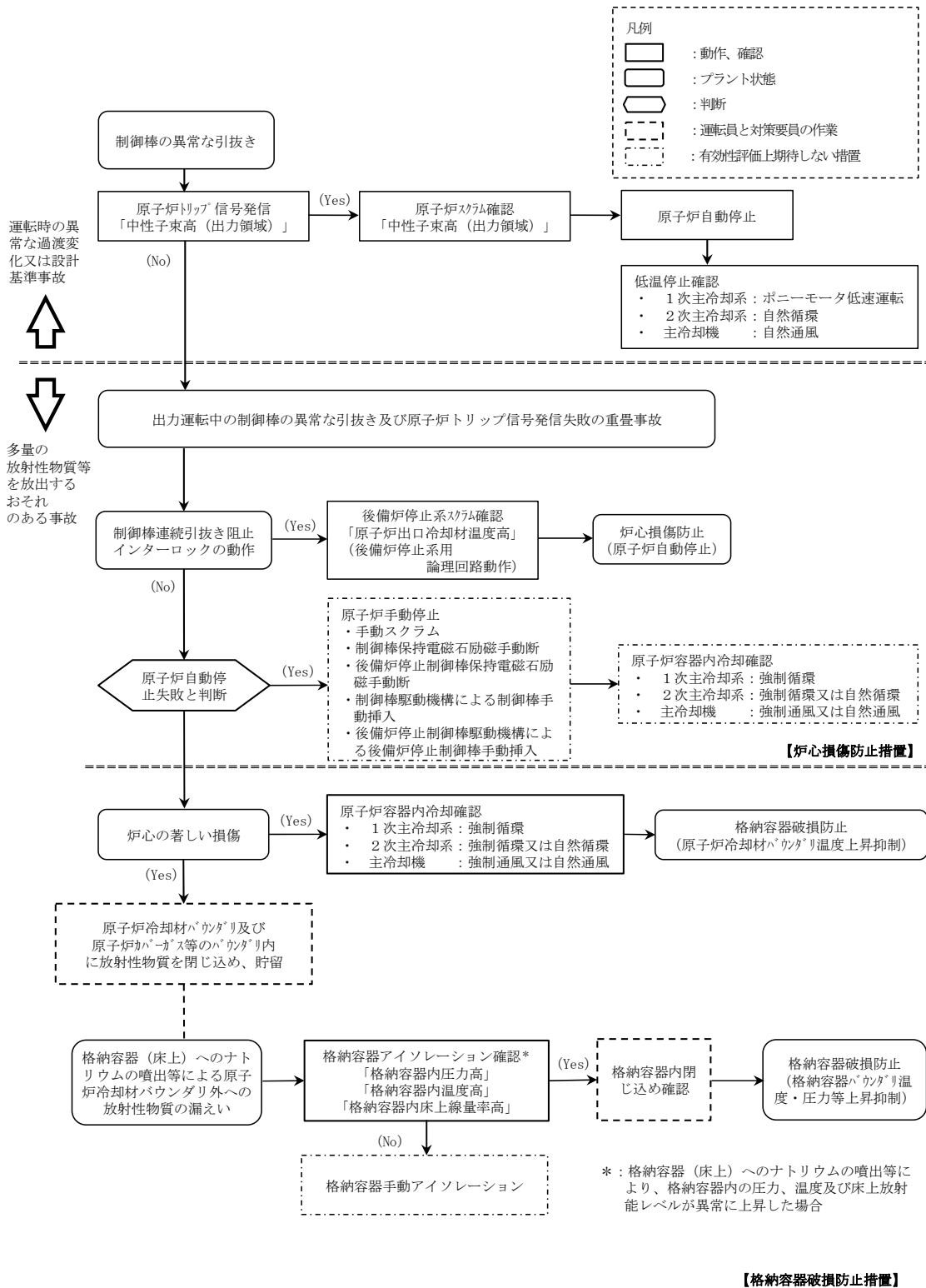
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 核計装（線形出力系）、核計装（起動系）
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: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

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

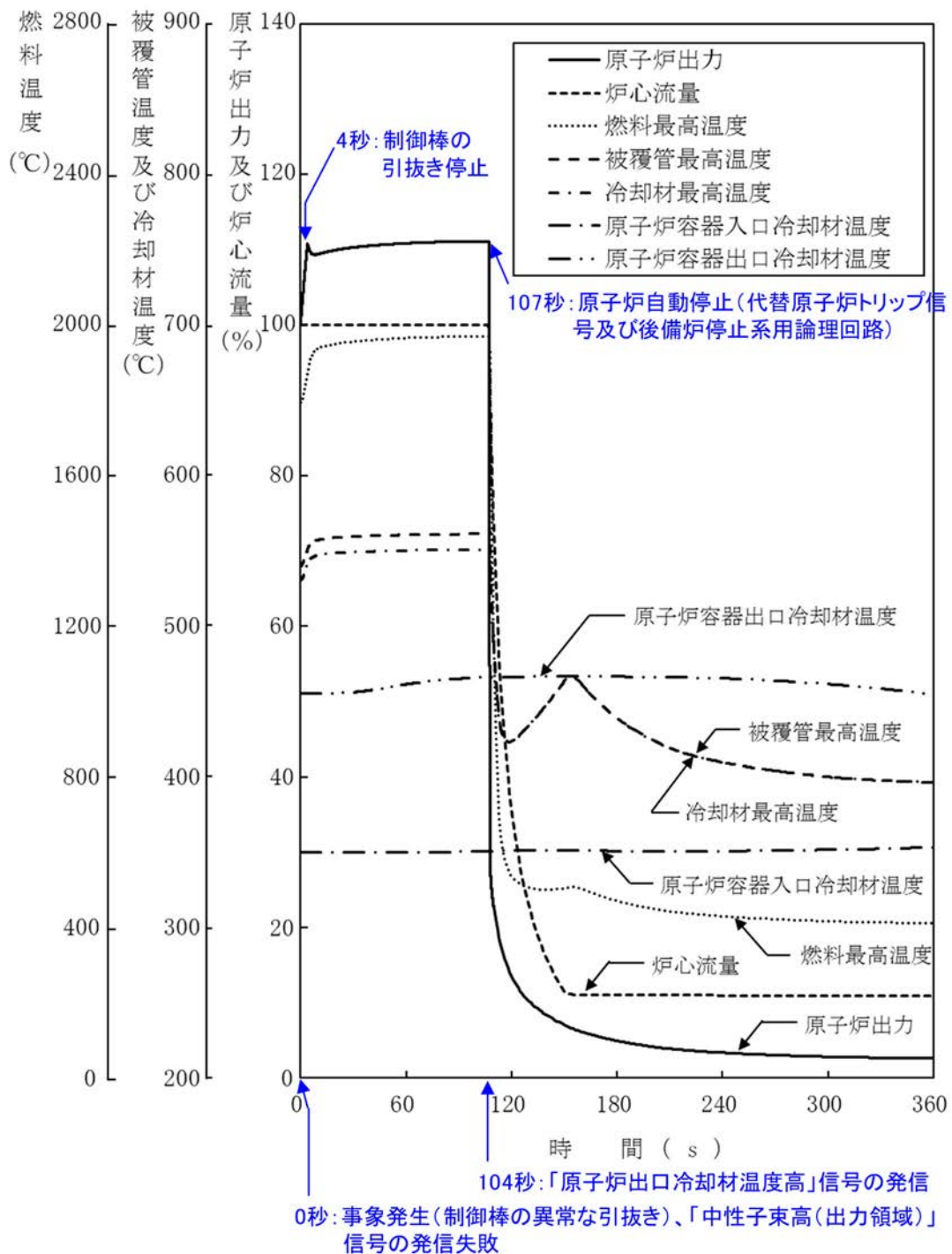
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 60]														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生判断	[Progress bar from 0 to 5]												・「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。		
炉心損傷防止措置	運転員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	[Progress bar from 0 to 5]												・「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。		
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。		
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 0 to 5]												・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。		

第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

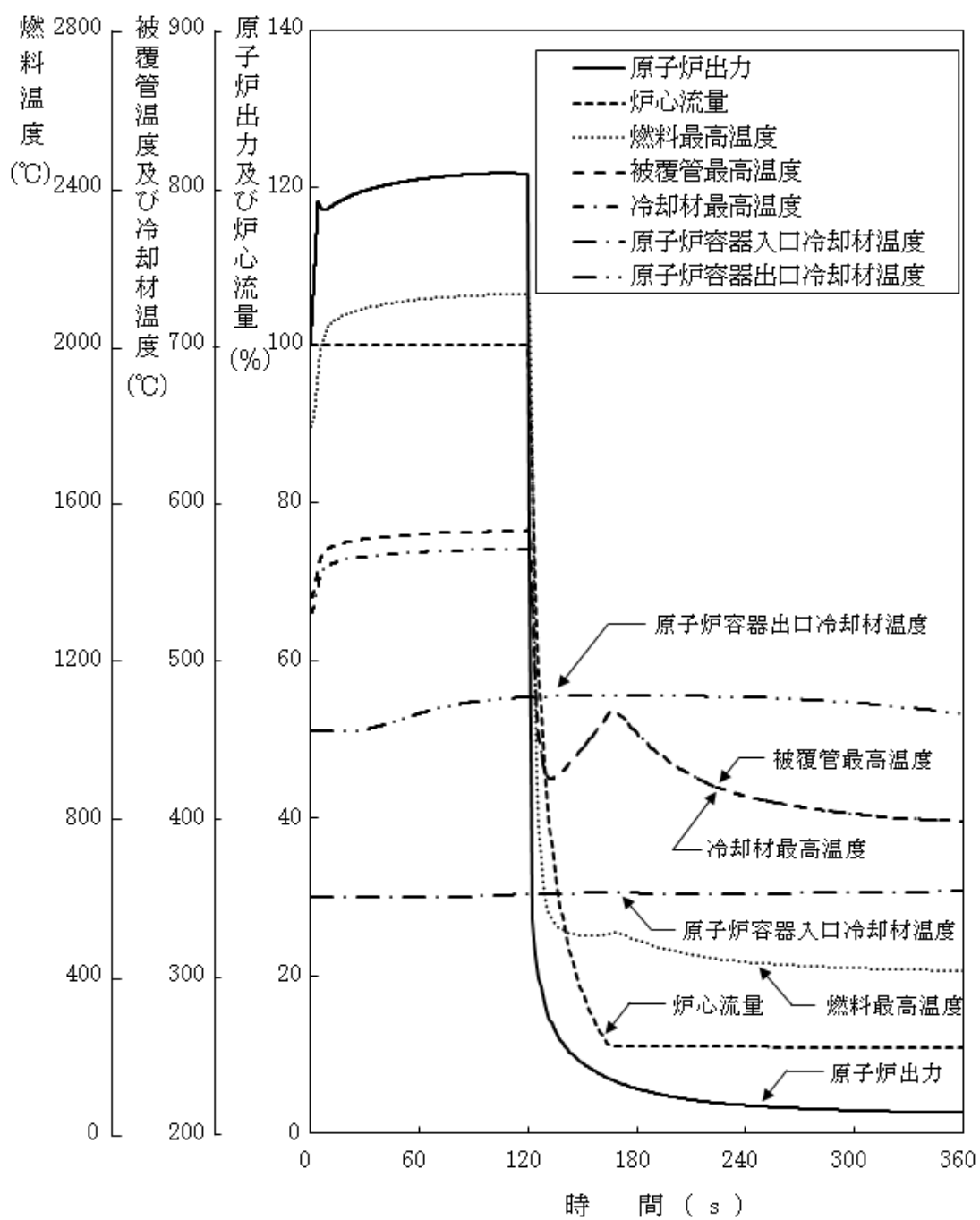
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 60]														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 to 5]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。		
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar from 0 to 5]												・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。		
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カ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	[Progress bar from 0 to 5]												・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、原子炉カパーガス等のバウンダリを隔離する。		
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Progress bar from 0 to 5]												・「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。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。		



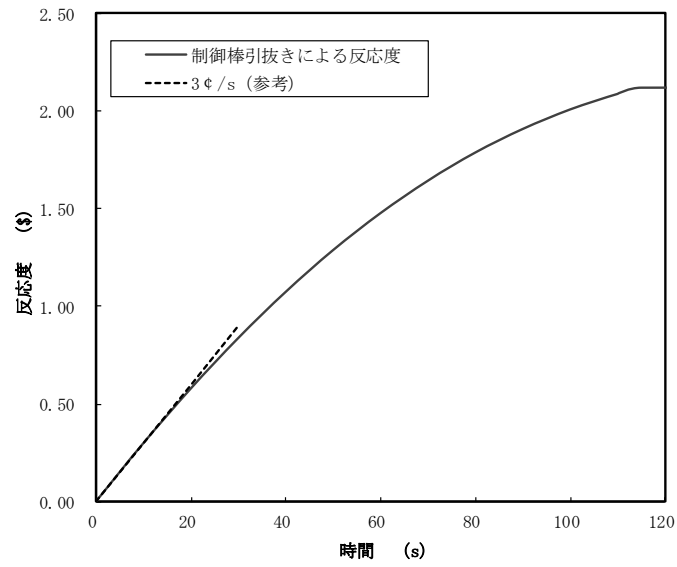
第 4. 3. 3. 4. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順



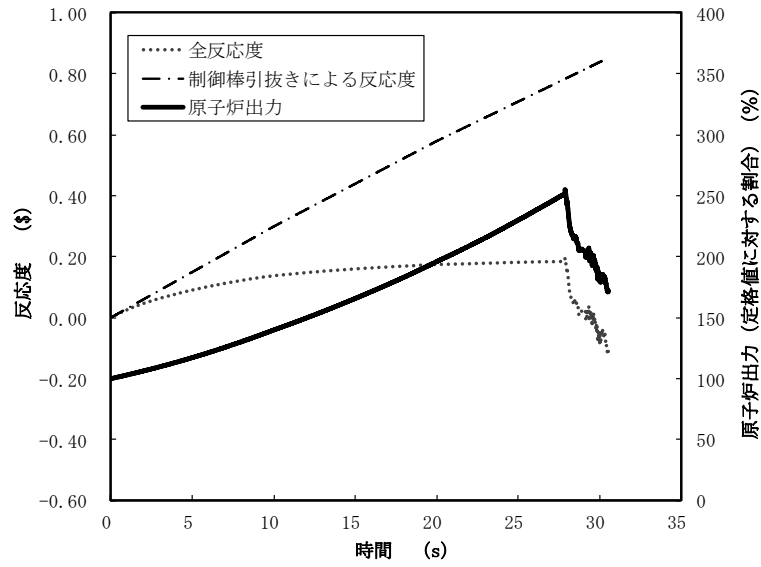
第 4.3.3.4.2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：制御棒連続引抜き阻止インターロック
 及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



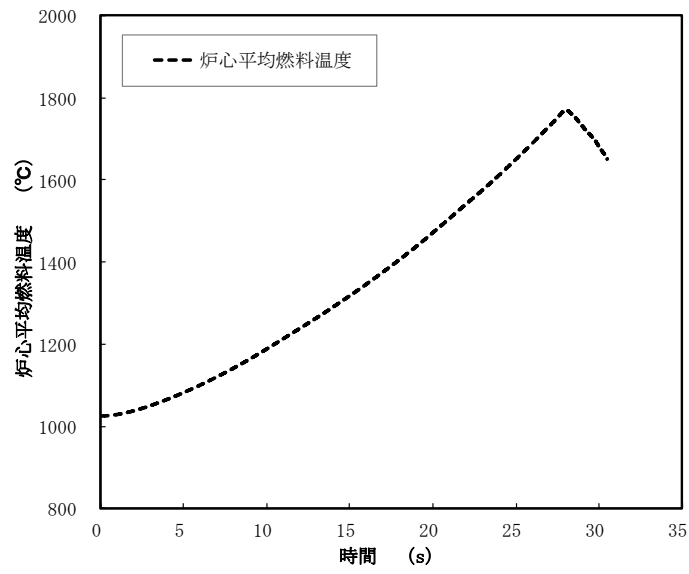
第 4.3.3.4.3 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (不確かさの影響評価)



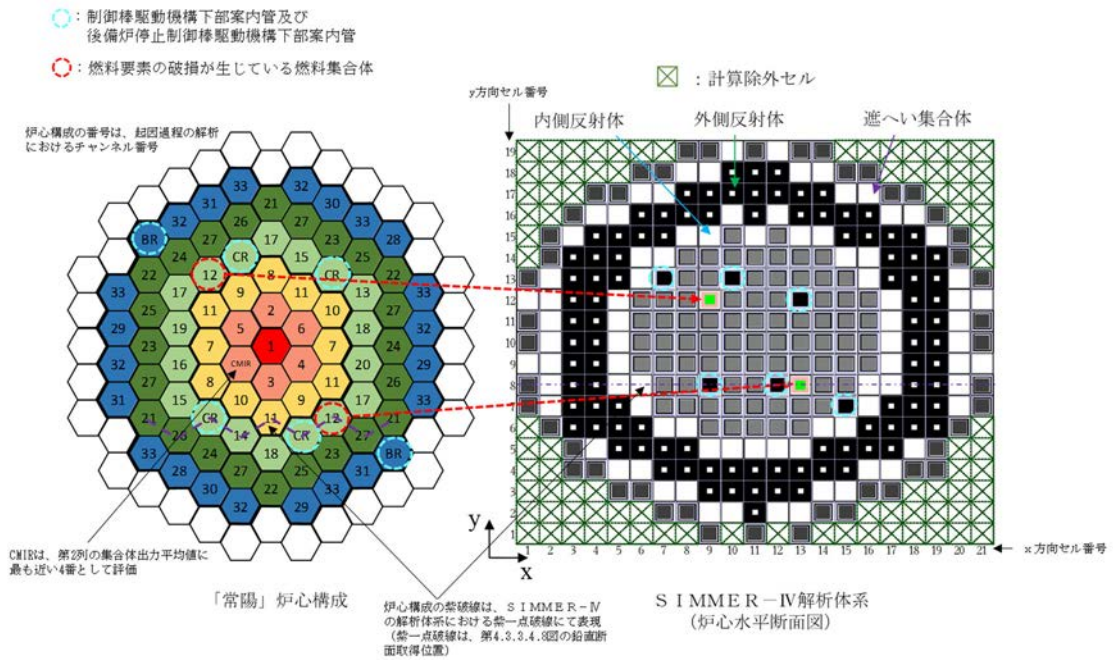
第 4. 3. 3. 4. 4 図 制御棒の引抜きにより投入される反応度



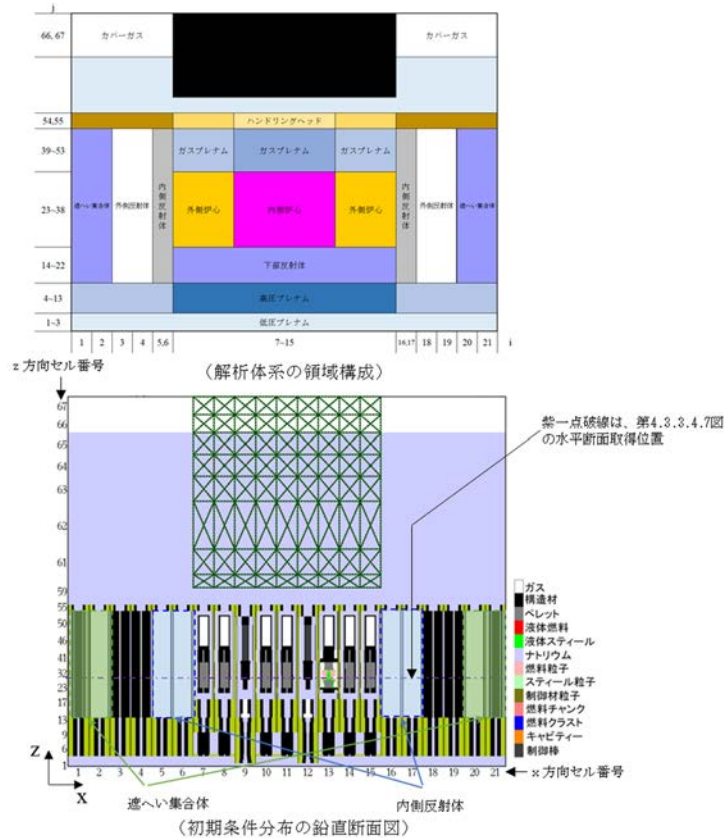
第 4. 3. 3. 4. 5 図 起因過程における出力及び反応度履歴



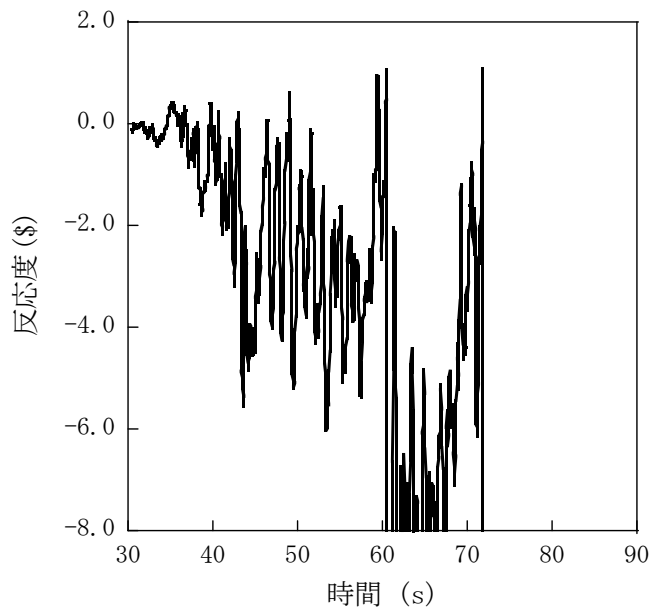
第 4. 3. 3. 4. 6 図 起因過程における炉心平均燃料温度



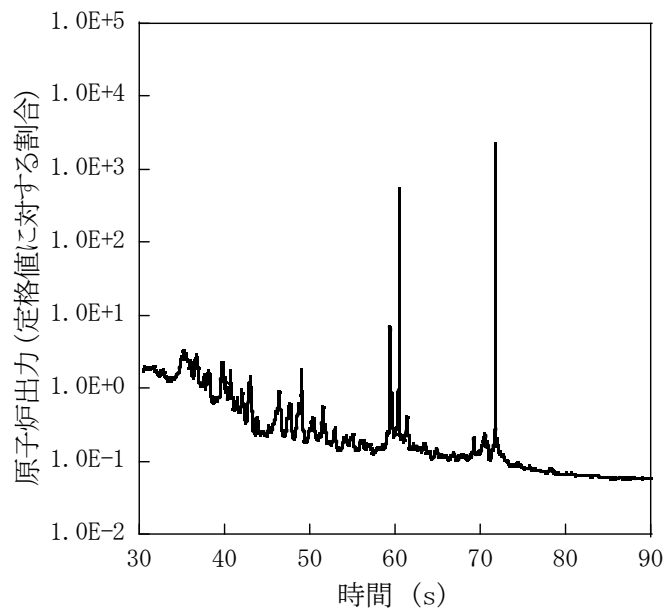
第4.3.3.4.7図 S I M M E R - I Vにおける解析体系 (遷移過程の解析)



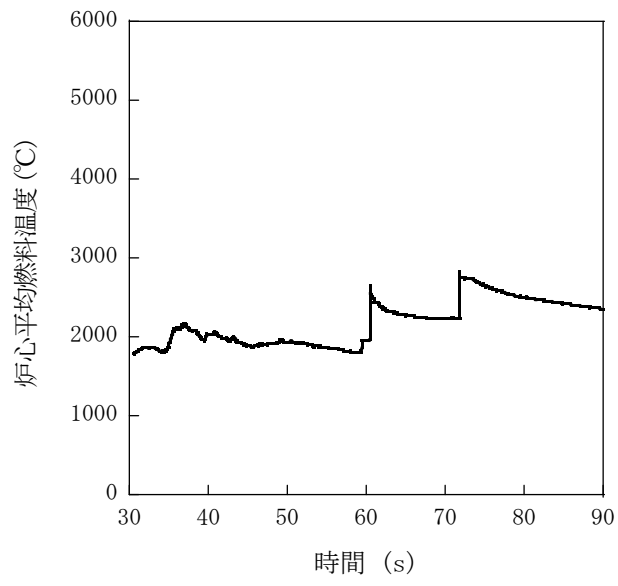
第4.3.3.4.8図 S I M M E R - I Vにおける初期物質分布



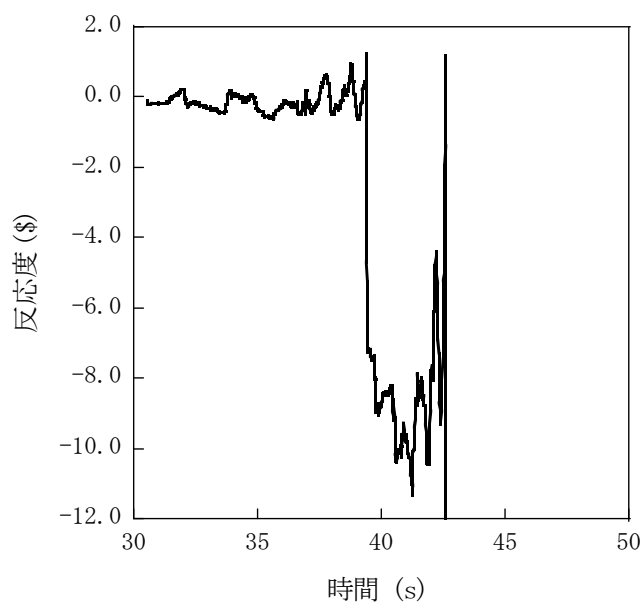
第 4. 3. 3. 4. 9 図 遷移過程における反応度履歴



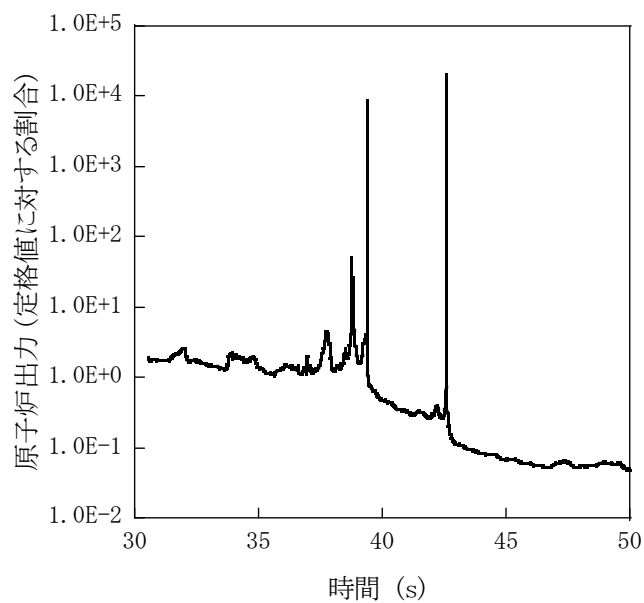
第 4. 3. 3. 4. 10 図 遷移過程における出力履歴



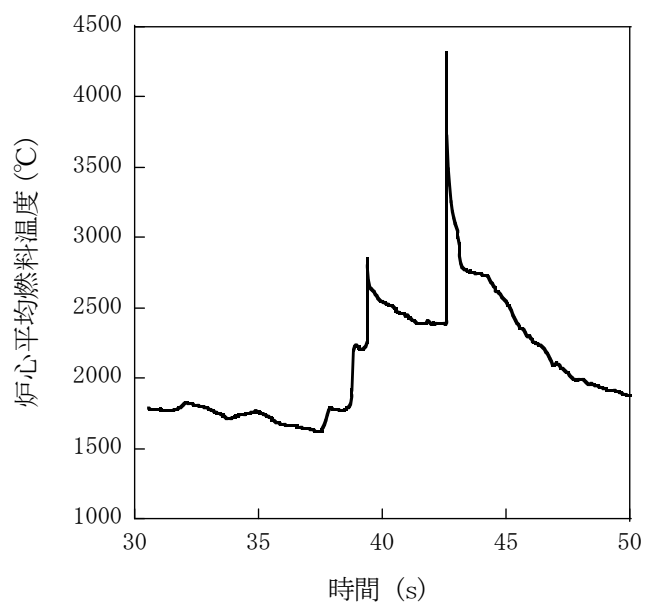
第 4.3.3.4.11 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



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。

したがって、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（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。

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。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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

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

(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、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

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

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.4 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)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 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)、核計装(起動系)
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)」
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)を確認する。	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)、核計装(起動系)
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 関連する核計装

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

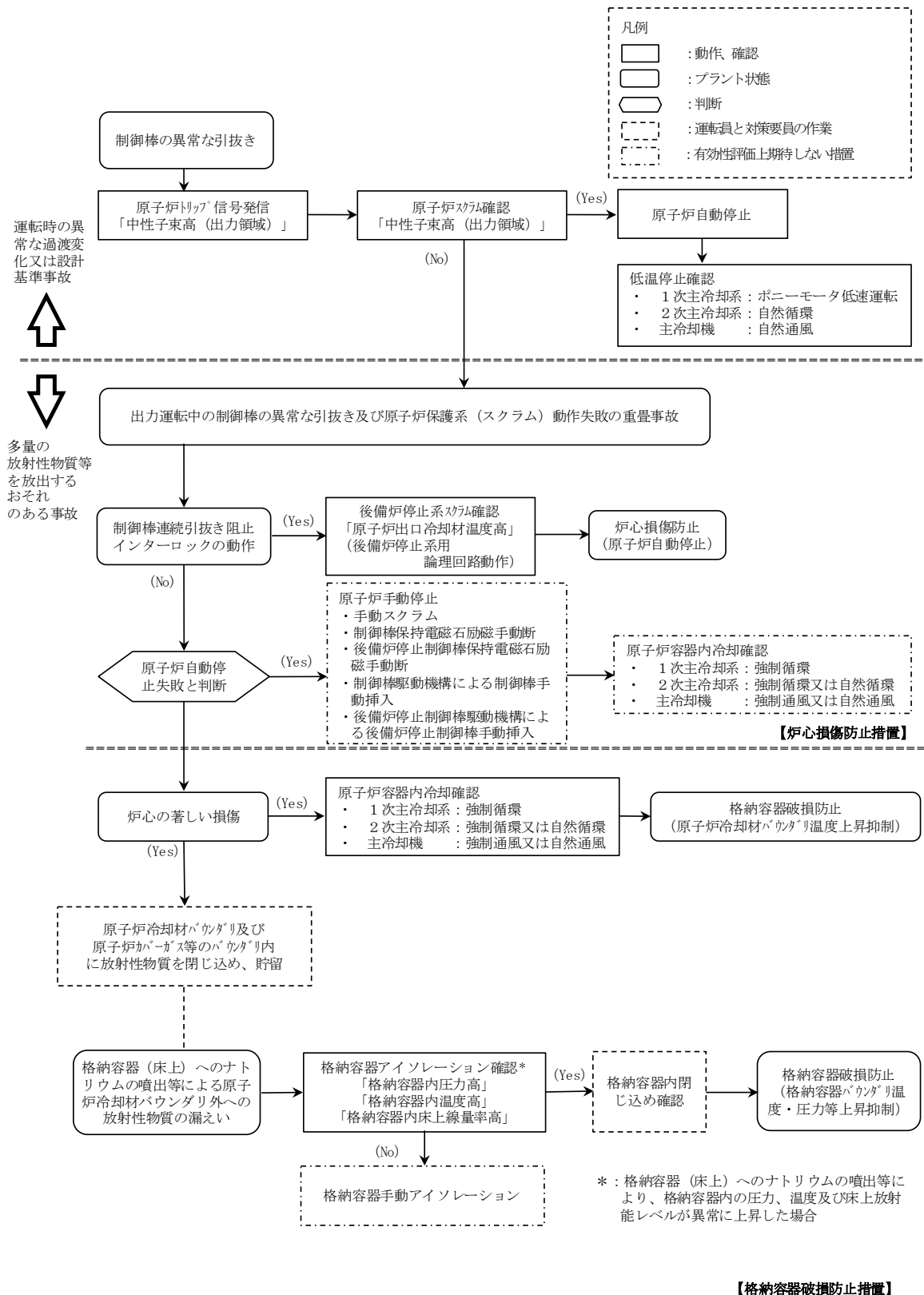
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 核計装（線形出力系）、核計装（起動系）
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: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

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
	当直長	・運転操作指揮	[Time bar from 0 to 60]															
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]															・「中性子束高(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。
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	[Time bar from 0 to 5]															・「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。
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。
炉心損傷防止措置	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。

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
	当直長	・運転操作指揮	[Time bar from 0 to 60]															
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。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Time bar from 0 to 5]															・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Time bar from 0 to 5]															・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Time bar from 0 to 5]															・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



第 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。

したがって、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。

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。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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。なお、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、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(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。措置に必要な要員は 2 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「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) 2ループの2次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 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) 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。
- 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、初期値以上に上昇することなく低下し、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、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、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、それぞれ約 20℃及び約 10℃高くなり、それぞれ約 570℃及び約 560℃となったが、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、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ほとんど変わらず、それぞれ約 490℃及び約 450℃となり、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℃、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) 2ループの2次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 4) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 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℃に到達するが、ここでは、代替原子炉トリップ信号の発信にも失敗すると仮定する。

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

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

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

なお、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、被覆管最高温度は約 10°C 高くなり約 560°C、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約 550°C であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。原子炉出力の最大値及び燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、評価項目となるパラメータの値を下回る。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は両温度ともに約 10°C 高く、それぞれ約 510°C 及び約 490°C であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

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

第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)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 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)、核計装(起動系)
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)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 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)、核計装(起動系)
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)を確認する。	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)、核計装(起動系)
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 関連する核計装

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

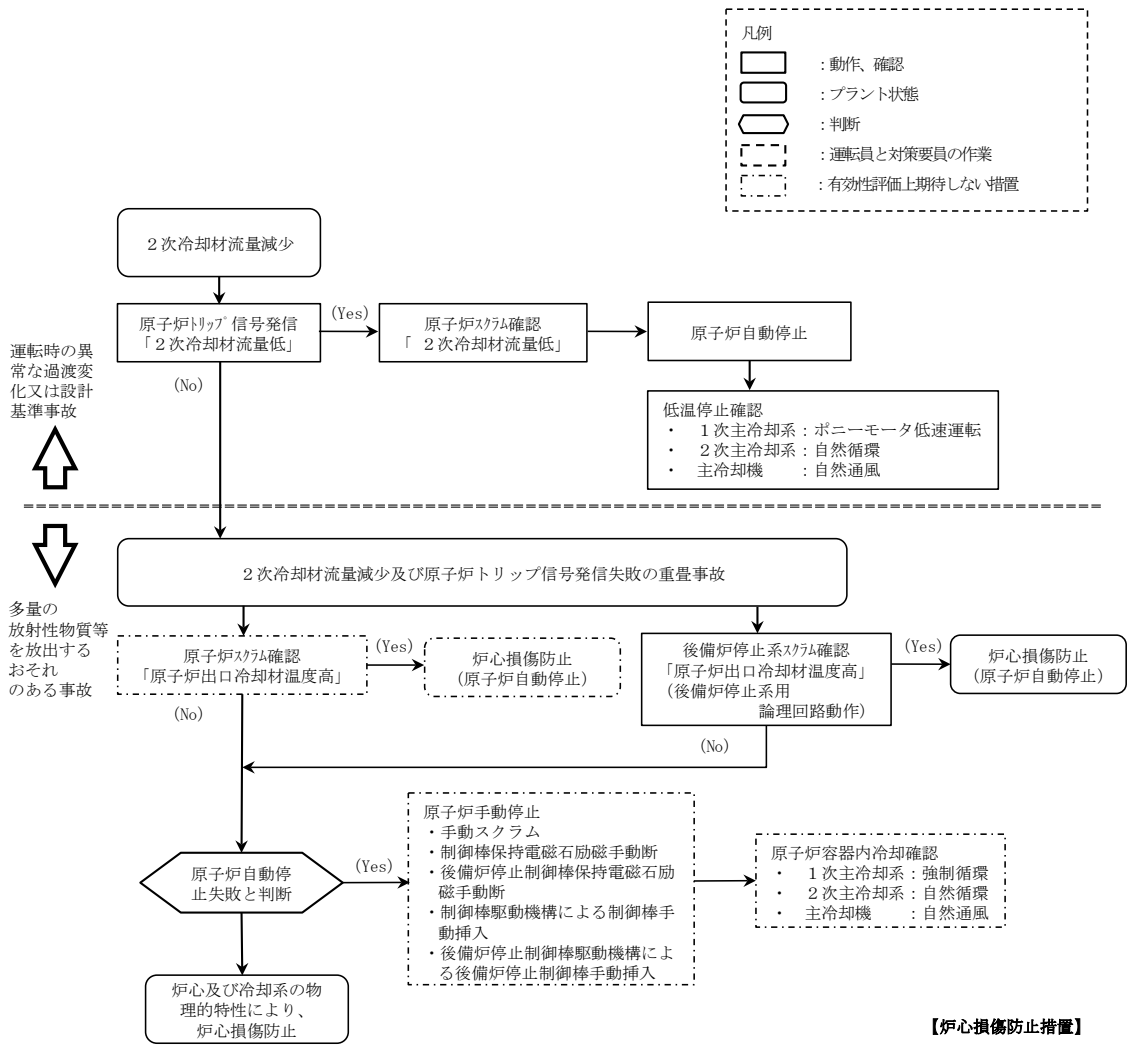
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム（自動停止）、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認する。	—	—	—
原子炉容器内冷却確認	・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉出力低下の確認	・ 関連する核計装により原子炉出力が低下することを確認する。	—	—	① 核計装（線形出力系）
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、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

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

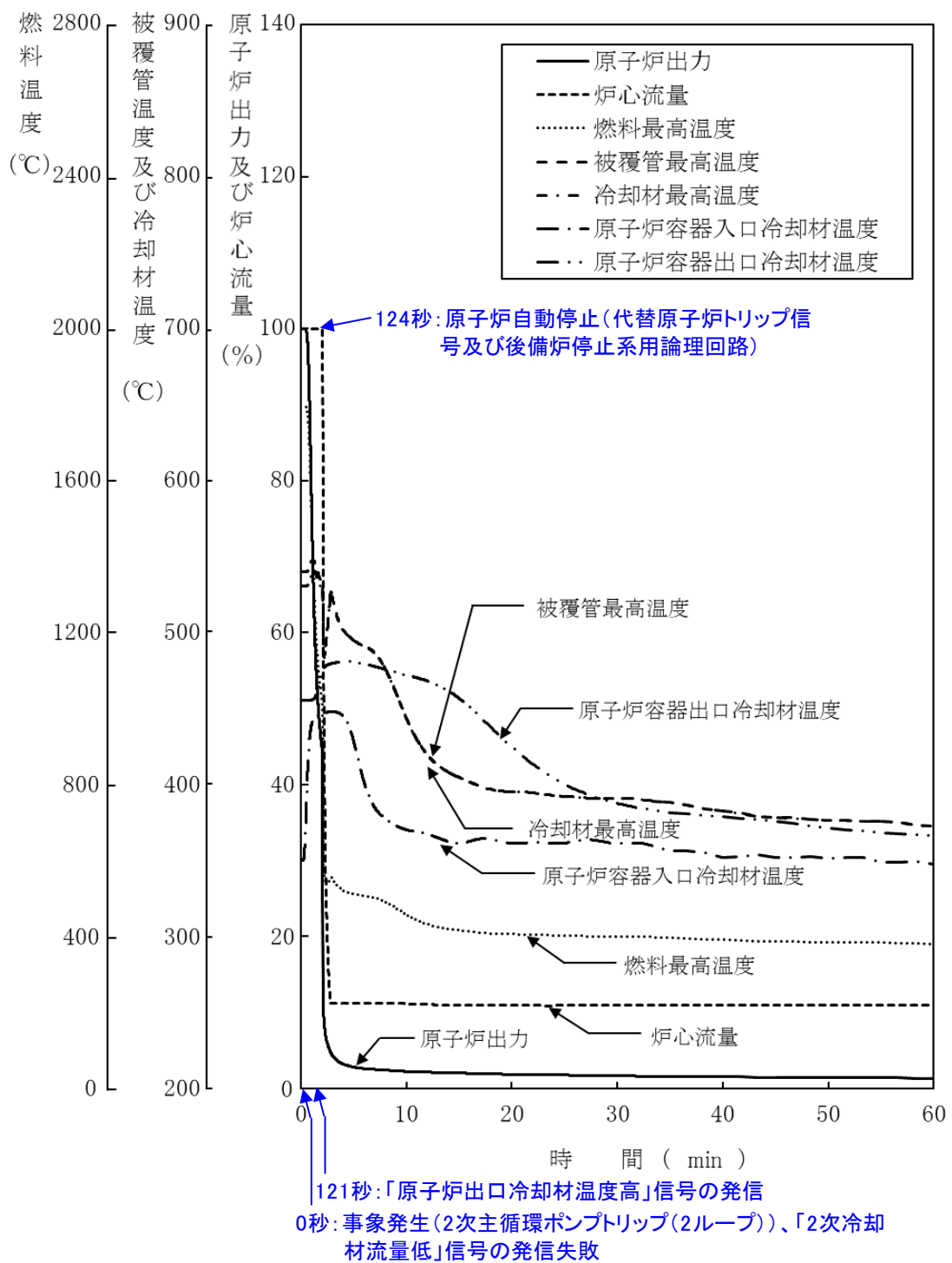
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 5 to 240]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Progress bar from 5 to 5]												・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Progress bar from 5 to 5]												・「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。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 5 to 5]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 5 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。

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

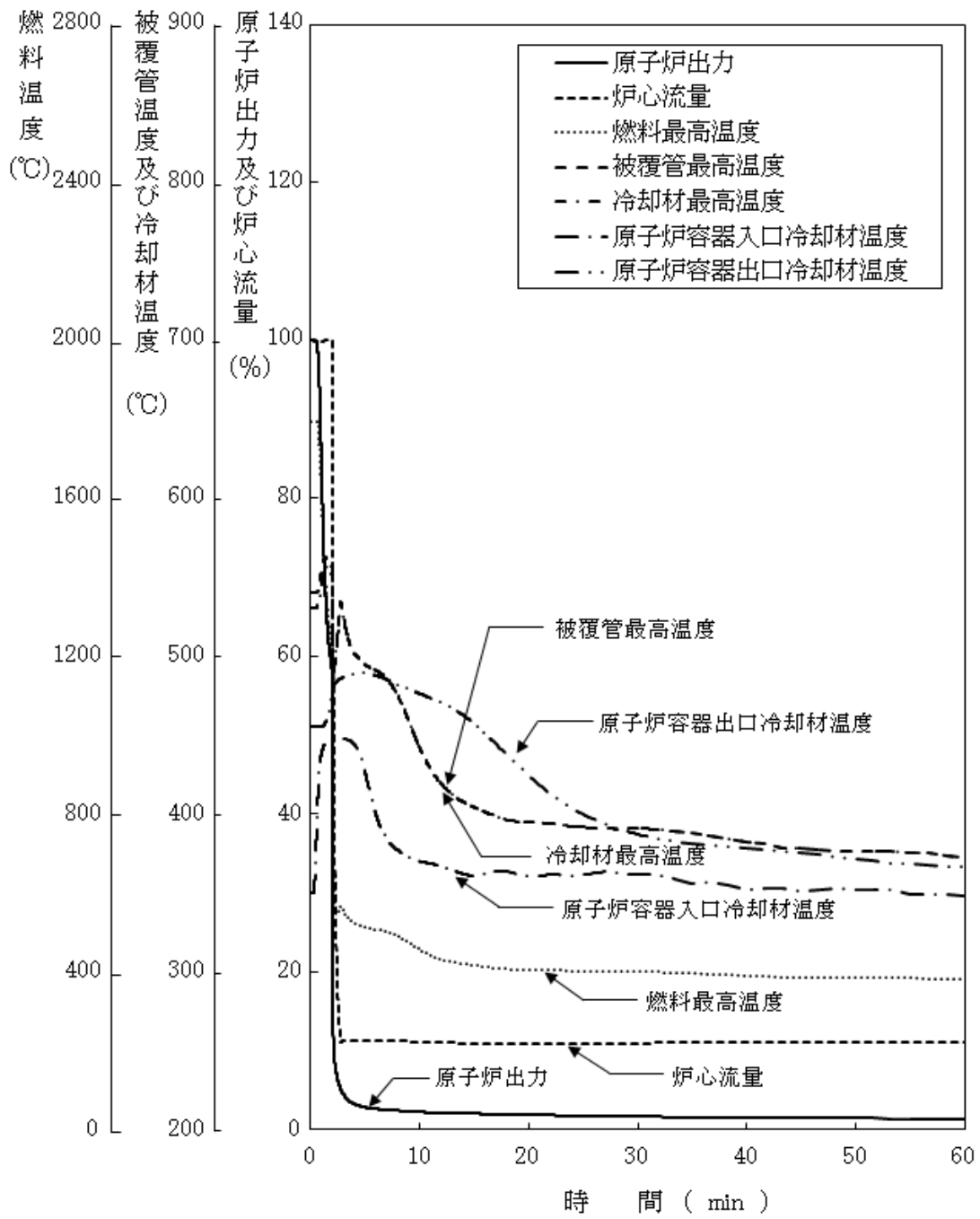
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 5 to 240]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 5 to 5]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 5 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。
自主対策	現場対応班員	5 ・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入	[Progress bar from 5 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。



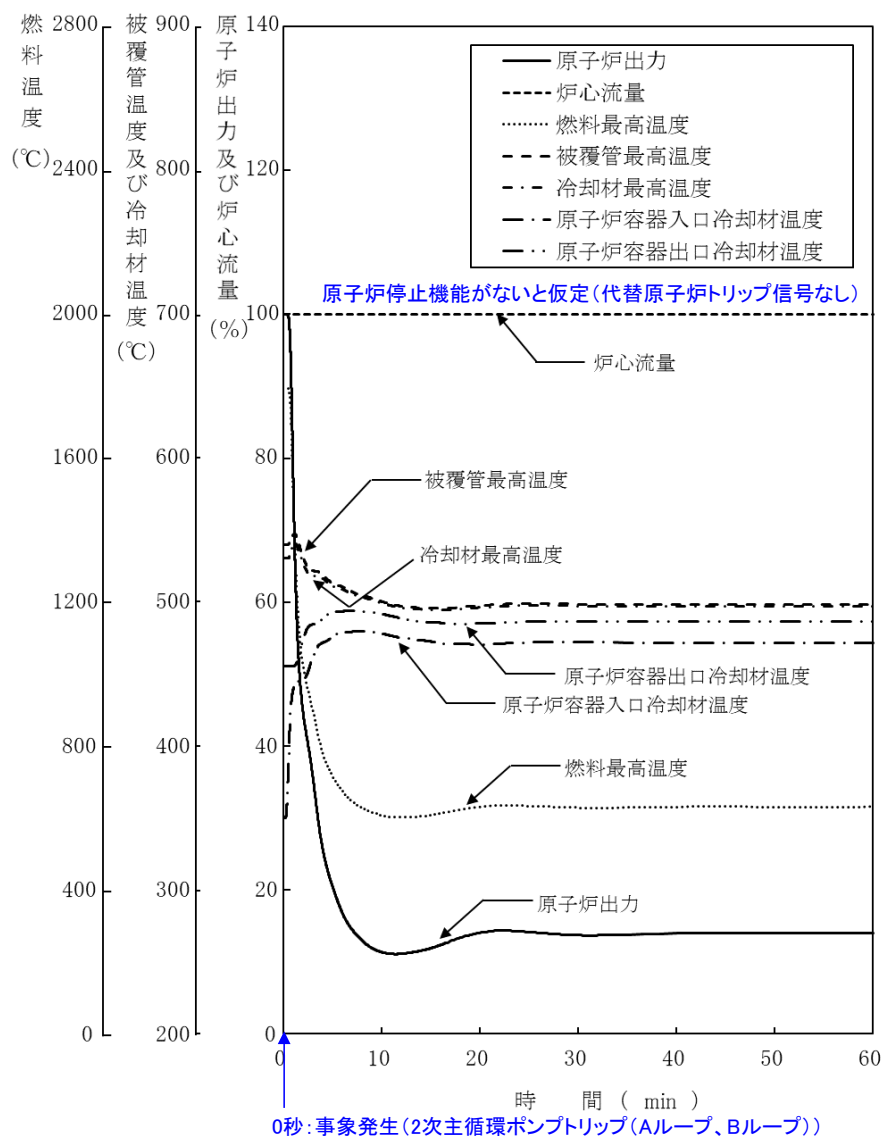
第 4.3.3.6.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



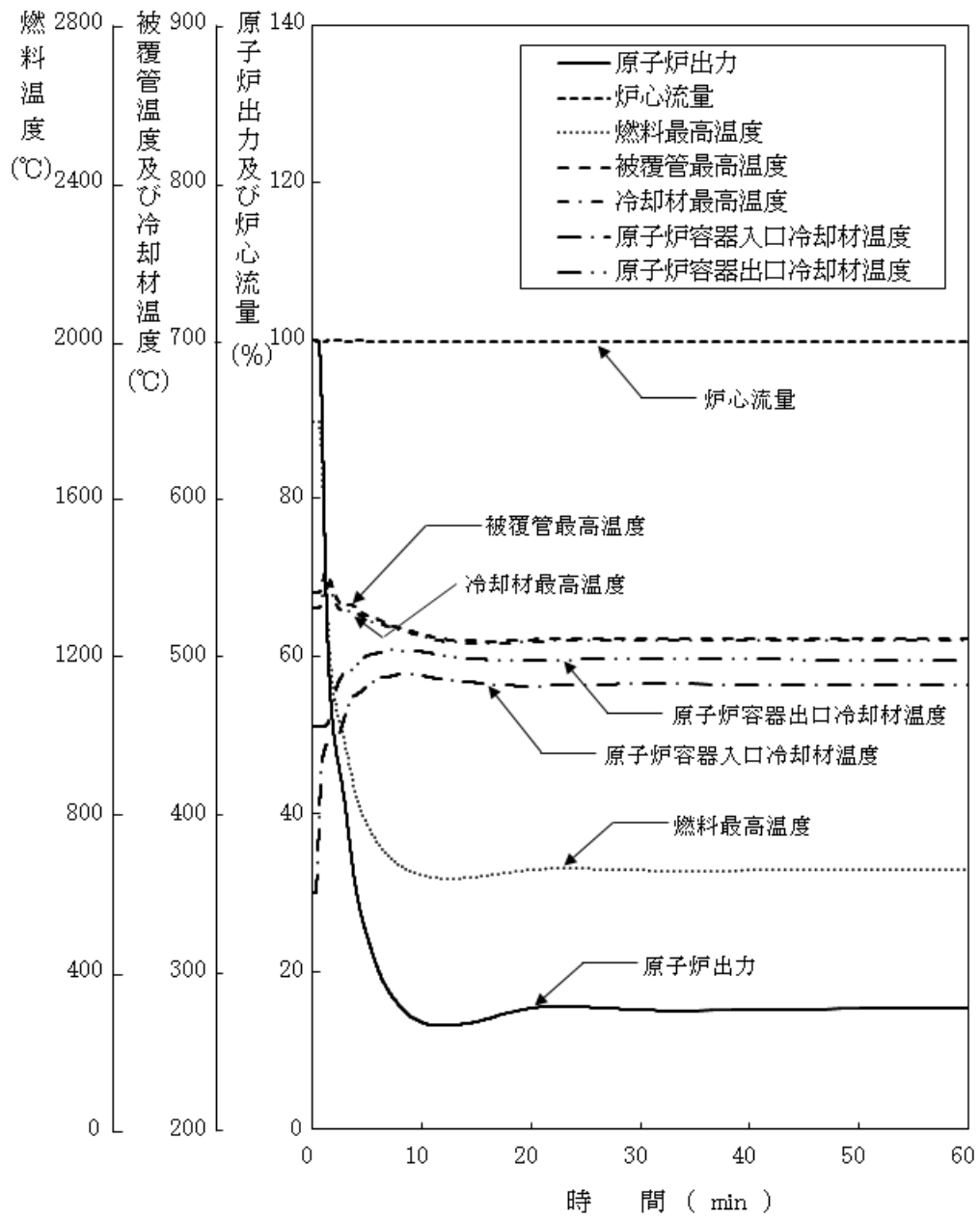
第 4.3.3.6.2 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



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。

したがって、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。

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。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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。なお、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つた場合において、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、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(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。措置に必要な要員は 2 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「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)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 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)、核計装(起動系)
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)を確認する。	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)、核計装(起動系)
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 関連する核計装

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

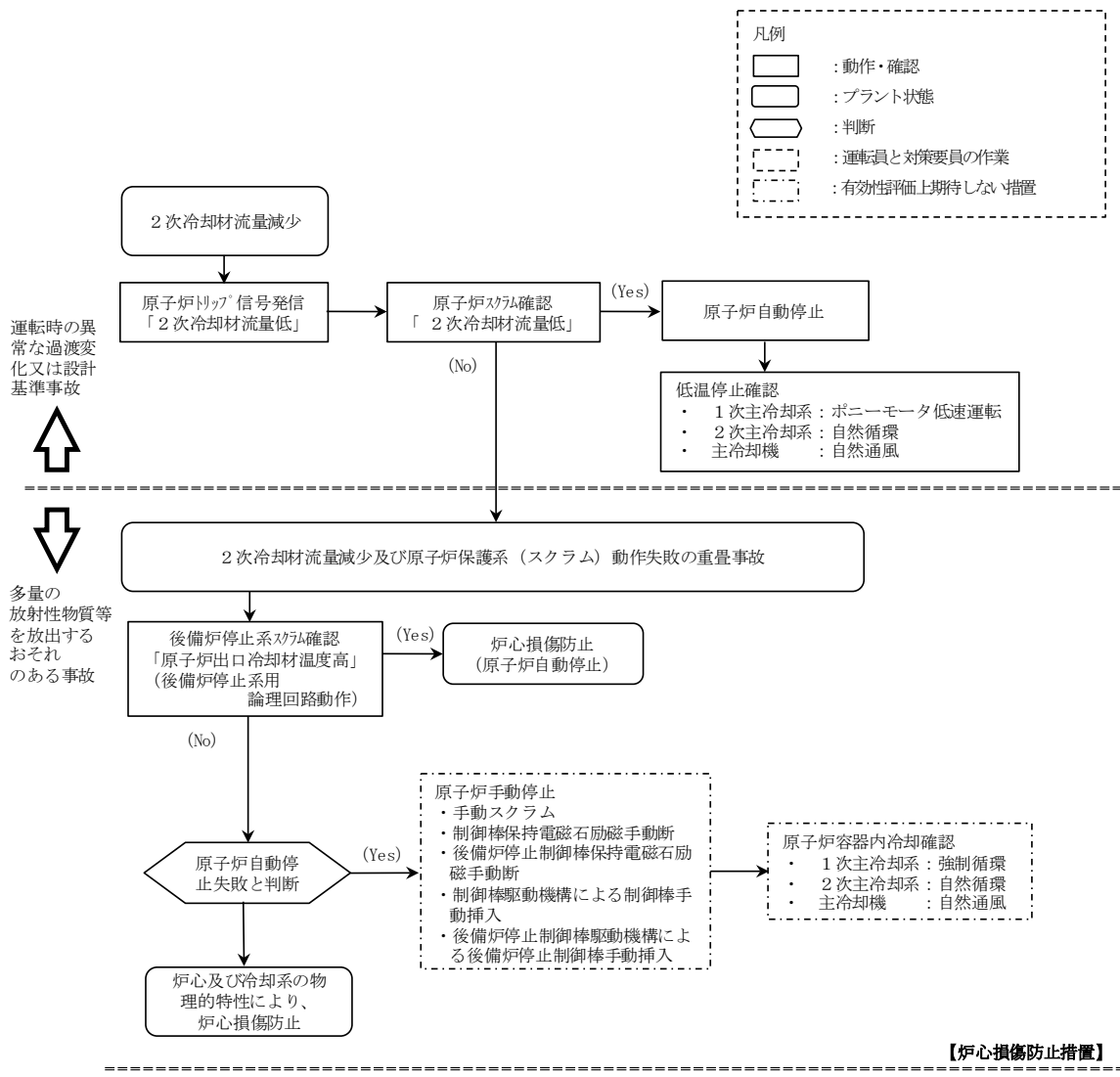
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉自動停止失敗の判断	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム（自動停止）、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認する。 	—	—	—
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉出力低下の確認	<ul style="list-style-type: 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。 	—	—	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 	—	① 関連する核計装
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 関連するプロセス計装 ② 関連する核計装

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 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 ・事故発生の判断	[Progress bar from 0 to 5 minutes]															・「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。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・後備炉停止系スクラム確認	[Progress bar from 0 to 5 minutes]															・「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。
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。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 0 to 10 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。

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 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。	
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 0 to 10 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。	
自主対策	現場対応班員	5 ・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入														[Progress bar from 0 to 120 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。



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。

したがって、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。

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。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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。なお、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、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(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。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

(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。
- 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) 原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、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運転を継続するものとする。
- 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°C、応答時間は3.4秒とする。
- 10) 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。
- 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、初期値以上に上昇することなく低下し、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よりも早い時点で出現し、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、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、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 4.3.3.8.3 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、それぞれ約 20°C 及び約 10°C 高くなり、それぞれ約 570°C 及び約 560°C となったが、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、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ほとんど変わらず、それぞれ約 490°C 及び約 450°C となり、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°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²/°C とする。
- 3) 1 ループの 2 次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じた場合に、原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、当該ループは主中間熱交換器の 2 次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、ナトリウムの漏えいにより、2 次主循環ポンプがトリップする可能性があるため、漏えいの発生と同時に 2 次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の 1 ループの 2 次主循環ポンプもトリップさせる。この場合、2 次主冷却系は、健全な 1 ループによる自然循環となる。
- 4) 2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 5) 2 次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 6) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温

度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 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℃に到達するが、ここでは、代替原子炉トリップ信号の発信にも失敗すると仮定する。

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

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

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

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

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、ほとんど変わらず約550℃であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。原子炉出力の最大値及び燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、評価項目となるパラメータの値を下回る。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は両温度ともに約10℃高く、それぞれ約520℃及び約500℃であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

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

第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「2次冷却材流量低」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 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)、核計装(起動系)
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)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 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)、核計装(起動系)
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)を確認する。	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)、核計装(起動系)
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 関連する核計装

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

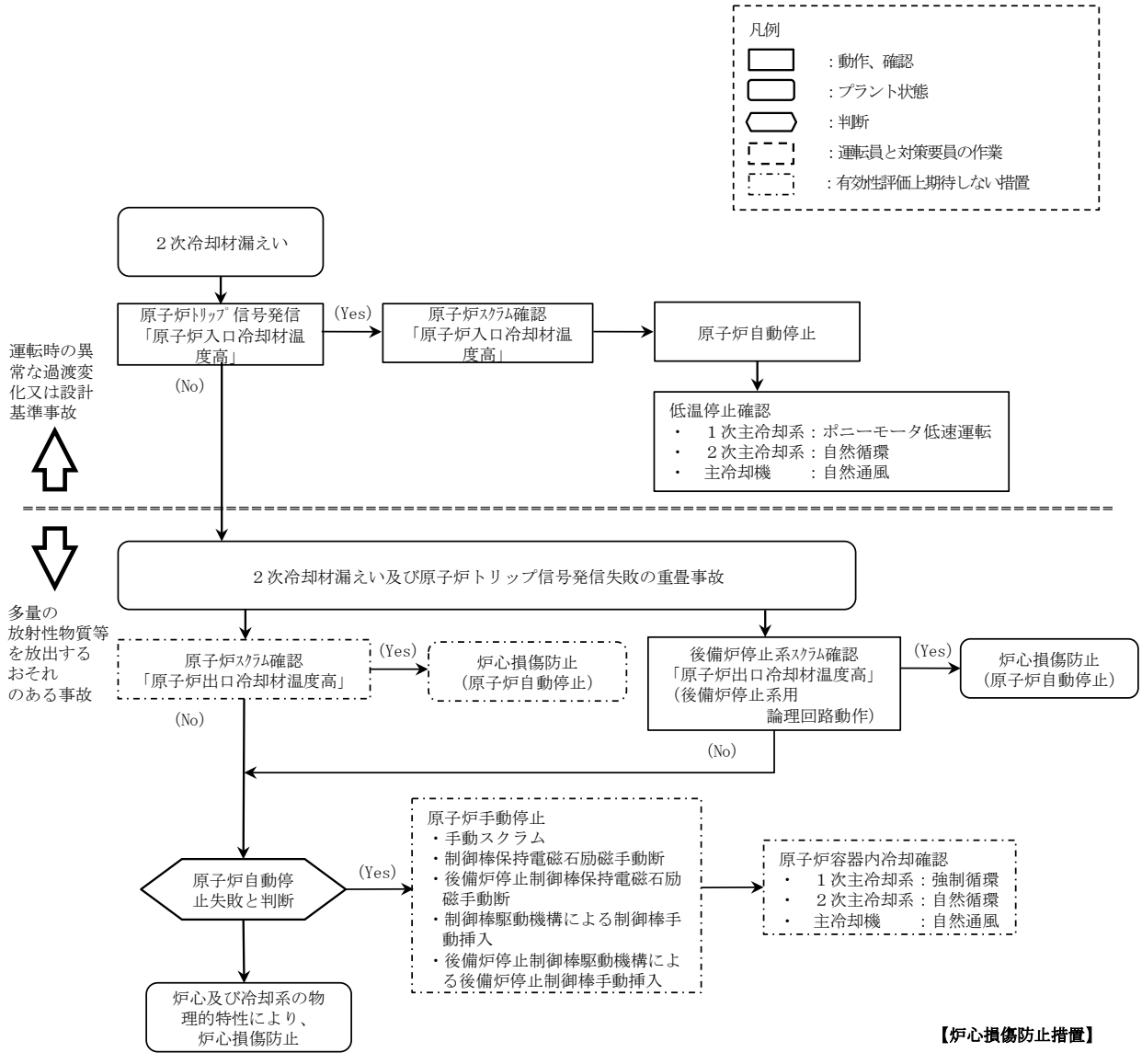
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉自動停止失敗の判断	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム（自動停止）、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認する。 	—	—	—
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉出力低下の確認	<ul style="list-style-type: 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。 	—	—	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 	—	① 関連する核計装
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 関連するプロセス計装 ② 関連する核計装

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

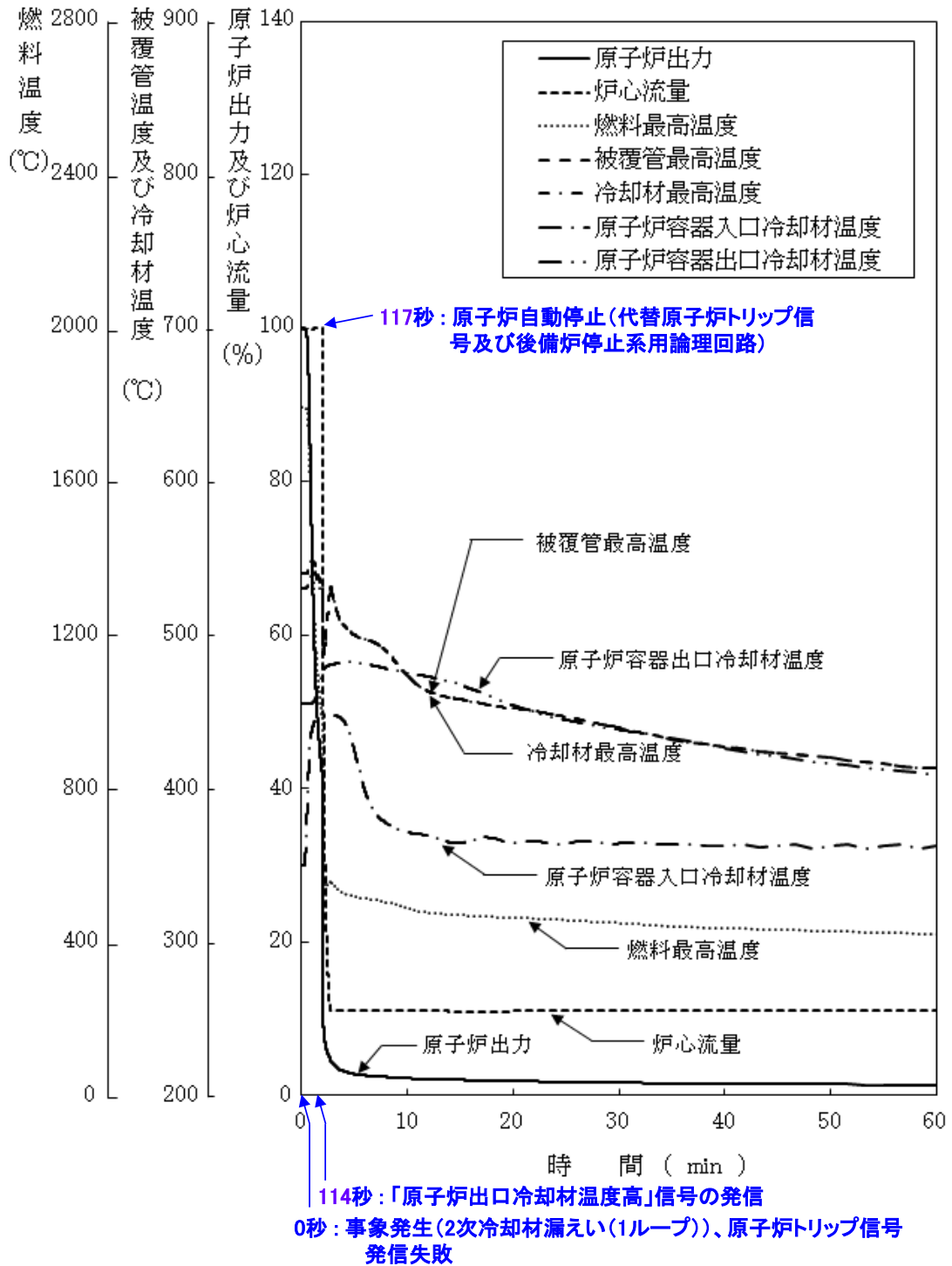
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar from 5 to 60]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Shaded bar from 5 to 10]															・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替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	[Shaded bar from 5 to 10]															・「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。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Shaded bar from 5 to 10]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Shaded bar from 5 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。
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	[Shaded bar from 5 to 60]															・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を行う。

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

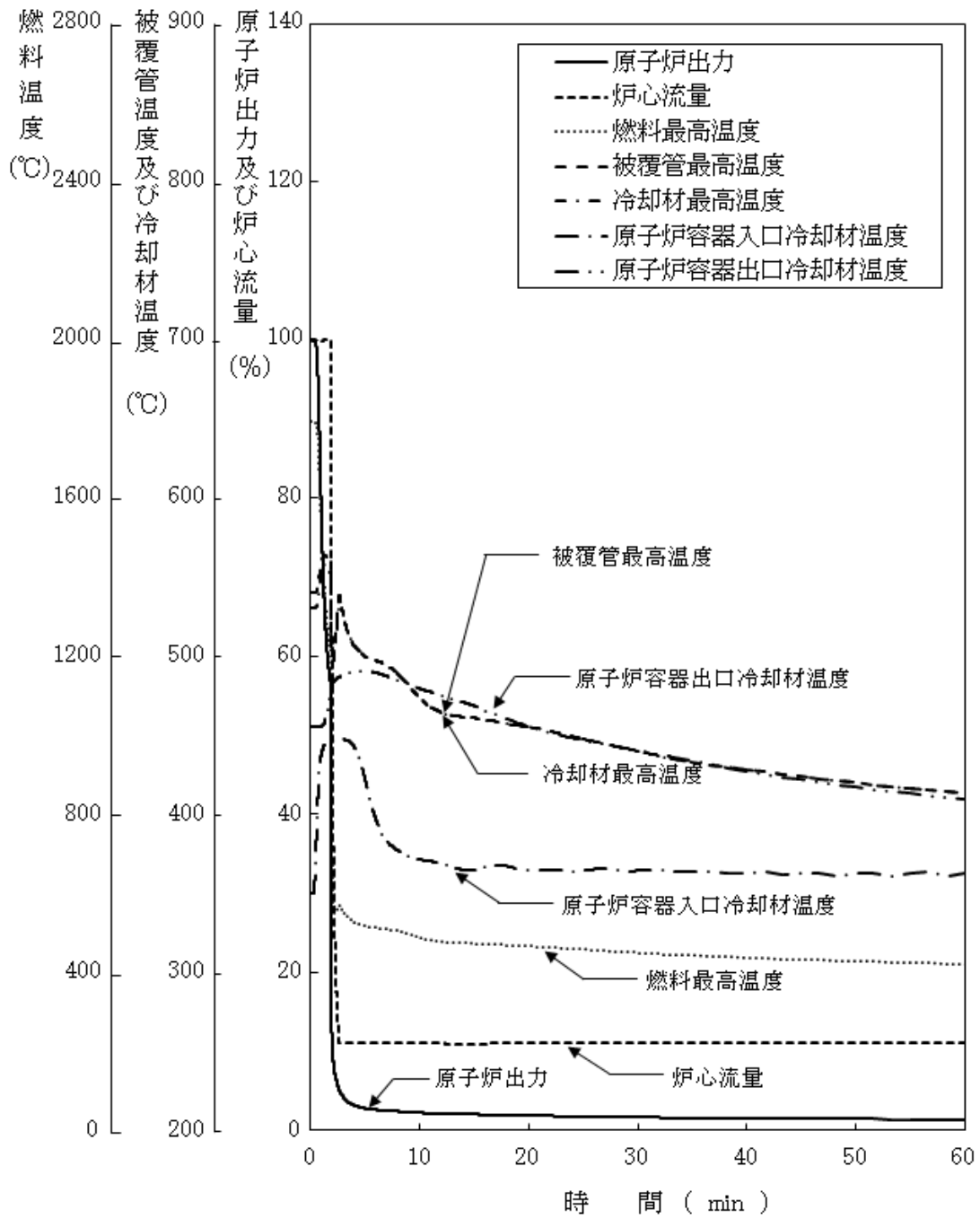
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar from 5 to 60]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Shaded bar from 5 to 10]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Shaded bar from 5 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。
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	[Shaded bar from 5 to 60]															・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を行う。
自主対策	現場対応班員	5 ・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入	[Shaded bar from 5 to 60]															・原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。



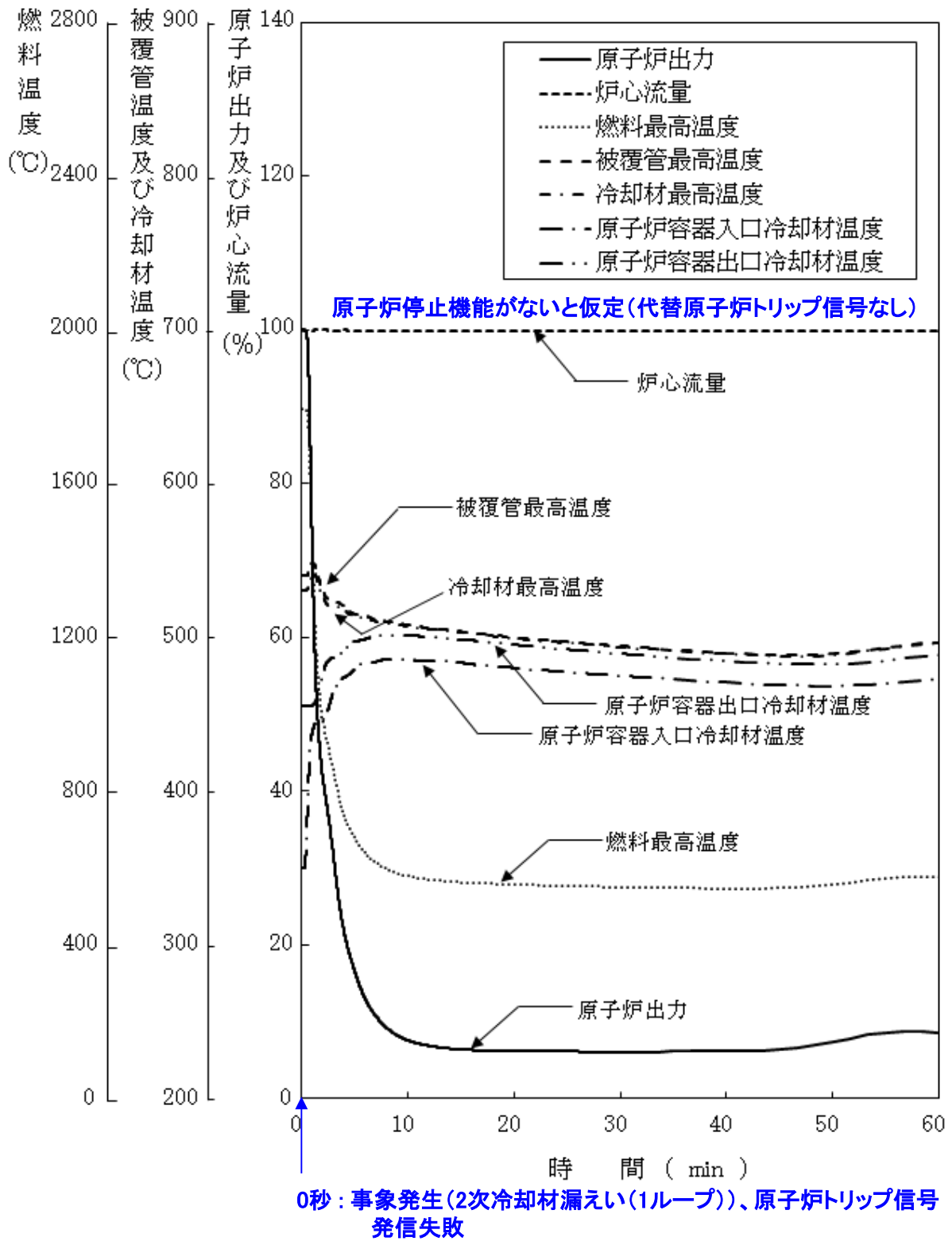
第 4.3.3.8.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



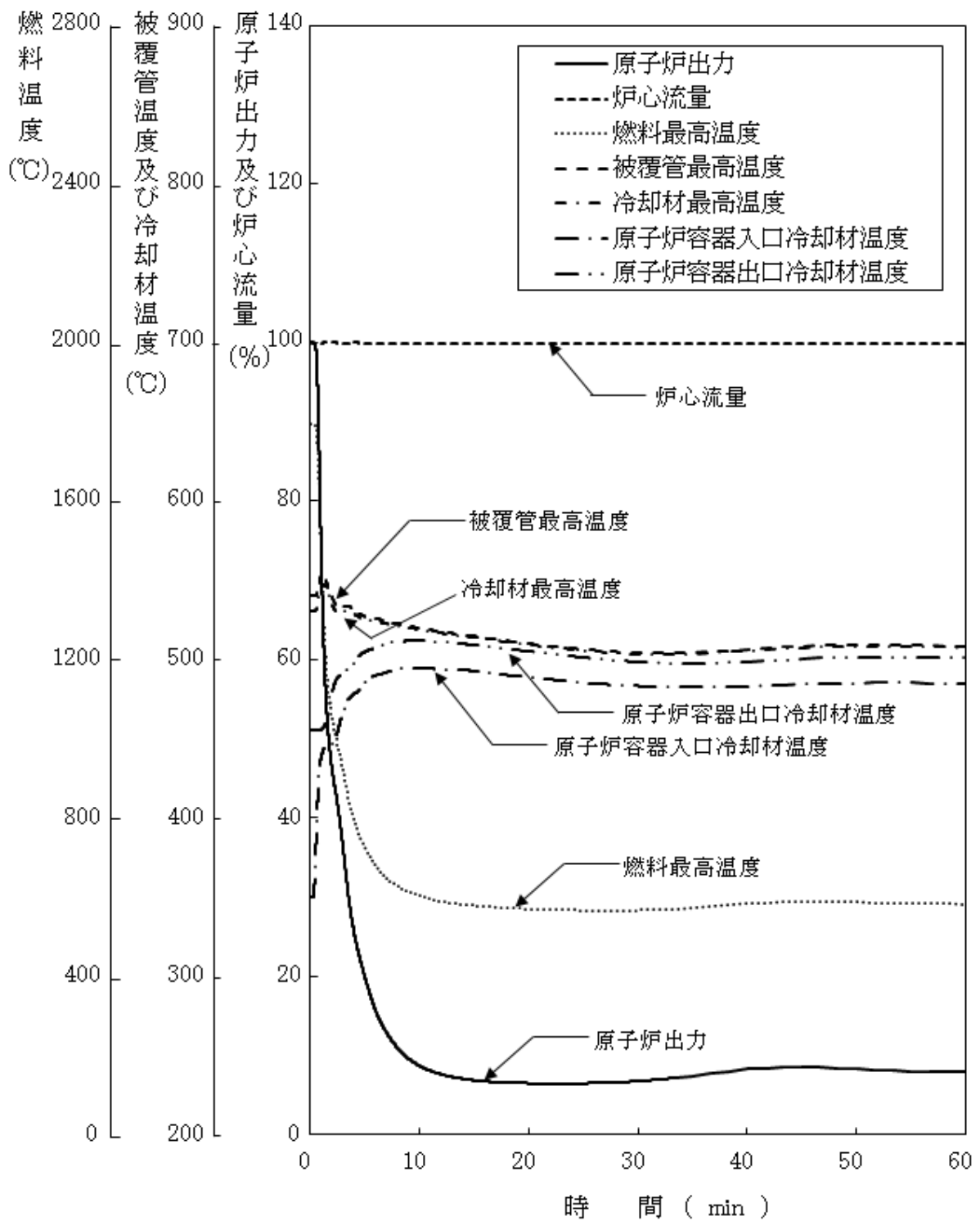
第 4.3.3.8.2 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



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）及び事故安全容器内配管（外管）破損の重畳は、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。したがって、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）の床面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（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

昼事故において、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. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出したナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。
- e. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- f. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(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、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

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

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456°C、コールドレグ温度を350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²Cとする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 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NsL-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42mm²とする【BDBA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7-2参照】。
- 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(NsL-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NsL-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%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価値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℃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、初期値以上に上昇することなく速やかに低下し、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、初期温度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おいては、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、2つの解析条件の間に相関はなく互いに独立であるため、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、NsL-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、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。1次主冷却系の冷却材流路を喪失した後の被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度は、崩壊熱の不確かさを考慮したこと及び同喪失のタイミングが早くなったことにより、両温度ともに約 10℃高い約 440℃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移行時には、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、「i) 基本ケース」の解析に比べて、原子炉容器出入口冷却材（1次補助冷却系）の最高温度は、両温度ともに約 10℃高いそれぞれ約 400℃及び約 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

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CONTAINER-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。

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以下の条件で評価する。

- 1) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとする。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管(内側及び外側)とし、漏えい口の大きさは42mm²とする。
- 3) 冷却材の漏えいにより、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下するものとする。
- 4) 安全容器内に漏えいしたナトリウムは安全容器にて保持され、それにより補助冷却設備の運転に必要な液位は確保されるものの、何らかの理由により補助冷却設

備による崩壊熱の除去が機能しないものとする。

- 5) 原子炉冷却材温度の上昇が高くなるように主中間熱交換器 2 基の 2 次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、1 次主冷却系配管の断熱を仮定する。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 事故発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮するものとする。
- 8) 炉心崩壊熱による原子炉容器内のナトリウムの昇温、蒸発挙動より蒸発による液位低下を求める。なお、沸点に達する前の蒸発や蒸発に伴う液体ナトリウムの冷却も考慮する。原子炉カバーガス等のバウンダリ内の圧力が 1 次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧 (9.8kPa[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下の格納容器（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°C まで上昇し、原子炉冷却材の蒸発により約 5 日後に炉心頂部まで液位が低下するが、蒸発による液位の低下は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：別紙 8-33 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円筒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。
- 3) 崩壊熱は、炉心が損傷する過程において、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続することを考慮して希ガス及び揮発性 FP を除くものとする。
- 4) 安全容器内での冷却に関する崩壊熱を保守的に設定するため、原子炉容器内液位の低下により、炉心頂部が露出した時点の崩壊熱 (240kW) を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 (40°Cで 20, 500m³/h) を流入させ、4) の崩壊熱に対して定常解析を行う。その後、崩壊熱の減衰に従って過渡解析を行う。
- 6) 安全容器内での損傷炉心物質上方のナトリウムによる伝熱効果を保守的に考慮するため、原子炉容器内液位は、炉心頂部位置におけるナトリウムインベントリの約 1/3 が損傷炉心物質上部に残存すると想定した液位として、グラウンドレベル (以下「GL」という。) -12, 460mm で維持されているものとする。また、安全容器内のナトリウム液位は GL-8, 900mm とする。
- 7) コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却の解析で求めた温度条件及び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°C であり、設計温度 (450°C) を超えることはない。損傷炉心物質及びそれを保持する遮へ

いグラファイト領域の最高温度はそれぞれ約 860℃及び約 530℃である。また、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約 350℃であり沸騰することはない。なお、損傷炉心物質及びそれを保持する遮へいグラファイトの共存性に問題はなく、遮へいグラファイトによる損傷炉心物質の保持機能は維持される。

以上のように、炉外事象過程の事象推移を計算した結果、コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却により、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の崩壊熱は安定的に除去され、安全容器の温度が設計温度を超えることはない。また、安全容器の自重、ナトリウム重量及び損傷炉心物質の重量並びに内圧により安全容器の胴部及び底板部に発生する応力（1次応力）は当該部の許容応力を十分に下回ることから、安全容器の健全性は確保されると判断できる【別紙 8-34：損傷炉心物質の安全容器への移行後の臨界性について】。

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包絡した条件設定としている。このため、炉内事象過程に対する不確かさの影響評価は不要である。

ii. 炉外事象過程の不確かさの影響評価

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

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

解析結果を第 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)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 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)、核計装(起動系)
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 「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 「炉内ナトリウム液面計」 ② 関連するプロセス計装
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	—	① 1次補助冷却系温度計、流量計、補助冷却器出口温度計、2次補助尾冷却材流量計

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

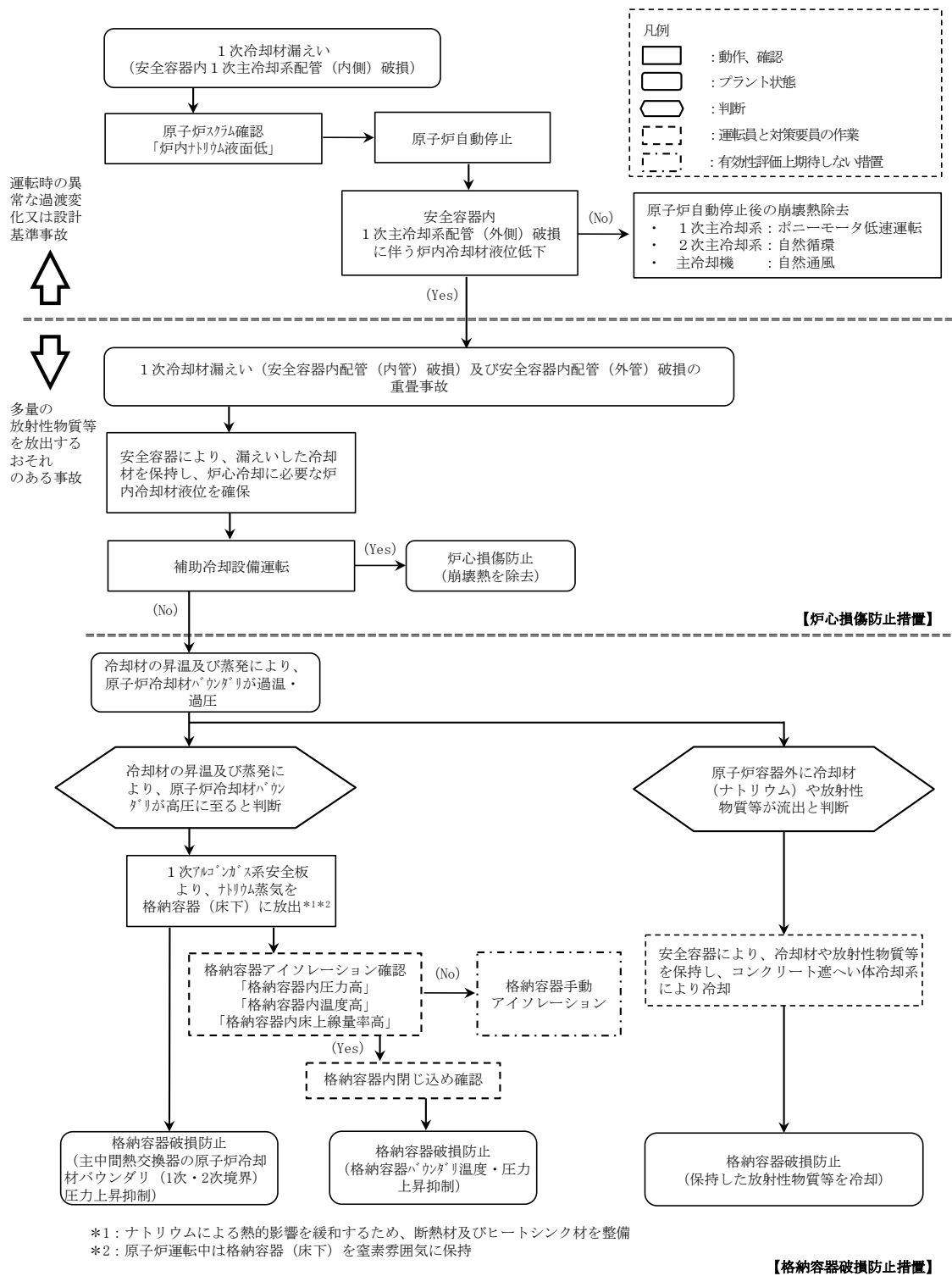
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材 バウンダリが高压 に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温及び蒸発 が生じた場合、原子炉冷却材バ ウンダリが高压に至ると判断 する。	—	—	① 原子炉出口温度計、原 子炉カバーガス圧力計
1次アルゴンガス系 安全板より、 ナトリウム蒸気を 格納容器（床下） に放出	・1次アルゴンガス系安全板よ り、ナトリウム蒸気が格納容器 （床下）に流出することを確認 する。	① 断熱材及び ヒートシンク材	—	① 安全板の状態表示
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容 器内温度高」、「格納容器内床上 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、原子炉容器外に冷 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 関連するプロセス計装

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

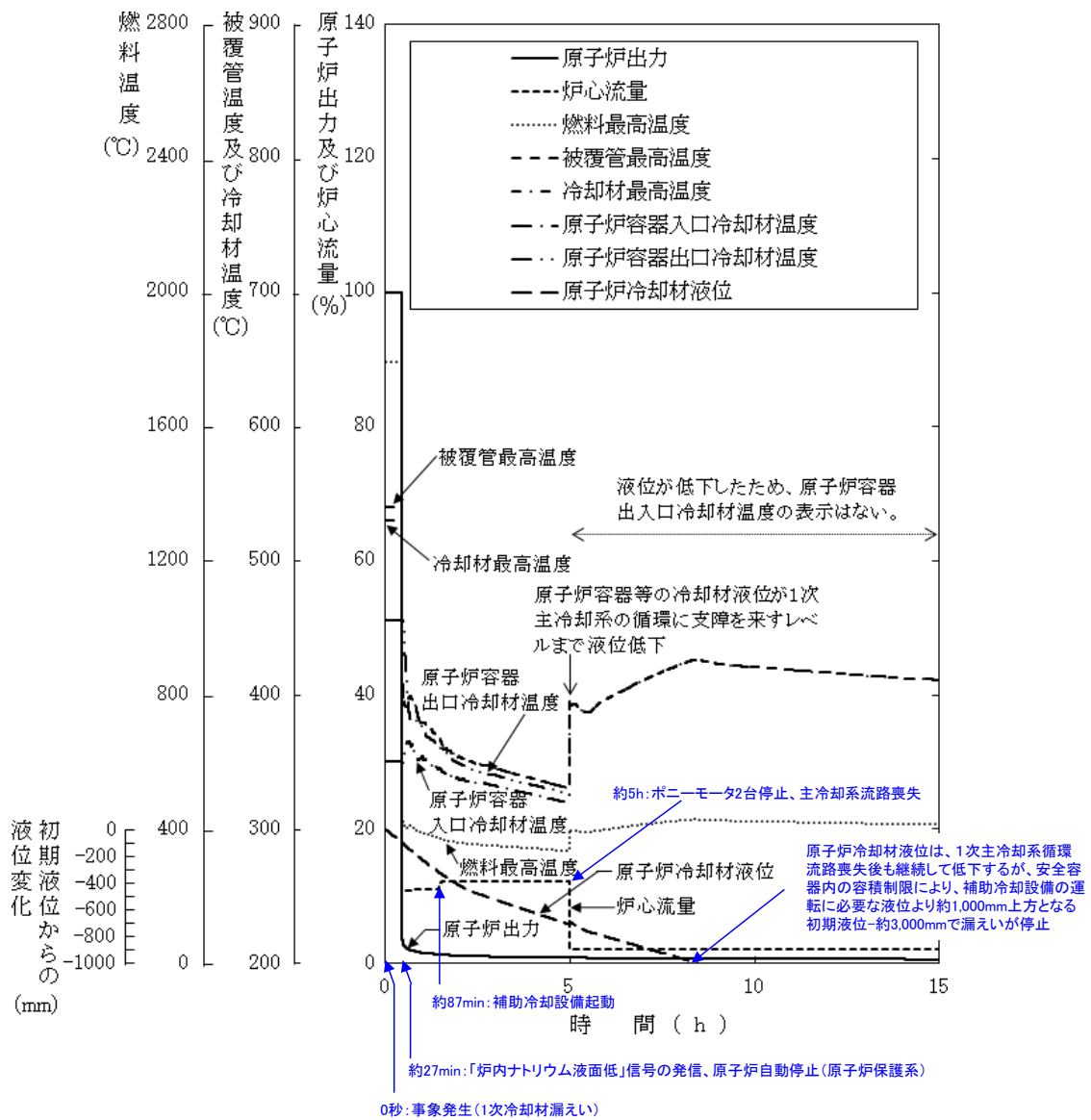
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考										
			5	10	20	30	60	5時間	1日	5日	10日	30日	40日																
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生(安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 minutes]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 30 minutes]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生(安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)の確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 minutes]																・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。										
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・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原子炉容器内冷却材液位確保	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 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。										
	運転員B、C	2 ・補助冷却設備運転	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 minutes]																・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。										

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

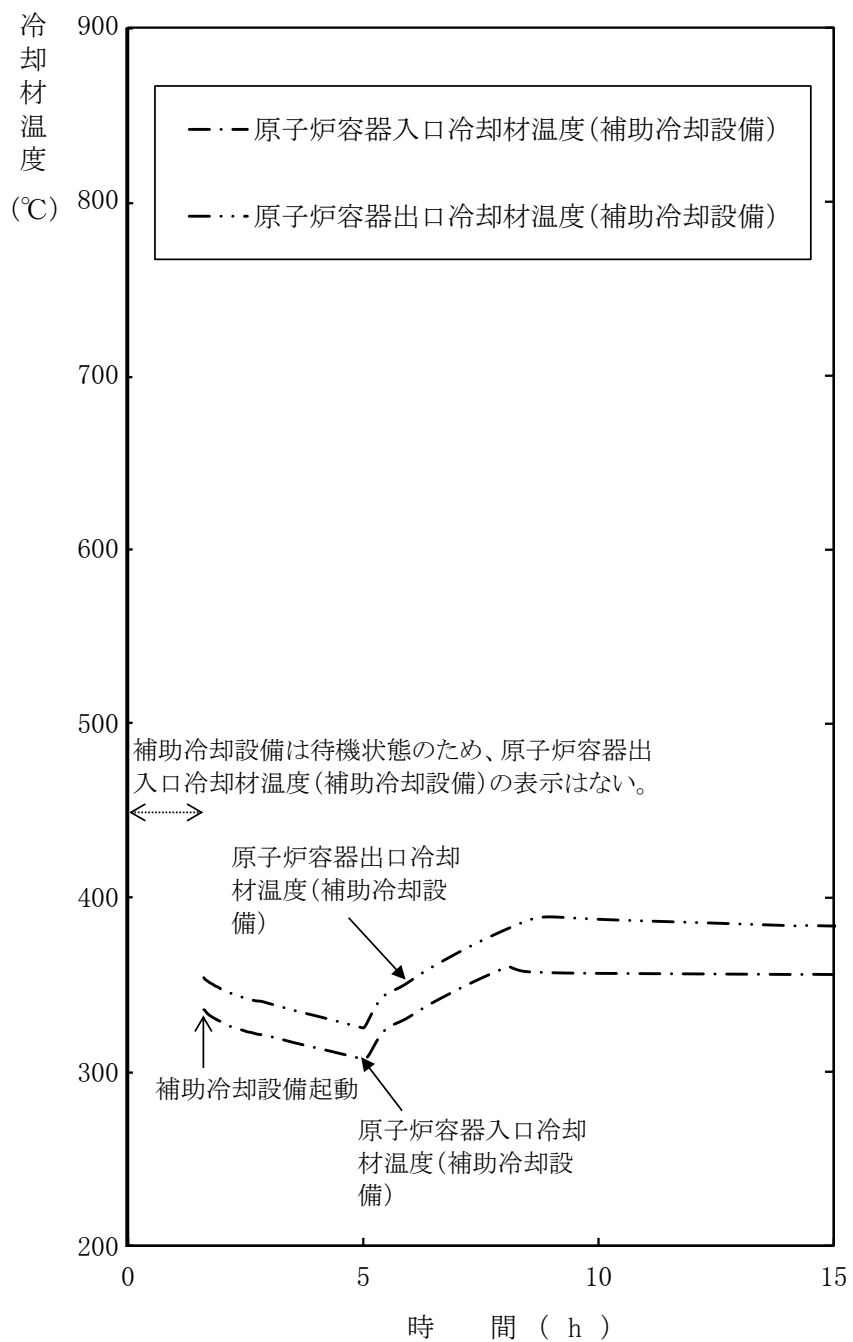
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考										
			5	10	20	30	60	5時間	1日	5日	10日	30日	40日																
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生(安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▽冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材バウンダリが高压に達すると判断 ▽原子炉容器外に放射性物質等が流出と判断																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 minutes]																										
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 minutes]																・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。										
格納容器破損防止措置	運転員D	1 ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 minutes]																・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に放出されることを確認する。										
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 minutes]																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。										
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が流出したことの判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 minutes]																・安全容器内圧力に著しい上昇が生じた場合に、原子炉容器外に放射性物質等が流出したと判断する。										
格納容器破損防止措置	運転員B、E	2 ・安全容器による冷却材や放射性物質等の保持 ・コンクリート遮へい体冷却系による冷却	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 minutes]																・安全容器により冷却材や放射性物質等が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却する。										



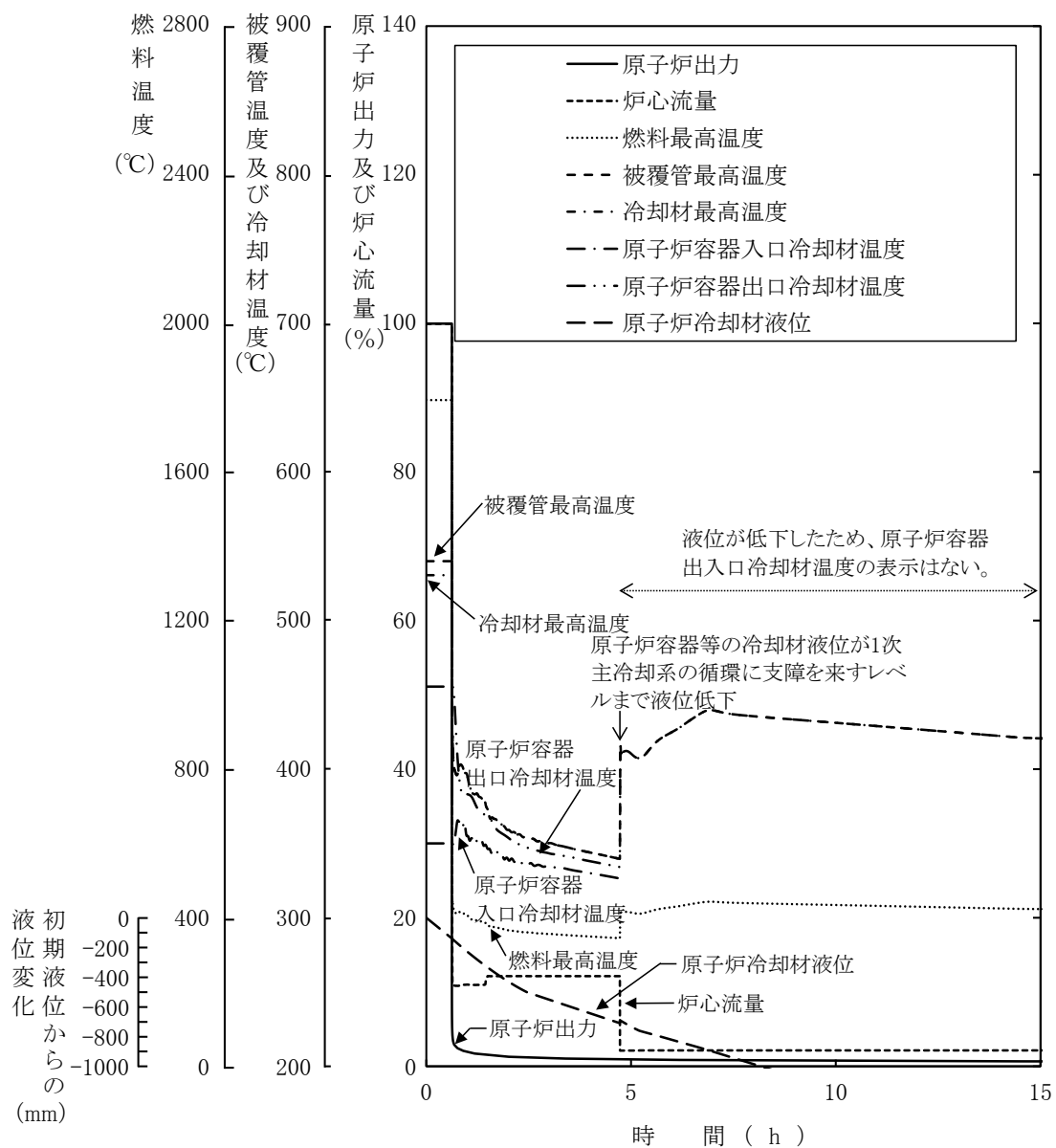
第 4.3.3.9.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



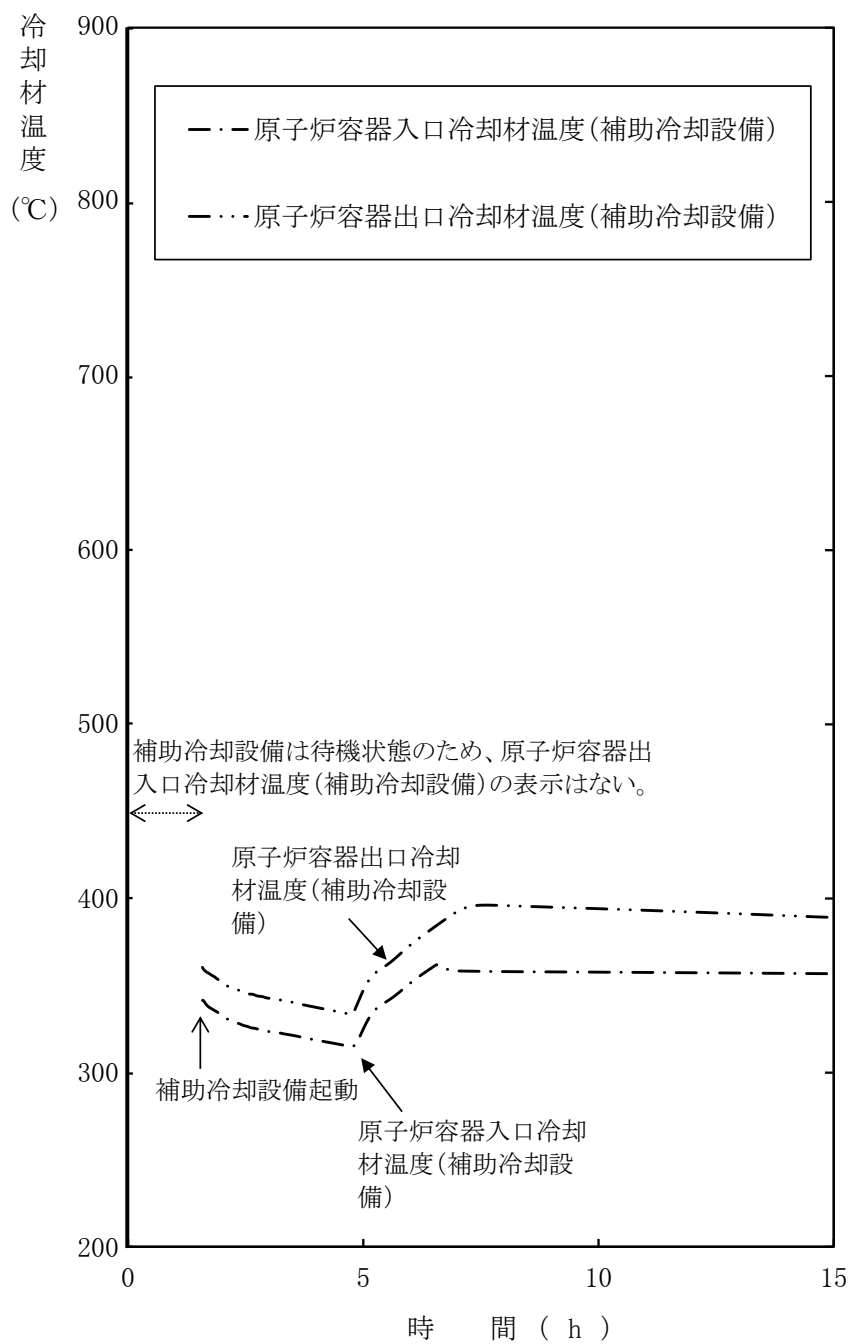
第 4. 3. 3. 9. 2 図 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び
 安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故
 (炉心損傷防止措置: 安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却)



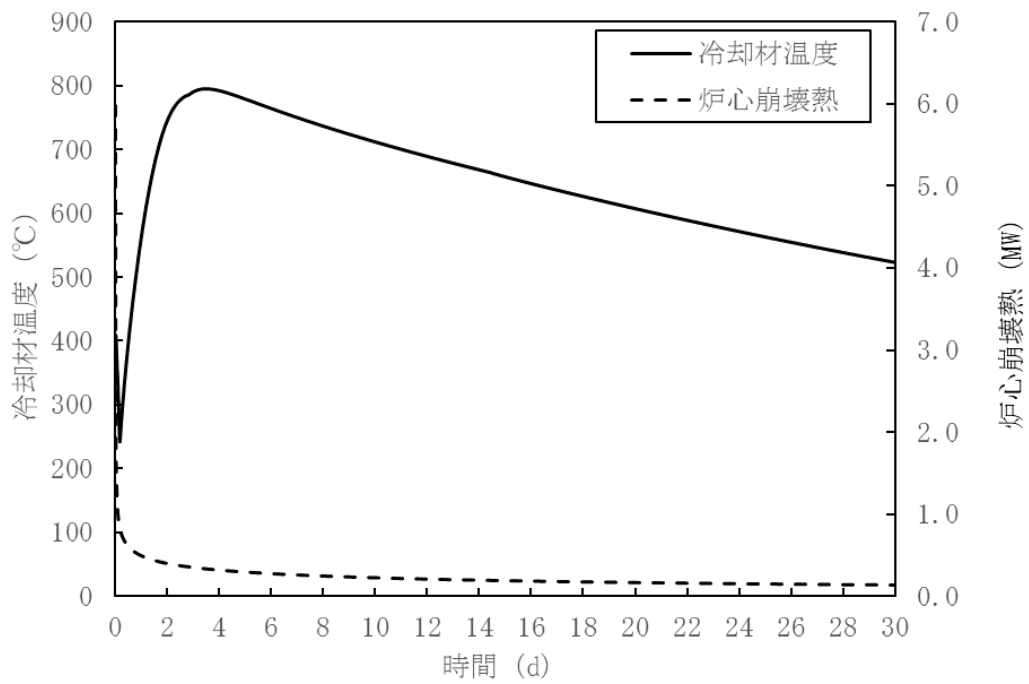
第 4. 3. 3. 9. 3 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
（炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却）



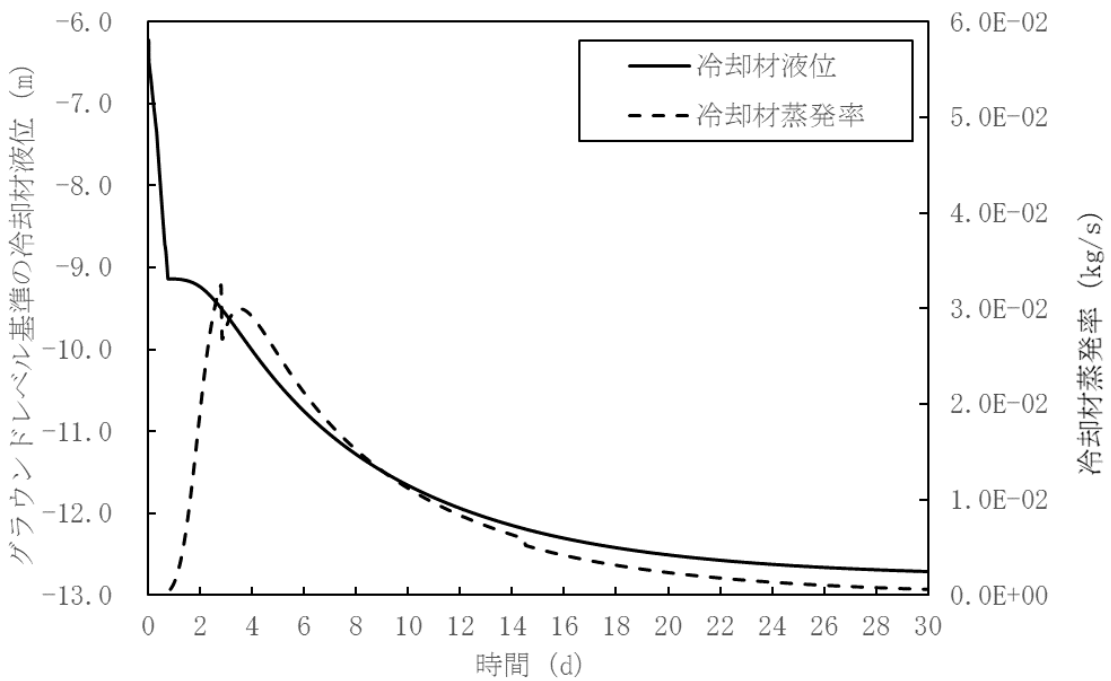
第 4. 3. 3. 9. 4 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



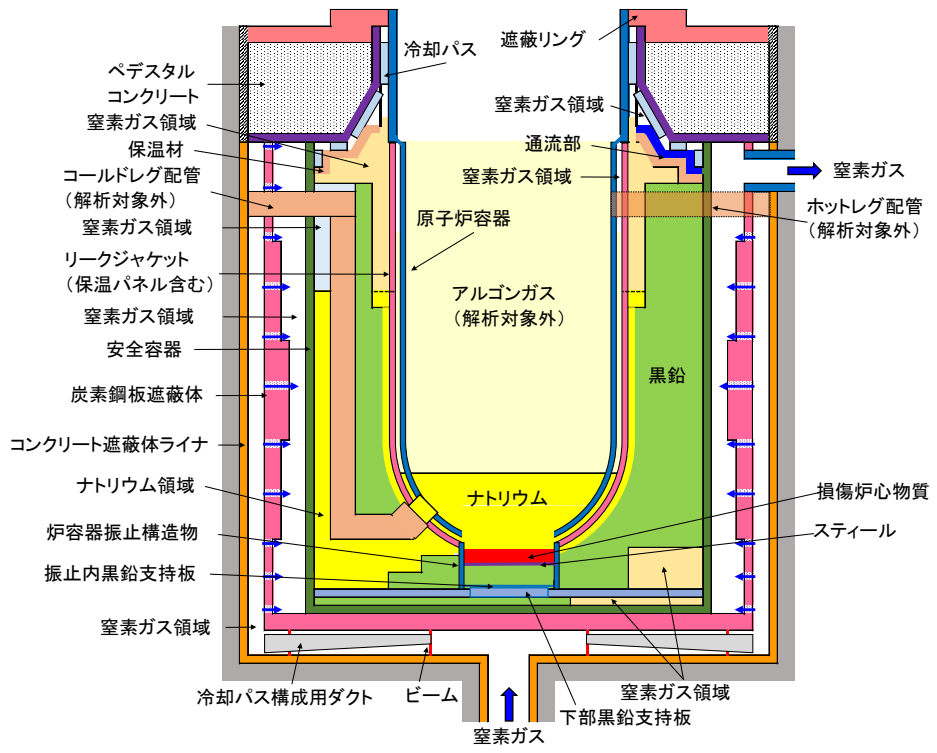
第 4. 3. 3. 9. 5 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



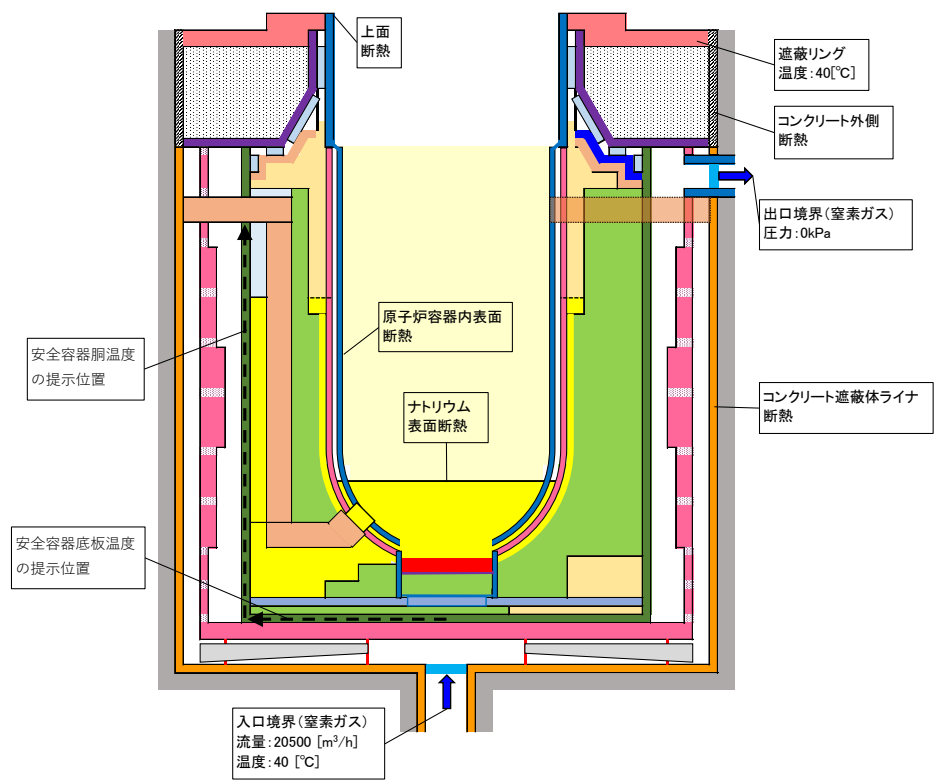
第 4. 3. 3. 9. 6 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



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）

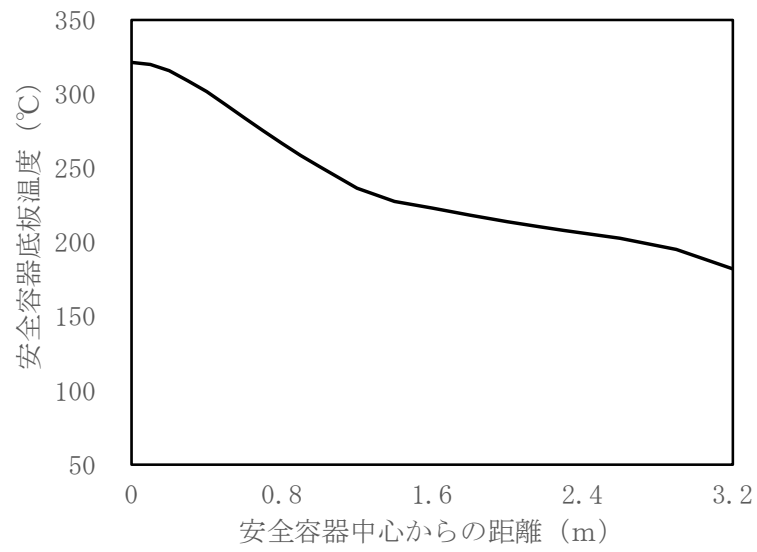


(解析体系)

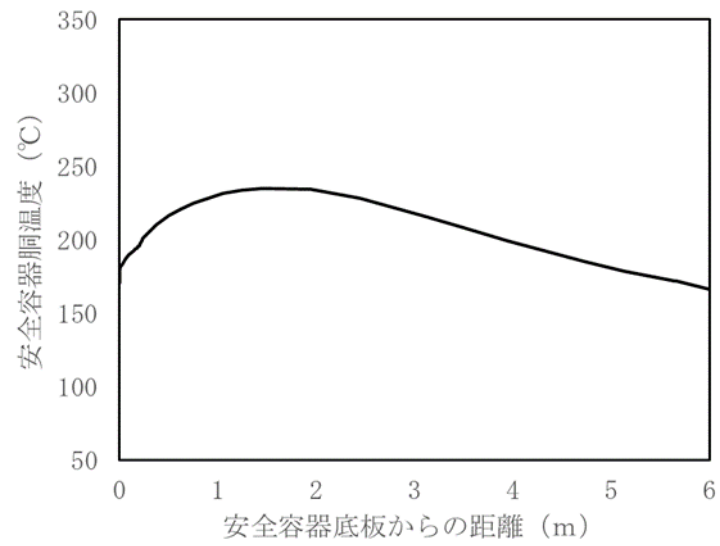


(境界条件等)

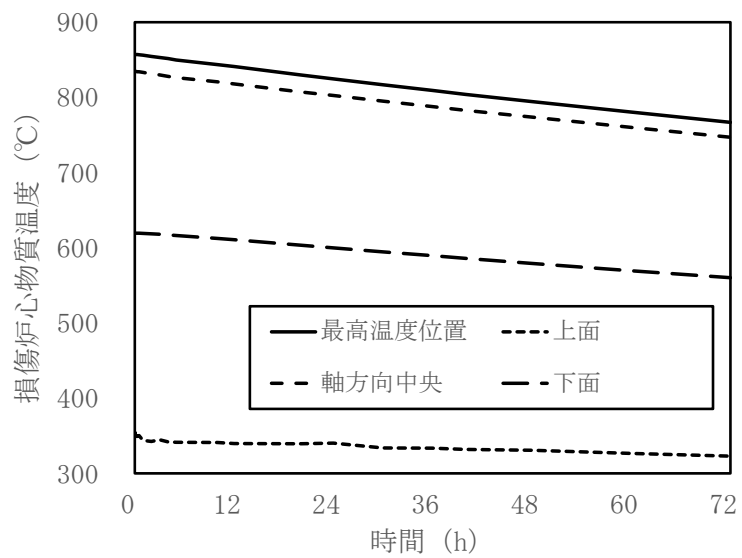
第 4.3.3.9.8 図 FLUENTにおける解析体系等



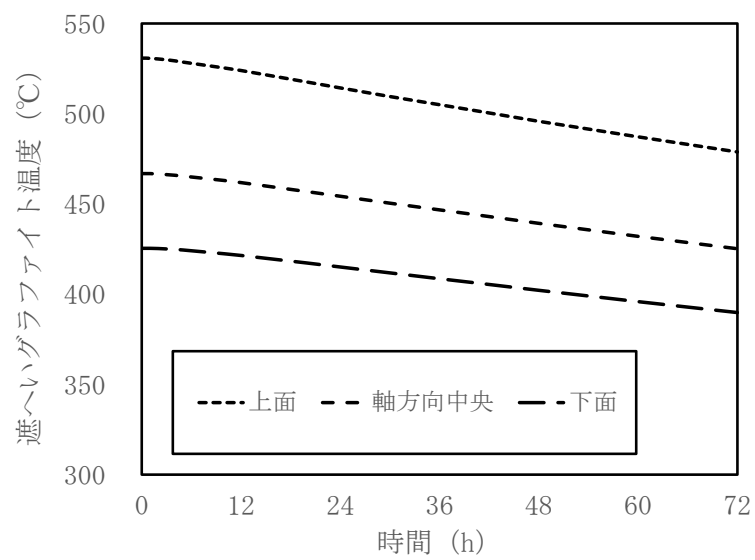
第 4.3.3.9.9 図 安全容器底板の径方向温度分布



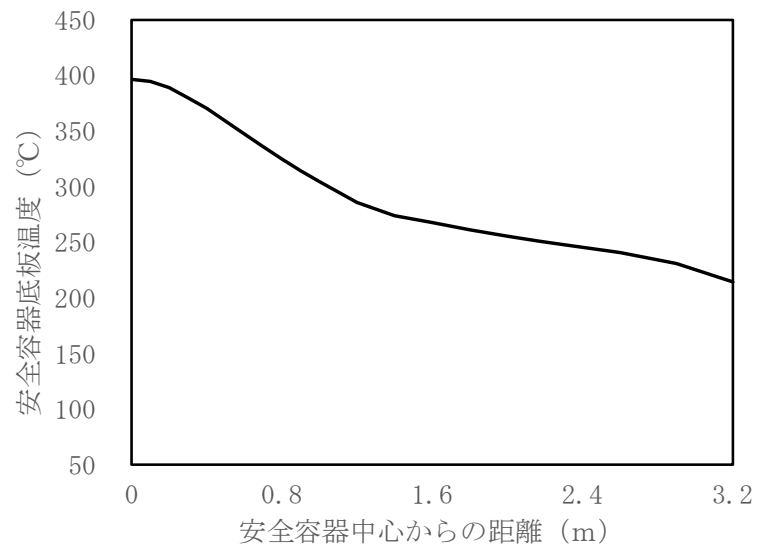
第 4.3.3.9.10 図 安全容器胴の軸方向温度分布



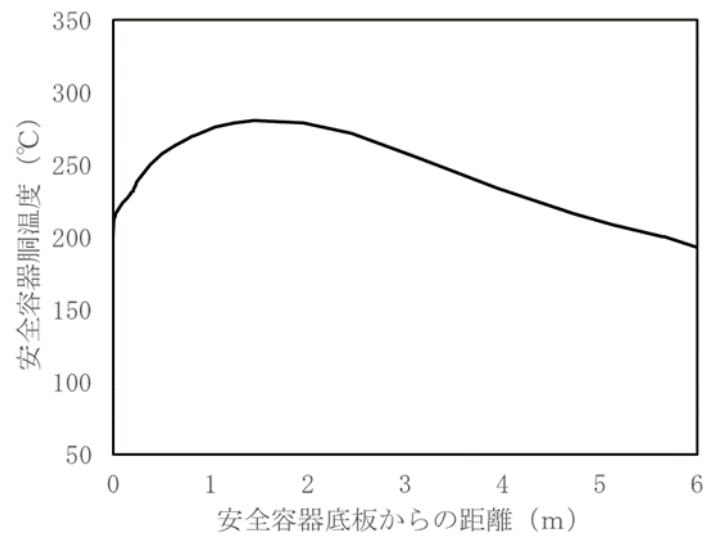
第 4. 3. 3. 9. 11 図 損傷炉心物質温度の時間変化



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。したがって、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。主冷却系サイフォンブレイクは、原子炉容器等の液位低下に伴い、受動的にアルゴンガスが導入され、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制する措置であり、その信頼性は極めて高い。

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

さらに、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、配管（外管）の破損に伴い、格納容器（床下）に冷却材が漏えいするため、格納容器の構造により漏えいした冷却材による熱的影響を緩和する措置を講じる。

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

（3）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

（i）炉心損傷防止措置

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

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

(ii) 格納容器破損防止措置

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

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

(iii) その他

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

(4) 資機材

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.10.1表及び第4.3.3.10.2表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における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。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。F L U E N T における解析体系を第 4.3.3.10.2 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 2) 1 次冷却材漏えい箇所は、1 次主冷却系の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは 90mm^2 とする。
- 3) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 4) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は $N s L - 100\text{mm}$ 、応答時間は 0.4 秒とする。
- 5) 補助冷却設備の機能喪失を想定する。
- 6) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.10.3 図及び第 4.3.3.10.4 図に示す。

コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心部のナトリウムの最高温度は約 610°C であり、その後は緩やかに低下する。また、原子炉容器の最高温度は約 540°C である。燃料集合体内の温度分布を考慮すると、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、熱設計基準値を超えない。したがって、コンクリート遮へい体

冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損は防止される。

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、1次主冷却系の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは90mm²とする。ナトリウムは、漏えい口より事象進展を考慮した冷却材温度及び蒸発速度で漏えいするものとする。
- 3) 窒素雰囲気（酸素濃度3.5vol%）の格納容器（床下）に流出したナトリウムは窒素ガス中の酸素等と反応し、格納容器（床下）にプール状に溜るものとする。
- 4) プールの広がり面積は、床面の構造を考慮した上で最大となる170m²とする。
- 5) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。またナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による伝熱を考えるものとする。
- 6) 格納容器（床上）と格納容器（床下）は、内外圧差981Paに対して100%/dの通気率があるものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.10.6図及び第4.3.3.10.7図に示す。

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

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

なお、本評価事故シ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

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

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)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 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)、核計装(起動系)
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 「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 「炉内ナトリウム液面計」 ② 関連するプロセス計装
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	—	① 1次補助冷却系温度計、流量計、補助冷却器出口温度計、2次補助冷却材流量計

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

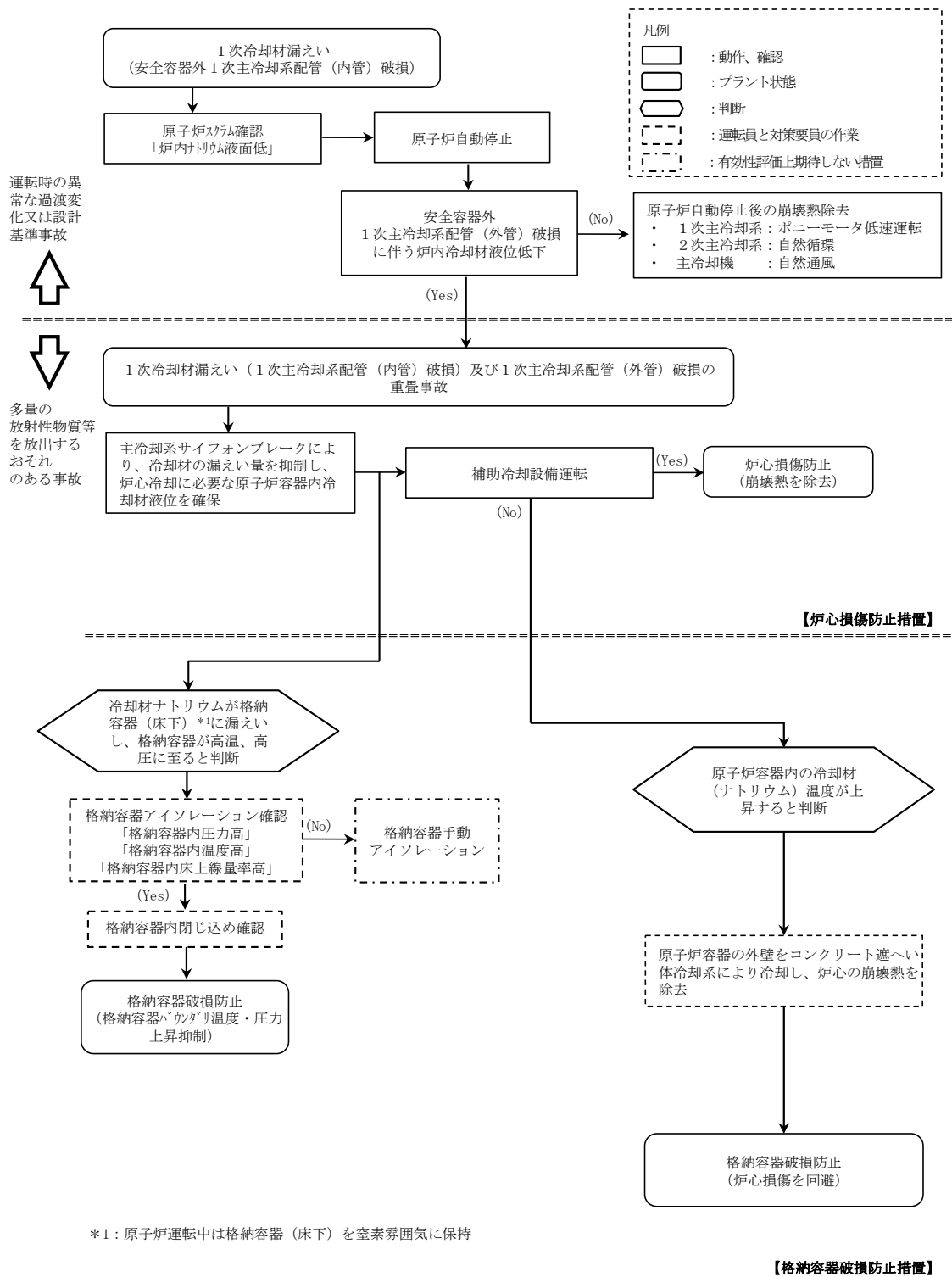
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温が推定される場合に、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断する。	—	—	①原子炉出口温度計、原子炉カバーガス圧力
コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	・コンクリート遮へい体冷却系の運転により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。	①コンクリート遮へい体冷却系	—	①コンクリート遮へい体冷却系の温度計、窒素ガス冷却器の流量計 ②関連するプロセス計装
格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	・冷却材の格納容器（床下）への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。	—	—	①「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」 ②関連するプロセス計装
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	①原子炉保護系（アイソレーション） ②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」 ③関連するプロセス計装

第4.3.3.10.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

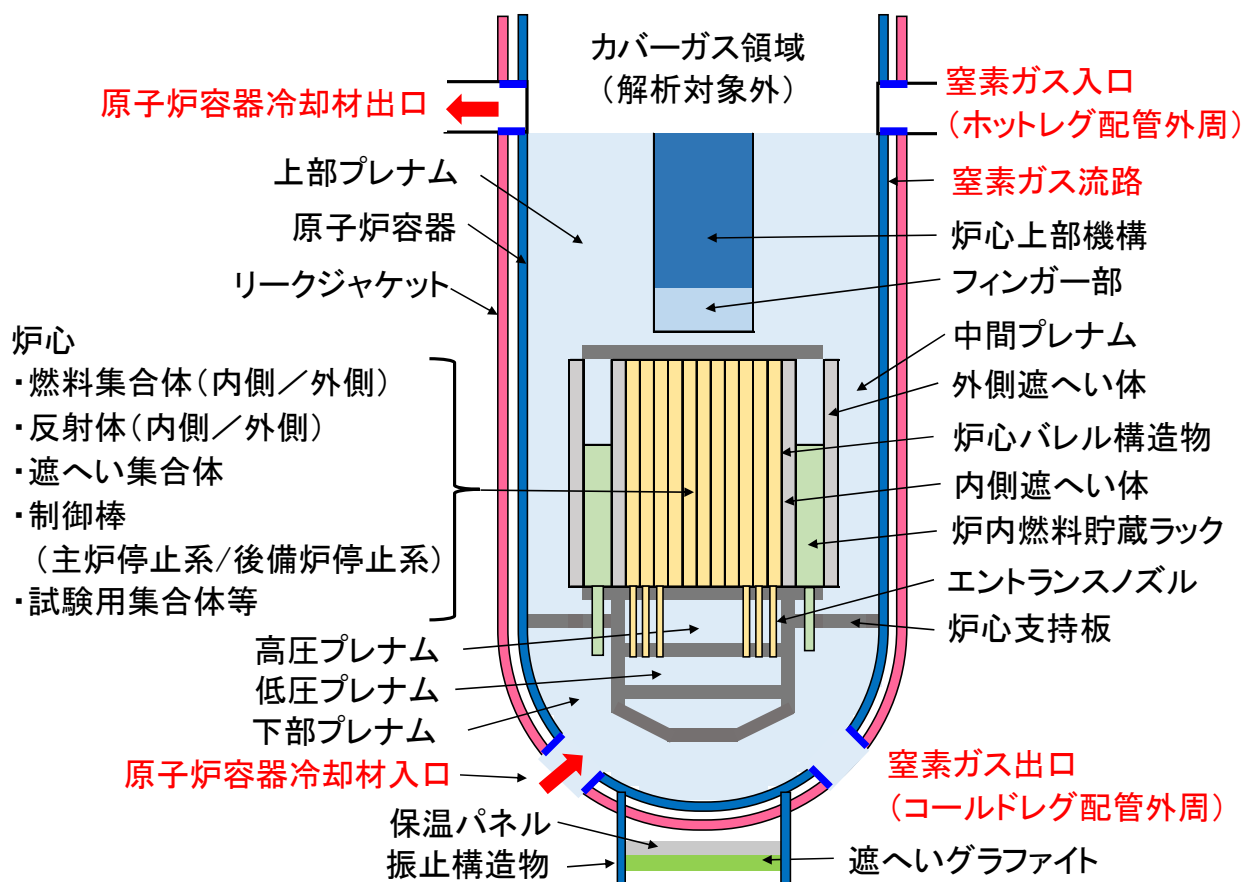
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考										
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
			▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断(安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 30 minutes]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 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。										
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制の確認 ・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。										
	運転員B、C	2 ・補助冷却設備運転	[Gantt chart showing activity from 120 to 180 minutes]																・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。										

第4.3.3.10.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

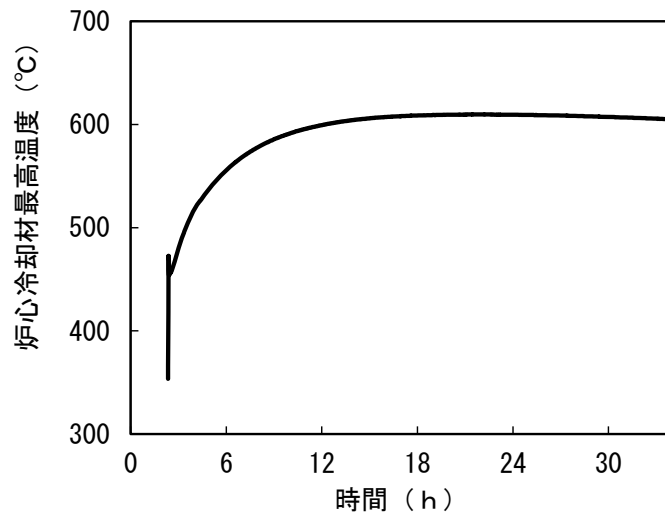
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考										
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
			▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断(安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内冷却材液位の低下により、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 30 minutes]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 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。										
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	[Gantt chart showing activity from 120 to 180 minutes]																・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。										
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	[Gantt chart showing activity from 120 to 180 minutes]																・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。										
状況判断	運転員A、E	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・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。										
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	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。										



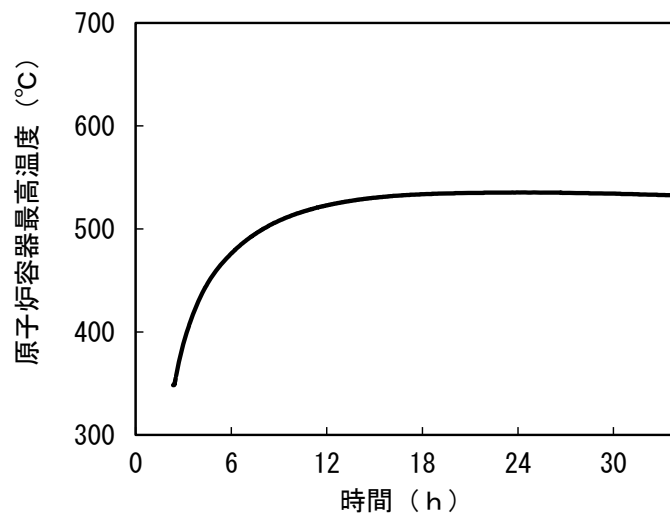
第 4.3.3.10.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



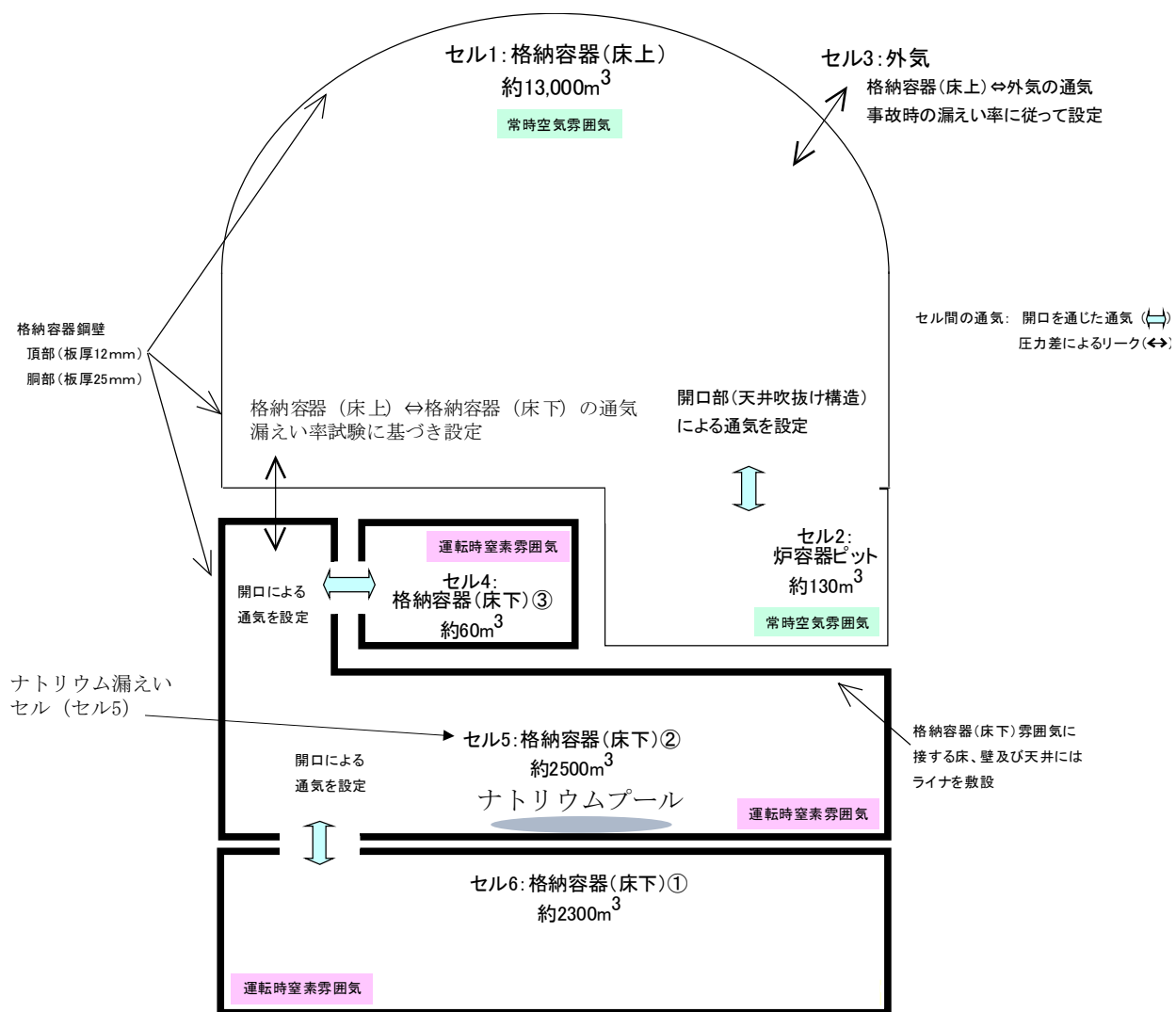
第4.3.3.10.2図 FLUENTにおける解析体系



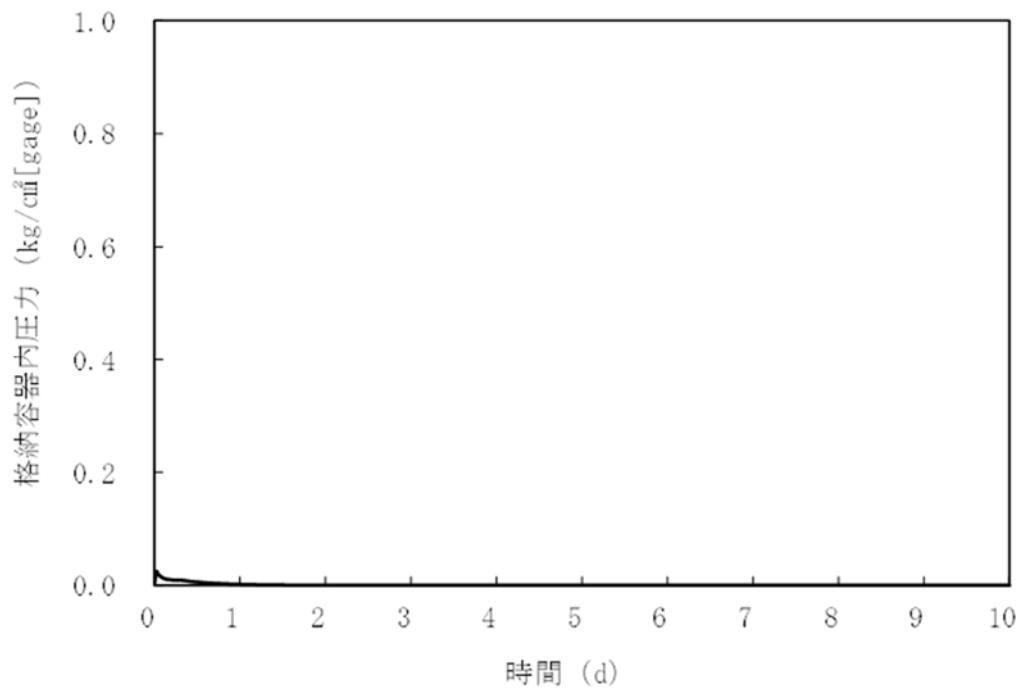
第 4. 3. 3. 10. 3 図 冷却材最高温度の時間変化



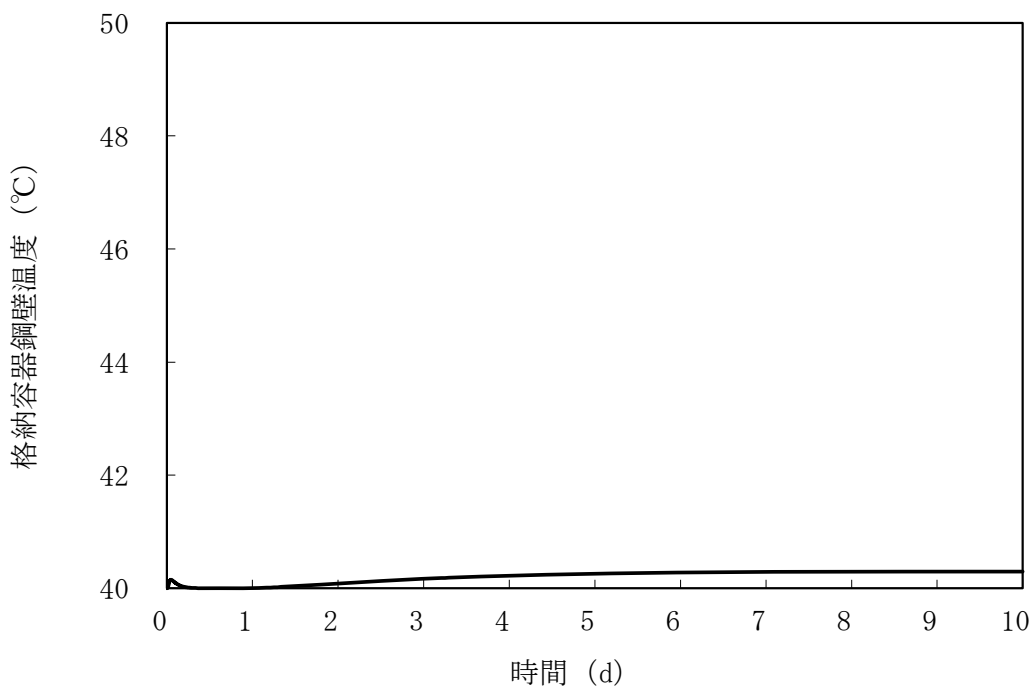
第 4. 3. 3. 10. 4 図 原子炉容器最高温度の時間変化



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（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次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、1次補助冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、主冷却系により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

1次補助冷却系サイフォンブレイクは、多重化された補助冷却系サイフォンブレイク止弁が開となりアルゴンガスが導入され、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制する措置である。補助冷却系サイフォンブレイク止弁は、中央制御室又は現場での操作も可能であり、その信頼性は高い。なお、1次補助冷却系のサイフォンブレイクが機能しないことを仮定した場合でも、1次補助冷却系の出入口弁を閉めることにより炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保することが可能である。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1システム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。
- 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。

(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、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（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。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

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

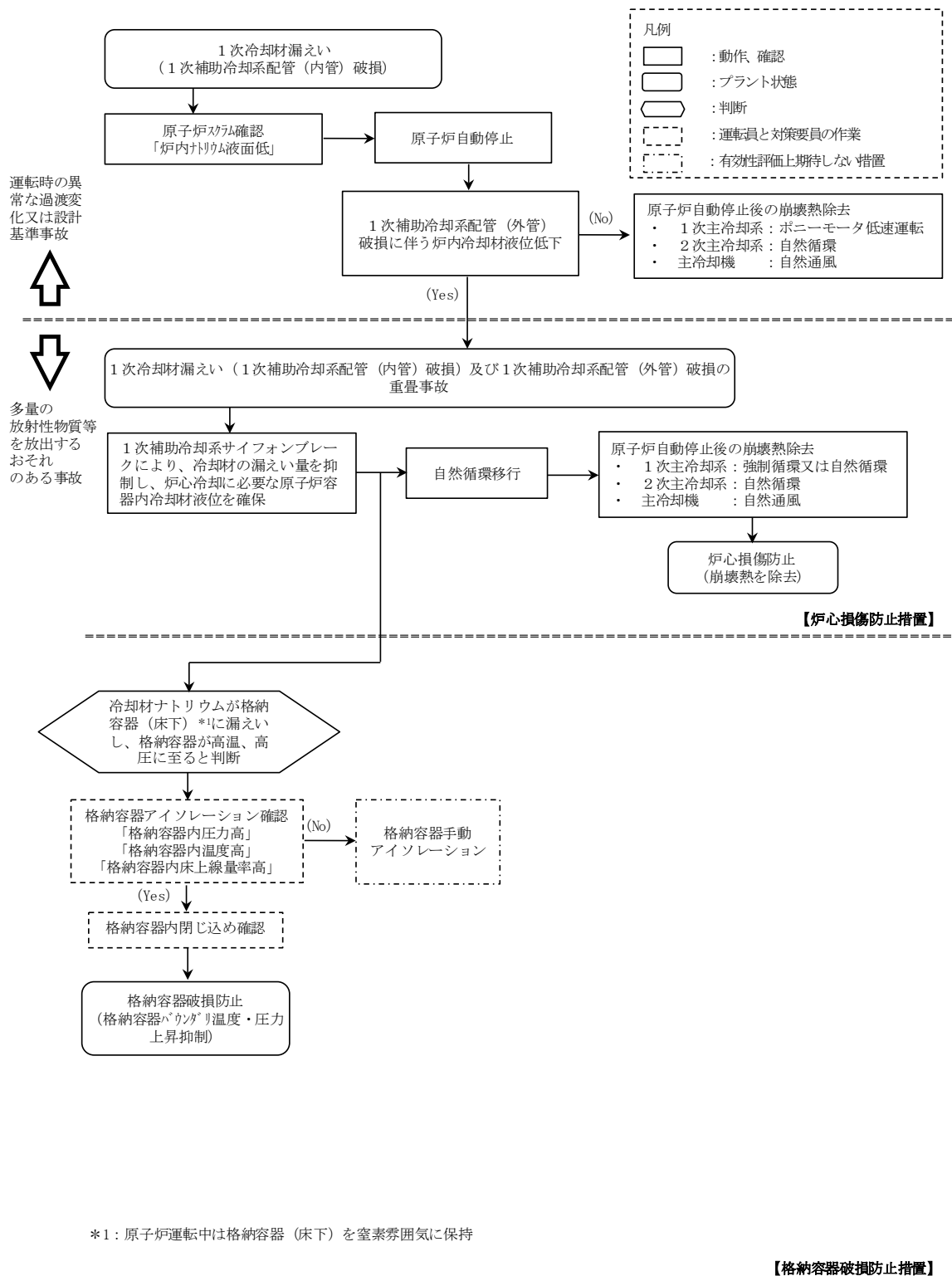
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生 の判断	・ 1次補助冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 「炉内ナトリウム液面計」
1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 1次主冷却系の循環に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。	① 1次補助冷却系サイフォンブレイク	—	① 「炉内ナトリウム液面計」 ② 関連するプロセス計装
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。	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量

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) ▽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)																										
	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。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[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。										
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・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 ・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。										
	運転員B、C	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。										

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										
			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) ▽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)																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar]																										
状況判断	運転員A、E	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	[Gantt chart 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。										
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	[Gantt chart bar]																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。										



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

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

(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、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

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

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²C とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止するものとする。
- 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価値 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、初期値以上に上昇することなく速やかに低下し、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、初期温度から上昇することなく低下し、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」の解析に比べ約 20℃高くなりともに約 670℃となるが、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、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。

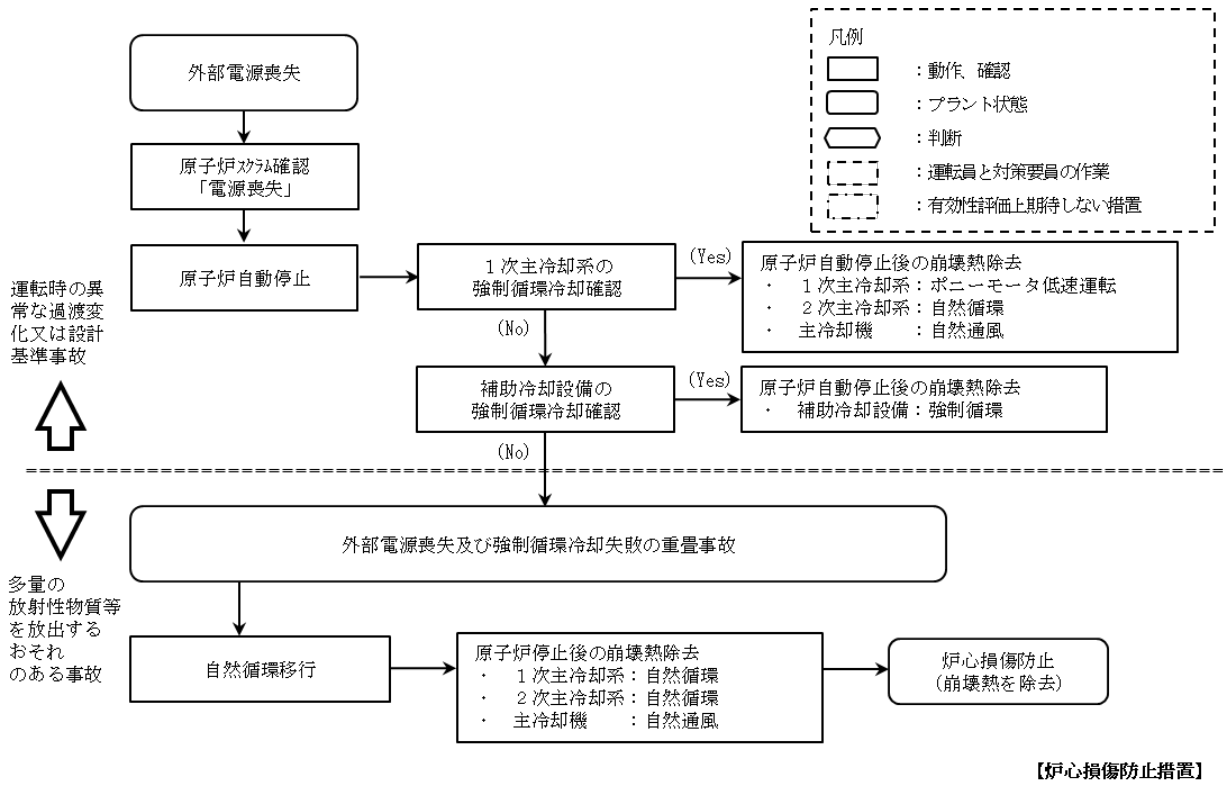
上記の評価結果から、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

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

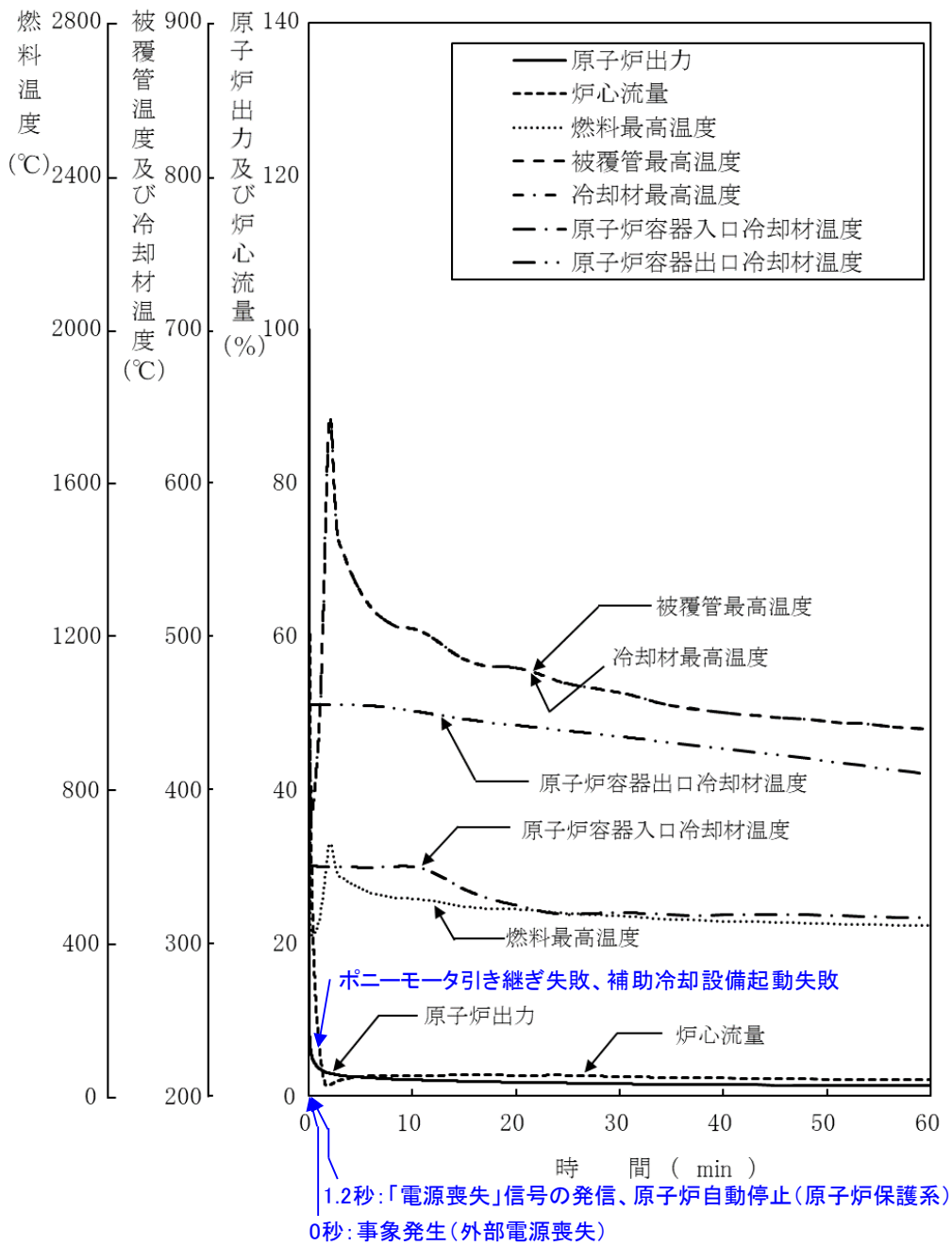
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③ 核計装(線形出力系)、核計装(起動系)
事故発生 の判断	・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 1次主冷却系流量計、1次補助冷却系流量計、2次補助冷却系流量計 ② 関連するプロセス計装
自然循環移行	・ 1次主冷却系(自然循環)、2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。	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量

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

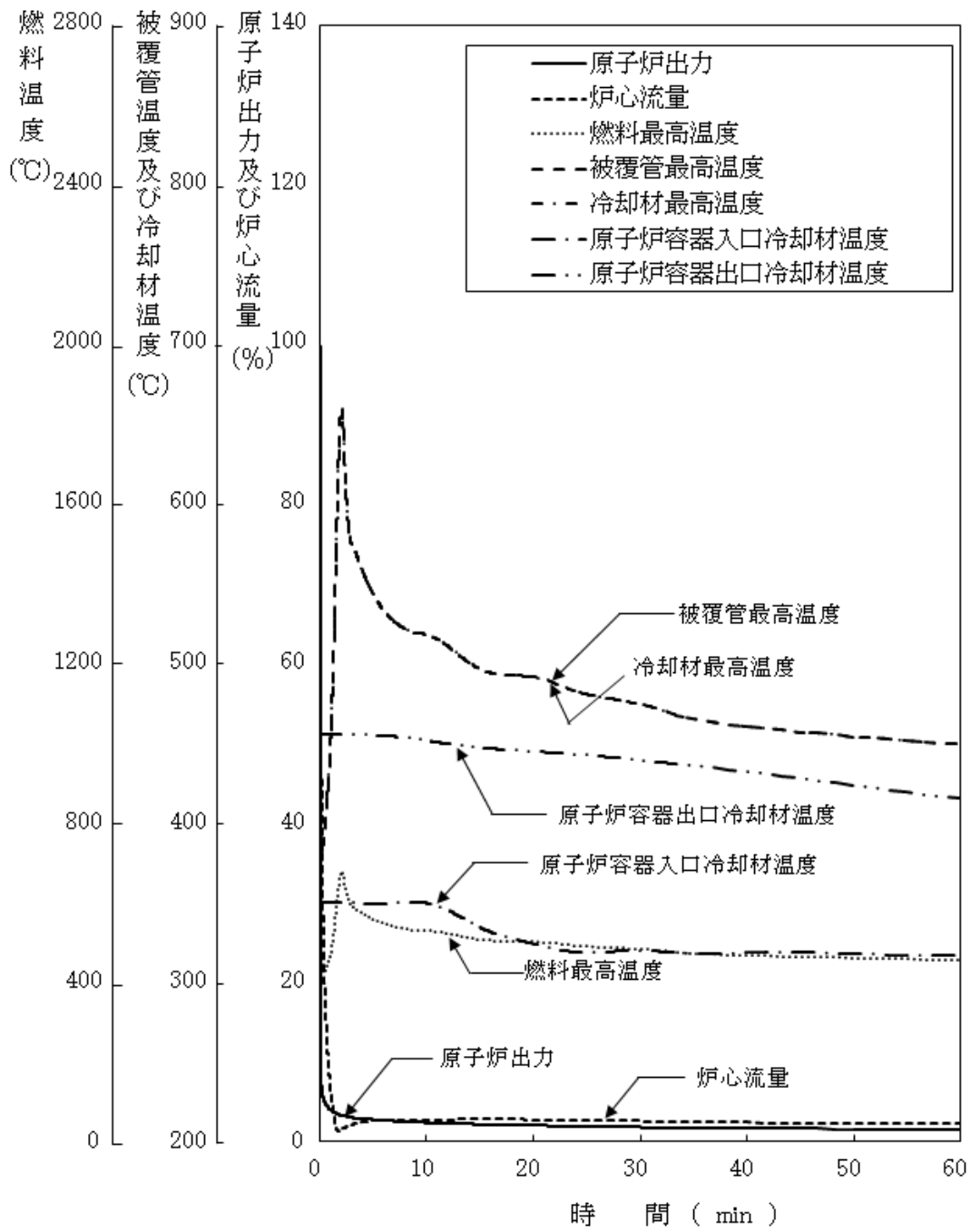
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)														備考										
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日														
			異常事象発生(外部電源喪失) 事故発生時の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)																								
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded]																								
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded]																・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。								
	運転員A、B	2 ・事故発生時の判断	[Shaded]	[Shaded]															・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。								
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	・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。								
	運転員D、E	2 ・強制循環冷却機能喪失の原因調査・復旧	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	・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。								



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

1ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、失敗することは考えられないが、「4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本的な考え方」において示した安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置の頑健性を確認するために、何らかの原因で自然循環に期待できない場合を仮定する。

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

さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、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）の床面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図及び第4.3.3.13.2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。
- 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。

(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. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出したナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。なお、1次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。
- e. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- f. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(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、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における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。措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

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

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456°C、コールドレグ温度を350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 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) 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°C、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%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価値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 4.3.3.13.3 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 次主循環ポンプのトリップするため、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、初期値以上に上昇することなく速やかに低下し、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、両温度ともに約 750℃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（自然循環ループ）は、初期温度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℃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、2つの解析条件の間に相関はなく互いに独立であるため、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℃を考慮し373℃とする。

解析結果を第4.3.3.13.4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℃高い約770℃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、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（自然循環ループ）は、両者ともに約10℃高い約470℃及び約420℃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解析する。

- 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4.3.3.13.5図に示す。また、格納容器応答過程の解析条件として、安全板を通じて蒸気の形態で流出するナトリウムの温度及び蒸発速度を求める。
- 7) 主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板の座屈について、日本機械学会発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第I編 軽水炉規格(2016)のPVB-3220及びPVB-3230に準拠して評価する。
- 8) 主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板にかかる外圧は、ナトリウムによるヘッド圧及び1次アルゴンガス系の圧力のみを考慮する。1次主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 4.3.3.13.6 図及び第 4.3.3.13.7 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 4.3.3.13.8 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) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。また、ナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による伝熱を考えるものとする。
- 6) 格納容器（床上）と格納容器（床下）の間は、圧力差 981Pa に対して 100%/d の通気率があるものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.13.9 図及び第 4.3.3.13.10 図に示す。

格納容器（床上）の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約 0.032kg/cm²[gage]（約 3.2kPa[gage]）及び約 42℃であり、格納容器の設計圧力 1.35kg/cm²[gage]（約 0.13MPa[gage]）及び格納容器鋼壁の設計温度 150℃を超えることはなく、格納容器（床上）の健全性は確保される。

また、格納容器（床下）の最高圧力は約 0.032kg/cm²[gage]（約 3.2kPa[gage]）、断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、いずれも約 68℃であり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

Cs-137 の総放出量は約 4.4×10^{-3} TBq であり、100TBq を大きく下回る【別紙 8-35 : BDBA における敷地周辺の実効線量】。

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 4.3.3.13.11 図及び第 4.3.3.13.12 図に示す。

崩壊熱を増加させた解析の結果、原子炉冷却材の最高温度は 815℃を下回り、その許容圧力は 0.6MPa である。主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）内の圧力は、「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（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 4.3.3.13.13 図及び第 4.3.3.13.14 図に示す。

崩壊熱を増加させた解析の結果、「ii）格納容器応答過程の解析」に比べ格納容器（床上）の最高圧力は約 0.015kg/cm^2 高くなり、約 0.047kg/cm^2 [gage]（約 4.7kPa [gage]）である。格納容器（床上）の格納容器鋼壁の最高温度は、ほとんど変わらず約 42°C である。また、格納容器（床下）の最高圧力は、約 0.015kg/cm^2 高くなり約 0.047kg/cm^2 [gage]（約 4.7kPa [gage]）である。格納容器（床下）の断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、約 5°C 高くなりいずれも約 73°C である。Cs-137 の総放出量は約 $4.9 \times 10^{-3}\text{TBq}$ であり 100TBq を大きく下回る。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に低く抑制される。

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	<ul style="list-style-type: none"> 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 制御棒 ② 制御棒駆動系 	—	<ul style="list-style-type: none"> 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)、核計装(起動系)
事故発生 の判断	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次主冷却系流量計、1次補助冷却系流量計、2次補助冷却系流量計 ② 関連するプロセス計装
自然循環移行 (1ループ)	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量

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

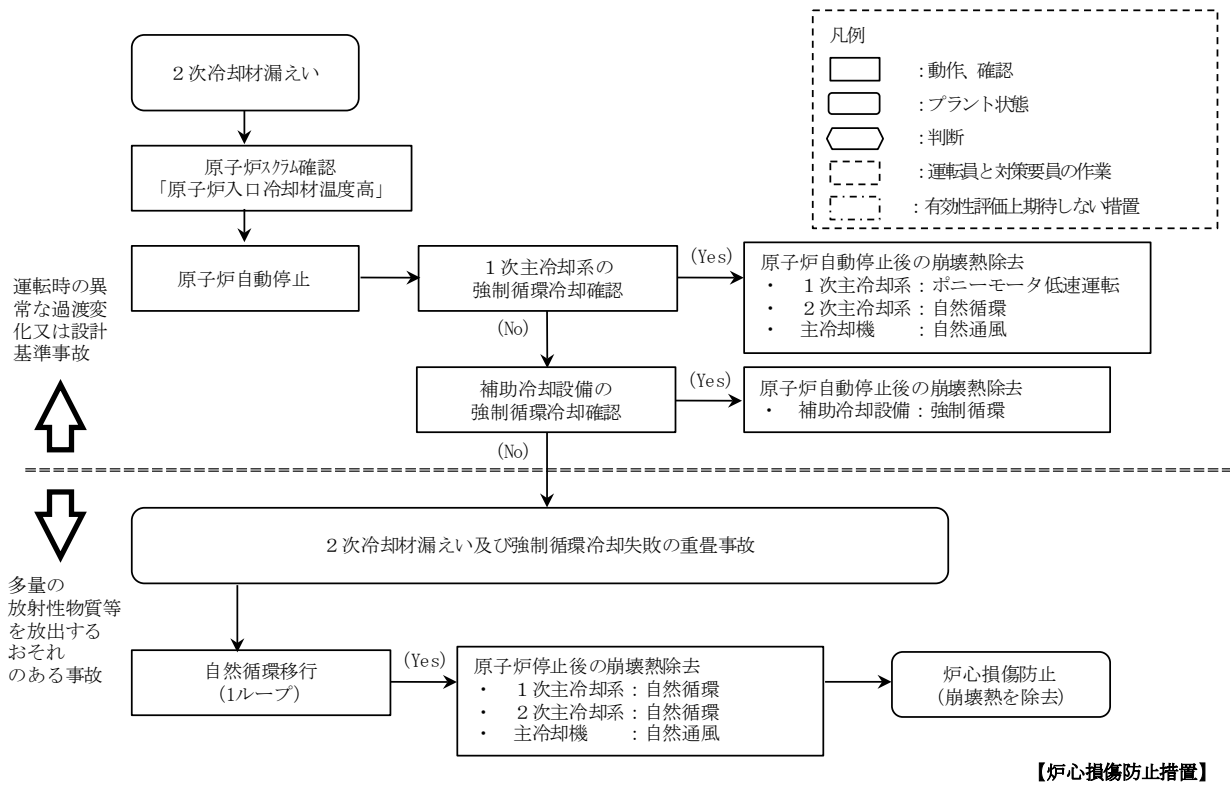
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断	・ 冷却材の著しい昇温及び蒸発が生じた場合、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。	—	—	①原子炉出口温度計、原子炉カバーガス圧力
1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器（床下）に放出	・ 1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器（床下）に流出することを確認する。	① 断熱材及びヒートシシク材	—	①安全板の状態表示
格納容器アイソレーション確認	・ 「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（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、原子炉容器外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関連するプロセス計装

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

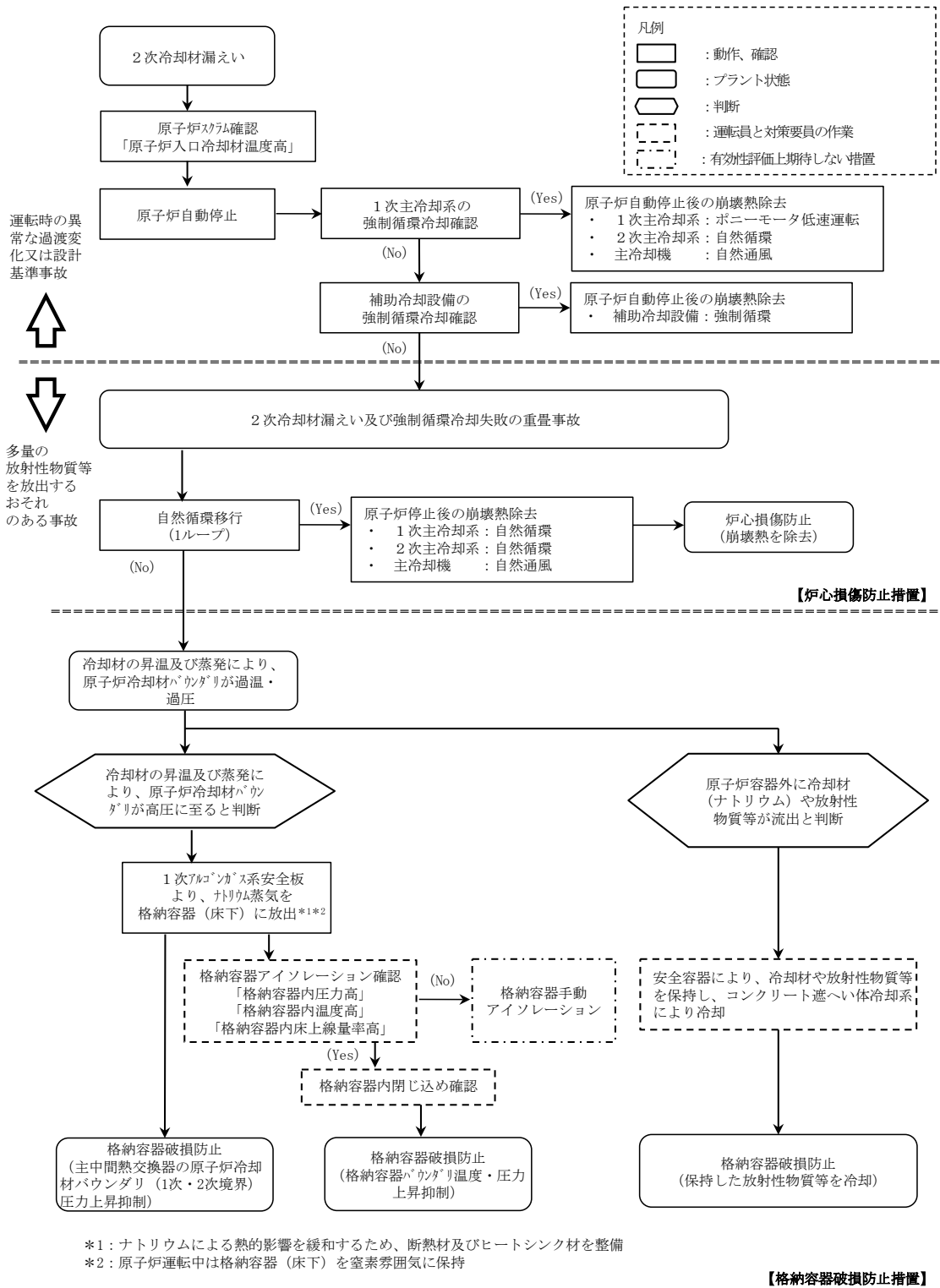
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考					
			5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日												
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▼異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▼事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)																					
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing task duration]																					
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing task duration]																・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。					
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing task duration]																・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。					
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行(1ループ)	[Gantt chart showing task duration]																・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。					

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

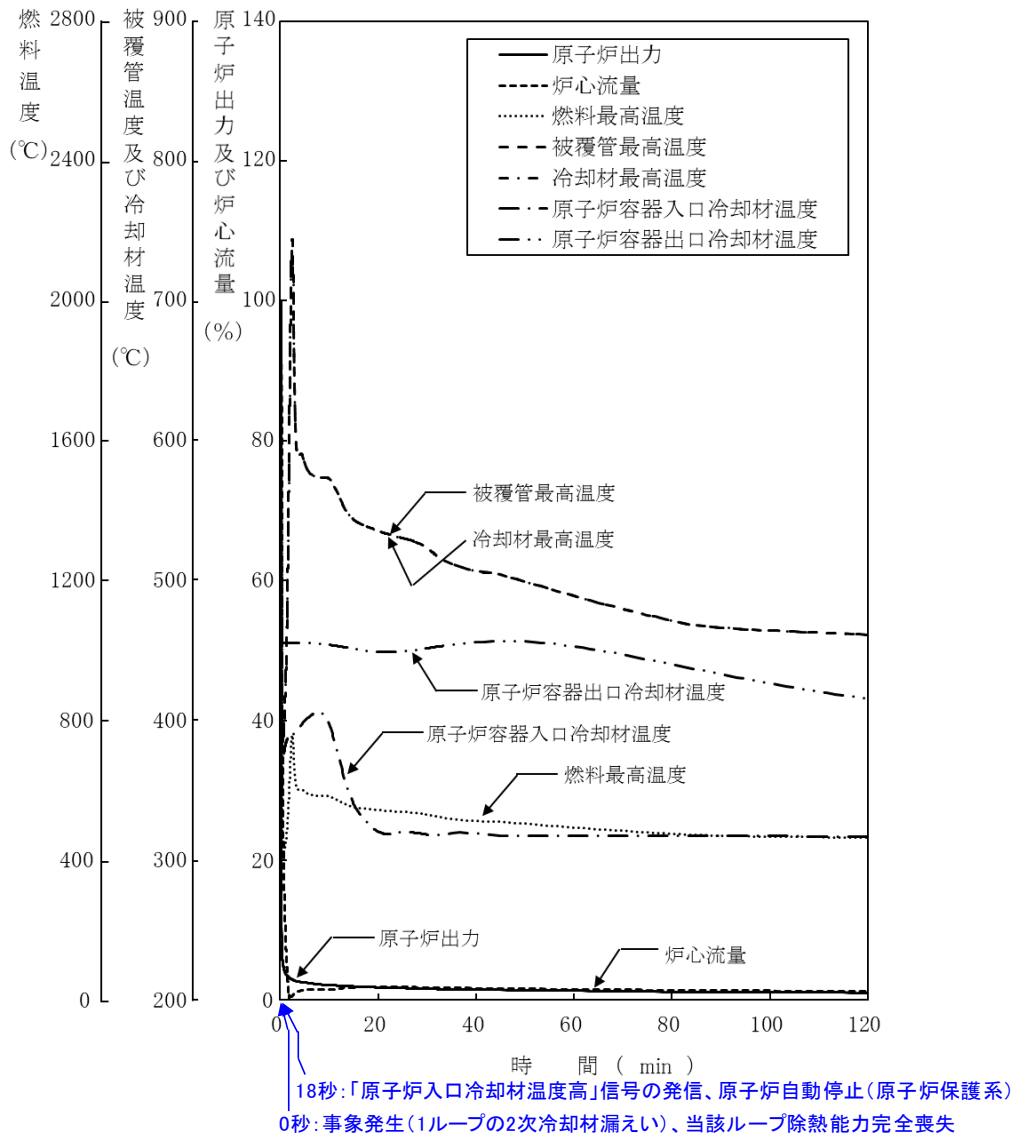
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考					
			5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日												
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▼異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▼事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗) ▼冷却材の昇温及び蒸発により原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断 ▼原子炉容器外に冷却材(ナトリウム)や損傷炉心物質が流出と判断																					
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing task duration]																					
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing task duration]																・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。					
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing task duration]																・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。					
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行(1ループ)	[Gantt chart showing task duration]																・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。					
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断	[Gantt chart showing task duration]																・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。					
格納容器破損防止措置	運転員D	1 ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出	[Gantt chart showing task duration]																・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に放出されることを確認する。					
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Gantt chart showing task duration]																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内床上線量率高」、「格納容器内床下線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。					
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したことの判断	[Gantt chart showing task duration]																・安全容器内圧力に著しい上昇が生じた場合に、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したと判断する。					
格納容器破損防止措置	運転員B、D、E	3 ・安全容器による冷却材や損傷炉心物質の保持 ・コンクリート遮へい体冷却系による冷却	[Gantt chart showing task duration]																・安全容器により冷却材や損傷炉心物質が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する。					



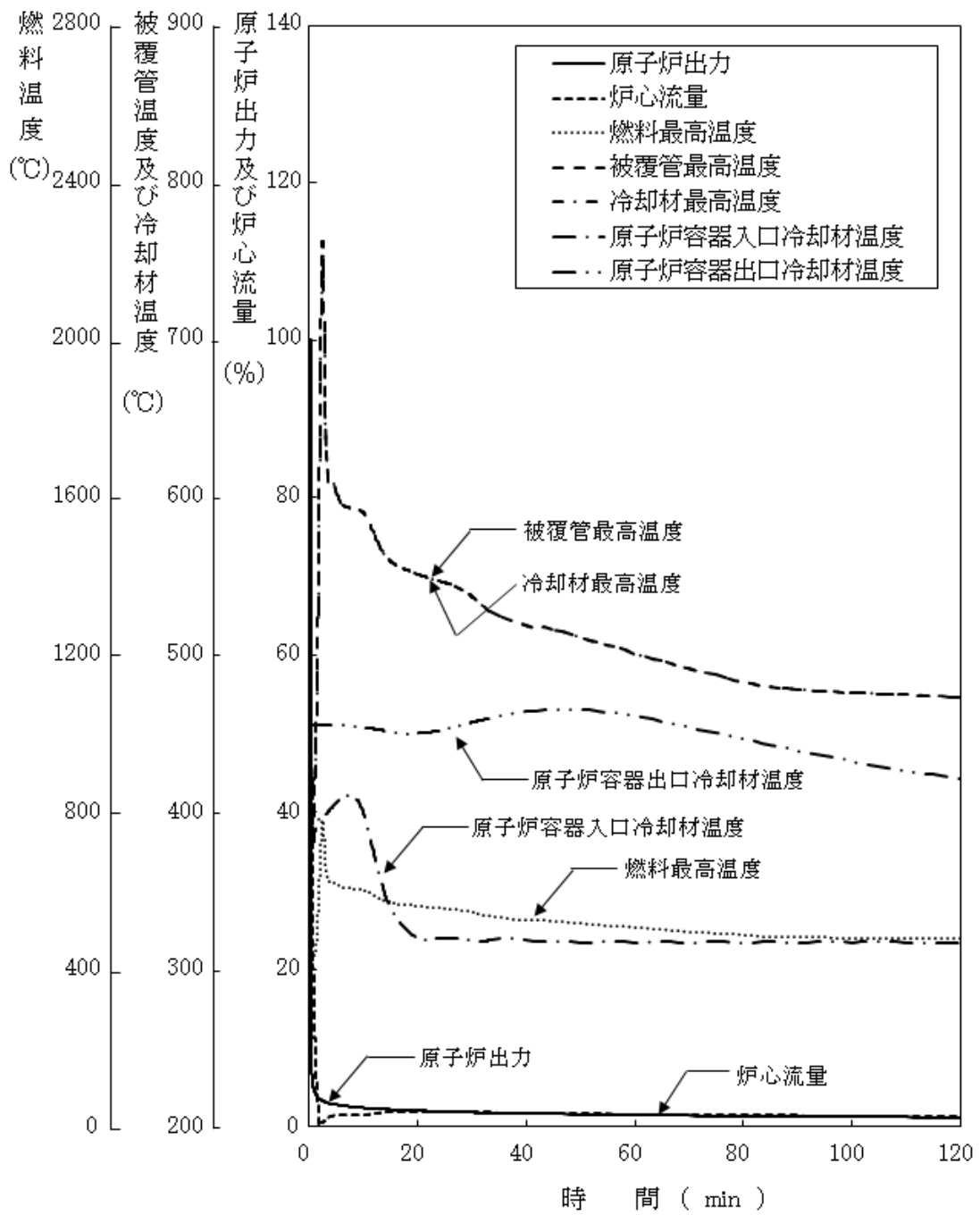
第 4. 3. 3. 13. 1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 4.3.3.13.2 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要

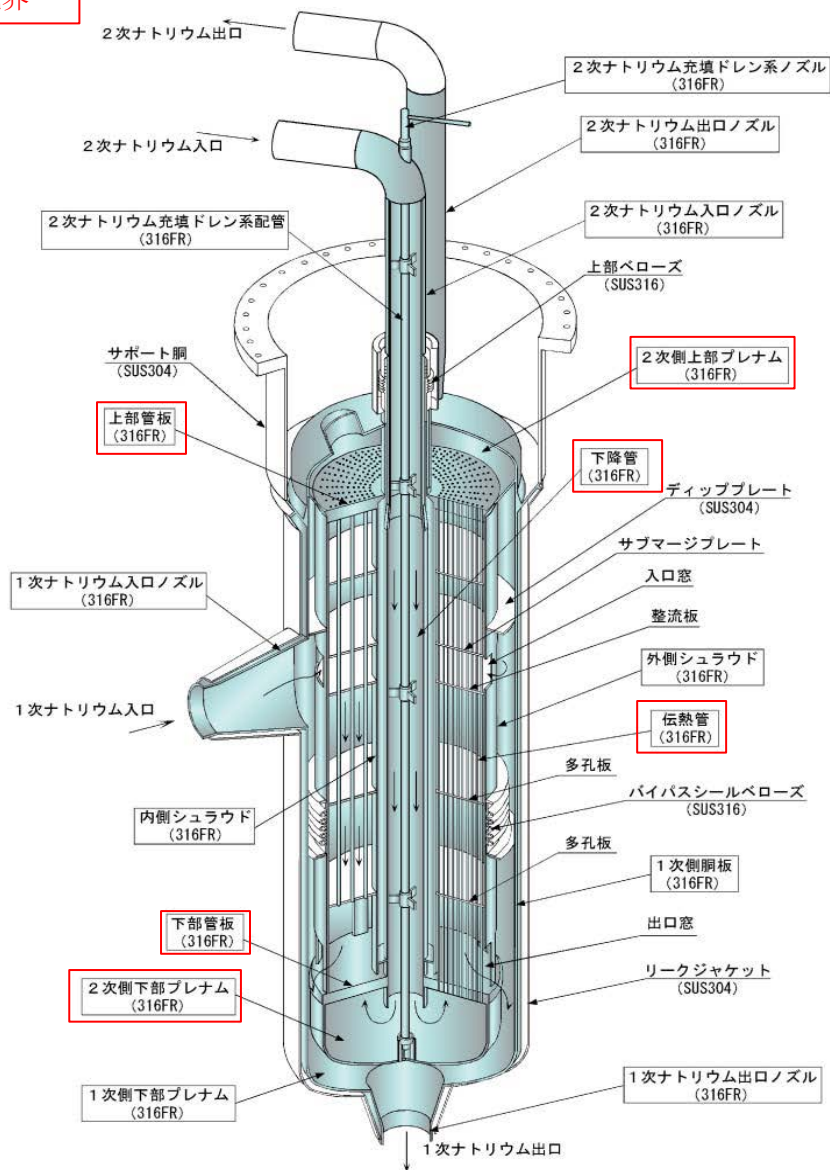


第 4. 3. 3. 13. 3 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置: 1 ループ自然循環による冷却)

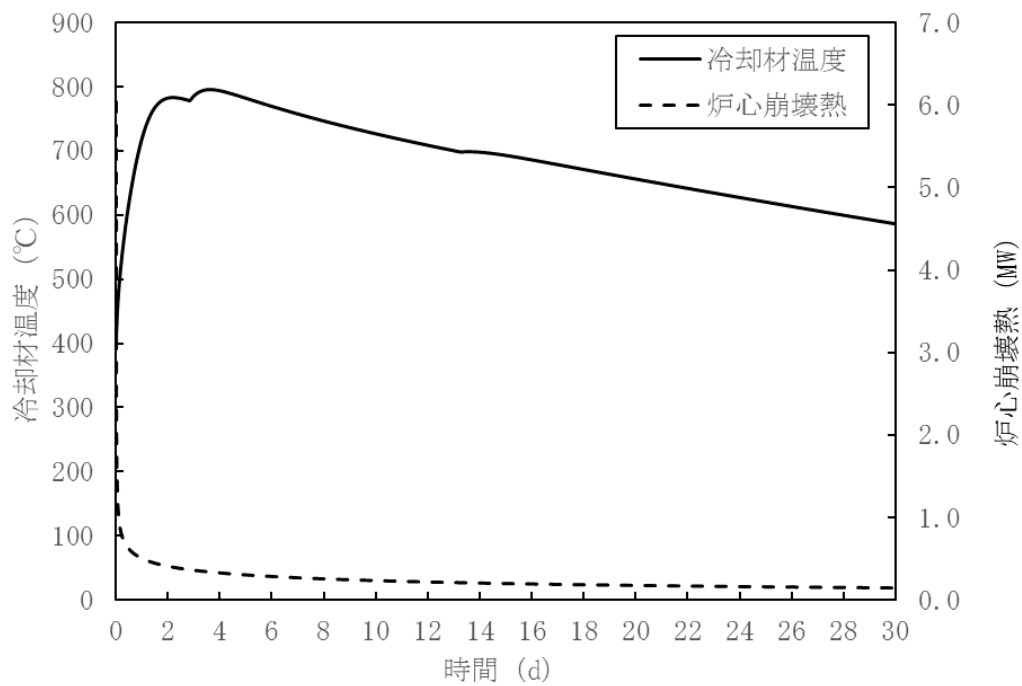


第 4. 3. 3. 13. 4 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)

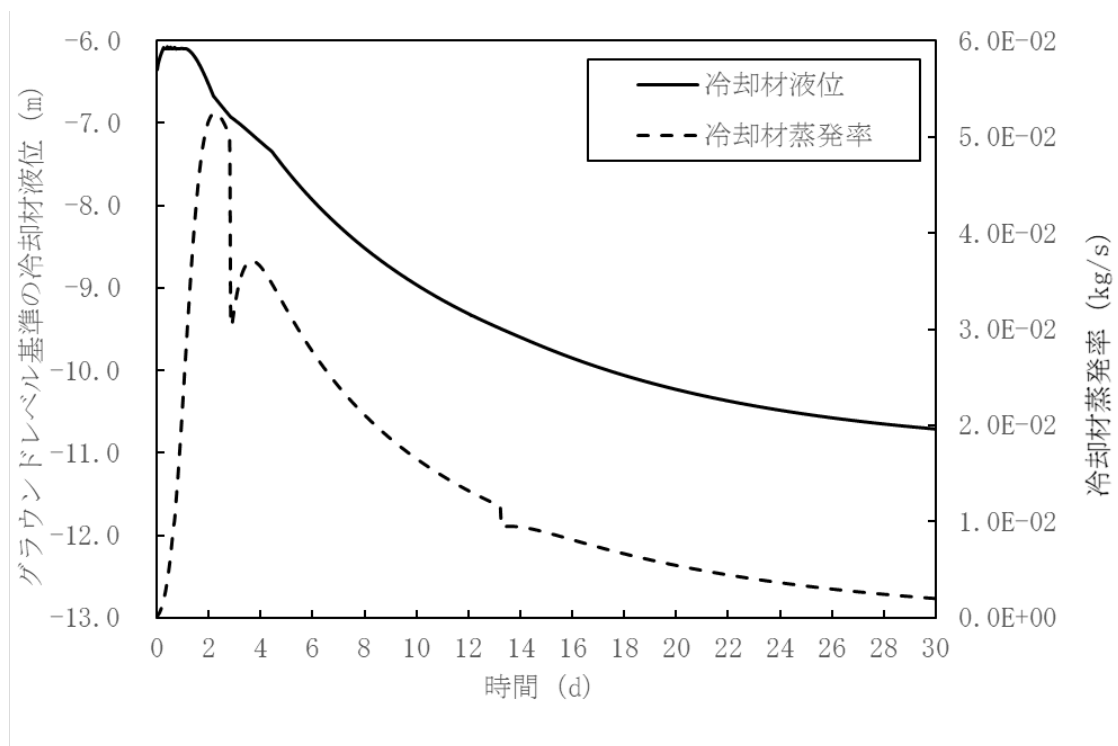
1次/2次境界



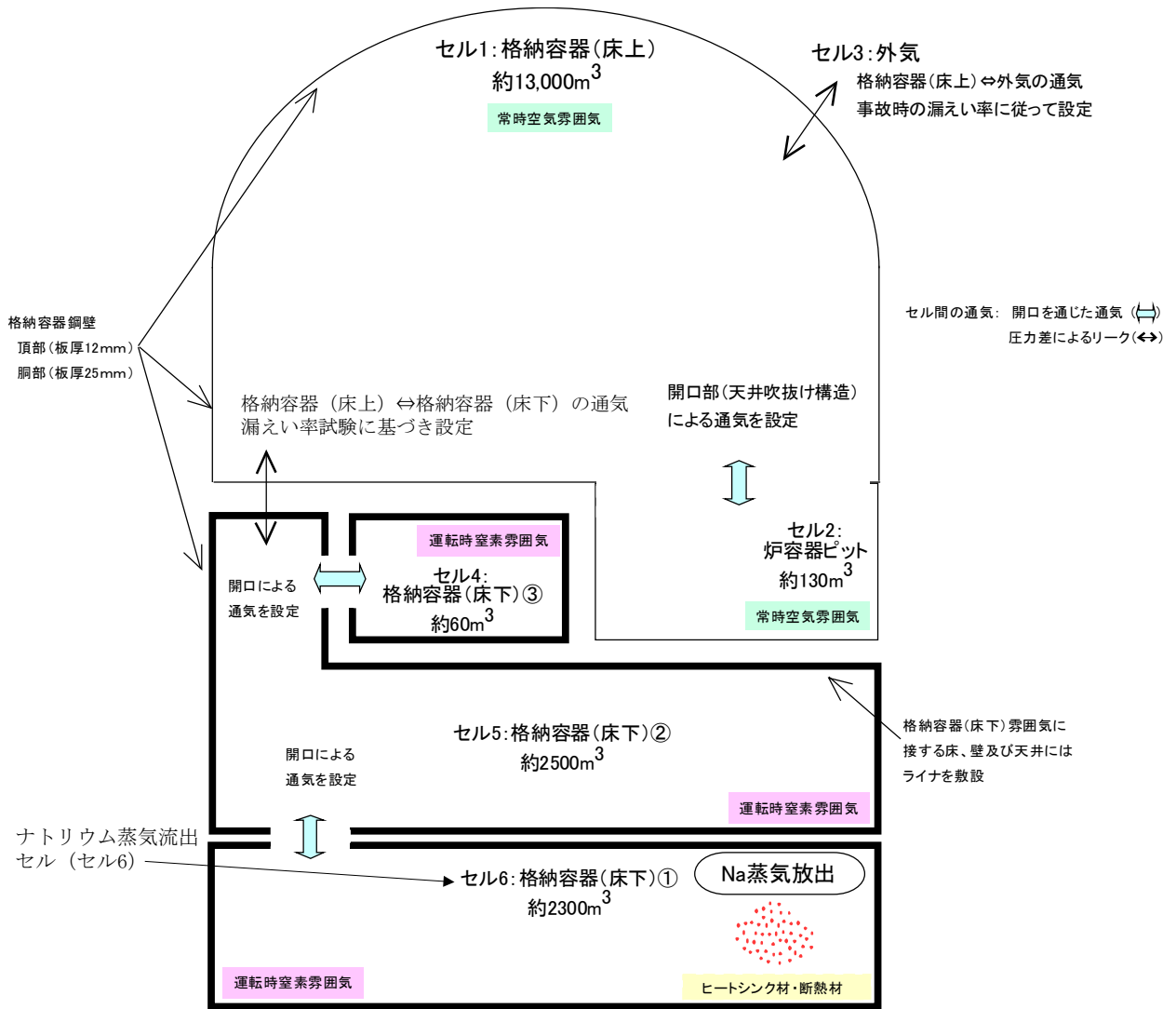
第 4. 3. 3. 13. 5 図 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界)



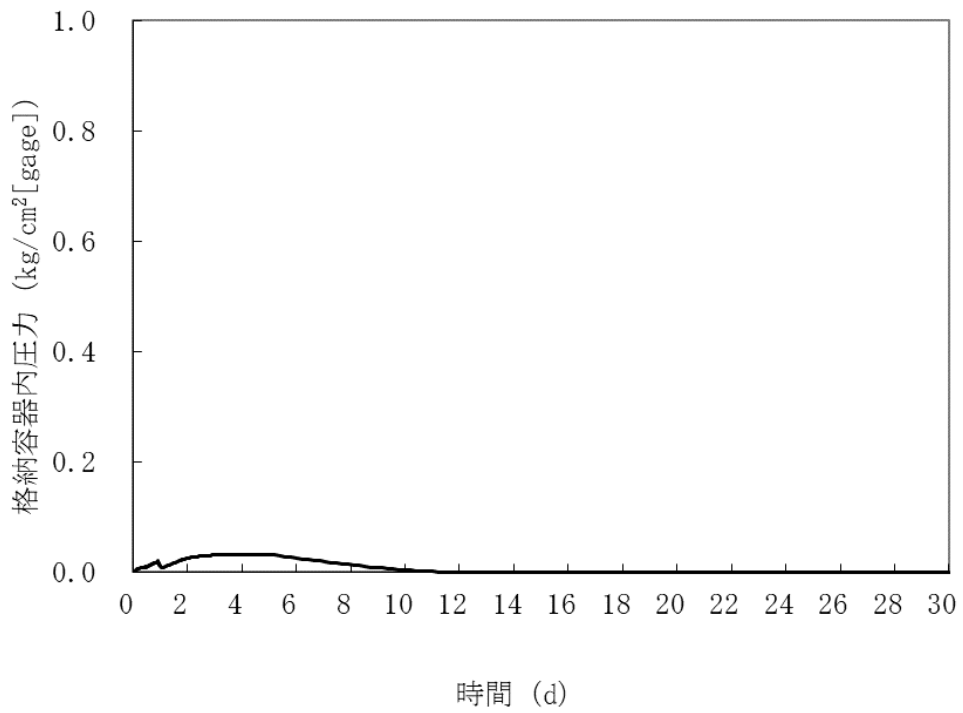
第 4. 3. 3. 13. 6 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



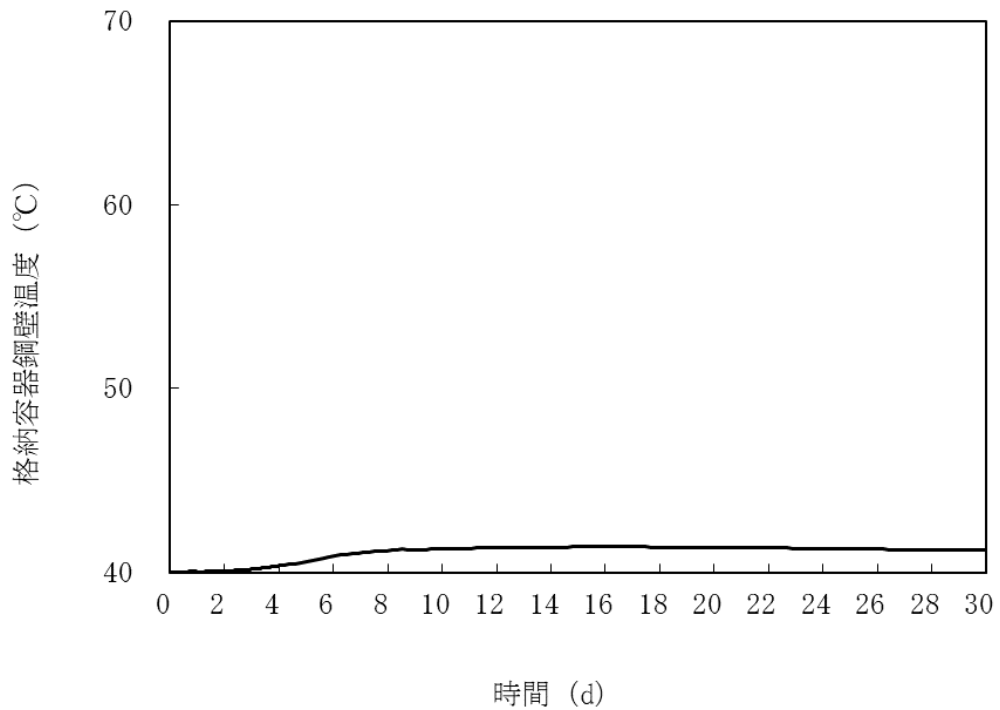
第 4. 3. 3. 13. 7 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）



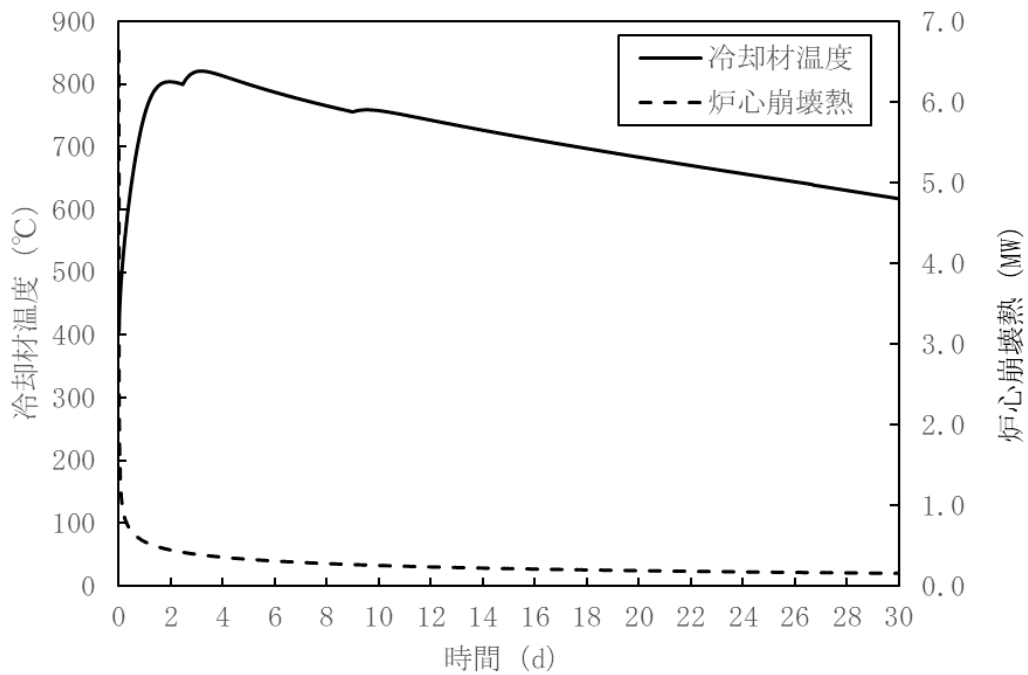
第 4. 3. 3. 13. 8 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



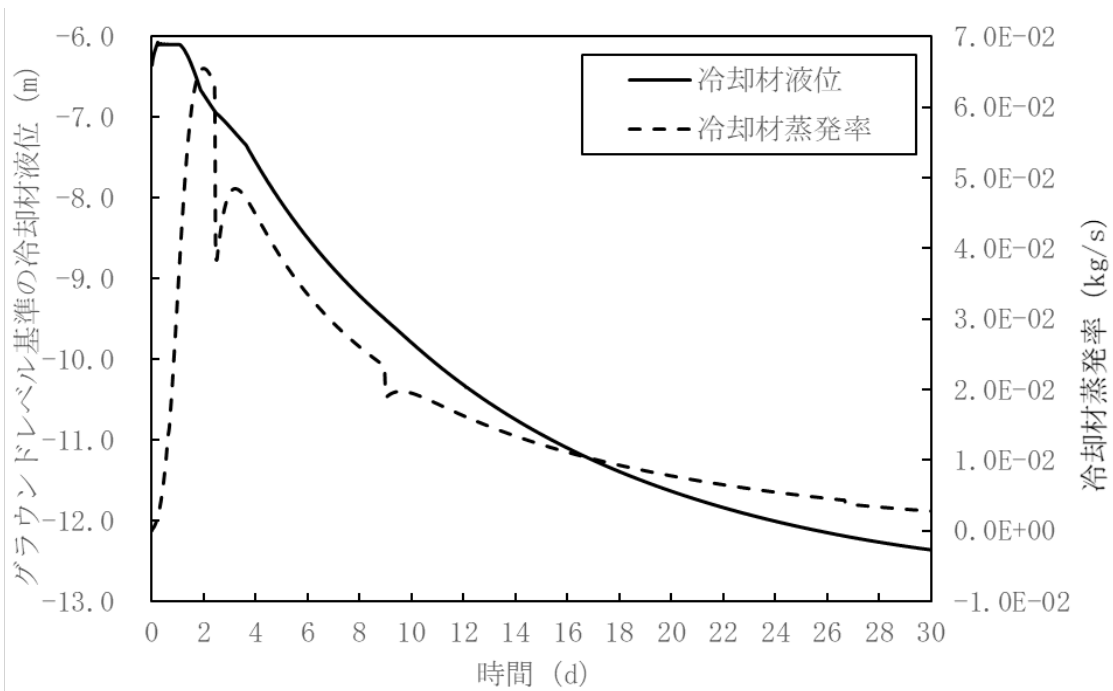
第 4. 3. 3. 13. 9 図 格納容器内圧力の推移



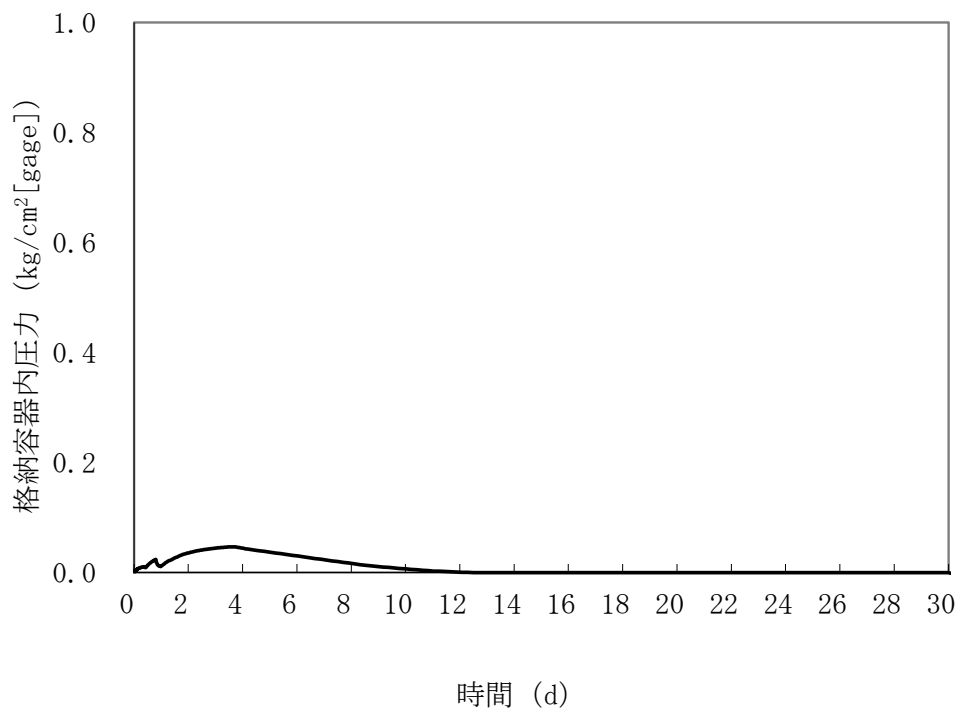
第 4. 3. 3. 13. 10 図 格納容器鋼壁温度の推移



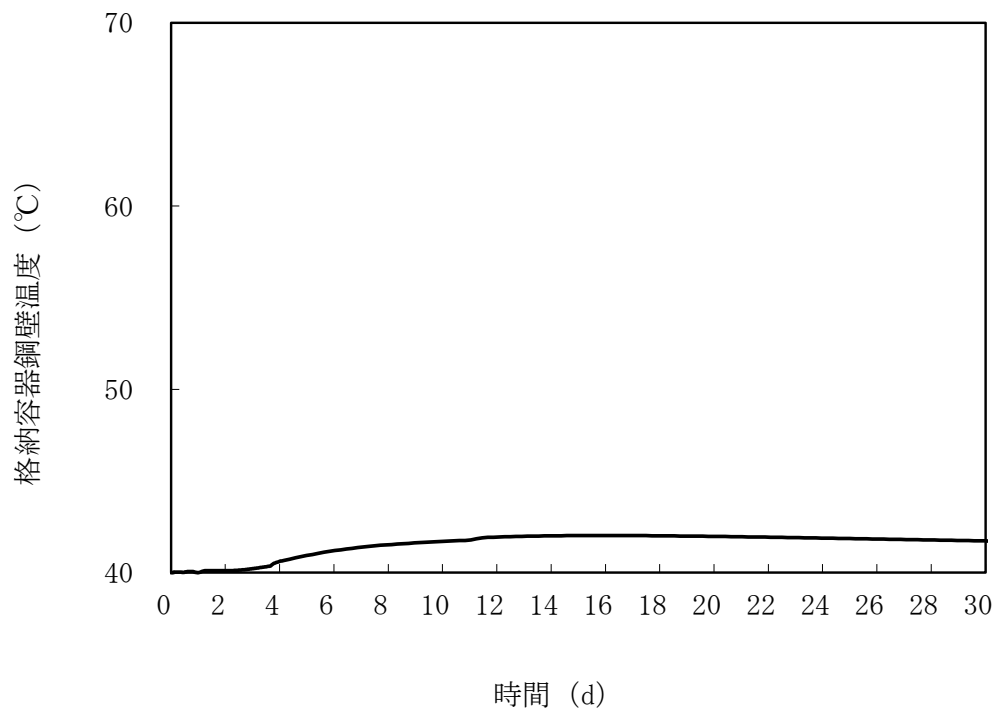
第 4.3.3.13.11 図 炉内事象推移の計算結果
 (原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移：不確かさの影響評価)



第 4.3.3.13.12 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. 13 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. 14 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。したがって、全交流動力電源喪失事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

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

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

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

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

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

(ii) 格納容器破損防止措置

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

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

(iii) その他

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

(4) 資機材

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.14.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、仮設電源設備を整備する。

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

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

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

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

(ii) 格納容器破損防止措置

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

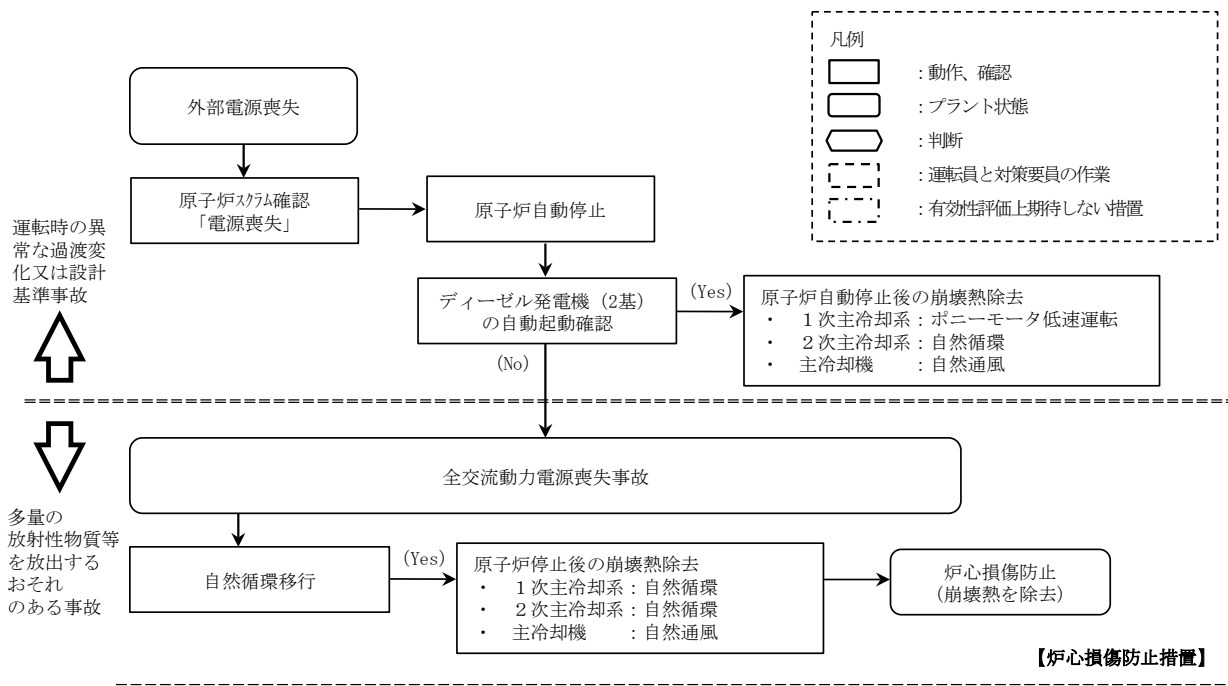
上記の評価結果から、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.14.1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	<ul style="list-style-type: none"> 「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)を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 制御棒 ② 制御棒駆動系 	—	<ul style="list-style-type: none"> 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)、核計装(起動系)
事故発生 の判断	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ① ディーゼル発電機の運転表示、M/Cの電圧 ② 関連するプロセス計装
自然循環移行	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 仮設電源設備 ② 仮設計器 	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉出口温度、主冷却器出口温度

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	
			5	10	20	30	60	120	180	240	300	360	420	480	540	600	10日	20日		30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(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																	・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。
	運転員A、D	2	・事故発生(ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗)の判断																	・ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A、B、C、D	4	・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。 ・仮設計器等により温度監視等を行う。
	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																	・ディーゼル発電機の起動失敗の原因を調査し、その復旧に努める。



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。また、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図及び第4.3.3.15.2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、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）を整備する。
- d. 燃料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。なお、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。
- 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。なお、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。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。

b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

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、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故における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、燃料破損検出系の警報が発報した場合に、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約40分と運転員の操作時間約20分の合計1時間としている。ここで、燃料破損検出系の検出時間については設備の機能に時間余裕を含めて設定しており、運転員の操作時間についても中央制御室で信号を確認して手動スクラムするのに要する時間に時間余裕を含めて設定している【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7-3参照】。

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。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7-4参照】。

- 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、それぞれ、418W/cm及び2.24MWとする。
- 4) 閉塞前の集合体流量は、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。
- 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°C 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°C 及び約 640°C 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。

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。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 4.3.3.15.3 図に示す。被覆管最高温度は、約 800°C 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。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。

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」に十分に包絡される。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包絡した解析としている。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包絡している。

(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7-5参照】。

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)	・ 燃料破損検出系（遅発中性子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。	—	—	① 遅発中性子法燃料破損検出設備
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 原子炉保護系（スクラム） ② 核計装（線形出力系）、核計装（起動系）

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

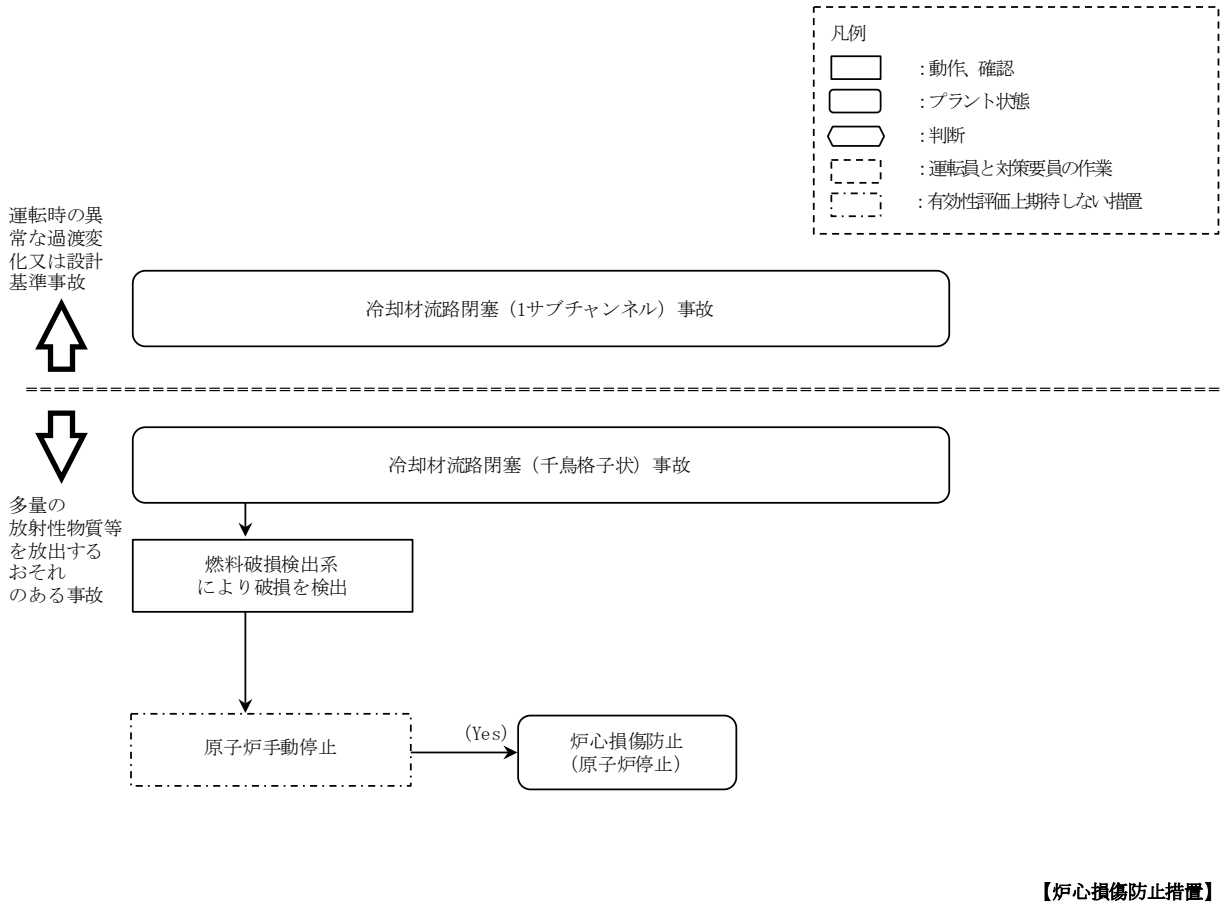
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内 冷却確認	・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。	—	—	① 原子炉出口温度、1次冷却材流量、主冷却器出口温度、2次冷却材流量
原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内 に放射性物質を 閉じ込め、貯留	・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	① 関連するプロセス計装
格納容器 アイソレーション 確認	・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	① 原子炉保護系（アイソレーション） ② 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」

第4.3.3.15.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

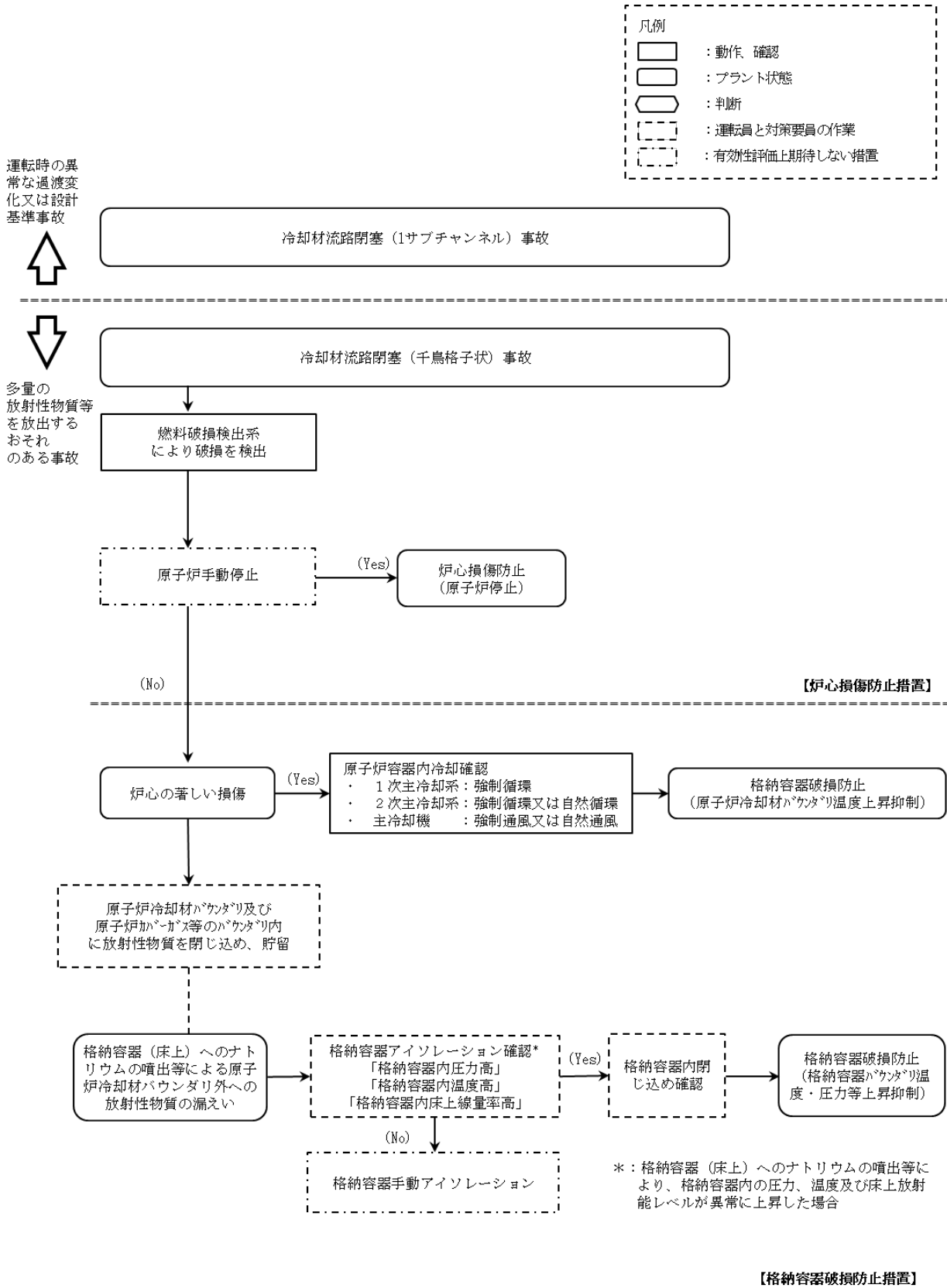
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	10	20	30	40	50	60	90	120	180	240			
			▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生時の判断 (燃料破損検出系による破損の検出)												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar from 0 to 240]												
状況判断	運転員A、D	2 ・事故発生時の判断	[Gantt chart bar from 0 to 30]												・燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart bar from 0 to 30]												・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第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

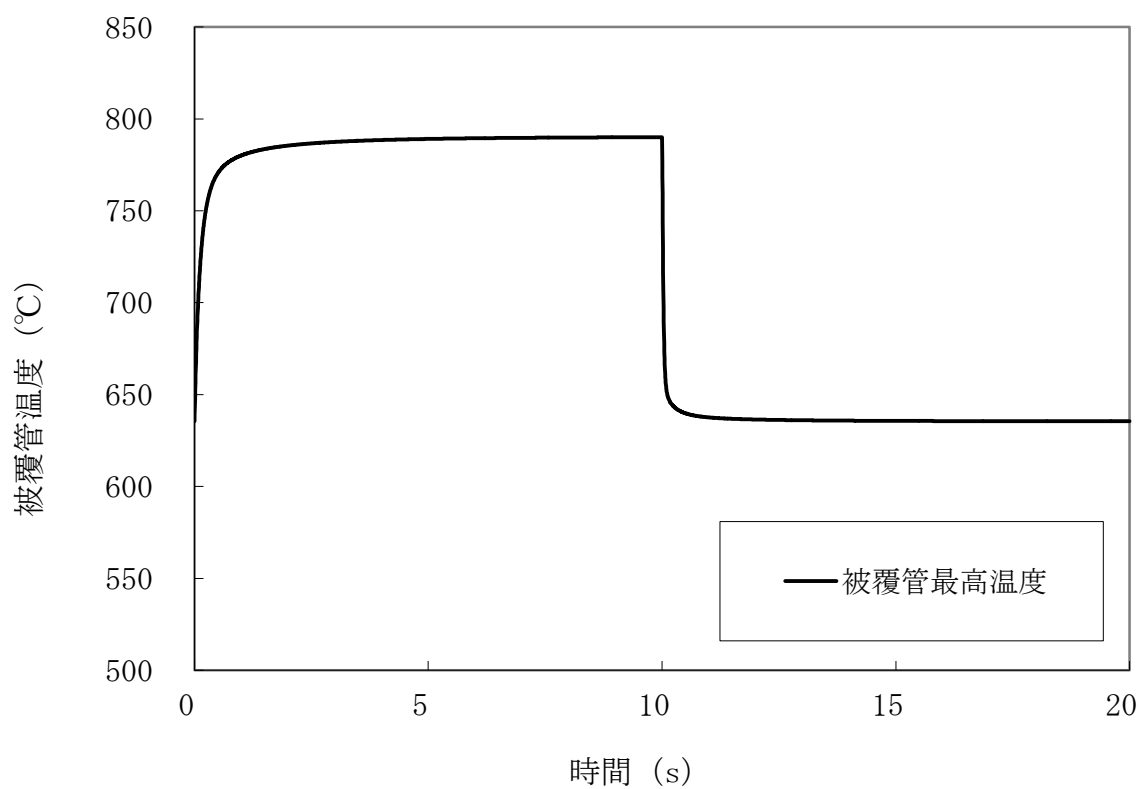
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	10	20	30	40	50	60	90	120	180	240			
			▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生時の判断 (燃料破損検出系による破損の検出) ▽原子炉停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar from 0 to 240]												
状況判断	運転員A、D	2 ・事故発生時の判断	[Gantt chart bar from 0 to 30]												・燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart bar from 0 to 30]												・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Gantt chart bar from 0 to 240]												・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）に異常がないことを確認する。
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Gantt chart bar from 0 to 120]												・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Gantt chart bar from 0 to 120]												・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



第 4. 3. 3. 15. 1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 4. 3. 3. 15. 2 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要



第 4.3.3.15.3 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が維持できなくな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. 水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。また、当該設備を使用できない場合にあっては、作業員がその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。

(3) 資機材

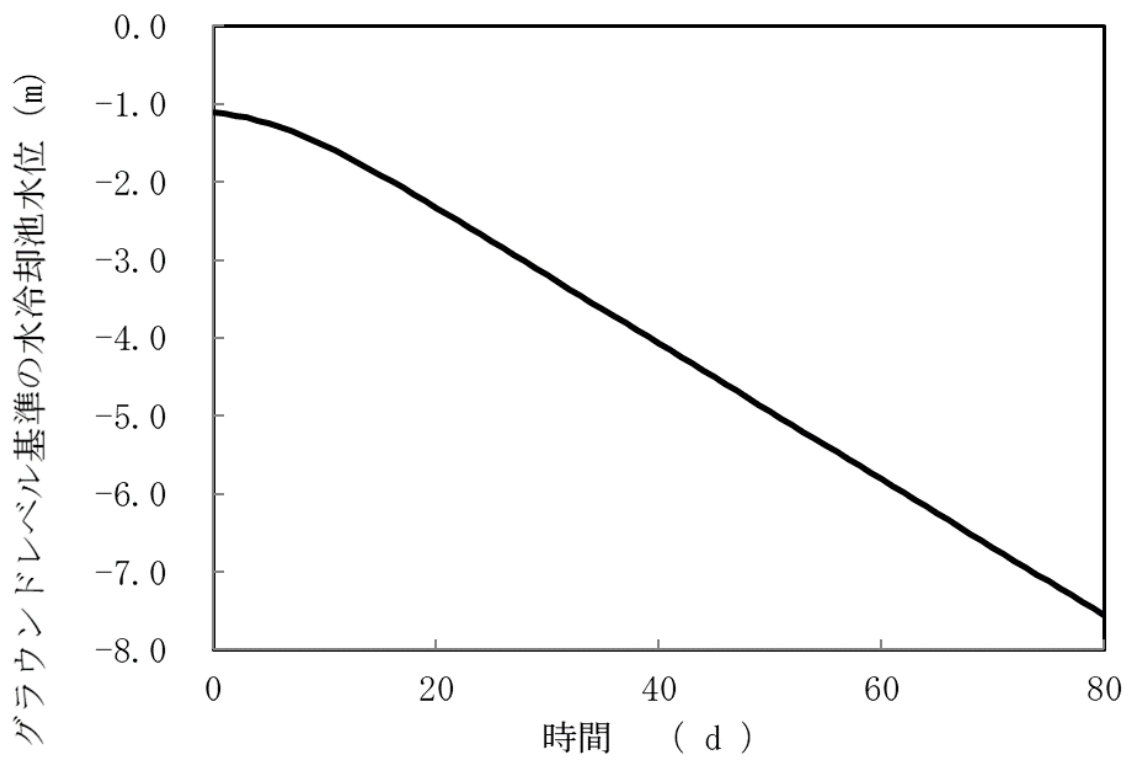
使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措置として使用する設備等は、可搬式ポンプ及びホースとする【使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故の拡大を防止するための措置に使用する設備等（資機材）の仕様等：別紙 9-2 参照】。

(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にあっては、訓練の実績等に鑑み、水冷却池に水を供給する措置を講じるのに必要な期間は、保守的に約 2 日間とする【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【水冷却池の水位の変化に係る評価条件：別紙 9-4 参照】

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。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、水冷却池に水を供給する措置を講じるのに必要な期間は約 2 日間であり、当該措置に必要な期間は確保されている。



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、使用済燃料の冠水が維持できなくな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. 水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。また、当該設備を使用できない場合にあっては、作業員がその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。なお、サイフォンブレイカーは多様性を有するものとし、このうち一つは、開口部を水面下に位置させる構造とすることで、水位の低下による開口部の開放により、受動的なサイフォンブレイク機能を有するものとする。
- 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。

(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に使用する設備等は、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。

(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所要時間は、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。

(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。

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）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】。

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。）を講じることを基本方針とする【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】。

（1）炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）

- a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- c. 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

（2）過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）

- a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

（3）除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）

- a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

- b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- (4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）
 - a. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
 - b. 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故
 - c. 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故
- (5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）
 - a. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 - b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- (6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）
 - a. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故
- (7) 局所的燃料破損（LF）
 - a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

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。

- (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。

(ii) 格納容器破損防止措置

- (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、「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。

- (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。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。

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】。

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。

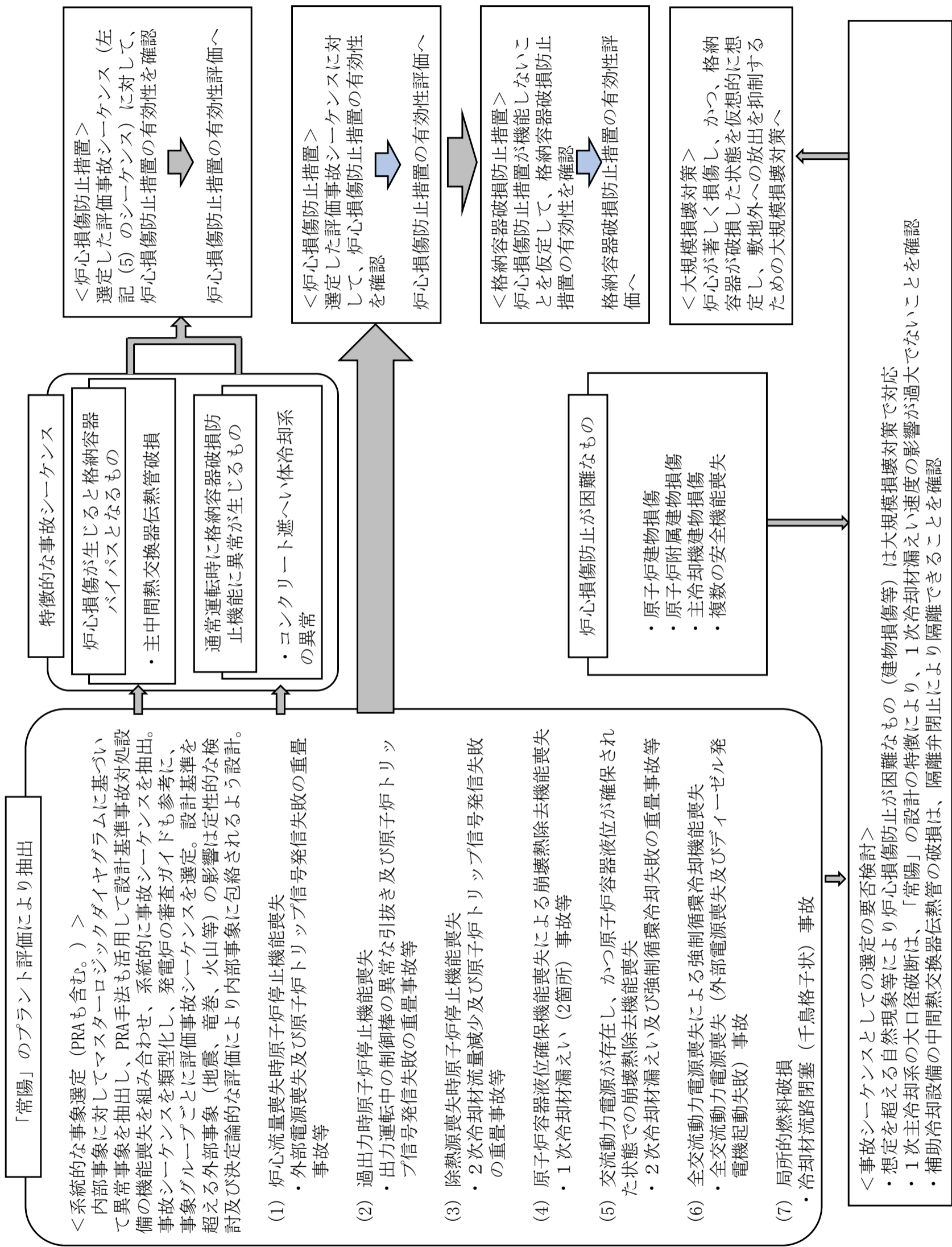
例1：格納容器（床上）へのナトリウム噴出を仮想した格納容器の健全性の評価

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

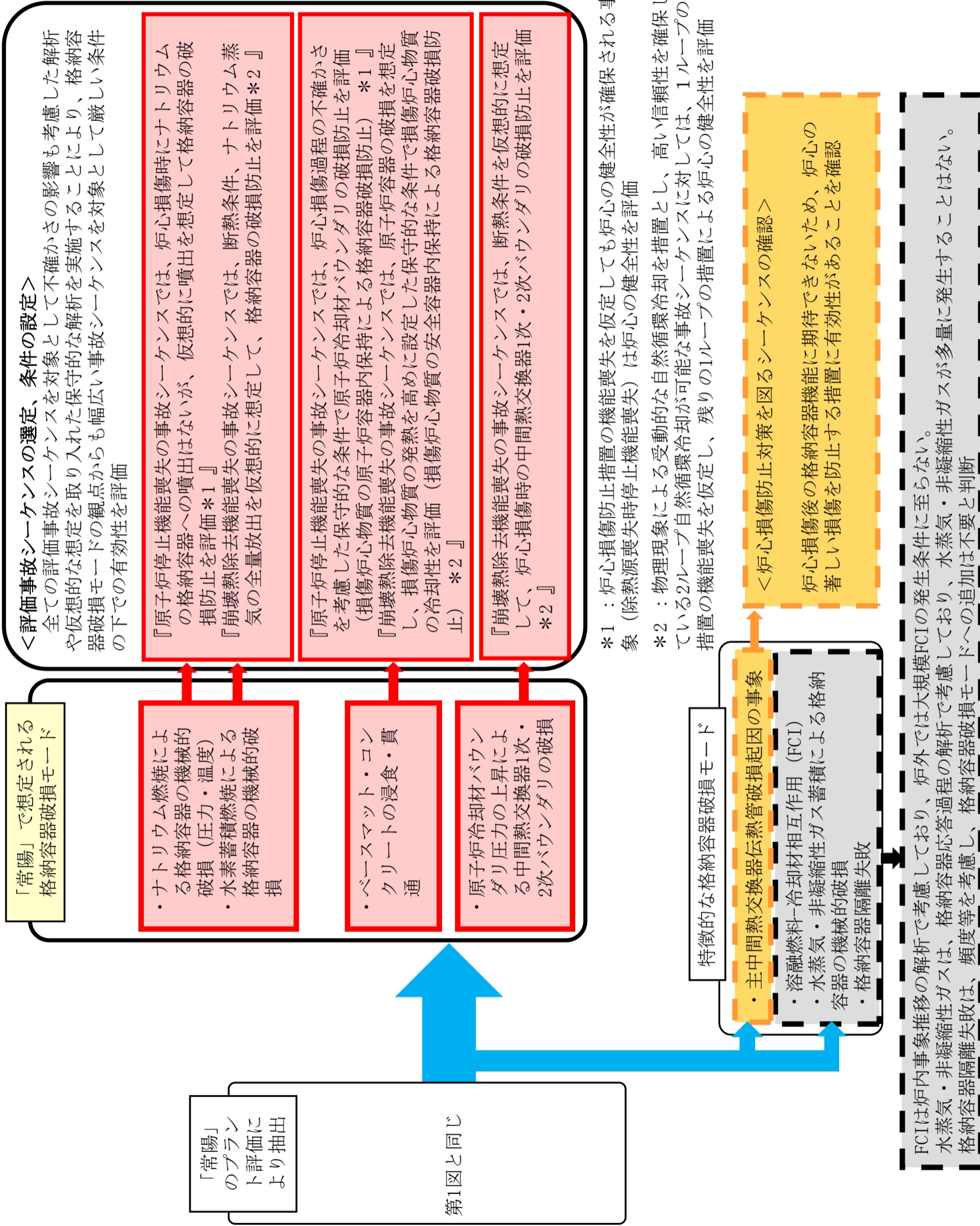
③ 大規模損壊対策

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



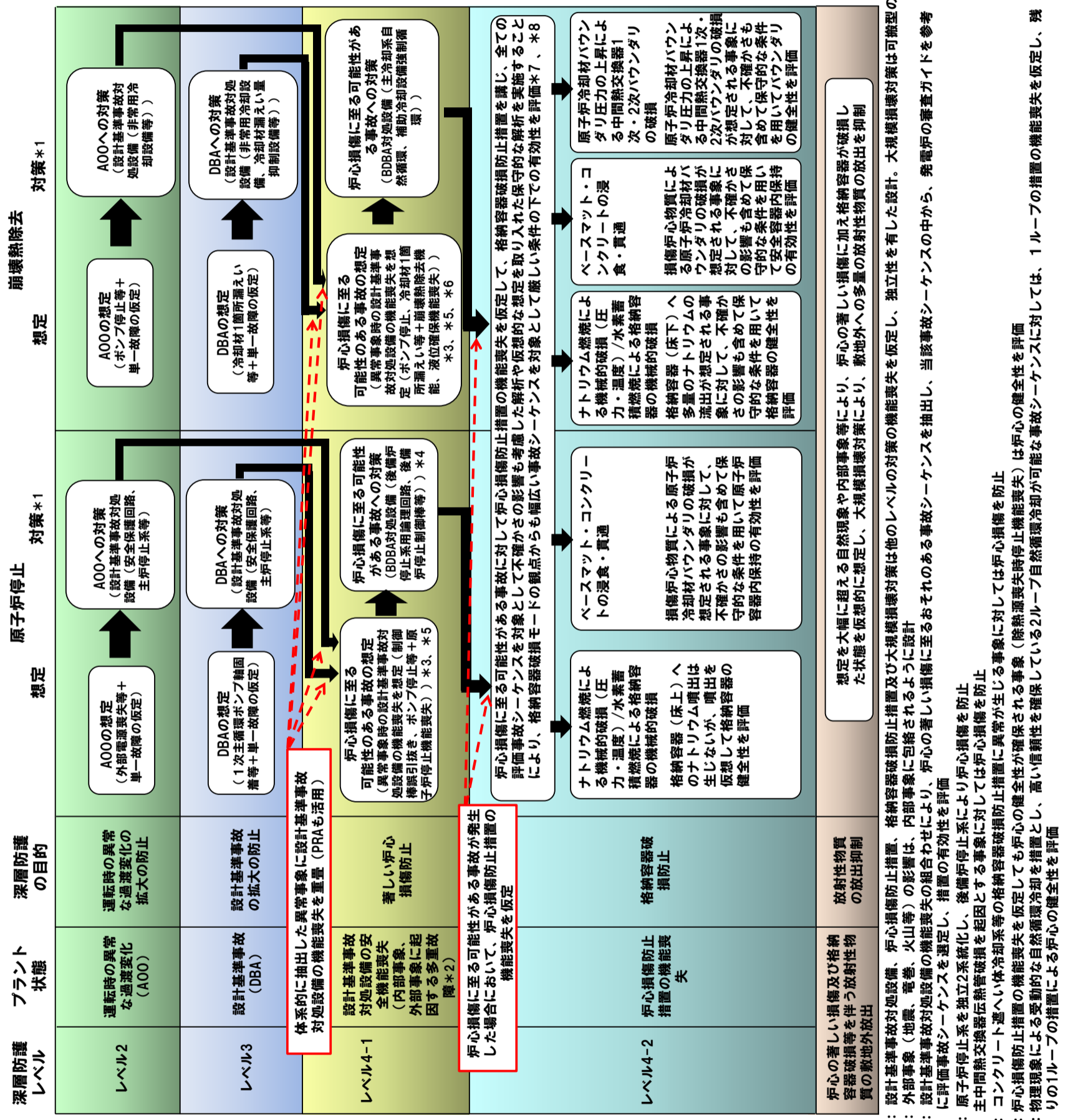
第1図 事象グループ抽出・評価事故シナリオ選定及びこれらへの措置並びに大規模損壊対策の全体概要



*1：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

*2：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事故シナリオに対しては、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2図 格納容器破損防止に係る評価事故シナリオ選定の全体概要



第3図 深層防護の基本的な考え方及び全体像

- *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、電害、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ナリオを抽出し、当該事故シナリオの中から、発電炉の審査ガイドを参考に評価する
- *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 : コンクリート運搬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指し、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ナリオに対しては、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

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ナリオ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ナリオ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思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き抜き	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		
炉心燃料集合体の成層方向の移動				正の反応度の付加				
ガス燃料の炉心通過※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				
2			炉心	反応度	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
3						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	
4						制御棒又は後備炉停止制御棒挿入※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	
5	制御棒又は後備炉停止制御棒挿入※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						
7	炉心スクラム	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ						
8	安全保護回路	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					
9	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)				
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				オーバーフロー系故障※3	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ			
13			増大	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次主制御系配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ			
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			
17			減少	1次冷却材漏えい(1次補助冷却配管(内管)破損)	1次主循環ポンプトリップ			
18				1次アルゴンガス系系圧力制御系故障※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	1次アルゴンガス系系圧力制御系故障※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	増大	冷却材流量	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			
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	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失			
24			2次主循環ポンプ軸固着	2次主循環ポンプトリップ				
25	増大	冷却材	インベントリ	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	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失		
27	増大	冷却材	インベントリ	主中間熱交換器伝熱管破損	2次冷却材流量減少			
28				2次アルゴンガス系系圧力制御系故障※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	炉心流量減少		
31	増大	圧力	冷却材	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	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失		
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			
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				圧縮空気供給設備故障※3	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)、ナトリウム充満・ドレン設備(オーバーフロー系)、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次冷却材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次主循環ポンプ軸回着	1次主循環ポンプトリップ		1次主循環ポンプ軸回着	
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	外部電源喪失
			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)	
1次冷却系	冷却材インベントリ	減少	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)	
安全帰還回路			原子炉保護系	18	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	
炉心	反応度	負	8	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	炉心流量減少	※1	
			3	ガス泡の炉心通過	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	制御棒又は後継炉停止制御棒挿入	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	制御棒又は後継炉停止制御棒落下	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		※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			
			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			
			19	他系統からのガス漏入	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ			
			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			
2次冷却系	冷却材インベントリ	増大	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		※1	
			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			
			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		出力運転中の制御棒の異常な引抜き	
			1	出力運転中の制御棒の異常な引抜き				
炉心	反応度	正	2	炉心燃料集合体の取崩方向の移動	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	※4	
			9	1次冷却材流量制御系故障	過冷却		※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次主循環ポンプ電動機電源喪失		2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	
常用電源	電源	喪失	24	2次主循環ポンプ軸回着	2次主循環ポンプトリップ		2次主循環ポンプ軸回着	
			38	外部電源喪失	2次冷却材流量減少		2次冷却材流量減少	
2次冷却系	冷却材インベントリ	減少	26	1次冷却材漏えい	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	2次冷却材漏えい	
			27	主中間熱交換器伝熱管破損	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	
			33	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	
			34	温度制御系操作	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	
2次冷却系	空気流量	減少	35	主送風機(1台)故障/トリップ	除熱不足		主冷却器空気流量減少	
			36	主送風機軸回着	除熱不足		主送風機風量制御低下	

※1：保守的に原子炉スクラムに至ると想定したものであり、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。
 ※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、本表が示すように運転中に発生する場合は、原子炉停止機能喪失に係る事故シナリオには含まれない。ただし、原子炉停止後に発生する炉心損傷除去については、補助中間熱交換器伝熱管破損に起因する場合は、原子炉保護系統下の異常発生(1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)と同じ現象と同一現象として取り扱われることから、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運転時は2次補助中間熱交換器使用人口を閉止することから、炉心損傷に至るとは想定されず、炉心損傷防止は選定しない。
 ※4：設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変化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、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負の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現象と同一現象として取り扱われることから、炉心損傷に起因する事故は、炉心損傷が生じる事故シナリオと同一現象として取り扱われることから、炉心損傷防止は選定しない。
 ※8：炉心損傷防止は選定しない。

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 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 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 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)【インレイションなど】	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	オーバーフロー系故障	-※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。

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	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	—
	失敗	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	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	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)

異常事象	原子炉停止機能		事故シーケンス	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		
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	炉心健全※3	—
			失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※4
	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
			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	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(6)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たらず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) (2)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	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	—
	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)※2
	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)

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	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)※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)
			失敗	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）

異常事象	原子炉停止機能		事故シナゲンス	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〕	原子炉保護系(スクラム) 動作		
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	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
	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
	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	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
				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
				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。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)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	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。

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）

異常事象※1	原子炉容器液位確保機能※1			冷却機能		事故シナリオケンス	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等による強制循環補助冷却系による強制循環冷却※4	2次主冷却系による除熱		
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	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	健全	健全	健全	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	健全	健全	健全	失敗	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)
	健全	健全	健全	失敗	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+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)
	健全	破損	破損	健全	破損	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	破損	破損	破損	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)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)
	破損	破損	破損	破損	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(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はいない。

※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 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		事故シナリオ	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次主循環ポンプモーター等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	健全	成功	失敗	原子炉容器液位が確保+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)
	健全	破損	失敗	失敗	原子炉容器液位が確保+1次主循環ポンプモーター等による強制循環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)
	破損	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(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(LORL)

※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次主循環ポンプモーター等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)

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		事故シナゲンス	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	成功	炉心損傷なし
	健全	健全	健全	失敗	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)※4
	健全	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし
	健全	破損	破損	失敗	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)※2
	破損	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし
	破損	破損	破損	失敗	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)※2
					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(LORI)※2

※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はいない。

炉心損傷が生じると格納容器へ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「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、本事故シナゲ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。

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へバイパスとなるが、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へ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)

異常事象	冷却機能		事故シナリオ	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		
1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプリップ)※1	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	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	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: 異常事象が「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」、「2次冷却材流量減少」、「2次冷却材流量増大」、「2次冷却材流量減少」、「2次冷却材流量増大」、「2次冷却材流量減少」、「2次冷却材流量増大」、「2次冷却材流量減少」、「2次冷却材流量増大」、「2次冷却材流量減少」、「2次冷却材流量増大」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)

異常事象	冷却機能		事故シナケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプモータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱		
1次主循環ポンプ軸固着	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗※1	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	炉心損傷なし	炉心損傷なし
		失敗	1次主循環ポンプ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)

※1: 異常事象により1ループの1次主循環ポンプ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)

異常事象	冷却機能		事故シーケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプポニ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		
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※2	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次主循環ポンプポニ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)

異常事象	冷却機能			事故シナリオ	事象グループ
	ディーゼル発電機起動	1次主循環ポンプボイラ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	2次主冷却系による除熱2グループとも失敗	炉心損傷なし
	失敗	失敗	失敗		
	成功	成功	成功	1次主循環ポンプボイラ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	炉心損傷なし
	失敗	失敗	失敗	ディーゼル発電機(2台)起動失敗	炉心損傷なし

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 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 評価事故シケケンスの選定表 (炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (UOLDF)) (1/3)

事故シケケンス		炉心損傷防止措置				評価事故シケケンスの選定の考え方				評価事故シケケンスと選定理由
		a.	b.	c.	d.	a.	b.	c.	d.	
●	外部電源喪失 + 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※:「電源喪失」	低	低	低	高	a. 系統間機能依存性 それぞれ事故シケケンスと炉心損傷防止措置に從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。				d. (代表性) の評価結果が『高』となった事故シケケンスは、影響が同等である。これらの中で外部電源喪失が起因の事故シケケンスは、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' を評価事故シケケンスに選定する。
	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	b. 余裕時間 それぞれの事故シケケンスにおいて、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次主循環ポンプ軸回着」は『中』とする。				
●	外部電源喪失 + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	低	低	低	高	c. 設備容量 それぞれの事故シケケンスにおいて、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。				
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	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』					
外部電源喪失 + 制御棒 (主炉停止系) の急速挿入失敗	低	低	低	中						
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						
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						
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						
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						
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						
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ケケンス
4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.1 表 評価事故シケケンスの選定表 (炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ILOF)) (2/3)

●	事故シケケンス	炉心損傷防止措置	評価事故シケケンスの選定の考え方				評価事故シケケンスと選定理由
			a.	b.	c.	d.	
●	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 後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	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.系統間機能を依存性及び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」を評価事故シケ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		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ケケンス
4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第2.5.1表 評価事故シナリオの選定表 (炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)) (3/3)

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
20 1次循環ポンプ軸固着 + 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	低	低	低	
21 2次循環ポンプ軸固着 + 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ず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ナリオ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ず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ず異常事象「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ナリオ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 評価事故シケケンスの選定表 (過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP))

事故シケケンス	炉心損傷防止措置	評価事故シケケンスの選定の考え方				評価事故シケケンスと選定理由
		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)」	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 (「原子炉出口冷却材温度高」) による原子炉停止	低	高	低	中	a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シケ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。 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ケケンスは、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ケケンスは、『高』とし、それ以外の事故シケケンスは、『低』とする。
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)」	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	低	低	低	c. 設備容量 それぞれの事故シケケンスにおいて、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。
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	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 ULHS 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 では事故シケケンス '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。
● 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	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	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ケケンス
4つの着眼点から厳しい順に『高』、『低』とした。

第2.5.3表 評価事故シナリオの選定表 (除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (UOHS))

事故シナリオ	炉心損傷防止措置				評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由		
	a.	b.	c.	d.	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」	低	高	低	高	a. 系統間機能依存性 それ以外の事故シナリオ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。 b. 余裕時間 それぞれの事故シナリオにおいて、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ナリオに比べ、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ナリオの方が、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。	低	高	低	評価の結果、本事故グループに含まれる各事故シナリオのうち、b.が「高」かつd.が「中」以上の事故シナリオを措置毎に抽出し、「1」及び「8」を評価事故シナリオに選定する。 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ものを評価事故シナリオとして選定する。		
	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	低	低		低					
● 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	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	低	低	低		c. 設備容量 それぞれの事故シナリオにおいて、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。 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」	
	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	低	高	低		中					
● 3 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	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	低	低	低		c. 設備容量 それぞれの事故シナリオにおいて、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。 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」	
	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」	低	高	低		中					
● 4 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	中	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	低	低		評価の結果、本事故グループに含まれる各事故シナリオのうち、b.が「高」かつd.が「中」以上の事故シナリオを措置毎に抽出し、「1」及び「8」を評価事故シナリオに選定する。 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ものを評価事故シナリオとして選定する。	
	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」	中	高	低		中					
● 5 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	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	低	低	低			c. 設備容量 それぞれの事故シナリオにおいて、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。 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」
	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					
● 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	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	低	低	評価の結果、本事故グループに含まれる各事故シナリオのうち、b.が「高」かつd.が「中」以上の事故シナリオを措置毎に抽出し、「1」及び「8」を評価事故シナリオに選定する。 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ものを評価事故シナリオとして選定する。		
	2次冷却材漏えい (注1) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	低	高	低		低					
● 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	低	高	低	低	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	低	低	低			c. 設備容量 それぞれの事故シナリオにおいて、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。 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」
	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					
● 8 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	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止	低	低	低			c. 設備容量 それぞれの事故シナリオにおいて、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。 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」
	2次冷却材漏えい (注1) + 原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗	低	高	低		低					

● : 選定した評価事故シナリオ

(注1) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらず主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インペトリの減少をもたらず点で異常事象「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ナリオ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 評価事故シナリオの選定表（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））

事故シナリオ		炉心損傷防止措置			評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		液位確保	炉心冷却	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	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	系オーバーシフトによる強制循環冷却、又は②コクレータ遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	高	低	高	高	高	a. 系統間機能依存性は、それぞれの事故シナリオ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、事故シナリオ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』	a.（系統間機能依存性）及び c.（設備容量）の評価結果が『高』となった事故シナリオ '1'、'4' 及び '5' を評価事故シナリオに選定する。
	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	高	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	補助冷却系による強制循環冷却	高	低	低	中	b. 余裕時間 それぞれの事故シナリオにおいて、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。	
● 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	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が必要としない事故シナリオ：『低』 ・原子炉容器液位確保機能が必要とする事故シナリオ：『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	補助冷却系オーバーフロー	①自然循環冷却（2 ループ）、又は②コクレータ遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	高	低	高	高	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』	

●：選定した評価事故シナリオ
 (注 1) 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらず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ナリオと同様の事故シナリオは、イベントツリーから抽出されない。
 4 つの着眼点から厳しい順に『高』、『低』とした。

第 2.5.5 表 評価事故シナリオの選定表 (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 (PLOORS)) (1/4)

事故シナリオ	炉心損傷防止措置				評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
	a.	b.	c.	d.	a.	b.	c.	d.	
●	外部電源喪失 + 1 次主循環ポンプモーター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	高	高	高	a. 系統間機能依存性 系統間機能依存性は、それぞれの事故シナリオ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場合があります。	c. (設備容量) 及び d. (代表性) の評価結果が『高』となった事故シナリオ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ナリオが高い代表性を有すると判断し、'1' を評価事故シナリオに選定する。 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ナリオの中から、措置毎の有効性確認を代表性より重複し追加選定する。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』となった事故シナリオ '12'、'13'、'24' に着目し、1 次冷却材漏えいを起因とした事故シナリオ (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ナリオ (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' を評価事故シナリオに選定する。		
	1 次主循環ポンプ軸固着 + 1 次主循環ポンプモーター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	高	高	高	・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 ループの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』			
	1 次冷却材流量減少 (1 次主循環ポンプトリップ) + 1 次主循環ポンプモーター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	高	高	高	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			
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き + 1 次主循環ポンプモーター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	高	高	低				
	2 次冷却材流量増大 + 1 次主循環ポンプモーター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	b. 余裕時間 それぞれの事故シナリオにおいて、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。			
	2 次冷却材流量減少 (2 次主循環ポンプトリップ) + 1 次主循環ポンプモーター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	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」とし、動的機能喪失を含む事故シナリオを『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ナリオを『高』とする。			
	主冷却器空気流量増大 + 1 次主循環ポンプモーター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ナリオ
4 つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.5 表 評価事故シナリオの選定表 (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)

事故シナリオ	炉心損傷防止措置				評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
	a.	b.	c.	d.	a.	b.	c.	d.	
8	主冷却器空気流量減少 + 1 次主循環ポンプモーターによる強 制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	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 次主循環ポンプモーターによる強 制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	高	低				
10	1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系配管 (内 管) 破損) + 1 次主循環ポンプモーターによる強 制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		低	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 次主循環ポンプモーターによる強 制循環冷却失敗		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 次主循環ポンプモーターによる強 制循環冷却失敗		中	低	低				
● 13	2 次冷却材漏えい (注 2) + 1 次主循環ポンプモーターによる強 制循環冷却失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗		中	低	低				

● : 選定した評価事故シナリオ
4つの着眼点から厳しい順に『高』、『中』、『低』とした。

第 2.5.5 表 評価事故シナリオの選定表 (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)

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
14 外部電源喪失 + 2 次主冷却系による除熱失敗		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	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	
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 次主循環ポンプモーター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 評価事故シナリオの選定表 (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)

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		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ず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ナリオと同様の事故シナリオは、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ず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ず点で異常事象「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ず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 評価事故シナリオの選定表 (全交流動力電源喪失 (SBO))

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		a.	b.	c.	d.	
● 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)	—	—	—	—	左記より、「外部電源喪失 + ディーゼル発電機 (2 台) 起動失敗」を評価事故シナリオに選定する。

● : 選定した評価事故シナリオ

第 2.5.7 表 評価事故シナリオの選定表 (局所的燃料破損 (LF))

事故シナリオ	炉心損傷防止措置	評価事故シナリオの選定の考え方				評価事故シナリオと選定理由
		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	低	低	中	<p>a. 系統間機能依存性 それぞれの事故シナリオにおいて、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 サブチャナネル閉塞)」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>b. (余裕時間) 及び c. (設備容量) の評価結果が『高』となった事故シナリオを評価シナリオに選定する。</p>
2	局所的過熱事象 (約 30% 過出力)	低	低	低	<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 サブチャナネル閉塞)」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>	
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	高	<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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 サブチャナネル閉塞)：『中』 局所的過熱事象 (約 30% 過出力)、流路閉塞事象 (千鳥閉塞)：『低』 	
4	流路閉塞事象 (1 サブチャナネル閉塞) + 燃料破損検出及び原子炉停止失敗	低	低	中		
5	流路閉塞事象 (千鳥閉塞)	低	高	低		
●	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（添付書類 10 追補 VII. 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ですが、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クエンスの代表性

事象	事故シークエンス (●選定した評価事故シークエンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シークエンスの代表性
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	全ての事故で原子炉急速停止
	1 次冷却材流量減少＋原子炉トリップ信号発信失敗	原子炉停止に失敗	に失敗しており、「外部電源喪失」
	●1 次主循環ポンプ軸固着＋原子炉トリップ信号発信失敗		に起因する評価事故シークエンス
	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		と「1 次主循環ポンプ軸固着」以
	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		外の異常事象を起因とする事故
	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		シークエンスでは、過渡変化後のポ
	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		ンプトリップで主循環ポンプが
	●外部電源喪失＋原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		コーストダウンし、同等の事象推
	1 次冷却材流量減少＋原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		移となる。
	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が機能せず	また、「1 次主循環ポンプ軸固
	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	原子炉停止に失敗	着」を起因とする事故シークエンス
	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		は、炉心流量の減少速度が相対的
	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		に速いこと、また、格納容器破損
	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		防止措置との機能依存性を有す
	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	ることから、これらの影響は評価
	1 次冷却材流量減少＋制御棒 (主系) の急速挿入失敗	原子炉停止に失敗	事故シークエンス「1 次主循環ポン
	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		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。

事象	事故シケケンス (●選定した評価事故シケケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シケケンスの代表性
	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 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 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	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 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	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、評価事故シケ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。
ULOHS	●2次冷却材流量減少＋原子炉トリップ信号発信失敗 主冷却器空気流量減少＋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

事象	事故シケケンス (●選定した評価事故シケケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シケケンスの代表性
	2次主循環ポンプ軸固着+原子炉トリップ信号発信失敗		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ケケンスと同等であり、評価事故シケケンスに包絡される。
	主送風機風量瞬時低下+原子炉トリップ信号発信失敗		また、「2次冷却材漏えい」を起因とする事故シケケンスは、除熱機能の低下が相対的に大きいことと、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ケケンス「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。
●	2次冷却材漏えい+原子炉トリップ信号発信失敗	後備炉停止用論理回路が機能せず 原子炉炉停止に失敗	
●	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	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	2次冷却材漏えい+原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗		
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)	それぞれの事故シケ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	評価事故シケケンスの「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	事故シケンス (●選定した評価事故シケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シケンスの代表性
PLOHS	<p>●外部電源喪失＋1次主循環ポンプポニ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>の評価となっている。</p> <p>いずれの事故シ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、評価事故シケンスは代表性を有する。</p>

事象	事故シケケンス (●選定した評価事故シケケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シケケンスの代表性
	<p>による強制循環冷却失敗</p> <p>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 次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗</p> <p>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 次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗</p> <p>1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系配管 (破損)) + 1 次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗</p> <p>● 2 次冷却材漏えい + 1 次主循環ポンプモーター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>外部電源喪失 + 2 次主冷却系による除熱失敗</p> <p>1 次冷却材流量減少 + 2 次主冷却系による除熱失敗</p> <p>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</p> <p>2 次冷却材流量増大 + 2 次主冷却系による除熱失敗</p> <p>2 次冷却材流量減少 + 2 次主冷却系による除熱失敗</p> <p>主冷却器空気流量増大 + 2 次主冷却系による除熱失敗</p> <p>主冷却器空気流量減少 + 2 次主冷却系による除熱失敗</p> <p>2 次主循環ポンプ軸固着 + 2 次主冷却系による除熱失敗</p> <p>1 次主循環ポンプ軸固着 + 2 次主冷却系による除熱失敗</p> <p>2 次冷却材漏えい + 2 次主冷却系による除熱失敗</p> <p>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</p>	<p>全ての事故で崩壊熱の除去に失敗</p>	<p>全ての事故シケ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。評価事故シケケンスにおいては、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。</p>

事象	事故シケケンス (●選定した評価事故シケケンス)	炉心損傷防止措置の機能喪失の影響	評価事故シケケンスの代表性
	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 次冷却系による除熱失敗	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ない)	PLOHS の評価事故シケケンス「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 + デイゼル発電機 (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ない)	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 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)	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・拡大の可能性がある。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しての猶予時間が長い。	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。

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	溶融燃料・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。

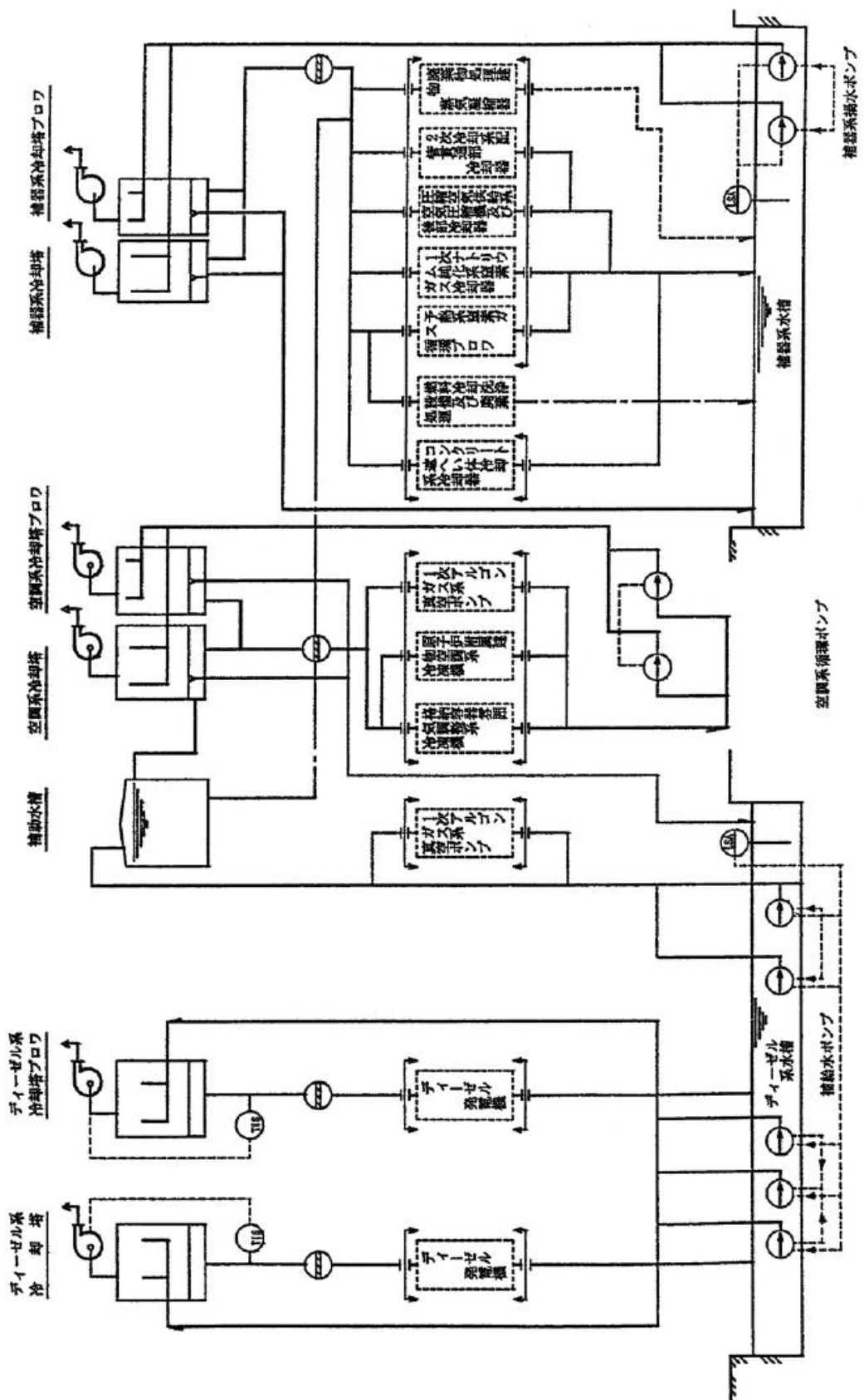
(3) 補機冷却系冷却設備

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

53 条(1)-別紙 2-1-別添 2-3-3

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回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（すなわち起回事象の発生頻度、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。後述する起回事象によっては、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回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 起回事象

起回事象は、「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、起回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、選定した起回事象及び起回事象グループを第 3 表に示す。

本起回事象グループは、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、起回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。

起回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1 PSA—」, 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	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	OR条件
炉心	炉心	炉心損傷事故(原子炉シナリオ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 炉心の反応度投入 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 炉心/1次主冷却系の除熱に影響する事象 2次主冷却系インベントリに影響する事象 2次主冷却系の除熱に影響する事象 2次主冷却系圧力に影響する事象 主冷却機に直接影響する起回事象発生 原子炉保護設備に直接影響する起回事象発生 サポーター系に影響する起回事象発生	1次主冷却系圧力増大 1次主冷却系圧力減少 正の反応度投入 負の反応度投入 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 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増大 2次主冷却系インベントリ減少 2次主冷却系流量増大 2次主冷却系流量減少 2次主冷却系圧力増大 2次主冷却系圧力減少 空気流量増大 空気流量減少 誤スクラム 強制循環喪失 電源喪失 圧空喪失 機器冷却喪失
環境中への放射性物質の放出					事故緩和系の機能喪失	以降省略		
		原子炉冷却材バウンダリ、格納容器の破損	外的事象	以降省略	以降省略			
	炉心以外	以降省略						

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)		
IC10-1	主冷却器1Aのベーン・ダンパ誤閉	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)
IC10-2	主冷却器2A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)

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 起因事象一覧(3/3)

起因事象グループ		MLDによる起因事象	
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因事象グループの発生頻度の評価の概要

起因事象グループ	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		高速炉の起因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。 起因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	
		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	「常陽」及び「もんじゅ」の運転故障経験データ ^{※4} を尤度に考慮した故障率を評価し、結果を要因別発生頻度の評価に適用
		※3	
IC02-1、IC02-2、IC03、 IC04、IC07-1、IC07-2、 IC07-3		※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

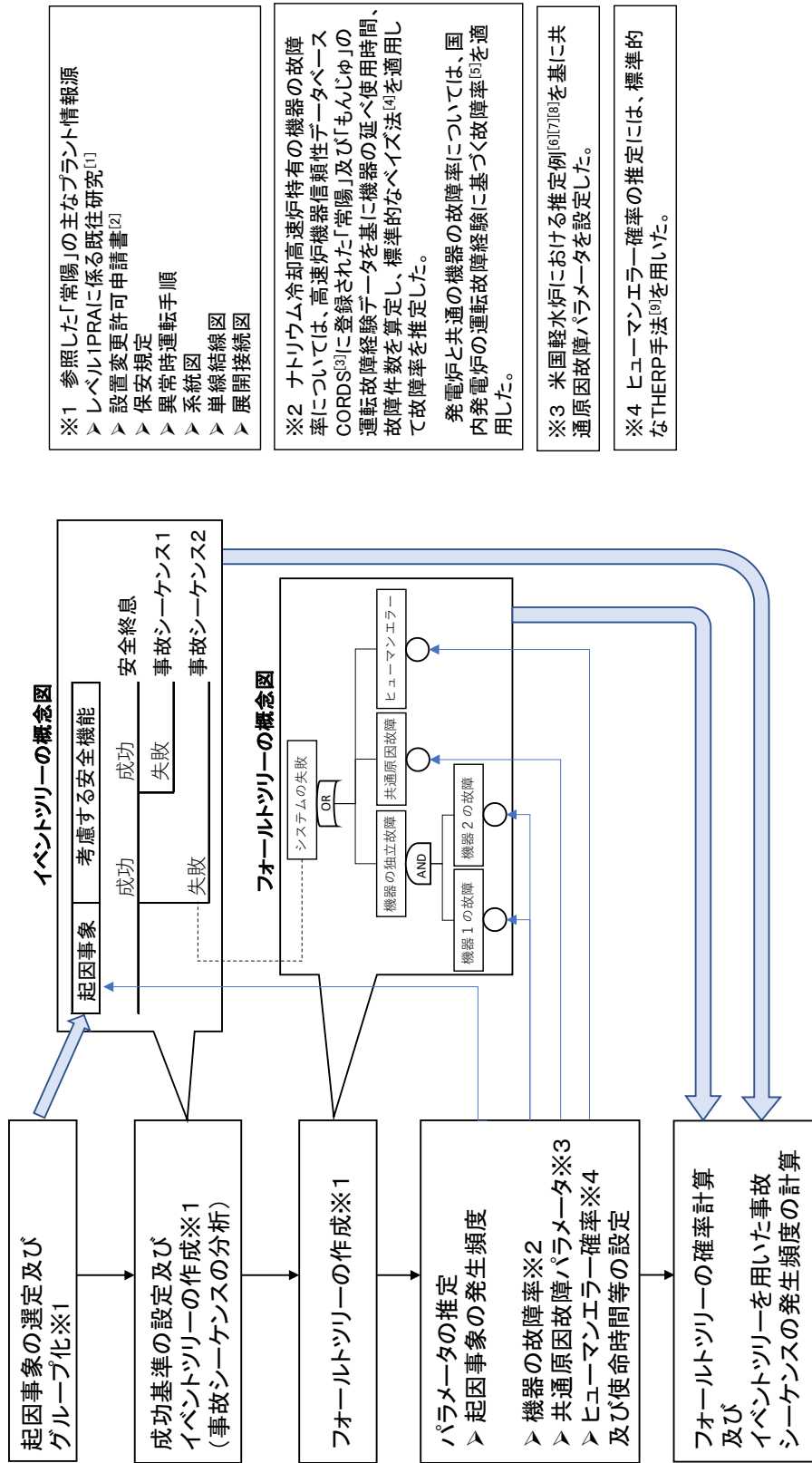
事故シーケンス		発生頻度 (/炉年)	寄与 割合
No. 1	1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1 次主冷却系配管（外管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループ	2. 0E-06	28. 0%
No. 2	1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1 次主冷却系配管（内管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループと異なるループ	1. 7E-06	23. 0%
No. 3	1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損）＋ 安全容器内配管（内管）破損	5. 6E-07	7. 7%
No. 4	1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 安全容器内配管（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 参照した「常陽」の主なプラント情報源
 - レベル1/PRAに係る既往研究^[1]
 - 設置変更許可申請書^[2]
 - 保安規定
 - 異常時運転手順
 - 系統図
 - 単線接続図
 - 展開接続図
- ※2 ナトリウム冷却高速炉特有の機器の故障率については、高速炉機器信頼性データベースCORDS^[3]に登録された「常陽」及び「もんじゅ」の運転故障経験データを基に機器の延べ使用時間、故障件数を算定し、標準的なベイズ法^[4]を適用して故障率を推定した。
- ※3 発電炉と共通の機器の故障率については、国内発電炉の運転故障経験に基づく故障率^[5]を適用した。
- ※4 米国軽水炉における推定例^{[6][7][8]}を基に共通原因故障パラメータを設定した。
- ※4 ヒューマンエラー確率の推定には、標準的なTHERP手法^[9]を用いた。

[1] 日本原子力研究開発機構、「高速実験炉「常陽」の確率的な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 年56 基データ)」、JANSI-CFR-02, 2016 年6 月。

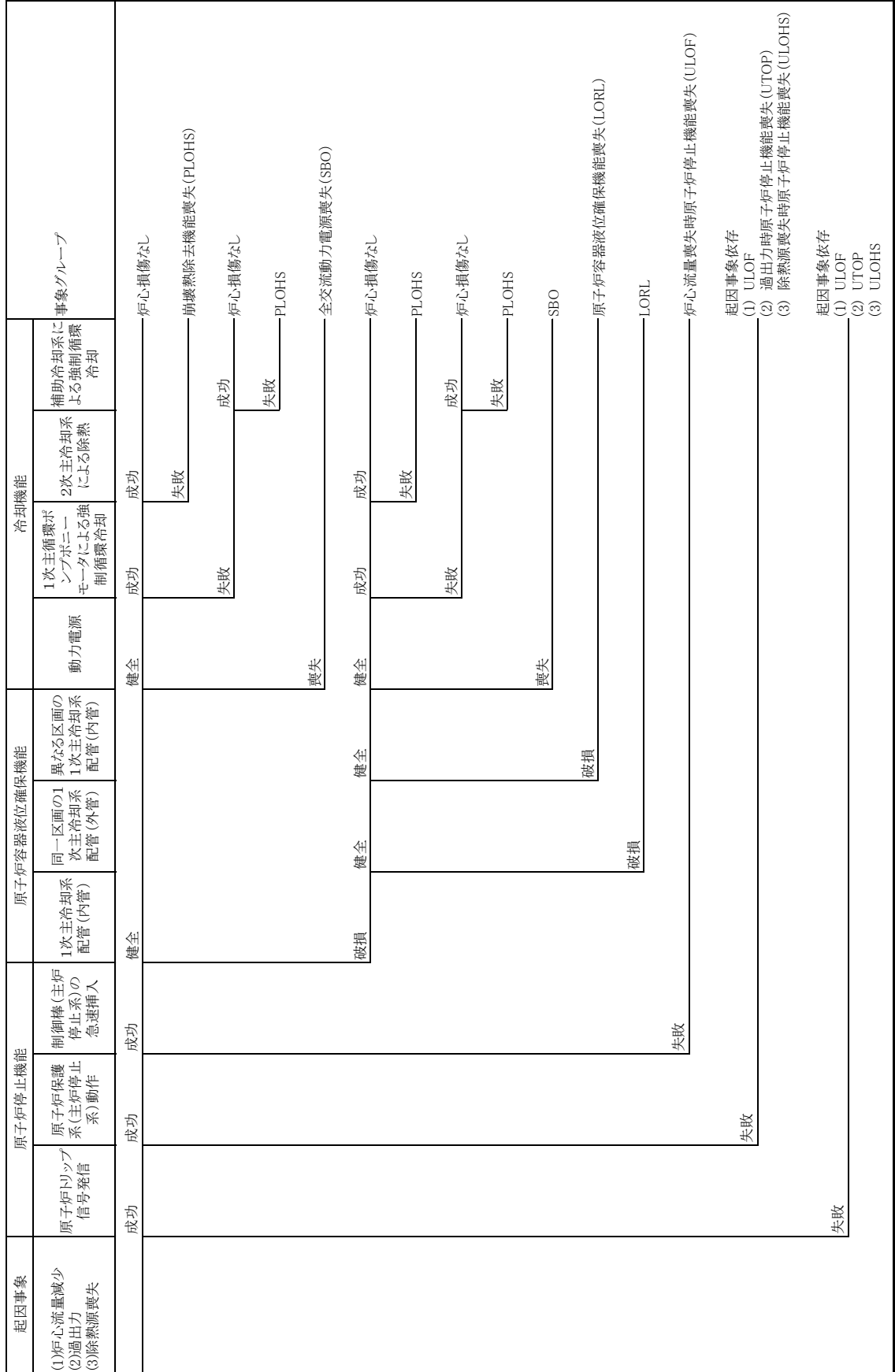
[6] F. M. Marshall, et. al., "Common-Cause Failure Parameter Estimations," NUREG/CR-5497, October 1998.

[7] U. S. Nuclear Regulatory Commission, "CCF Parameter Estimations, 2015 Update", <http://nrc.co.inel.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. 起因事象の選定に関する既往研究との比較

1.1 起因事象の選定手法及び選定結果

起因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 の起因事象を既往研究^[2]で選定された起因事象と比較して第 2 表に示す。

【既往研究との共通点】

選定した起因事象のうち、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、起因事象 IE56 は、記載の単純化を図るため、既往研究で選定した起因事象 (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。起因事象 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。起因事象 IE13～IE15、IE21～IE22、IE25～IE26 については、既往研究で選定した起因事象 (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、起因事象 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因事象になる。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因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因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、起因事象によって生じる炉心パラメータの変化、並びに起因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因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回事象発生」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回事象に加えて、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	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	OR条件
炉心	炉心	炉心損傷事故(原子炉シナリオ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 炉心の反応度に影響する事象 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 炉心/1次主冷却系の除熱に影響する事象 2次主冷却系インベントリに影響する事象 2次主冷却系の除熱に影響する事象 2次主冷却系圧力に影響する事象 主冷却機に直接影響する起回事象発生 原子炉保護設備に直接影響する起回事象発生	1次主冷却系圧力増大 1次主冷却系圧力減少 正の反応度投入 負の反応度投入 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 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増大 2次主冷却系インベントリ減少 2次主冷却系流量増大 2次主冷却系流量減少 2次主冷却系圧力増大 2次主冷却系圧力減少 空気流量増大 空気流量減少 誤スクラム 強制循環喪失 電源喪失 圧空喪失 機器冷却喪失
環境中への放射性物質の放出	炉心	原子炉冷却材バウンダリ、格納容器の破損	外的事象	プラント出力100%未満で運転中	事故緩和系の機能喪失	以降省略	以降省略	以降省略
	炉心以外	以降省略						

※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。

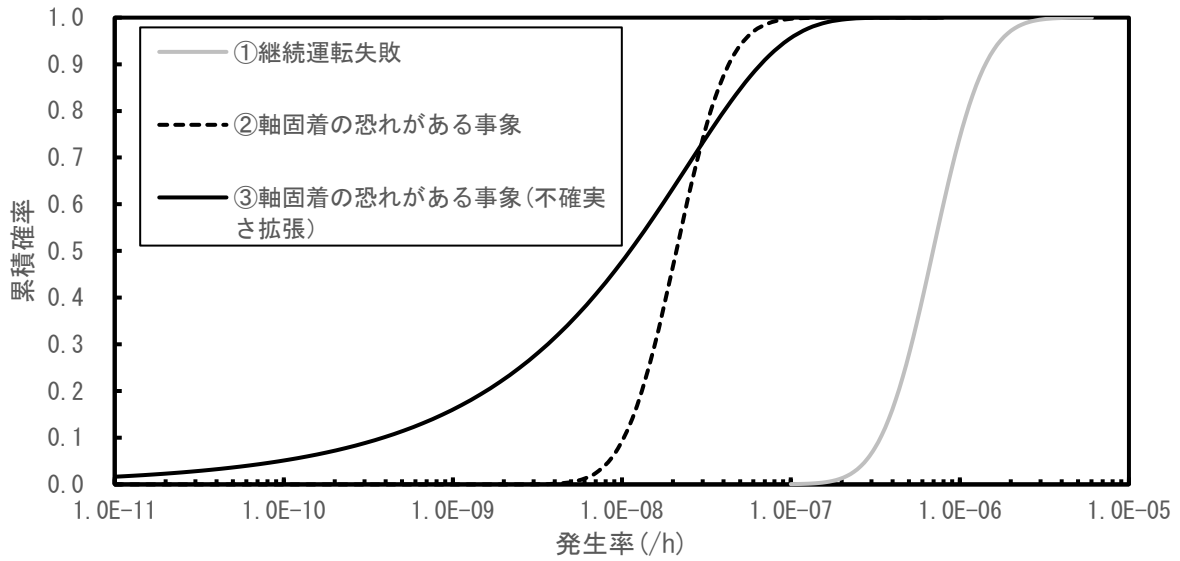
電動ポンプに関する原子炉施設での使用実績に基づくこれら2種類の情報を活用して本原子炉施設の1次主循環ポンプ軸固着の発生頻度を評価するため、ベイズ法を2段階に分けて適用した。

● 第1段階（一般的なナトリウム冷却炉の発生率の推定）

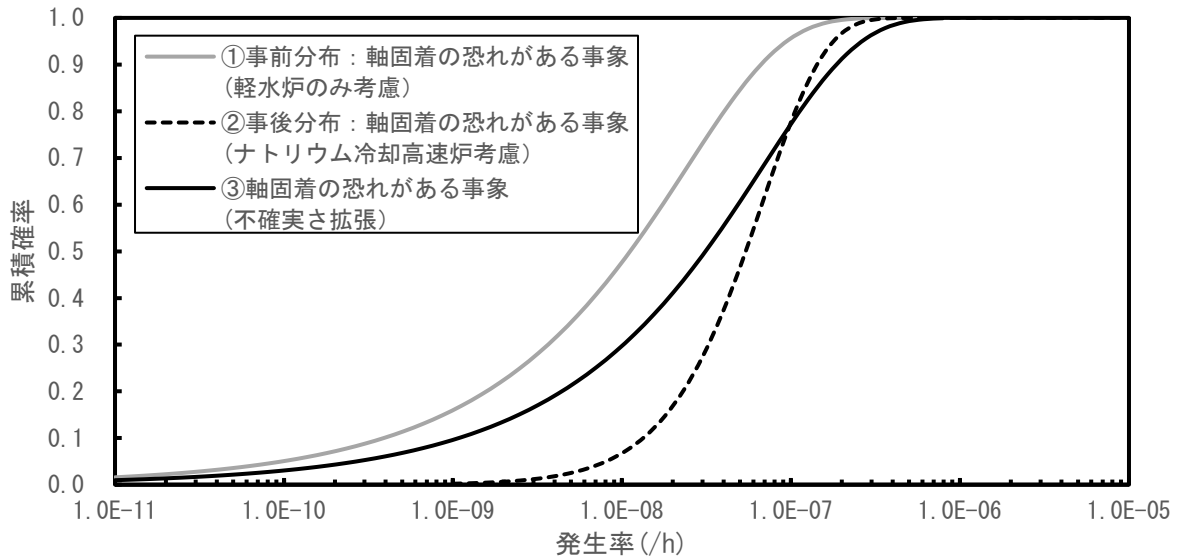
国内実用発電炉のポンプの運転・故障経験から得られる継続運転失敗の故障率^[4]（第1図の①）及び信頼性データ^[5]を分析することで継続運転失敗事例33件のうち1件を軸固着のおそれがあると判定し、これらを基に推定される電動ポンプの軸固着の発生率（第1図の②）に不確実さを考慮して得られる確率分布（第1図の③）を事前分布に設定した（第2図の①）。国外のナトリウム冷却高速炉での電動ポンプの運転経験及び軸固着事象の経験に関する情報^[6]を基に尤度を設定し、ベイズ法により発生率の事後確率分布を求めた（第2図の②）。

● 第2段階（本原子炉施設での発生頻度の推定）

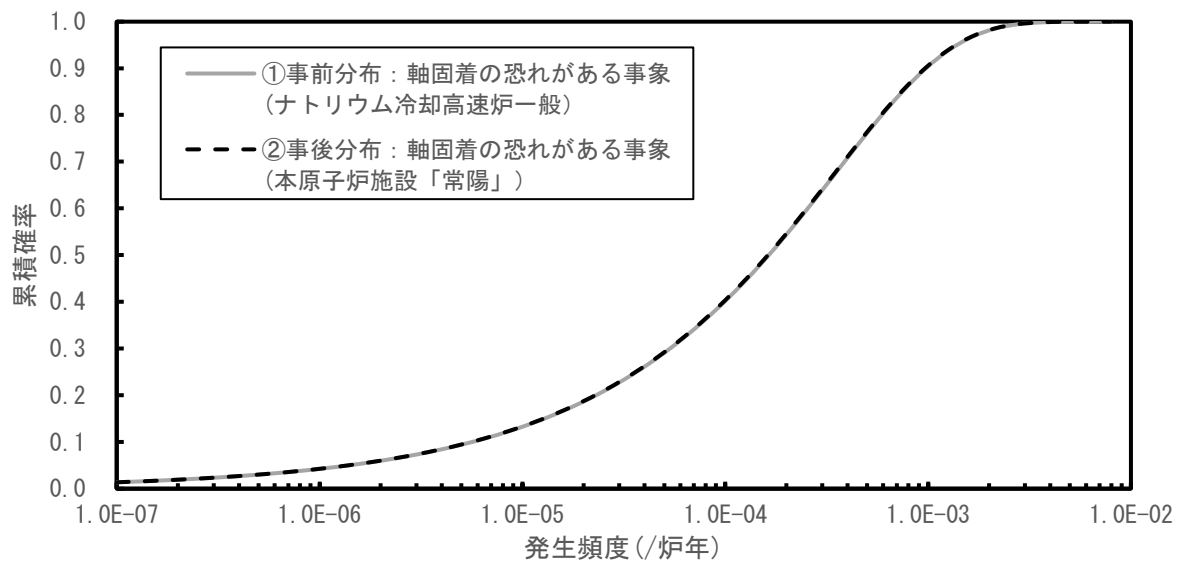
不確実さを考慮するため、第1段階で得られた事後確率分布の拡がりを拡張した（第2図の③）。さらに単位時間当たりの故障率から原子炉の稼働率を考慮した年発生頻度へ単位換算することにより、発生頻度の事前分布に設定した（第3図の①）。本原子炉施設での1次主循環ポンプの運転経験及び軸固着事象の経験に関する情報^[2]を基に尤度を設定し、ベイズ法により発生頻度の事後確率分布を求めた（第3図の②）。



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 ヶ年 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み合わせ」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く、対応する事故シーケンスはない。

後者の例としては、実用発電炉では、一部のLOCAとECCS故障の組み合わせがあるが、「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み合わせのうち炉心損傷に至る最小の組み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。

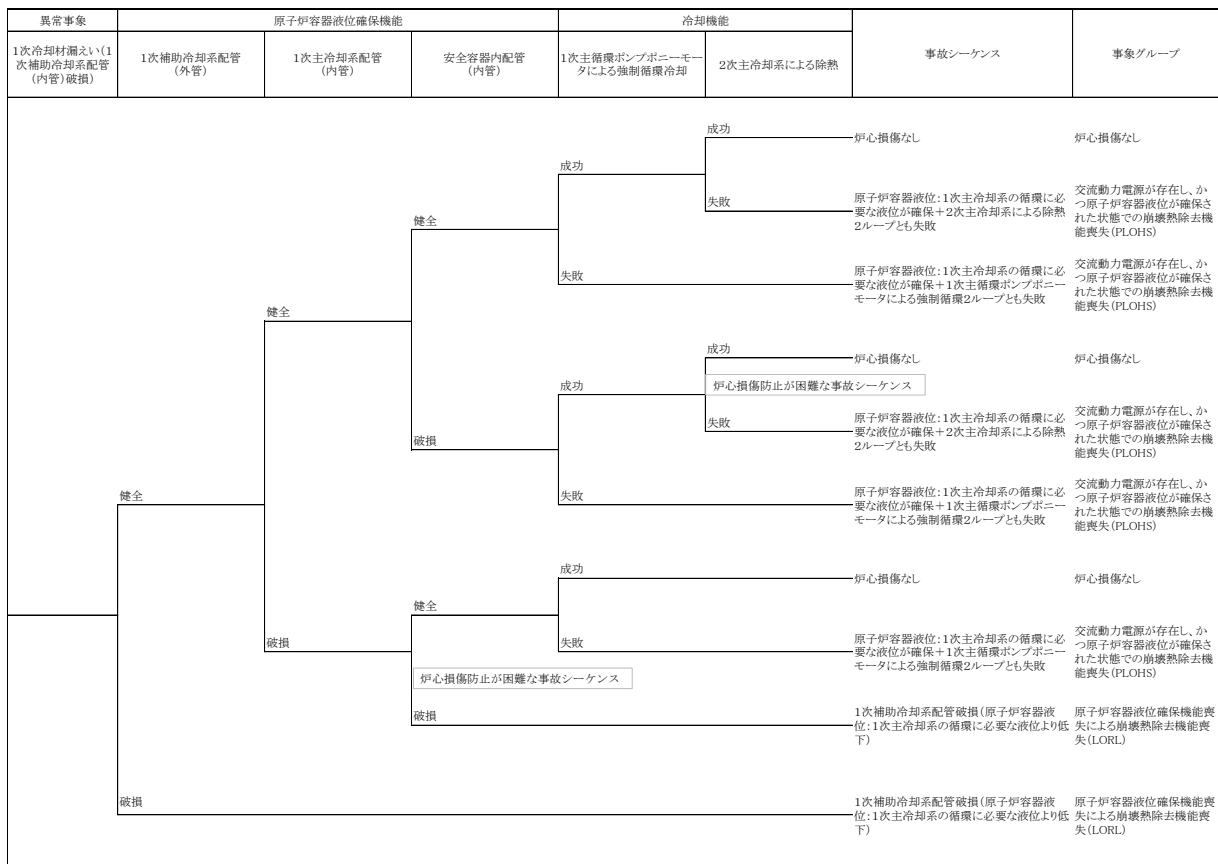
上記のような炉心損傷防止が困難な事故シーケンスをあえて想定しても、その発生頻度は低く、かつ、事故影響の観点から同等であるため、現状の有効性評価の網羅性には問題ない。

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）の添付書類10 追補VII.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洩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、添付書類 10 追補VII. 1 の別添 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。

<p>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</p>

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
米国 (CRBRP)	<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恐れがあるが、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>
米国 (EBR-II)	<p>・地震起因の「Primary tank」のハンガの損傷（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台の急速コストダウン（炉停止成功）を想定</p> <p>・「過熱器での小規模漏洩の事象拡大」及び「過熱器での大規模漏洩、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、原子炉カバ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 評価事故シナリオ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	評価事故シナリオ	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	格納容器破損防止措置 ＜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)
	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	＜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)
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	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	＜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(溶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、ヒートシシク材・断熱材を敷設
	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	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	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 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
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	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	＜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(溶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、ヒートシシク材・断熱材を敷設
	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 補助冷却系による強制循環冷却※1	＜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
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	主冷却系(2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(溶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、ヒートシシク材・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	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
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	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	＜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(溶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、ヒートシシク材・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	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	＜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
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	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	＜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)	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	＜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

※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、運転班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、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

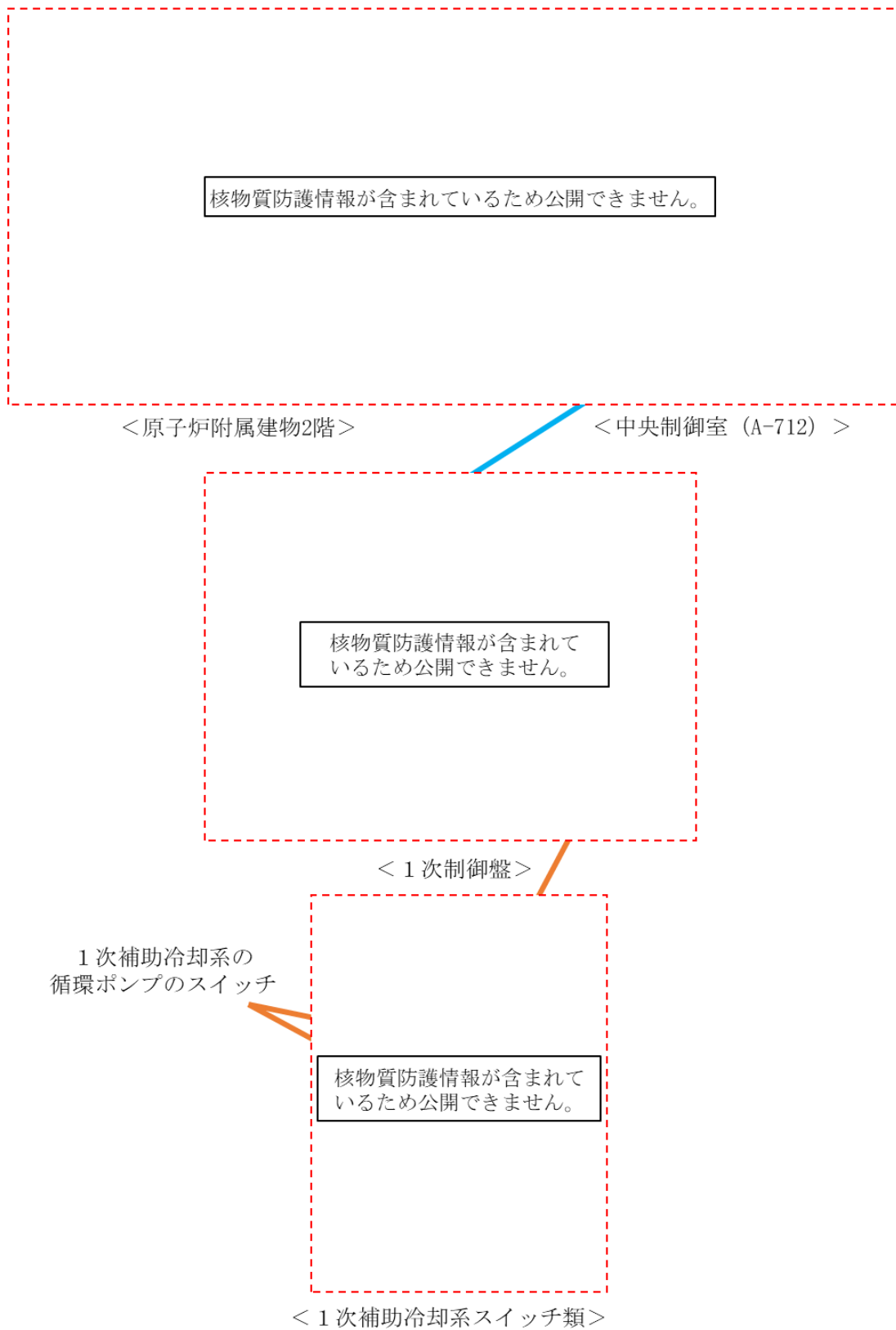
1.1 操作手順

- (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。

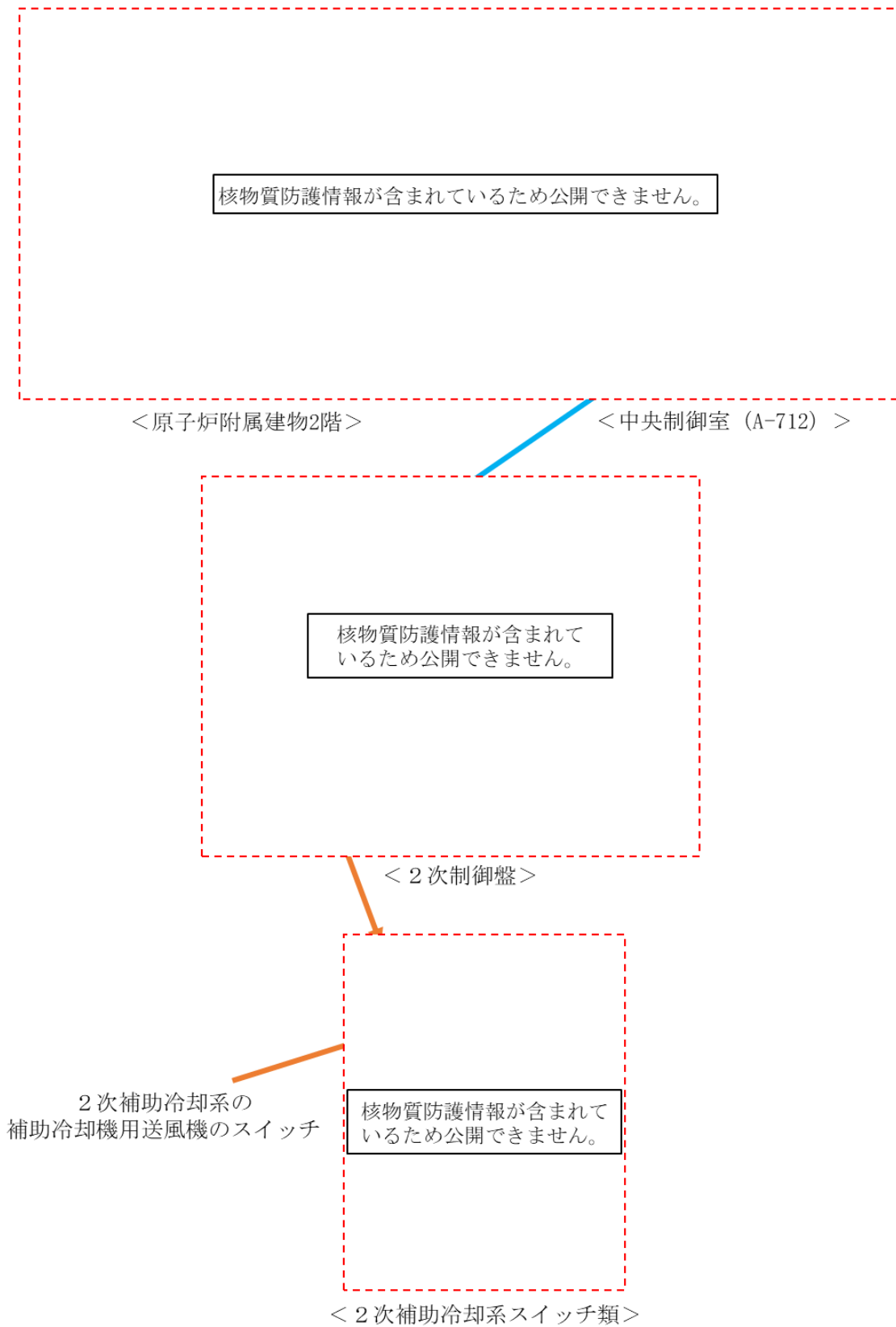
なお、1次補助冷却系循環ポンプ又は2次補助冷却系の補助冷却機用送風機が自動起動していない場合は、中央制御室にて手動で起動する。

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

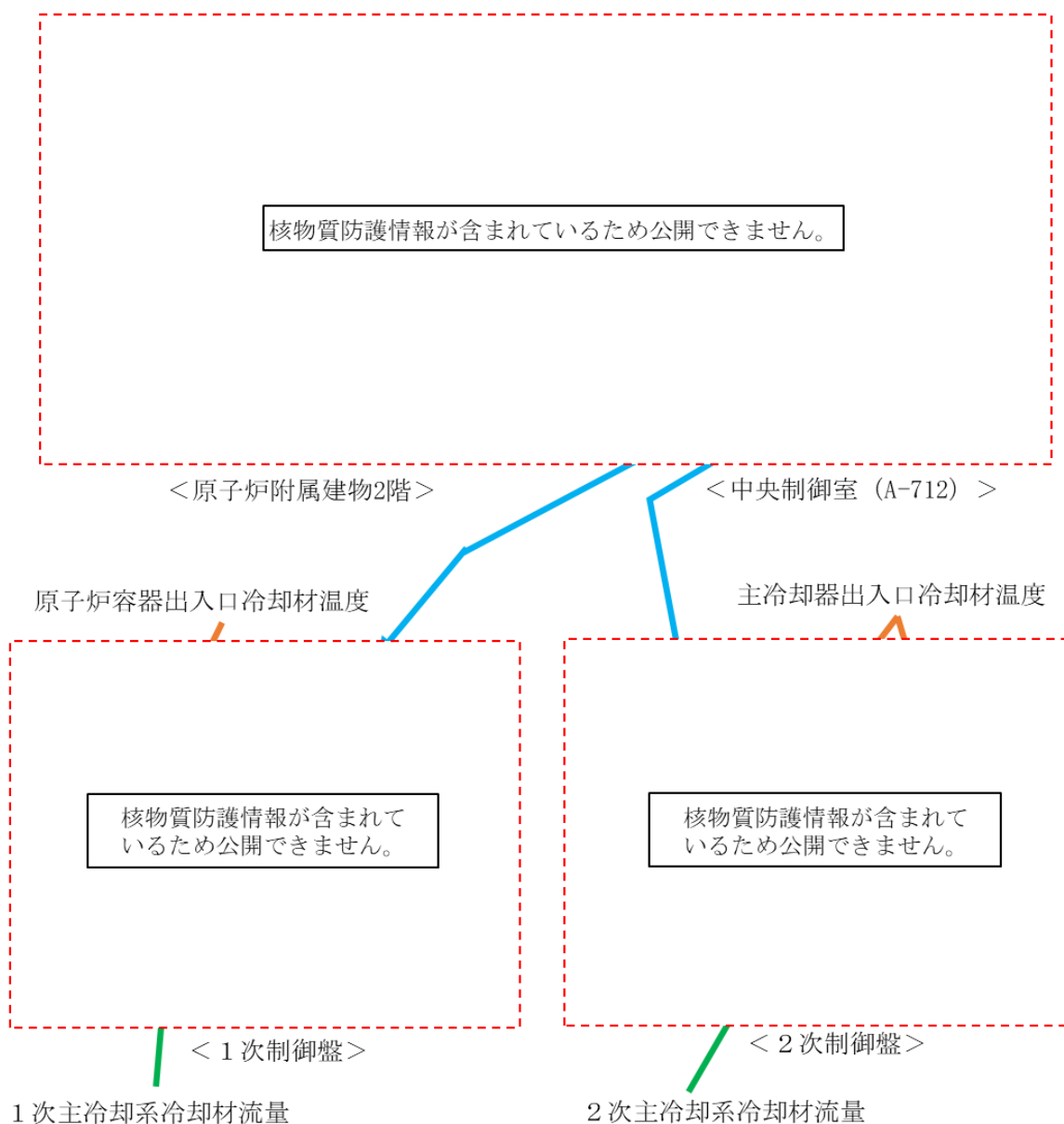
1.1 操作手順

- (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

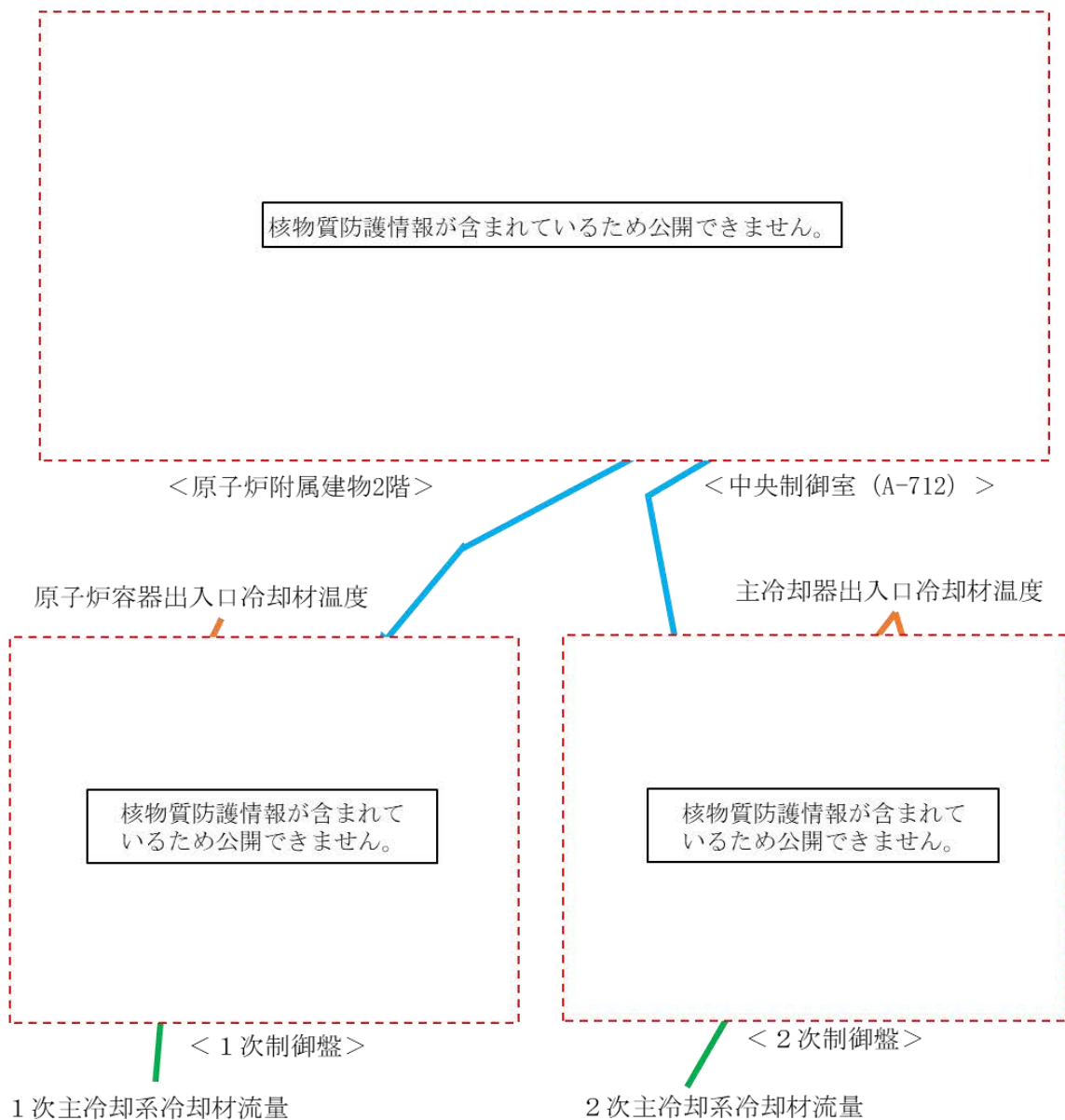
- (1) 当直長は、外部電源喪失時の非常用ディーゼル電源系のディーゼル発電機（2基）の自動起動失敗により、主冷却系及び補助冷却設備での強制循環冷却による崩壊熱除去に失敗した場合は、主冷却系の自然循環による崩壊熱除去を実施するよう、運転員に指示する。
- (2) 運転員は、原子炉容器出入口冷却材温度、主冷却器出入口冷却材温度等により、正常に崩壊熱が除去されていることを確認する。また、主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパ操作の圧縮空気の圧力が所定の値まで低下（全交流動力電源喪失から約 100 分後）した場合は、中央制御室からの指示により、現場（主冷却機室）で主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパを手動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。

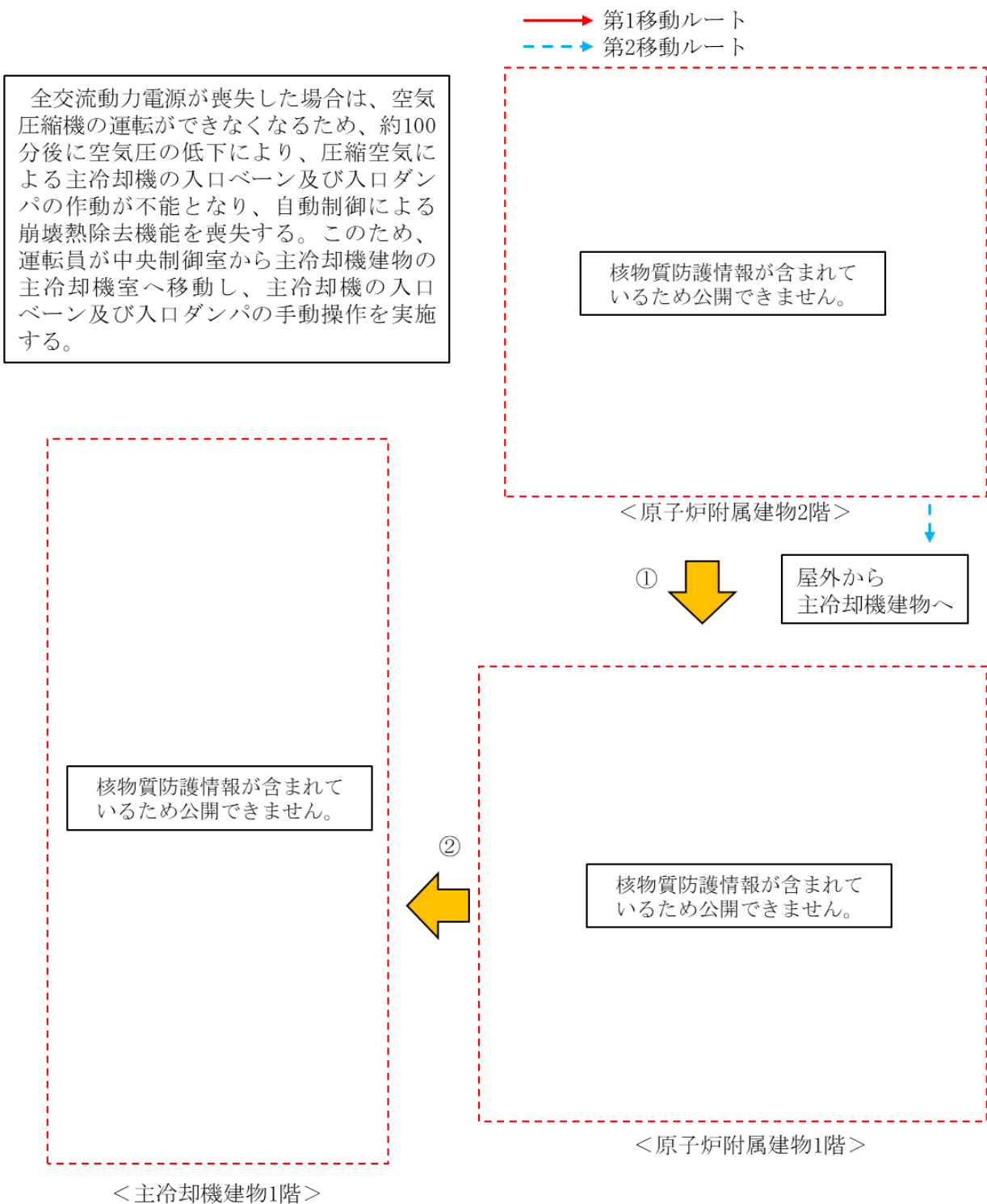
1.1 の(3)の操作について、運転員 2 名により 10 分以内に、仮設計器を用いて崩壊熱が正常に除去されていることを確認できる。また、現場での主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパの手動操作による崩壊熱除去操作については、(2)の操作から継続して実施することが可能である。



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)

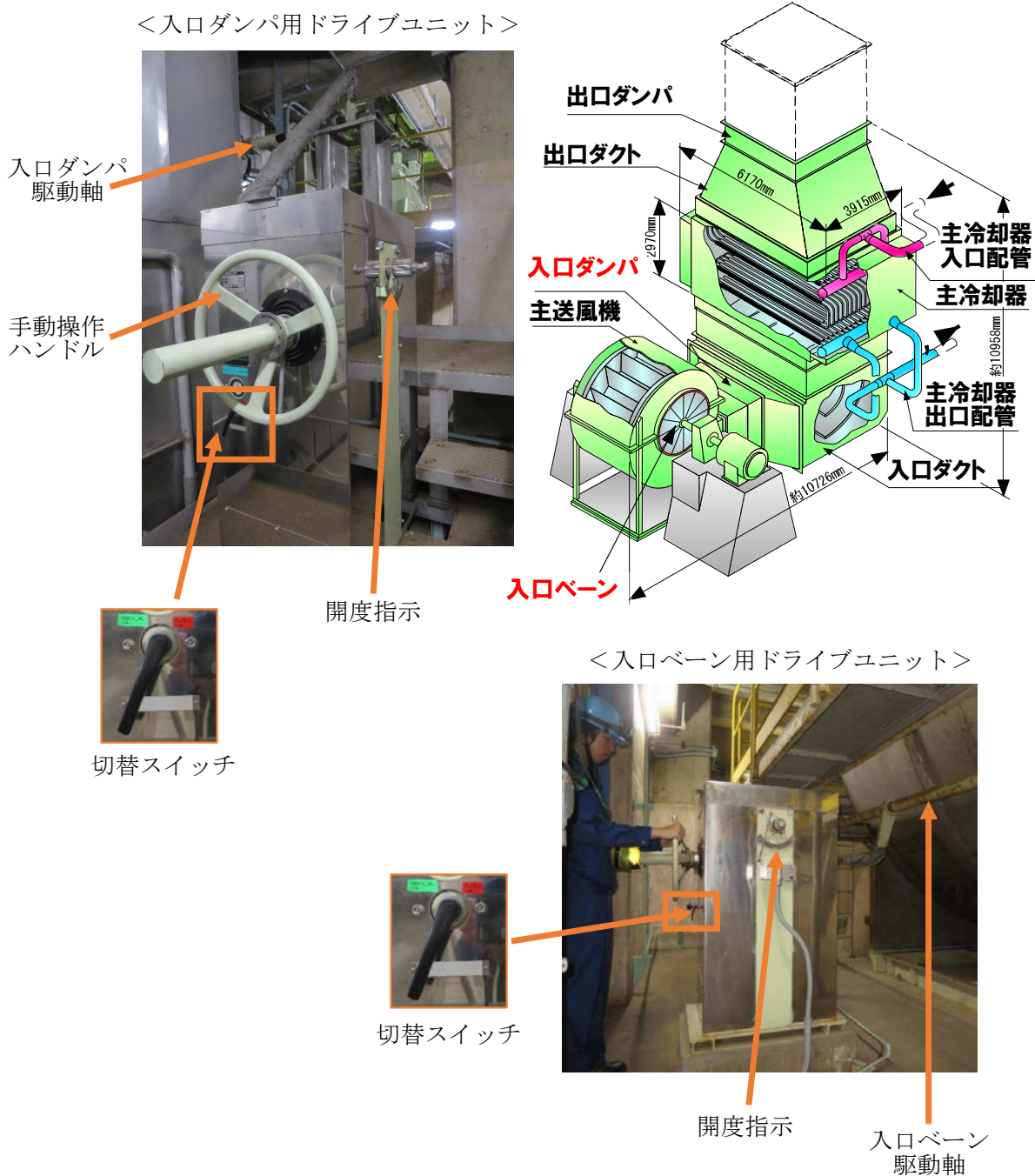
53条(1)-別紙3-別添1-10



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

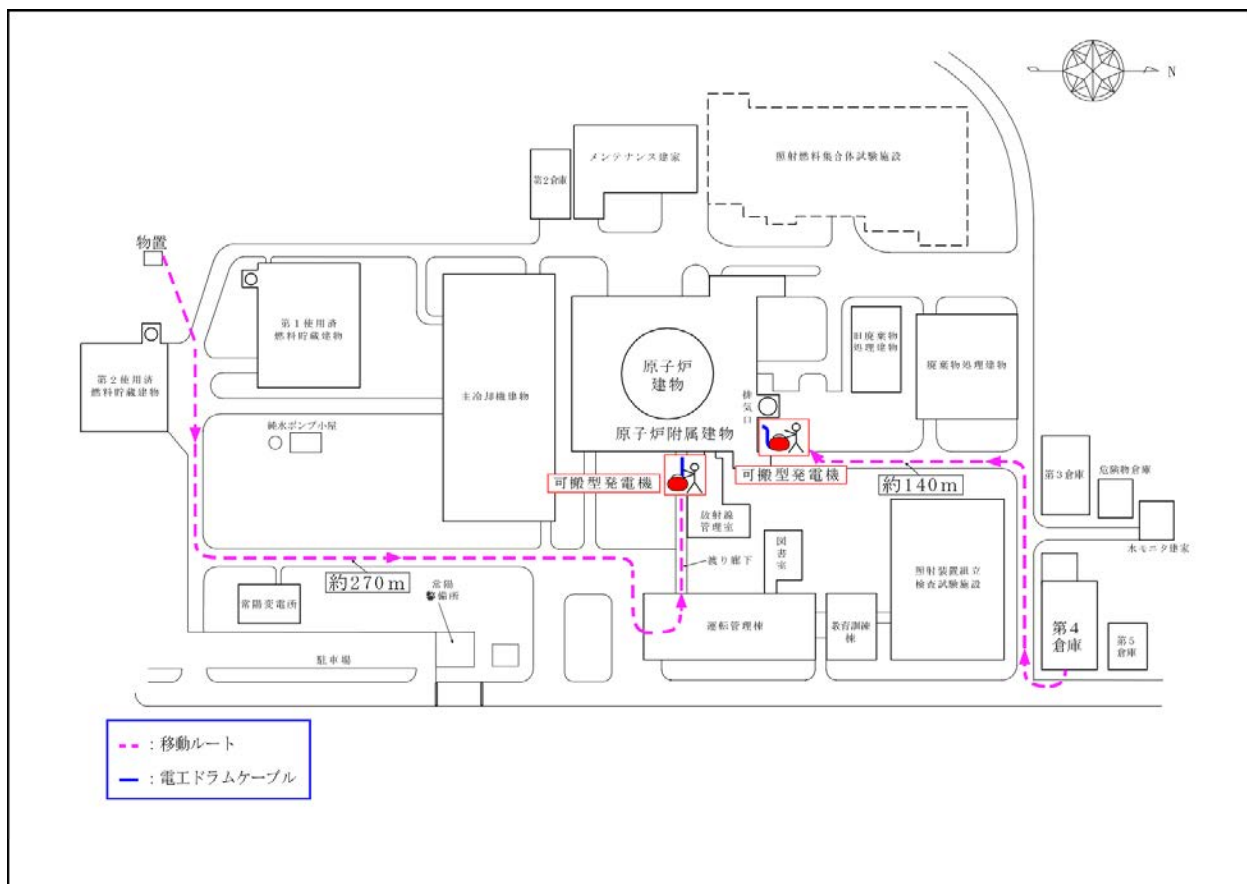
- 20A 交流コンセント：2カ所

- 連続定格運転時間：約4.2h

- 燃料タンク容量：4.1L（ガソリン）

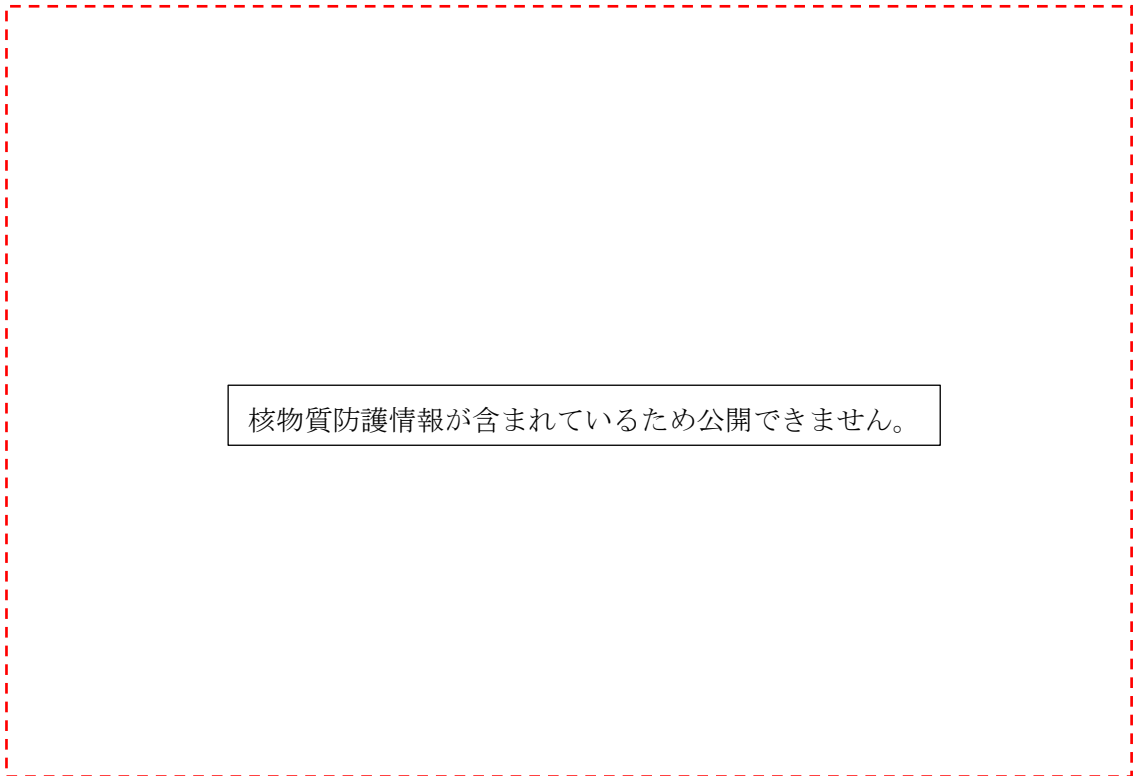
1.2 操作時間

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。



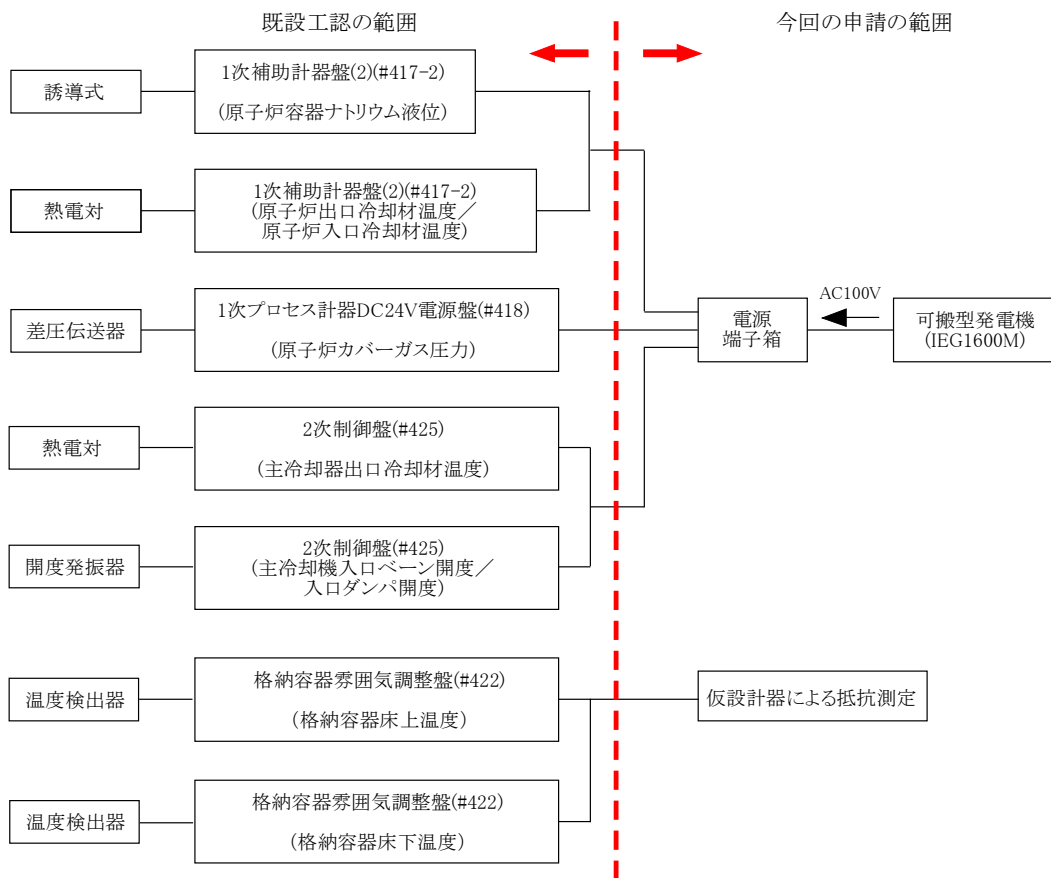
第1図 可搬型発電機移動ルート

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

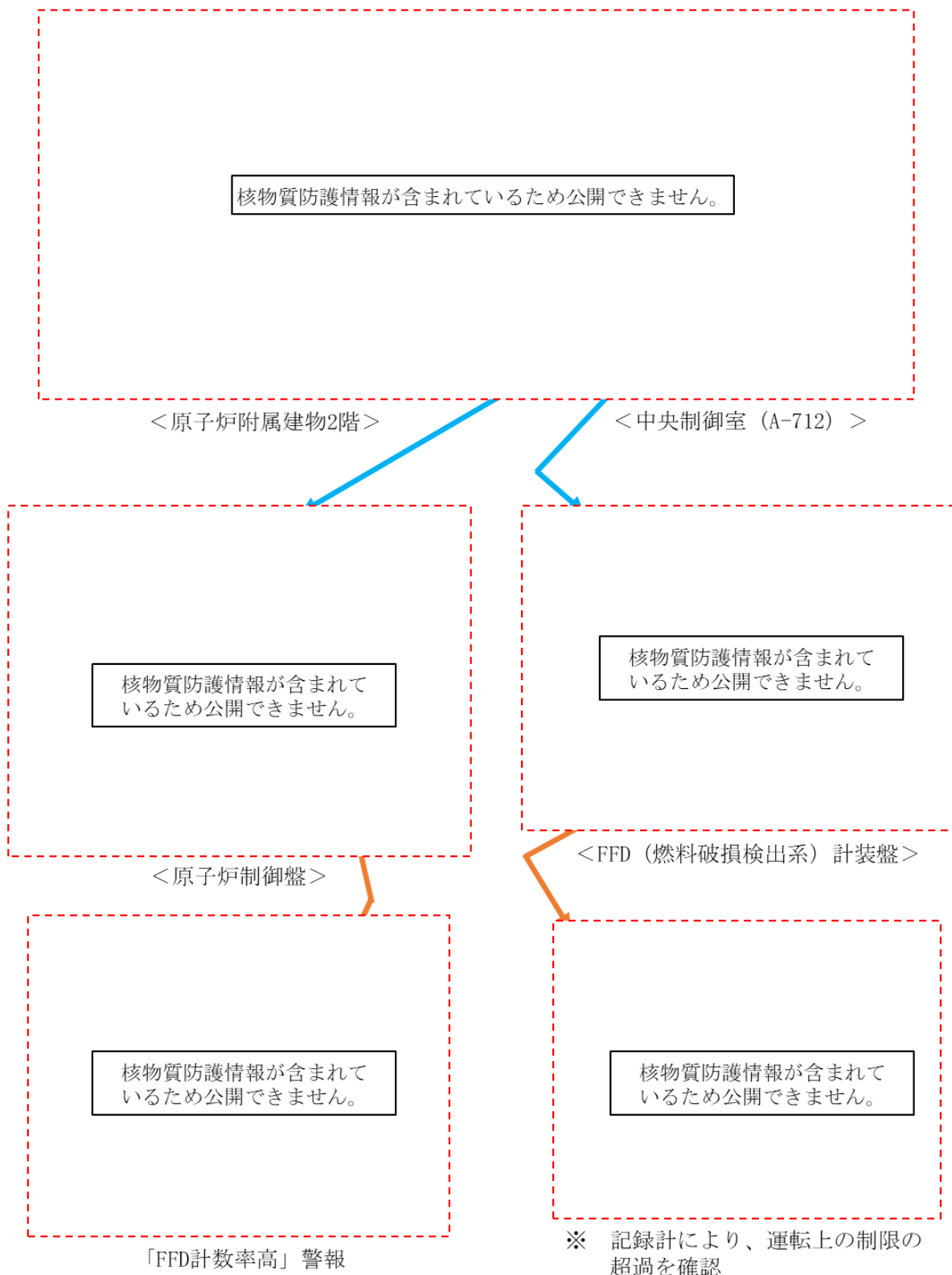
1.1 操作手順

- (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。

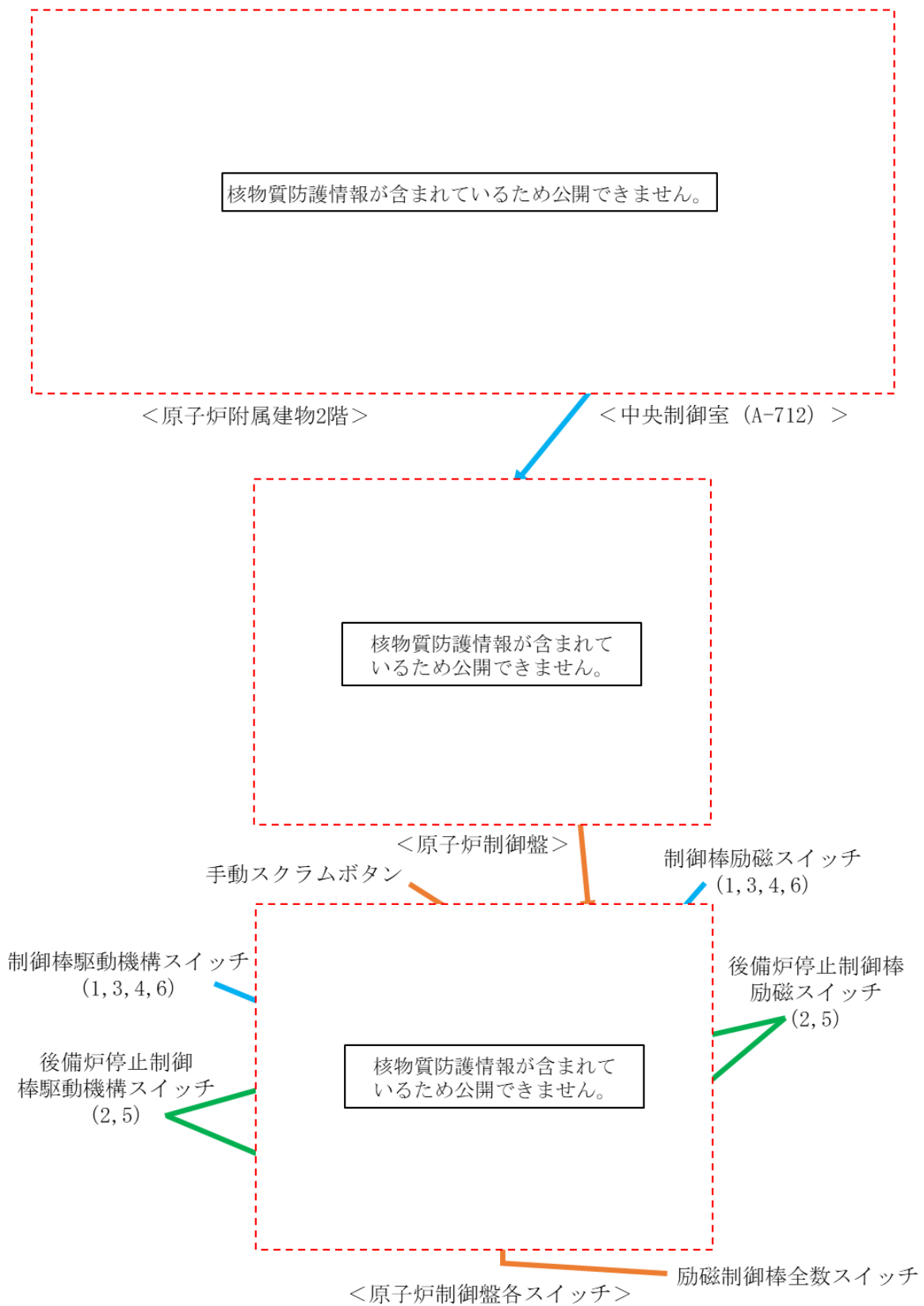
1.2 操作時間

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。

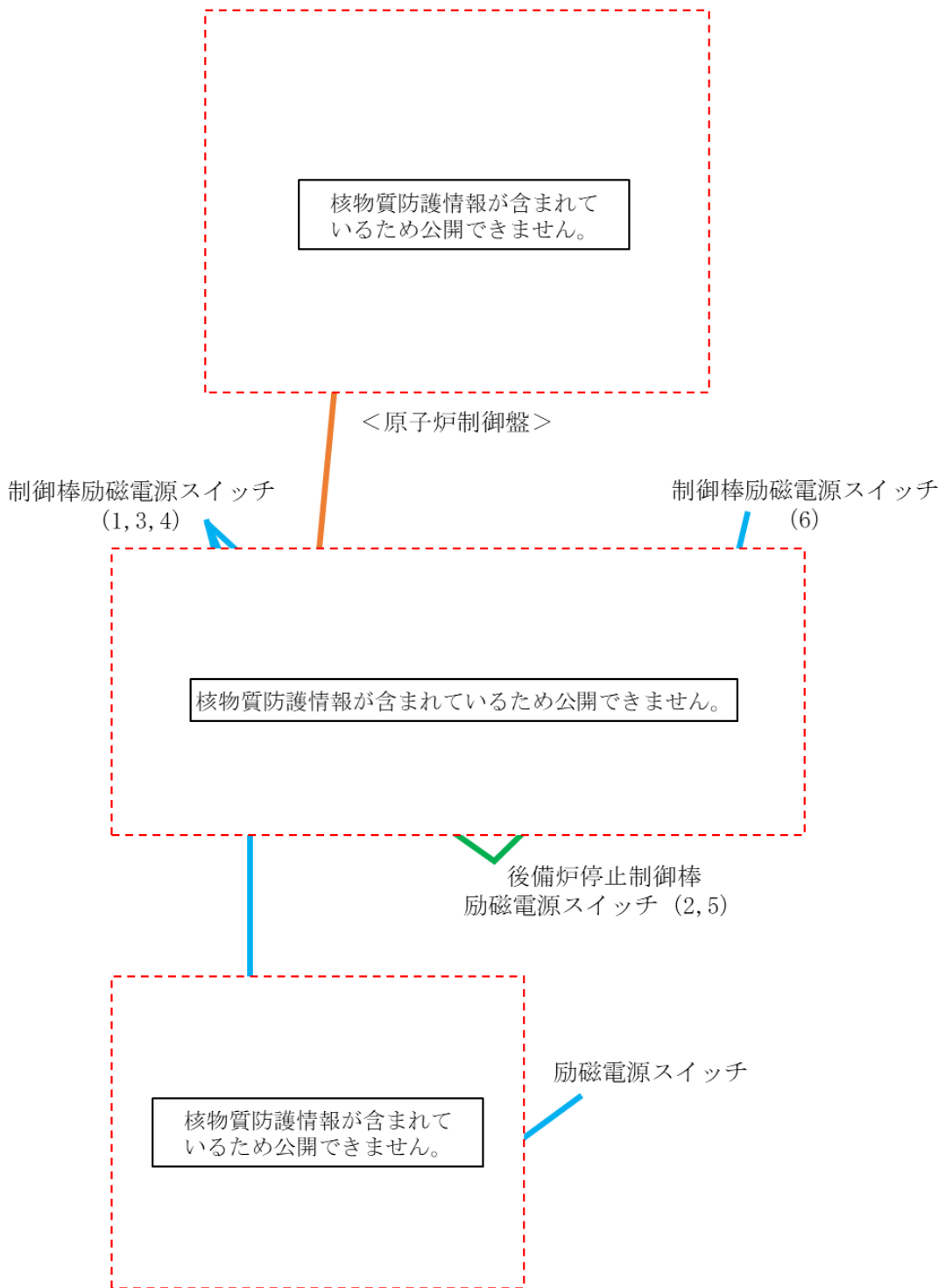
1.1 の(5)の操作は、運転員 1 名により 5 分以内に行うことが可能である。



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))

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。

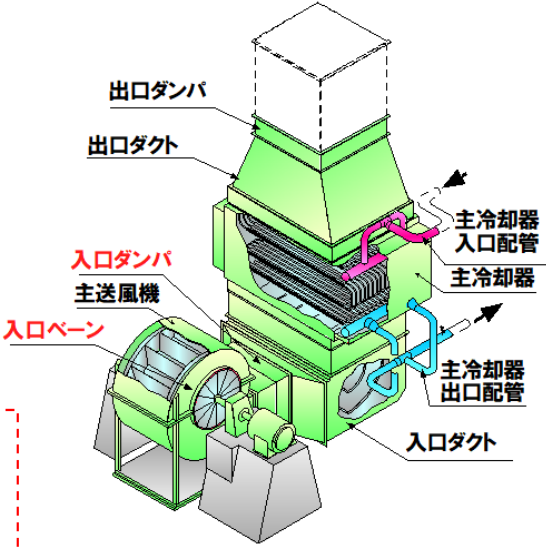
1.2 操作時間

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。

- ・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)

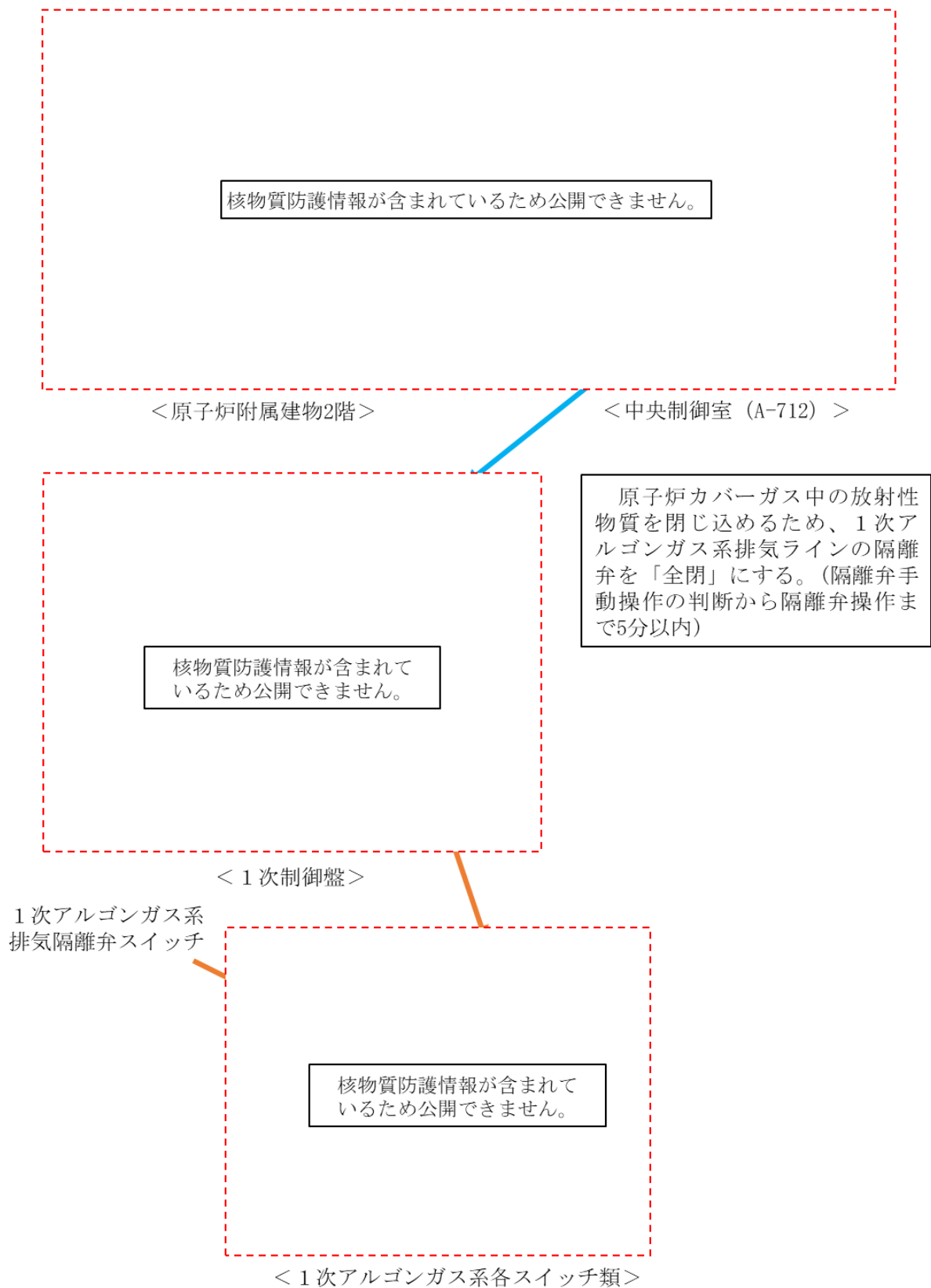
1. 原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガス等のバウンダリ内での放射性物質の閉じ込め・貯留の手順

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

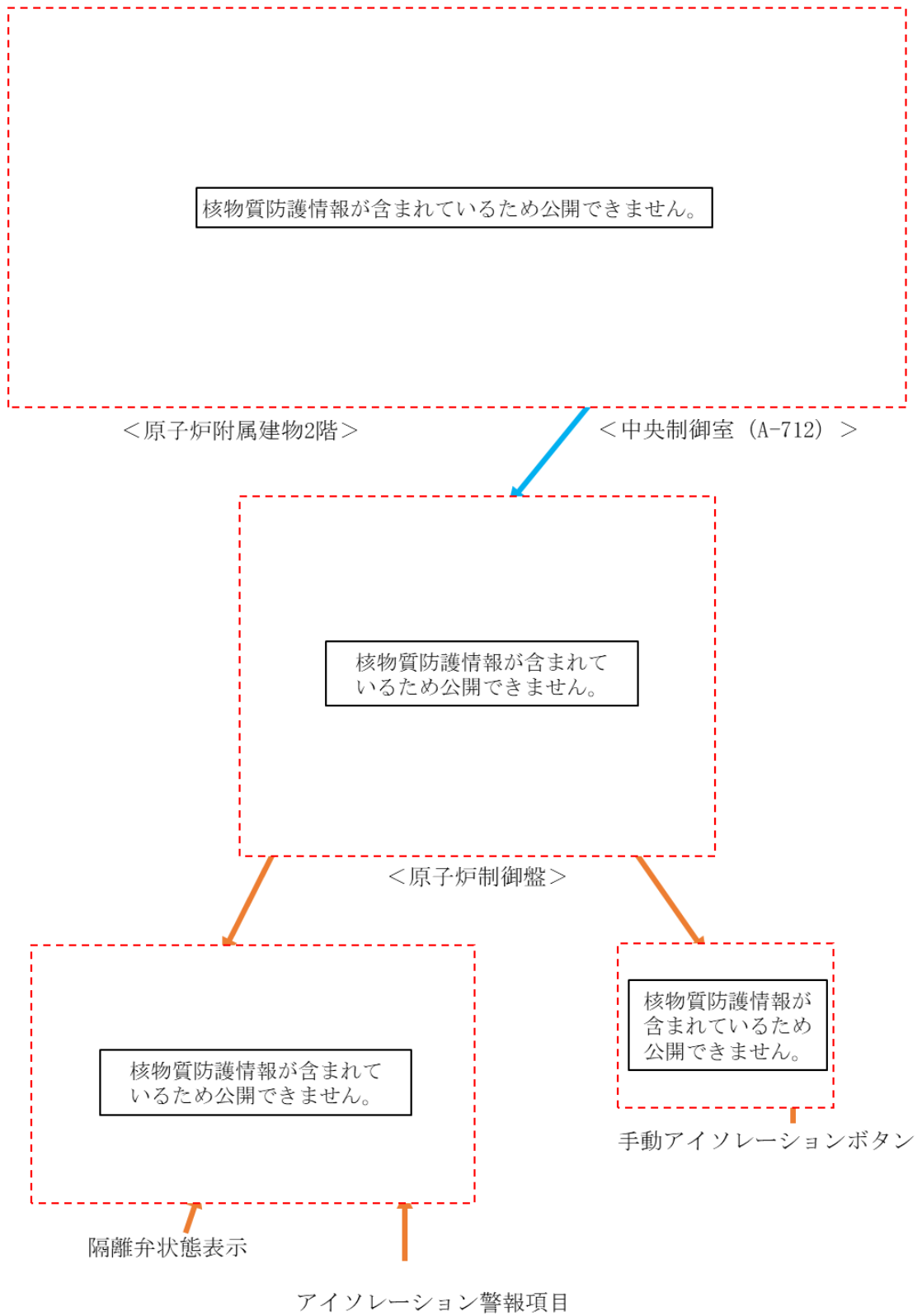
1. 格納容器アイソレーションの手順

1.1 操作手順

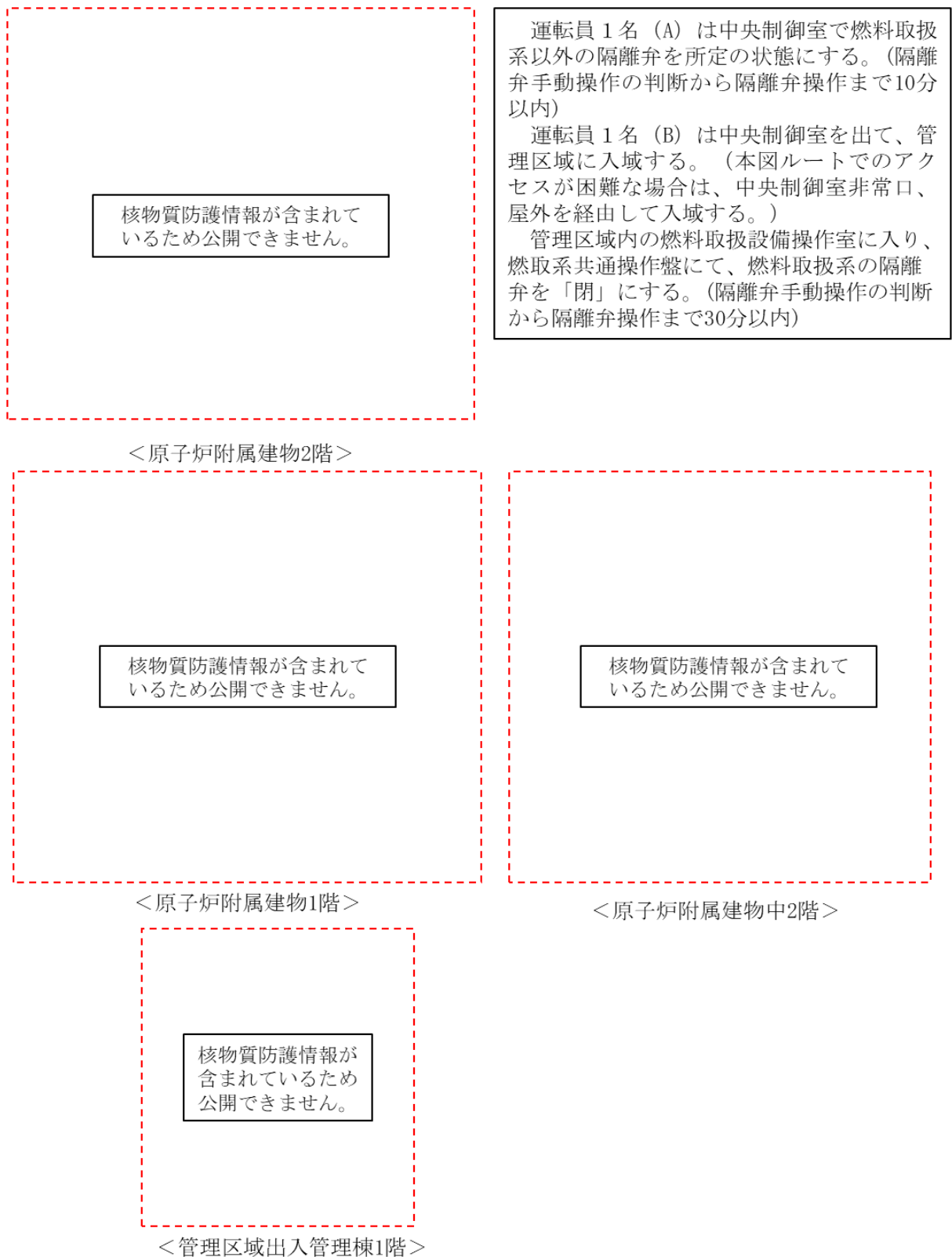
- (1) 当直長は、炉心の著しい損傷に至る事故の発生により、格納容器内の温度、圧力、線量率が異常に上昇した場合に、運転員にこれらの監視を強化させる。
- (2) 格納容器内の温度、圧力、線量率のいずれかが原子炉保護系（アイソレーション）の設定値まで上昇しているにもかかわらず、原子炉保護系（アイソレーション）が動作していない場合は、運転員に以下の操作を実施させる。
- (3) 中央制御室に設置している手動アイソレーションボタンにより原子炉保護系（アイソレーション）を作動させ、格納容器隔離弁を「閉」とする。
- (4) 格納容器隔離弁の状態が正常であることを確認する。
- (5) 格納容器隔離弁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

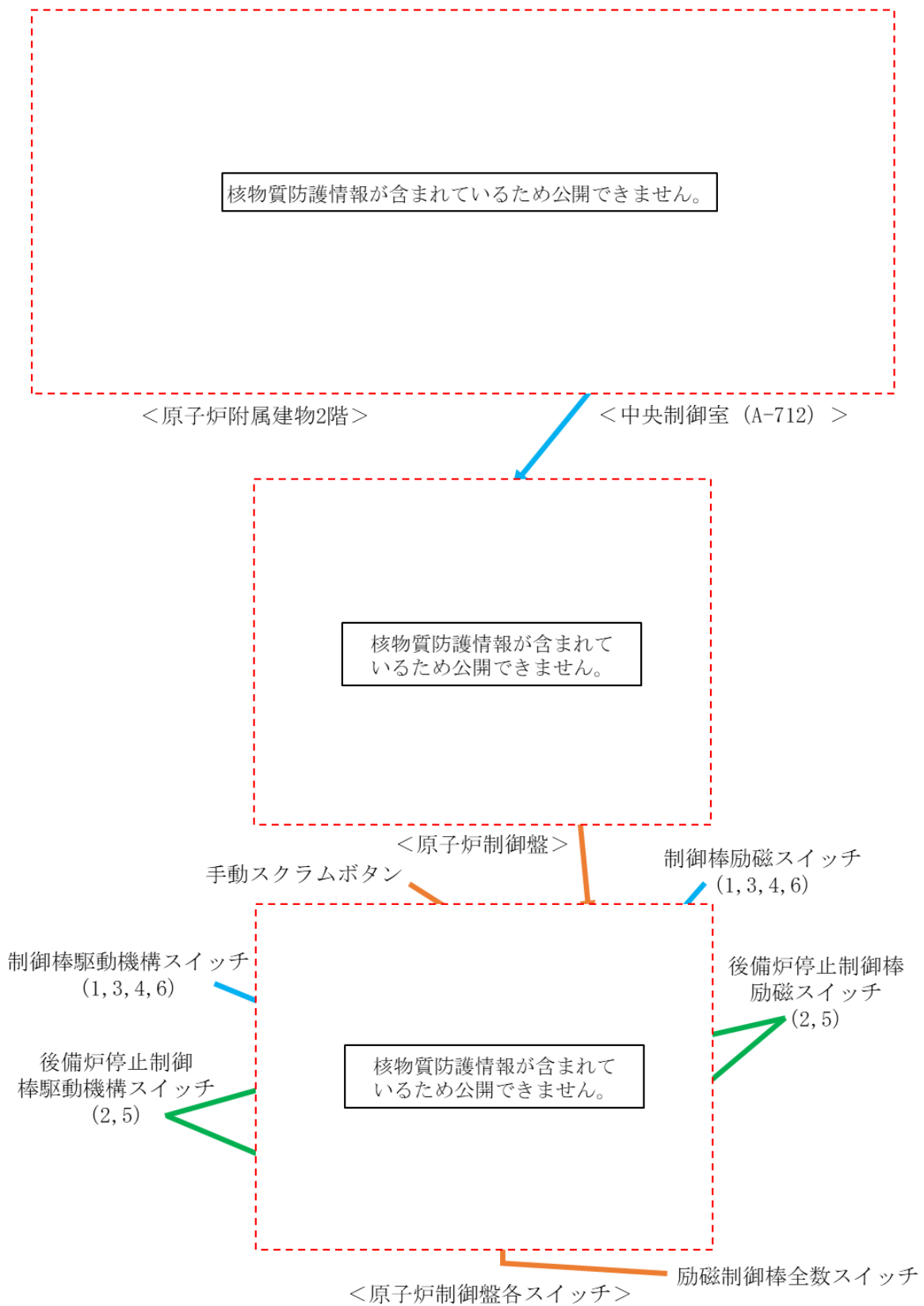
1.1 操作手順

- (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。

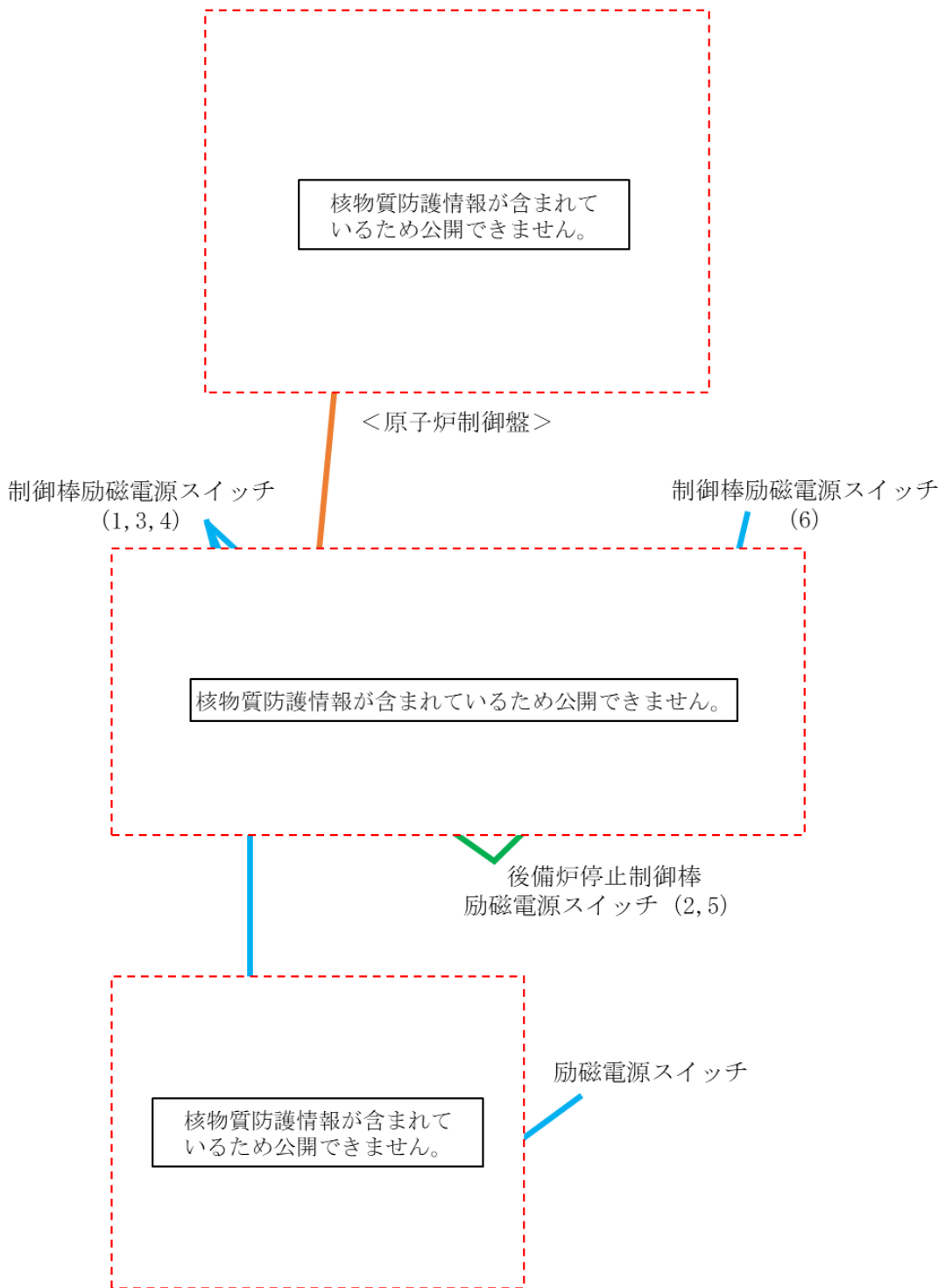
なお、中央制御室からの遠隔操作による原子炉停止機能が喪失した場合には、現場対応班により、各制御棒の駆動機構を手動で操作して制御棒を挿入する（付録 10）。

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

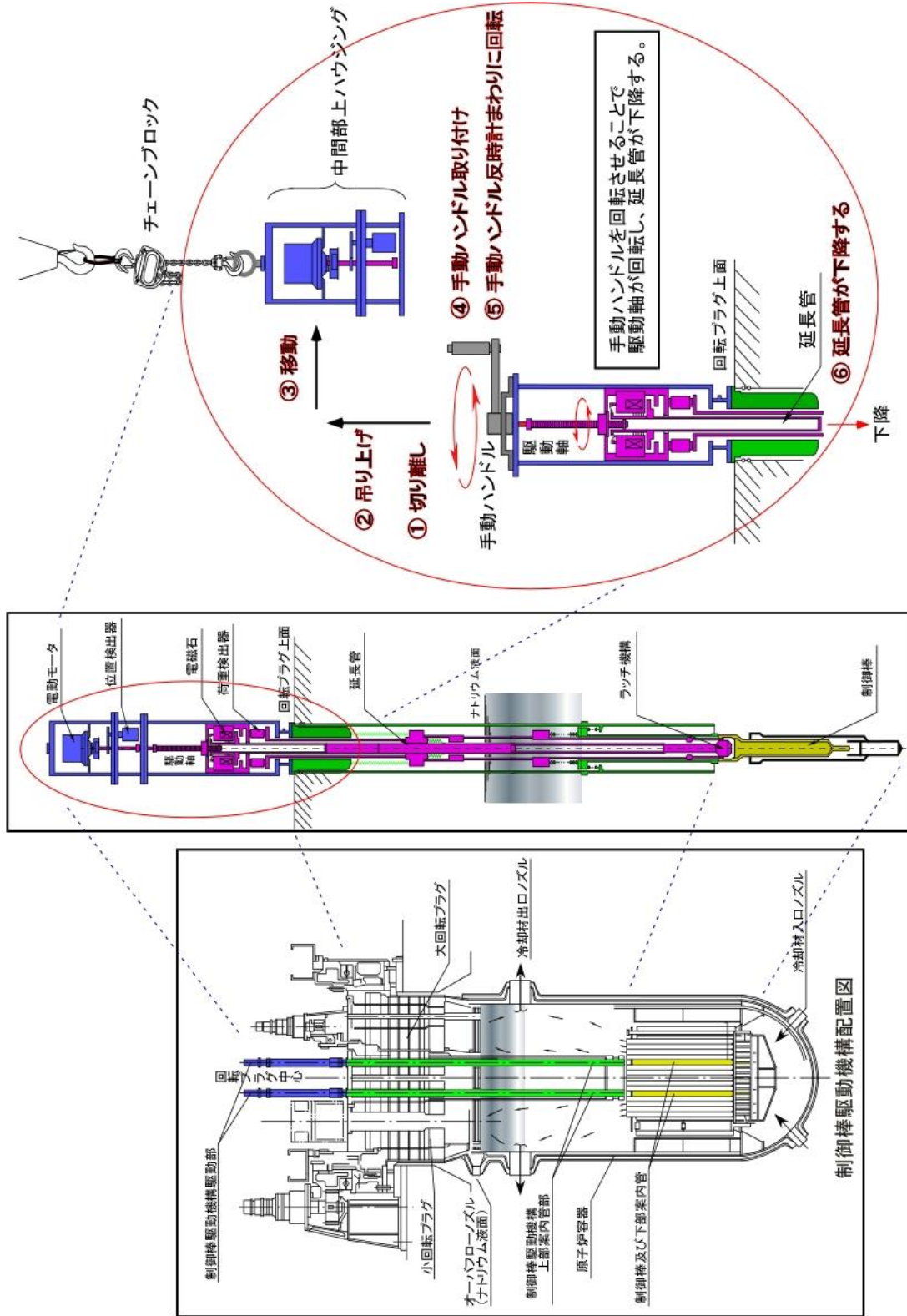
本対応に必要な資機材は、全て敷地内で保管しており、1時間以内に資機材の準備が可能である。

- ・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

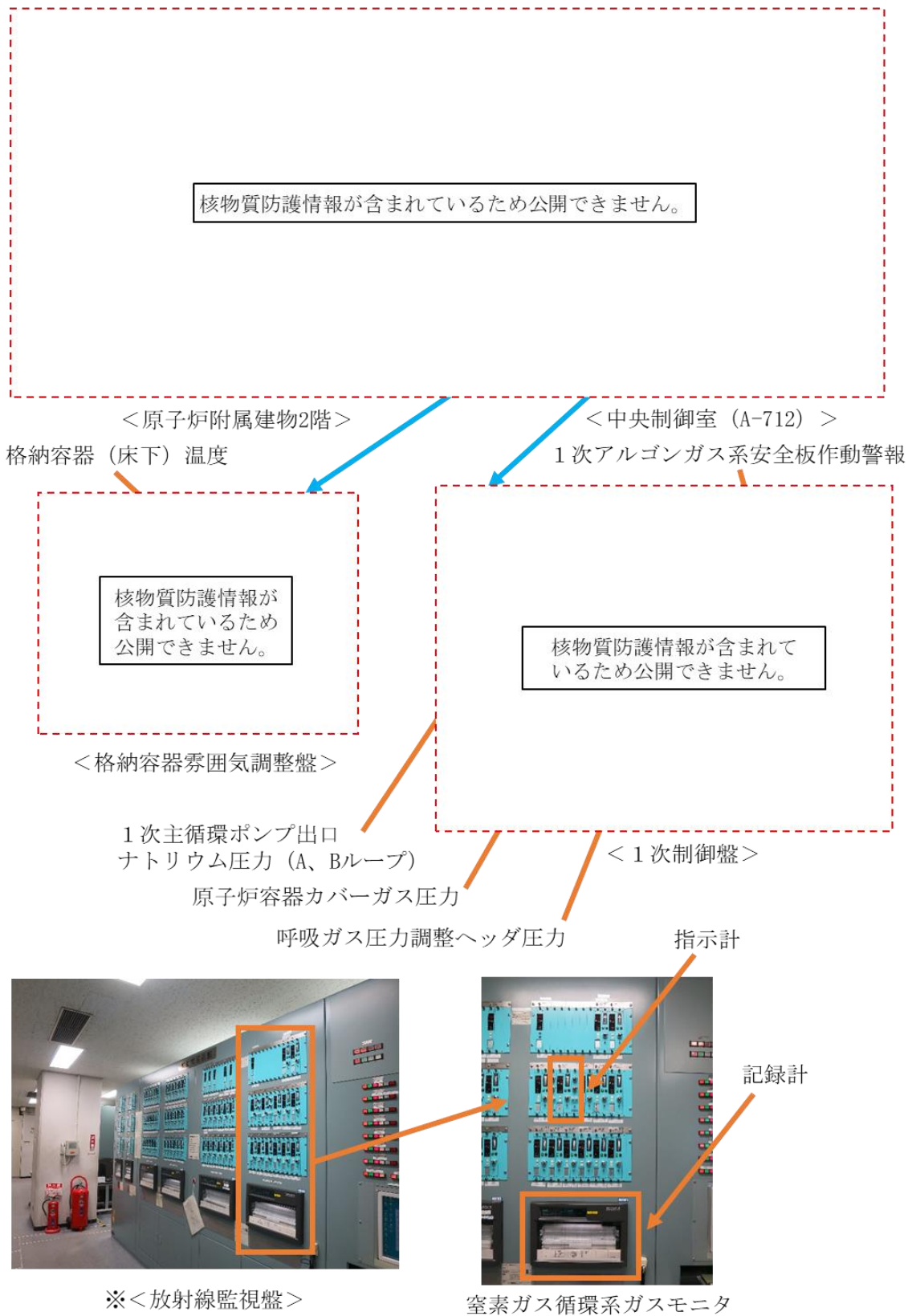
1. 原子炉容器液位確保機能喪失時の安全板作動確認

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

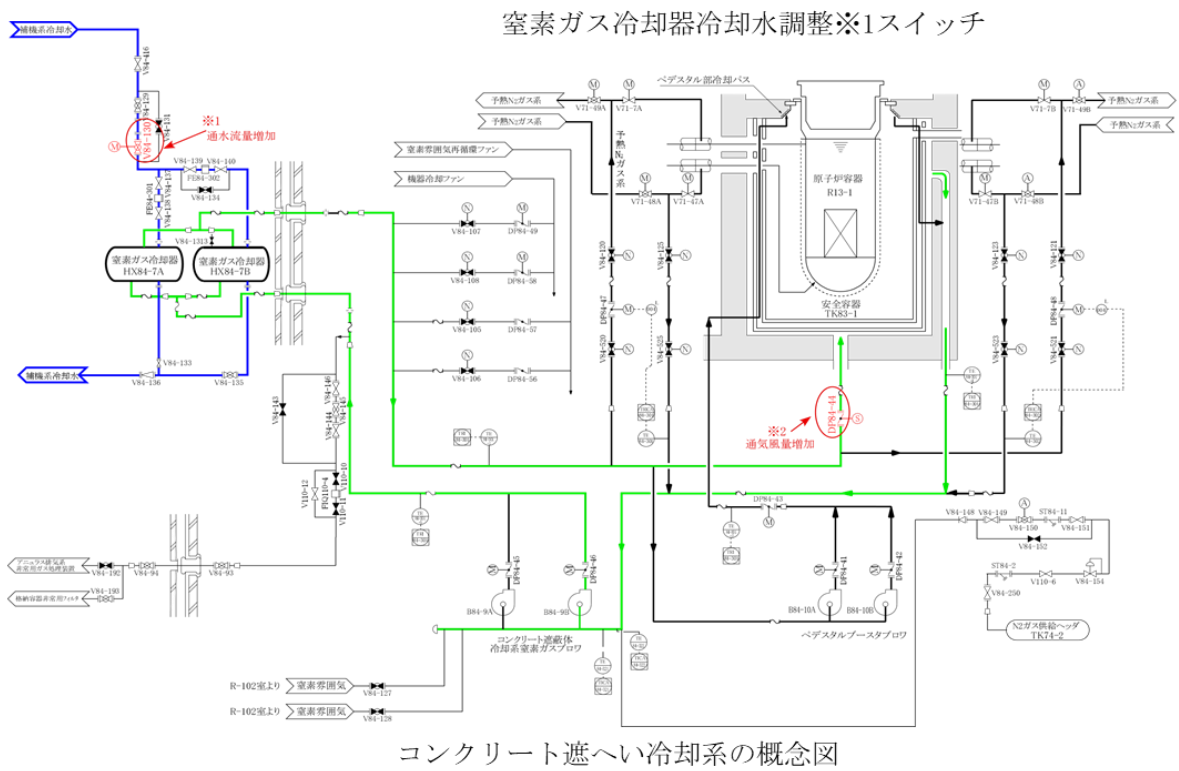
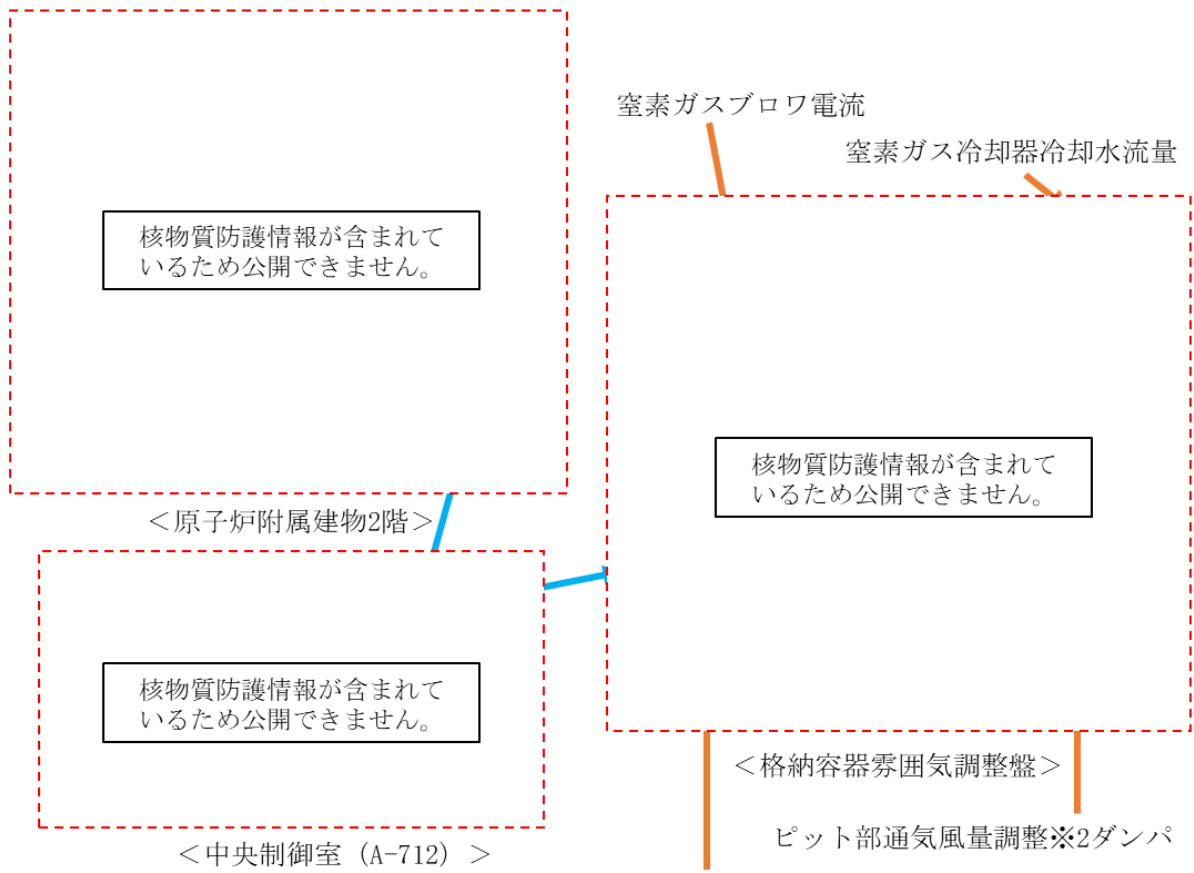
1. 安全容器による損傷炉心物質の保持のためのコンクリート遮へい体冷却系による冷却の手順

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。

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°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。

2.2 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°Cを超えた場合、主冷却器出口ナトリウム温度約 320°C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ノミナル値（最適評価値）を用いる。なお、不確かさの影響評価においては、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数： $\pm 20\%$ 、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、F P G S コードで計算されるノミナル値（最適評価値）を用いる。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。

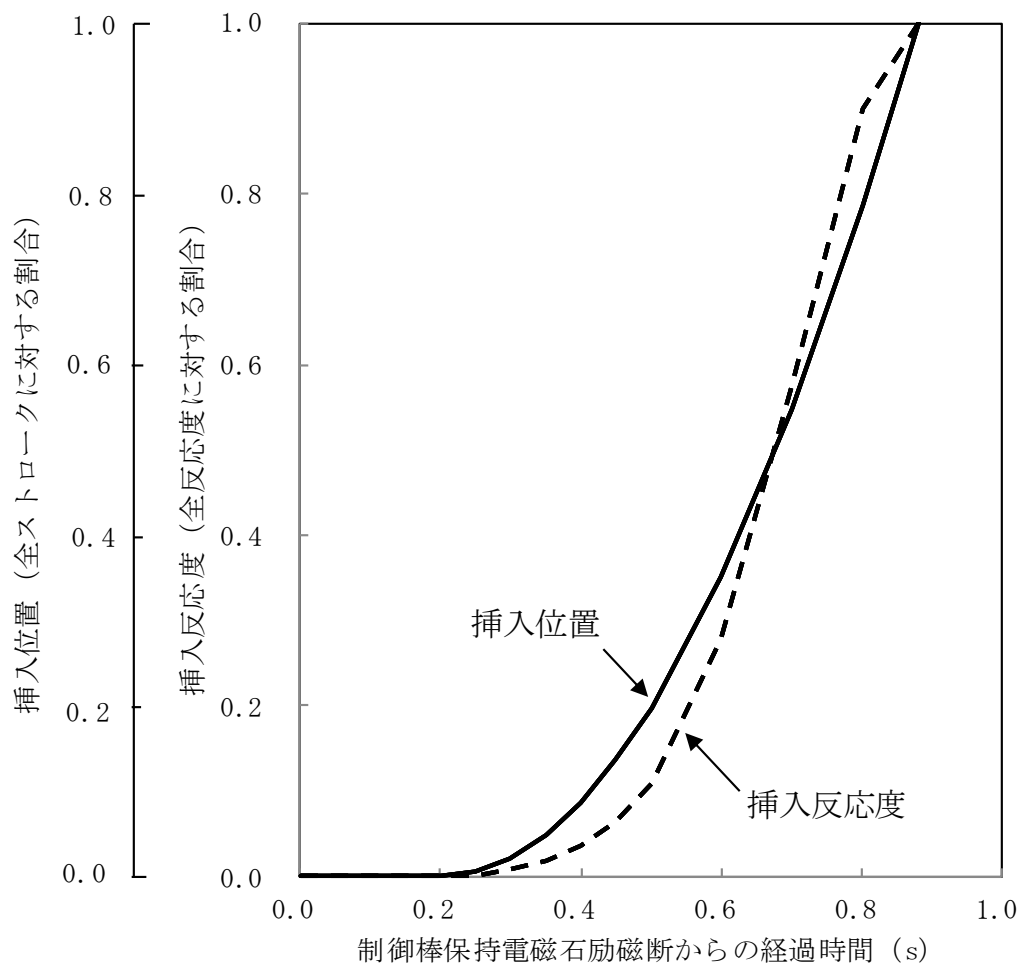
炉心損傷後の崩壊熱には、損傷した炉心燃料からの希ガス及び揮発性核分裂生成物の放出を考慮した値を用いる。希ガス及び揮発性核分裂生成物を除いた崩壊熱を第 2.4 図に示す。

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

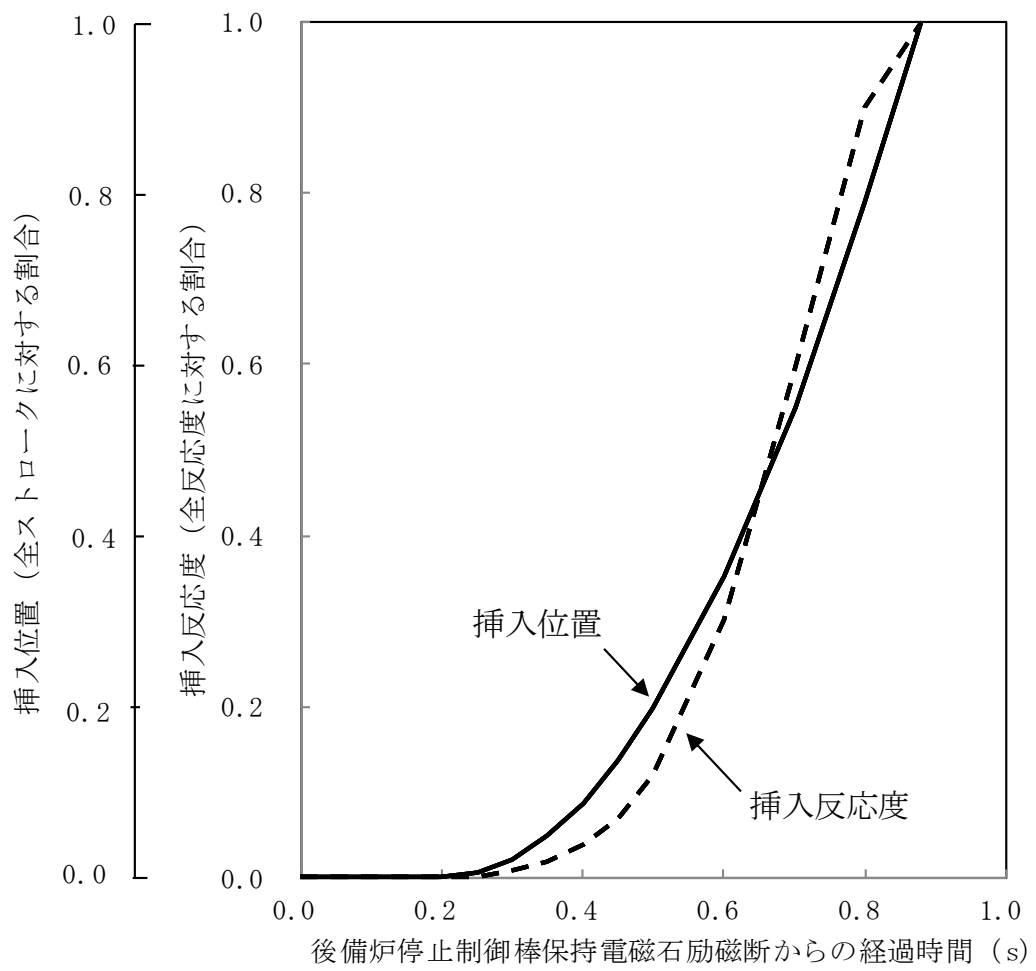
原子炉スクラム信号	有効性評価に用いた 原子炉トリップ設定値	不確かさの影響評価に用い た原子炉トリップ設定値	応答時間 (注 1)
1 次主循環ポンプトリップ	—	—	4.2 秒
原子炉出口冷却材温度高	464℃	474℃	3.4 秒
原子炉入口冷却材温度高	365℃	373℃	0.4 秒
炉内ナトリウム液面低	N s L-100mm (注 2)	N s L-140mm (注 2)	0.4 秒
電源喪失	—	—	1.2 秒

(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。

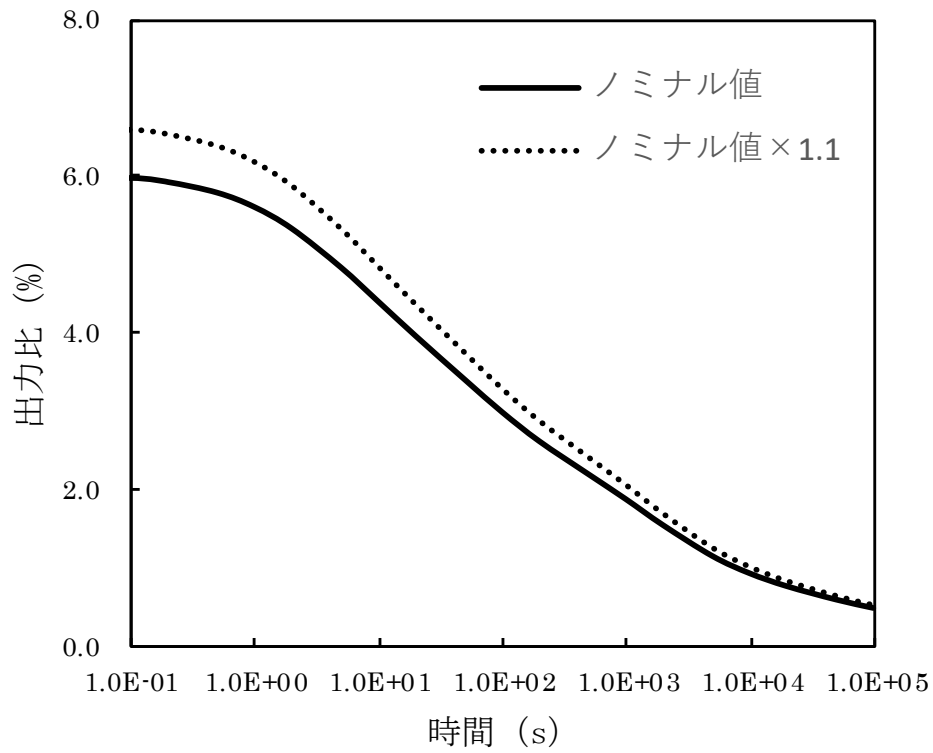
(注 2) N s L：原子炉容器通常ナトリウム液位



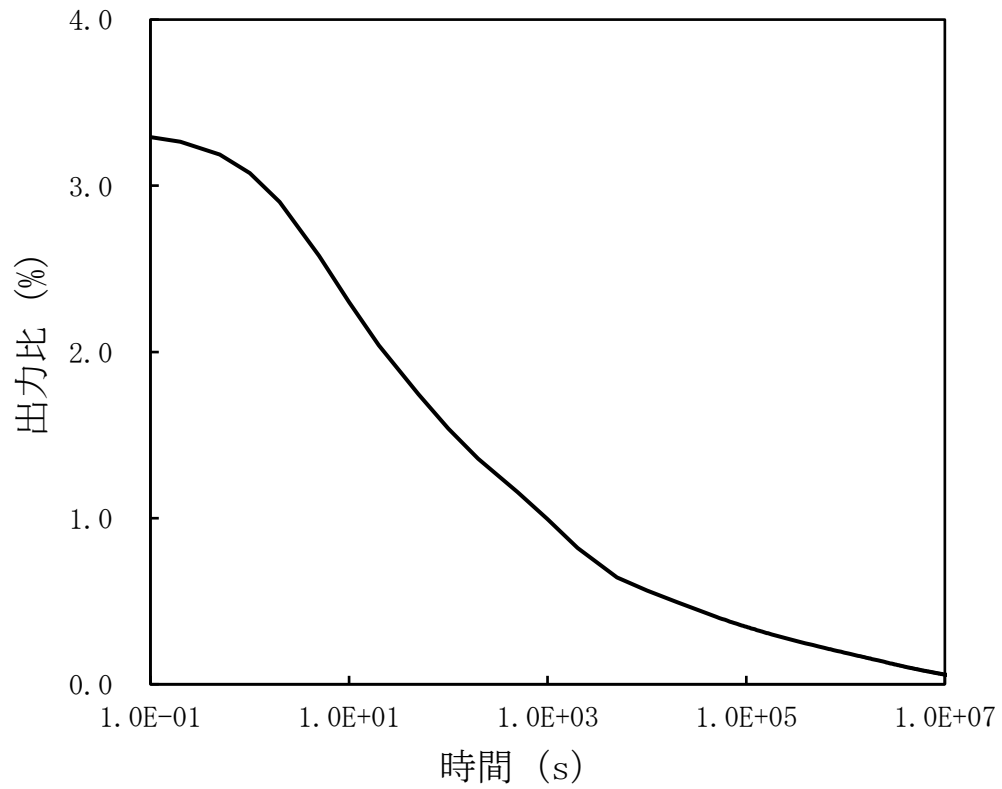
第 2.1 図 原子炉スクラム反応度挿入曲線
 (主炉停止系：崩壊熱除去機能喪失型の事故解析で使用)



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

53 条(1)-別紙 4-6