

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第 53 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）

に係る説明書

（その 2：炉心損傷防止措置）

2021 年 3 月 2 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
大洗研究所高速実験炉部

## 目 次

1. 要求事項の整理
2. 要求事項への適合性
  - 2.1 安全評価に関する基本方針
  - 2.2 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故
  - 2.3 炉心損傷防止措置
  - 2.4 炉心損傷防止措置の有効性評価の条件等
  - 2.5 炉心損傷防止措置の有効性評価結果
  - 2.6 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 53 条）への適合性説明

### (別紙)

- 別紙 1 : 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に対する炉心損傷防止措置
- 別紙 2 : 解析にあたって考慮する事項
- 別紙 3 : 有効性評価における解析条件の設定
- 別紙 4 : 有効性評価に使用する計算コード
- 別紙 5 : 有効性評価結果の整理

## 1. 要求事項の整理

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

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

要求事項	変更の有無
<p>1 試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p><b>【解釈】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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"> <li>イ 燃料体の損傷が想定される事故 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</li> </ul> </li> <li>・ 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"> <li>イ 燃料の損傷が想定される場合 代替冷却による炉心の損傷防止対策、燃料から原子炉容器内に漏れた放射性物質の貯留等による環境への放出防止対策</li> </ul> </li> </ul>	有

## 2. 要求事項への適合性

### 2.1 安全評価に関する基本方針

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

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

### 2.2 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故

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

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)
  - a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
  - b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)
  - a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
  - b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)
  - a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
  - b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- (4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)
  - a. 1次冷却材漏えい（2箇所）事故
- (5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)
  - a. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
  - b. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- (6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SB0)
  - a. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故
- (7) 局所的燃料破損 (LF)
  - a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

## 2.3 炉心損傷防止措置

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故については、炉心損傷防止措置を講じる【炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に対する炉心損傷防止措置：別紙1参照】。なお、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。

## 2.4 炉心損傷防止措置の有効性評価の条件等

### 2.4.1 基本的考え方

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故が発生した場合に、炉心損傷防止措置が有効であることを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラム（以下「計算コード」という。）を用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価することを基本とする。

### 2.4.2 解析にあたって考慮する事項

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

### 2.4.3 有効性評価における解析の条件設定の方針

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

### 2.4.4 解析の実施方針

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

### 2.4.5 有効性評価に使用する計算コード

有効性評価において使用する計算コードは、評価事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めて不確かさが把握されているものを選定して使用する【有効性評価に使用する計算コード：別紙4参照】。

### 2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定

炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであることを基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。
  - ① 燃料最高温度が熱設計基準値（2,650℃）以下であること。
  - ② 被覆管最高温度（肉厚中心）が熱設計基準値（840℃）以下であること。
  - ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値（910℃）以下であること。
  - ④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。
  - ⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下であること。

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

なお、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。

## 2.5 炉心損傷防止措置の有効性評価結果【有効性評価結果の整理：別紙5参照】

### 2.5.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

#### (1) 事故の原因及び説明

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

#### (2) 炉心損傷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における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第2.5.1.1図に示す。本事象において、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

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. 異常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。

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

(5) 作業と所要時間

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第2.5.1.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。

本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。

- i) 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。
- ii) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの1次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2 ループのポニーモータによる低速運転に引継がれるものとする。
- iii) 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。
- iv) 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。
- v) 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する。
- vi) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- vii) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第2.5.1.2図に示す。「1次主循環ポンプトリップ」に係る後備炉停止系用論理回路の動作に伴う後備炉停止制御棒の急速挿入により、原子炉は自動停止する。その後、1次主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引継がれ、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。炉心の被覆管最高温度は約630℃であり、熱設計基準値に対しても十分に余裕がある。炉心の冷却材最高温度は約620℃であり、冷却材温度は沸点に達しない。また、炉心の燃料最高温度は約1,800℃にとどまる。

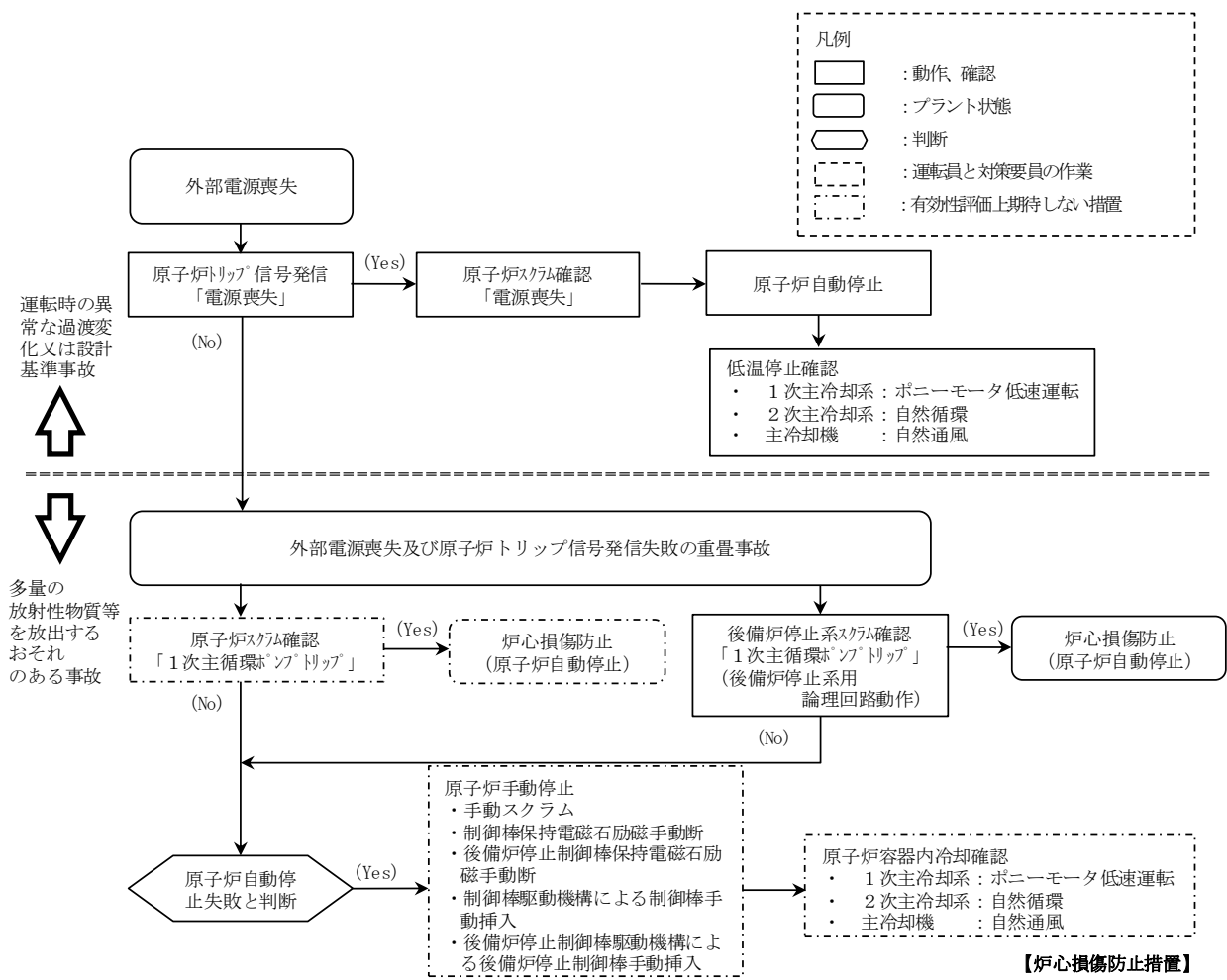
以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.1.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

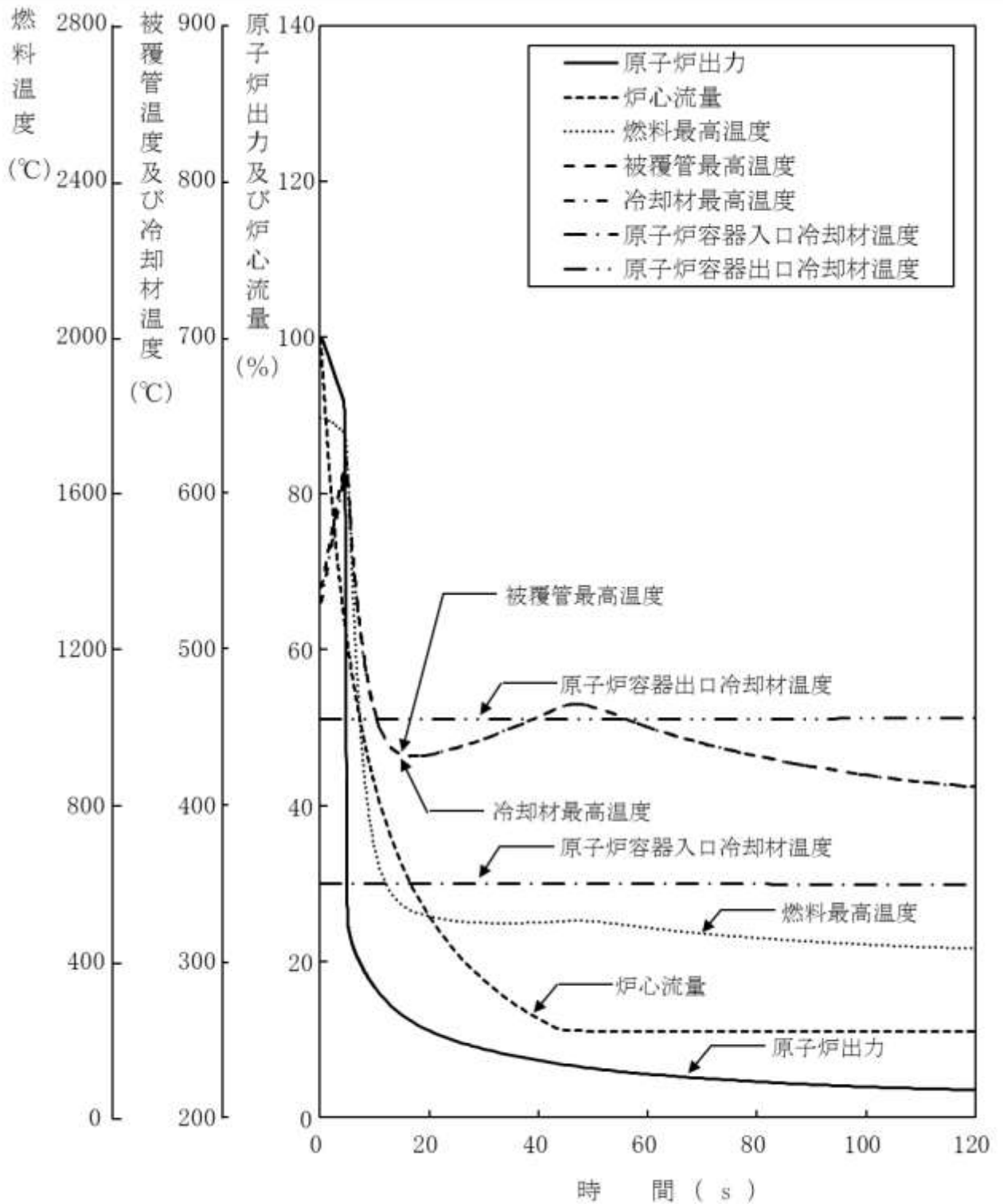
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生の判断	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「1次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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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2.5.1.2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	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断															・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。	
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 2.5.1.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 2.5.1.2 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)

## 2.5.2 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

### (1) 事故の原因及び説明

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失した後、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）が正常に動作しなかったことで、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

### (2) 炉心損傷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における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第2.5.2.1図に示す。本事象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

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. 異常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。

(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に使用する設備等を第2.5.2.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

外部電源喪失及び原子炉保護系（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の手順及び各手順の所要時間を第2.5.2.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

本事象の事象進展及び炉心損傷防止措置は「2.5.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「2.5.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

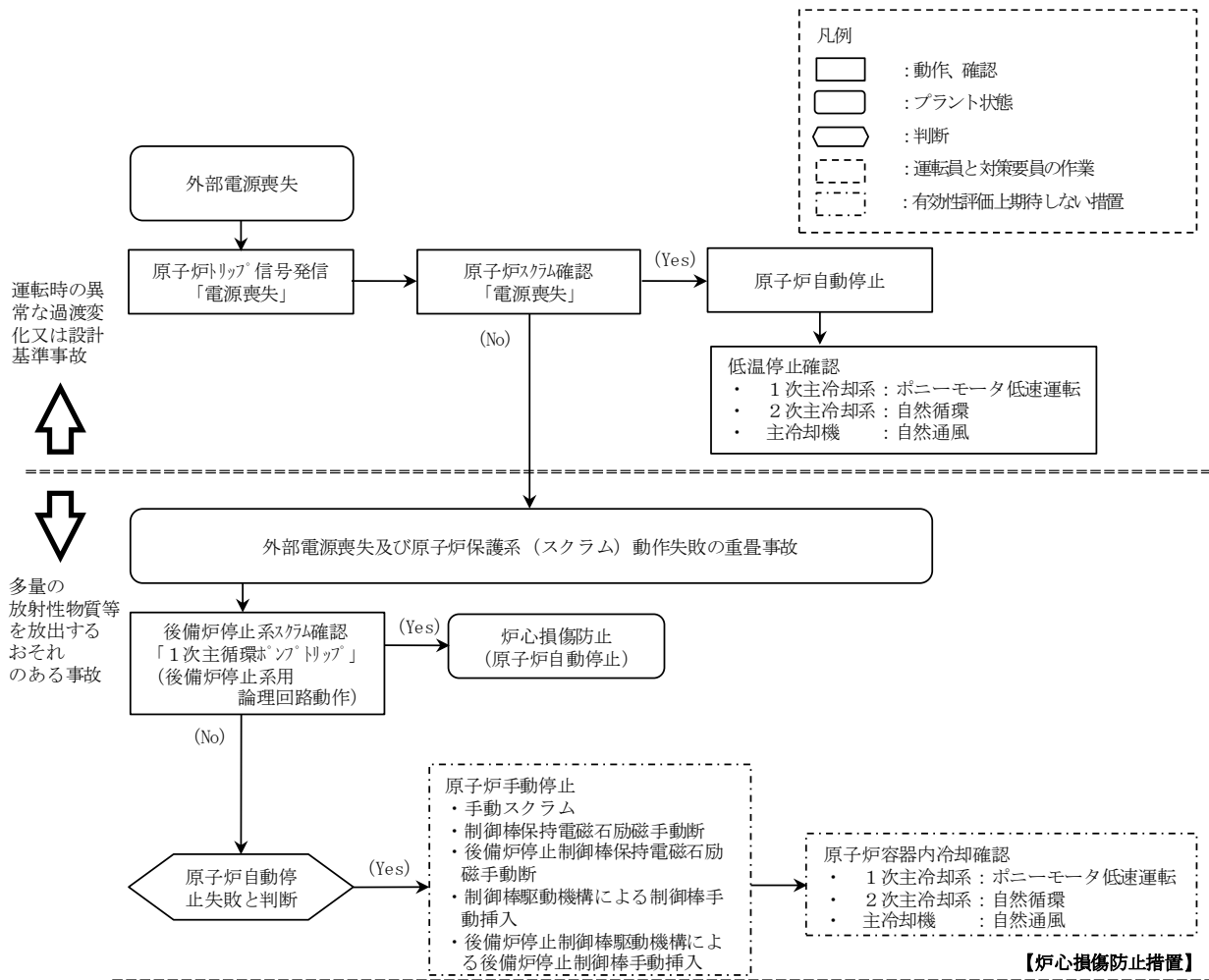
第2.5.2.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

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 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生の判断	・ 「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 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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2.5.2.2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
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																	
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																	・「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 2.5.2.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要

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

### (1) 事故の原因及び説明

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

### (2) 炉心損傷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における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第2.5.3.1図に示す。本事象において、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

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. 異常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。

#### (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に使用する設備等を第2.5.3.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

#### (5) 作業と所要時間

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第2.5.3.2表に示す。

#### (6) 措置の有効性評価

##### a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。

本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。

- i) 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。
- ii) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引抜かれるものとし、それによる反応度添加率は $3.0\phi/s$ とする。
- iii) 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。
- iv) 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。
- v) 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 $464^{\circ}\text{C}$ 、応答時間は3.4秒とする。
- vi) 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する。
- vii) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- viii) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。

##### b. 解析結果

解析結果を第2.5.3.2図に示す。「原子炉出口冷却材温度高」に係る後備炉停止系用論理回路の動作に伴う後備炉停止制御棒の急速挿入により、原子炉は自動停止する。その後、1次主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引継がれ、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約 $1,970^{\circ}\text{C}$ 、約 $570^{\circ}\text{C}$ 、約 $560^{\circ}\text{C}$ にとどまる。

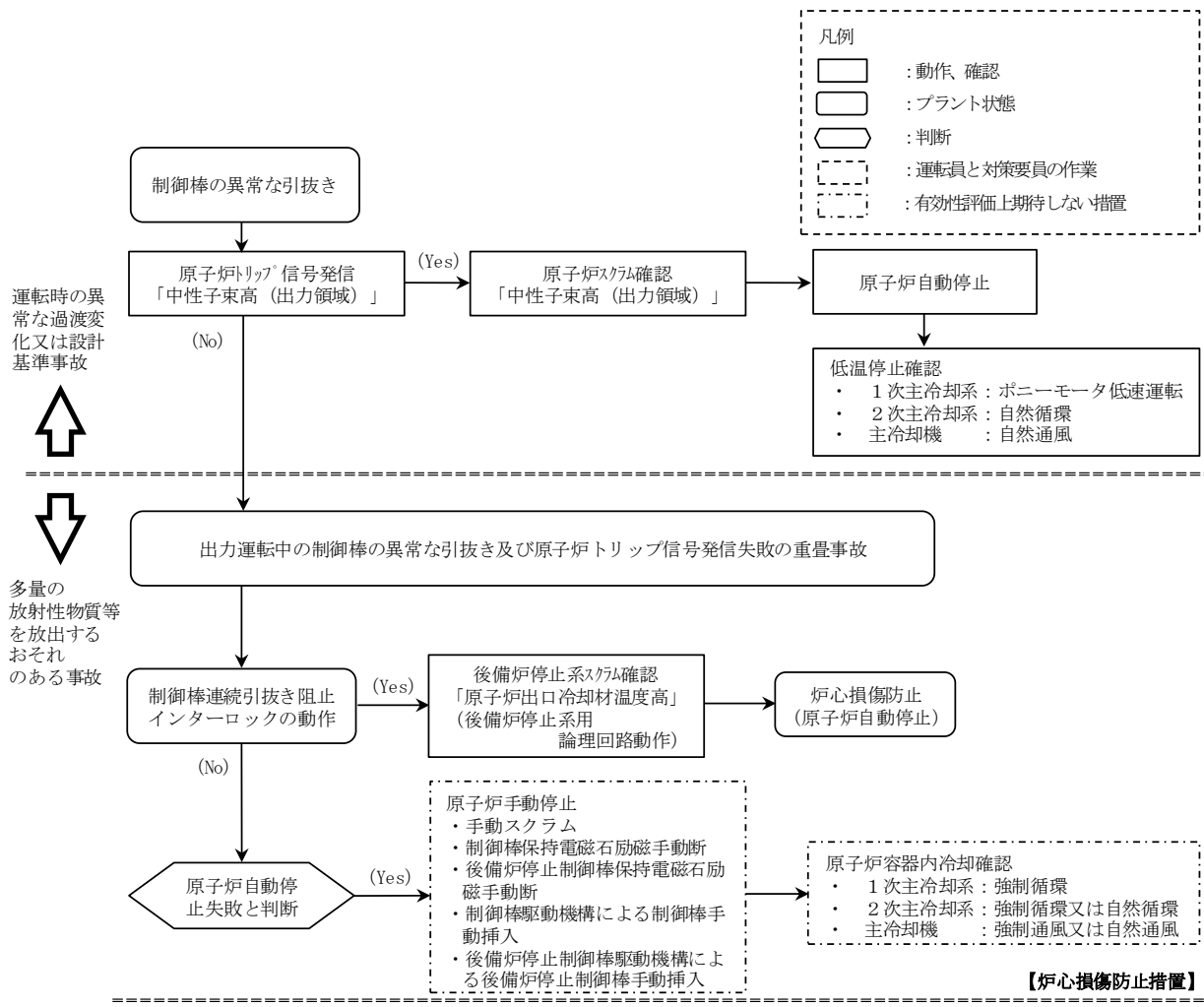
以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.3.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

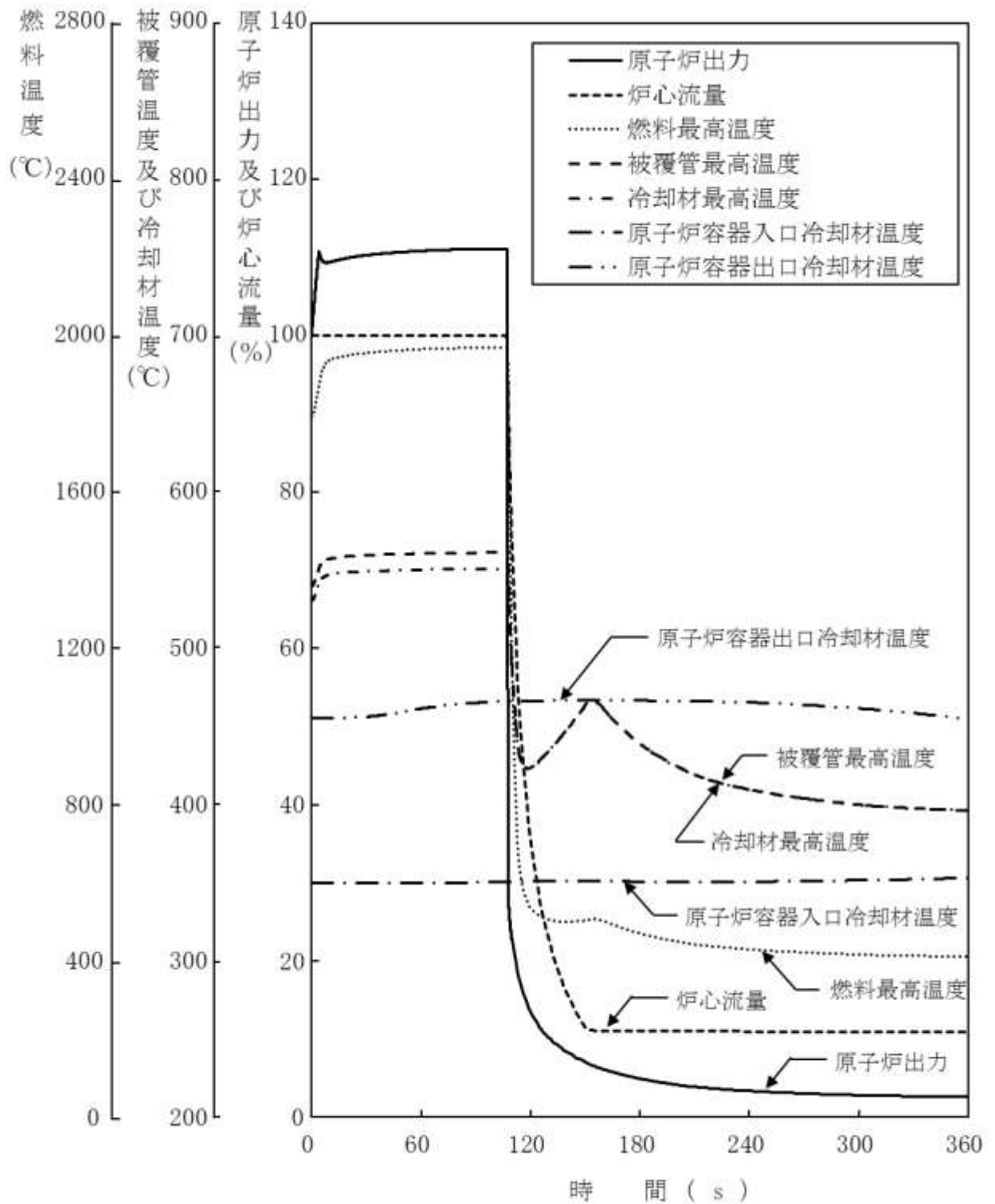
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生の判断	・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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2.5.3.2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			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
		<ul style="list-style-type: none"> <li>▽異常事象発生(制御棒の異常な引抜き)</li> <li>▽事故発生の判断(「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗)</li> <li>▽原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>																
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>・原子炉スクラム確認</li> <li>・事故発生の判断</li> </ul>																・「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 <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認</li> <li>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認</li> <li>・後備炉停止系スクラム確認</li> </ul>																・「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 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>																・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 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉手動停止</li> </ul>																・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 2.5.3.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 2.5.3.2 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)



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

### (1) 事故の原因及び説明

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

### (2) 炉心損傷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における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第2.5.4.1図に示す。本事象において、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

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. 異常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。

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

(5) 作業と所要時間

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（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の手順及び各手順の所要時間を第2.5.4.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

本事象の事象進展及び炉心損傷防止措置は「2.5.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「2.5.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

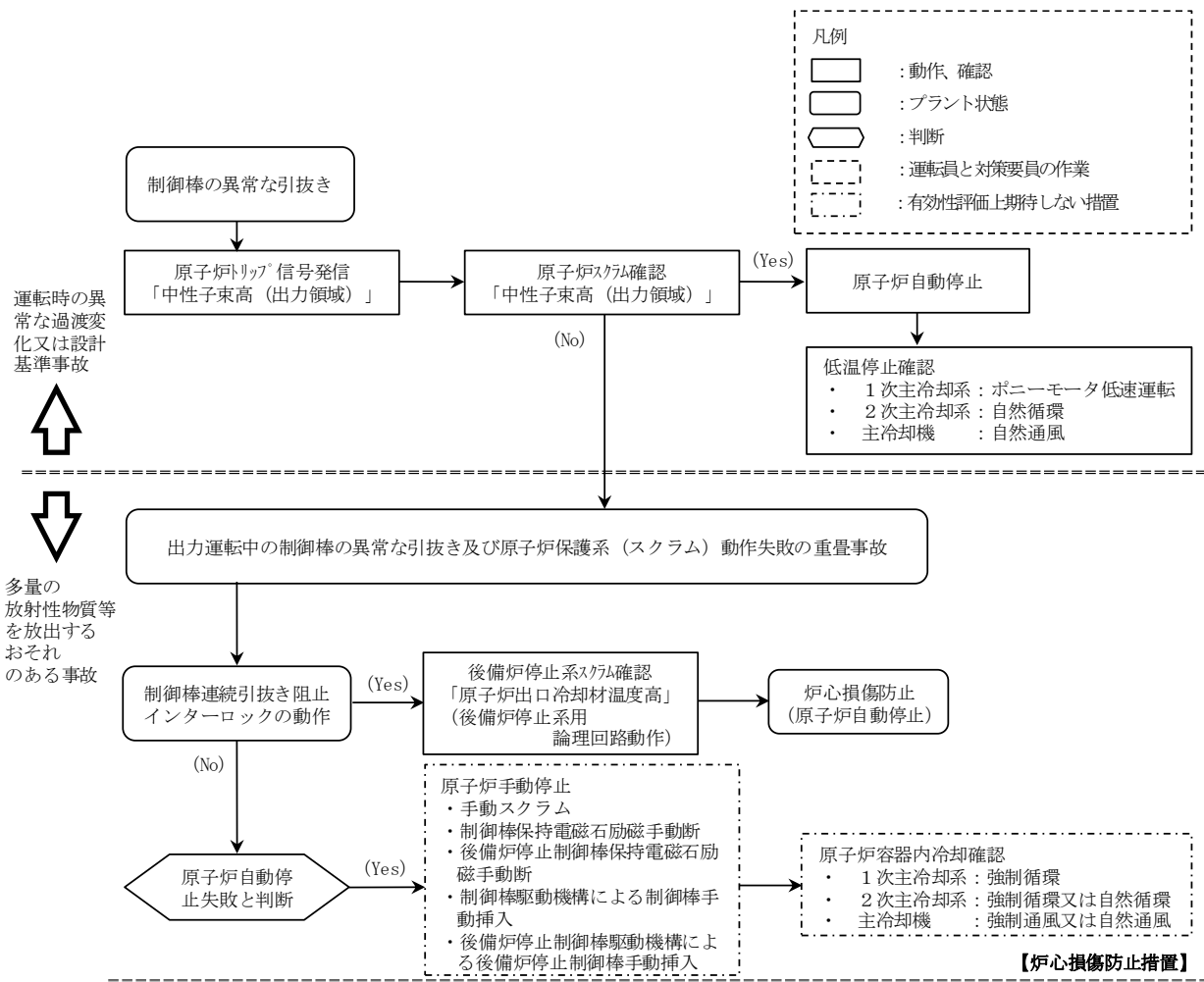
上記の評価結果から、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.4.1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 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 「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 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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2.5.4.2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	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																・「中性子束高(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																・「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																・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 2.5.4.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要

## 2.5.5 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

### (1) 事故の原因及び説明

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次系の冷却材流量が減少した後、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

### (2) 炉心損傷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、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の対応手順の概要を第2.5.5.1図に示す。本事象において、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

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. 異常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。

(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に使用する設備等を第2.5.5.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第2.5.5.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。

本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。

- i) 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。
- ii) 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。
- iii) 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。
- iv) 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。
- v) 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。
- vi) 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する。
- vii) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- viii) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第2.5.5.2図に示す。「原子炉出口冷却材温度高」に係る後備炉停止系用論理回路の動作に伴う後備炉停止制御棒の急速挿入により、原子炉は自動停止する。その後、1次主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引継がれ、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約1,800℃、約550℃、約550℃にとどまる。

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。

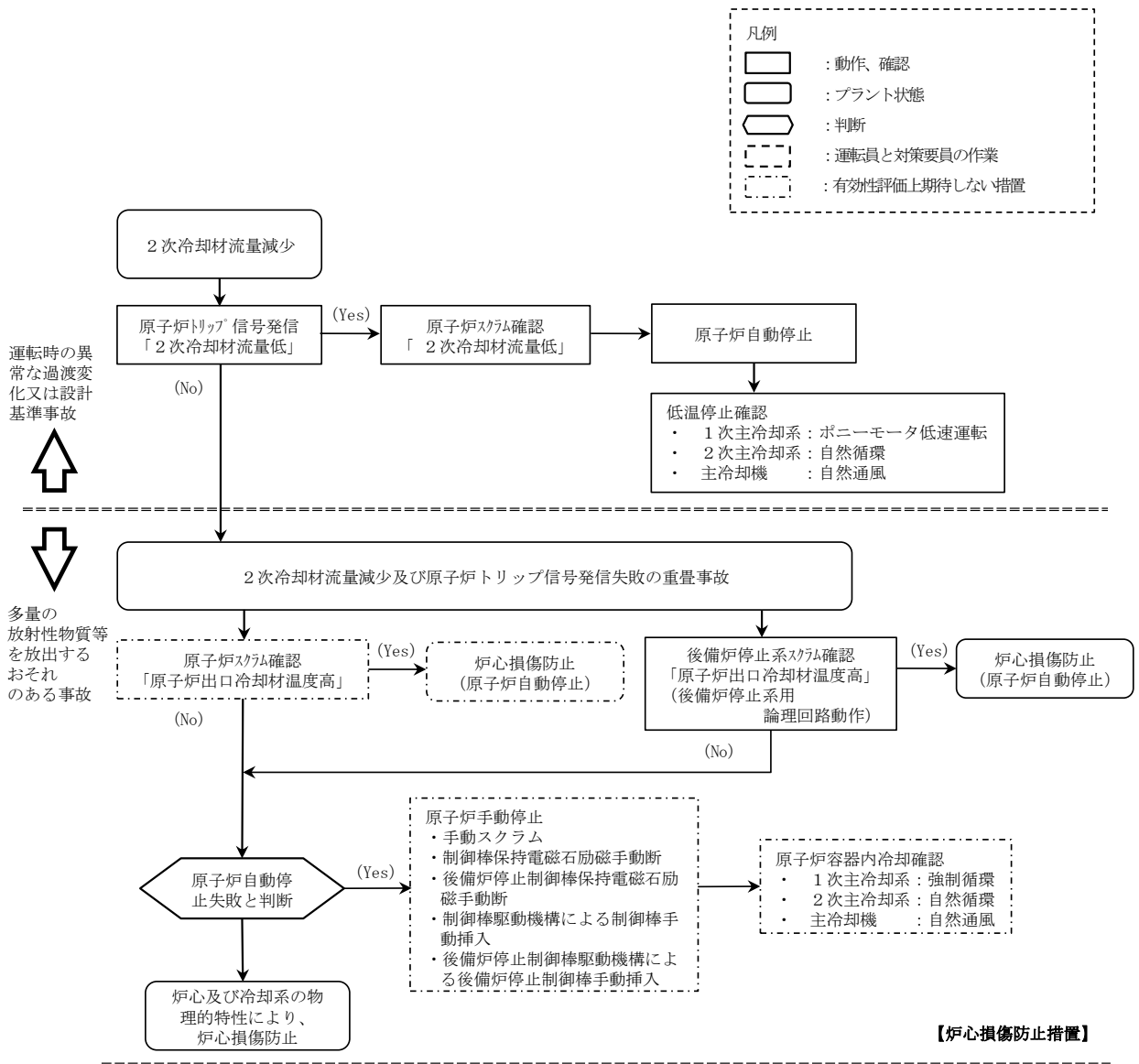
第2.5.5.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

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 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 「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 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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

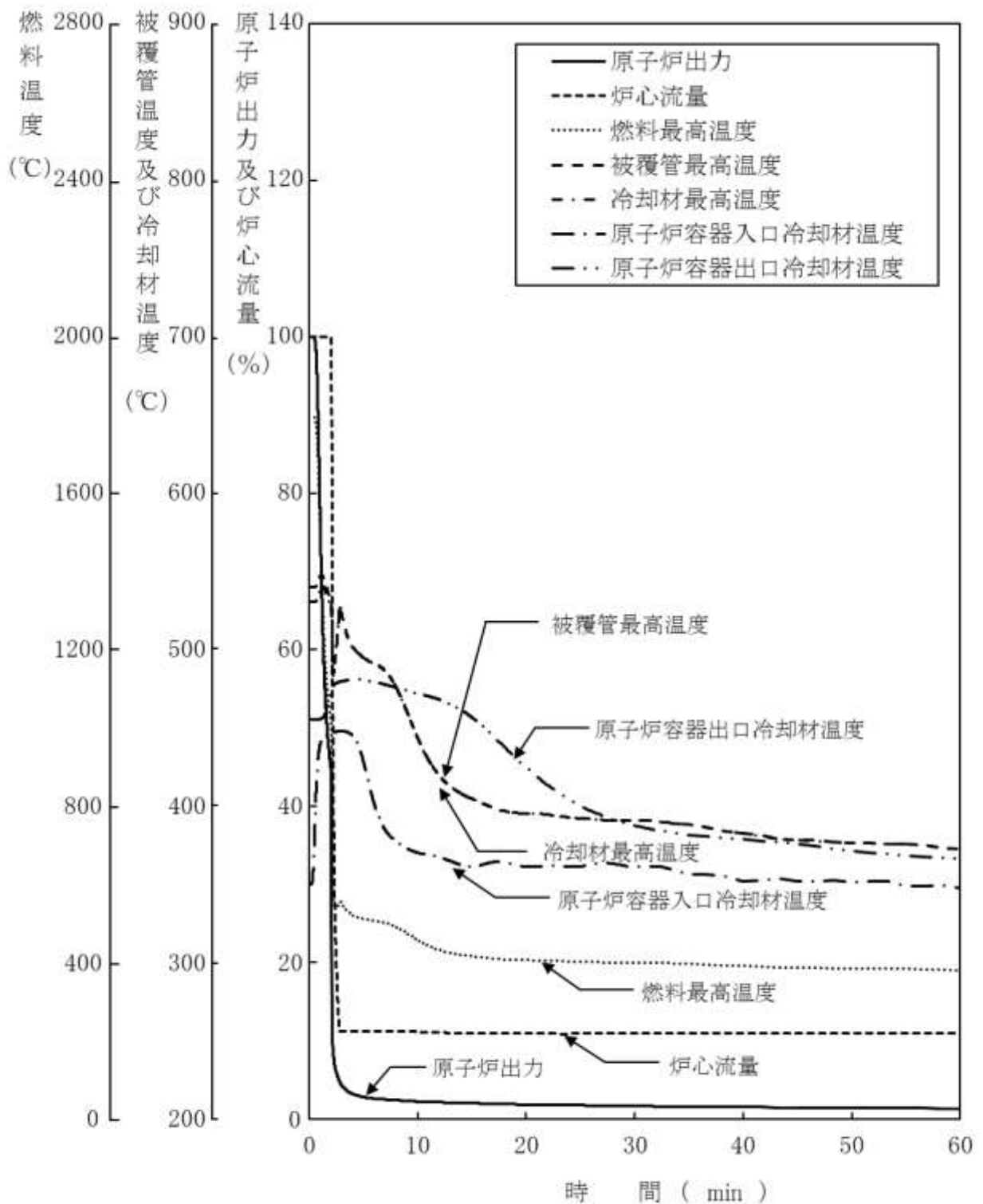


第2.5.5.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
			▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生の判断(「2次冷却材流量低」による 原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																	
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																	・「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																	・「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																	・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 2.5.5.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 2.5.5.2 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)

## 2.5.6 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

### (1) 事故の原因及び説明

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

### (2) 炉心損傷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、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機能がないと仮定した場合でも、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の対応手順の概要を第2.5.6.1図に示す。本事象において、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

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. 異常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。

(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に使用する設備等を第2.5.6.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（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の手順及び各手順の所要時間を第2.5.6.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

本事象の事象進展及び炉心損傷防止措置は「2.5.5 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「2.5.5 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

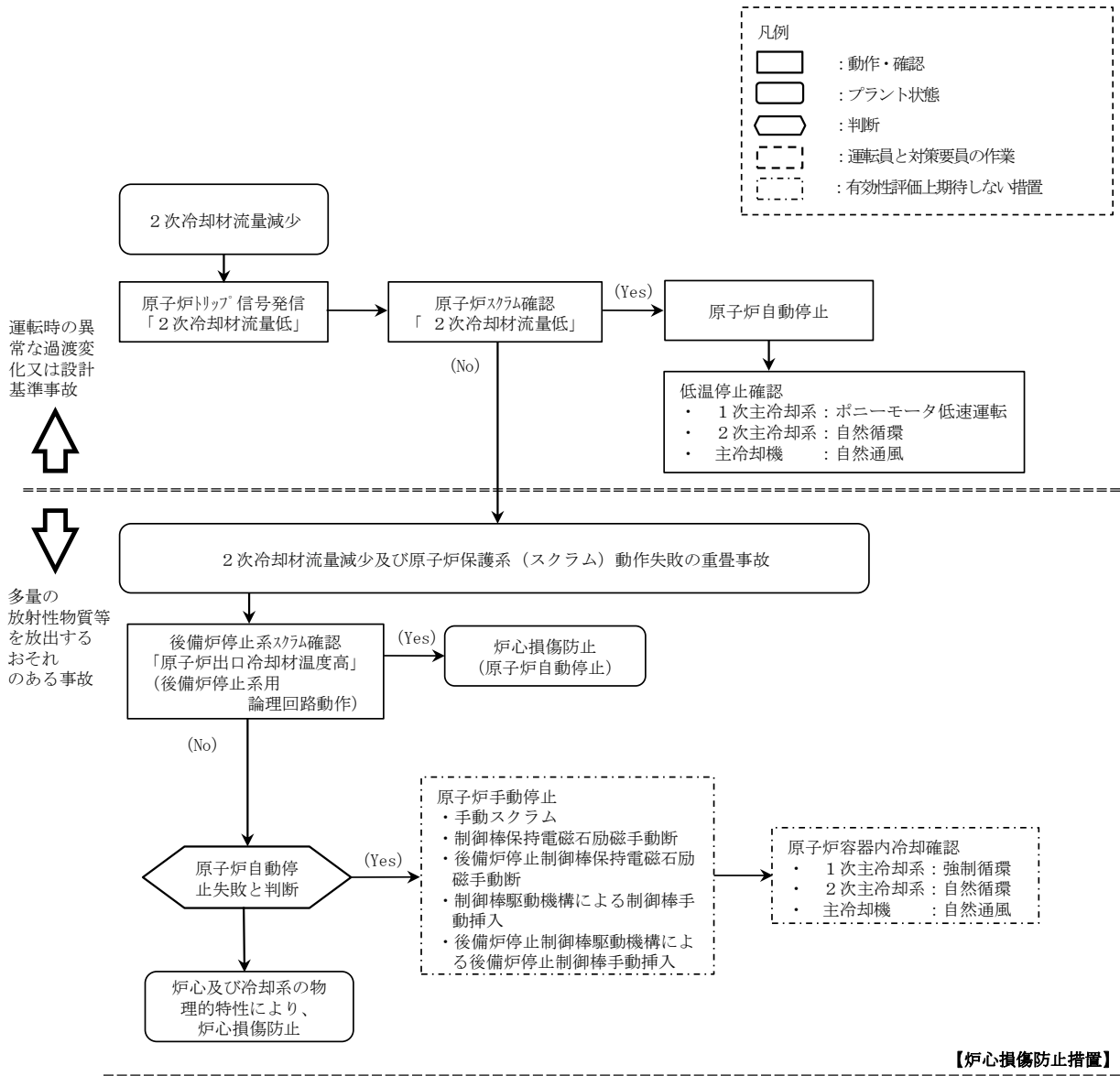
上記の評価結果から、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.6.1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 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生の判断	・ 「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 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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2.5.6.2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			
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																
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																・「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																・「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																・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 2.5.6.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



## 2.5.7 1次冷却材漏えい（2箇所）事故

### （1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（2箇所）事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、リークジャケット又は配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。ここでは、事故が発生した場合における炉心損傷防止措置が少ない点に着眼し、1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管（内側及び外側）とする。

### （2）炉心損傷防止措置の基本的な考え方

1次冷却材漏えい（2箇所）事故では、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（2箇所）事故では、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（2箇所）事故における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第2.5.7.1図に示す。本事象において、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

1次冷却材漏えい（2箇所）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。

### （4）資機材

1次冷却材漏えい（2箇所）事故における炉心損傷防止措置に使用する設備等を第2.5.7.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

### （5）作業と所要時間

1次冷却材漏えい（2箇所）事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第2.5.7.2表に示す。

### （6）措置の有効性評価

- a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。

本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。

- i) 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。
- ii) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは42mm<sup>2</sup>とする。
- iii) 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。
- iv) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はN s L-100mm、応答時間は0.4秒とする。
- v) 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、補助冷却設備により崩壊熱を除熱するものとする。
- vi) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- vii) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

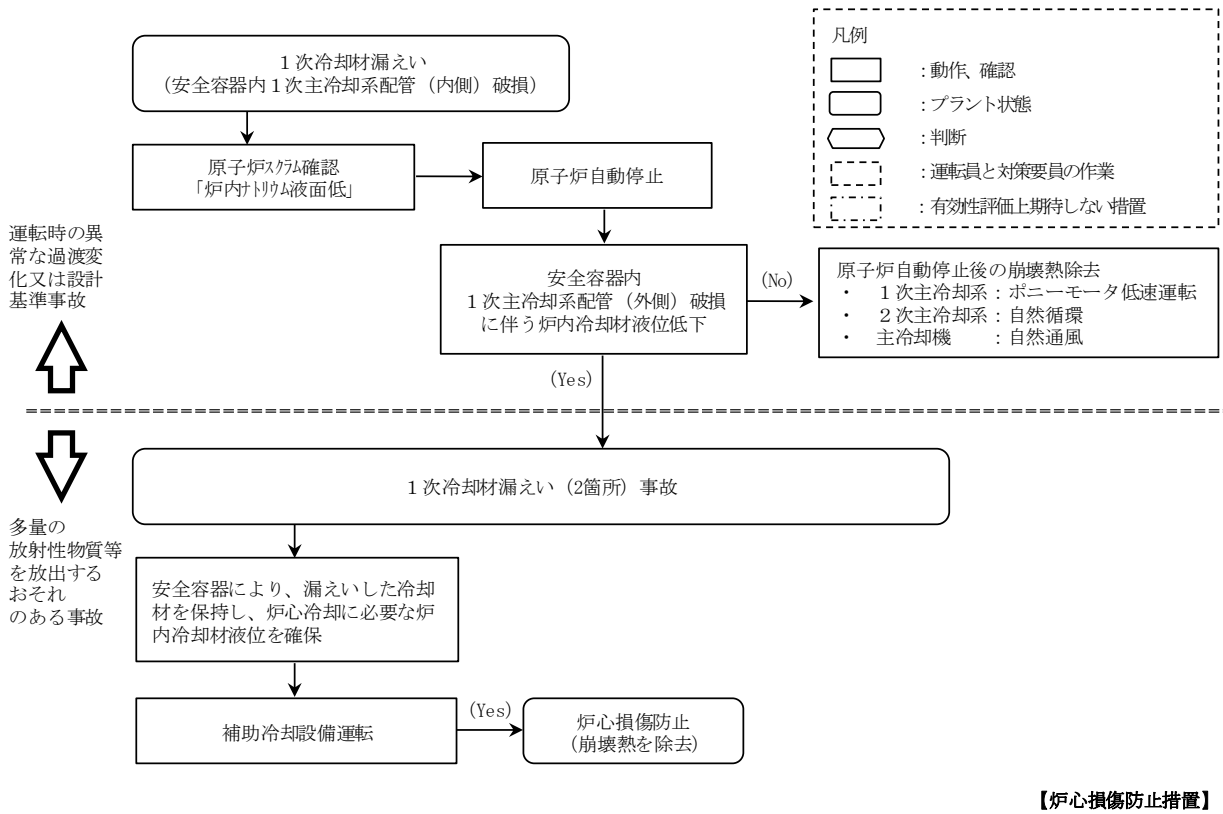
解析結果を第 2.5.7.2 図及び第 2.5.7.3 図に示す。事象発生の約 7 時間後の 2 ループのポニーモータによる低速運転停止後は、補助冷却設備による冷却により崩壊熱は安定的に除去され、炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約 550℃、約 540℃にとどまる。

以上より、1次冷却材漏えい（2 箇所）事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

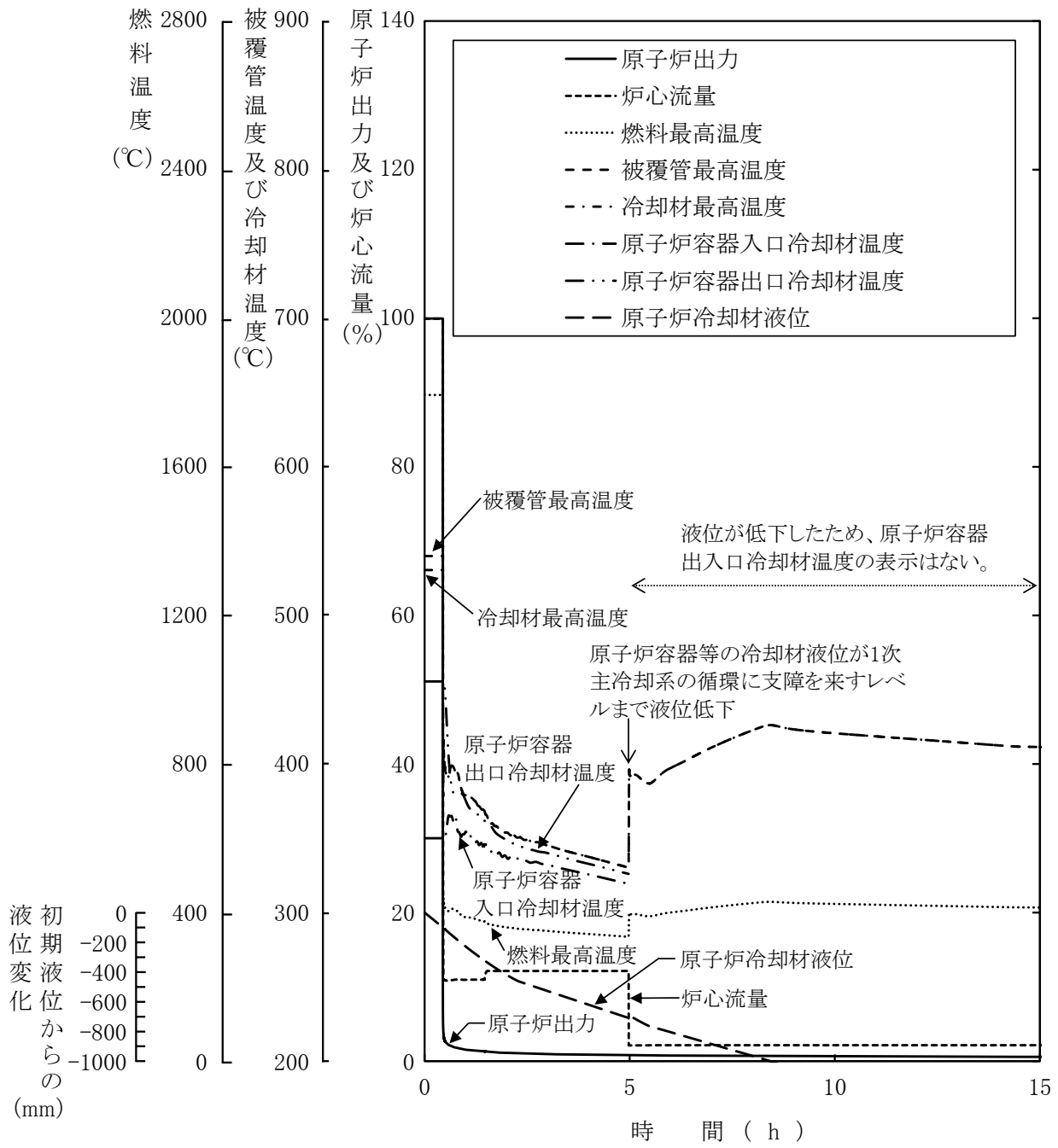
第2.5.7.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 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 関連するプロセス計装
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 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 関連するプロセス計装

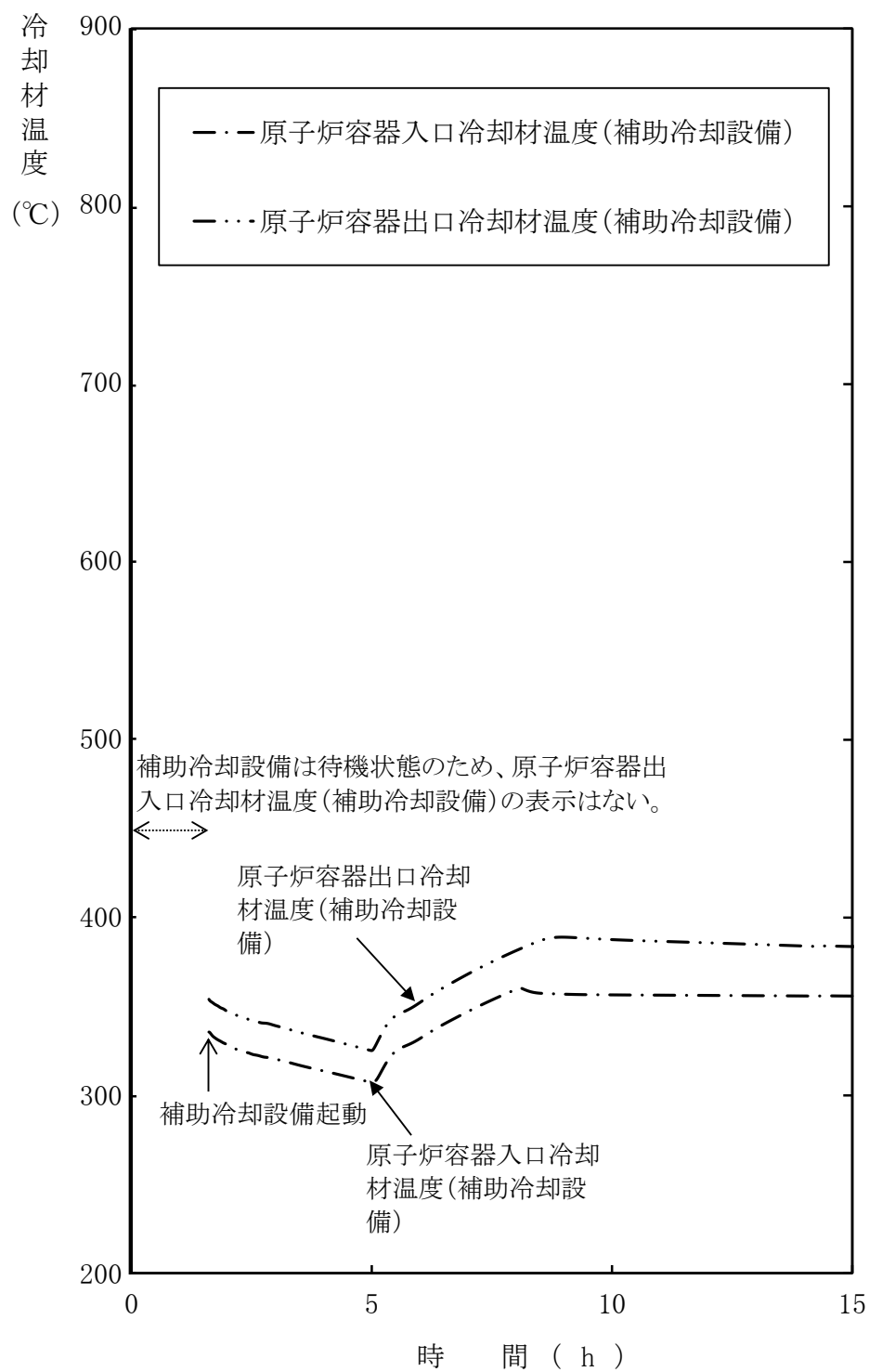




第 2.5.7.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 2.5.7.2 図 1 次冷却材漏えい (2 箇所) 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 2.5.7.3 図 1 次冷却材漏えい (2 箇所) 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)

## 2.5.8 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

### (1) 事故の原因及び説明

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、2次冷却材の漏えいが生じ、原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象として考える。

### (2) 炉心損傷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。

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の対応手順の概要を第2.5.8.1図に示す。本事象において、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

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。

### (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に使用する設備等を第2.5.8.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

### (5) 作業と所要時間

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第2.5.8.2表に示す。

### (6) 措置の有効性評価

#### a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。

本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。



- i) 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。
  - ii) 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。
  - iii) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 365℃、応答時間は 0.4 秒とする。
  - iv) 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。
  - v) 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。
  - vi) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
  - vii) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。
- b. 解析結果

解析結果を第 2.5.8.2 図に示す。1 ループの自然循環による冷却により崩壊熱は安定的に除去され、炉心の被覆管最高温度は約 750℃であり、熱設計基準値に対しても十分に余裕がある。また、炉心の冷却材最高温度は約 750℃であり、冷却材温度は沸点に達しない。

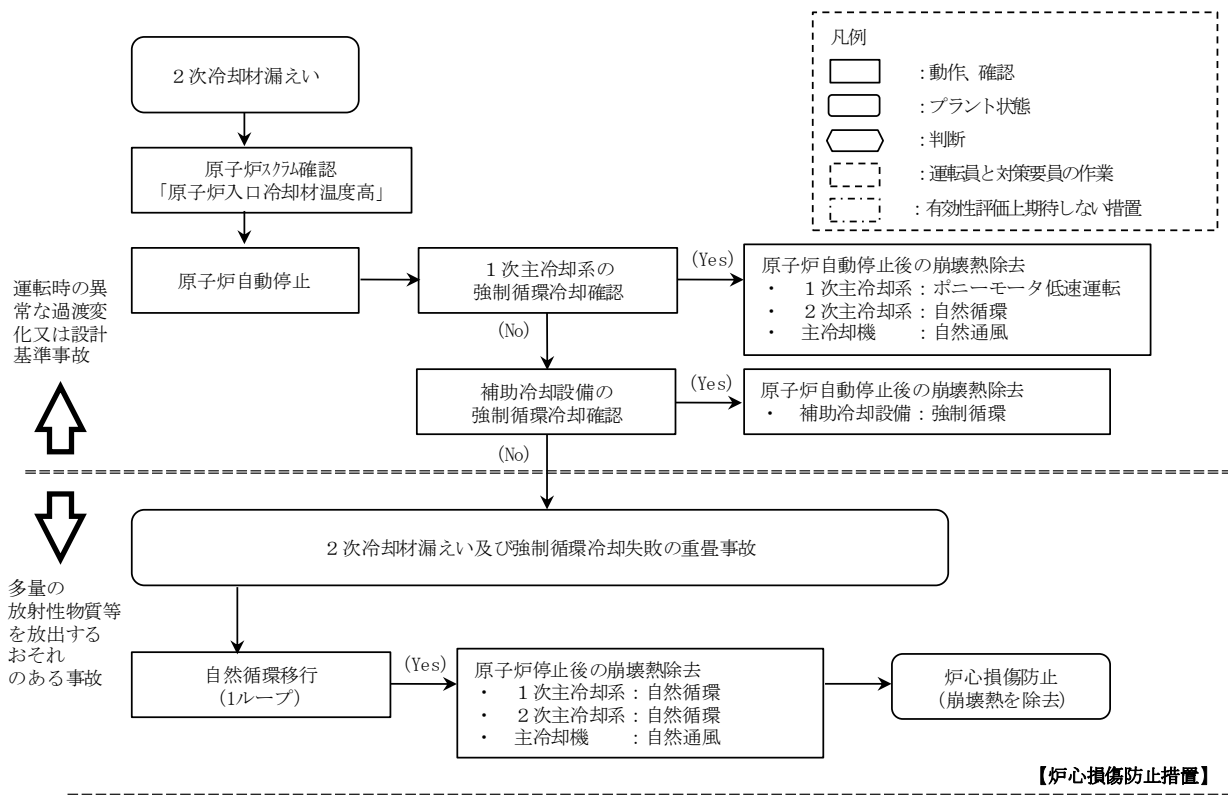
以上より、2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.8.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

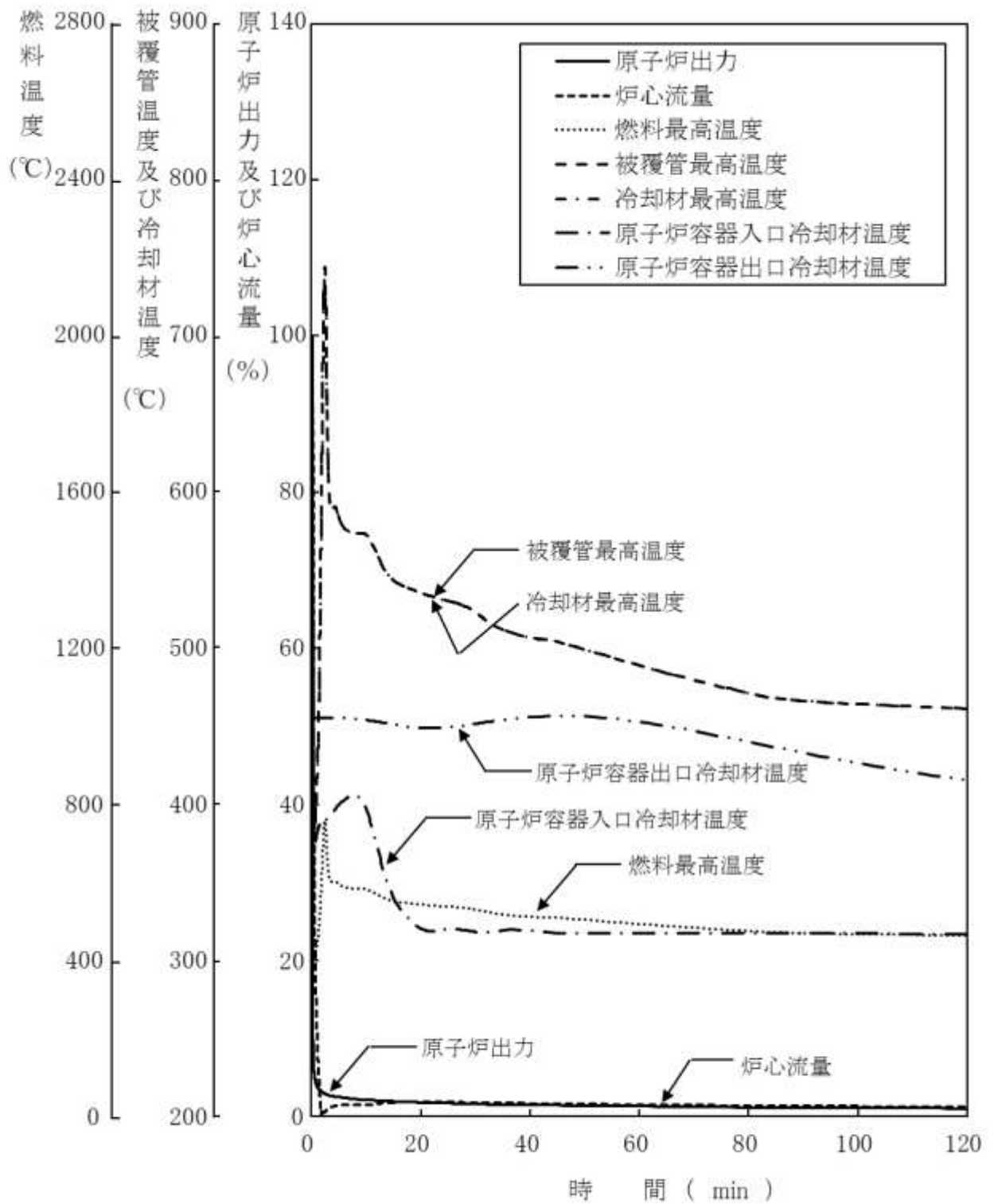
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
自然循環移行 (1ループ)	・ 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装

第2.5.8.2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	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	[Shaded bar]																					
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded bar]																・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。 ・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。					
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断	[Shaded bar]																					
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行(1ループ)	[Shaded bar]																・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。					



第 2.5.8.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 2.5.8.2 図 2 次冷却材漏えい及び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)

## 2.5.9 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

### (1) 事故の原因及び説明

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象として考える。

### (2) 炉心損傷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。

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の対応手順の概要を第2.5.9.1図に示す。本事象において、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

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。

### (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に使用する設備等を第2.5.9.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

### (5) 作業と所要時間

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の手順及び各手順の所要時間を第2.5.9.2表に示す。

### (6) 措置の有効性評価

#### a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。

本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。

- i) 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。
- ii) 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。
- iii) 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。
- iv) 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。
- v) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- vi) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 2.5.9.2 図に示す。自然循環による冷却により崩壊熱は安定的に除去され、炉心の被覆管最高温度は約 650℃であり、熱設計基準値に対しても十分に余裕がある。また、炉心の冷却材最高温度は約 650℃であり、冷却材温度は沸点に達しない。

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。

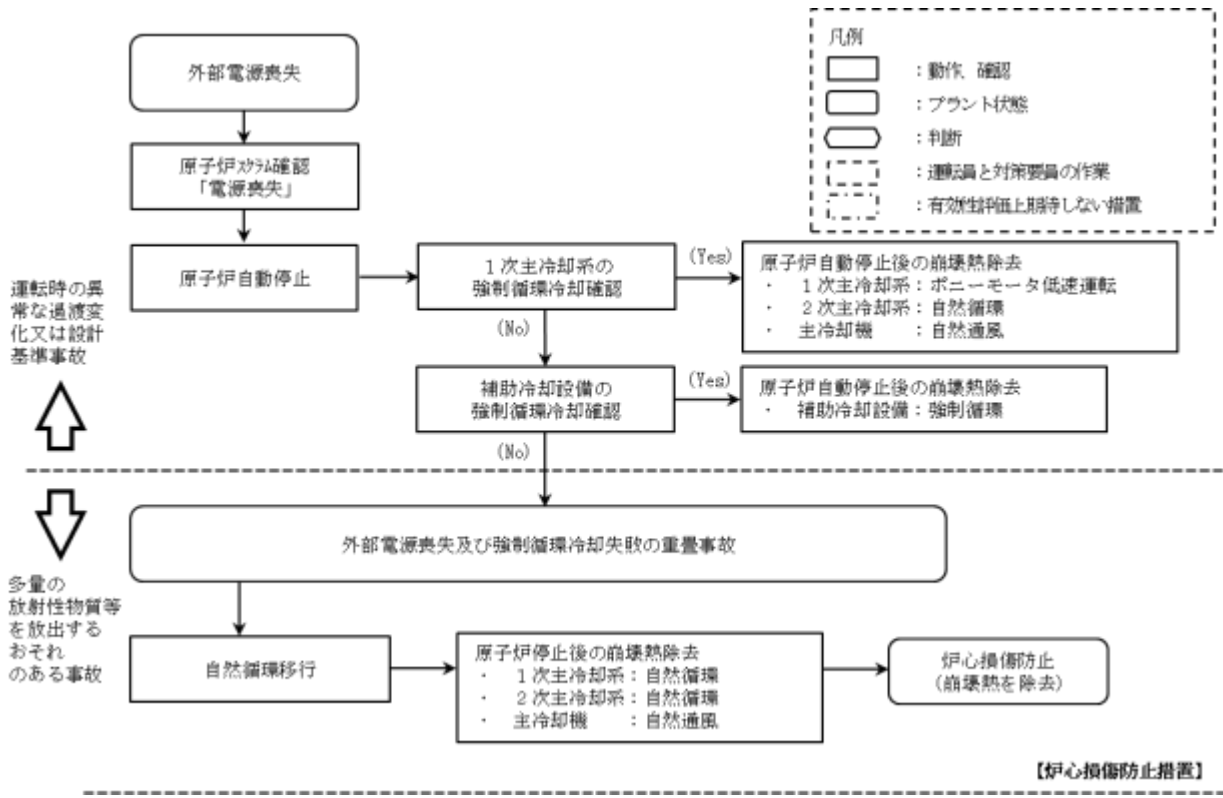
第2.5.9.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

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	・ 「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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装

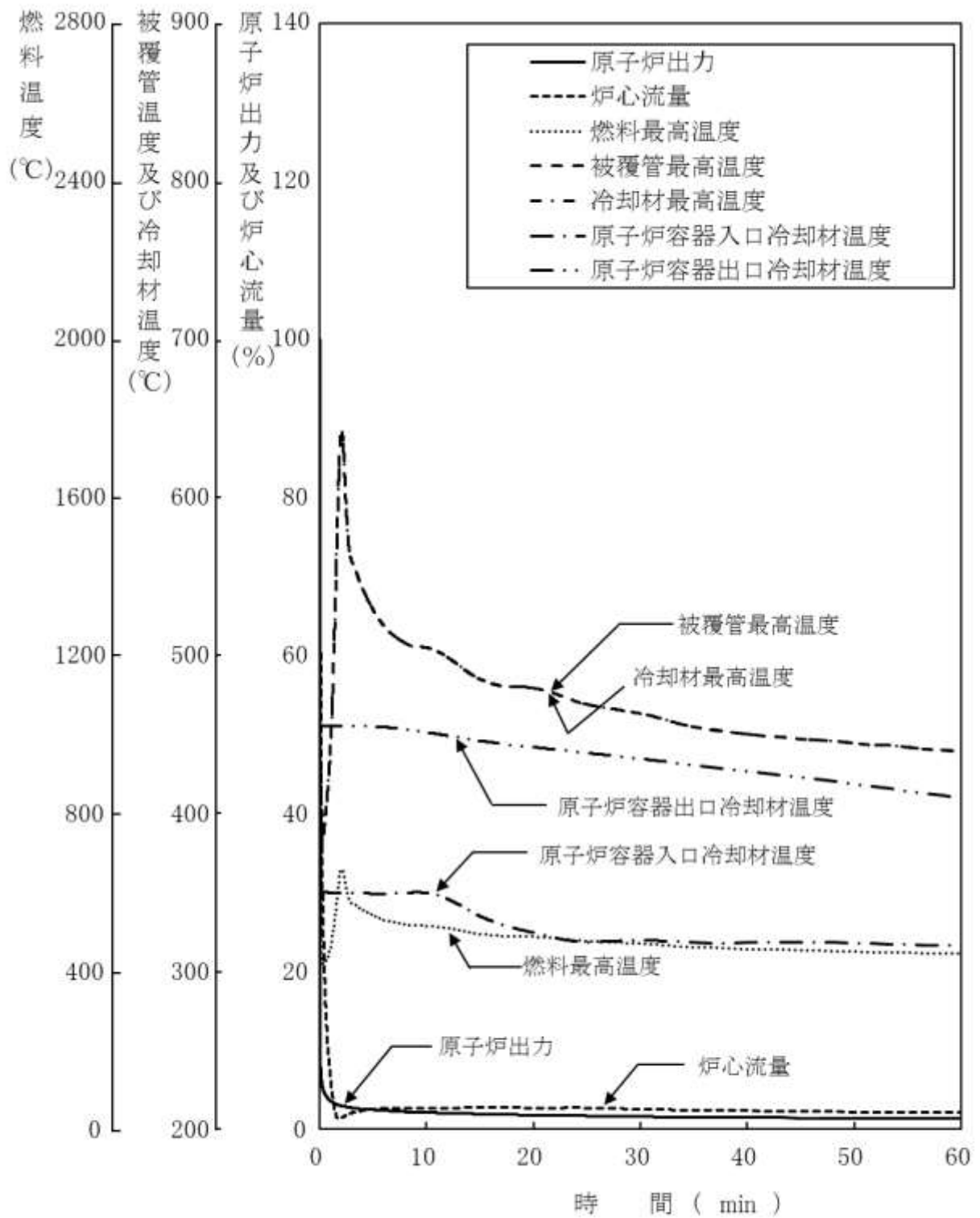


第2.5.9.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)													備考
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														
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、B	2 ・事故発生時の判断													・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													・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 2.5.9.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 2.5.9.2 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)

## 2.5.10 全交流動力電源喪失事故

### (1) 事故の原因及び説明

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

### (2) 炉心損傷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。

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第2.5.10.1図に示す。本事象において、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

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。

### (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に使用する設備等を第2.5.10.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。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の手順及び各手順の所要時間を第2.5.10.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

本事象の事象進展及び炉心損傷防止措置は「2.5.9 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「2.5.9 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。

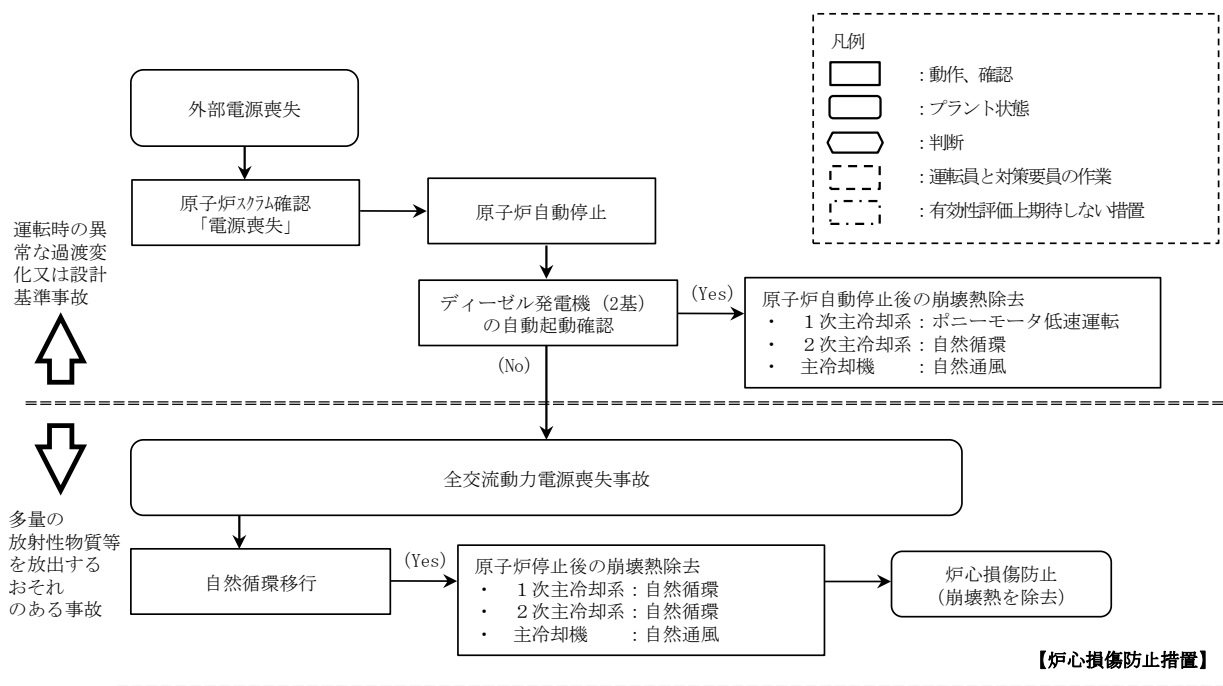
上記の評価結果から、全交流動力電源喪失事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.10.1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	・ 「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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 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。	—	—	① 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 仮設計器	① 関連するプロセス計装

第2.5.10.2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(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗)																	
			当直長	・運転操作指揮	[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。 ・ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗を確認する。	
	運転員A、D	2	・事故発生の判断	[Shaded]																
炉心損傷防止措置	運転員A、B、C、D	4	・自然循環移行	[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。 ・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 2.5.10.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



## 2.5.11 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

### （1）事故の原因及び説明

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

### （2）炉心損傷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。したがって、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故では、燃料要素が破損し、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た場合に、燃料破損検出系により当該破損を検出し、運転員が手動で原子炉を停止することで、炉心の著しい損傷を防止する。

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の対応手順の概要を第2.5.11.1図に示す。本事象において、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）を起点とする。

### （3）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、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- 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スパイラルワイヤを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- c. 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。
- 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。

### （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に使用する設備等を第

2.5.11.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第2.5.11.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

a. 解析条件

計算コードASFREにより解析する。

本事象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。

- i) 流路閉塞前の燃料最高温度及び被覆管最高温度は、それぞれ、2,350℃及び620℃とする。
- ii) 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た場合を想定する。
- iii) 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。
- iv) 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。
- v) 閉塞部の厚みは、スパイラルワイヤ巻きピッチ（209mm）の1/3とする。
- vi) 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、10,000W/m<sup>2</sup>Kとする。
- vii) 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による低速運転により、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。
- viii) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- ix) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

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

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、クリーブ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ブ破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出されることで、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2.5.11.2図に示す。被覆管最高温度は、約800℃まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。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た場合、燃料破損

検出系による監視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く、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終息する。

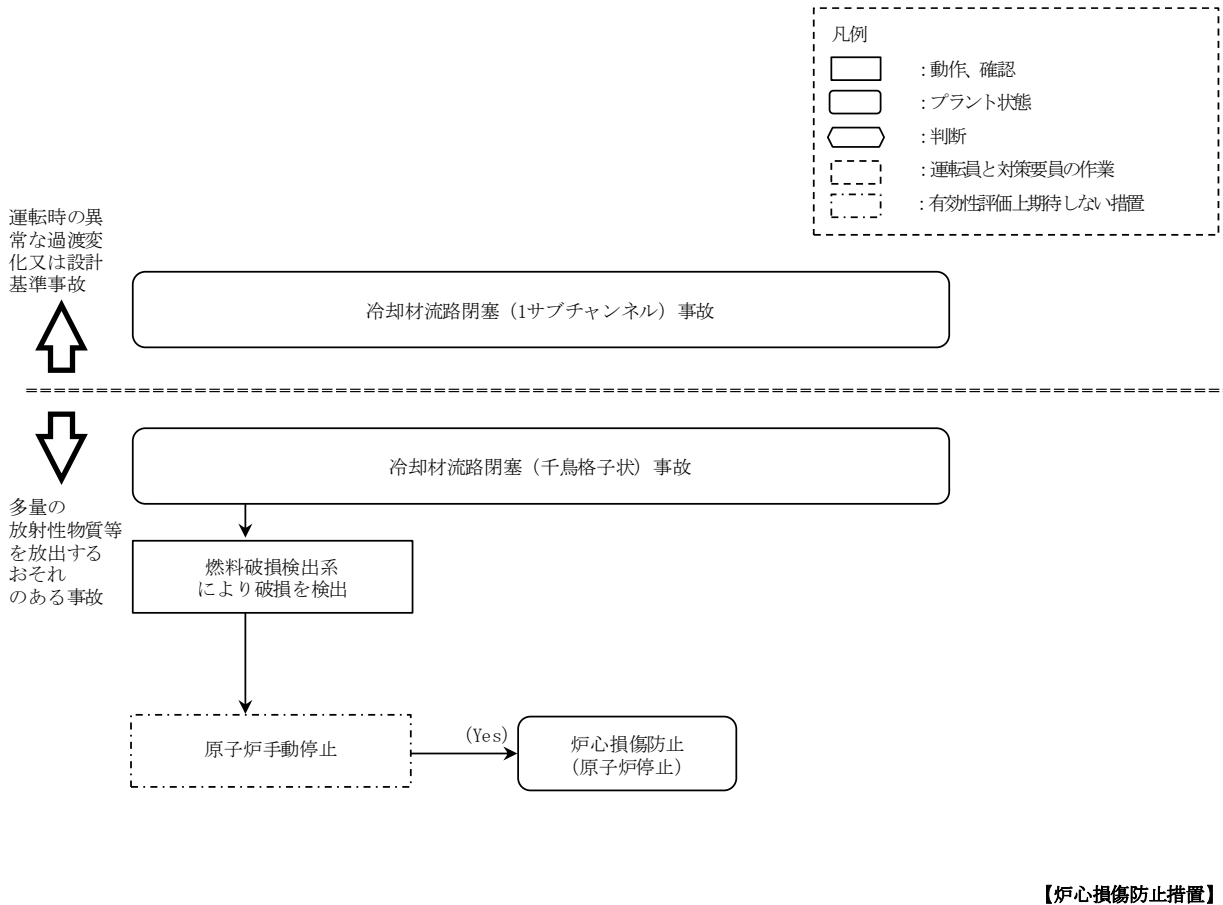
以上より、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても、炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.11.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

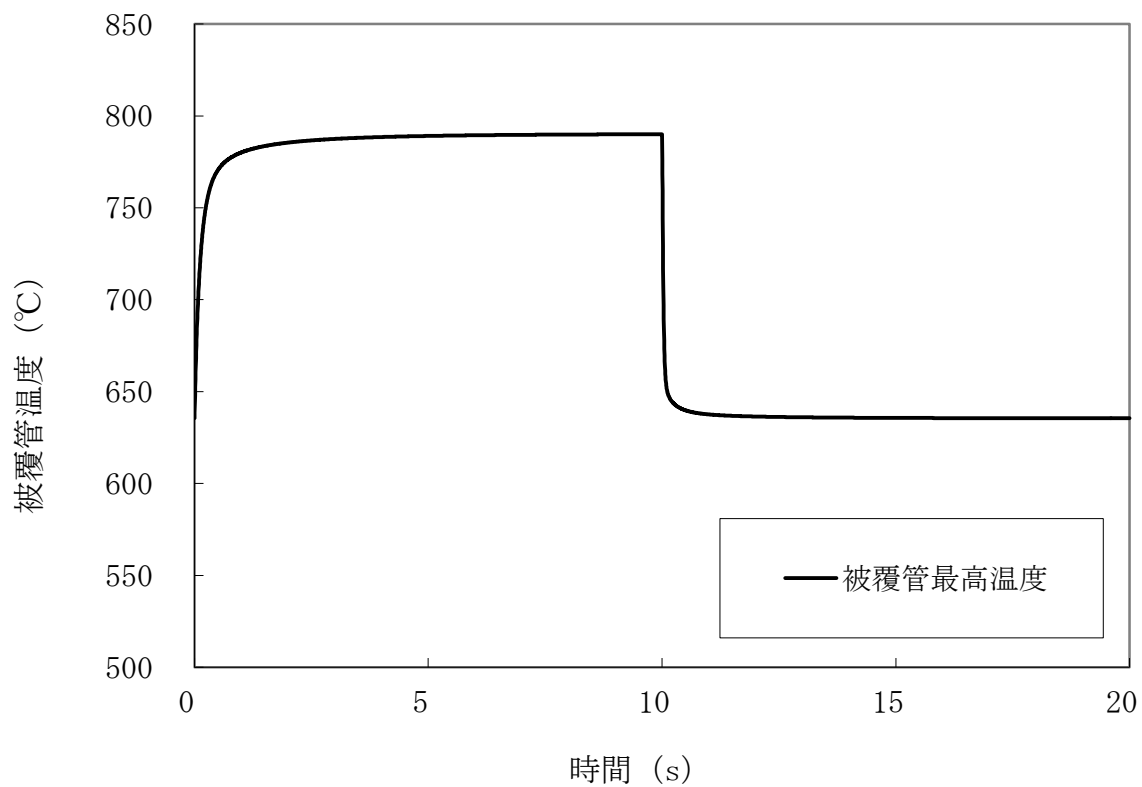
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事故発生 の判断 (燃料破損検出系 による破損の検出)	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料破損検出系（カバーガス法燃料破損検出設備）により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。</li> </ul>	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉 手動停止	<ul style="list-style-type: none"> <li>手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 制御棒</li> <li>② 制御棒駆動系</li> <li>③ 後備炉停止制御棒</li> <li>④ 後備炉停止制御棒駆動系</li> </ul>	—	① 関連する核計装

第2.5.11.2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
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	10	20	30	40	50	60	90	120	180	240			
			▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生の判断 (燃料破損検出系による破損の検出)												
	当直長	・運転操作指揮													
状況判断	運転員A、D	2 ・事故発生の判断													
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止													



第 2.5.11.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 2.5.11.2 図 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故  
 (核分裂生成ガスジェット衝突時の隣接燃料被覆管の温度推移)

## 2.6 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 53 条）への適合性説明

（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）

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

### 適合のための設計方針

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

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

#### （1）炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）

- a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

#### （2）過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）

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

#### （3）除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）

- a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

#### （4）原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）

- a. 1次冷却材漏えい（2箇所）事故

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

- a. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- b. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

#### （6）全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)

- a. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故



(7) 局所的燃料破損 (LF)

a. 冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故

想定した事象において、炉心損傷防止措置により、炉心の著しい損傷は防止され、多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じている。

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に対する  
炉心損傷防止措置

第1表 評価事故シーケンスに対する炉心損傷防止措置

事象グループ	評価事故シーケンス	炉心損傷防止措置
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
	外部電源喪失及び 原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故	
過出力時 原子炉停止機能喪失 (UTOP)	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	制御棒連続引抜き阻止インターロック、 代替原子炉トリップ信号(「原子炉出口冷却材温度高」)、 後備炉停止系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び 原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故	
除熱源喪失時 原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	2次冷却材流量減少及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	代替原子炉トリップ信号(「原子炉出口冷却材温度高」)、 後備炉停止系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止
	2次冷却材流量減少及び 原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故	
原子炉容器液位確保 機能喪失による 崩壊熱除去機能喪失 (LORL)	1次冷却材漏えい(2箇所)事故	冷却材の安全容器内保持及び補助冷却設備による強制循環冷却
交流動力電源が存在し、 かつ原子炉容器液位が確 保された状態での崩壊熱 除去機能喪失(PLOHS)	2次冷却材漏えい及び 強制循環冷却失敗の重畳事故	主冷却系(1ループ)による自然循環冷却
	外部電源喪失及び 強制循環冷却失敗の重畳事故	主冷却系(2ループ)による自然循環冷却
全交流動力電源喪失 による強制循環冷却 機能喪失(SBO)	全交流動力電源喪失(外部電源喪失及び ディーゼル発電機起動失敗)事故	主冷却系(2ループ)による自然循環冷却
局所的燃料破損 (LF)	冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故	燃料破損検出系による異常検知及び 手動スクラムによる原子炉停止

## 解析にあたって考慮する事項

#### 1. 解析にあたって考慮する事項

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

#### 2. 安全機能の喪失に対する仮定

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

#### 3. 外部電源喪失に対する仮定

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

#### 4. 単一故障に対する仮定

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

#### 5. 運転員の操作時間に対する仮定

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

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

2. 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP) に対する手順

本事象グループに対する炉心損傷防止措置に係る手順は、1. と同じである。

3. 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS) に対する手順

本事象グループに対する炉心損傷防止措置に係る手順は、1. と同じである。

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) 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、冷却材の安全容器内保持及び補助冷却設備による崩壊熱除去の監視である。

補助冷却設備による崩壊熱除去の監視手順を添付 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 の判断、主冷却系自然循環による崩壊熱除去の監視である。

主冷却系自然循環による崩壊熱除去の監視手順を添付 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。

SBO 時の自然循環冷却による崩壊熱の除去手順を添付 3 に、仮設電源設備の敷設手順を添付 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、SBO 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添付 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に影響緩和策に割り当てることができる。

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

### (1) 見学者等の避難の手順

#### ①「常陽」原子炉施設

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

#### ②大洗研究所

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

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



避難までの流れは、まずは、屋内退避を指示し、施設毎に人員掌握を行う。

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

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

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

## (2) 緊急作業従事者の被ばく管理

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

中央制御室の居住性については、「常陽」の炉心損傷に至る事象の放射性物質等の放出量は低く抑制されることから、設置許可基準規則の第 50 条の原子炉制御室等への適合性で説明したとおり、中央制御室の換気設備の隔離により確保される（「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）第 50 条（原子炉制御室等）に係る説明書」参照）。しかしながら、運転員の被ばく低減に努めるため、万一の中央制御室空調再循環運転機能の喪失を想定し、放出された放射性物質等による運転員等への被ばくから防護するために、チャコールフィルタ付の半面マスク及び全面マスク等の保護具を整備する。

## 1. 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失時の補助冷却設備による崩壊熱除去の監視の手順

### 1.1 操作手順

- (1) 当直長は、1次主冷却系からのナトリウム漏えいが発生した場合、原子炉の自動スクラムを確認する。また、2箇所以上のナトリウム漏えい検出器が作動する等、ナトリウム漏えいが発生していると判断され、原子炉の自動スクラムに至っていない場合には、運転員に手動スクラムを実施させる。
- (2) 炉内ナトリウム液面がN s L（原子炉容器通常ナトリウム液位）-320mm（G L-6420mm）まで低下した場合に、1次補助冷却系循環ポンプが自動起動し、定格流量約56t/h（約65m<sup>3</sup>/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。





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

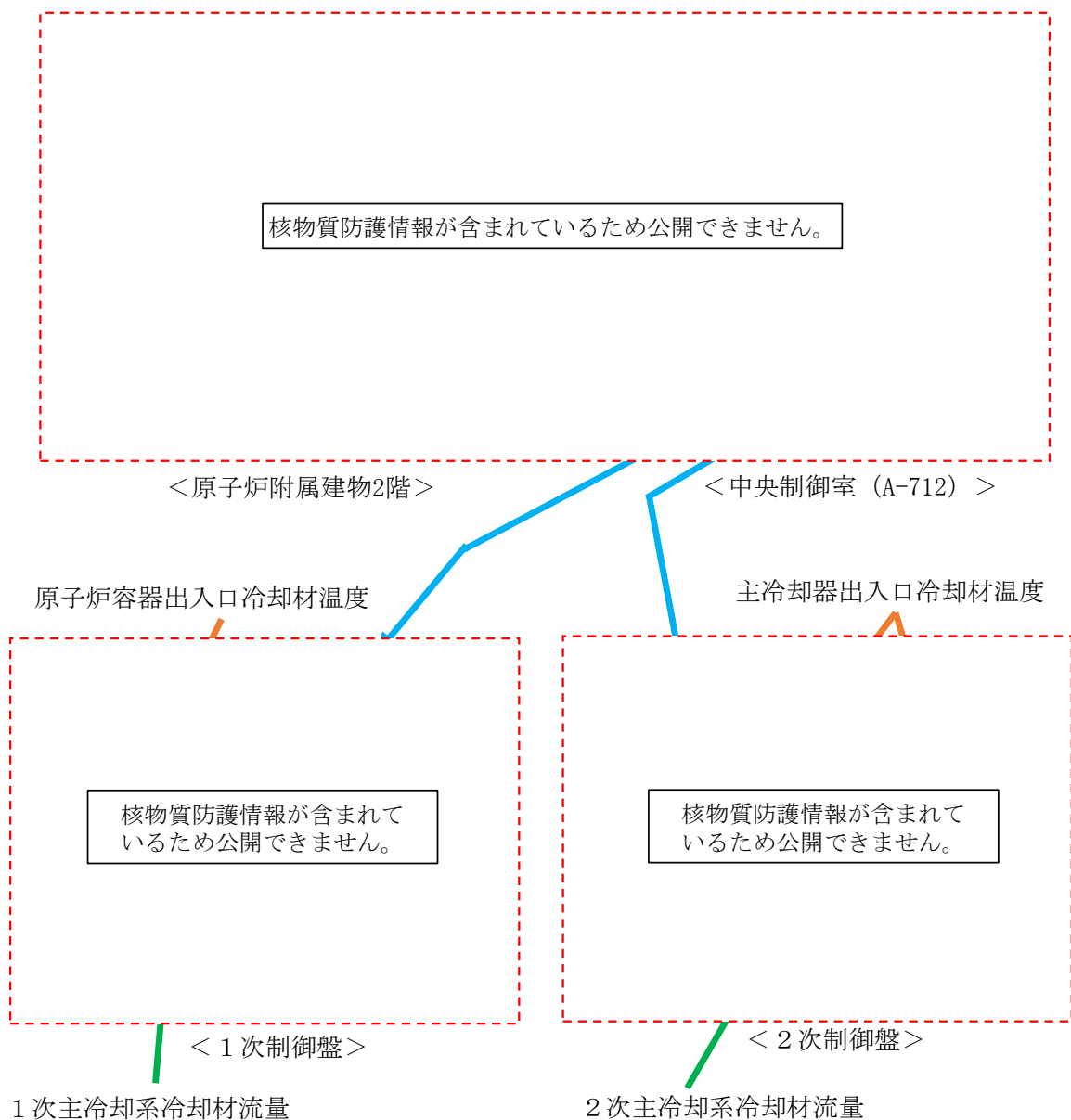
1.1 操作手順

- (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

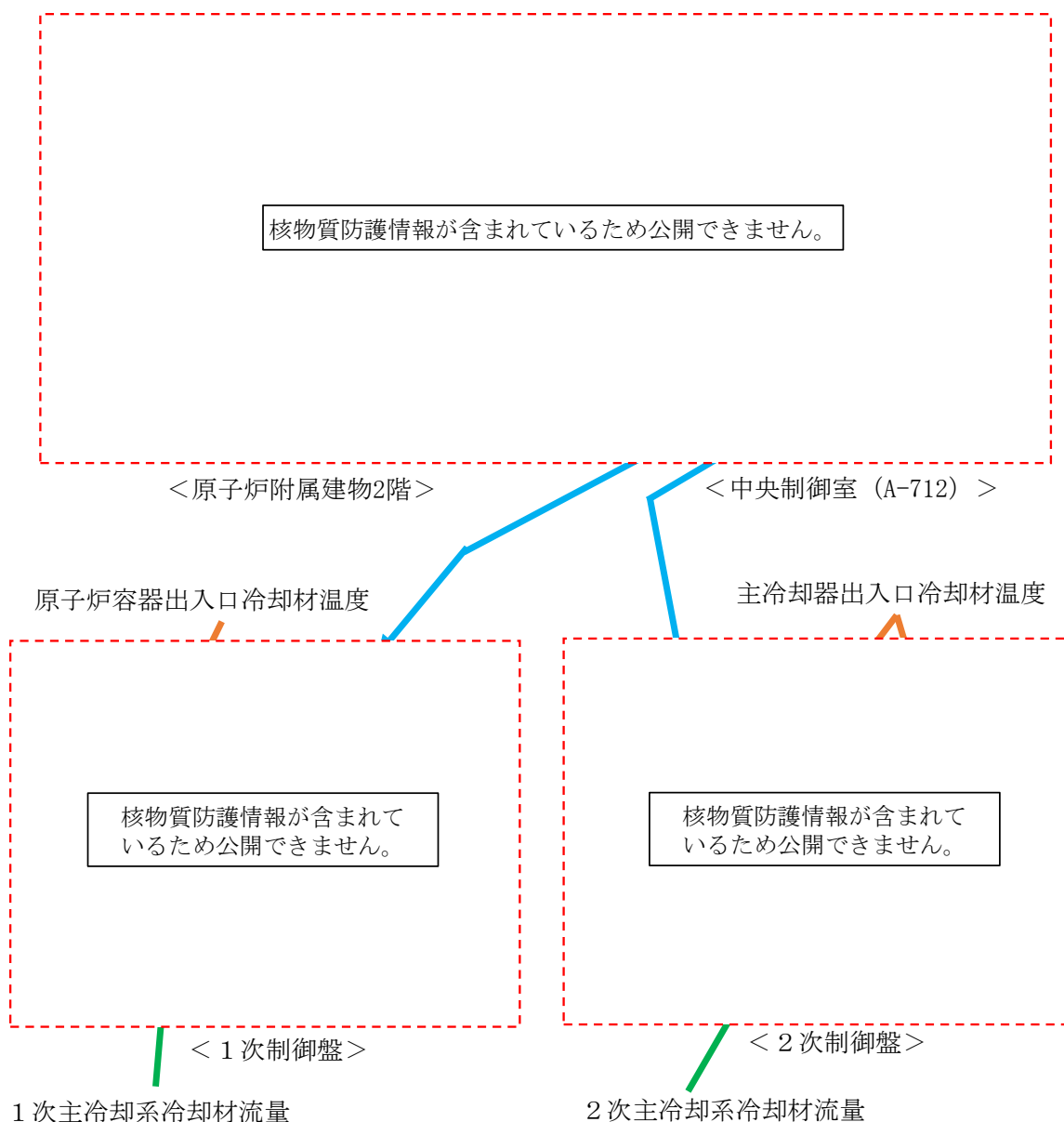
- (1) 当直長は、外部電源喪失時の非常用ディーゼル電源系のディーゼル発電機（2基）の自動起動失敗により、主冷却系及び補助冷却設備での強制循環冷却による崩壊熱除去に失敗した場合は、主冷却系の自然循環による崩壊熱除去を実施するよう、運転員に指示する。
- (2) 運転員は、原子炉容器出入口冷却材温度、主冷却器出入口冷却材温度等により、正常に崩壊熱が除去されていることを確認する。また、主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパ操作の圧縮空気の圧力が所定の値まで低下（全交流動力電源喪失から約 100 分後）した場合は、中央制御室からの指示により、現場（主冷却機室）で主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパを手動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

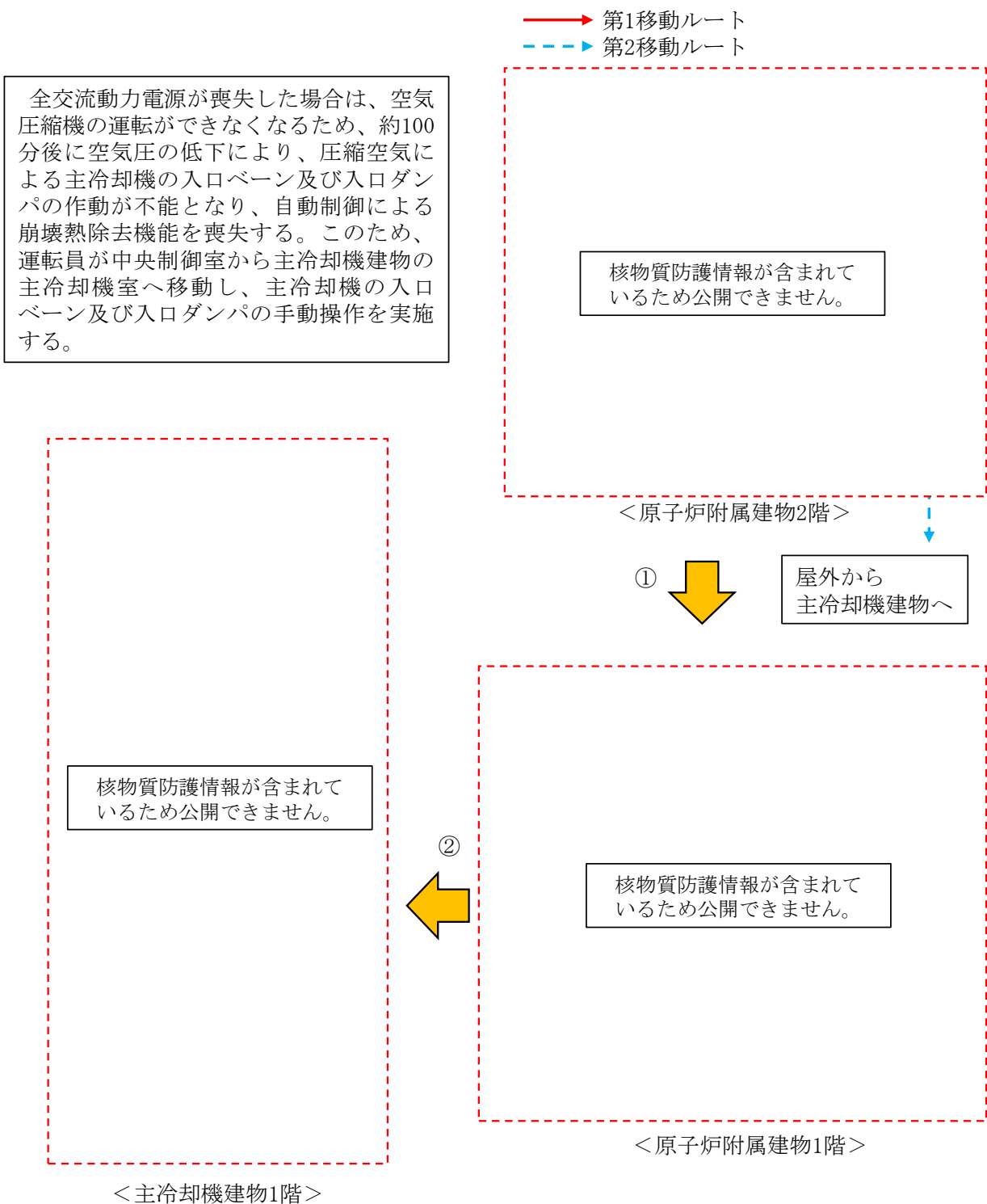
1.1 の(3)の操作について、運転員 2 名により 10 分以内に、仮設計器を用いて崩壊熱が正常に除去されていることを確認できる。また、現場での主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパの手動操作による崩壊熱除去操作については、(2)の操作から継続して実施することが可能である。



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)

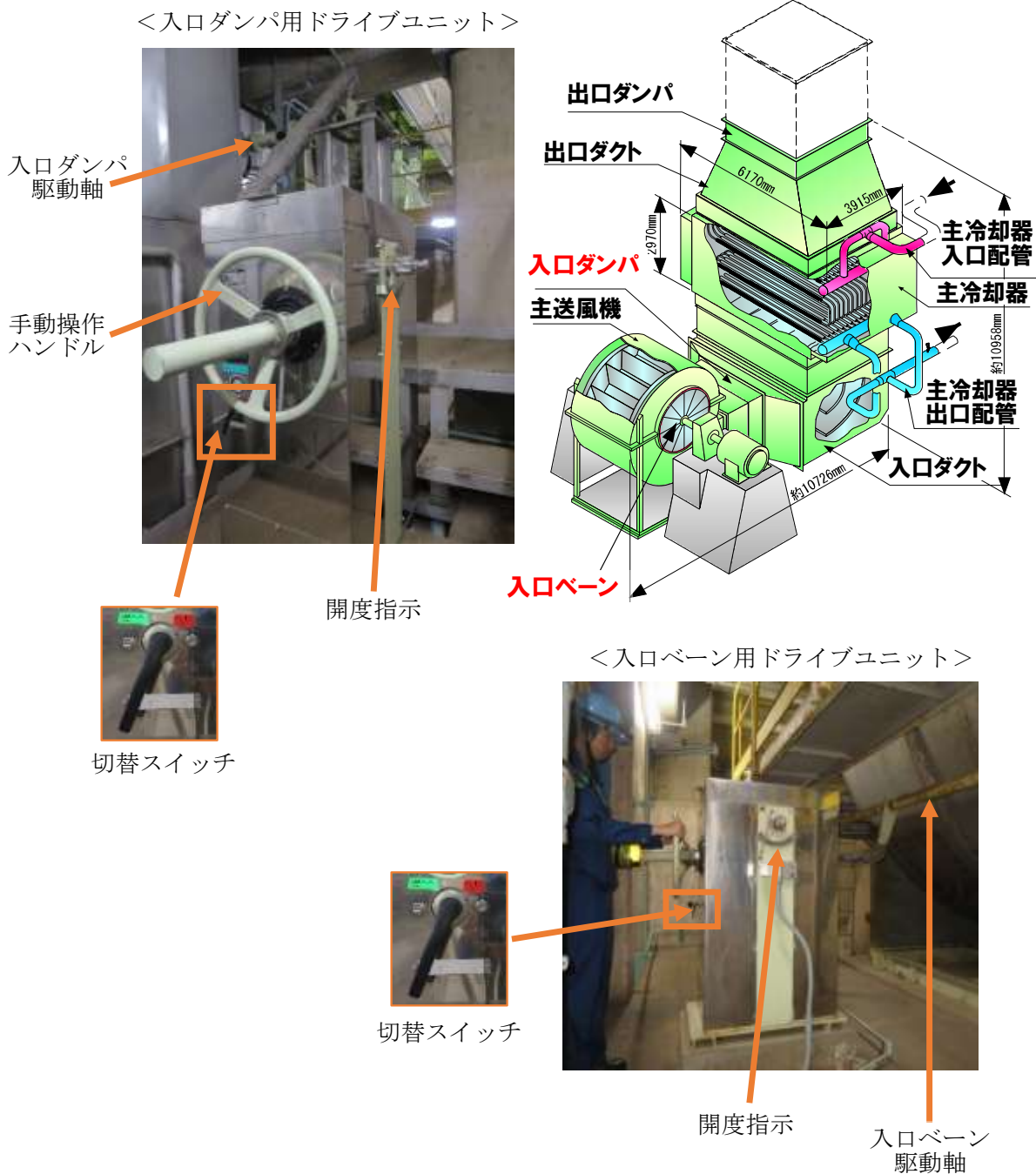




第1図 全交流動力電源喪失における自然循環冷却による崩壊熱除去の操作手順に係る補足  
 (2/3：主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパの操作場所への移動ルート)

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

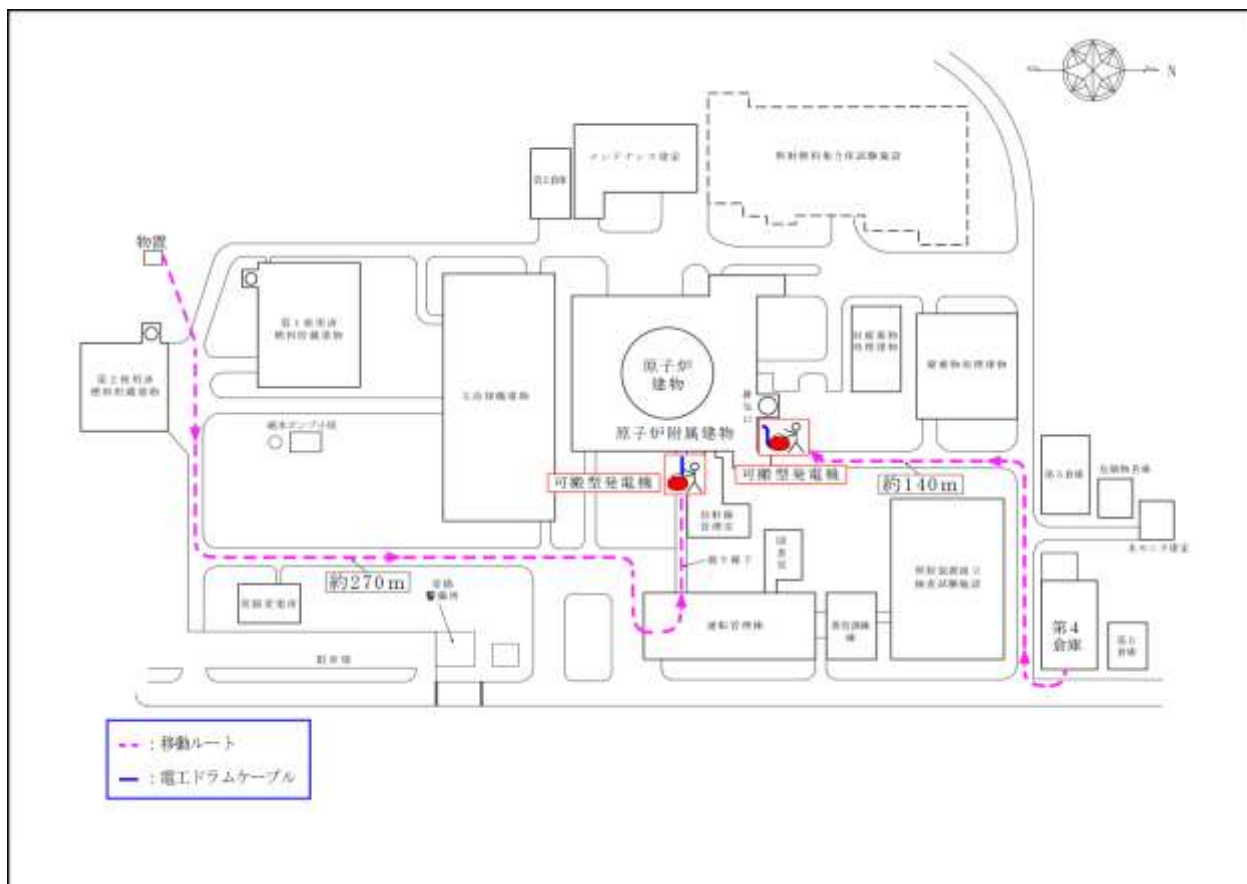
- 20A 交流コンセント：2カ所

- 連続定格運転時間：約4.2h

- 燃料タンク容量：4.1L（ガソリン）

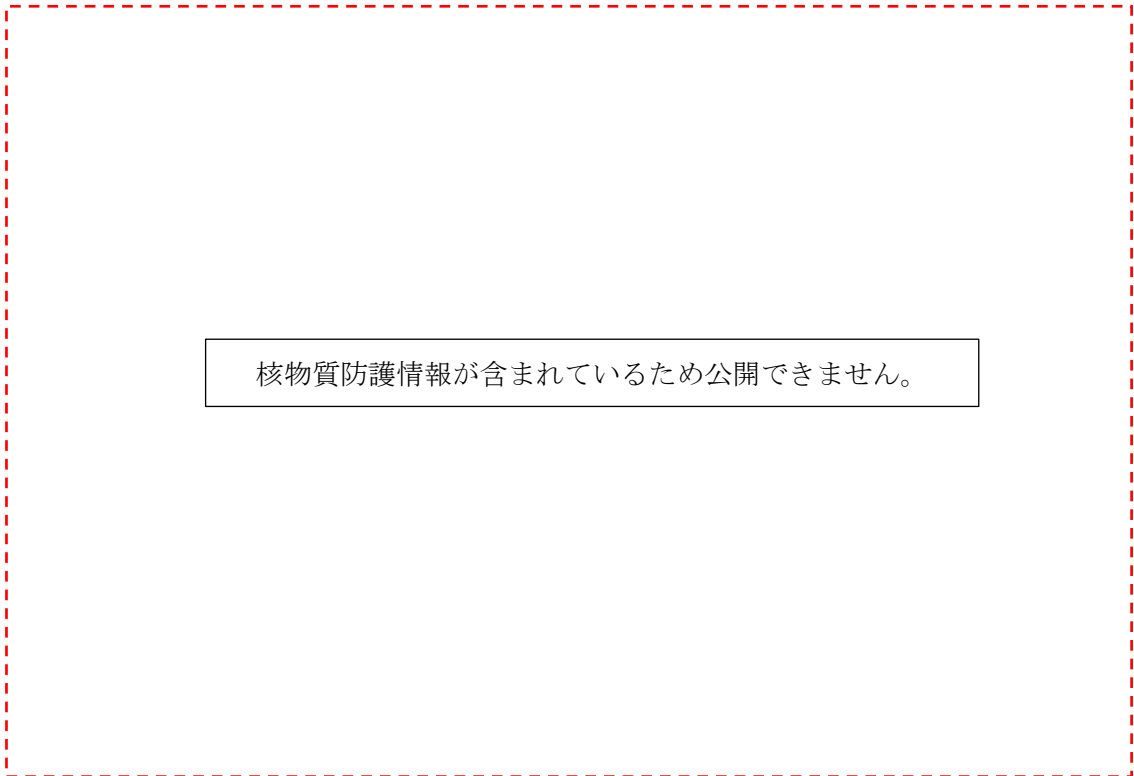
### 1.2 操作時間

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。

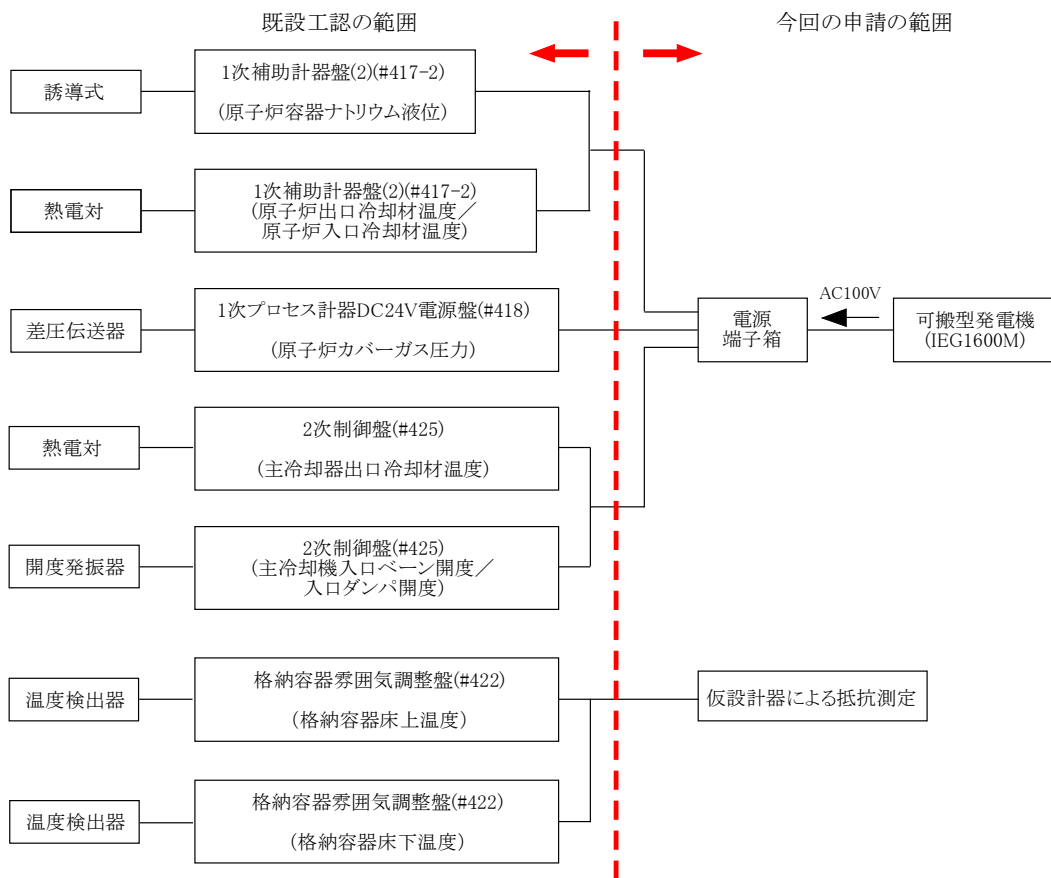


第1図 可搬型発電機移動ルート

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。



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

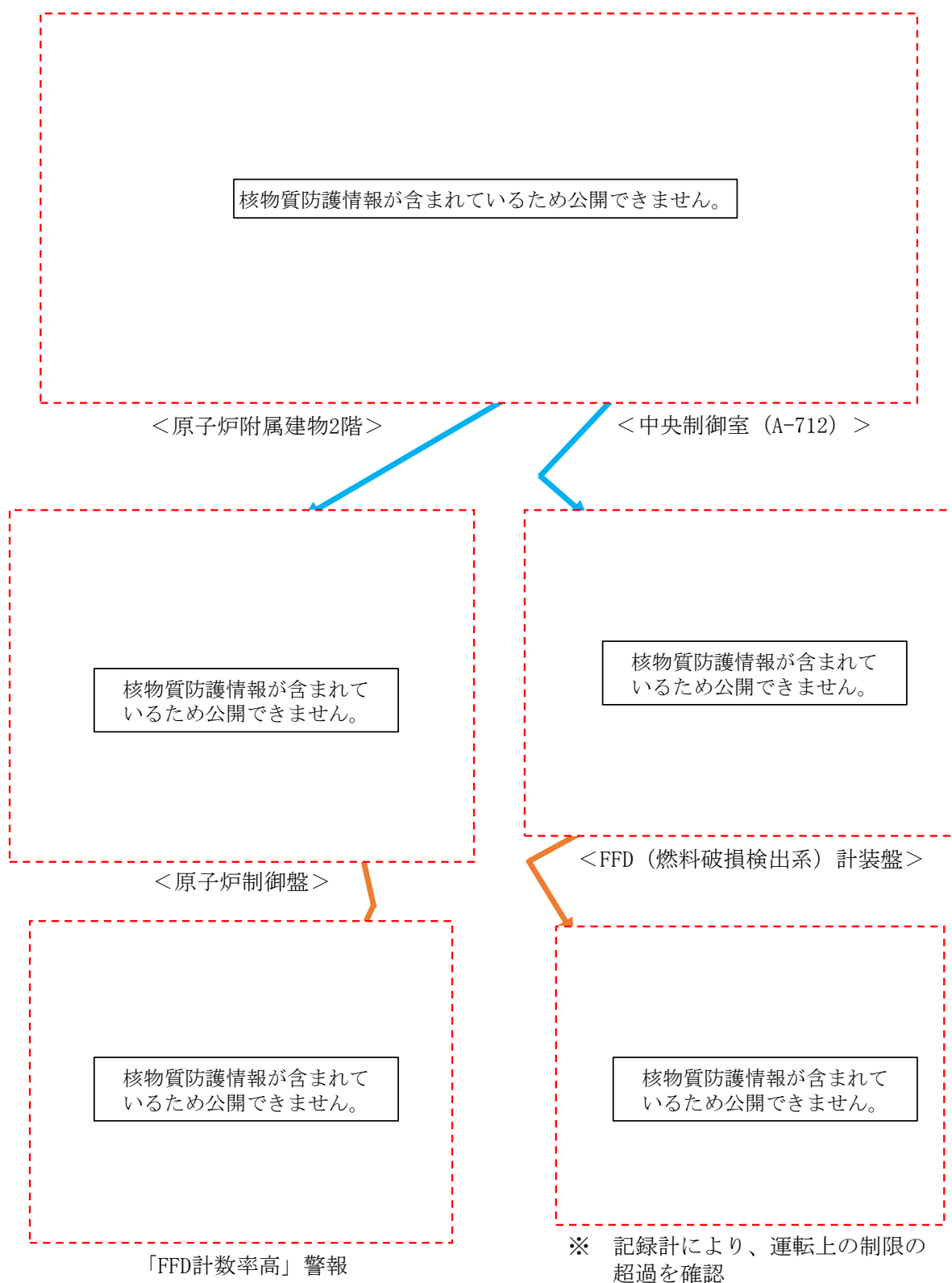
### 1.1 操作手順

- (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。

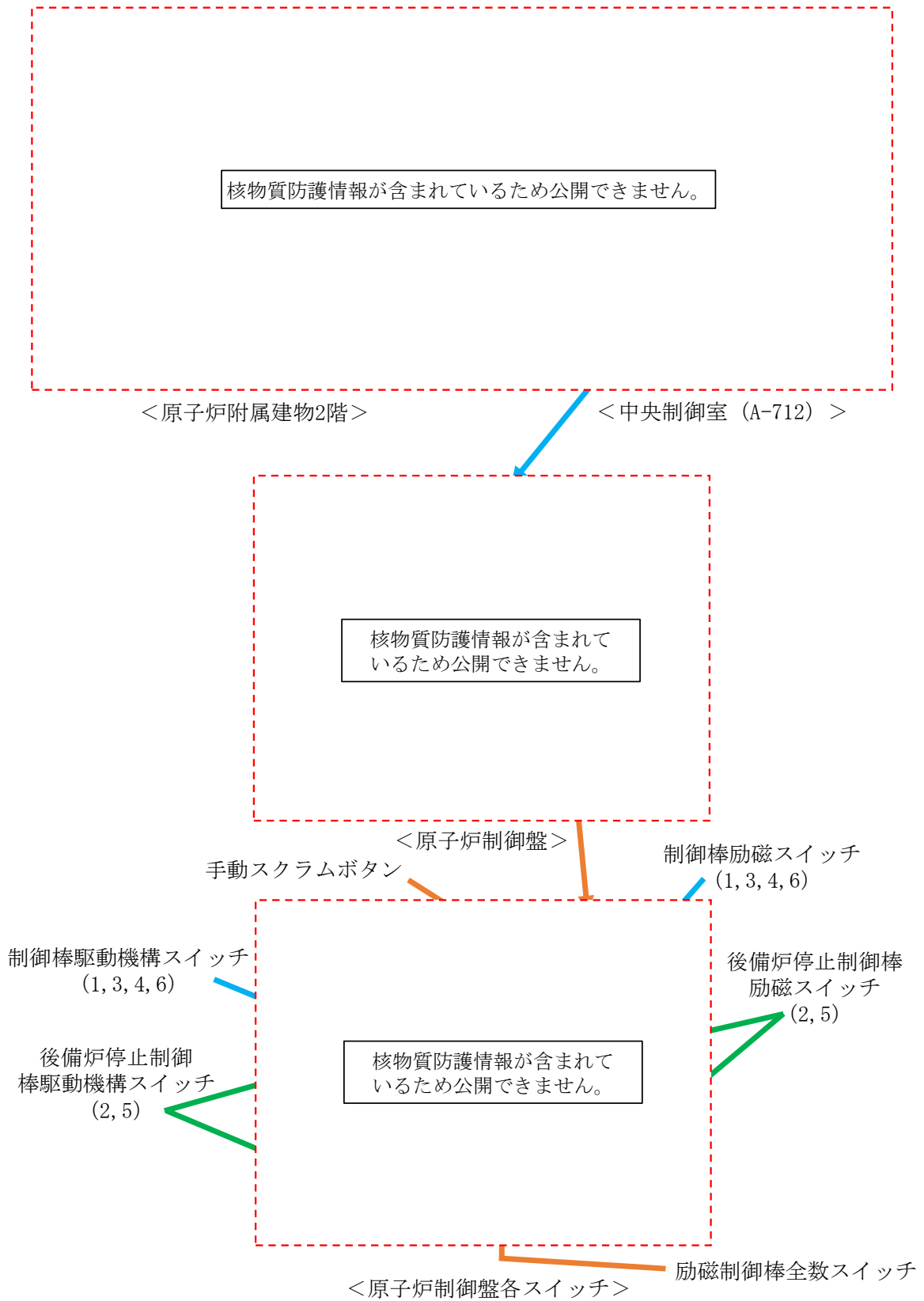
### 1.2 操作時間

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。

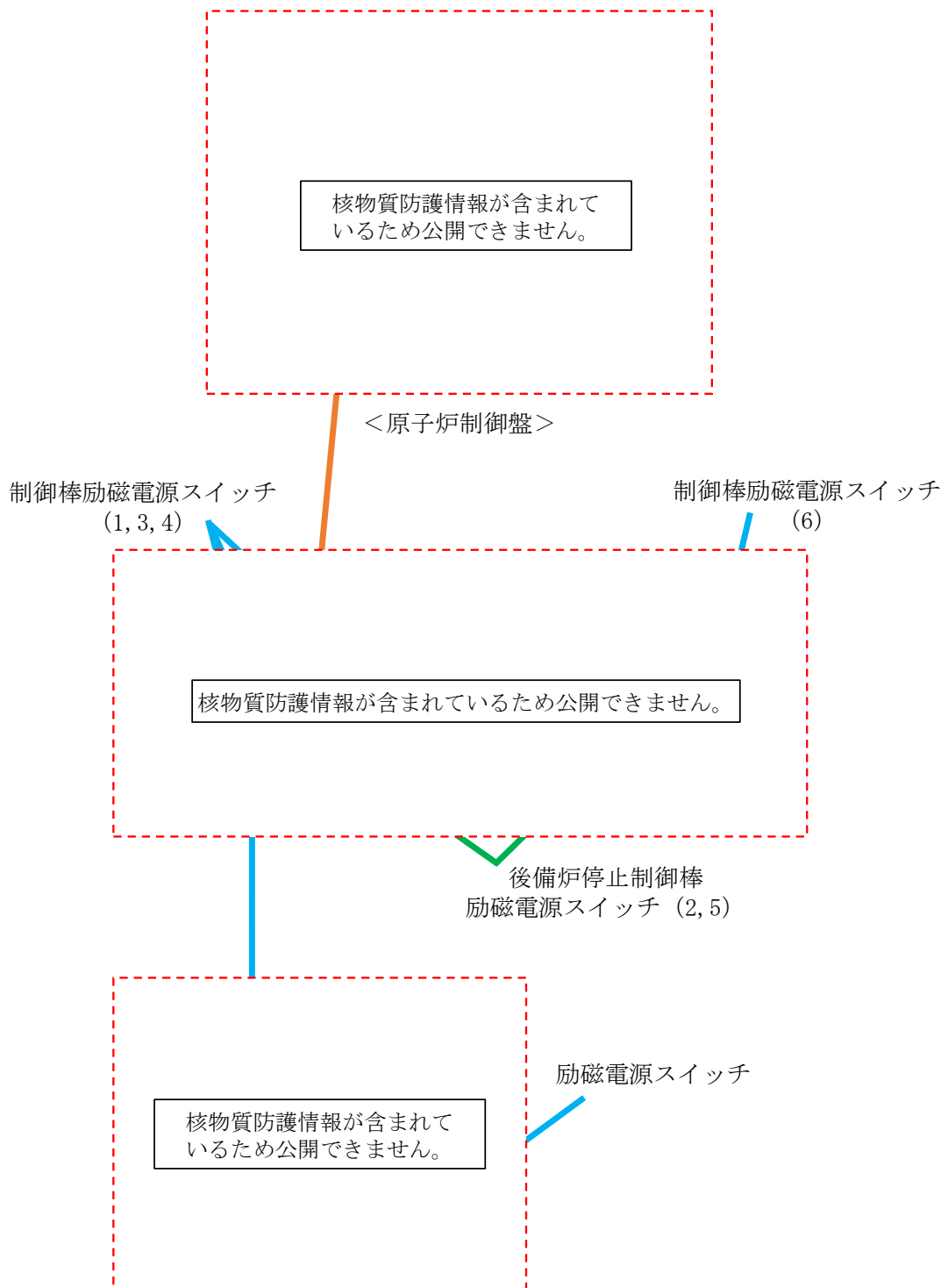


第1図 燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の操作手順に係る補足  
(1/4: 操作手順 (1))



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))



## 有効性評価における解析条件の設定

## 1. 解析条件設定の考え方

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

## 2. 共通解析条件

有効性評価の解析にあつては、以下に示す解析条件を使用する。

### 2.1 初期定常運転条件

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

### 2.2 原子炉保護系の特性

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

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

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

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

### 2.3 原子炉停止系統の特性

原子炉スクラム信号によって制御棒及び後備炉停止制御棒は全て炉心下端まで急速に挿入されるが、崩壊熱除去機能喪失型の事故の解析では、制御棒の挿入により付加される負の反応度を 7.1%

$\Delta k/k$  とし、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  $1.4\% \Delta k/k$  とする。また、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

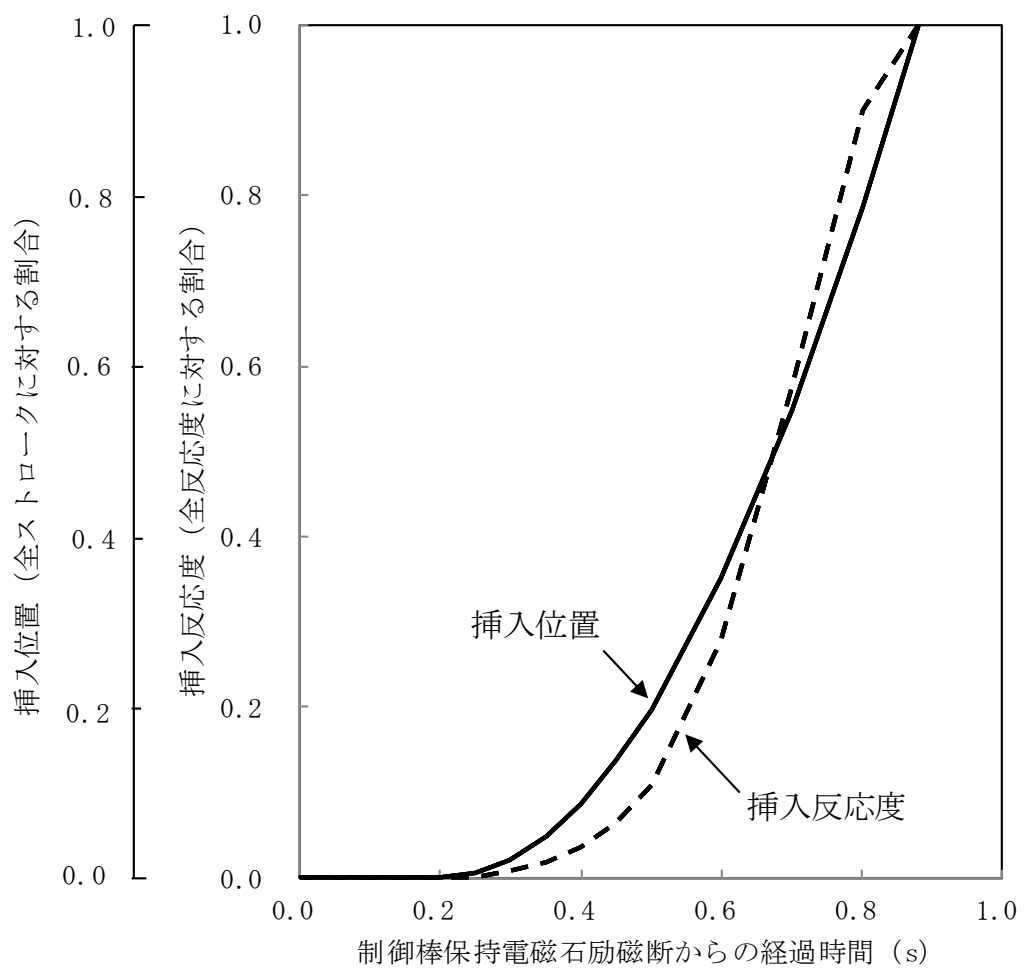
核分裂生成物、アクチニド及び構造材の放射化物の崩壊熱は、F P G S コードで計算されるノミナル値（最適評価値）を用いる。なお、不確かさの影響評価においては、計算値に安全余裕として  $10\%$  を見込んだ値を使用する。解析で用いる崩壊熱を第 2.3 図に示す。

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

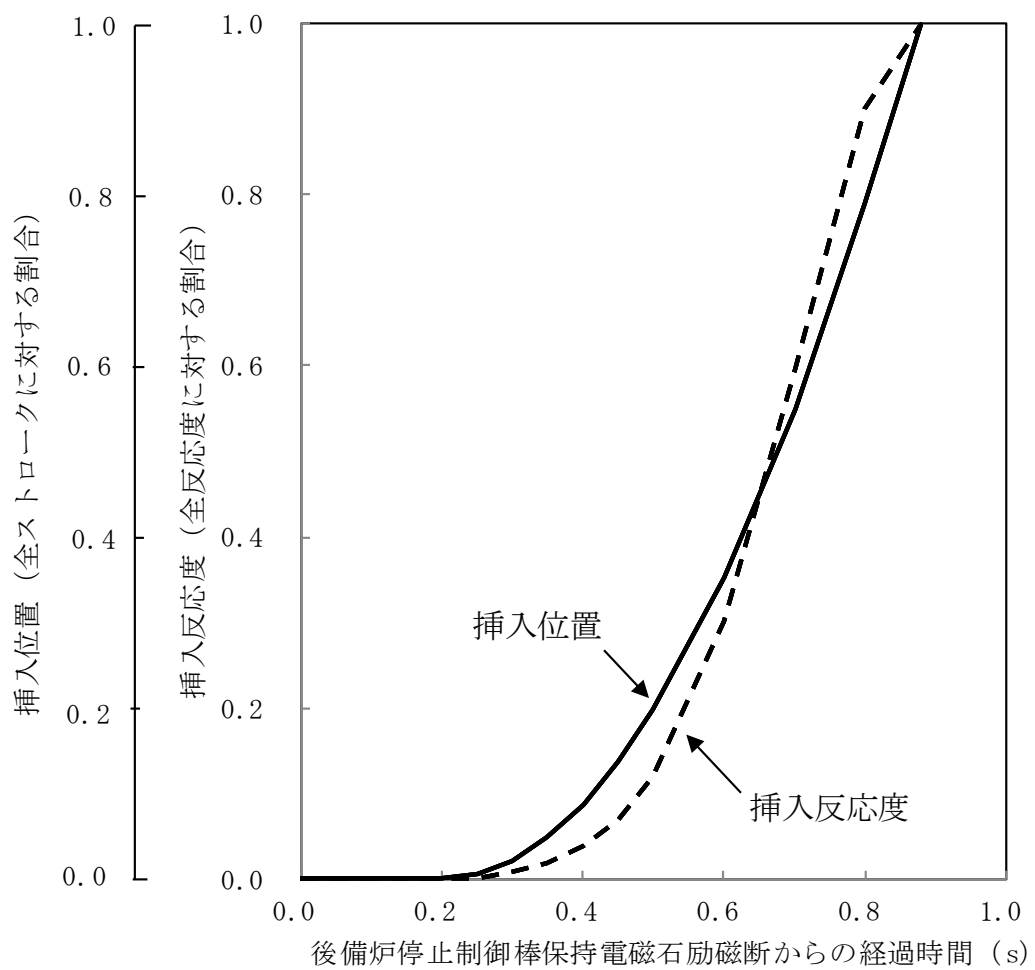
原子炉スクラム信号	有効性評価に用いた 原子炉トリップ設定値	不確かさの影響評価に用い た原子炉トリップ設定値	応答時間 (注 1)
1 次主循環ポンプトリップ	—	—	4.2 秒
原子炉出口冷却材温度高	464℃	474℃	3.4 秒
原子炉入口冷却材温度高	365℃	373℃	0.4 秒
炉内ナトリウム液面低	N s L-100mm (注 2)	N s L-140mm (注 2)	0.4 秒
電源喪失	—	—	1.2 秒

(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

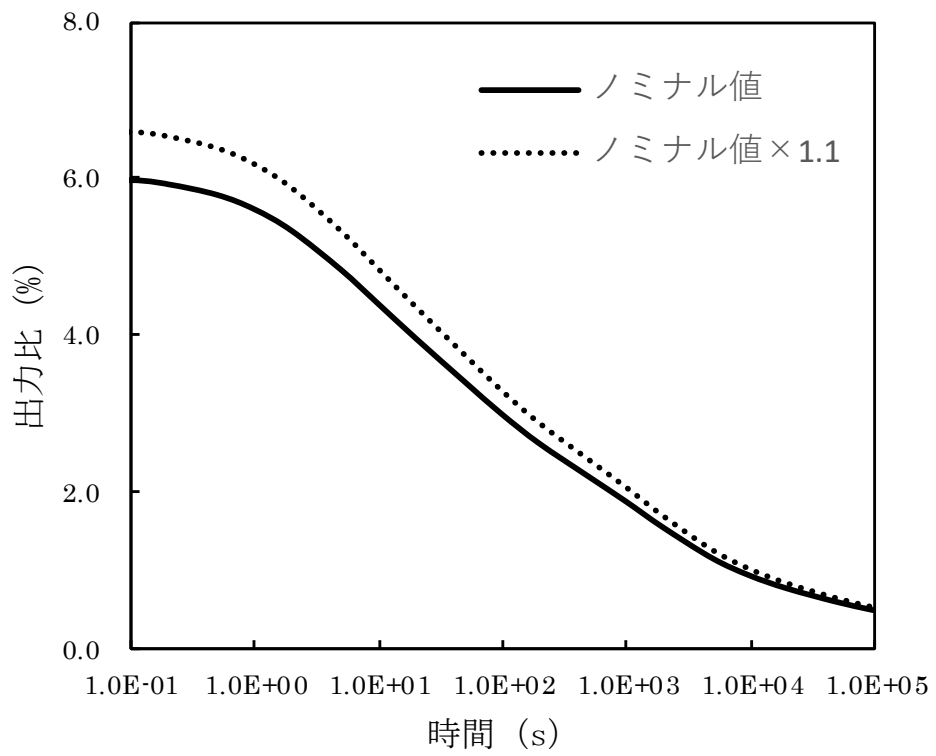


第 2.1 図 原子炉スクラム反応度挿入曲線  
 (主炉停止系：崩壊熱除去機能喪失型の事故解析で使用)



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

有効性評価の解析における炉心特性の設定
---------------------

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

#### 反応度係数

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

#### 崩壊熱

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

[1]：【国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）第 32 条（炉心等）に係る説明書（その 1）】

有効性評価に使用する計算コード

## 1. 有効性評価に使用する計算コード

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

### 1.1 Super-COPD

#### 1.1.1 概要

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

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

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

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

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

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

#### 1.1.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じ、炉心、原子炉容器、1次主冷却系、2次主冷却系、1次補助冷却系及び2次補助冷却系における重要現象をモデル化し、評価項目であるパラメータを計算する。

具体的には以下の通りである。評価事故シーケンス（有効性評価の対象としている事故シーケンス）と主な重要現象との対応関係を第 1.1.1 表に示す。

(1) 炉心及び原子炉容器

各種反応度フィードバック及び核動特性、崩壊熱、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度変化、特に自然循環条件で重要となる炉心流量再配分、炉心径方向熱移行、炉上部プレナム温度成層化等がモデル化されている。反応度フィードバックについては、過出力の事故シーケンスでは燃料温度係数及びドブプラ係数、除熱低下の事故シーケンスでは冷却材温度係数、また長時間にわたって冷却材温度上昇が続く事故シーケンスでは炉心支持板の膨張効果が重要となる。また、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重要となる強制循環、除熱源喪失型除熱機能喪失の事故シーケンスで重要となる自然循環がモデル化されている。また、流量喪失型原子炉停止機能喪失の事故シーケンスではポンプフローコーストダウン特性も重要となる。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、これらがモデル化されている。

(3) 2次主冷却系

除熱源喪失型原子炉停止機能喪失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、これらが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、これらが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、これらがモデル化されている。

1.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

Super-COPD<sup>[1]</sup>は、その前身の計算コードによる「常陽」及び「もんじゅ」の安全設計及び安全評価に適用された実績を持ち、ナトリウム冷却型高速炉での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<sup>[2]</sup>。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<sup>[3][4]</sup>。また、IAEA主催の国際

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

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

#### 1.1.4 参考文献

- [1] 大滝、大平、「プラント動特性解析コード(Super-COPD)の開発 -動燃技報 No. 76 号「コンピュータ利用技術」特集号-」、動燃技報、PNC TN1340 90-004、(1990)、pp27-36.
- [2] K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.
- [3] F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.
- [4] F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.
- [5] N. Doda, H. Ohira, and H. Kamide, “Benchmark analysis of EBR-II shutdown heat removal test-17 using of plant dynamics analysis code and subchannel analysis code”, Proc. of the 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), San Francisco, USA, (2016), pp.1618-1625.

第 1.1.1.1 表 Super-COPD における重要現象のモデル化 (1/2)

分類	重要現象	外部電源喪失及び原子炉停止失敗(2事象) <sup>※1)</sup> 【ULOF】	制御棒の異常な引抜き及び原子炉停止失敗(2事象) <sup>※2)</sup> 【UTOP】	2次冷却材流量減少及び原子炉停止失敗(2事象) <sup>※3)</sup> 【ULOHS】	1次冷却材漏えい(2箇所) 【LORL】	2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗 【PLOHS】	外部電源喪失及び強制循環冷却失敗全交流動力電源喪失 【SB0】
		原子炉停止失敗 及び強制循環冷却失敗	原子炉停止失敗 及び強制循環冷却失敗	1次冷却材流量減少 及び原子炉停止失敗	原子炉停止失敗 及び強制循環冷却失敗	原子炉停止失敗 及び強制循環冷却失敗	原子炉停止失敗 及び強制循環冷却失敗
炉心及び原子炉容器	反応度フィードバックと核動特性	○	○	○	○	○	○
	燃料要素過渡伝熱	○	○	○	○	○	○
	冷却材熱流動	○	○	○	○	○	○
	炉心流量再配分						
	炉心径方向熱移行						
	炉上部ブレナム温度成層化					○	○
	原子炉容器ナトリウム液位変化				○		
	崩壊熱					○	○
	冷却材熱流動(強制循環、自然循環)					○	○
	ポンプフローコーストダウン	○				○	○
1次冷却系	ナトリウム漏えい時の漏えい流量				○		
	主中間熱交換器熱交換			○	○	○	○
	主中間熱交換器ナトリウム液位変化				○		

第 1.1.1 表 Super-COPD における重要現象のモデル化 (2/2)

分類	重要現象	評価事故シナ ケンス	外部電源喪失 及び原子炉停止 失敗 (2 事象 ※1) 【ULOF】	制御棒の異常な 引抜き及び原子 炉停止失敗 (2 事 象※2) 【UTOP】	2 次冷却材流量減少及び原 子炉停止失敗 (2 事象※3) 【ULOHS】			1 次冷却材漏えい (2 箇所) 【LORL】		2 次冷却材漏えい及 び強制循環冷却失 敗 【PLOHS】		外部電源喪失及び 強制循環冷却失敗 【PLOHS】 全交流動力電源喪 失 【SBO】	
					制御棒異常	原子炉停止失敗	原子炉停止失敗	原子炉停止失敗	原子炉停止失敗	原子炉停止失敗	原子炉停止失敗	原子炉停止失敗	原子炉停止失敗
2 次冷却系	冷却材熱流動 (強制循環、自然循環)												
	ナトリウム漏えい時の漏えい流量												
	主冷却機除熱 (強制通風、自然通風)												
1 次冷却系	冷却材熱流動 (強制循環)												
	補助中間熱交換器熱交換												
2 次冷却系	冷却材熱流動 (強制循環)												
	補助冷却機除熱 (強制通風)												

※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

外部電源喪失及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故

※2: 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

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: 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

2 次冷却材流量減少及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故



著作権の問題により公開できません。

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

第 1.1.1 図 「もんじゅ」プラントトリップ試験の解析結果

## 1.2 ASFRE

### 1.2.1 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1つの流路（サブチャンネル）としてモデル化される単相サブチャンネル解析コードである。各サブチャンネル内で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、燃料集合体内冷却材流路閉塞事故の評価を行うため、任意のサブチャンネルに対して流路が閉塞された状態を解析することができ、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。

### 1.2.2 重要現象のモデル化

燃料集合体の内部で局所的な異常が発生し、その異常が検知されることなく長期間維持された場合、燃料要素内の蓄積された核分裂生成ガスによって内圧がかかった燃料被覆管がクリープ破損を引き起こすことが懸念される。さらに、被覆管が破損すると核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向けて噴出し、冷却材の流れが阻害されて除熱能力が低下する。このときに破損燃料要素に隣接する燃料要素において燃料の健全性が保たれ、破損の伝播が起こらないことを確認する。

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、また、冷却材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。

ASFREにおける重要現象のモデル化を第1.2.1表に示す。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

必要な解析モデルは、被覆管内熱伝導モデル、燃料と被覆管内面間の熱伝達モデル及び被覆管外面に接するサブチャンネル内を通過する冷却材との熱伝達モデルである。

- ・ 被覆管内の熱伝導については、実験相関式等を用いることなく支配方程式（3次元熱伝導方程式）を直接解く。
- ・ 燃料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。
- ・ 冷却材との熱伝達は、米国 FFTF 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て計算する。

#### (2) 燃料集合体内冷却材温度変化及び速度分布

冷却材温度変化の評価に対して必要な解析モデルは、乱流モデル、閉塞物と冷却材との熱伝達モデルである。

- ・ 乱流は、渦拡散モデル（Todereas-Turi 相関式）を用いて計算する。
- ・ 閉塞物（無垢材として設定）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 Subbotin 式を用いて計算する。

速度分布の計算に必要な解析モデルは、圧力損失モデル、乱流モデルである。

- ・ 圧力損失は、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で計算され、運動量保存式の中で外力として取り扱われる。
- ・ 乱流による付加的な渦粘性の効果については、既存の実験データを評価して得られる相関式を用いて計算される。

### 1.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握

ASFREは、燃料集合体内の熱流動を解析評価するために開発された計算コードであり、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<sup>[1]</sup>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おおむね再現することが確認されている。

また、燃料集合体内の温度分布を計測した 37 本ピンバンドル体系の PLANDTL-37 ナトリウム試験及び 61 本ピンバンドル体系の CCTL-CFR ナトリウム試験を対象とした試験解析<sup>[1][2][3]</sup>の解析結果は試験結果をおおむね再現できることが確認されている。第 1.2.1 図に例として 37 本バンドル体系試験での発熱上端の断面における径方向の発熱分布について、ASFREコードによる解析結果の例を示す。

以上の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。

### 1.2.4 参考文献

- [1] N. Kikuchi, et al., “Subchannel Analysis of Thermal-Hydraulics in a Fuel Assembly With Inner Duct Structure of a Sodium-Cooled Fast Reactor”, Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 5, (2017), pp021001-1 - 021001-12.
- [2] 大高ら、サブチャンネル解析コード ASFRE-III の検証、PNC-TN9410 96-212.
- [3] 成田ら、原子炉冷却系総合試験装置の基本仕様設定のための模擬燃料集合体内熱流動解析 - ASFRE-III コードによる燃料集合体内のパラメータ解析-、PNC-TN9410 95-217.

第 1.2.1 表 重要現象に対する解析モデル

分類	重要現象	必要な解析モデル
燃料被覆管	燃料被覆管温度変化	熱伝導モデル (被覆管、被覆管－閉塞物)
		熱伝達モデル (燃料－被覆管内面、冷却材)
燃料集合体内冷却材	冷却材温度変化	熱伝達モデル (被覆管、閉塞物)
	速度分布	乱流モデル 圧力損失モデル 乱流モデル

著作権の問題により公開できません。

(出典：N. Kikuchi, et al., “Subchannel Analysis of Thermal-Hydraulics in a Fuel Assembly With Inner Duct Structure of a Sodium-Cooled Fast Reactor”, Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 5, (2017), pp021001-1 - 021001-12.)

$$T^* = (T - T_{in}) / \Delta T_e$$

$$\Delta T_e = Q / (m' C_p)$$

T\*:規格化温度、 $T_{in}$ :入口温度、 $\Delta T_e$ :推定温度上昇、 $Q$ :出力、 $m'$ :入口の質量流束、 $C_p$ :定圧比熱

$L_w$ :ラップ管の対角線長さ、 $r$ :中心からの径方向距離

第 1.2.1 図 37 本バンドル試験における集合体内径方向温度分布(発熱上端断面)

## 有効性評価結果の整理

## 1. 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

### 1.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

#### (1) 概要

本評価事故シーケンスは、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失した後、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本評価事故シーケンスでは、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、本評価事故シーケンスでは、「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することにより炉心の著しい損傷を防止し、さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定して後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定して後備炉停止系用論理回路を整備する。これらの措置の有効性評価を行う。

#### (2) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、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後備炉停止制御棒の挿入による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。

#### (3) 資機材

本評価事故シーケンスにおける炉心損傷防止措置に使用する設備等を第1.1.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

#### (4) 作業と所要時間

本評価事故シーケンスにおける炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 1.1.2 表に示す。

#### (5) 炉心損傷防止措置の有効性評価

##### (i) 有効性評価の条件

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

- 1) 初期状態は、「別紙 3 2.1 初期定常運転条件」で述べたように原子炉出力 100MW、1 次主冷却系のホットレグ温度 456°C、コールドレグ温度 350°C とする。また、1 次主冷却系流量は定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>C とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、「別紙 3 2.2 原子炉保護系の特性」に基づき設定する。
- 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) 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信に失敗するものとする。
- 7) 原子炉の自動停止は、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」によるものとし、応答時間は 4.2 秒とする。
- 8) 原子炉保護系（スクラム）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。

##### (ii) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの解析結果を第 1.1.1 図に示す。外部電源喪失の発生により、1 次主循環ポンプ、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失敗すると仮定し、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、負の反応度フィードバックが印加され、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 次主循環ポンプ及び 2 次主循環ポンプのトリップ後は、1 次主冷却系は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。

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、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、評価項目となるパラメータの値を下回る。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、評価項目となるパラメータの値を下回る。

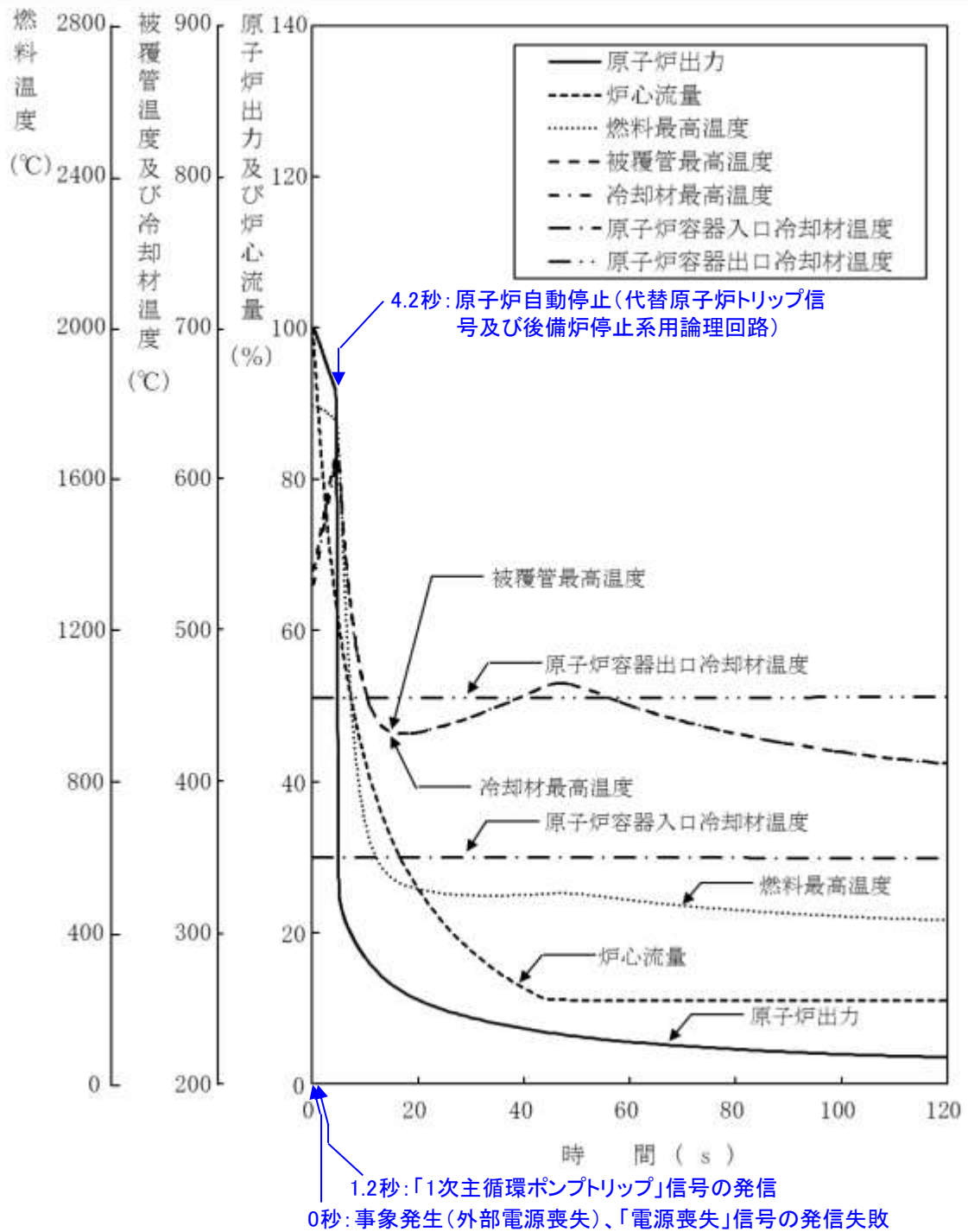
以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第1.1.1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 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生の判断	・ 「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 関連するプロセス計装
代替原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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 1. 1. 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
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(「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	[Bar chart showing time allocation for 当直長]																
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	[Bar chart showing time allocation for 運転員A]																・「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	[Bar chart showing time allocation for 運転員A]																・「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	[Bar chart showing time allocation for 運転員A]																・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	[Bar chart showing time allocation for 運転員A]																・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 1.1.1 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における事象進展

## (6) 不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについては、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要があるが、この内、計算コードの不確かさの影響は、「別紙4 1.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握」で述べたとおり、小さいと判断できるため、ここでは解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本事故シーケンス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) 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、それぞれ以下のように設定した。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こととした。

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。

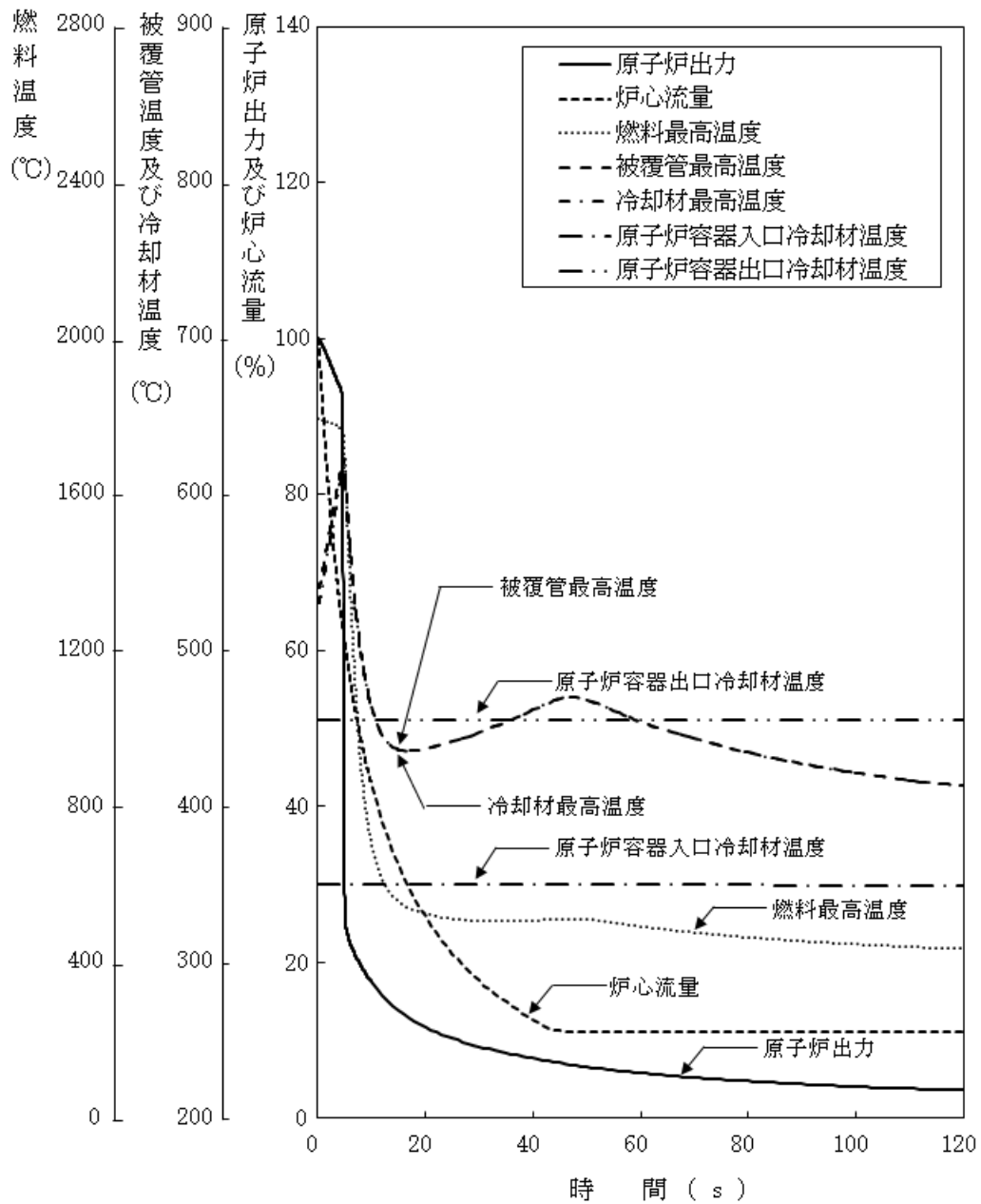
冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

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主要な評価項目である燃料温度、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、その不確かさを考慮する必要はない。

不確かさを考慮した解析結果を第1.1.2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「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」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、「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」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、評価項目となるパラメータの値を下回る。また、原子炉出力の最大値、燃料最高温度及び原子炉容器出口冷却材の最高温度は「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」の解析と変わらず評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、条件の不確かさを考慮したとしても炉心損傷は余裕を持って防止できる。



第 1.1.2 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における事象進展 (感度解析結果)

## 2. 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)

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

#### (1) 概要

本評価事故シーケンスは、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本評価事故シーケンスでは、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、本評価事故シーケンスでは、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力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することにより炉心の著しい損傷を防止する。さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定して後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定して後備炉停止系用論理回路を整備する。これらの措置の有効性評価を行う。

#### (2) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、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後備炉停止制御棒の挿入による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。

#### (3) 資機材

本評価事故シーケンスにおける炉心損傷防止措置に使用する設備等を第 2.1.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(4) 作業と所要時間

本評価事故シーケンスにおける炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 2.1.2 表に示す。

(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価

(i) 有効性評価の条件

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

- 1) 初期状態は、「別紙 3 2.1 初期定常運転条件」で述べたように原子炉出力 100MW、1 次主冷却系のホットレグ温度 456℃、コールドレグ温度 350℃とする。また、1 次主冷却系流量は定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、「別紙 3 2.2 原子炉保護系の特性」に基づき設定する。
- 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制御棒初期位置の想定を踏まえ、最適評価値として 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) 「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。
- 8) 原子炉の自動停止は、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」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。
- 9) 原子炉保護系（スクラム）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、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%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。
- 10) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 11) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

(ii) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの解析結果を第 2.1.1 図に示す。制御棒が連続的に引き抜かれることにより、正の反応度が付加され、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すると仮定した場合、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、正の反応度の付加が止まるとともに、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 次主循環ポンプ及び 2 次主循環ポンプがトリップし、1 次主冷却系はポンプ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。

原子炉出力の最大値、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 111%、約 1,970℃、約 570℃及び約 560℃であり、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から遅れて出現し約 470℃であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

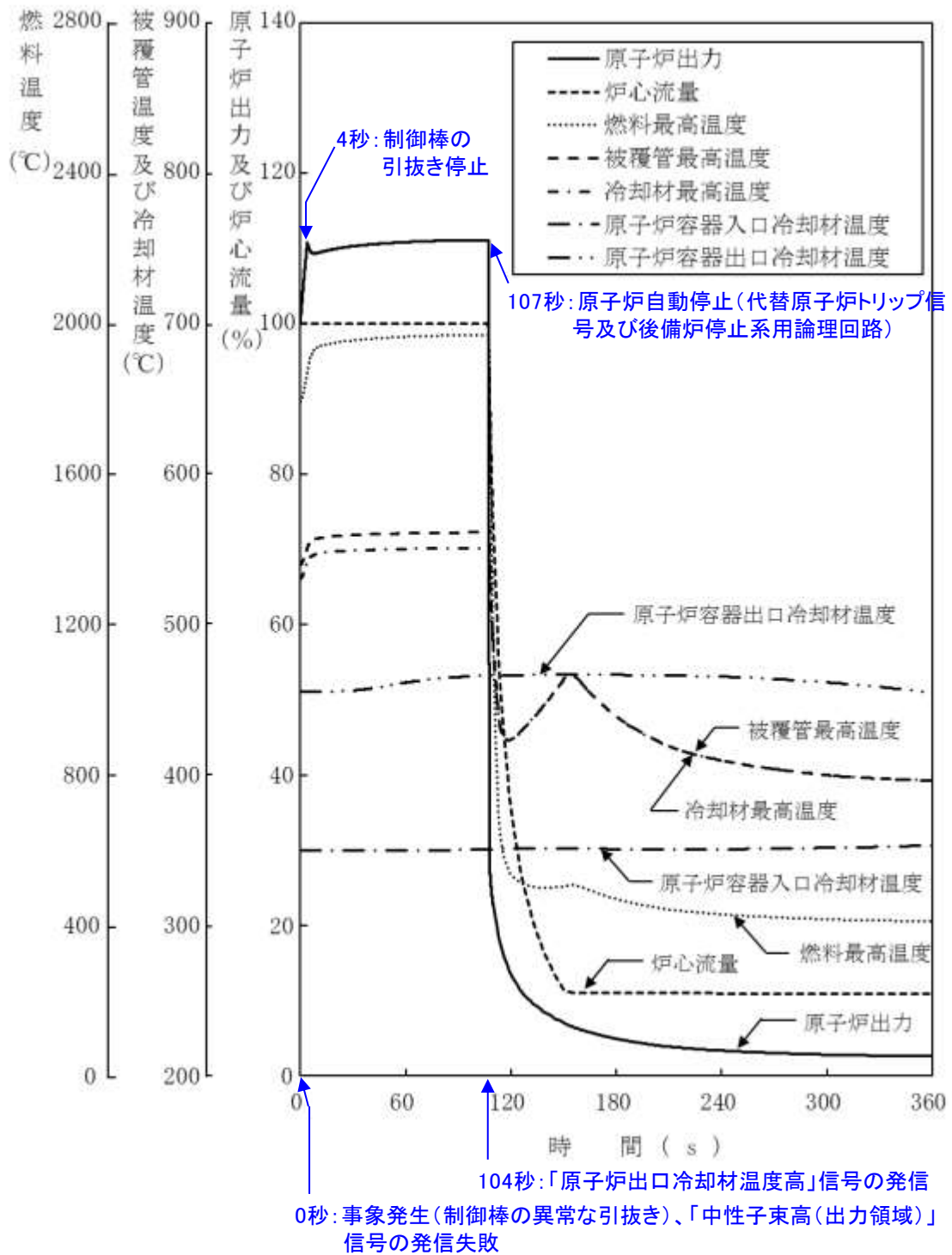
以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第 2.1.1 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 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生の判断	・ 「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 関連するプロセス計装
代替原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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 2. 1. 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			
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																
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																・「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																・「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																・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 2. 1. 1 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における事象進展

## (6) 不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについては、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要があるが、この内、計算コードの不確かさの影響は、「別紙4 1.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握」で述べたとおり、小さいと判断できるため、ここでは解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本事故シーケンス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」、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した。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こととした。

1) 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 $4.2\phi/s$ とした。

2) 反応度係数は、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、それぞれ以下のように設定した。

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。

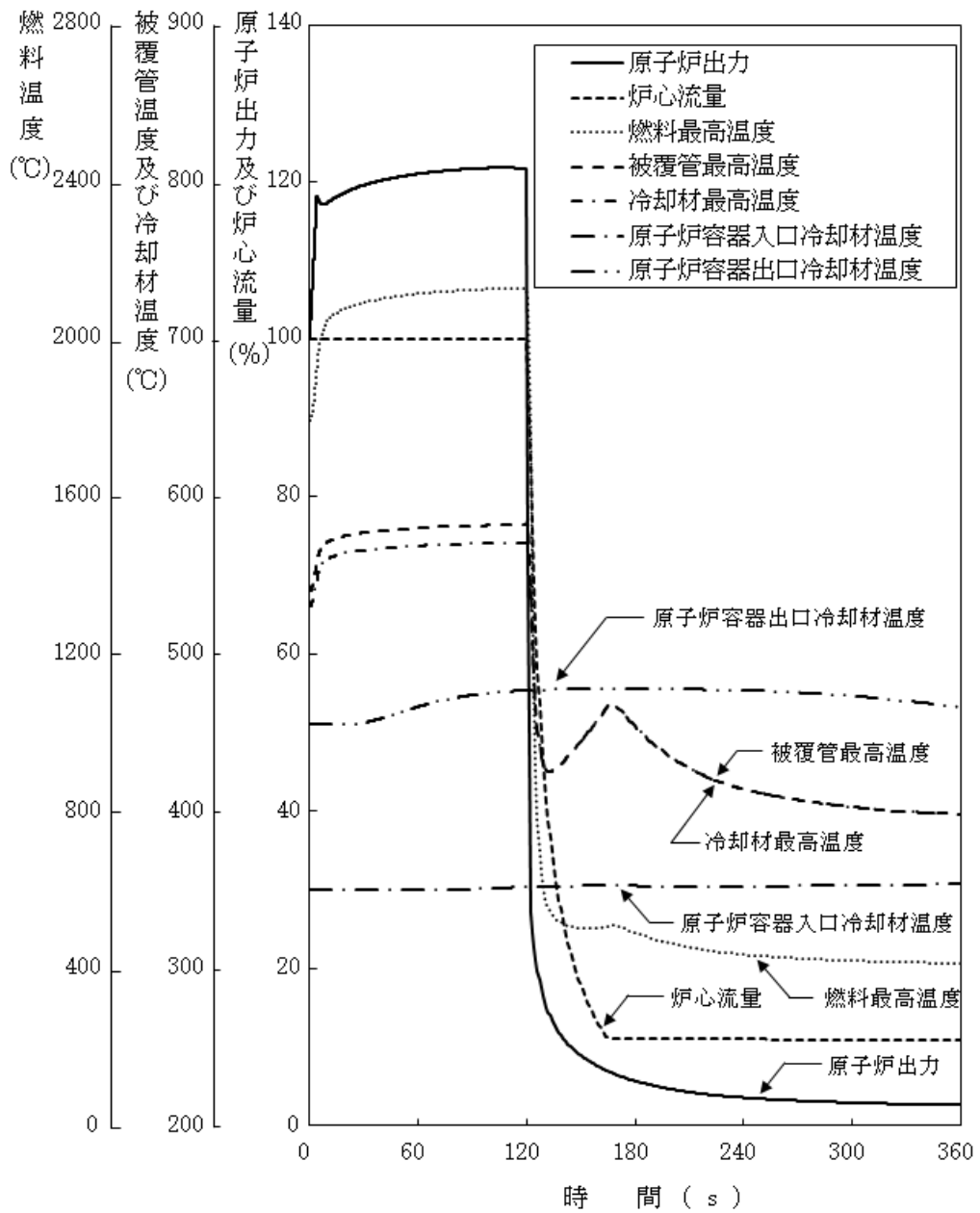
炉心支持板温度係数 : 原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

3) 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、 $474^{\circ}\text{C}$ とする。

不確かさを考慮した解析結果を第2.1.2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「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」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 $10^{\circ}\text{C}$ 高く設定したことにより、設定値への到達は「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」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、原子炉出力の最大値、炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約11%、

約 160℃、約 20℃及び約 20℃高くなり、約 122%、約 2, 130℃、約 590℃及び約 580℃となったが、評価項目となるパラメータの値を下回る。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は約 10℃高い約 480℃となり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、解析条件の不確かさを考慮したとしても炉心損傷は余裕を持って防止できる。



第 2.1.2 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における事象進展（感度解析結果）

### 3. 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

#### 3.1 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

##### (1) 概要

本評価事故シーケンスは、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次系の冷却材流量が減少した後、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本評価事故シーケンスでは、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

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

##### (2) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、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後備炉停止制御棒の挿入による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。

##### (3) 資機材

本評価事故シーケンスにおける炉心損傷防止措置に使用する設備等を第 3.1.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

##### (4) 作業と所要時間

本評価事故シーケンスにおける炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 3.1.2 表



に示す。

(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価

(i) 有効性評価の条件

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

本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 初期状態は、「別紙3 2.1 初期定常運転条件」で述べたように原子炉出力 100MW、1 次主冷却系のホットレグ温度 456°C、コールドレグ温度 350°Cとする。また、1 次主冷却系流量は定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>Cとする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、「別紙3 2.2 原子炉保護系の特性」に基づき設定する。
- 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) 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信に失敗するものとする。
- 8) 原子炉の自動停止は、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」によるものとし、原子炉トリップ設定値は464°C、応答時間は3.4秒とする。
- 9) 原子炉保護系（スクラム）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ものとし、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%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値 90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 10) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 11) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

(ii) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの解析結果を第3.1.1図に示す。1ループの2次主循環ポンプがトリップすると、相互インターロックによりほぼ同時に他の1ループの2次主循環ポンプもトリップし、両ループの2次冷却材流量が低下し、約1.6秒で「2次冷却材流量低」の設定値である定格流量の約80%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗すると仮定する。2次主冷却系は自然循環に移行し、また、2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が低下するため、1次主冷却系のコールドレグの温度が上昇する。その結果、炉心支持板の膨張による炉心形状の変化で中

性の漏れが増加するため、負の反応度フィードバックが印加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次主循環ポンプがトリップし、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。

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、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、両者共に約550℃であり、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、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。

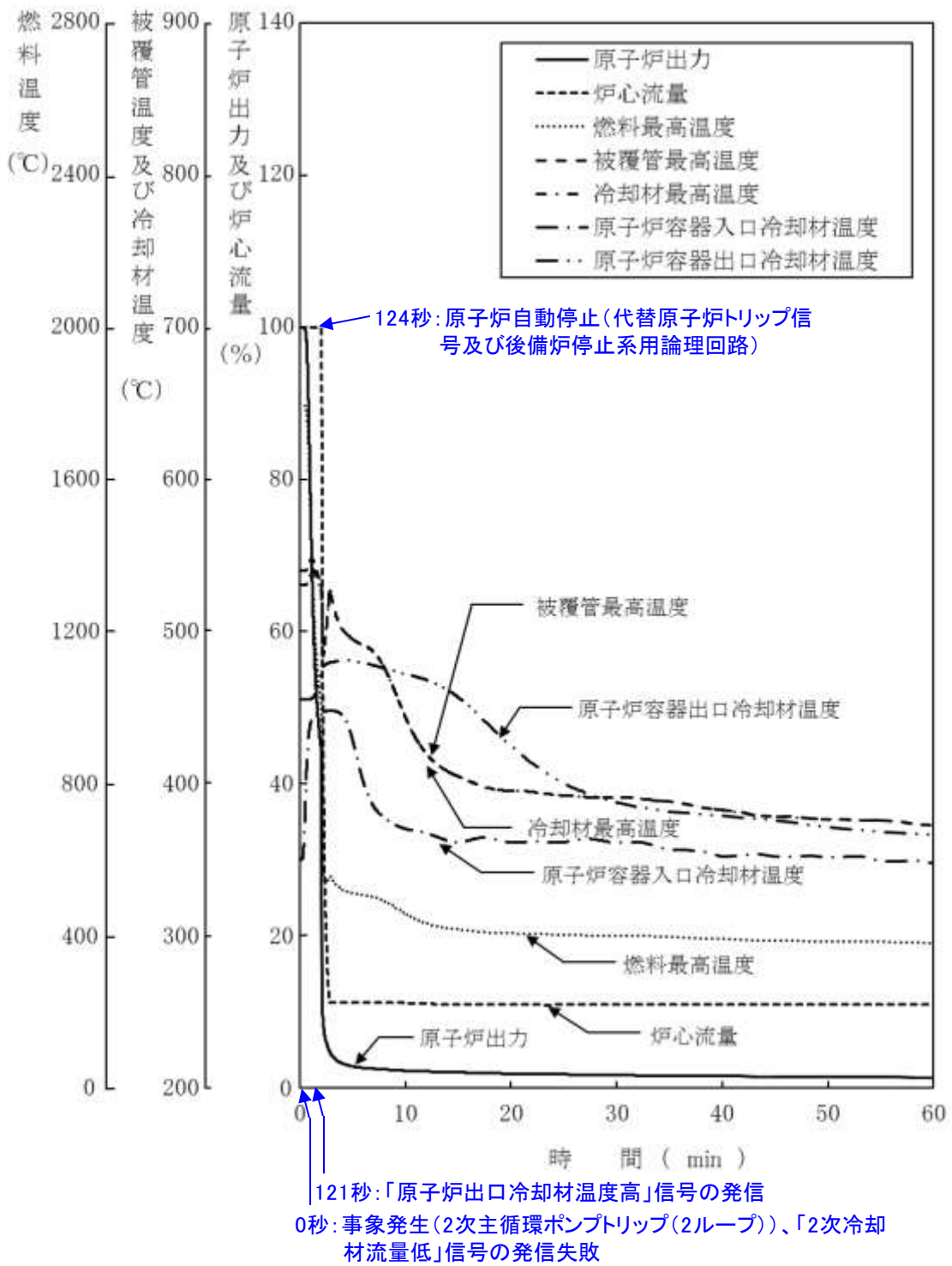
以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第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 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 「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 関連するプロセス計装
代替原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
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 3. 1. 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			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240	
		▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生の判断(「2次冷却材流量低」による 原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																
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																・「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																・「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																・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 3. 1. 1 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における事象進展

## (6) 不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについては、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要があるが、この内、計算コードの不確かさの影響は、「別紙4 1.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握」で述べたとおり、小さいと判断できるため、ここでは解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本事故シーケンス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。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こととした。

- 1) 反応度係数は、炉心構成等による変動の幅（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、それぞれ以下のように設定した。

ドププラ係数 : 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。

燃料温度係数 : ドププラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。

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

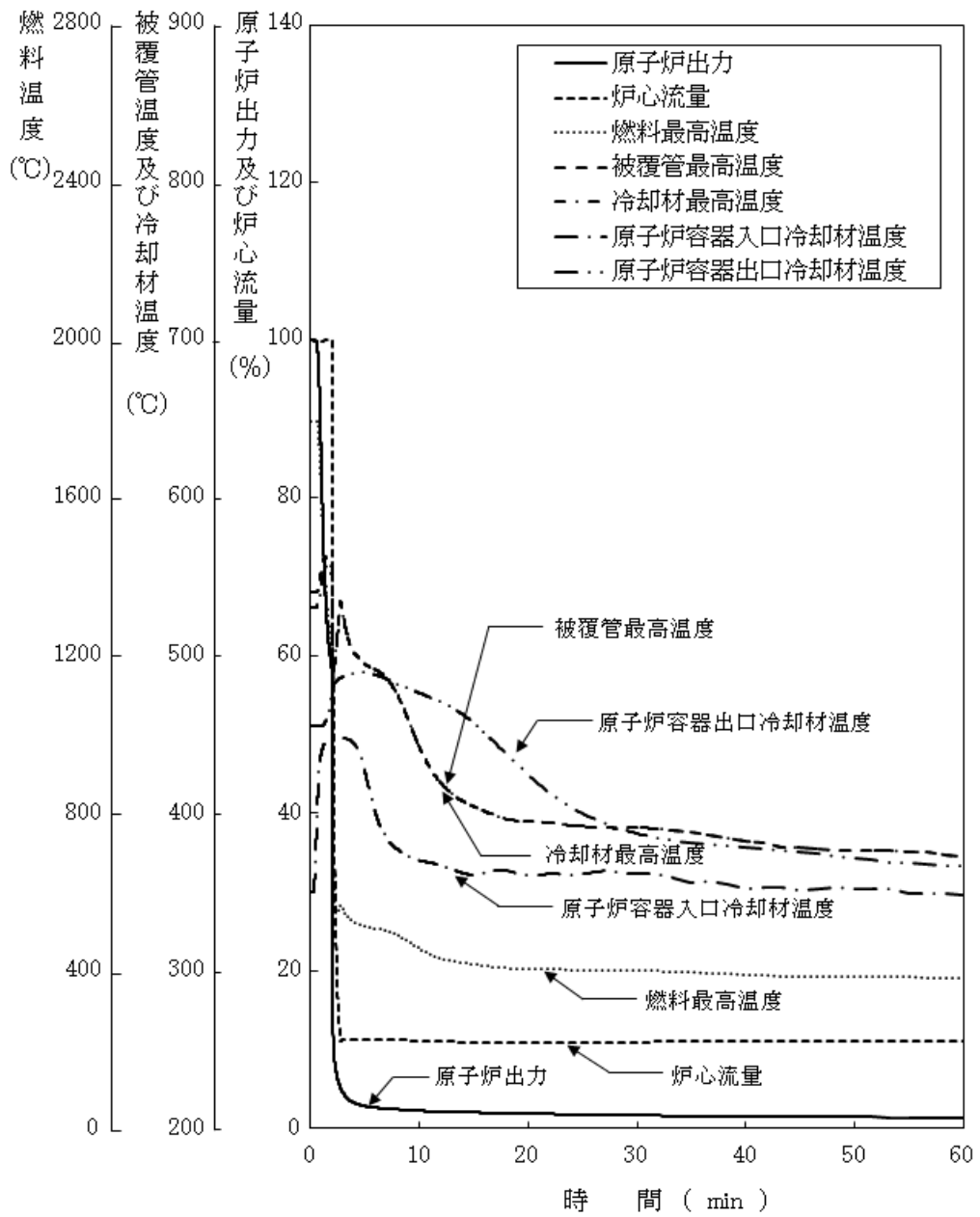
冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

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

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

不確かさを考慮した解析結果を第3.1.2図に示す。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「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度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℃となり、評価項目となるパラメータの値を下回る。原子炉出力の最大値及び燃料最高温度は「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」の解析と変わらず、評価項目となるパラメータの値を下回る。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度はほとんど変わらず、それぞれ約490℃及び約450℃となり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、解析条件の不確かさを考慮したとしても炉心損傷は余裕を持って防止できる。



第 3. 1. 2 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における事象進展 (感度解析結果)

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

##### 4.1 1次冷却材漏えい(2箇所)事故

###### (1) 概要

本評価事故シーケンスは、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管(内側)が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、リークジャケット又は配管(外側)により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管(外側)が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。ここでは、事故が発生した場合における炉心損傷防止措置が少ない点に着眼し、1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管(内側及び外側)とする。本評価事故シーケンスでは、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、本評価事故シーケンスでは、安全容器により漏えいした冷却材を保持して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することにより炉心の著しい損傷を防止する。これらの措置の有効性評価を行う。

###### (2) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、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。

###### (3) 資機材

本評価事故シーケンスに使用する設備等を第4.1.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

###### (4) 作業と所要時間

本評価事故シーケンス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4.1.2表に示す。

###### (5) 炉心損傷防止措置の有効性評価

###### (i) 有効性評価の条件

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

- 1) 初期状態は、「別紙3 2.1 初期定常運転条件」で述べたように原子炉出力100MW、1次主冷却系のホットレグ温度456℃、コールドレグ温度350℃とする。また、1次主冷却系流量



は定格流量とする。

- 2) 燃料ペレット被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、 $0.7\text{W}/\text{cm}^2\text{C}$ とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、「別紙3 2.2 原子炉保護系の特性」に基づき設定する。
- 4) 1次系主冷却系の配管の内管及び外管が同時に破損し、内外管の空隙には漏えいナトリウムは流れ込まず、全て二重壁外に漏えいするものとする。
- 5) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内のN s L-約8,200mmにある原子炉容器入口低所配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは $t^2$ （ $t$ は配管厚さ）を想定して $42\text{mm}^2$ とする。
- 6) カバーガス圧力及び安全容器内圧力はそれぞれ $0.49\text{kPa}$ 及び $1.72\text{kPa}$ 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) 主中間熱交換器の液位が主中間熱交換器内胴窓上端（N s L-810mm）を下回れば、1次主冷却系流路は途絶するものとする。
- 8) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 9) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はN s L-100mm、応答時間は0.4秒とする。
- 10) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を $7.1\%\Delta k/k$ とする。また、解析では制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 11) 補助冷却設備の自動起動は「炉内ナトリウム液面低低（N s L-320mm）」によるものとし、1次補助冷却系電磁ポンプ及び補助冷却機の送風機はそれぞれ4分30秒及び30秒で定格運転に至るものとする。また、その後は、補助冷却器出口ナトリウム温度が $350\text{C}$ となるように補助冷却機入口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。

#### (ii) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの解析結果を第4.1.1図に示す。

第4.1.1図(1/2)には炉心部及び原子炉容器出入口冷却材温度を示す。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ていき、約27分後に炉内ナトリウム液位は、「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次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプがトリップし、1次主冷却系は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 分後に炉内ナトリウム液位が「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、炉心温度及び系統温度は緩やかに低下を継続する。

第 4.1.1 図(2/2)に補助冷却設備の原子炉容器出入口冷却材温度を示す。時刻約 7 時間で主中間熱交換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、補助冷却設備のみの除熱になる。系統温度は、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。

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速やかに低下する。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、評価項目となるパラメータの値を下回る。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、評価項目となるパラメータの値を下回る。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 420℃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。

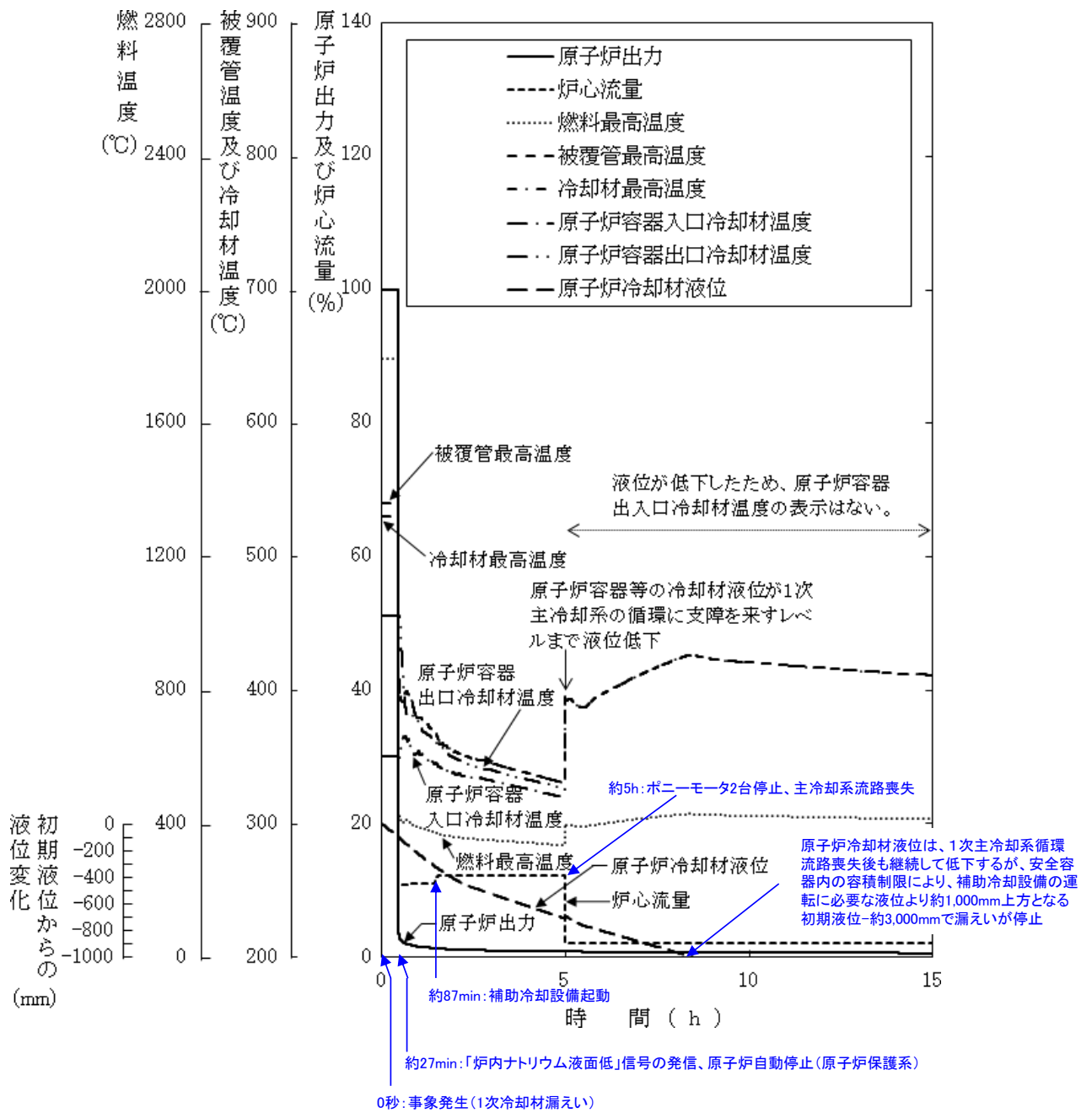
以上より、1 次冷却材漏えい（2 箇所）事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第4.1.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

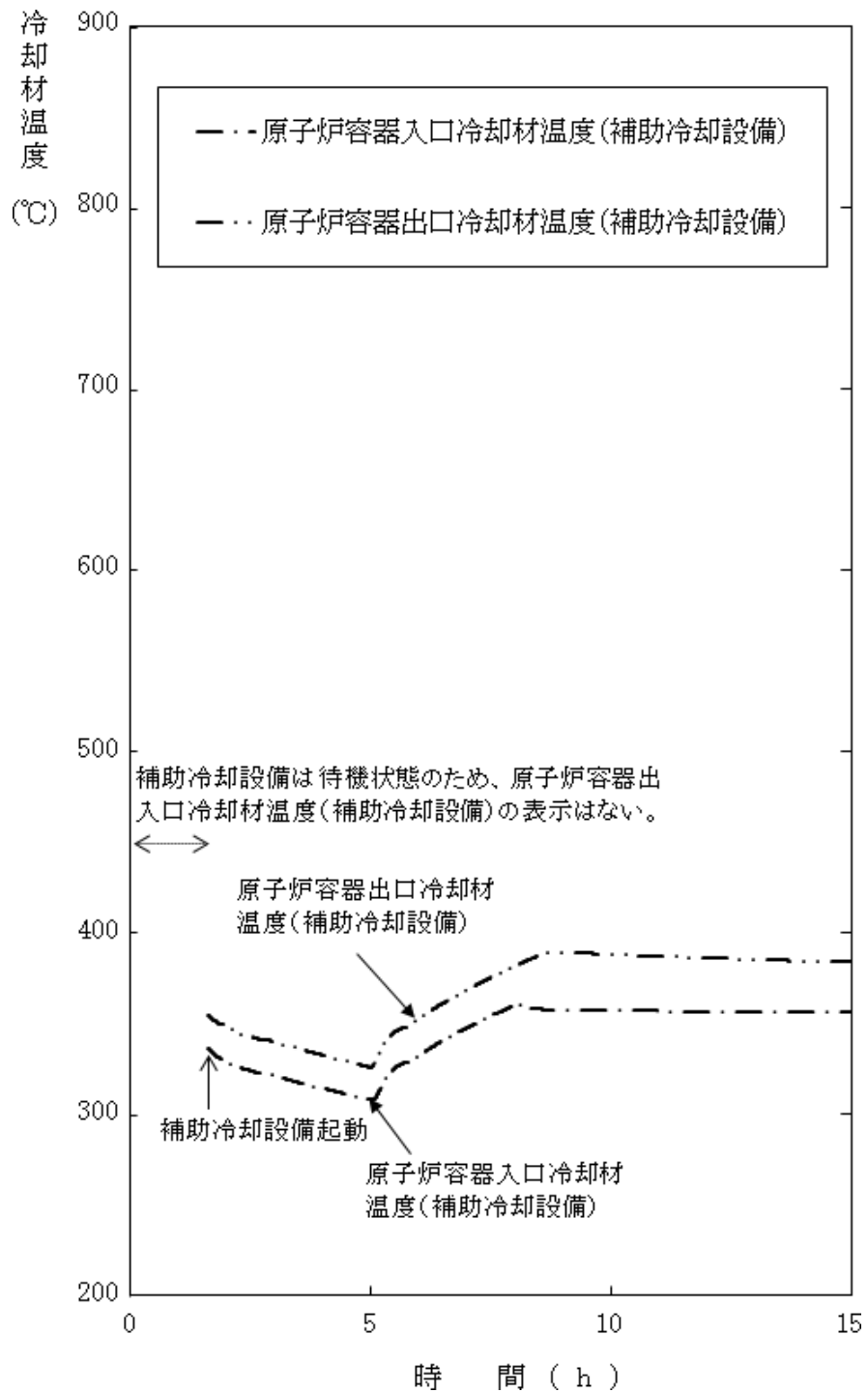
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム（自動停止）を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 制御棒</li> <li>② 制御棒駆動系</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉保護系（スクラム）</li> <li>② 関連するプロセス計装</li> <li>③ 関連する核計装</li> </ul>
事故発生 の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 関連するプロセス計装</li> </ul>
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	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 安全容器</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 関連するプロセス計装</li> </ul>
補助冷却設備運転	<ul style="list-style-type: none"> <li>補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 補助冷却設備</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 関連するプロセス計装</li> </ul>

第 4. 1. 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	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) ▽事故発生の判断(安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																
	当直長	・ 運転操作指揮	[Time Allocation]																
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉スクラム確認	[Time Allocation]																・ 「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	[Time Allocation]																・ 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	[Time Allocation]																・ 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	[Time Allocation]																・ 補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。



第 4. 1. 1 図(1/2) 1 次冷却材漏えい (2 箇所) 事故における事象進展



第 4. 1. 1 図(2/2) 1 次冷却材漏えい (2 箇所) 事故における事象進展

## (6) 不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについては、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要があるが、この内、計算コードの不確かさは、「別紙4 1.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握」で述べたとおり、小さいと判断できるため、ここでは解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本事故シーケンス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した。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こととした。なお、配管の漏れ口の大きさについては、「(i) 有効性評価の条件の5)」に示す想定が保守的であるため不確かさの影響は考慮しない(別添1参照)。

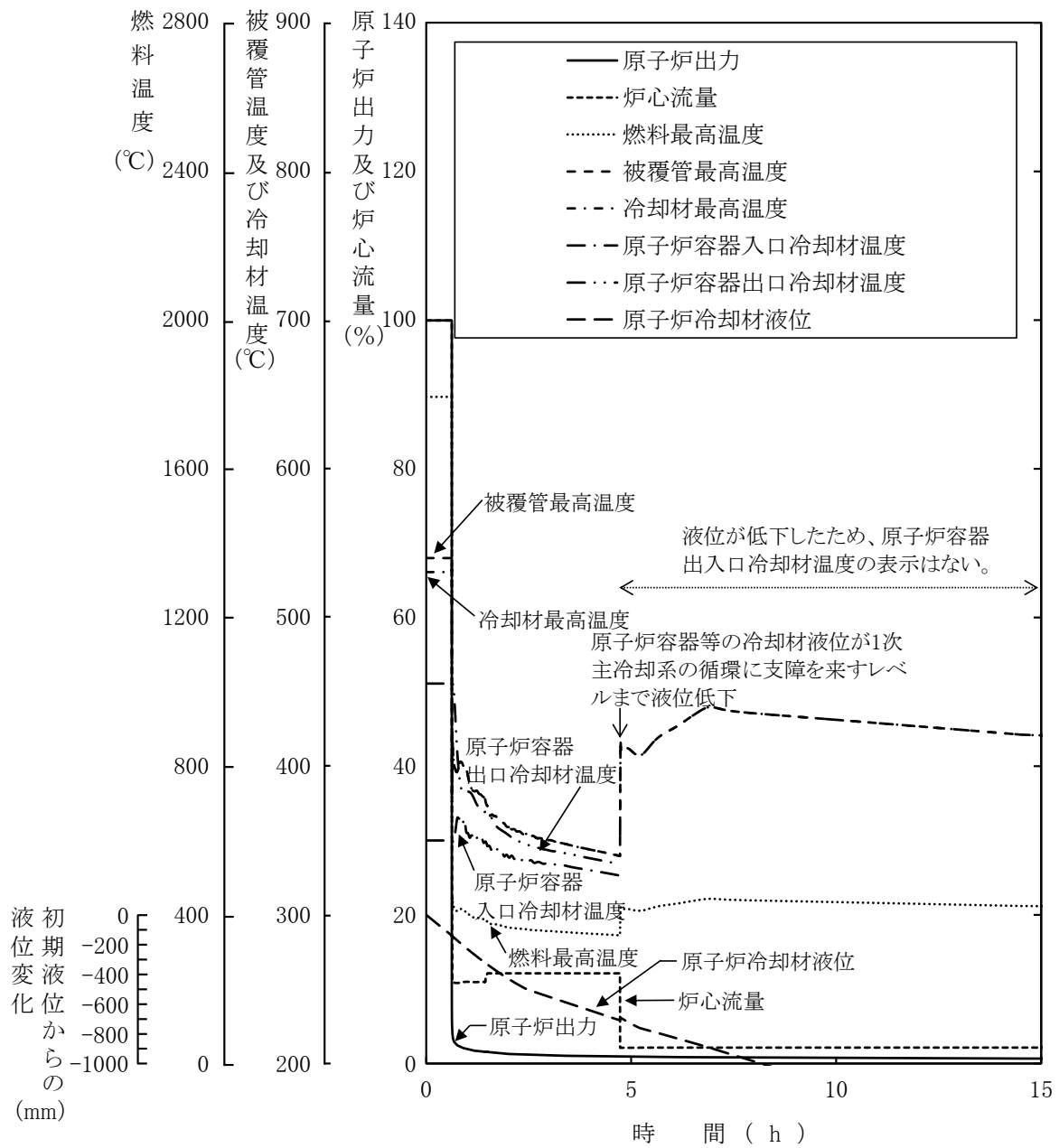
- 1) 崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を使用する。
- 2) 原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値は、設定値に対して、誤差-40mmを考慮し、原子炉容器通常ナトリウム液位-140mmとする。

不確かさを考慮した解析結果を第4.1.2図に示す。

第4.1.2図(1/2)には炉心部温度及び原子炉容器出入口冷却材温度を示す。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「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」の解析に比べ約11分遅く、時刻約37分となったが、原子炉出力の最大値、燃料最高温度及び原子炉容器出口冷却材の最高温度は「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」の解析と変わらず、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、「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」の解析とほとんど変わらず、それぞれ約550℃、540℃及び約370℃となった。1次主冷却系冷却材流路喪失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、両温度共に約20℃高い約440℃となった。これらの結果は、評価項目となるパラメータの値を下回る。

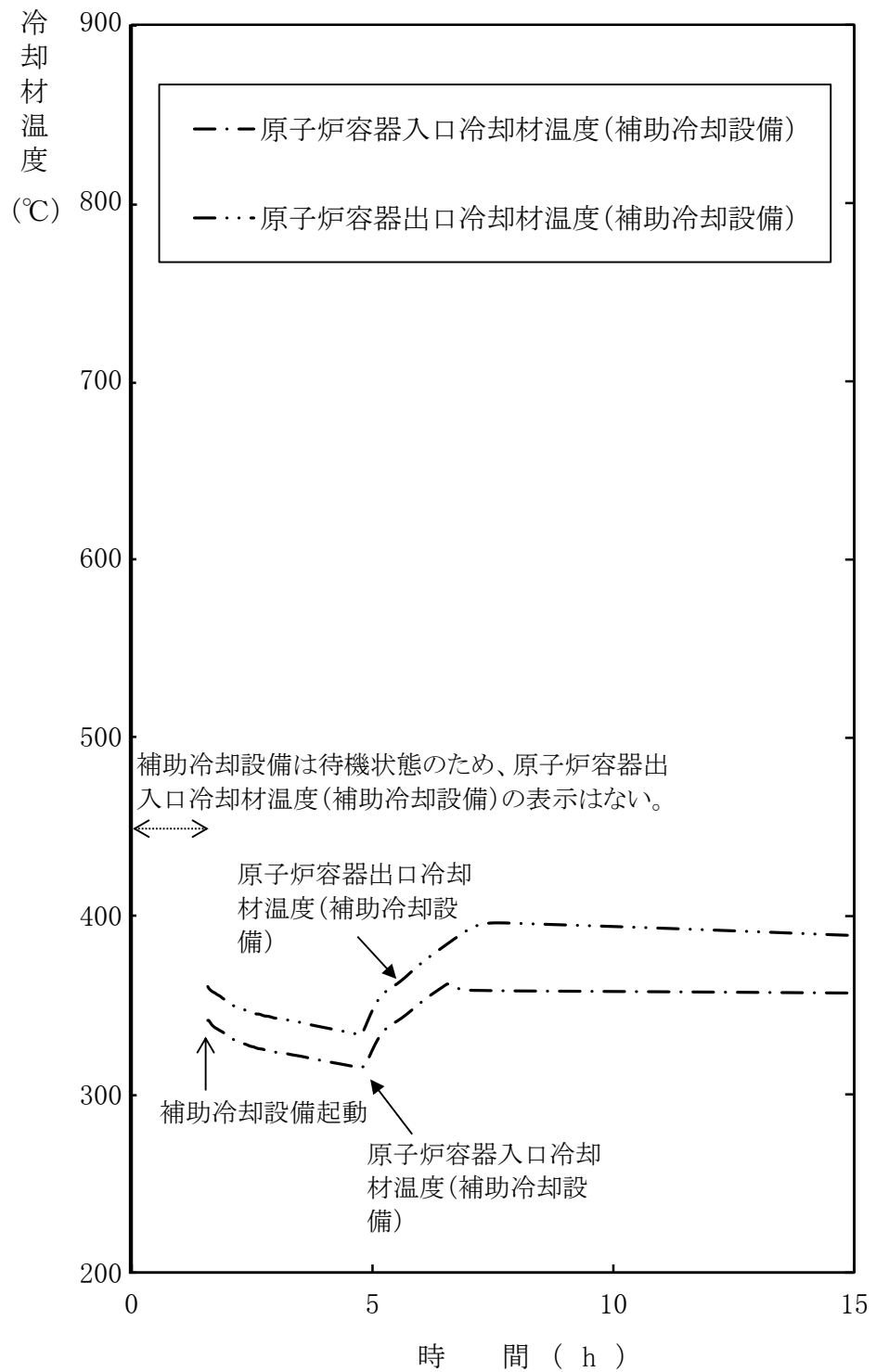
第4.1.2図(2/2)に補助冷却設備の原子炉容器出入口冷却材温度を示す。補助冷却設備の単独運転移行時には、崩壊熱の不確かさを考慮したこと及び1次主冷却系の冷却材流路喪失のタイミングが早くなったことにより、「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」の解析に比べて、原子炉容器出入口冷却材(1次補助冷却系)の最高温度は、両温度共に約10℃高いそれぞれ約400℃及び約370℃となった。これらの結果は、評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、解析条件の不確かさを考慮したとしても炉心損傷は余裕を持って防止できる。



第 4.1.2 図(1/2) 1次冷却材漏えい (2 箇所) 事故における事象進展 (感度解析結果)





第 4.1.2 図(2/2) 1次冷却材漏えい(2箇所)事故における事象進展(感度解析結果)

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

### 5.1 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

#### (1) 概要

本評価事故シーケンスは、原子炉の出力運転中に、2次冷却材の漏えいが生じ、原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象として考える。本評価事故シーケンスでは、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、本評価事故シーケンスでは、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することにより炉心の著しい損傷を防止する。これらの措置の有効性評価を行う。

#### (2) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、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、漏えいが生じていない健全な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。なお、本措置は上記のa.～b.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

#### (3) 資機材

本評価事故シーケンスにおける炉心損傷防止措置に使用する設備等を第5.1.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

#### (4) 作業と所要時間

本評価事故シーケンスにおける炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第5.1.2表に示す。

#### (5) 炉心損傷防止措置の有効性評価

##### (i) 有効性評価の条件

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

- 1) 初期状態は、「別紙3 2.1 初期定常運転条件」で述べたように原子炉出力100MW、1次主

冷却系のホットレグ温度 456℃、コールドレグ温度 350℃とする。また、1 次主冷却系流量は定格流量とする。

- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、「別紙 3 2.2 原子炉保護系の特性」に基づき設定する。
- 4) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 5) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 365℃、応答時間は 0.4 秒とする。
- 6) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 7.1%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に、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。

#### (ii) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの解析結果を第 5.1.1 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。また、2 次主循環ポンプの停止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低下するため、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 次主循環ポンプがトリップするが、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ものとしているため、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一旦上昇するが、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低下による温度上昇と、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。

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速やかに低下する。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、両温度共に約750℃であり、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。

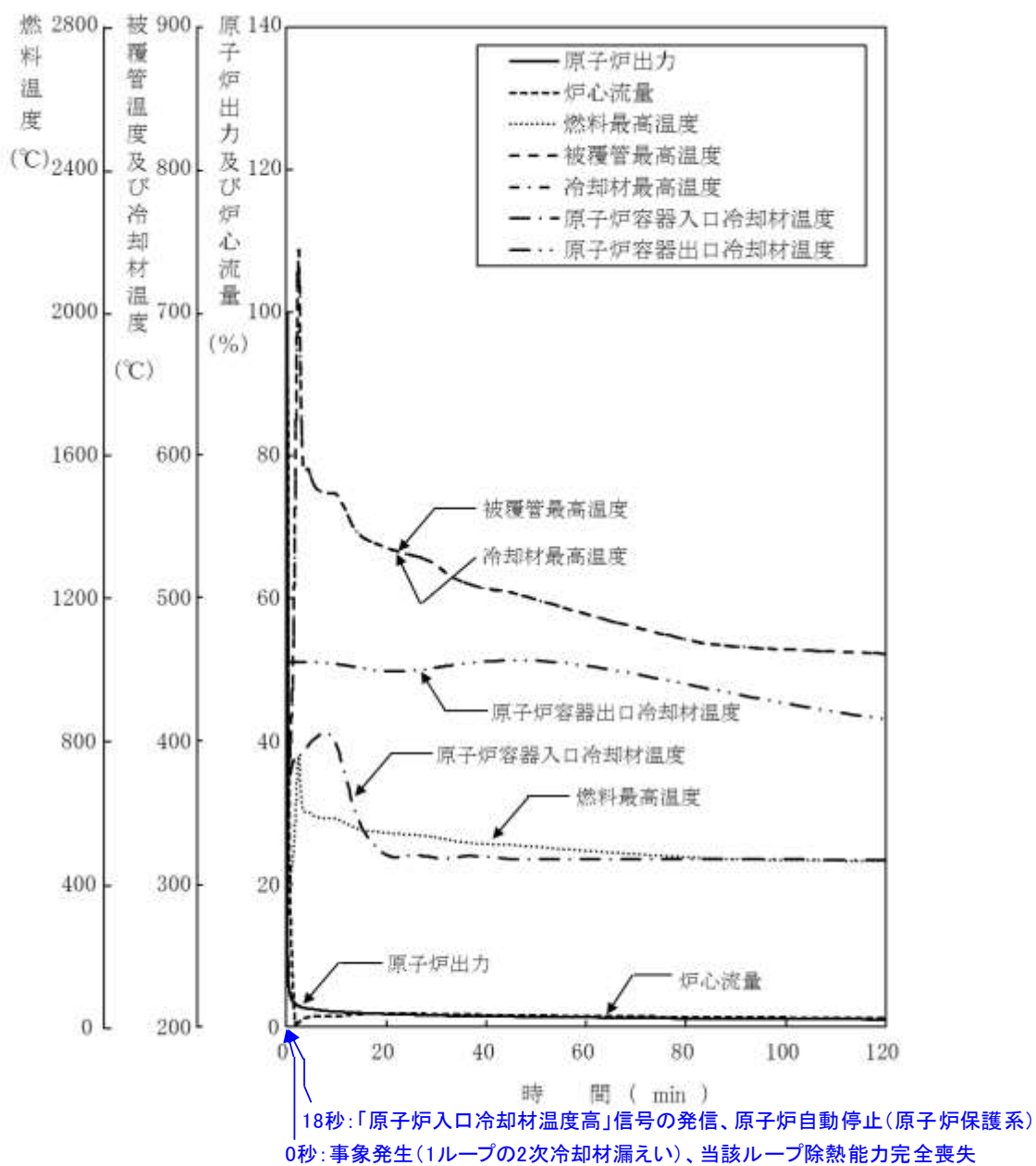
以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第5.1.1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
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
自然循環移行 (1ループ)	・ 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装

第5.1.2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	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温になると判断 ▽原子炉容器等に冷却材(ナトリウム)や放射性物質等が流出と判断																
	当直長	・ 運転操作指揮	[Gantt chart showing a single bar from 0 to 30 minutes]																
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]																・ 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系 (スクラム) 動作を確認する。
	運転員A、B	2 ・ 事故発生の判断	[Gantt chart showing a bar from 0 to 10 minutes]																・ 1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・ 補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・ 自然循環移行 (1ループ)	[Gantt chart showing a bar from 0 to 30 minutes]																・ 1次主冷却系 (自然循環)、2次主冷却系 (自然循環) 及び主冷却機 (自然通風) の運転状況を確認する。



第 5. 1. 1 図 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事象進展

#### (6) 不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについては、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要があるが、この内、計算コードの不確かさの影響は、「別紙4 1.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握」で述べたとおり、小さいと判断できるため、ここでは解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本事故シーケンス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。

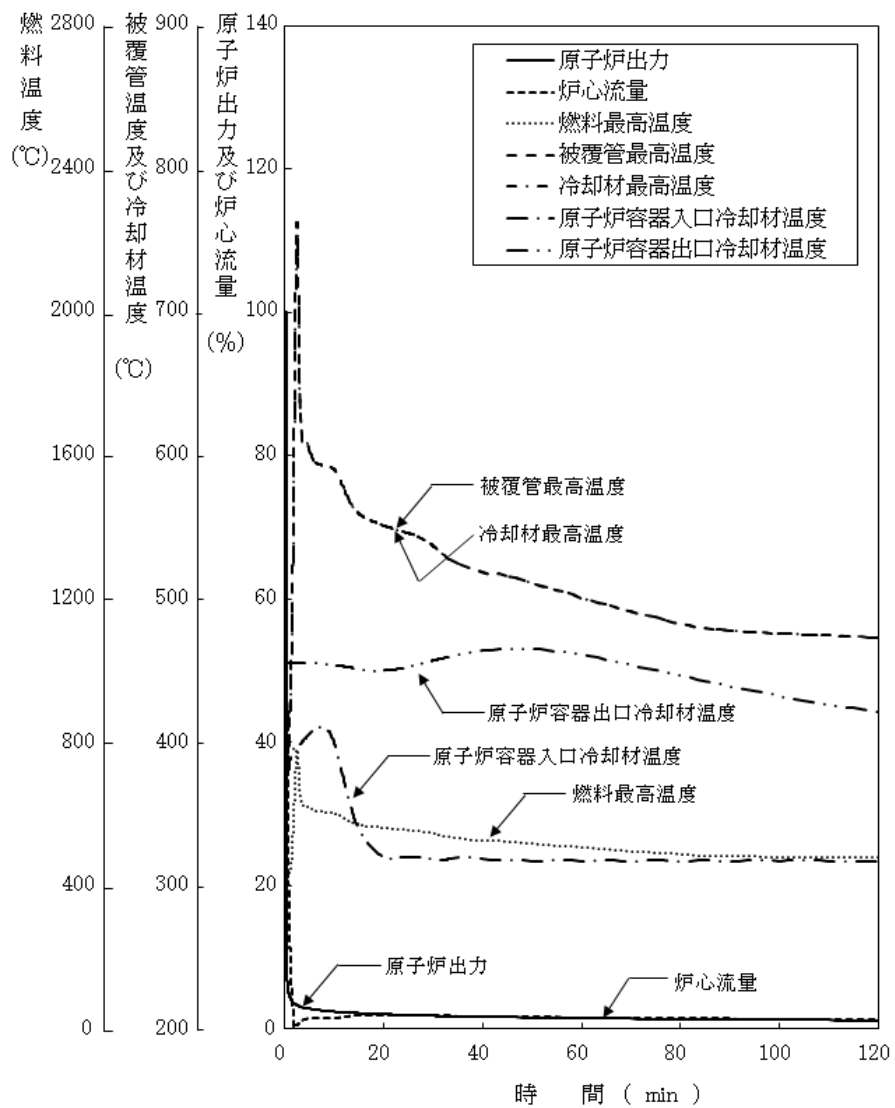
解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「崩壊熱」及び原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高の設定値」の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価した。なお、2つの解析条件の間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価することとした。

- 1) 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。
- 2) 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。

不確かさを考慮した解析結果を第5.1.2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「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」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「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」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、両者共に約20℃高い約770℃となり、原子炉出力の最大値及び燃料最高温度は「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」の解析と変わらず、評価項目となるパラメータの値を下回る。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度(自然循環ループ)は、両者共に約10℃高い約470℃及び約420℃となり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、解析条件の不確かさを考慮したとしても炉心損傷は余裕を持って防止できる。





第 5.1.2 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における事象進展  
(感度解析結果)

## 5.2 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

### (1) 概要

本評価事故シーケンスは、原子炉の出力運転中に、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。本評価事故シーケンスでは、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、本評価事故シーケンスでは、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することで炉心の著しい損傷を防止する。これらの措置の有効性評価を行う。

### (2) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、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。なお、本措置は上記のa.～b.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

### (3) 資機材

本評価事故シーケンスにおける炉心損傷防止措置に使用する設備等を第5.2.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

### (4) 作業と所要時間

本評価事故シーケンスにおける炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第5.2.2表に示す。

### (5) 炉心損傷防止措置の有効性評価

#### (i) 有効性評価の条件

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

- 1) 初期状態は、「別紙3 2.1 初期定常運転条件」で述べたように原子炉出力100MW、1次主冷却系のホットレグ温度456℃、コールドレグ温度350℃とする。また、1次主冷却系流量は定格流量とする。

- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、 $0.7\text{W}/\text{cm}^2\text{C}$ とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、「別紙3 2.2 原子炉保護系の特性」に基づき設定する。
- 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（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ものとし、負の反応度を $7.1\%\Delta k/k$ とする。また、解析では制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度係数90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 8) 原子炉の停止後、2 ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引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。

(ii) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの解析結果を第5.2.1図に示す。外部電源喪失の発生により、1次主循環ポンプ、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ものと仮定しているため、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一旦上昇するが、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。

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速やかに低下する。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、両者共に約 $650\text{C}$ であり、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温度は初期温度から上昇することなく低下し、評価項目となるパラメータの値を下回る。

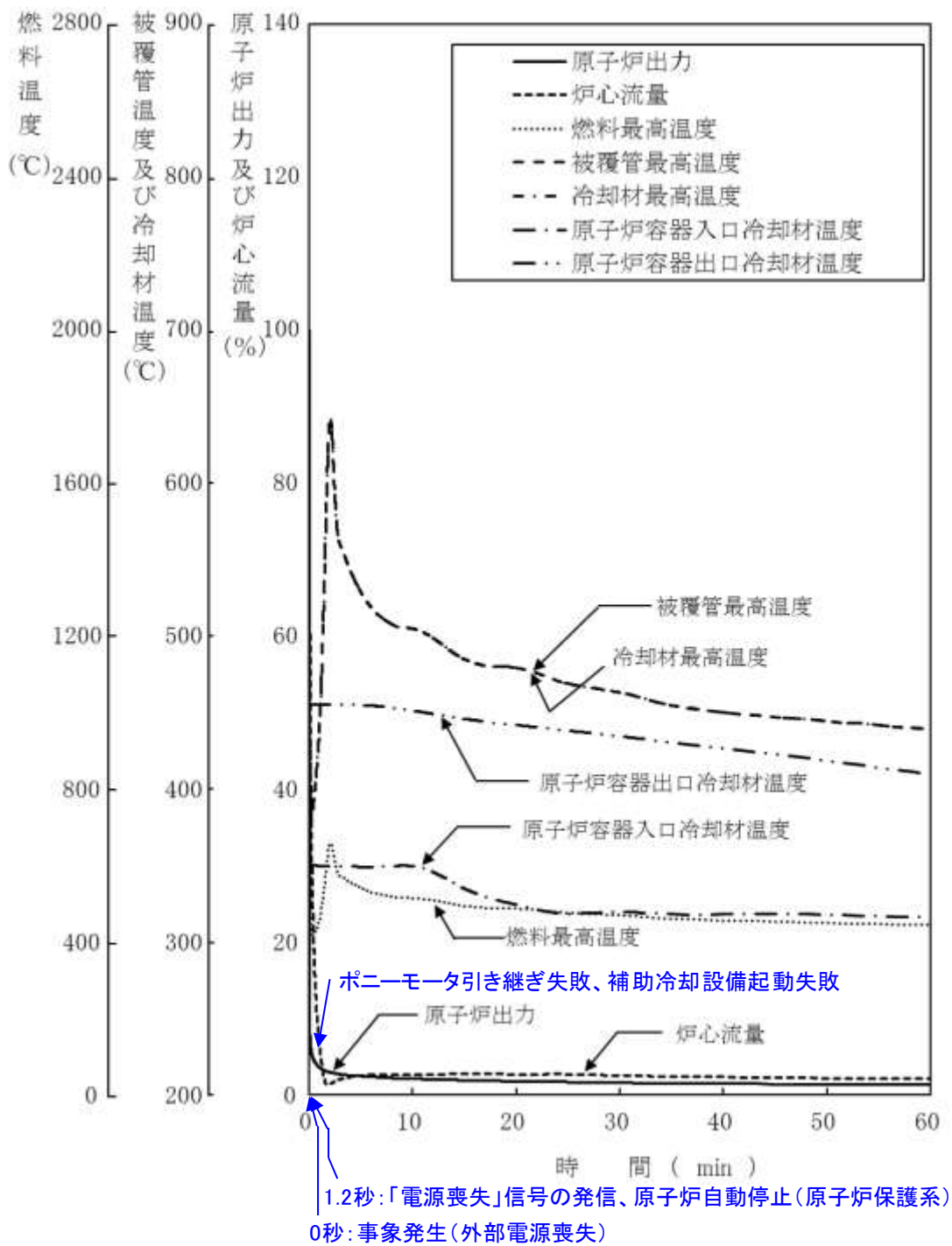
以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第5.2.1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 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
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 関連するプロセス計装

第5.2.2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	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	240	300	360	420	480		
		異常事象発生(外部電源喪失) 事故発生の判断 (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														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認														
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断														
炉心損傷 防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行														
	運転員D、E	2 ・強制循環冷却機能喪失の原因調査・復旧														



第 5. 2. 1 図 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事象進展

#### (6) 不確かさの影響評価

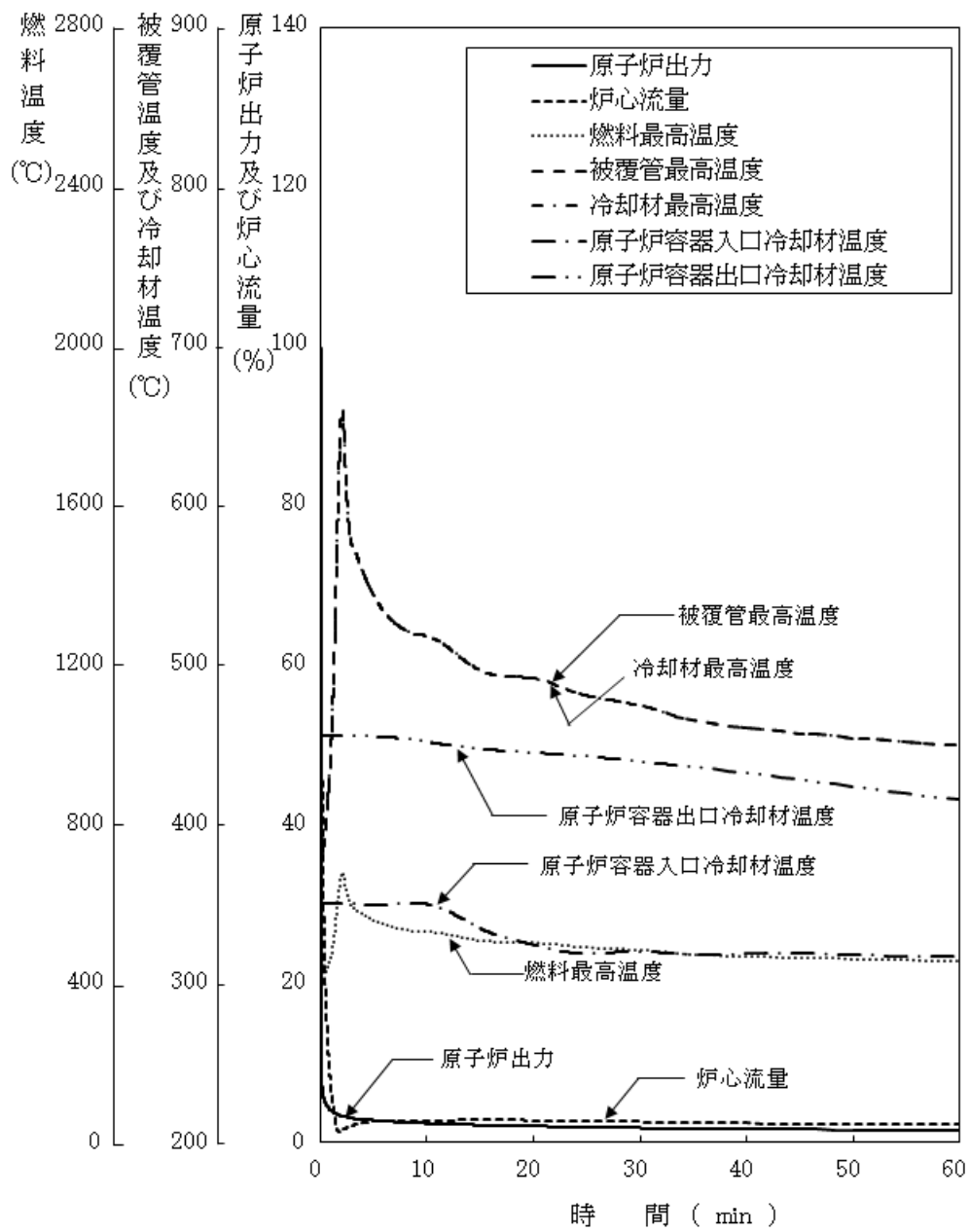
有効性評価における不確かさについては、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要があるが、この内、計算コードの不確かさは、「別紙4 1.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握」で述べたとおり、小さいと判断できるため、ここでは解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

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) 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。

不確かさを考慮した解析結果を第5.2.2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「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」の解析に比べ約20℃高くなり共に約670℃となるが、評価項目となるパラメータの値を下回る。また、原子炉出力の最大値、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「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」の解析と変わらず、評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、解析条件の不確かさを考慮したとしても炉心損傷は余裕を持って防止できる。



第 5.2.2 図 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事象進展 (感度解析結果)



## 6. 局所的燃料破損 (LF)

### 6.1 冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故

#### (1) 概要

高速炉の炉心は軽水炉と比較して発熱密度が高く、冷却材中の異物が炉心燃料集合体内の発熱バンドル部に混入し、発熱と除熱のバランスが局所的に取れなくなった場合に、燃料破損が生じるおそれがある。燃料破損が生じると、破損した被覆管から燃料要素内部に蓄積されていた核分裂生成ガスの放出によって隣接燃料要素周辺の冷却材の流れが阻害されることが想定される。隣接燃料要素周辺の除熱能力が低下することによって、燃料破損が短時間のうちに隣接する燃料要素に伝播し炉心損傷に至るおそれがある。

本評価事故シーケンスは、多量の放射性物質を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、局所的な除熱不足について評価を実施する。具体的には、閉塞前の燃料要素の最高温度が熱的制限値となる条件で閉塞が生じることを想定し、閉塞が生じない条件下で熱的条件が厳しい炉心部上端を軸方向の閉塞位置として想定する。このような条件下において、燃料要素が破損し、内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接燃料要素に向かって放出された場合、当該燃料要素の除熱が妨げられて被覆管温度の上昇が想定される。ただし、核分裂生成ガスの放出が停止すると、隣接燃料要素の除熱が再開され温度が低下することになる。

したがって、本評価事故シーケンスでは、燃料要素の破損により放出された核分裂生成物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、炉心の著しい損傷を防止する。これらの措置の有効性評価を行う。

#### (2) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、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、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- b. 燃料集合体において、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スパイラルワイヤを同一位相で巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、1次冷却材の流路が同一水平断面において同時に閉塞されないものとする。
- c. 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。
- 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、手動操作による各制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断により制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構を手動操作して制御棒を挿入する方法がある。

### (3) 資機材

本評価事故シナリオにおける炉心損傷防止措置に使用する設備等を第 6.1.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

### (4) 作業と所要時間

本評価事故シナリオ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 6.1.2 表に示す。燃料破損が発生し、燃料破損検出系の信号が保安規定に定める値を超えた場合に、運転員は保安規定に基づき、原子炉を手動でスクラムする手順としている。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。具体的には、「別紙 2 別添 1 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」による。

### (5) 炉心損傷防止措置の有効性評価

#### (i) 有効性評価の条件

集合体内熱流動サブチャンネル解析コード A S F R E により解析する。本評価事故シナリオの評価では最適条件での解析を基本としつつ、より厳しい結果を与える解析条件を仮定する。本事象に対する主要な解析条件等を以下及び第 6.1.3 表に示す。

- 1) 流路閉塞前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°C 及び 620°C とする。
- 2) 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た場合を想定する（第 6.1.1 図）。
- 3) 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。
- 4) 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（第 6.1.2 図）。
- 5) 閉塞部の厚みは、スパイラルワイヤ巻きピッチ（209mm）の 1/3 とする。
- 6) 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、 $1.0\text{W}/\text{cm}^2\text{C}$  とする。
- 7) 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による低速運転により、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。
- 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。
- 10) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、 $0.7\text{W}/\text{cm}^2\text{C}$  とする。
- 11) 燃料集合体の入口冷却材温度は 350°C とする。

#### (ii) 有効性評価の結果

千鳥格子状閉塞の解析結果を第 6.1.4 表に示す。閉塞の発生により、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 720℃及び約 640℃まで上昇するが、いずれも評価項目であるパラメータの値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。

閉塞された流路に接する燃料要素は長期間にわたって高温状態となり、被覆管のクリープ損傷が進行する可能性がある。そこで、あえて燃料要素がクリープ破損することを仮定し、破損燃料要素に隣接する燃料要素（隣接燃料要素）への破損伝播の可能性について解析を行った。クリープ破損を生じた燃料要素では、その内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接燃料要素に向かって放出される。ガスジェットが衝突した隣接燃料要素では、局所的に除熱が阻害され、被覆管温度が一時的に上昇する。第 6.1.5 表及び第 6.1.3 図に隣接燃料要素の被覆管温度の解析結果を示す。被覆管最高温度は約 800℃まで上昇するが、評価項目であるパラメータの値を超えることはなく、隣接燃料要素の健全性は維持される。また、核分裂生成ガス放出の継続時間は高々約 10 秒であり、ガス気泡が冷却材の流れによって下流に通過した後は冷却材による除熱が再開され、隣接燃料要素の被覆管温度は元の温度に戻る。この間、隣接燃料要素の破損はなく、破損伝播は起こらない。

一方、燃料破損検出系による監視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。崩壊熱除去運転へ移行後は、崩壊熱の減衰に伴い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、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

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。

第6.1.1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
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（カバーガス法燃料破損検出設備）により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉 手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第6.1.2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		
			10	20	30	40	50	60	90	120	180	240					
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生の判断 (燃料破損検出系による破損の検出) ▽原子炉停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断														
	当直長	・運転操作指揮															
状況判断	運転員A、D	2 ・事故発生の判断															・燃料破損検出系(カバーストック法燃料破損検出設備)により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止															・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第6.1.3表 主な解析条件

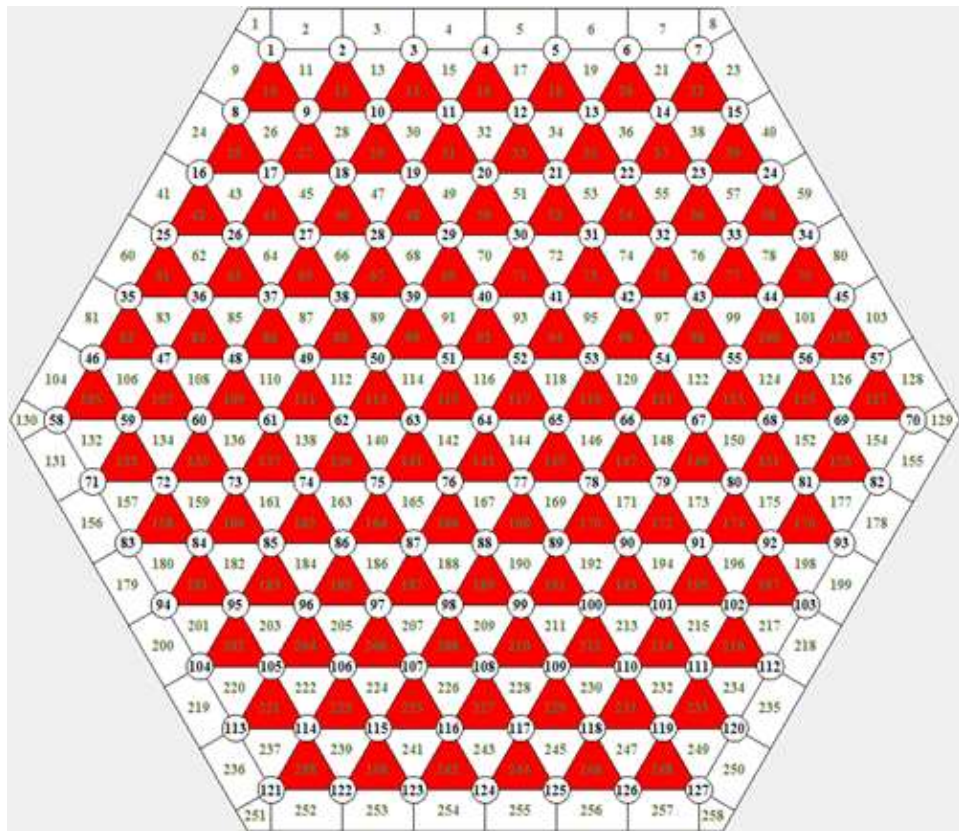
項目	単位	
最大線出力密度	[W/cm]	418
集合体発熱量	[MW]	2.24
燃料最高温度	[°C]	2350
被覆管最高温度	[°C]	620
冷却材最高温度	[°C]	600
集合体流量	[kg/s]	8.57
集合体入口温度	[°C]	350

第6.1.4表 千鳥格子状閉塞解析最高温度

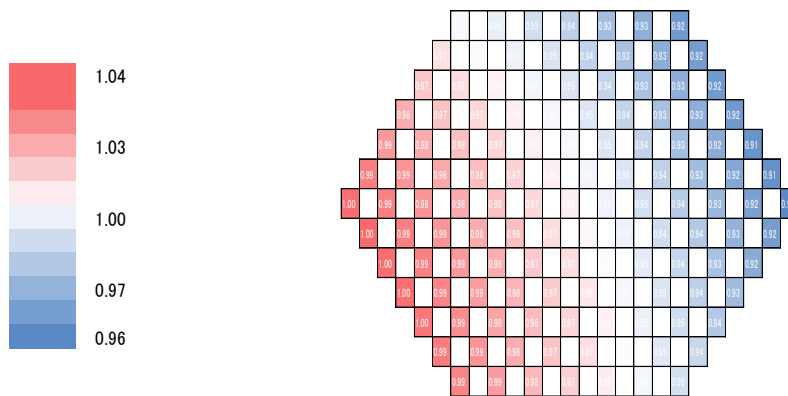
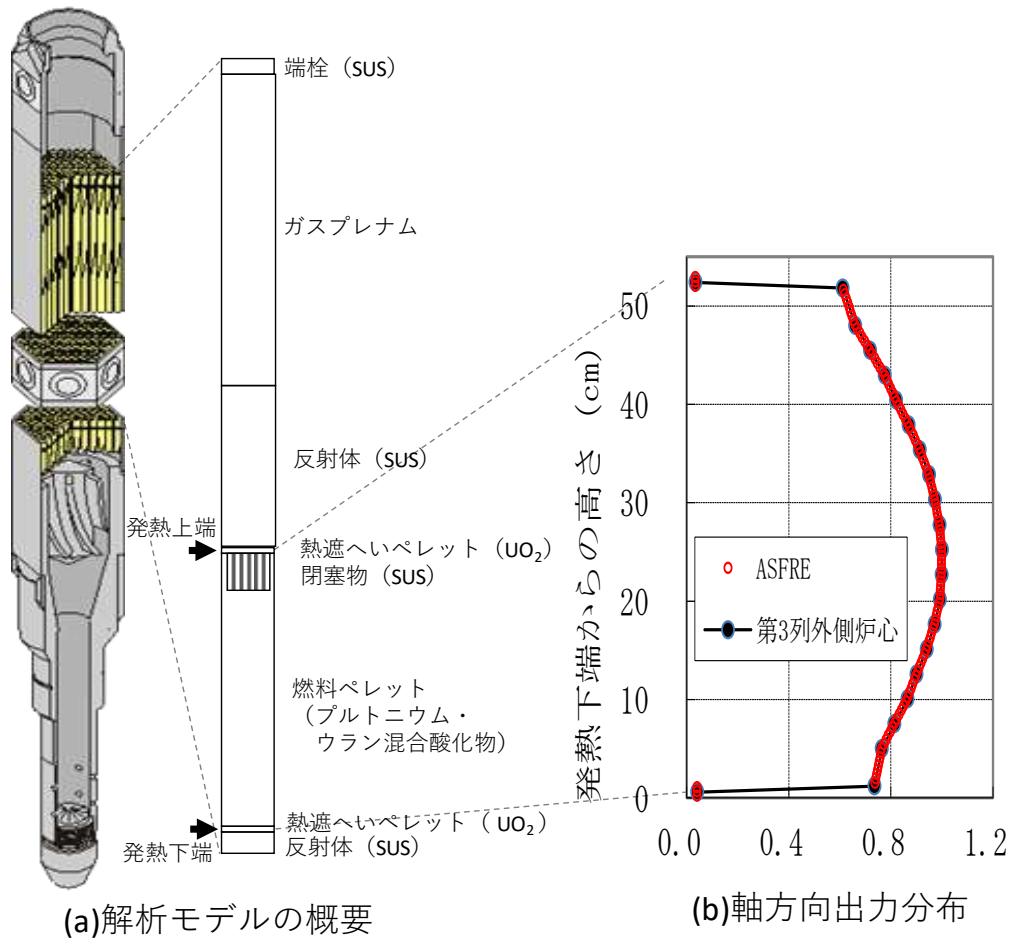
	集合体流量 [kg/s]	冷却材 最高温度 (°C)	閉塞物 最高温度 (°C)	被覆管 最高温度 (°C)	燃料 最高温度 (°C)
閉塞前	8.57	600	—	620	2350
閉塞後	8.02 (93.6%)	640	660	720	2360

第6.1.5表 ガスジェット衝突解析最高温度

	冷却材 最高温度 (°C)	被覆管 最高温度 (°C)
燃料破損後	770	800

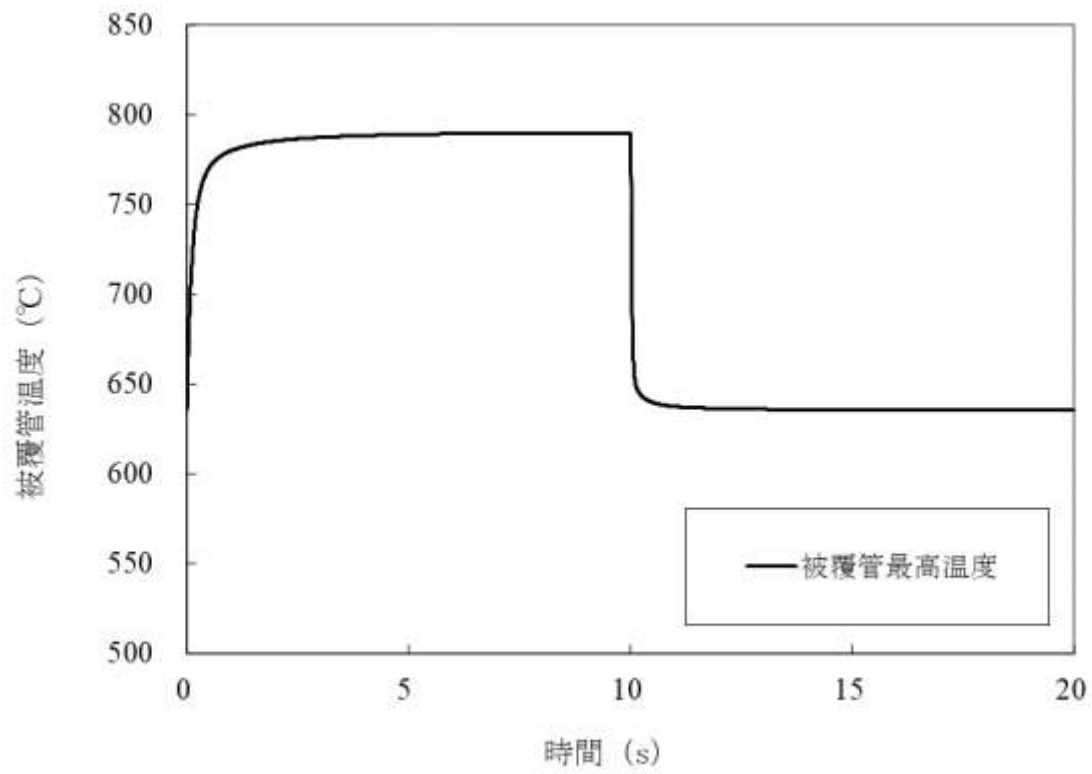


第 6. 1. 1 図 千鳥格子状閉塞



第 6. 1. 2 図 閉塞位置と集合体内出力分布





第 6.1.3 図 被覆管最高温度の時間変化 (ガスジェット衝突)

(6) 不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについては、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要があるが、この内、計算コードの不確かさは、「別紙4 1.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握」で述べたとおり小さいと判断できる。なお、運転員操作の時間に係る不確かさに関しては、「(4) 作業と所要時間」で述べたとおり、適切な余裕を考慮しているため、その影響は小さい。

解析評価における評価項目の重要なパラメータ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に関しては、「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価 (i) 有効性評価の条件」で述べたとおり、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「(ii) 有効性評価の結果」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、本評価の解析条件として、初期温度を通常の運転条件とは異なる熱的制限値に、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に、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それぞれ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関しては、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は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。

配管の漏えい口の大きさについて

配管の漏えい口の大きさについては、既往知見<sup>[1]</sup>に基づき  $t^2$  ( $t$ は配管厚さ)とする。なお、既往知見<sup>[1]</sup>では、JIS規格では呼び径 3B 以上であって、Sch10S 以下または呼び径が 4B 以上で Sch20S 以下のステンレス鋼管では、 $D/t \geq 24$  ( $D$ は配管外径)となることに基づき、貫通時の想定亀裂長さ  $12t$  を  $D/2$  に置き換え、加えて JIS 規格ではステンレス鋼管は  $D/t \leq 127$  であることに基づき想定する漏えい亀裂を長さ  $D/2$ 、幅  $t/2$  のスリット状と算定したことから、配管の漏えい口の大きさを配管の外径を用いた  $Dt/4$  として設定しているが、本件ではこのような置き換えを行わないで板厚により配管の漏えい口の大きさを設定する。具体的には既往知見<sup>[1]</sup>に基づき式を展開することで以下のとおり配管の漏えい口の大きさとして  $t^2$  を設定した。

1) 貫通時の亀裂長さ ( $\ell$ )<sup>[1]</sup>

$$\ell = 12t \quad (1)$$

2) 貫通時の亀裂中央の開口幅 ( $\delta$ )<sup>[1]</sup>

$$\delta = \frac{4\ell M}{E} \sigma_{\theta}^m = \frac{2\ell MDp}{Et} \quad (2)$$

ここで、 $E$ : 縦弾性係数

$$\sigma_{\theta}^m: \text{周方向膜応力}, \quad \sigma_{\theta}^m = \frac{pD}{2t}$$

$M$ : 形状係数,  $M = 1.6 + 0.29\lambda$

$$\lambda = \sqrt[4]{12(1-\nu^2)} \times \frac{\ell}{2} / \sqrt{\frac{Dt}{2}}$$

$D$ : 配管外径

$\nu$ : ポアソン比

(3) 貫通時の亀裂開口面積 ( $S$ )

貫通時の亀裂開口面積 ( $S$ ) を長さ ( $\ell$ ) で幅 ( $\delta$ ) である楕円形とすると、上記の (1) 及び (2) より貫通時の亀裂開口面積 ( $S$ ) は次式で与えられる。

$$S = \pi \times \frac{\ell}{2} \times \frac{\delta}{2} \quad (3)$$

(4) 「常陽」の設計想定外事象における配管の漏えい口の大きさ ( $S_A$ )

設計想定外事象における配管の漏えい口の大きさとして、漏えいナトリウム量を多く見積もるために式(2)について、既往知見で条件とされたのと同等<sup>[1]</sup>に低エネルギー配管<sup>注)</sup>の最高運転圧力 1.9MPa とした上で、運転温度を 650°C(式(2)における縦弾性係数を 144157MPa とする)とし、さらには既往知見<sup>[1]</sup>と同じく JIS におけるステンレス鋼鋼管では、 $D/t \leq 127$  となることを踏まえて式(2)を展開すると次式となる。

$$\delta \leq 8.02 \times 10^{-2} t \quad (4)$$

したがって、式(1)により想定亀裂長さ  $12t$  とすると、式(3)より開口面積として次式が導かれる。

$$S \leq \pi \times \frac{12t}{2} \times \frac{8.02 \times 10^{-2} t}{2} = 0.76t^2 \quad (5)$$

ここで、さらに漏えいナトリウム量を多く見積もるために係数を丸めると次式となる。

$$S \leq 0.76t^2 \leq S_A = t^2 \quad (6)$$

注) 既往知見<sup>[1]</sup>では「moderate energy fluid system」について中エネルギー流体系配管と邦訳して表現しているが、本件では[原子力規制庁，“原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド”，原規技発第 1408064 号，2014”]に合わせて低エネルギー配管と表現した。

#### 参考文献

[1] 動力炉・核燃料開発事業団，“配管破損の形態と大きさについて”，PNC TN243 81-06，1981

「1次冷却材漏えい事故」における配管破損規模の想定
---------------------------

1次冷却材の漏えいが生じると、原子炉冷却材液位が低下するとともに炉心流量が減少し、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるため、「1次冷却材漏えい事故」において、1次冷却材漏えいによる炉心冷却能力の低下について評価している。

「1次冷却材漏えい事故」における破損位置及び破損形態の想定では、燃料被覆管及び冷却材温度を高め評価するために、破損口からの漏えい流速が大きくなる1次主循環ポンプと原子炉容器間の1次冷却系主配管に接続するドレン系統の小口径配管（以下「小口径配管」という。）の破断を仮定している。

また、炉心冷却能力の解析では、炉心流量がステップ状に減少するものとし、炉心流量の減少幅は破損口からの最大の漏えい流速を包絡する80kg/sとしている。

小口径配管の破断の漏えい口の大きさ（約22cm<sup>2</sup>）は、1次冷却系主配管における割れ状の漏えい口（Dt/4）の大きさ（約5cm<sup>2</sup>（1次主循環ポンプ出口～原子炉容器入口の配管））を包絡する保守的な仮定である。

この仮定は、既許可で漏えい口を設定した際<sup>[1]</sup>に、板厚（t）を口径（D）に便宜的に置換する式を小口径配管に適用できなかったこと、及び小口径配管の破断を仮定しても判断基準を満足することから、保守的な仮定として、小口径配管の破断を仮定したものである。

なお、液位確保に関しては、1次主冷却系及び1次補助冷却系は、主要機器を二重容器とするとともに主要配管を内管と外管より成る二重管とし、二重壁内の空間容積を制限すること等により、1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器において万一ナトリウム漏えいが生じた場合でも、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安全に炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持することができる。

上記の漏えい口の仮定は、既許可からの変更はなく、十分に保守的であり、安全設計上想定すべきものを包絡するものである。参考までに、ナトリウム冷却炉の設計の特徴及び配管破損に関する最新知見を踏まえた破損口の評価を添付1に示す。

[1]：配管破損の形態と大きさについて（PNC TN243 81-06）

「常陽」 1次主冷却系等の配管破損の特徴及び最新知見を踏まえた破損開口面積の評価
--

## 1. 配管破損の特徴

原子炉冷却材バウンダリを構成する配管には、以下に示す対策を講じており、設計条件において、配管の破断が生じることはない。また、配管エルボに代表される応力集中部における熱膨張応力や熱応力等による疲労（クリープ疲労）破損が、相対的に、最も注意すべき破損様式となるが、設計にあつては、当該破損様式も考慮しており、設計条件の下で配管の破断が生じることはない。

- (i) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。
- (ii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管は、エルボを用いて引き回し、十分な撓性を備えたものとする。
- (iii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計する。
- (iv) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理する。

ここで、相対的にリスクの大きい疲労破損の発生を想定した場合、当該破損は、疲労き裂が進展し、配管肉厚を貫通した形態となる。この場合、配管の内圧が低いため、肉厚貫通時点又はそれ以前のき裂から急速な伝播型破断が生じるおそれはない。

## 2. 最新知見を踏まえた破損開口面積の評価

最新知見において、 $24 \leq D/t \leq 127$  の範囲の配管における破損開口面積は  $Dt/4$ 、 $D/t < 24$  の範囲の小口径配管における破損開口面積は  $6t^2$  で評価できる<sup>[1]</sup>。当該式を用いた「常陽」配管の破損開口面積を第1表に示す。破損開口面積は1次冷却材漏えい事故で想定している  $22\text{cm}^2$  を大幅に下回る。

第1表 破損開口面積

区画	配管（内管）仕様 (D：配管外径、t：肉厚)	D/t	破損開口面積 (cm <sup>2</sup> )
原子炉容器出口～ 主中間熱交換器入口	20B 配管 (D：508.0mm、t：9.5mm)	約 53	約 12 <sup>*1</sup>
1次主循環ポンプ出口 ～原子炉容器入口	12B 配管 (D：318.5mm、t：6.5mm)	49	約 5 <sup>*1</sup>
充填・ドレン系統	2B 配管 (D：60.5mm、t：3.5mm)	約 17	約 0.7 <sup>*2</sup>

\*1： $Dt/4$ （適用範囲  $24 \leq D/t \leq 127$ ）

\*2： $6t^2$ （小口径配管であるため、 $12t=D/2$  の換算を実施せず）

[1] : 配管破損の形態と大きさについて (PNC TN243 81-06) ※

※ 破損開口面積の評価式の導出においては、冷却材漏えい事故を想定するための工学的モデルとして、以下の (i)、(ii) の仮定を設けている。

(i) 供用開始時点において、大きなき裂状欠陥が存在すると仮定する。

(ii) 設計条件を超える過大な荷重サイクルにより、この初期欠陥から疲労き裂が進展し、壁厚貫通により冷却材の漏えいが生じると仮定する。

また、破損開口幅の評価条件のうち、D/t 比、配管内圧、配管物性値の温度を保守的に設定するとともに、主冷却系配管については、破損開口長さも保守的に D/2 としている。

## 配管破損の想定規模「Dt/4」とLBB評価

LBB (Leak before break) の概念とは内部流体を含む構造物中に欠陥が存在し、それが運転中に進展して貫通に至ったとしても、材料の靱性が十分に高いか、または作用する応力が低ければ、漏えいを検知することにより破断することなしに適切な対応処置が講じることができ、すなわち全断面瞬時破断（いわゆるギロチン破断）は起こらないとする概念である（日本機械学会 発電用原子力設備規格 配管破損防護設計規格 (JSME S ND1-2002) より）。

## 1. 配管破損の想定規模

上記に示すように、LBB は、全断面瞬時破断の発生を防止するための概念である。「常陽」の1次冷却系配管は、延性に富む SUS304 を使用していることに加え、その内圧は低く、亀裂の肉厚貫通時点またはそれ以前の亀裂から急速な伝播型破断が生じることはないため全断面瞬時破断のような大規模な破損が生じ難い条件を有しており、漏えい先行型破損(Leak before break)が確保される。

他方、配管破損の想定規模(Dt/4)はもんじゅの1次冷却材漏えい事故に対する安全評価を行うにあたって採用された配管破損の想定規模であり、高速炉の特徴を踏まえた破損の様相および形態を踏まえて破壊力学に基づき設定されたものである<sup>[1]</sup>。このなかでは、急速な伝播型破断が生じないことは、延性に富む SUS304 を使用していることに加え、その内圧は低いことから基本的な前提条件とされている。

「常陽」の配管において貫通亀裂が発生し、Dt/4 の破損口の面積よりナトリウムの漏えいが生じた場合には、原子炉容器内液位が「炉内ナトリウム液面低」の原子炉トリップ設定値に至った時点で、「炉内ナトリウム液面低」の原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止するため、貫通亀裂発生後も運転が継続され、亀裂が成長し開口面積が拡大することはない。また、貫通亀裂が生じナトリウム漏えいが発生した場合、ナトリウム漏えい検出器により、ナトリウム漏えいが検出され、中央制御室に警報を発するため、これらの警報に応じて、運転員は手動で原子炉を停止することができる。

上記のとおり「常陽」の1次冷却系配管は延性に富む SUS304 を使用していることに加え、その内圧は低いことならびに貫通亀裂からの漏えいにより「炉内ナトリウム液面低」により自動停止することから、漏えい先行型破損が確保され、配管破損の想定規模は Dt/4 となる。

## 2. 貫通亀裂の成長による不安定破壊への進展

1次冷却系配管は延性に富む SUS304 を使用していることに加え、その内圧は低いため、亀裂が急速に伝播することはない。また、応力腐食割れも想定されないことから、主たる亀裂進展の駆動力はプラントの運転にともなう繰返し熱応力となる。

この繰返し熱応力は、起動と停止のサイクル等で発生するものであるが、1.に示した Dt/4 の貫通亀裂は、安全評価のために、実際のプラントにおいて熱応力が発生する繰返し回数を大きく超える仮想的な繰返し数を設定し評価されている。

このため貫通亀裂が成長するには、仮想的な繰返し数をさらに上回る期間の運転が必要となることから、微小な貫通亀裂の成長を考慮する必要はない。



他方、上記のとおり 1 次冷却系配管は延性に富む SUS304 を使用していることに加え、その内圧は低いため不安定破壊の発生に至る亀裂の長さは極めて大きく、既往の評価に準ずる<sup>[1]</sup>と亀裂長さはメートルのオーダーである。

したがって、貫通亀裂が発生した上に、 $Dt/4$  を超えて成長し、液面低により原子炉が停止することなく不安定破壊に至るまで拡大することはない。

[1] 配管破損の形態と大きさについて (PNC TN243 81-06)

想定亀裂長さ 12t の設定の考え方
--------------------

配管系における応力集中部には、エルボの横腹部が該当する。当該部において、繰返し荷重による疲労破損で生じる貫通亀裂は、軸方向に発生することが想定される。

過去に実施されたエルボの横腹部やエルボの端点等に人工欠陥を設けた試験体に対する高温疲労試験では、エルボ横腹部の人工欠陥から亀裂が進展・貫通することが確認されており、この想定は妥当である<sup>[1]</sup>。

また、既往検討における配管の軸方向の亀裂の進展解析では、亀裂が貫通した際に、亀裂長さ( $\ell$ )が最も大きくなるのは純曲げ応力の場合であることが確認されており、その場合の亀裂長さ( $\ell$ )は、板厚( $t$ )に対して次式で与えられる<sup>[2]</sup>。

$$\ell = 12t \quad \dots \dots (1)$$

エルボ横腹部に人工欠陥を有した複数のエルボの疲労試験においては、貫通時の亀裂長さは 8t 以下であり、12t を下回ることを確認している<sup>[1]</sup>、<sup>[3]</sup>。また、亀裂長さの算定に用いた解析プログラムの妥当性についても確認している<sup>[4]</sup>。上記設定では、円筒の軸方向亀裂の貫通時長さに、円筒の曲率は影響を及ぼさないため、小口径と大口径を区分する必要はない。

なお、JIS 規格において、「呼び径 3B 以上であって、Sch10S 以下又は呼び径が 4B 以上で Sch20S 以下のステンレス鋼管」では  $D/t \geq 24$  であることから、式(1)を次式のように変換し、開口幅  $t/2$  を乗じて  $Dt/4$  と設定している。一方、当該規格に該当しない小口径配管 (2B) については、本変換を実施せずに、亀裂長さ 12t に開口幅  $t/2$  を乗じて  $6t^2$  としている。

$$\ell \approx 12t \leq D/2 \quad \dots \dots (2)$$

- [1] Y. Sakakibara, et al, “Fatigue crack propagation from surface flaw of elbows”, Transaction of SMiRT 6, Vol.E, 1981
- [2] 動力炉・核燃料開発事業団, “配管破損の形態と大きさについて”, PNC TN243 81-06, 1981
- [3] Daniel Garcia-Rodriguez and Y.Sakakibara, “Fatigue Crack Propagation Experimental Evaluation and Modeling in an Austenitic Steel Elbow From a LMFBR Primary System Piping”, Proceedings of ASME pressure vessel piping conference, PVP2014-28388, 2014
- [4] 動力炉・核燃料開発事業団, “大口径ナトリウム配管の不安定破壊評価について”, PNC TN9410 93-051, 1992

「1次冷却材漏えい事故」における小口径配管の破断の代表性
------------------------------

1次冷却材の漏えいが生じると、原子炉冷却材液位が低下するとともに炉心流量が減少し、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるため、「1次冷却材漏えい事故」において、1次冷却材漏えいによる炉心冷却能力の低下について評価している。

「1次冷却材漏えい事故」における破損位置及び破損形態の想定では、燃料被覆管及び冷却材温度を高め評価するために、破損口からの漏えい流速が大きくなる1次主循環ポンプと原子炉容器の間の1次冷却系主配管に接続するドレン系統の小口径配管（以下「小口径配管」という。）の破断を仮定している。

また、炉心冷却能力の解析では、炉心流量がステップ状に減少するものとし、炉心流量の減少幅は破損口からの最大の漏えい流速を包絡する80kg/sとしている。

小口径配管の破断の漏えい口の大きさ（約22cm<sup>2</sup>）は、1次冷却系主配管における割れ状の漏えい口（Dt/4）の大きさ（約5cm<sup>2</sup>（1次主循環ポンプ出口～原子炉容器入口の配管））を包絡する保守的な仮定である。

上記の漏えい口の仮定は、既許可からの変更はなく、十分に保守的であり、安全設計上想定すべきものを包絡するものである。参考までに、1次冷却材漏えいの起因となる可能性がある原子炉冷却材バウンダリー一覧と当該部からの漏えい流速の計算値を添付5に示す。

1 次冷却材漏えいの起因となる可能性がある原子炉冷却材バウンダリー一覧
-------------------------------------

## 1. 配管破損の特徴

原子炉冷却材バウンダリーを構成する配管には、以下に示す対策を講じており、設計条件において、配管の破断が生じることはない。また、配管エルボに代表される応力集中部における熱膨張応力や熱応力等による疲労（クリープ疲労）破損が、相対的に、最も注意すべき破損様式となるが、設計にあつては、当該破損様式も考慮しており、設計条件の下で配管の破断が生じることはない。

- (i) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。
- (ii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管は、エルボを用いて引き回し、十分な撓性を備えたものとする。
- (iii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計する。
- (iv) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理する。

ここで、相対的にリスクの大きい疲労破損の発生を想定した場合、当該破損は、疲労き裂が進展し、配管肉厚を貫通した形態となる。この場合、配管の内圧が低いいため、肉厚貫通時点又はそれ以前のき裂から急速な伝播型破断が生じるおそれはない。

## 2. 原子炉冷却材バウンダリーを構成する配管の破損開口面積の評価の一覧

$24 \leq D/t \leq 127$  の範囲の配管における破損開口面積は  $Dt/4$ 、 $D/t < 24$  の範囲の小口径配管における破損開口面積は  $6t^2$  で評価できる（添付 1 参照）。当該式を用いて計算した漏えい流速を第 1 表に示す。漏えい流速は 1 次冷却材漏えい事故で想定している 80kg/s を大幅に下回る。なお、1 次純化系及び 1 次オーバフロー系は、1 次主冷却系の流路に直接接続していないため、漏えいにより直接的に炉心流量が減少しないため、第 1 表に記載していない。

第 1 表 原子炉冷却材バウンダリーを構成する配管からの漏えい流速の一覧

系統	区画	配管（内管）仕様 (D : 外径、t : 肉厚)	破損開口 面積 (cm <sup>2</sup> )	漏えい流 速 (kg/s)
1 次主冷却系	原子炉容器出口～主中間熱交換器入口（ホットレグ配管）	20B 配管 (D : 508.0mm、t : 9.5mm)	約 12	約 20
1 次主冷却系	1 次主循環ポンプ出口～原子炉容器入口（コールドレグ配管）	12B 配管 (D : 318.5mm、t : 6.5mm)	約 5	約 20
1 次補助冷却系	原子炉容器出口～補助中間熱交換器入口（ホットレグ配管）	4B 配管 (D : 114.3mm、t : 4.0mm)	約 1	約 1
1 次補助冷却系	補助電磁ポンプ出口～原子炉容器入口（コールドレグ配管）	3B 配管 (D : 89.1mm、t : 4.0mm)	約 1	約 3
充填・ドレン系統 ※1	1 次主循環ポンプ出口～原子炉容器入口（コールドレグ配管）	2B 配管 (D : 60.5mm、t : 3.5mm)	22	80

※1 : 1 次冷却材漏えい事故で想定している破損

UTOP の有効性評価における制御棒の異常な引抜きによる反応度添加率の設定
---------------------------------------

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

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

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

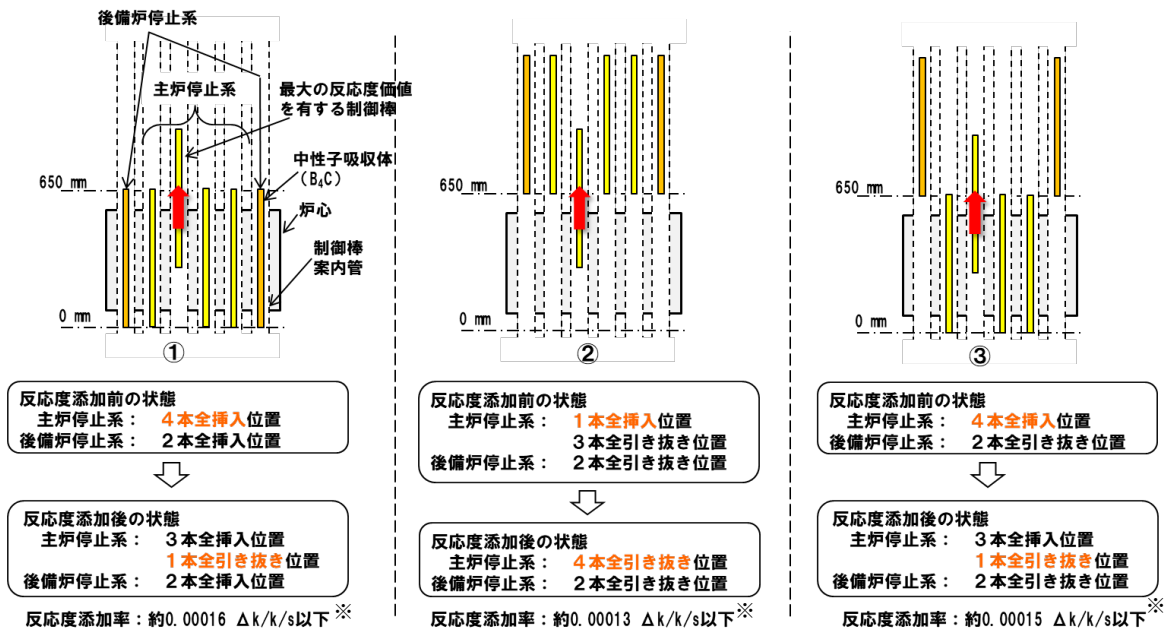
第1表 反応度添加率の設定

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

※1：後備炉停止制御棒全引き抜き時の反応度価値（第1図パターン③参照）。

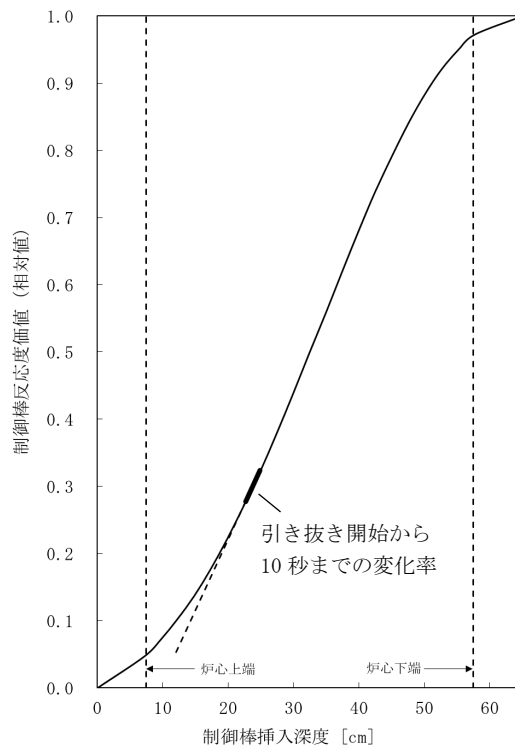
※2：後備炉停止制御棒全挿入時の反応度価値（第1図パターン①参照）。

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



※：反応度値変化率が最大のときの反応度添加率を示す。

第1図 反応度値の設定における制御棒パターン



第2図 制御棒ストローク曲線