

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 9 月 28 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

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

2. 要求事項への適合性

2.1 安全評価に関する基本方針

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

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

2.2 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故

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

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)
 - a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - c. 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)
 - a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)
 - a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- (4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)
 - a. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
 - b. 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故
 - c. 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故
- (5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)
 - a. 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

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。

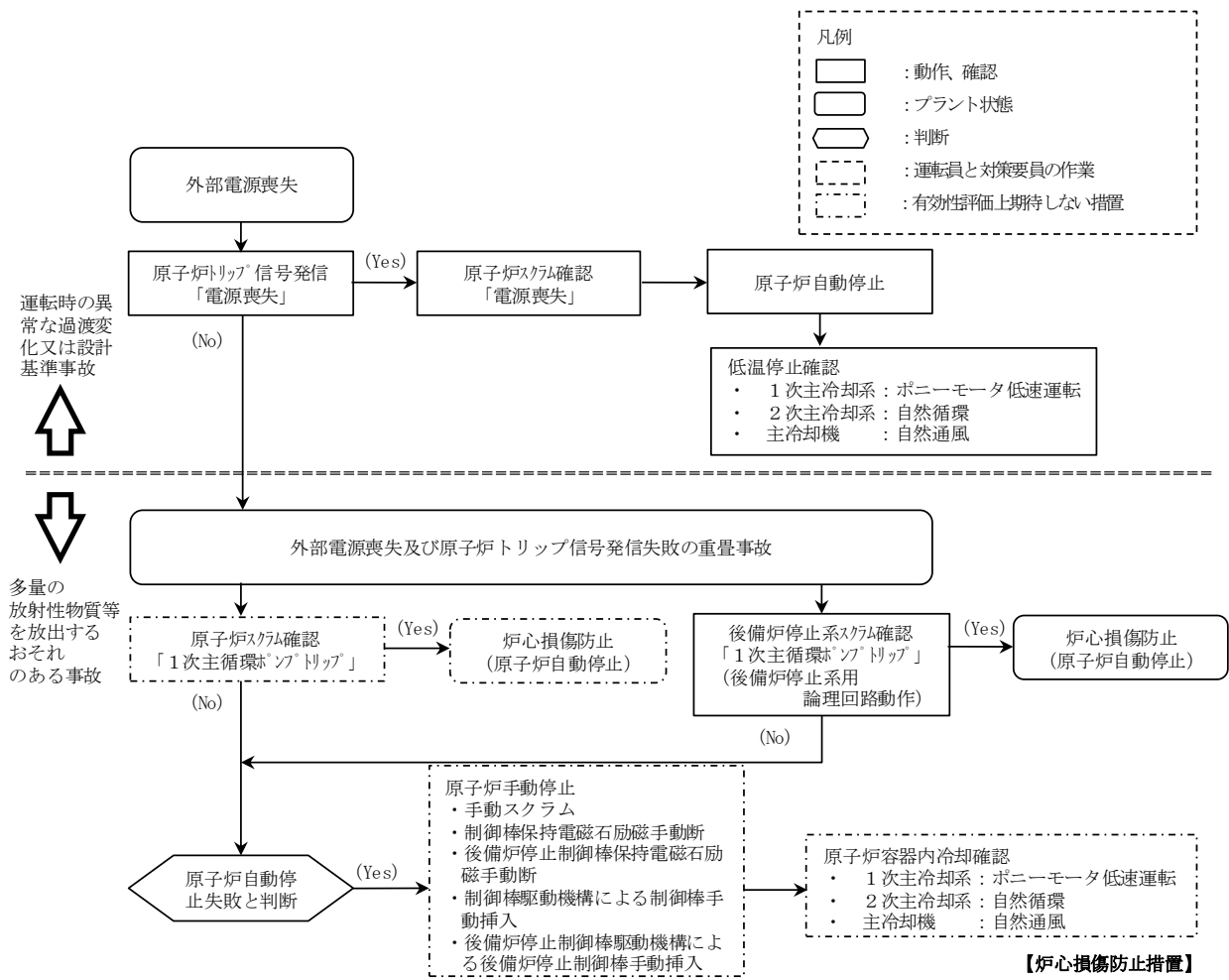
以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.1.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

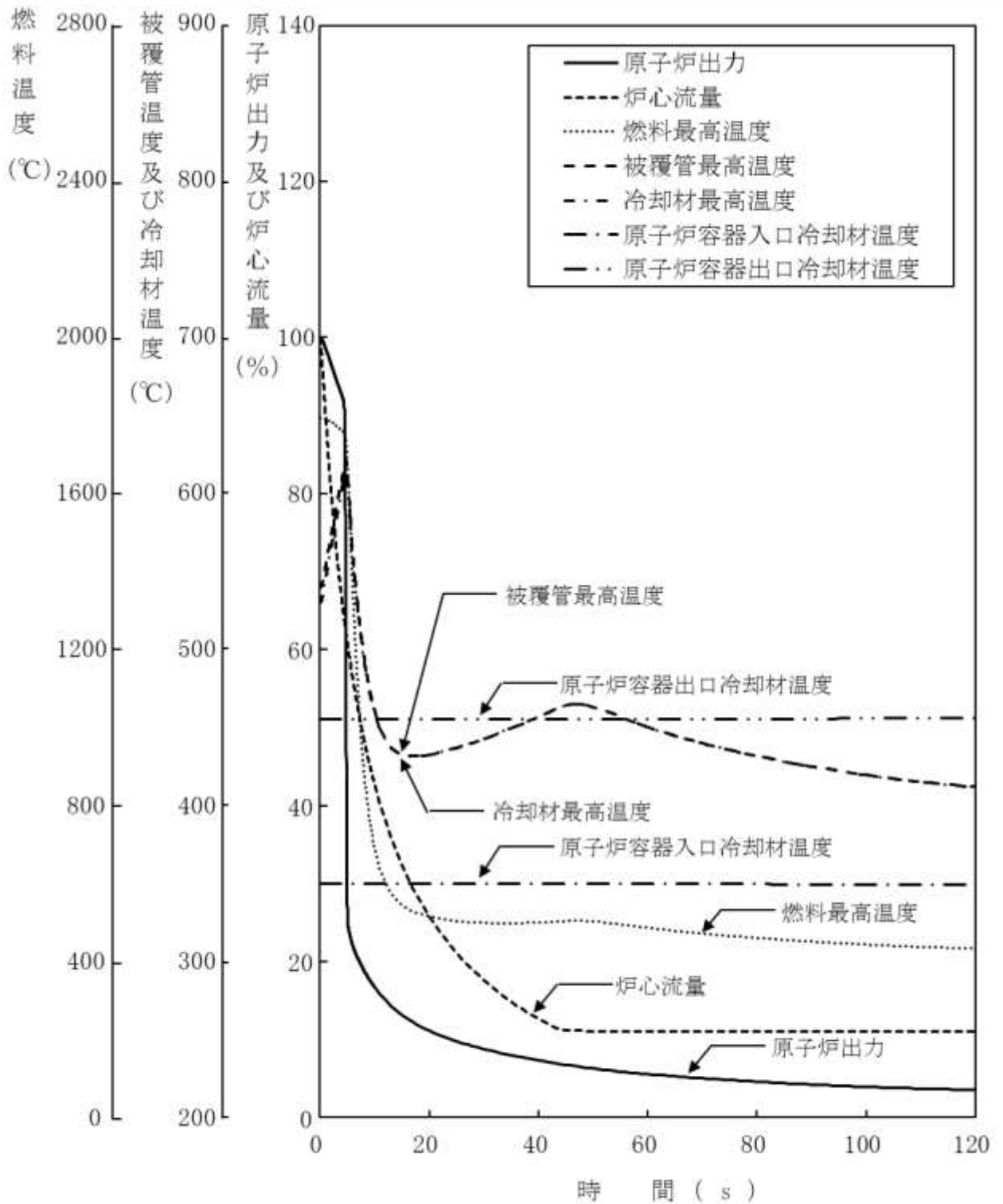
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生の判断	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「1次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。

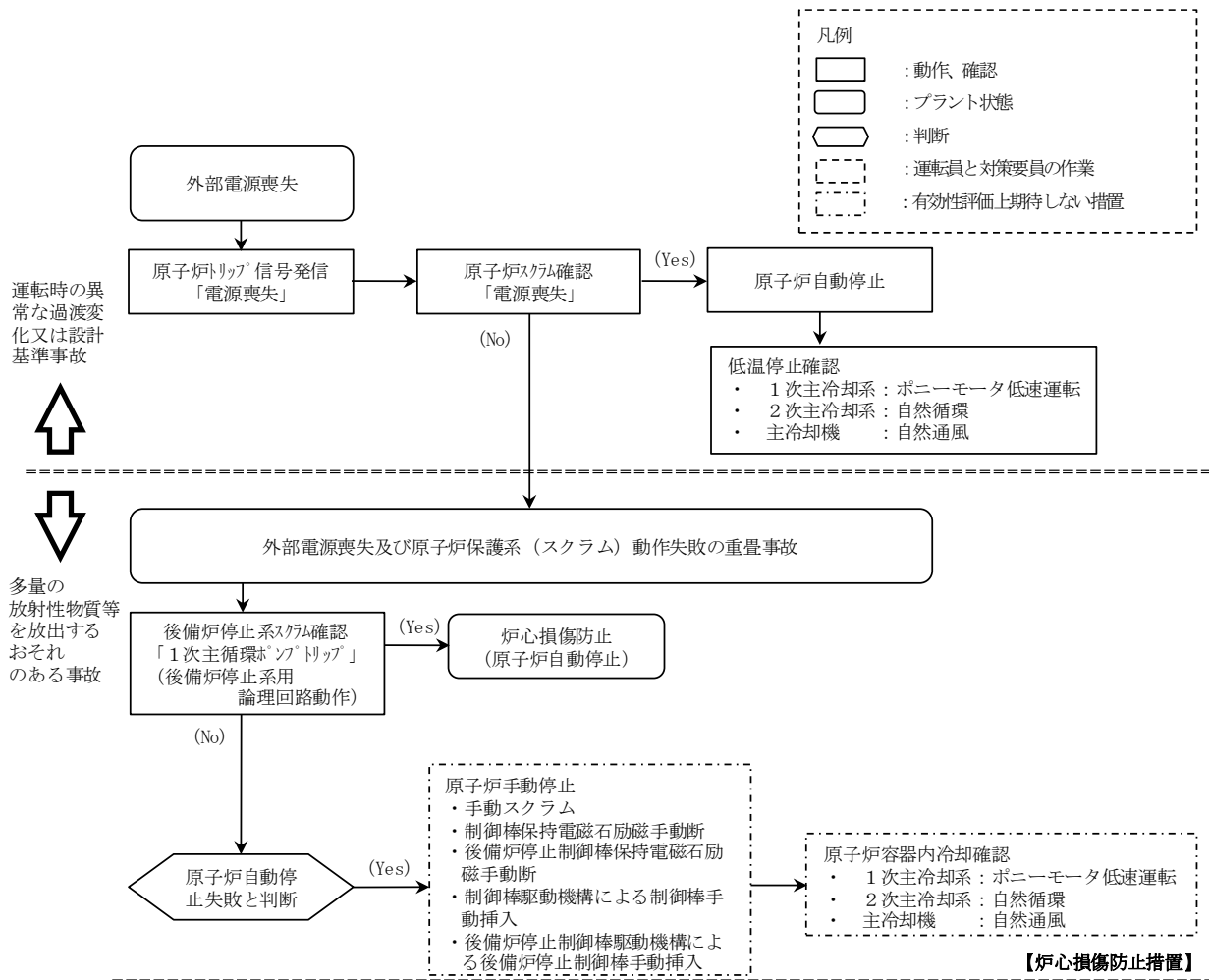
上記の評価結果から、外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

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 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

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

(2) 炉心損傷防止措置の基本的な考え方

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

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

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

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故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、「1次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする（ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. 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

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置に使用する設備等を第2.5.3.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における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) 最も厳しい想定として、事故ループの1次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止し、1ループのポニーモータによる低速運転に引継がれるものとする。
- 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2.5.3.2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、健全ループの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、1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750℃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740℃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。

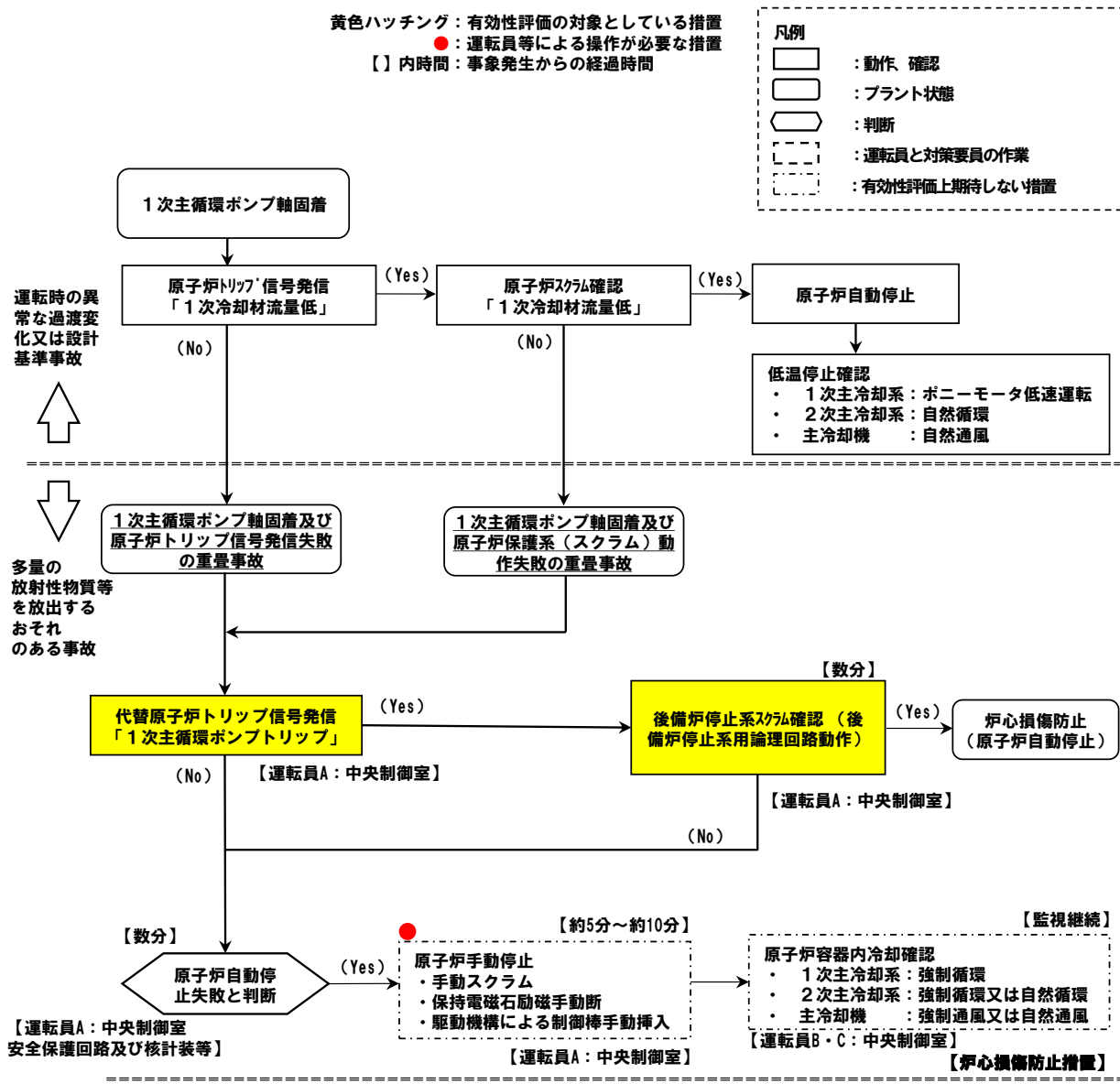
以上より、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.3.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

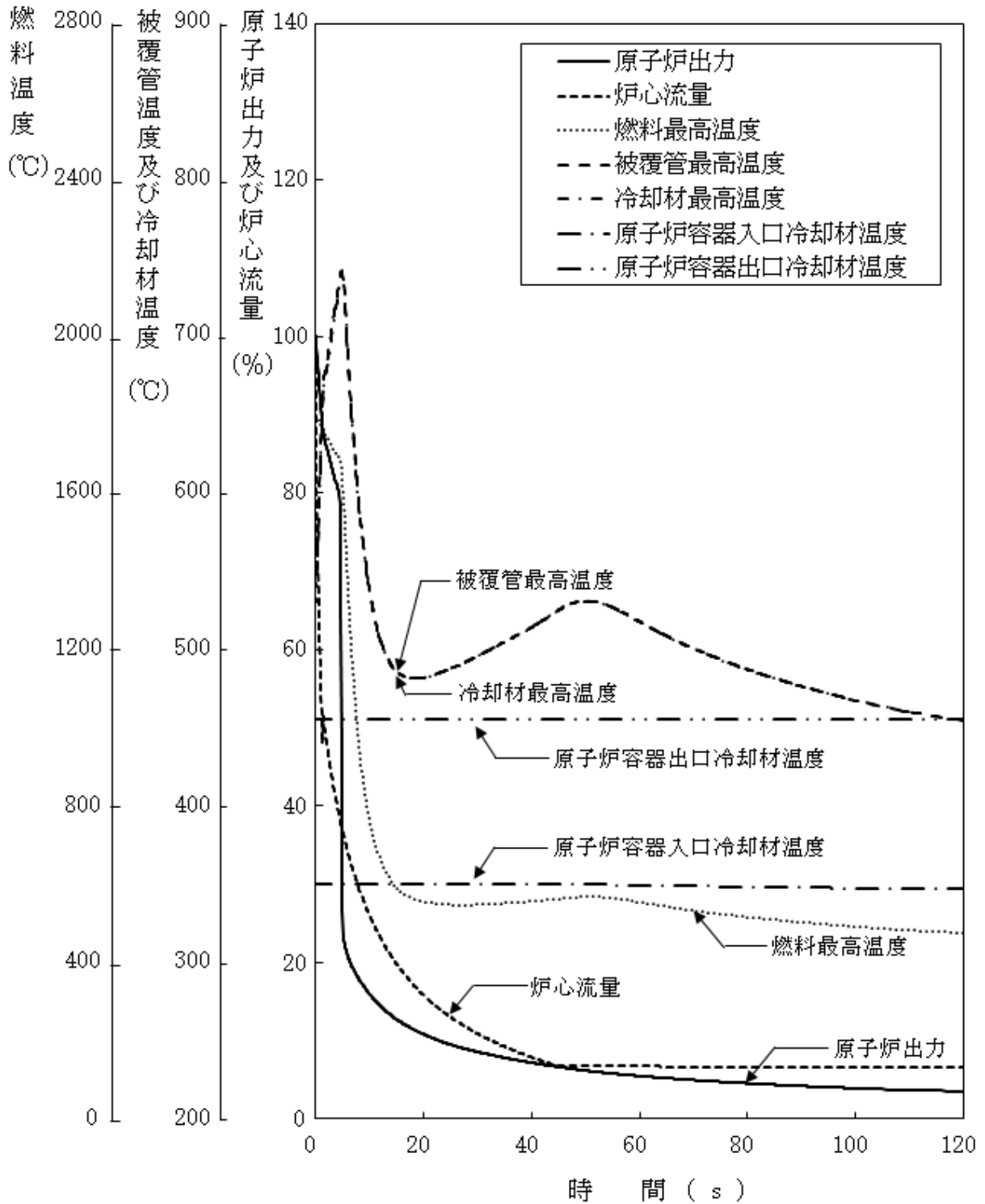
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生の判断	・ 「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「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2.5.3.2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
			▽異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・ 運転操作指揮	[Gantt chart bar]															
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	[Gantt chart bar]															・ 「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・ 代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・ 後備炉停止系スクラム確認	[Gantt chart bar]															・ 「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	[Gantt chart bar]															・ 原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・ 原子炉手動停止	[Gantt chart bar]															・ 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 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(炉心損傷防止措置：代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)

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

(1) 事故の原因及び説明

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

(2) 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2.5.4.1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、「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2.5.4.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

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

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°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2.5.4.2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°C 、約 560°C にとどまる。

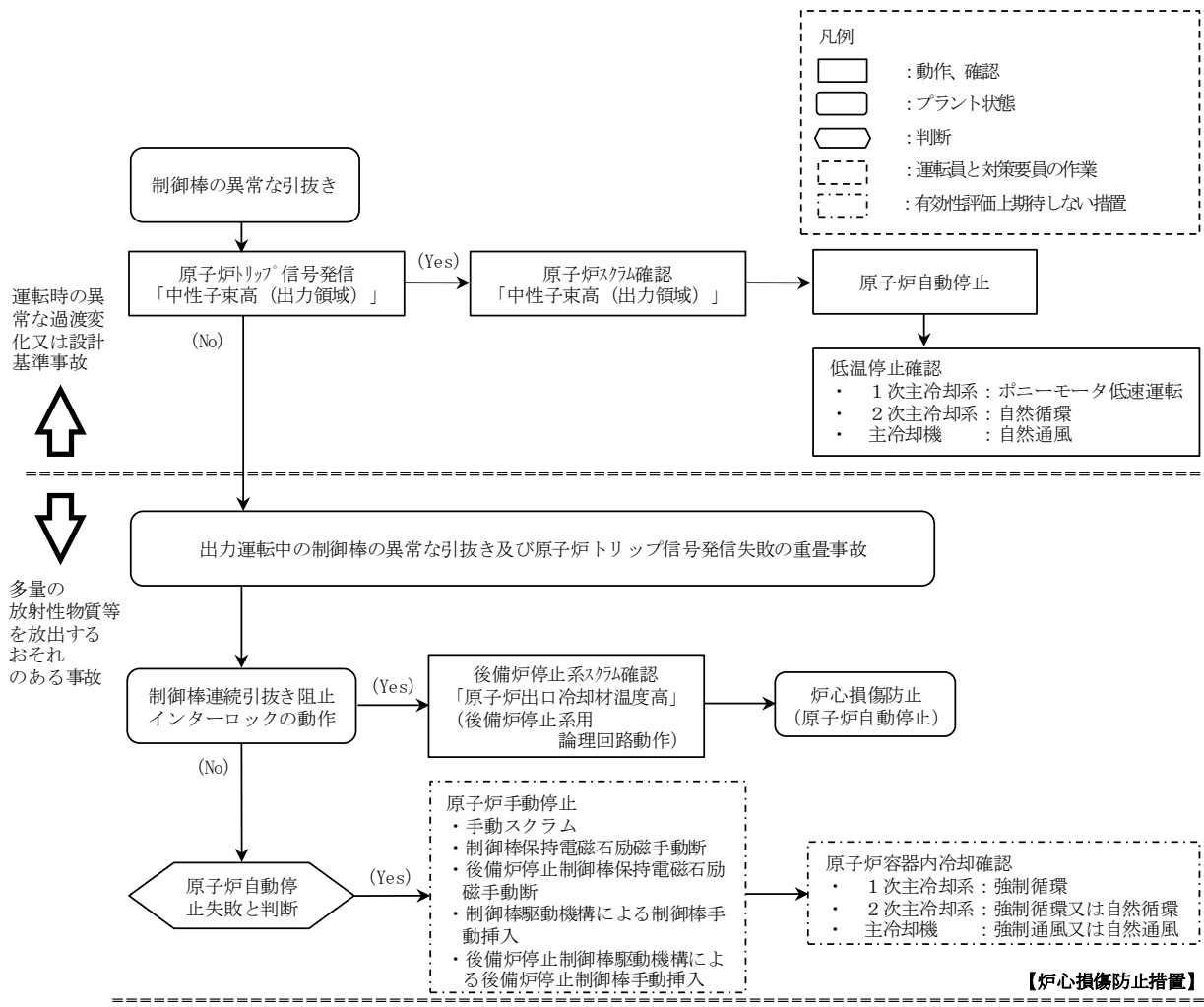
以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.4.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

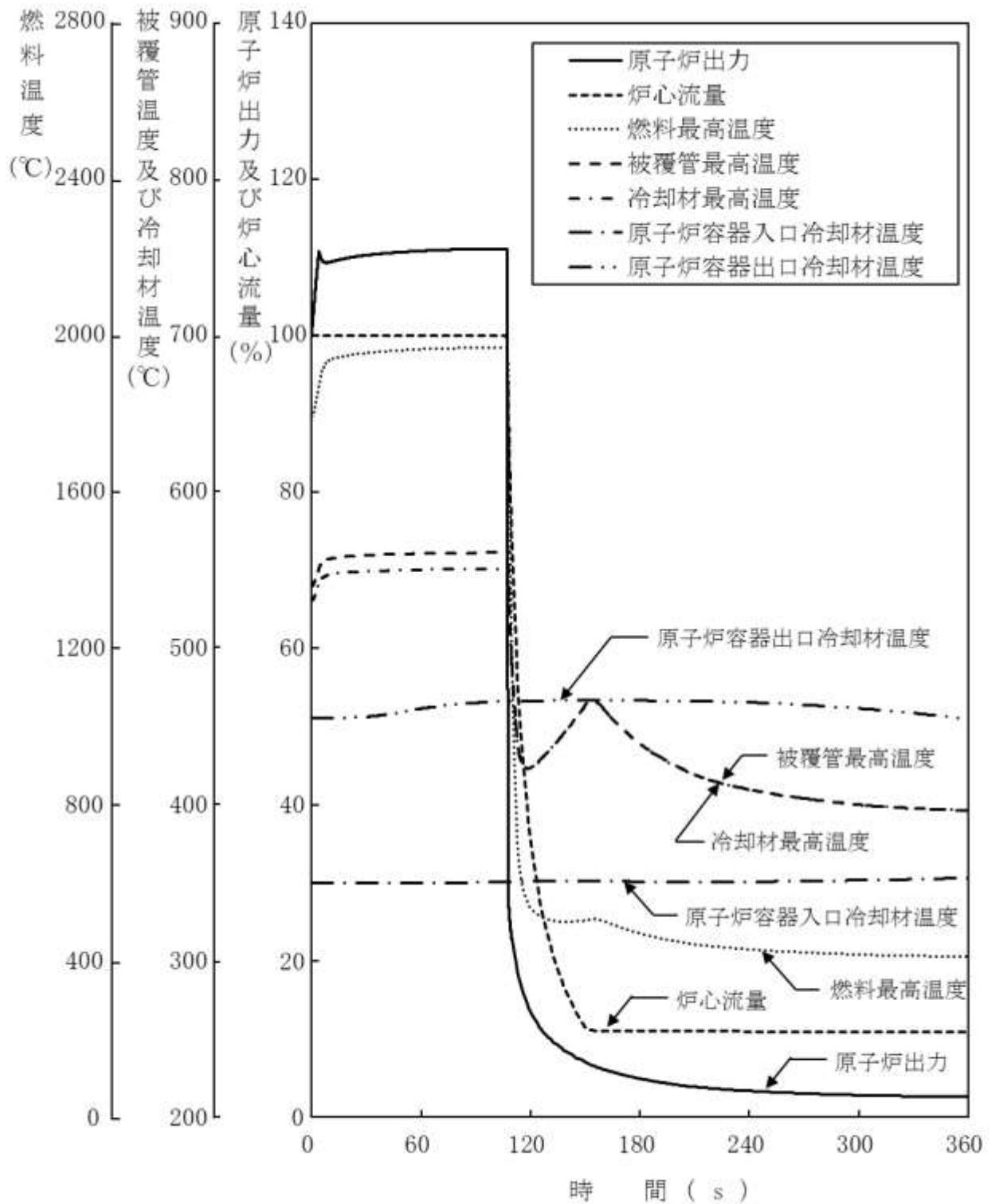
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生の判断	・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(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2.5.4.2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			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
		▽異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生の判断(「中性子束高(出力領域)」による 原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	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 2.5.4.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 2.5.4.2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：制御棒連続引抜き阻止インターロック
 及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)

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

(1) 事故の原因及び説明

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

(2) 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2.5.5.1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、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2.5.5.1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

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2.5.5.2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。

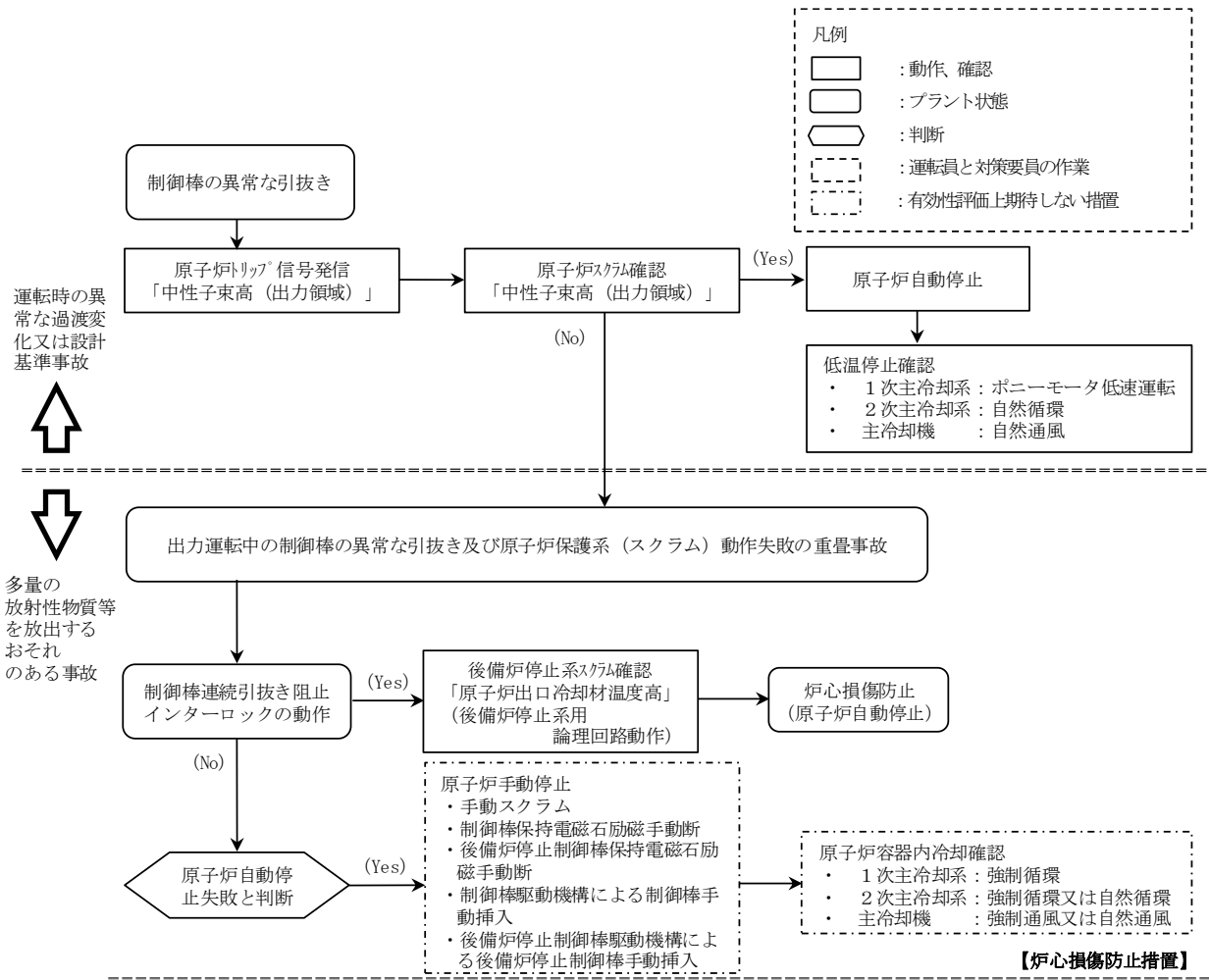
上記の評価結果から、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.5.1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	・ 「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2.5.5.2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			
			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	[Shaded bar]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Shaded]															・「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	[Shaded]															・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Shaded]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Shaded]															・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

2.5.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

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

(2) 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2.5.6.1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、「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2.5.6.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における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

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2.5.6.2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。

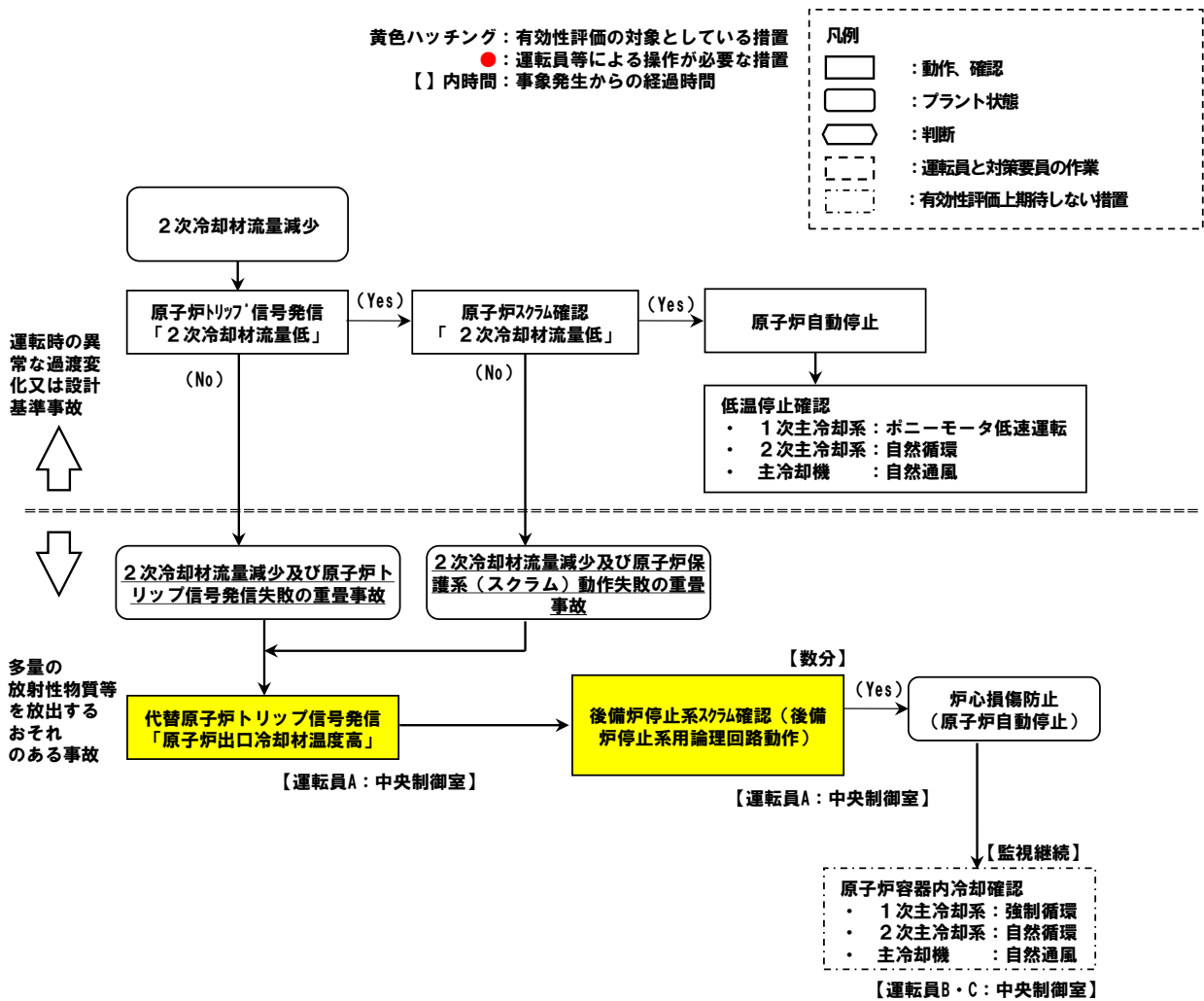
以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.6.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

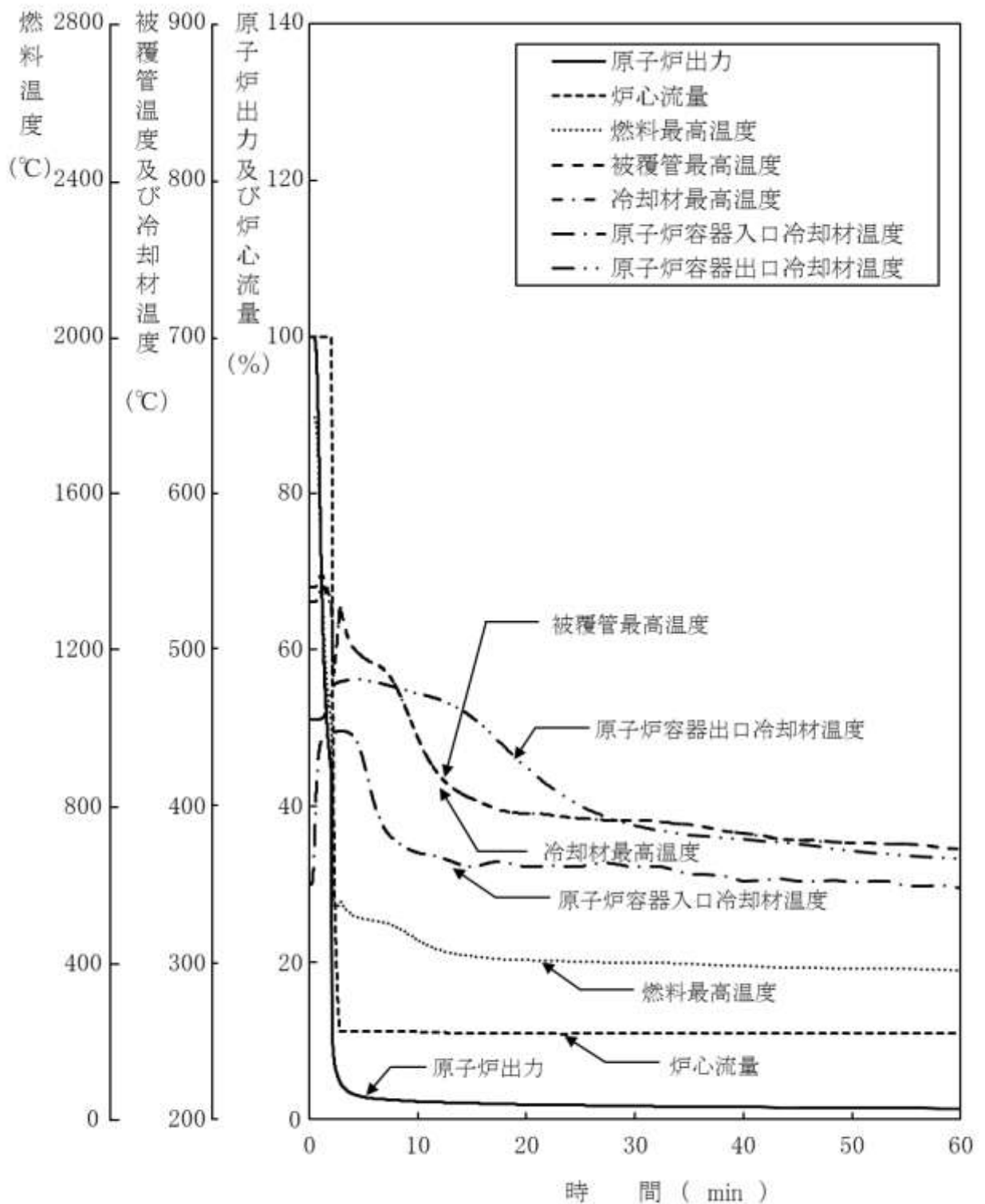
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)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2.5.6.2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
			△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 2.5.6.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 2.5.6.2 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (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)

2.5.7 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

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

(2) 炉心損傷防止措置の基本的な考え方

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2.5.7.1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、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2.5.7.1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

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2.5.7.2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。

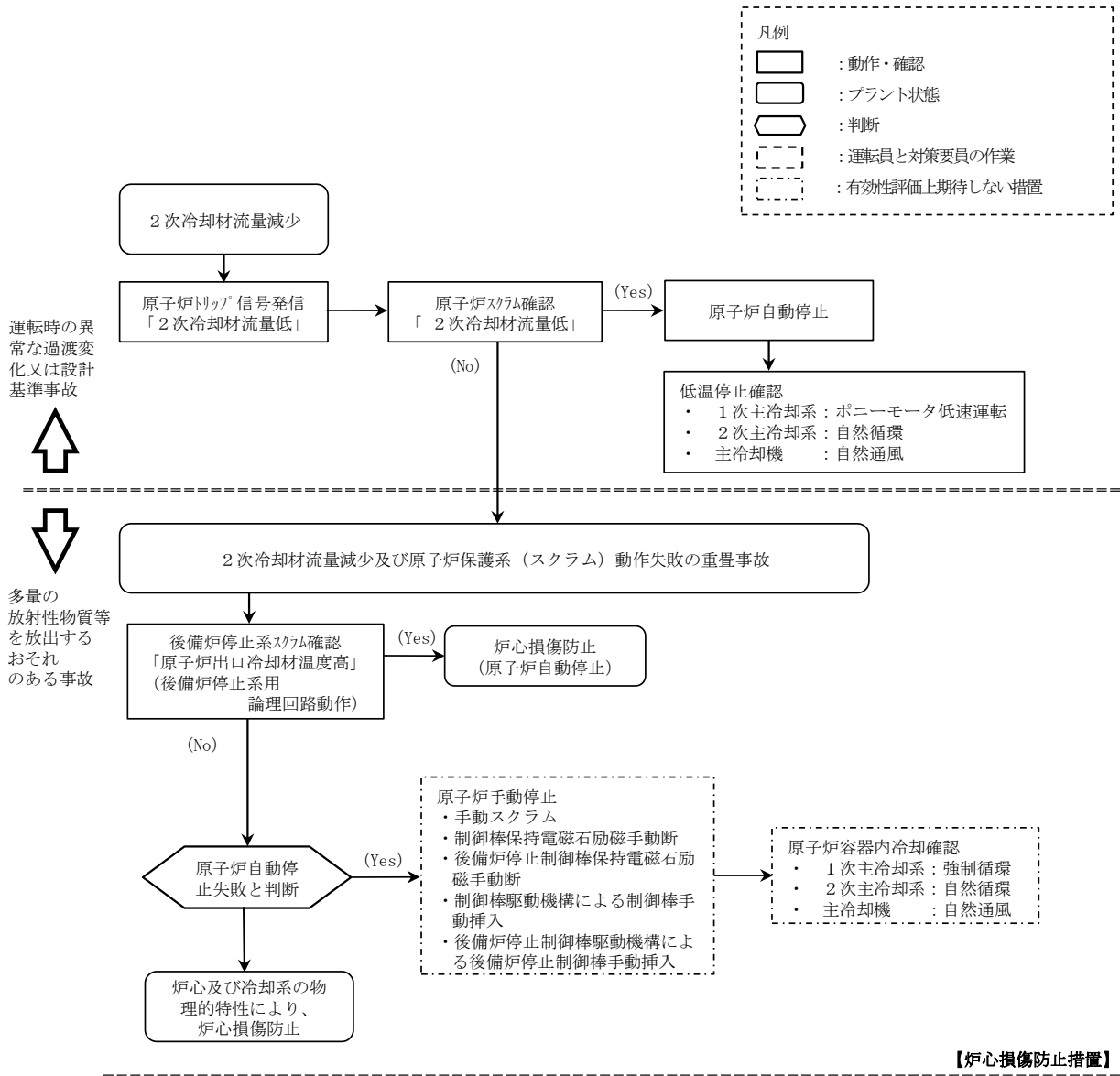
上記の評価結果から、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.7.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 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2.5.7.2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 2.5.7.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要

2.5.8 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

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

(2) 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原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、2次冷却材漏えい時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

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

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

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、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次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置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、「原子炉入口冷却材温度高」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置

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

- a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 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次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置に使用する設備等を第2.5.8.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における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) 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。
- iii) 2次主冷却系の健全ループによる除熱能力の低下を早期に考慮するため、破損が生じたループの2次主循環ポンプの主電動機の停止を仮定し、健全ループの2次主循環ポンプも停止するものとする。
- iv) 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。
- v) 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。
- vi) 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。
- vii) 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。
- viii) 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。
- ix) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- x) 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。「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ポンプ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。

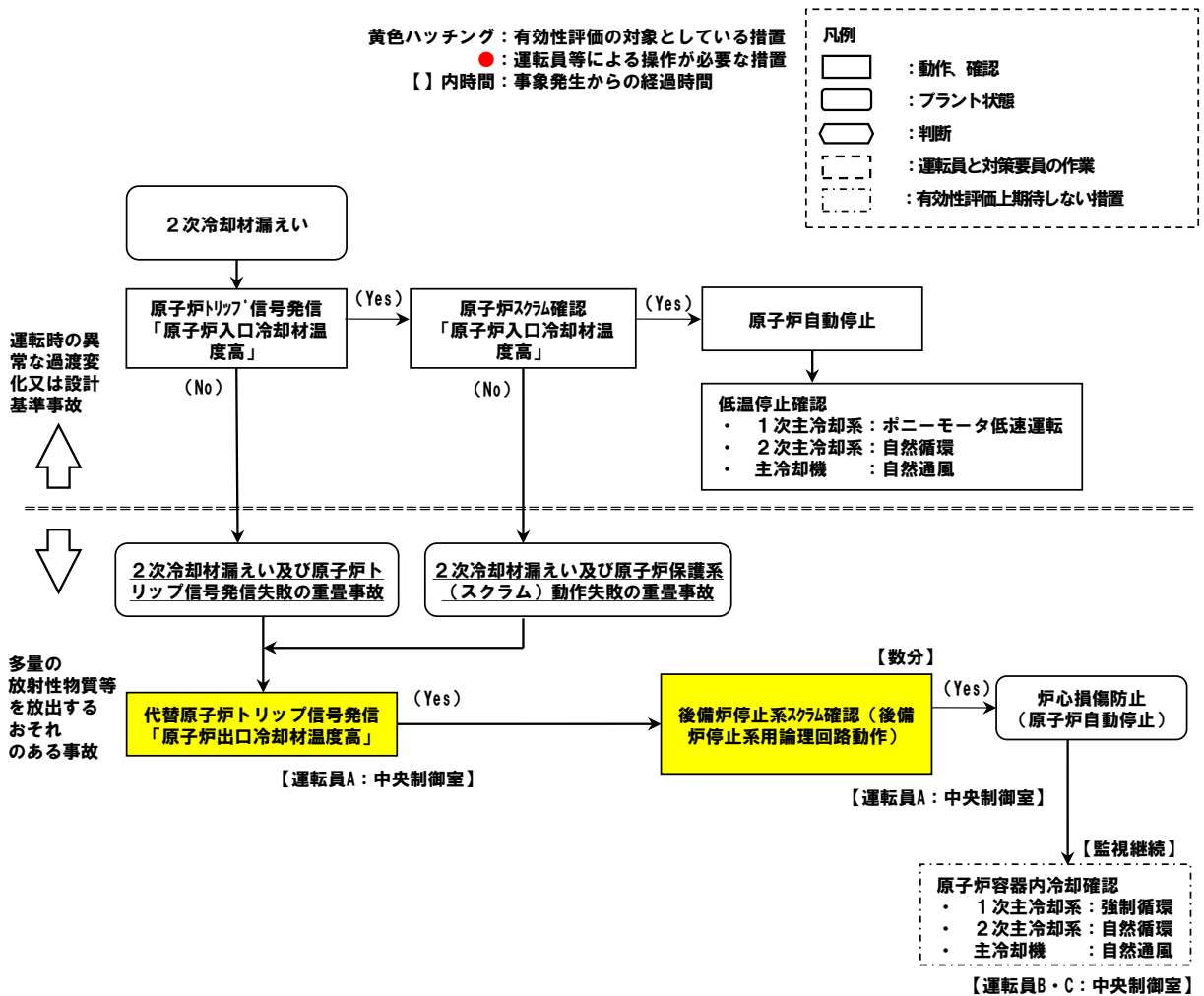
以上より、2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.8.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

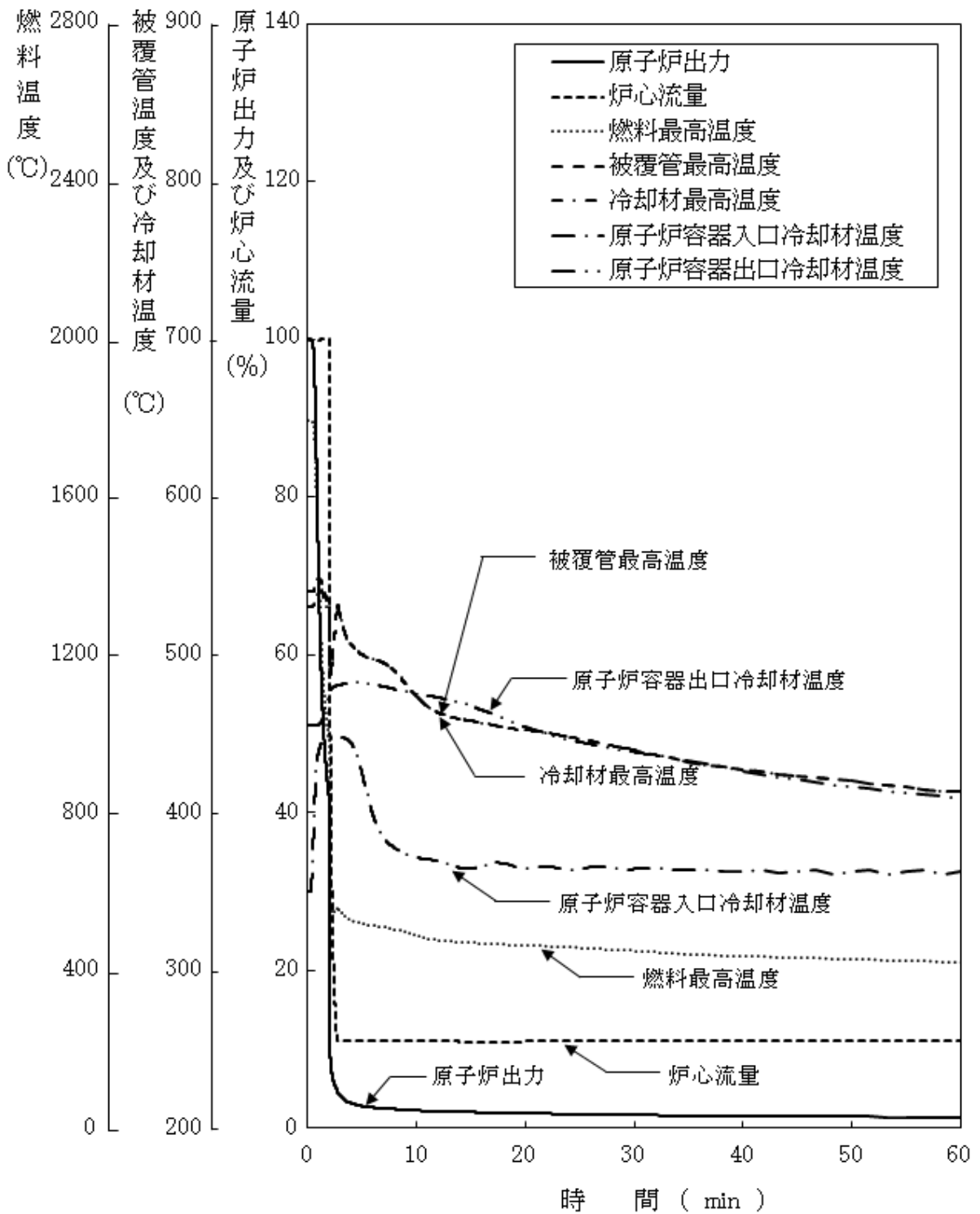
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(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2.5.8.2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	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断(「原子炉入口冷却材温度高」による 原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing duration from 5 to 60 minutes]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Bar chart showing duration from 5 to 10 minutes]												・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。			
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Bar chart showing duration from 5 to 10 minutes]												・「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	[Bar chart showing duration from 5 to 10 minutes]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。			
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Bar chart showing duration from 5 to 10 minutes]												・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。			
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・2次冷却材ドレン、消火等	[Bar chart showing duration from 5 to 60 minutes]												・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材をダンプタンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火を行う。			
炉心損傷防止措置	現場対応班員	5 ・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入	[Bar chart showing duration from 5 to 60 minutes]												・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。			



第 2.5.8.1 図 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)

2.5.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

（1）事故の原因及び説明

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

（2）炉心損傷防止措置の基本的な考え方

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故では、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（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置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、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（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

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

（4）資機材

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置に使用する設備等を第2.5.9.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

（5）作業と所要時間

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における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) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは 42mm^2 とする。
- 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 $NsL-100\text{mm}$ 、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（ $NsL-320\text{mm}$ ）」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。

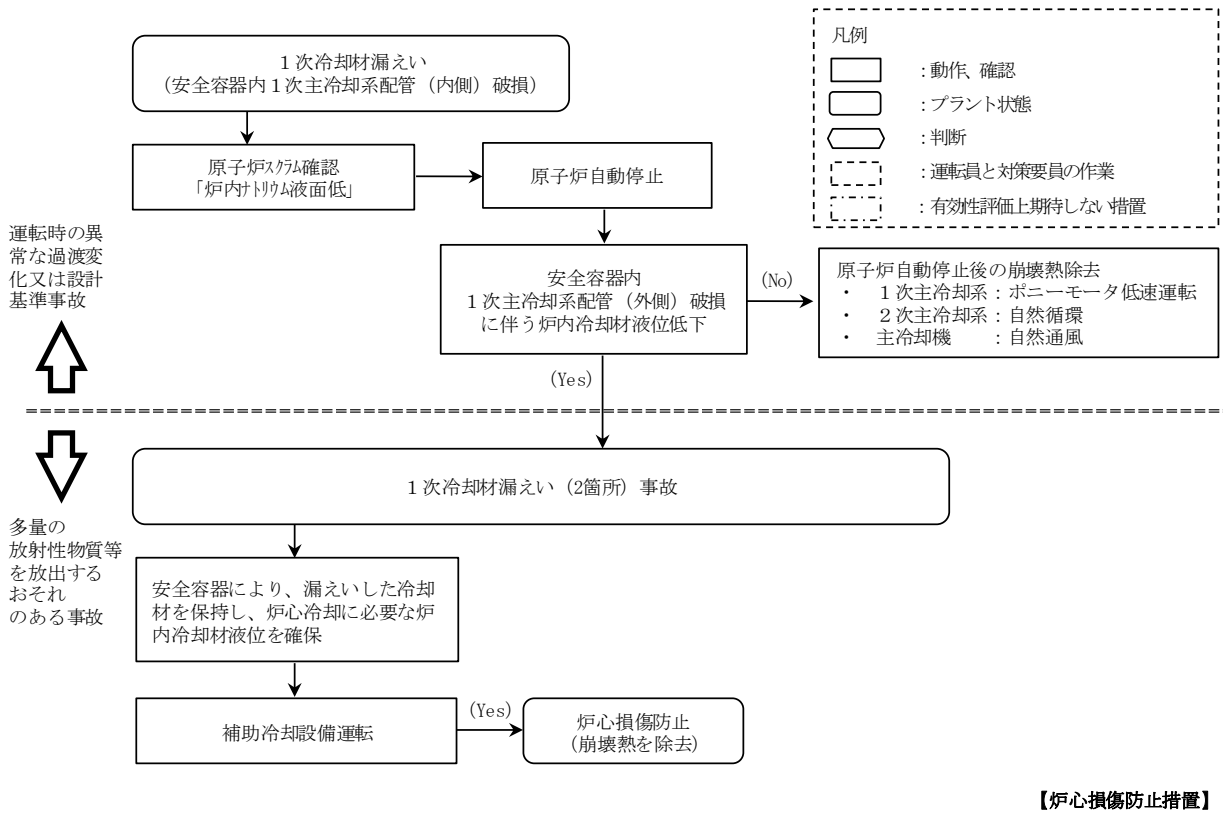
b. 解析結果

解析結果を第2.5.9.2図及び第2.5.9.3図に示す。事象発生約7時間後の2ループのポンプ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°C 、約 540°C にとどまる。

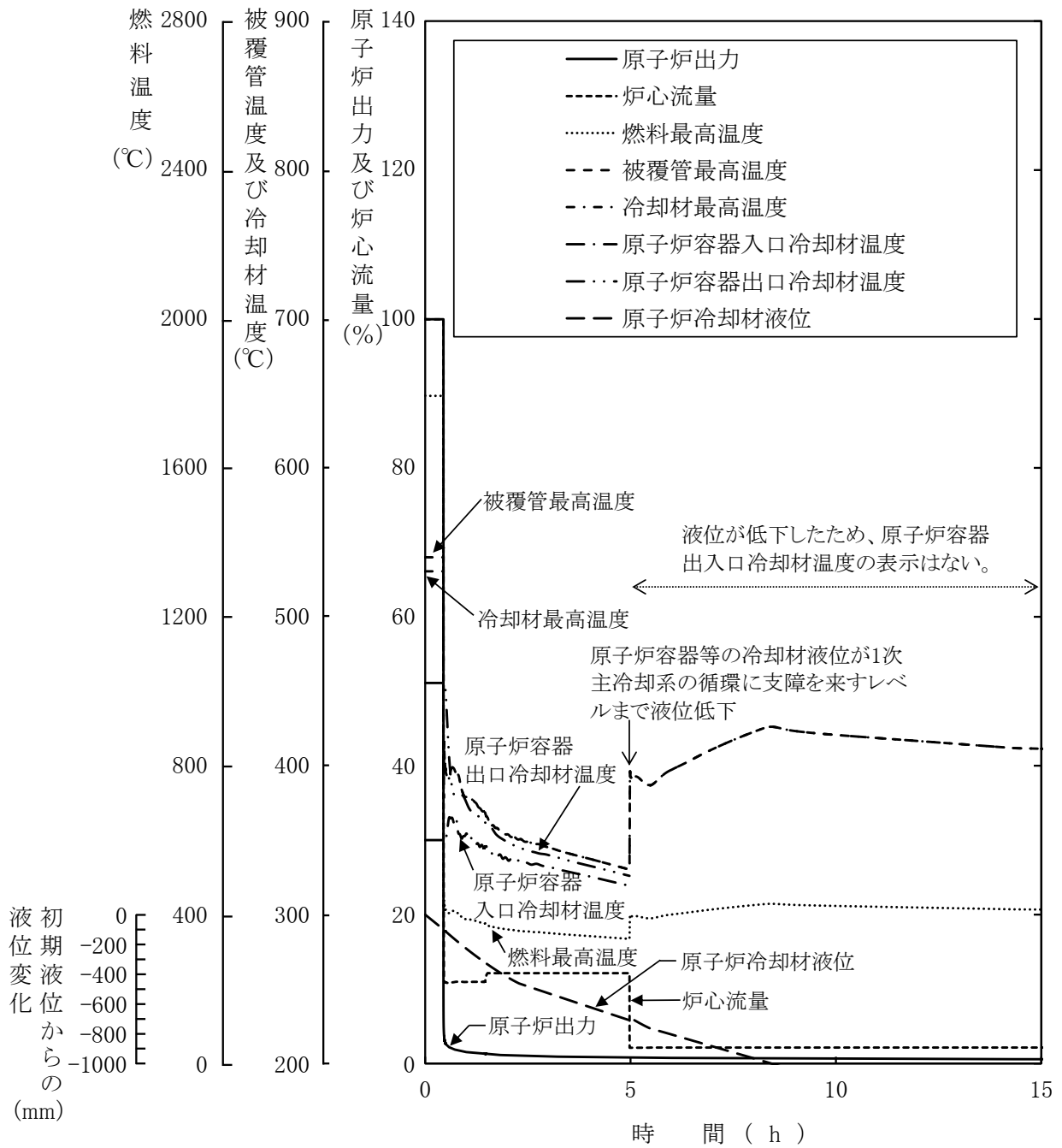
以上より、1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

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	・ 「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

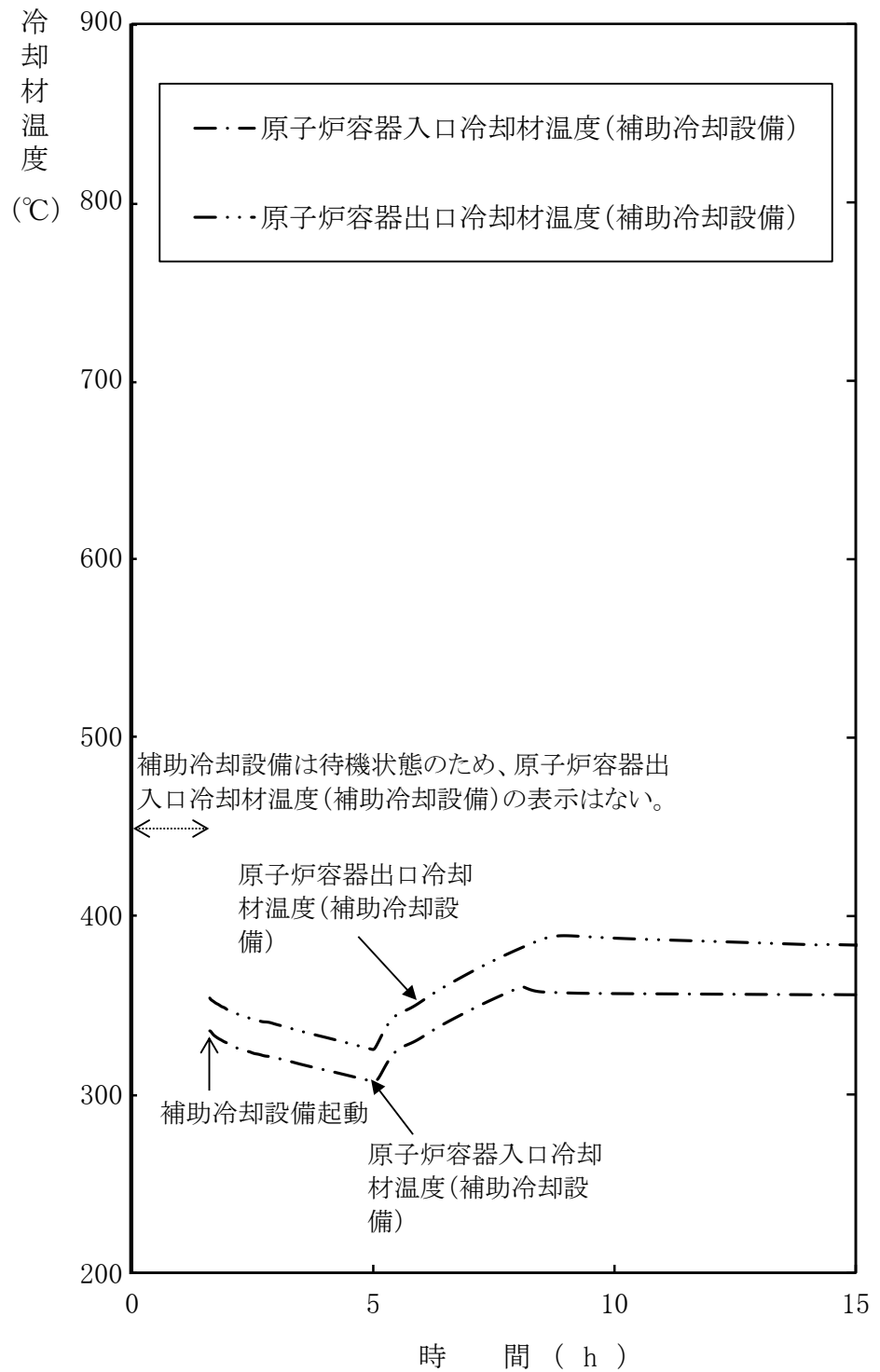


第 2.5.9.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 2.5.9.2 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

（炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却）



第 2.5.9.3 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

（炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却）

2.5.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故

（1）事故の原因及び説明

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

（2）炉心損傷防止措置の基本的な考え方

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

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

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

（4）資機材

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置に使用する設備等を第2.5.10.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における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の冷却に係る炉心損傷防止措置は「2.5.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「2.5.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。

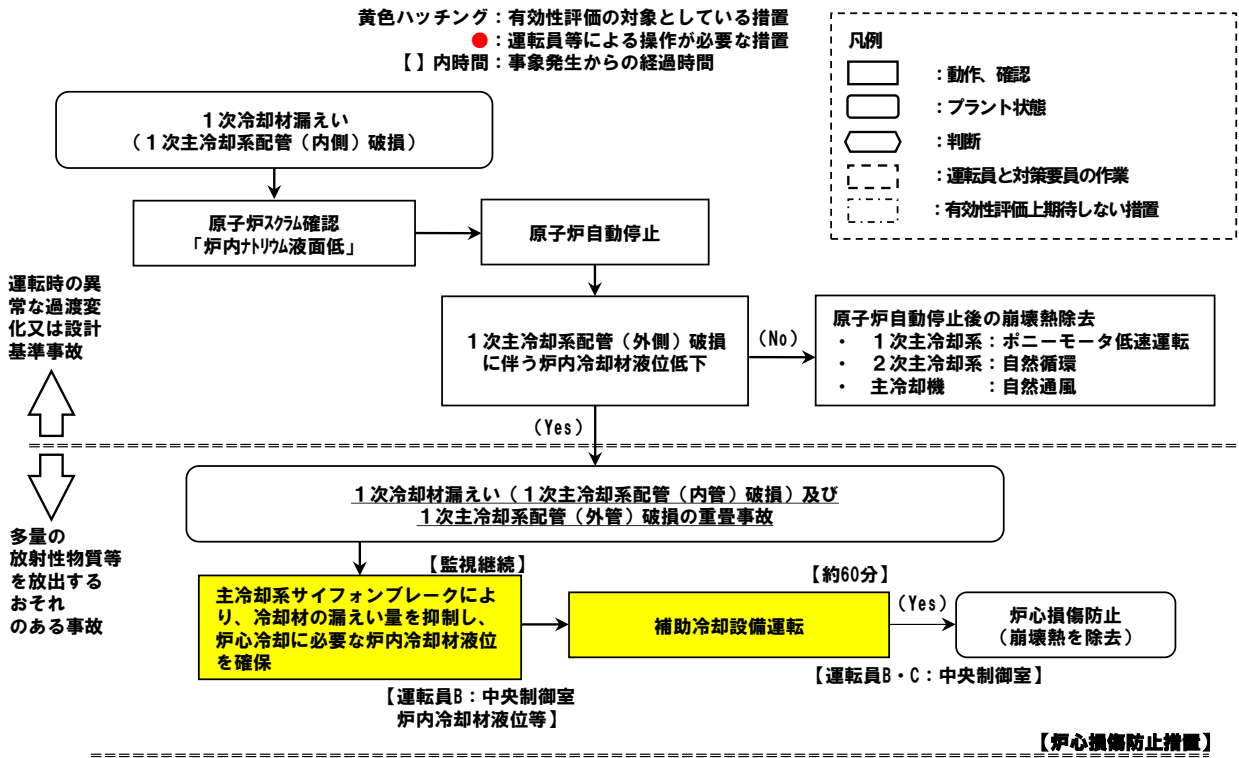
上記の評価結果から、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

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	<ul style="list-style-type: none"> 「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。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 制御棒 ② 制御棒駆動系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉保護系(スクラム) ② 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	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 関連するプロセス計装
サイフォンブレイクによる 冷却材漏えい量の抑制 ・ 補助冷却設備運転に必要な 炉内冷却材液位確保	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> ① サイフォンブレイク配管 	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 関連するプロセス計装
補助冷却設備運転	<ul style="list-style-type: none"> 補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 補助冷却設備 	—	<ul style="list-style-type: none"> 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
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5 10 20 30 60 5時間 1日 5日 10日 30日 40日																
			▲異常事象発生(1次主冷却系配管(内側)破損) ▼事故発生(1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																
状況判断	当直長	・運転操作指揮	■																
	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	■																・「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(1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)の判断	■																・1次主冷却系配管（外側）破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量抑制の確認 ・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	■																・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	■																・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。



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 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故

（1）事故の原因及び説明

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

（2）炉心損傷防止措置の基本的な考え方

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

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置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、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。

（3）炉心損傷防止措置

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

- a. 1次補助冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次主冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。

（4）資機材

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置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

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置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

本事象の炉心の冷却に係る炉心損傷防止措置は「2.5.13 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「2.5.13 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。

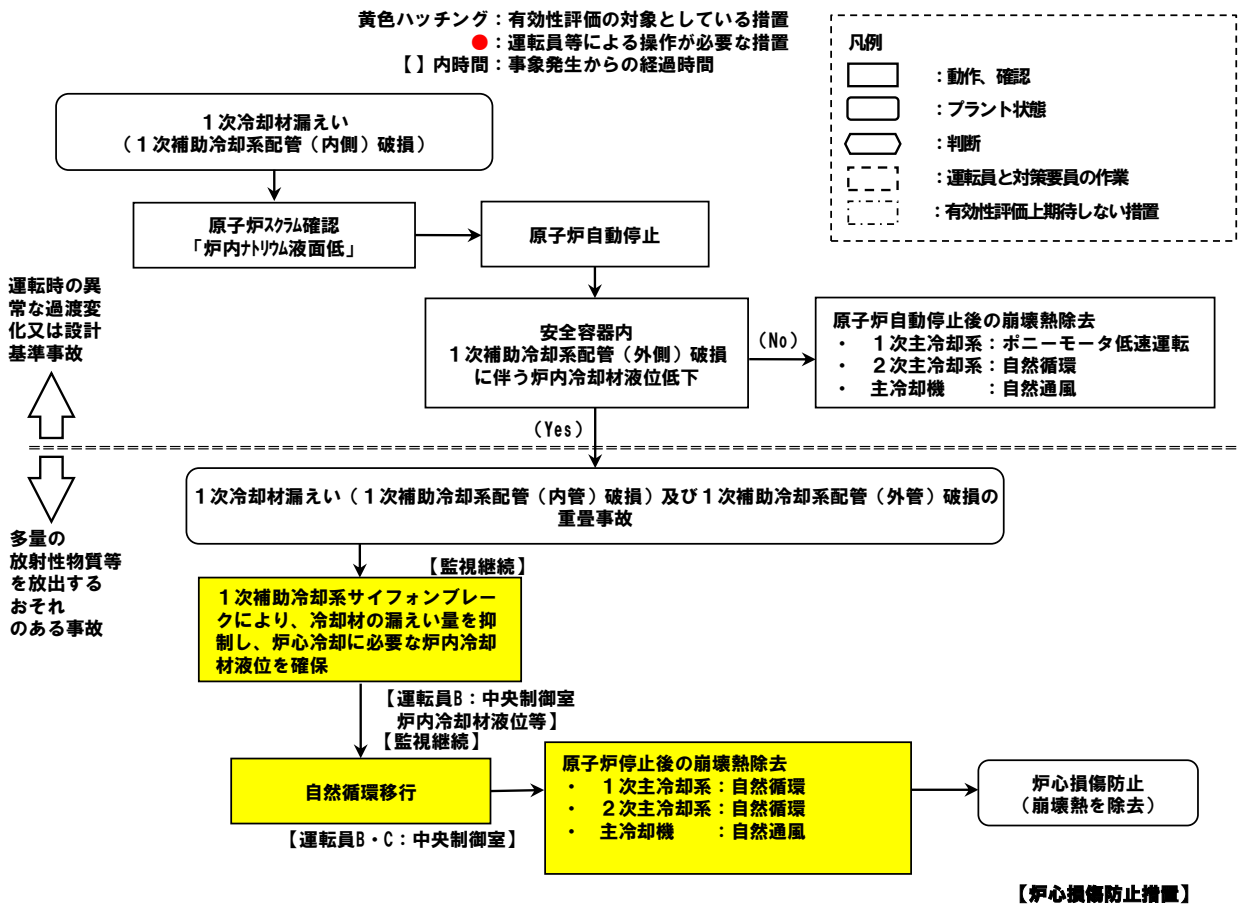
上記の評価結果から、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

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
原子炉スクラム (自動停止) 確認	<ul style="list-style-type: none"> 「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。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 制御棒 ② 制御棒駆動系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉保護系(スクラム) ② 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	<ul style="list-style-type: none"> 1次補助冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 関連するプロセス計装
サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 1次主冷却系の循環に必要な炉内冷却材液位確保	<ul style="list-style-type: none"> 主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次補助冷却系サイフォンブレイク 	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 関連するプロセス計装
主冷却系による崩壊熱除去	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 関連するプロセス計装

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	5	10	20	30	60	5時間	1日	5日	10日	30日	40日												
			▽異常事象発生(1次補助冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断(1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																						
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar]																						
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart bar]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。						
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Gantt chart bar]																・1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。						
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量抑制の確認 ・主冷却系の循環に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Gantt chart bar]																・主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。						
	運転員A、B、C、D	2 ・主冷却系の循環による冷却(自然循環)	[Gantt chart bar]																・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。						



第 2. 5. 11. 1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要

2.5.12 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2.5.12.1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とするとともに、1ループの主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- c. 強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努めるものとする。

(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2.5.12.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

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2.5.12.2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 2.5.12.2 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。

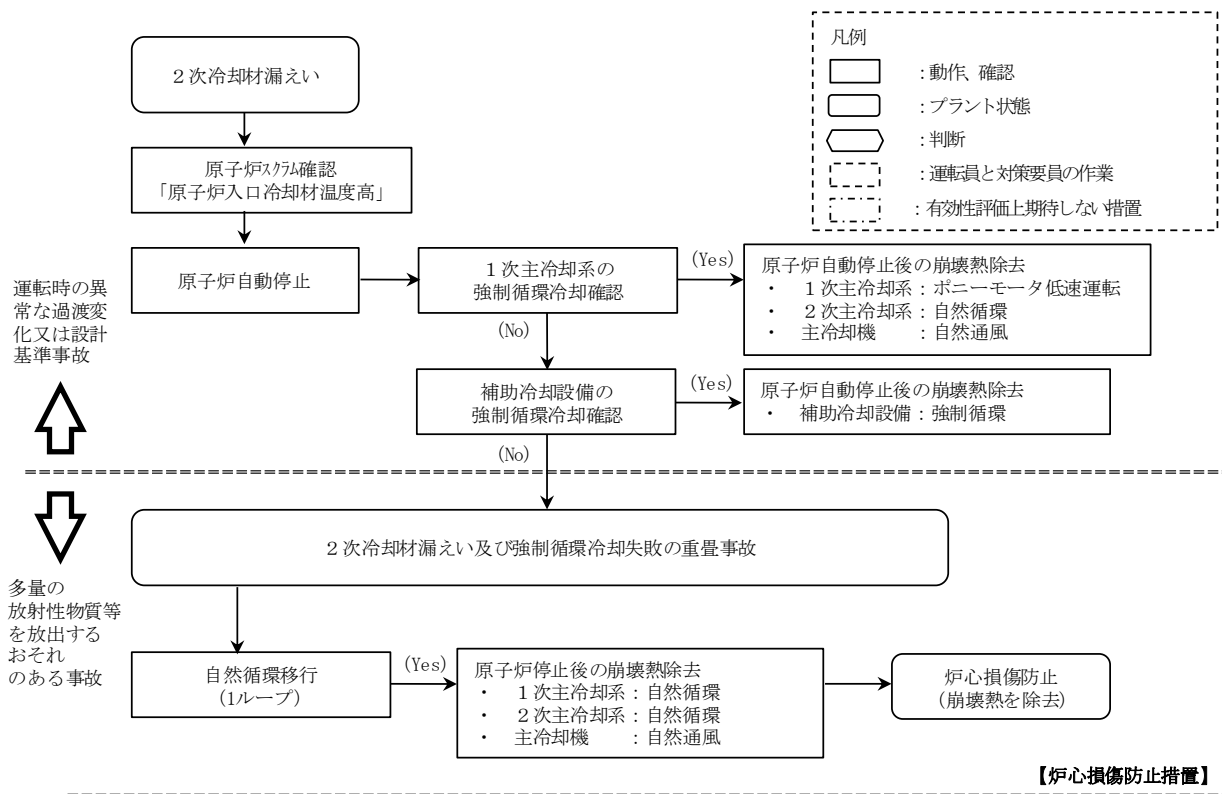
以上より、2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.12.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

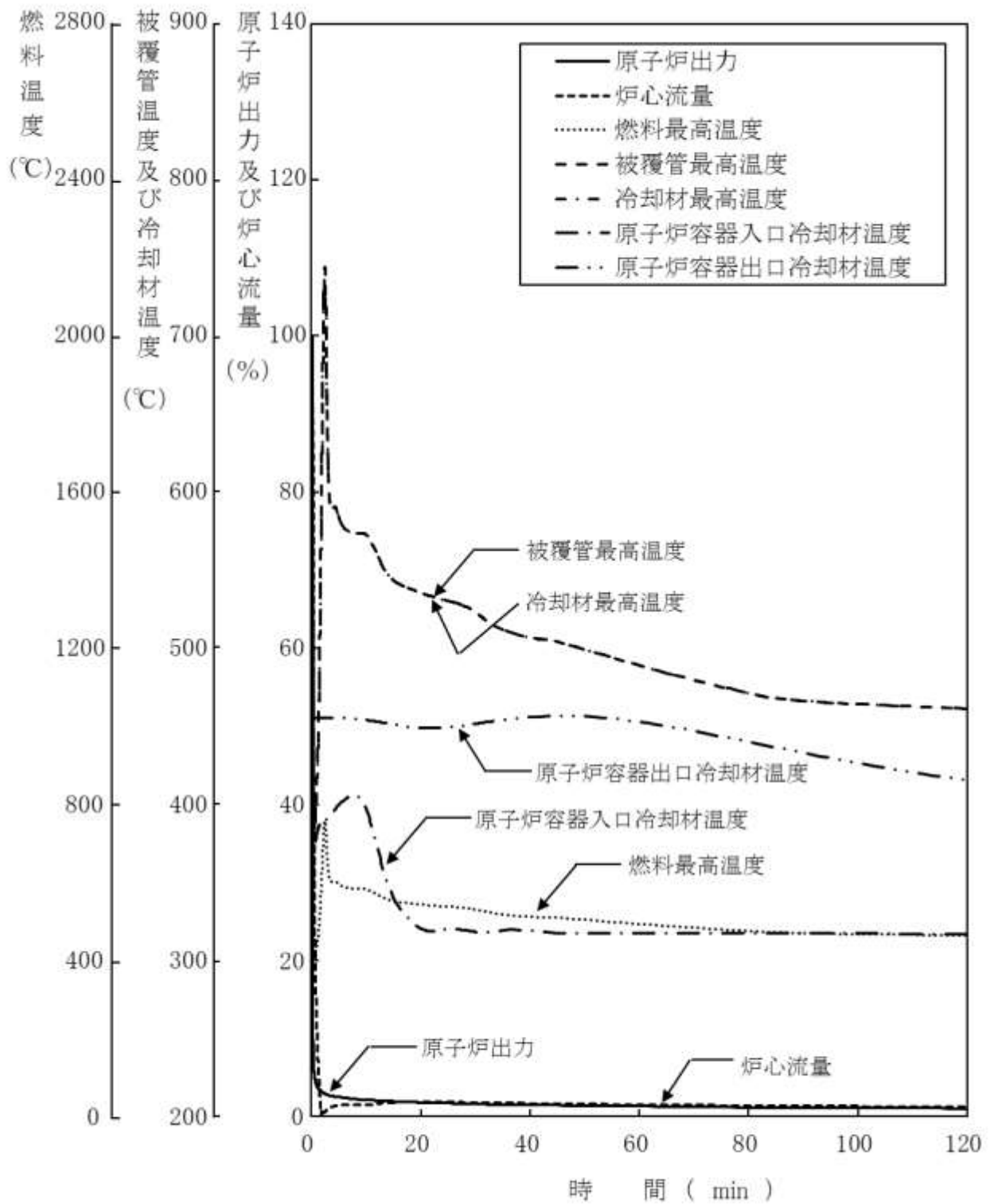
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
自然循環移行 (1ループ)	・ 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	—	—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

第2.5.12.2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	3時間	10日	20日	30日	40日	5	10	20	30	60	3時間		10日	20日	30日	40日	
			異常事象発生(2次冷却材漏えい) 事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)																					
	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]																					・「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	[Shaded]																					・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行(1ループ)	[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。					



第 2.5.12.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 2.5.12.2 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)

2.5.13 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2.5.13.1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2.5.13.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

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2.5.13.2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 2.5.13.2 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。

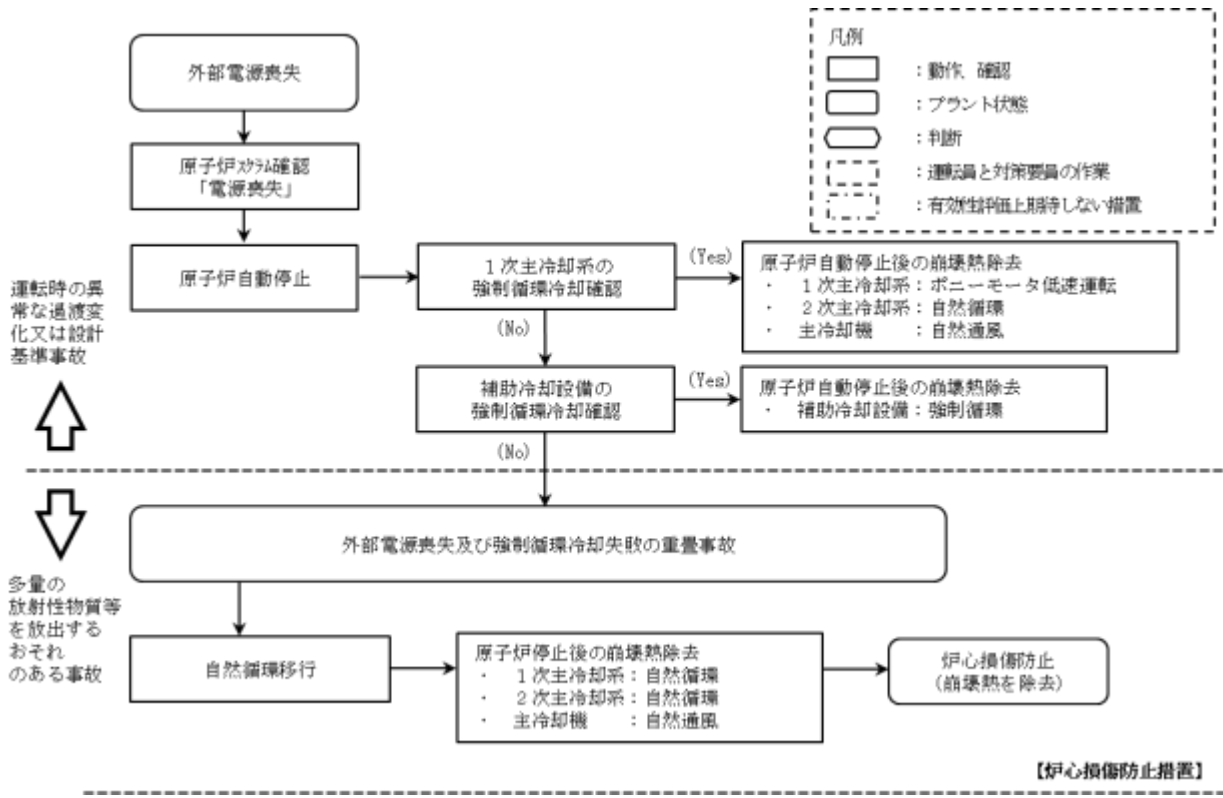
以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.13.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

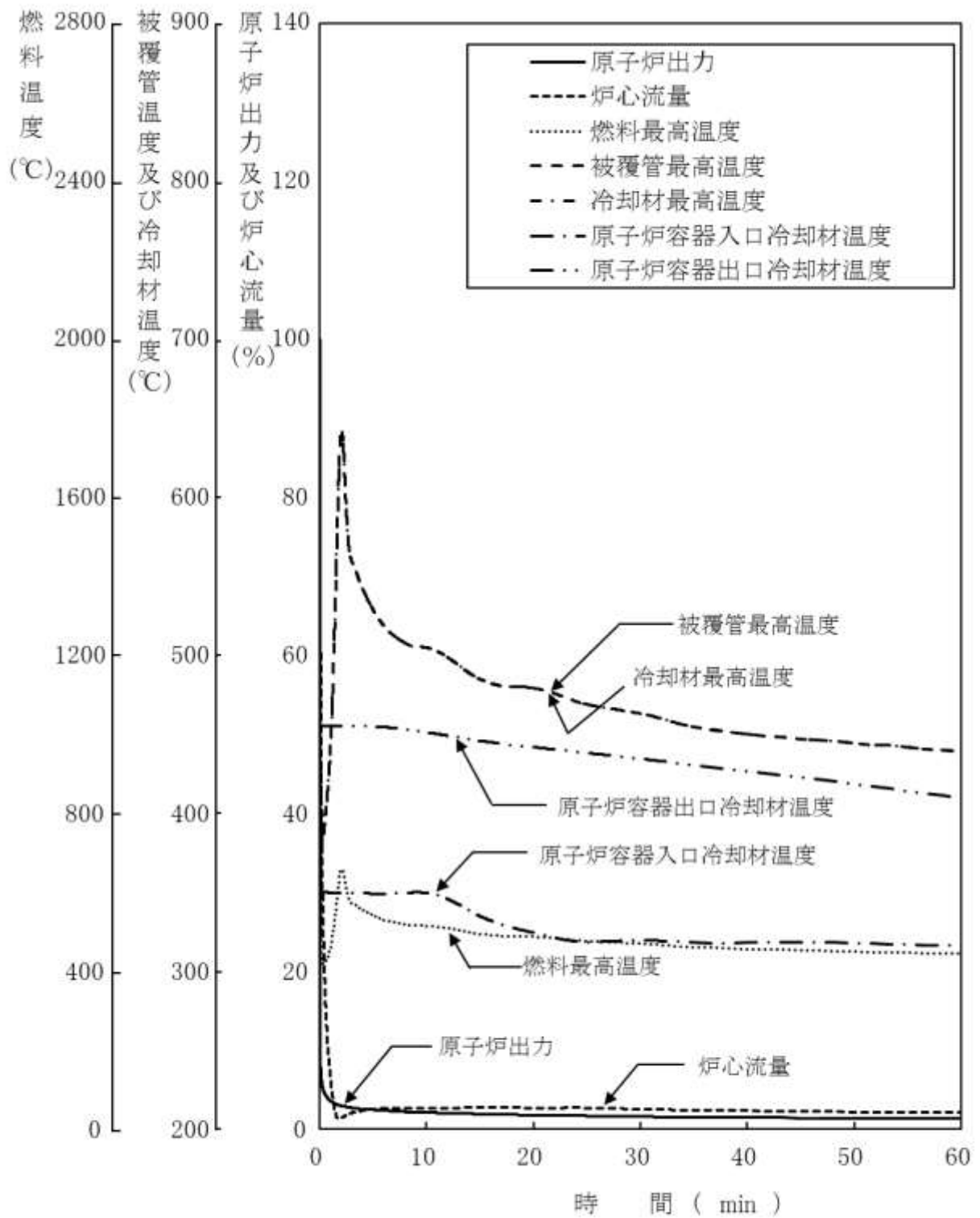
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
自然循環移行	・ 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装

第2.5.13.2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。 ・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 ・事故発生時の判断													
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。 ・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。
	運転員D、E	2 ・強制循環冷却機能喪失の原因調査・復旧													



第 2. 5. 13. 1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 2.5.13.2 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)

2.5.14 全交流動力電源喪失事故

(1) 事故の原因及び説明

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

(2) 炉心損傷防止措置の基本的な考え方

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2.5.14.1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2.5.14.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、仮設電源設備を整備する。

(5) 作業と所要時間

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第2.5.14.2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「2.5.13 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「2.5.13 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。

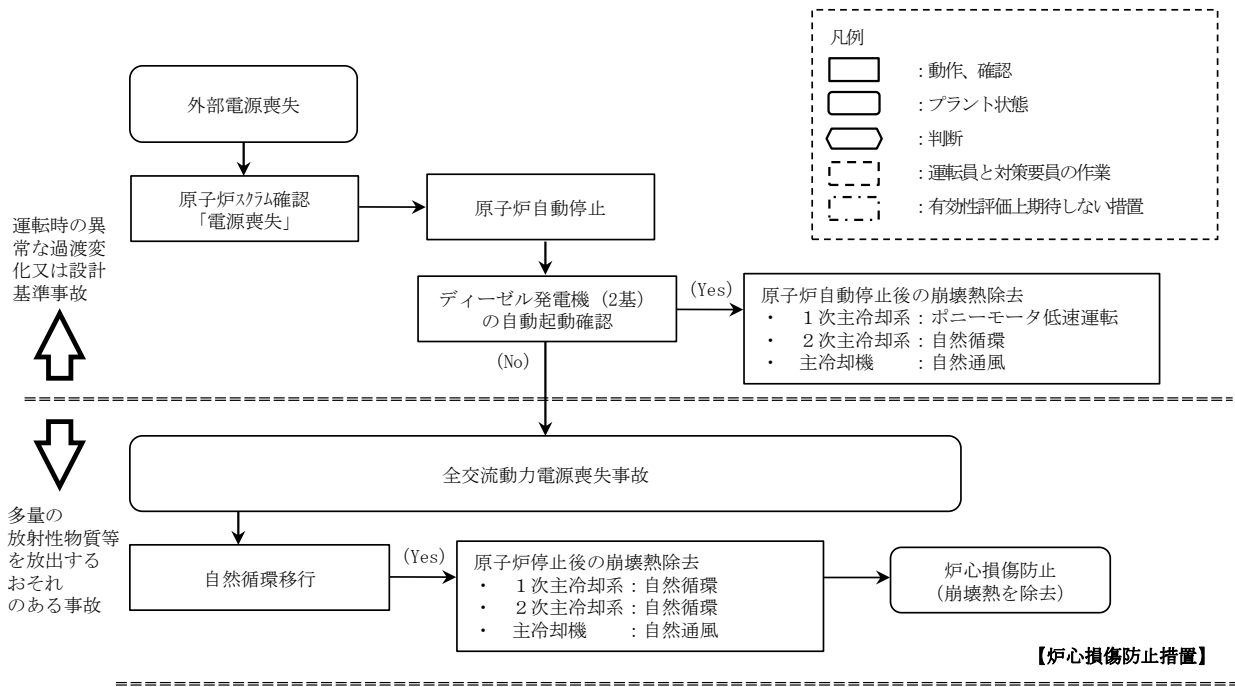
上記の評価結果から、全交流動力電源喪失事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.14.1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2.5.14.2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(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(ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗)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		[Shaded]																・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 2.5.14.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要

2.5.15 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

（1）事故の原因及び説明

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

（2）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2.5.15.1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

2.5.15.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第2.5.15.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

a. 解析条件

計算コードASFR E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/m²K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、クリープ破損が生じる可能性がある。閉塞された流路に接する燃料要素がクリープ破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが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2.5.15.2図に示す。被覆管最高温度は、約800℃まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。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。

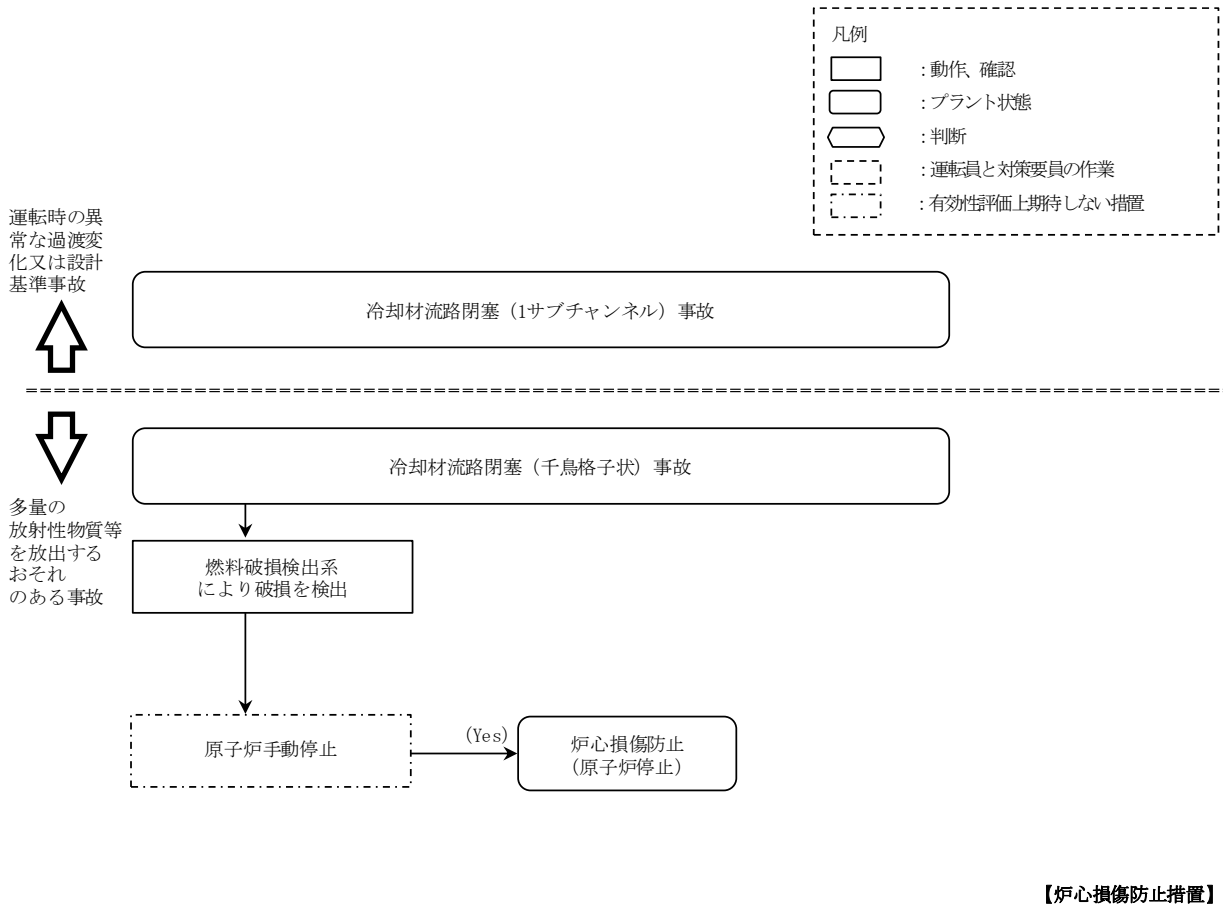
以上より、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても、炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.15.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

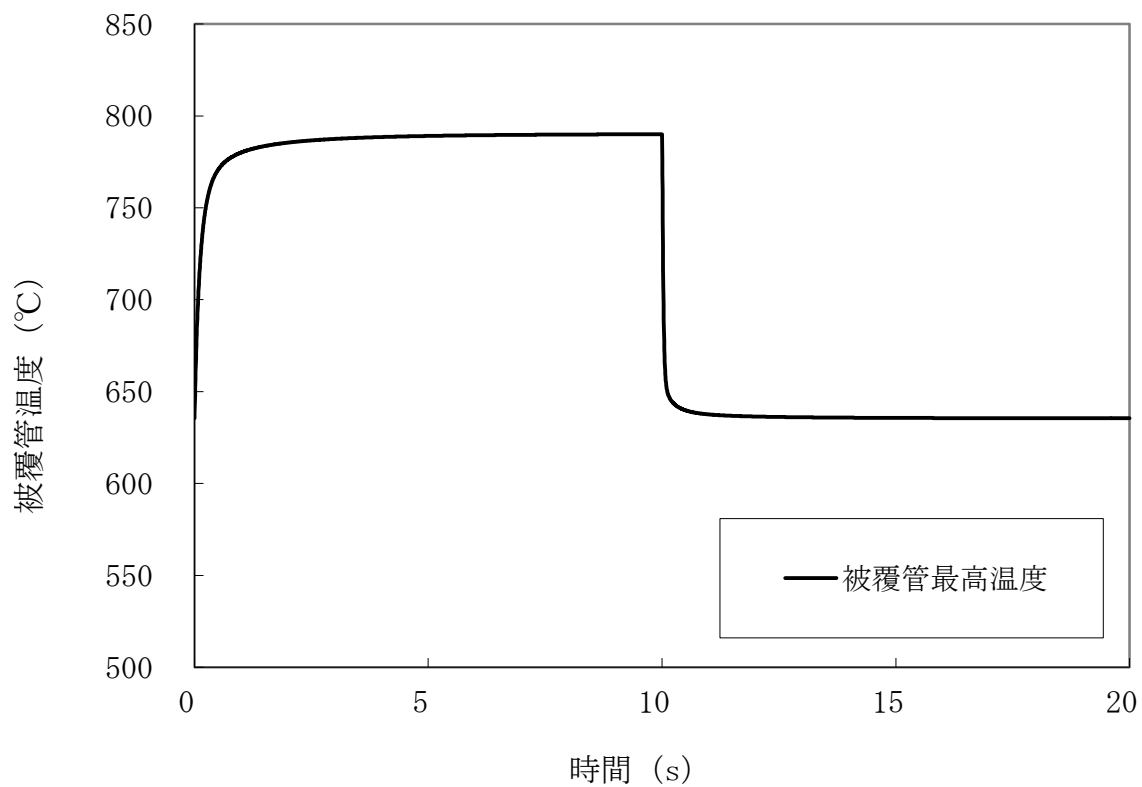
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事故発生 の判断 (燃料破損検出系 による破損の検出)	<ul style="list-style-type: none"> 燃料破損検出系（カバーガス法燃料破損検出設備）により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。 	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉 手動停止	<ul style="list-style-type: none"> 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子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

第2.5.15.2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. 15. 1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 2.5.15.2 図 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故
 (核分裂生成ガスジェット衝突時の隣接燃料被覆管の温度推移)

2.6 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 53 条）への適合性説明

（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）

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

適合のための設計方針

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

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

（1）炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）

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

（2）過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）

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

（3）除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）

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

（4）原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）

- a. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
- b. 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故
- c. 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）

破損の重畳事故

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

有効性評価結果の整理

別紙 5 では、選定された評価事故シーケンスのうち、措置の有効性を評価する観点で選定された評価事故シーケンスの有効性評価の詳細を記述する。

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℃、コールドレグ温度 350℃とする。また、1 次主冷却系流量は定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。
- 3) 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。

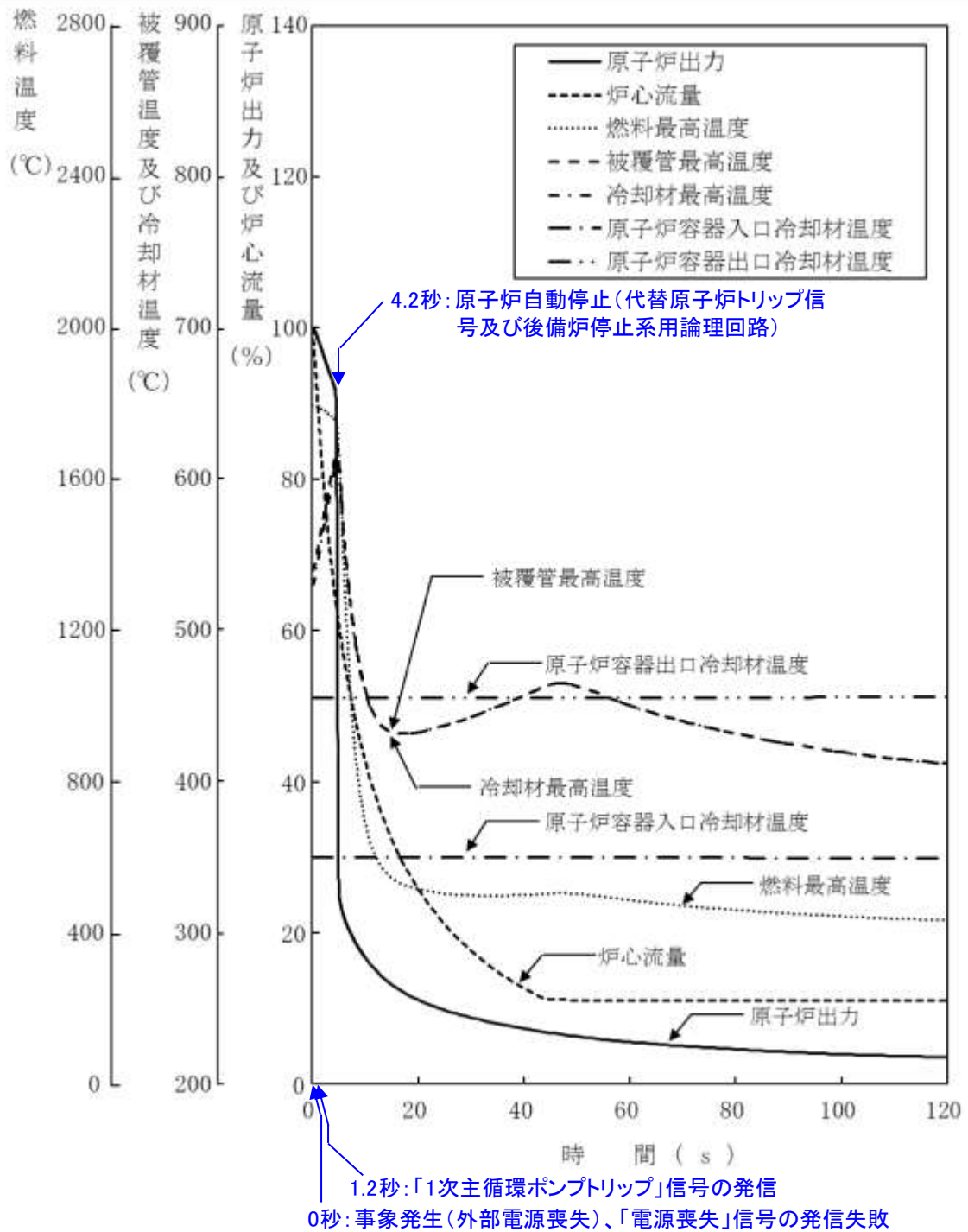
以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

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 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。

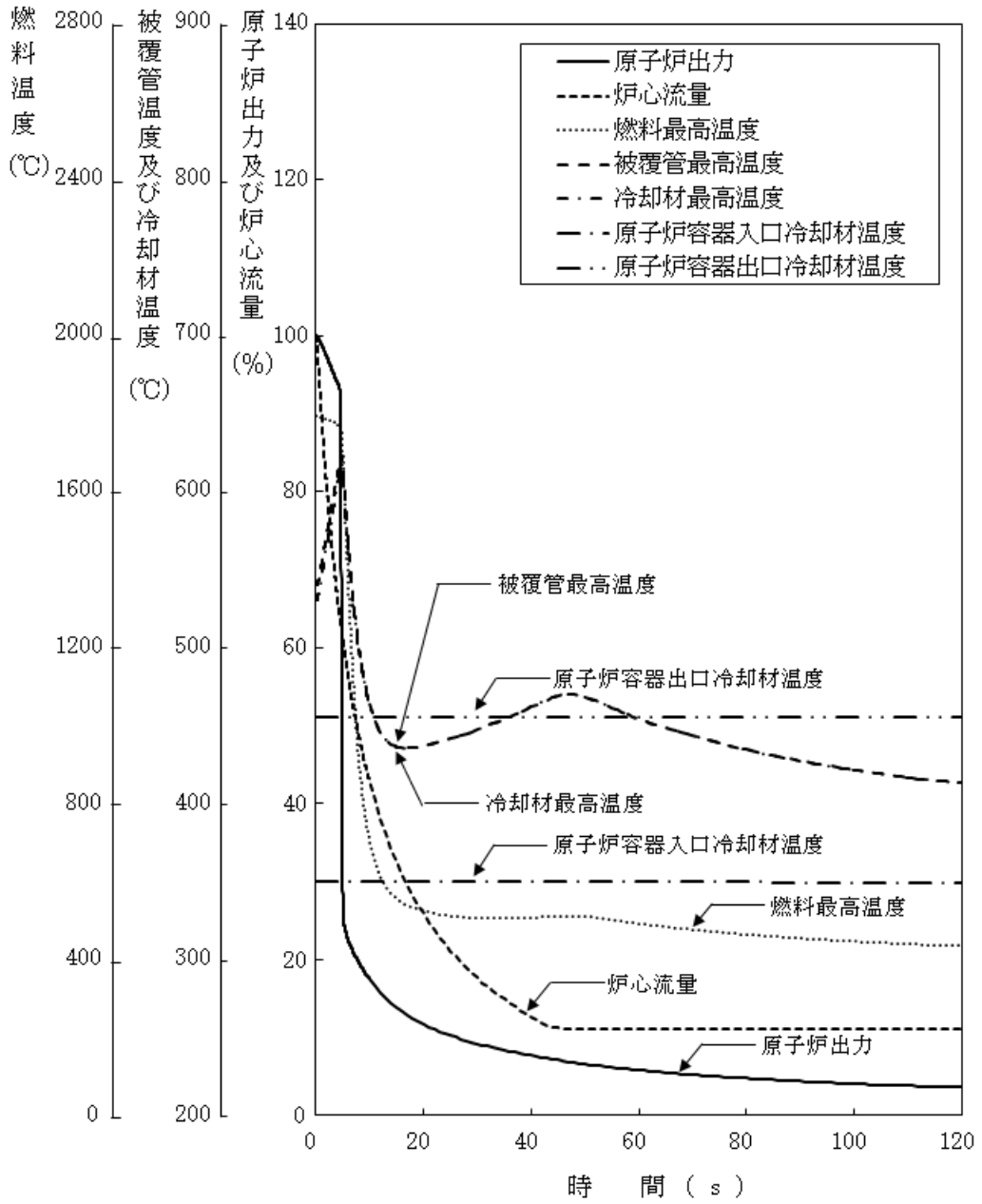
冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

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)

1.2 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 概要

本評価事故シーケンスは、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少した際に、「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本評価事故シーケンスでは、1次主循環ポンプ軸固着による炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、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1.2.1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 1.2.2 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°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/cm²C 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) 最も厳しい想定として、事故ループの 1 次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。他の 1 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機も同時に停止し、1 ループのポニーモータによる低速運転に引継がれるものとする。
- 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) 「1 次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信に失敗するものとする。
- 7) 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 1.2.1 図に示す。1 次主循環ポンプ軸固着の発生により、事故ループの冷却材流量は急速に減少するとともに、他の 1 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機も同時に停止する。「1 次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗すると仮定し、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。

1 次主循環ポンプ軸固着により炉心流量は事象発生 0 秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、負の反応度フィードバックが印加され、原子炉出力は定格出力の約 80%まで低下し、燃料温度も低下する。また、

健全ループの1次主循環ポンプはポニーモータ運転に引き継がれるとともに、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの2次主循環ポンプがトリップし、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

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750℃及び約740℃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。

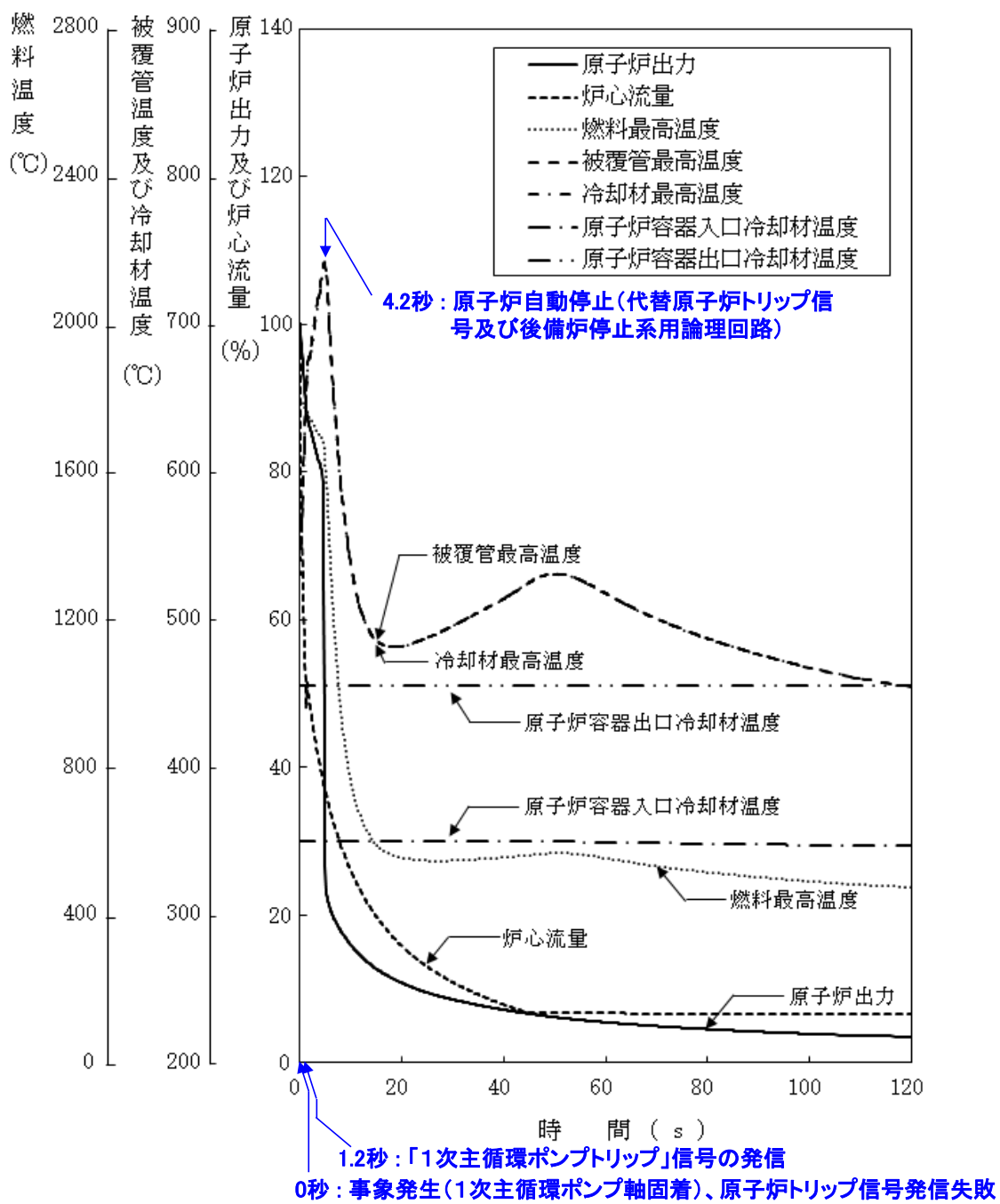
以上より、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第1.2.1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	・ 「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 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	・ 「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. 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			
			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(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・ 運転操作指揮																
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															・ 「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。	
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・ 代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・ 後備炉停止系スクラム確認															・ 「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 1. 2. 1 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における事象進展

(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。

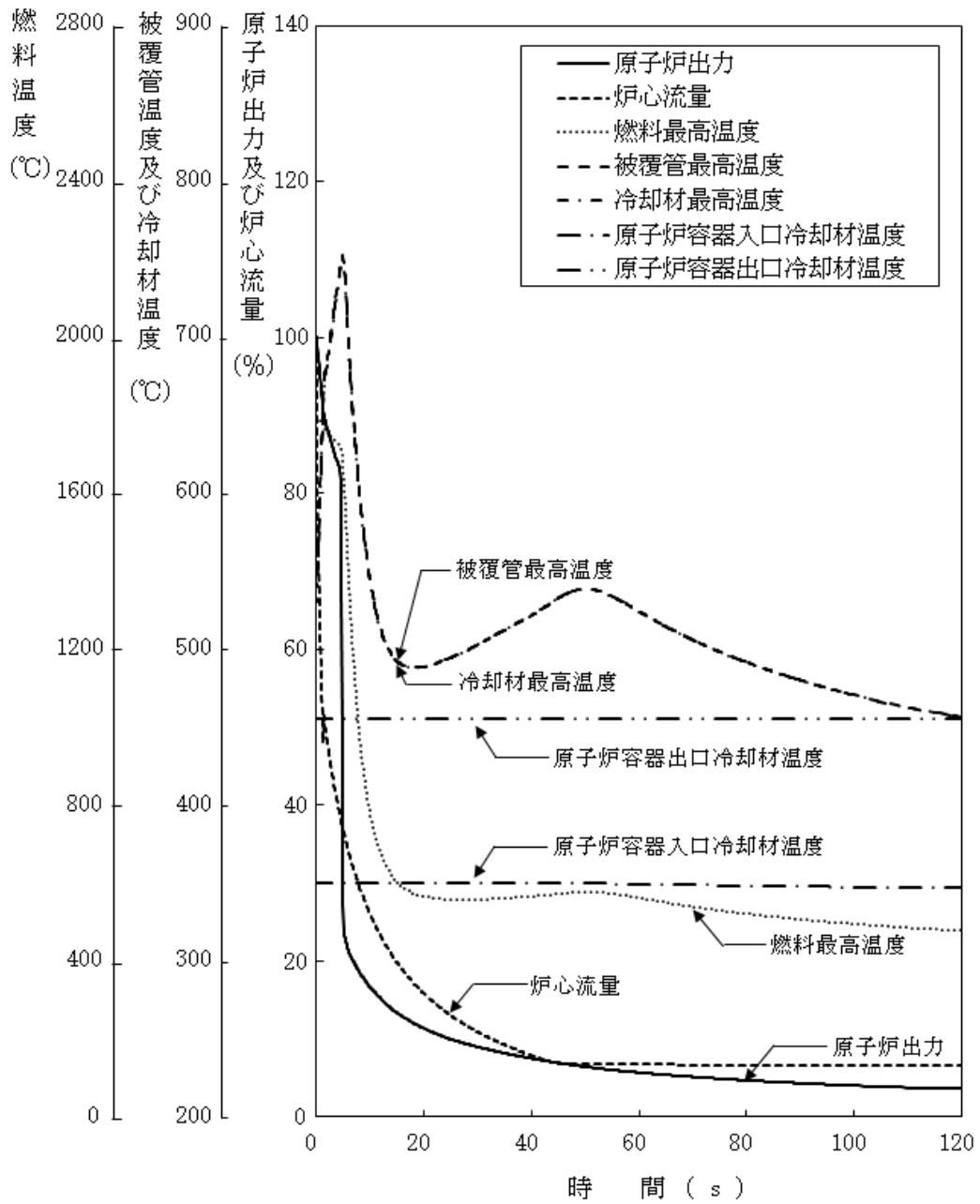
冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

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、それぞれ約10℃高くなり、それぞれ約760℃及び約750℃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 1.2.2 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における事象進展 (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/cm²℃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。

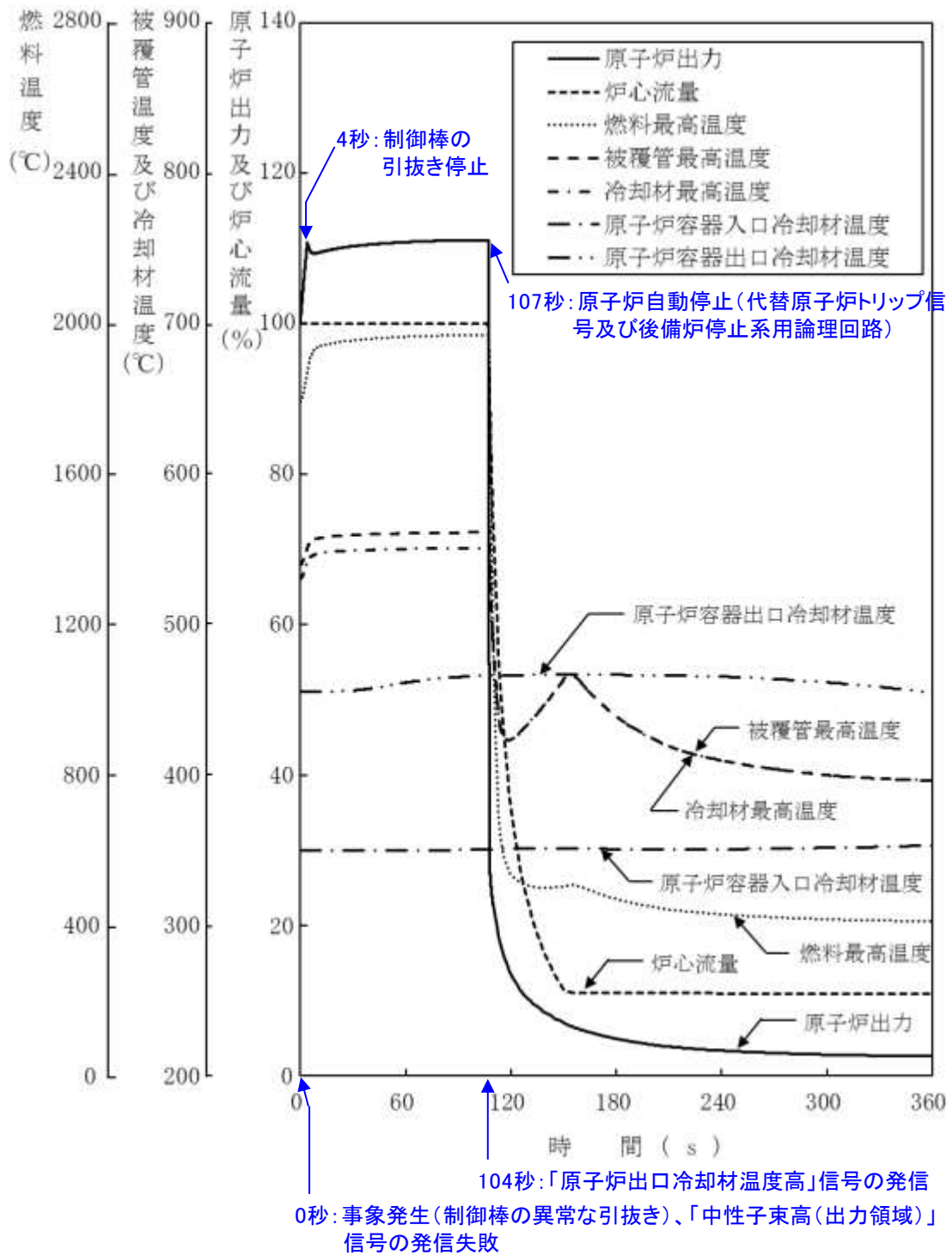
以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

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
		△異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) △事故発生の判断(「中性子東高(出力領域)」による 原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																・「中性子東高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
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。

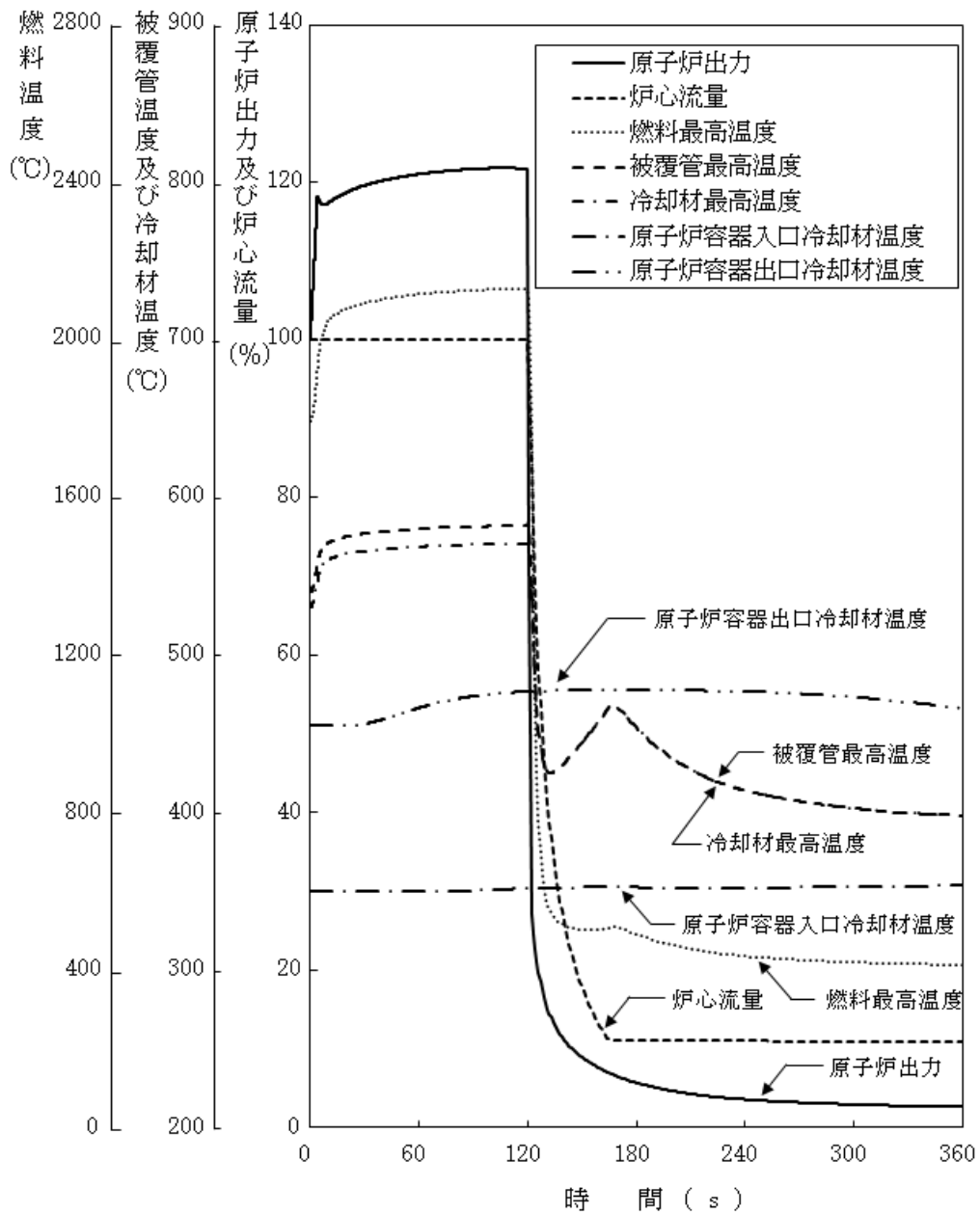
炉心支持板温度係数：原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

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°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°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℃、コールドレグ温度 350℃とする。また、1 次主冷却系流量は定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。
- 3) 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℃、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。

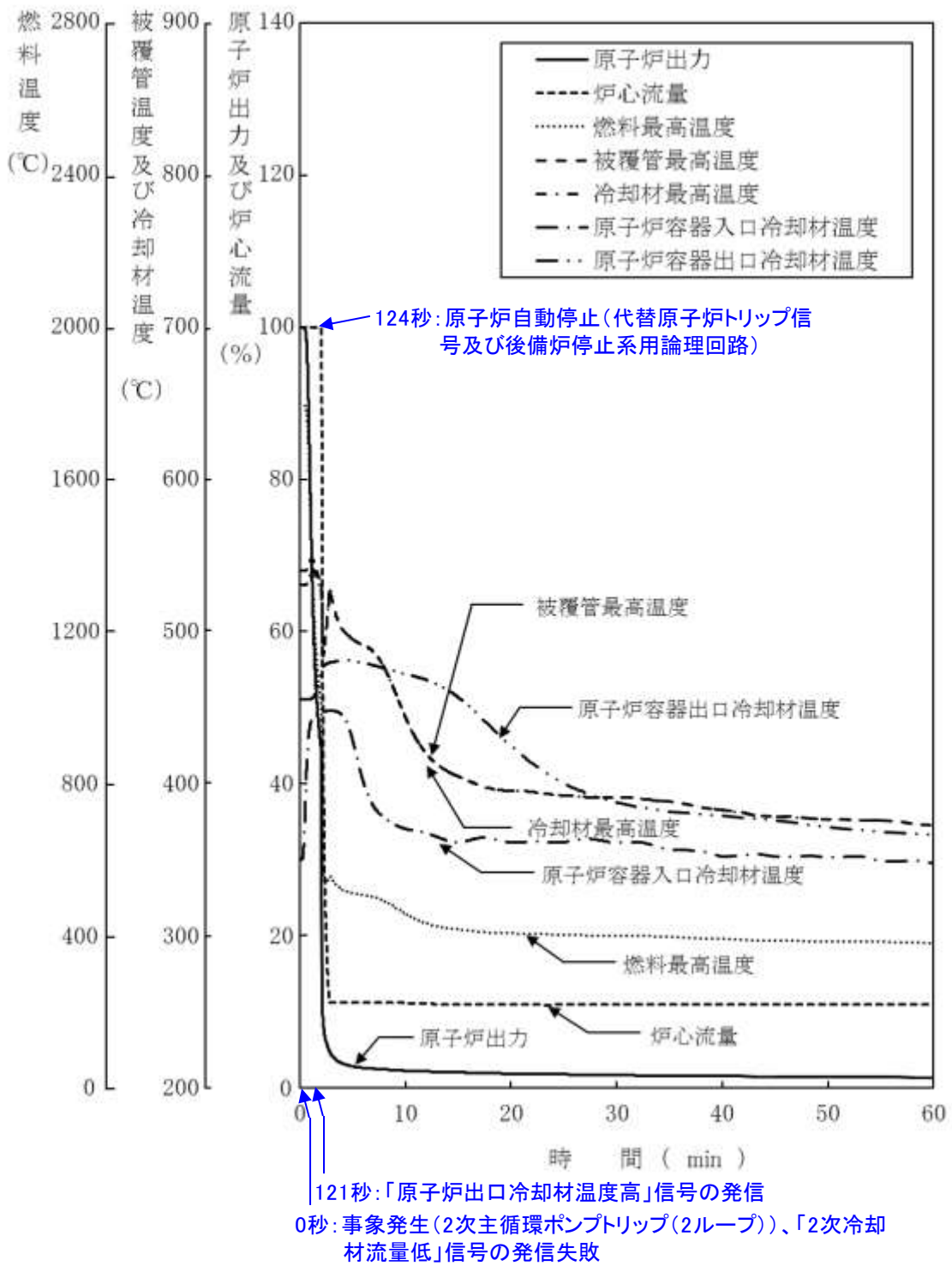
以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

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。

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

燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。

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

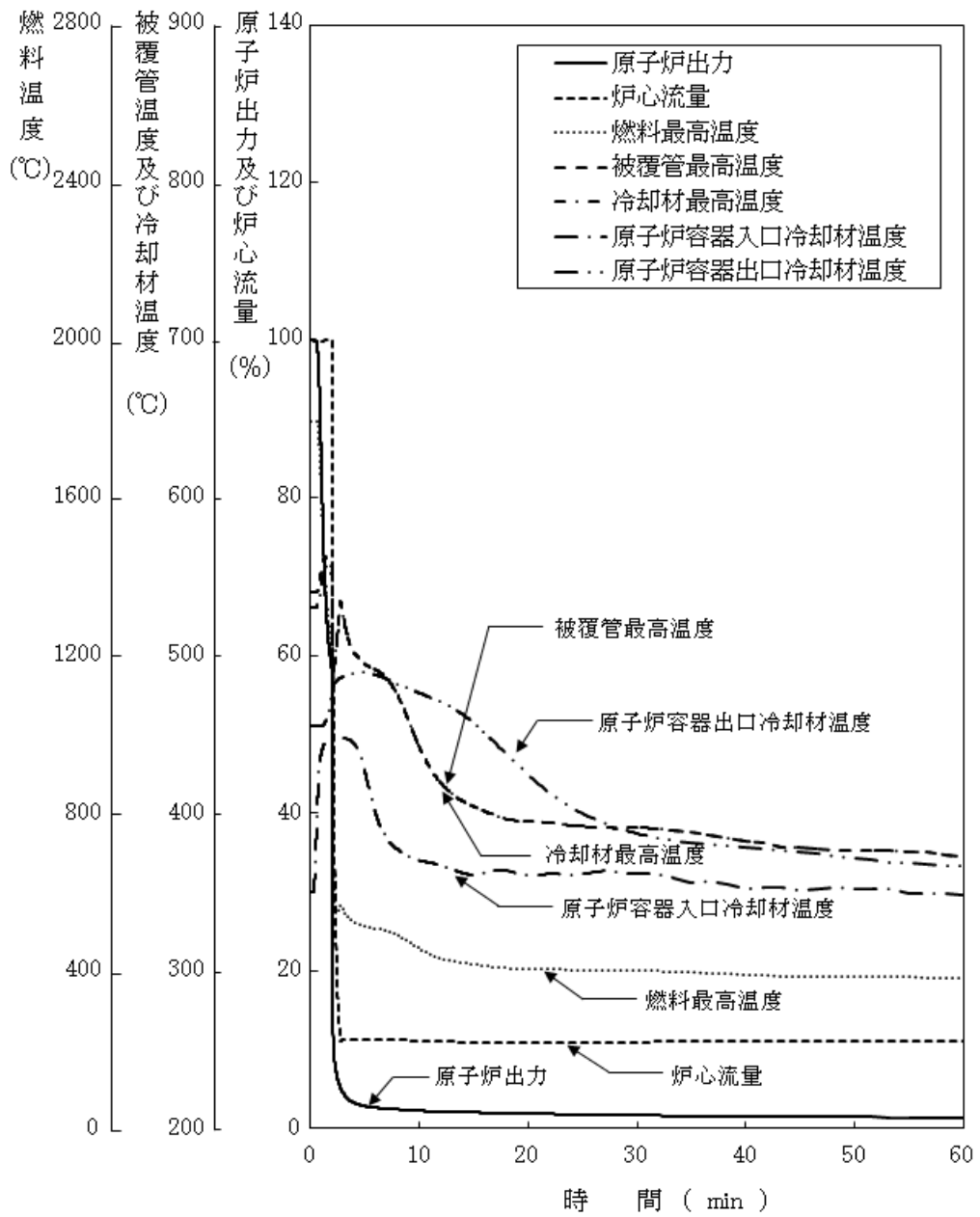
冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

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

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

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)

3.2 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 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次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えいした後、「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。本評価事故シーケンスでは、2次冷却材漏えい時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、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、「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも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 3.2.1 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 3.2.2 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。
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℃、コールドレグ温度 350℃とする。また、1 次主冷却系流量は定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。
- 3) 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 ループの2 次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じた場合に、原子炉冷却材温度の上昇を高め評価するために、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。この場合、2 次主冷却系は、健全な1 ループによる自然循環となる。
- 5) 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。
- 6) 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。
- 7) 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。
- 8) 「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に失敗するものとする。
- 9) 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。
- 10) 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。
- 11) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 12) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

(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 3.2.1 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さらに上昇する。その結果、炉心支持板の膨張による炉心形状の変化で中性子の漏れが増加するため、負の反応度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114秒に「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約117秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定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。

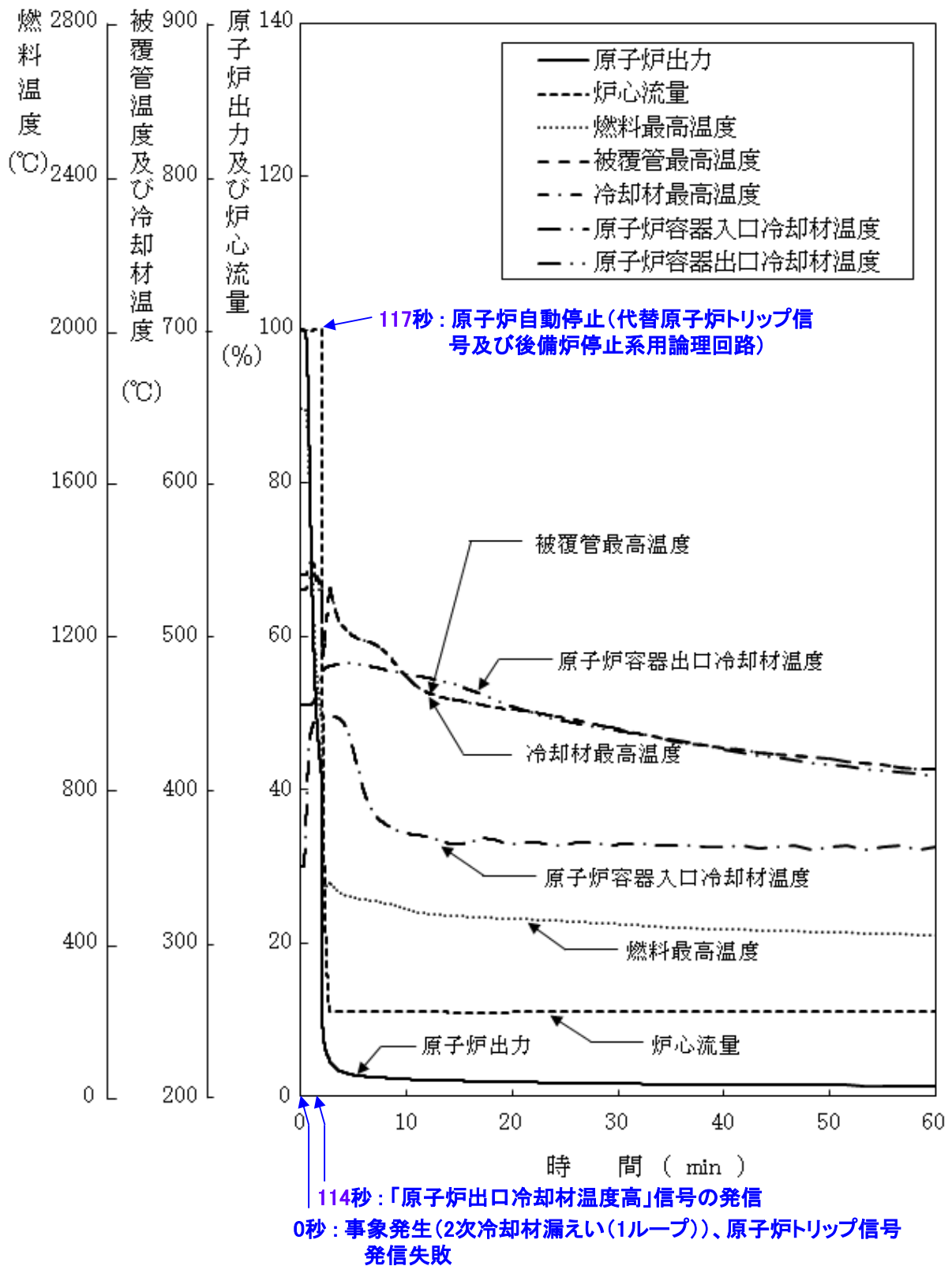
以上より、2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第3.2.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉 トリップ信号発信	—	—	—	① 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	・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 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. 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	[Gantt chart bar from 0 to 240]																
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉トリップ信号発信確認 ・ 原子炉スクラム確認 ・ 事故発生の判断	[Gantt chart bar from 0 to 5]																・ 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・ 代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・ 後備炉停止系スクラム確認	[Gantt chart bar from 0 to 5]																・ 「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム (自動停止)を確認する。 ・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム (自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart bar from 0 to 5]																・ 原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・ 原子炉手動停止	[Gantt chart bar from 5 to 10]																・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・ 2次冷却材ドレン、消火等	[Gantt chart bar from 10 to 240]																・ 2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材をダンプタンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火を行う。
炉心損傷防止措置	現場対応班員	5 ・ 制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入	[Gantt chart bar from 180 to 240]																・ 制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。



第 3. 2. 1 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における事象進展

(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。

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

燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。

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

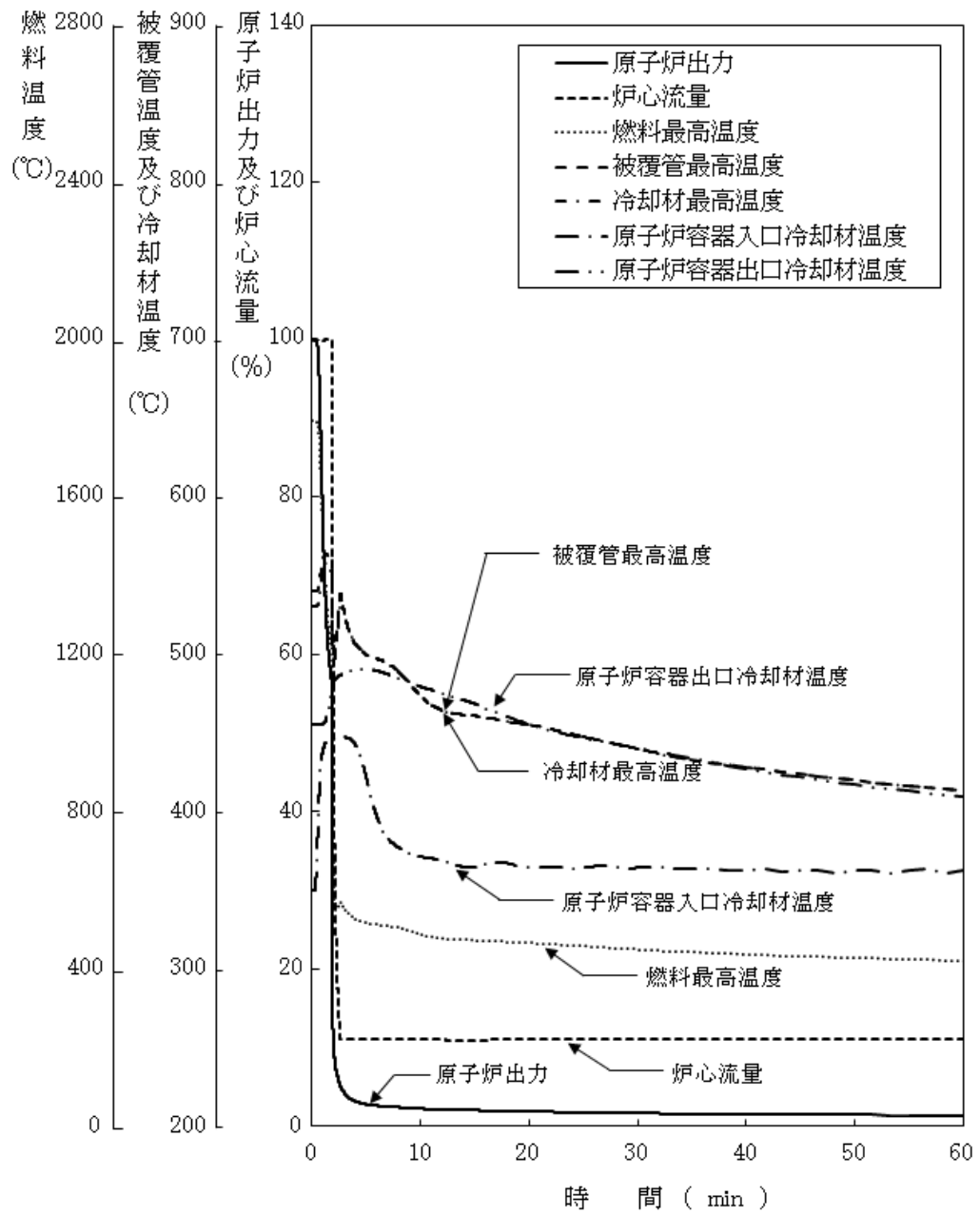
冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

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

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

不確かさを考慮した解析結果を第3.2.2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 3.2.2 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における事象進展 (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（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

(1) 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次主冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、リークジャケット又は配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管（内側及び外側）とする。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 42mm^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 0.49kPa 及び 1.72kPa で一定とし、漏えいしたナトリウムの静水圧は考慮しないものとする。
- 7) 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 350C 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。

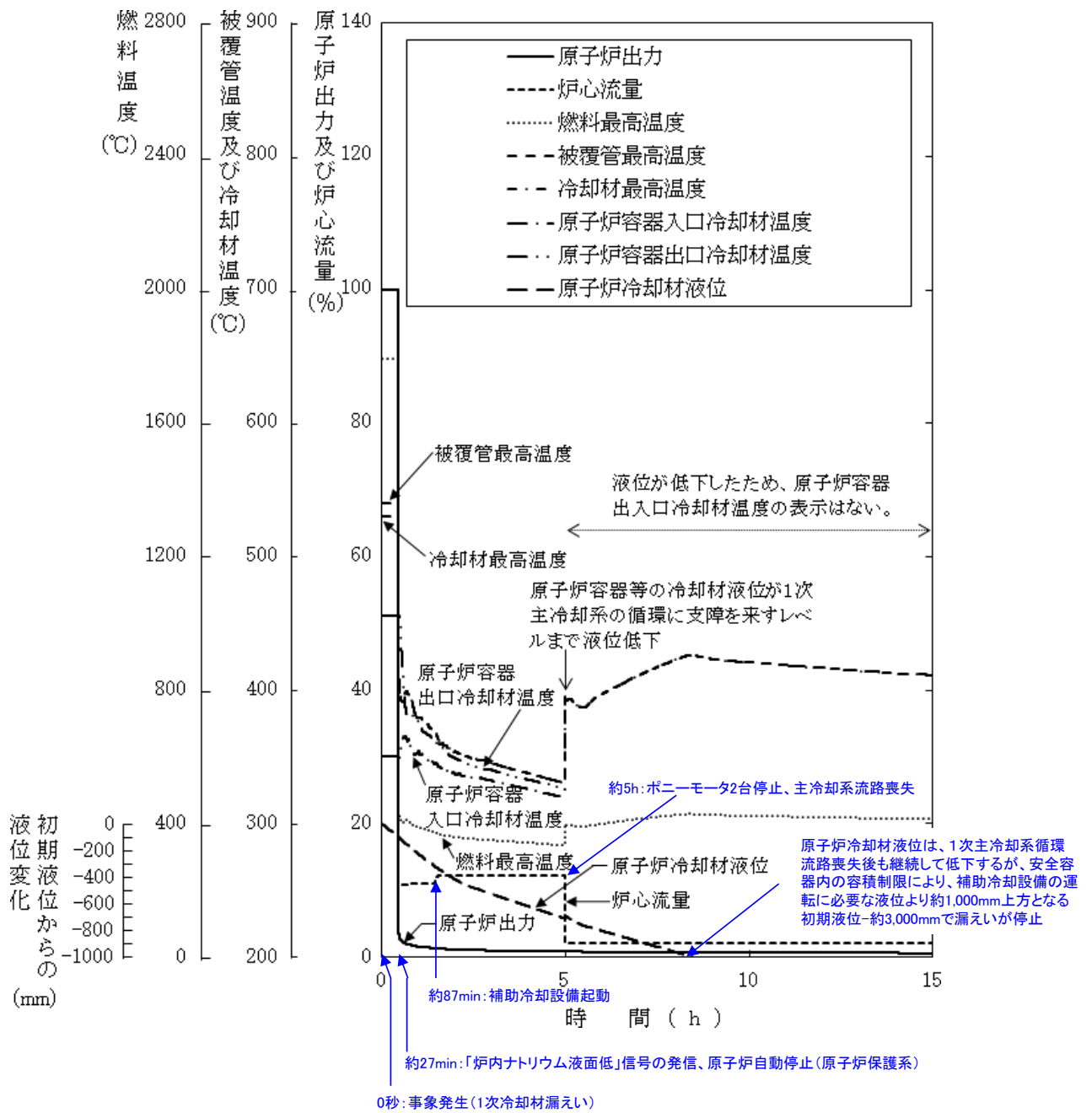
以上より、1 次冷却材漏えい（2 箇所）事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第4.1.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

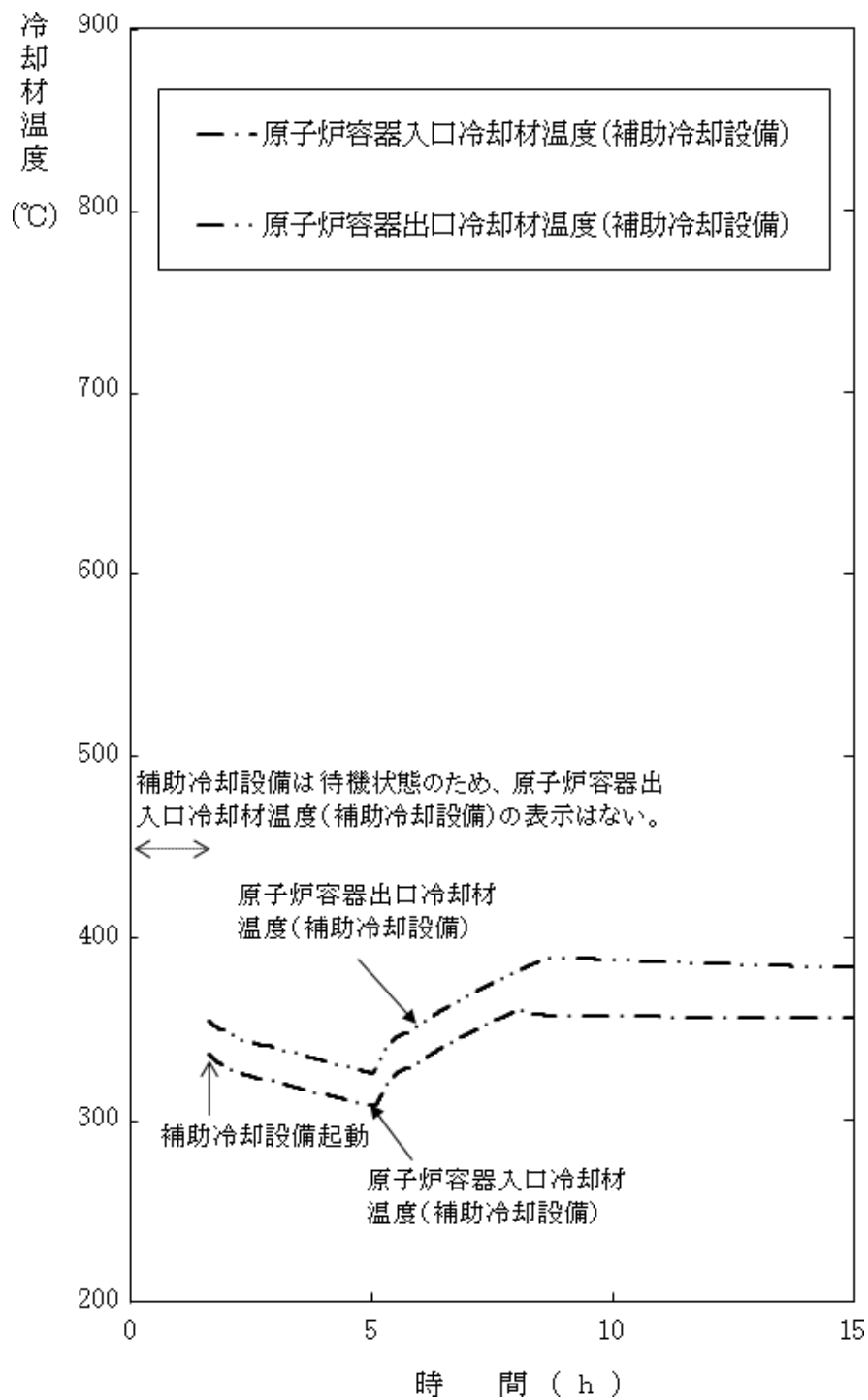
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止)確認	・ 「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
安全容器による漏えいした冷却材の保持 ・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保	・ 補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。	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 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)。

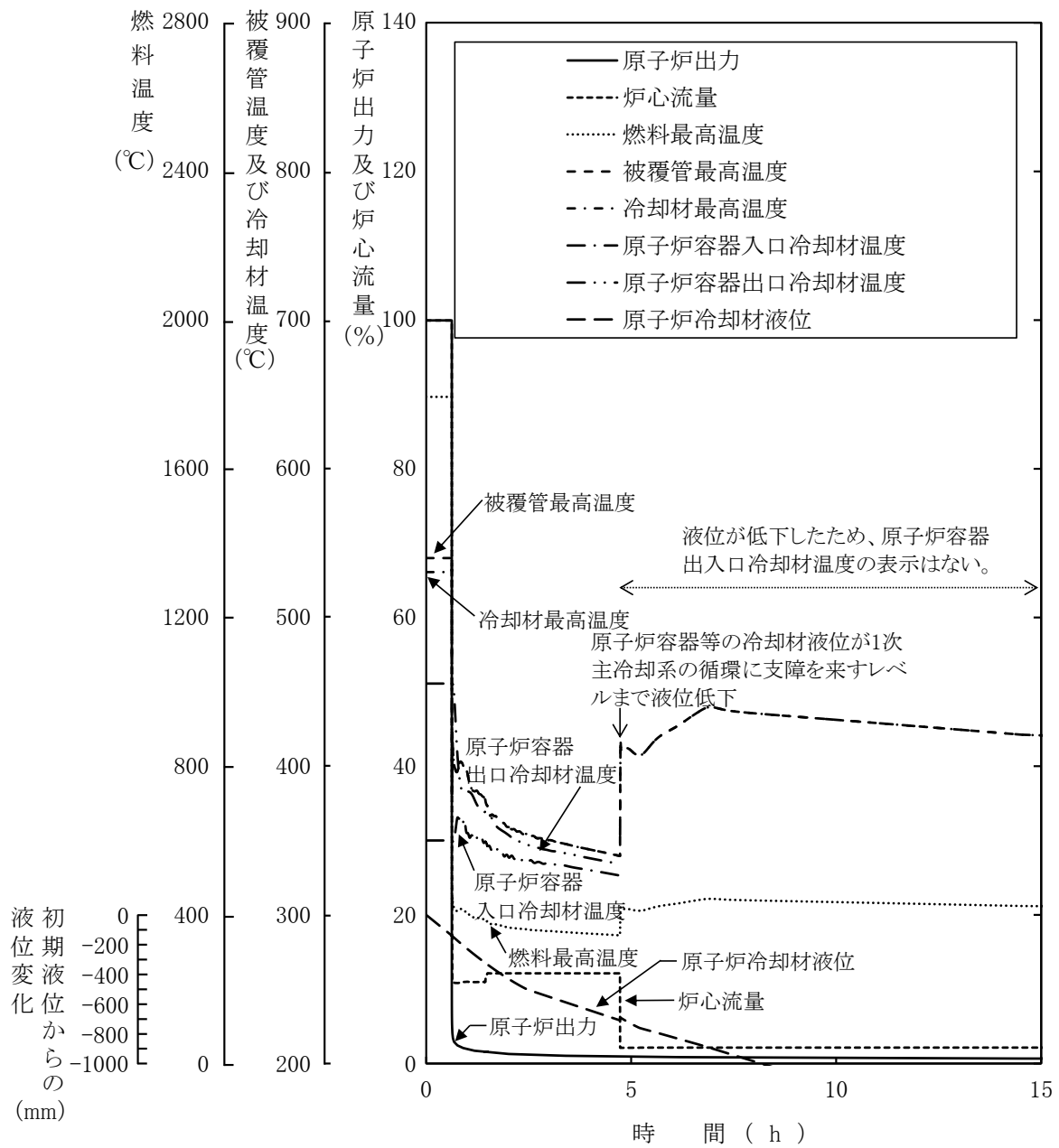
- 1) 崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を使用する。
- 2) 原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値は、設定値に対して、誤差-40mmを考慮し、原子炉容器通常ナトリウム液位-140mmとする。

不確かさを考慮した解析結果を第4.1.2図に示す。

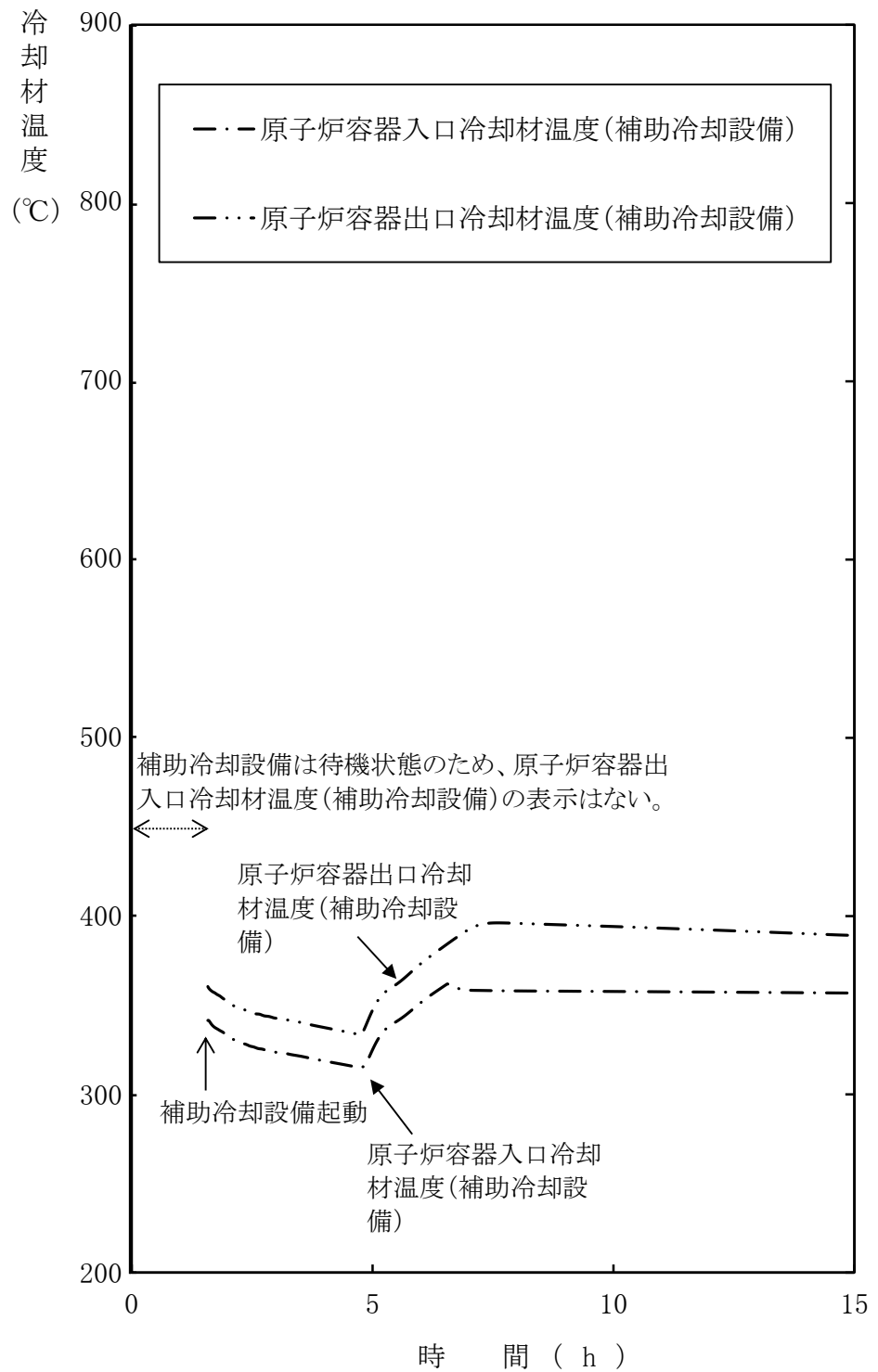
第4.1.2図(1/2)には炉心部温度及び原子炉容器出入口冷却材温度を示す。原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値を40mm低く設定したことにより、設定値への到達は「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」の解析に比べ約11分遅く、時刻約37分となったが、原子炉出力の最大値、燃料最高温度及び原子炉容器出口冷却材の最高温度は「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」の解析と変わらず、被覆管最高温度、炉心冷却材最高温度及び原子炉容器入口冷却材の最高温度は、「(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価」の解析とほとんど変わらず、それぞれ約550℃、540℃及び約370℃となった。1次主冷却系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)

4.2 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故

(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次主冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、1次主冷却系の配管（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、主冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。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. 主冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下した場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備する。

(3) 資機材

本評価事故シーケンスに使用する設備等を第4.2.1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4.2.2表に示す。

(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心の冷却に係る炉心損傷防止措置は「4.1 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「4.1 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第4.2.1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	・ 「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	・ 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
サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保	・ 補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。	①サイフォンブレイク配管	—	① 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 4. 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										
			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(1次主冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断(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	[Shaded bar]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded bar]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Shaded bar]																・1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。										
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量抑制の確認 ・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Shaded bar]																・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	[Shaded bar]																・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。										

4.3 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故

(1) 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次補助冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、1次補助冷却系の配管（内側及び外側）とする。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、1次補助冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、主冷却系により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

(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次補助冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次主冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。

(3) 資機材

本評価事故シーケンスに使用する設備等を第4.3.1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。

(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4.3.2表に示す。

(5) 炉心損傷防止措置の有効性評価

本評価事故シーケンスの炉心の冷却に係る炉心損傷防止措置は「5.2 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「5.2 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、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

第4.3.1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	・ 1次補助冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 1次主冷却系の循環に必要な炉内冷却材液位確保	・ 主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。	① 1次補助冷却系サイフォンブレイク	—	① 関連するプロセス計装
主冷却系による崩壊熱除去	・ 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装

第 4.3.2 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										
			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(1次補助冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断(1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded bar]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Shaded bar]																・1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。										
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量抑制の確認 ・主冷却系の循環に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Shaded bar]																・主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。										
	運転員A、B、C、D	2 ・主冷却系の循環による冷却(自然循環)	[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。										

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/cm²℃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。

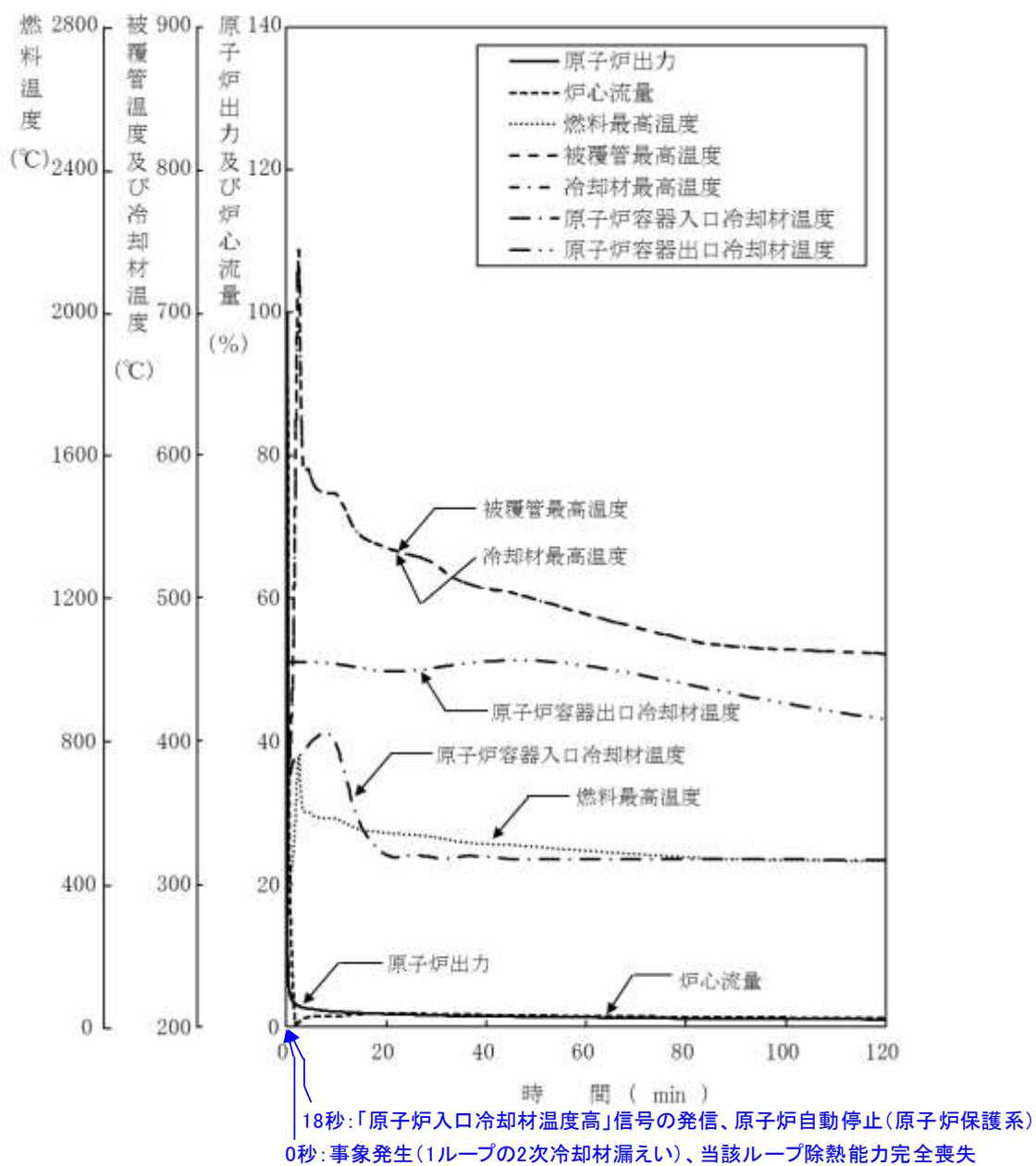
以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

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							
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日	5	10	20	30	60	3時間		10日	20日	30日	40日			
			▽異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗) ▽冷却材の昇温及び蒸発により原子炉冷却材バウンダリが高温になると判断 ▽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 40 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]																							
	運転員A、B	2 ・ 事故発生の判断	[Gantt chart showing a bar from 0 to 10 minutes]																							
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 40 minutes]																							



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

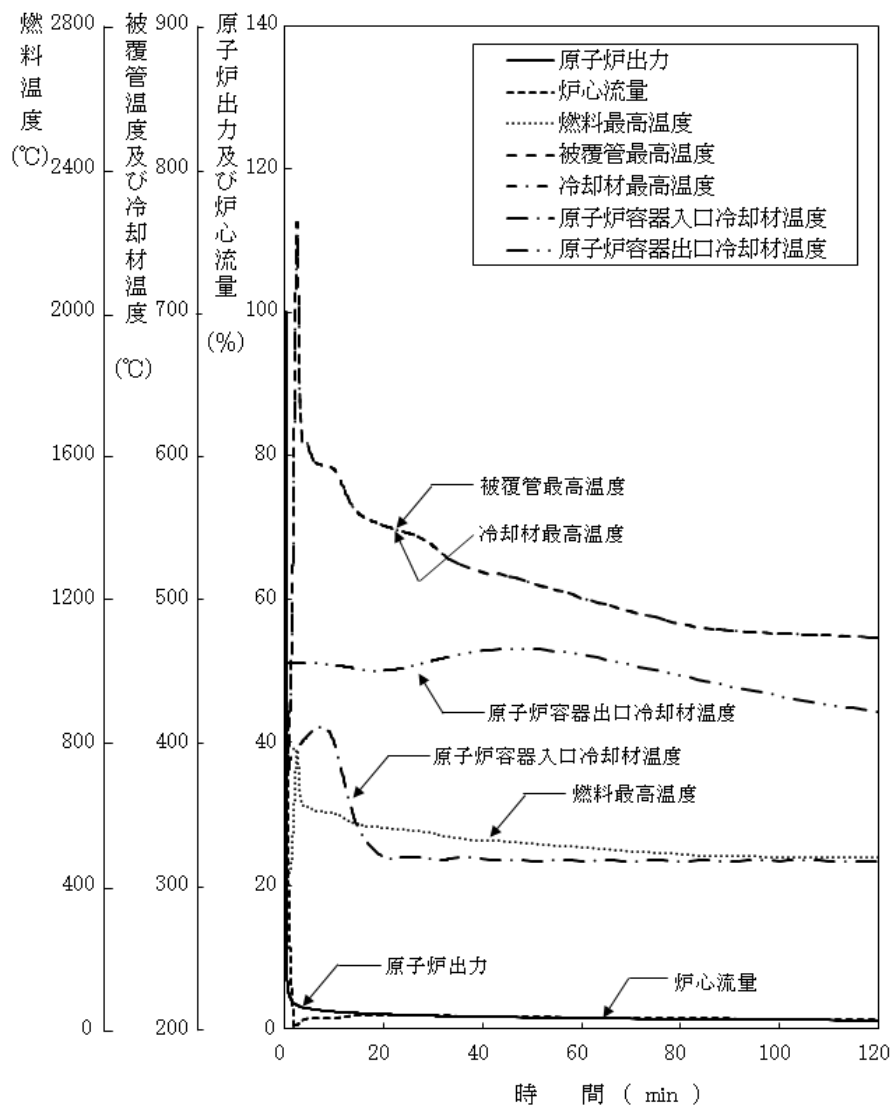
有効性評価における不確かさについては、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要があるが、この内、計算コードの不確かさの影響は、「別紙 4 1.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握」で述べたとおり、小さいと判断できるため、ここでは解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

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 650C 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。

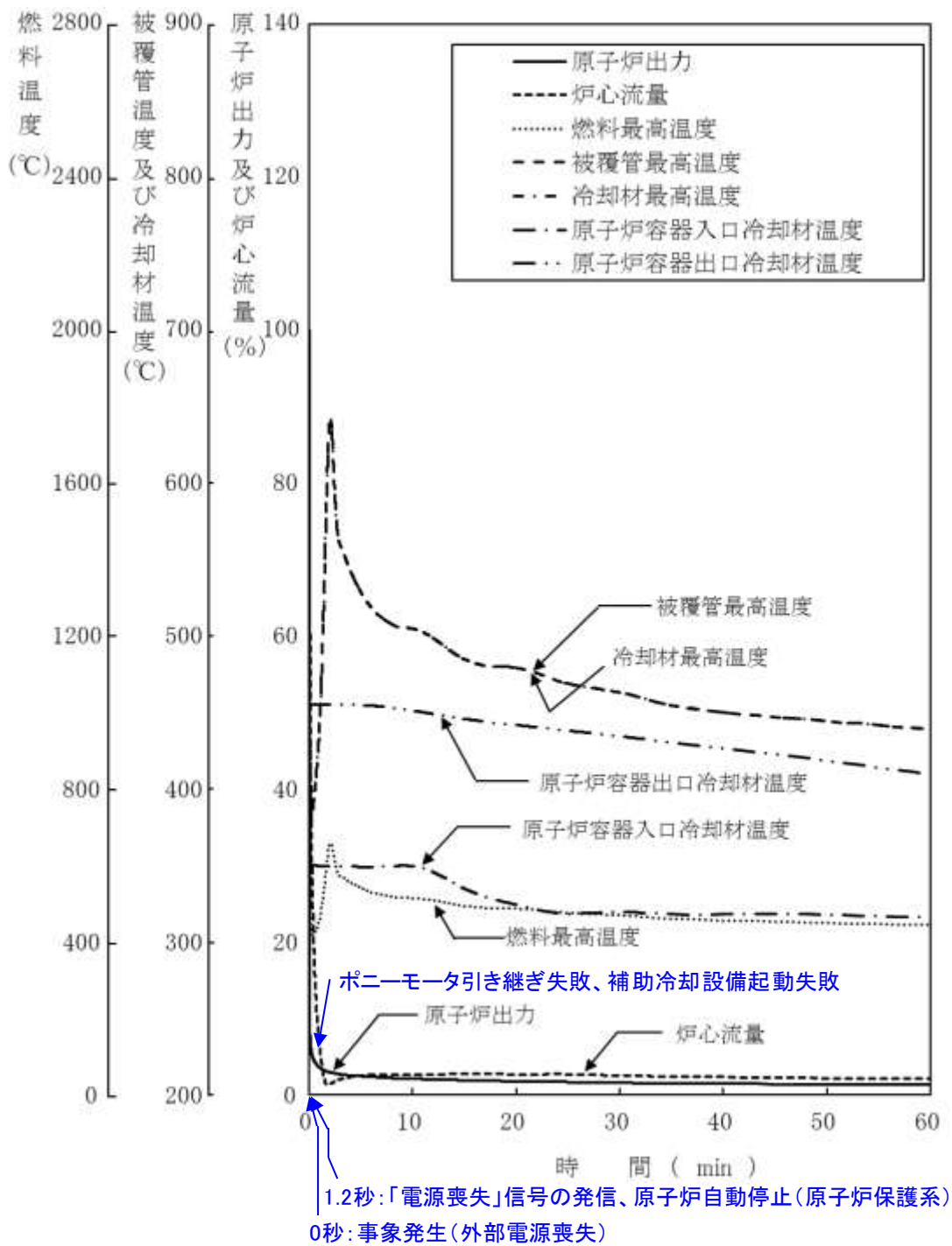
以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

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	10日	20日	30日	40日		
		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

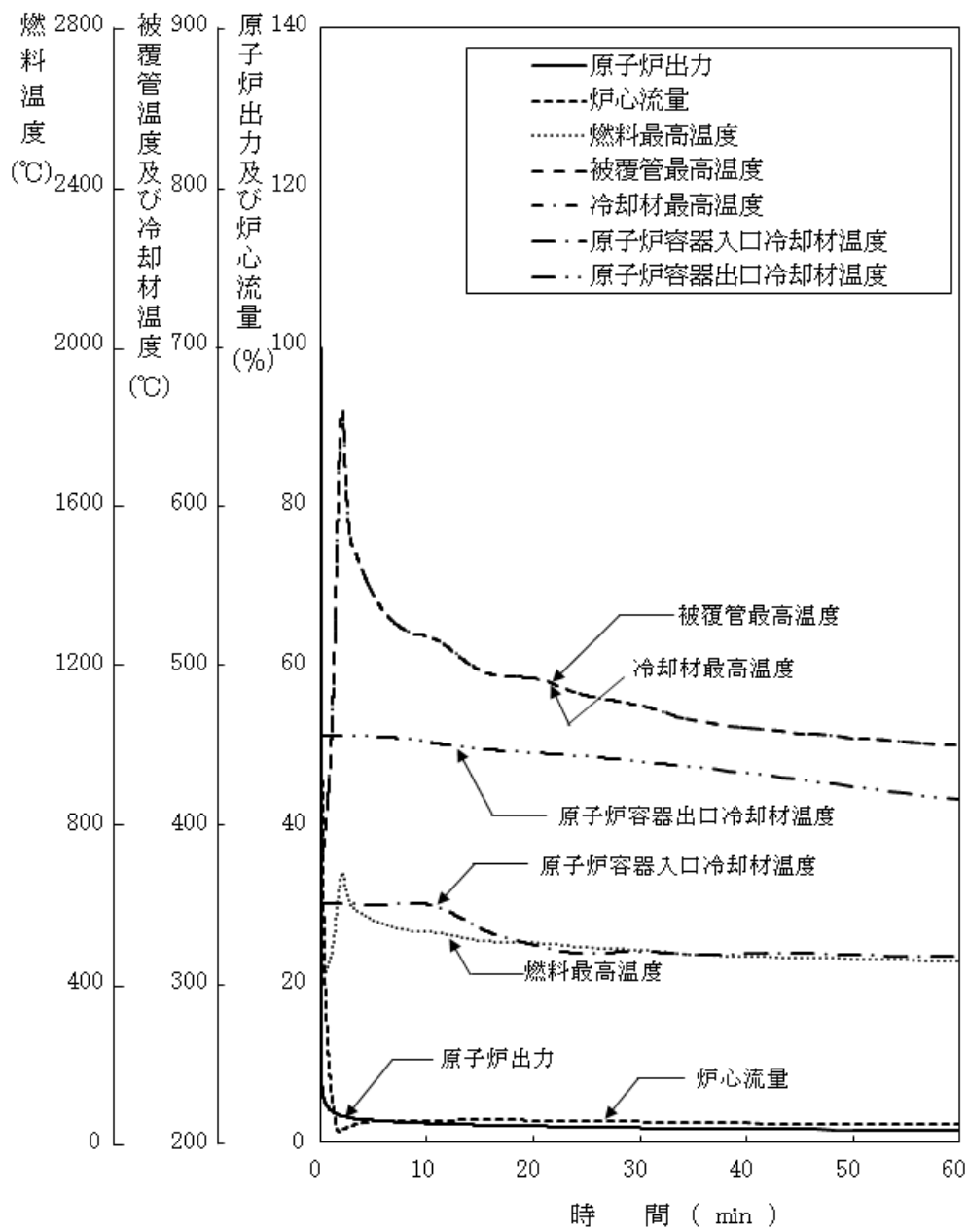
有効性評価における不確かさについては、計算コード及び解析条件の不確かさの影響を考慮する必要があるが、この内、計算コードの不確かさは、「別紙4 1.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握」で述べたとおり、小さいと判断できるため、ここでは解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

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

本評価事故シナシス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

本評価事故シナシ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 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。本評価事故シナシス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℃及び 620℃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℃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)	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 	—	① 関連する核計装

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挿入、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動挿入、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

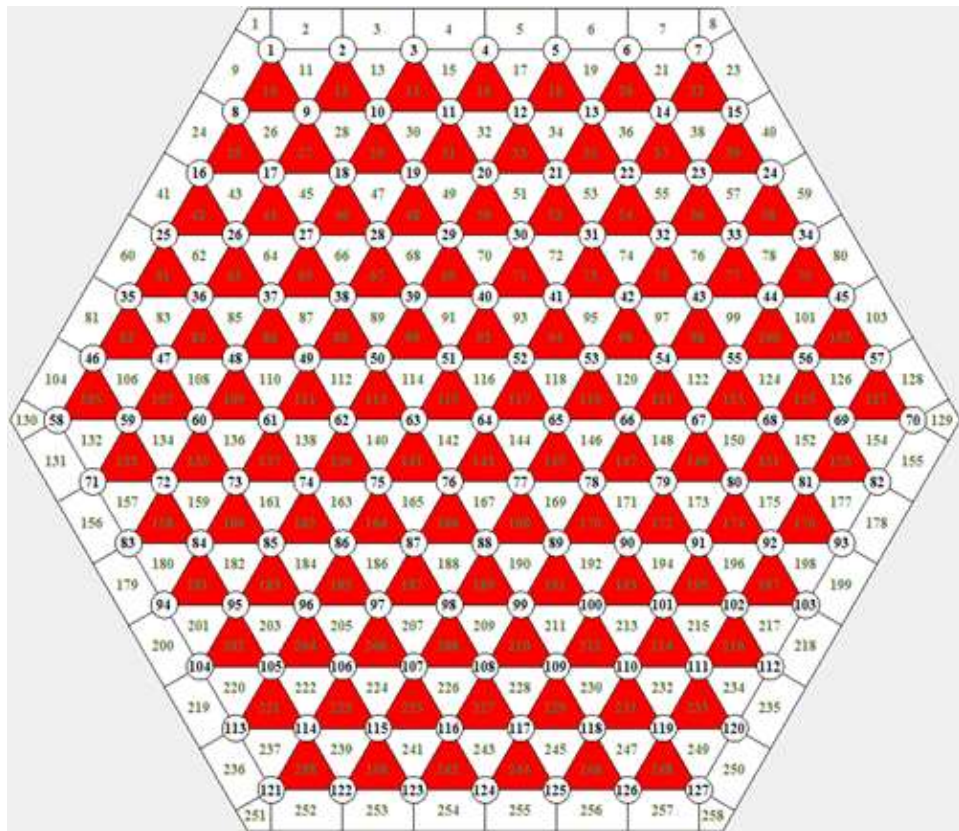
項目	単位	
最大線出力密度	[W/cm]	418
集合体発熱量	[MW]	2.24
燃料最高温度	[°C]	2350
被覆管最高温度	[°C]	620
冷却材最高温度	[°C]	600
集合体流量	[kg/s]	8.57
集合体入口温度	[°C]	350

第6.1.4表 千鳥格子状閉塞解析最高温度

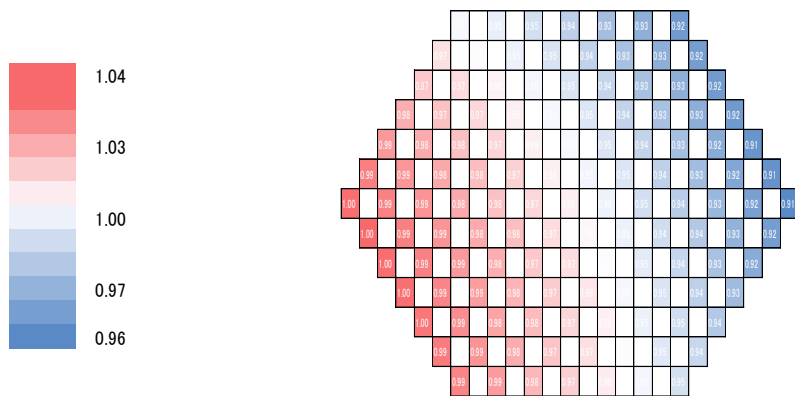
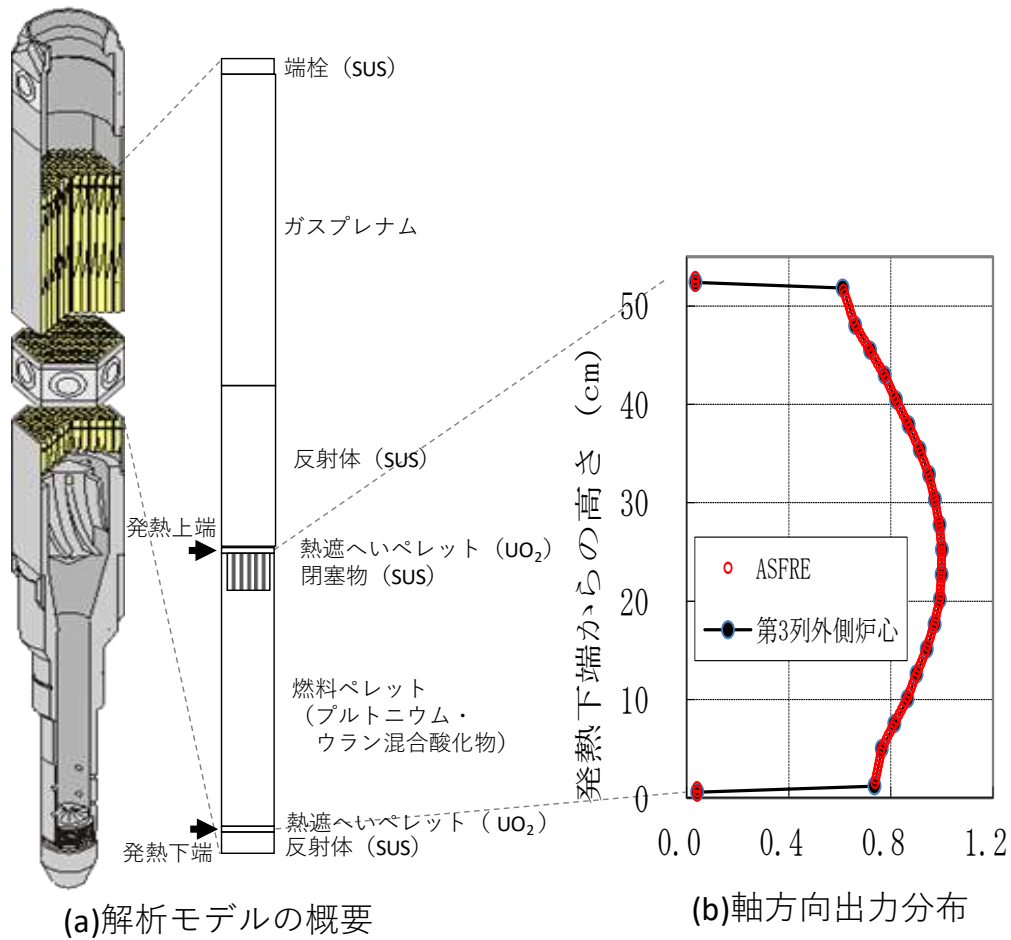
	集合体流量 [kg/s]	冷却材 最高温度 (°C)	閉塞物 最高温度 (°C)	被覆管 最高温度 (°C)	燃料 最高温度 (°C)
閉塞前	8.57	600	—	620	2350
閉塞後	8.02 (93.6%)	640	660	720	2360

第6.1.5表 ガスジェット衝突解析最高温度

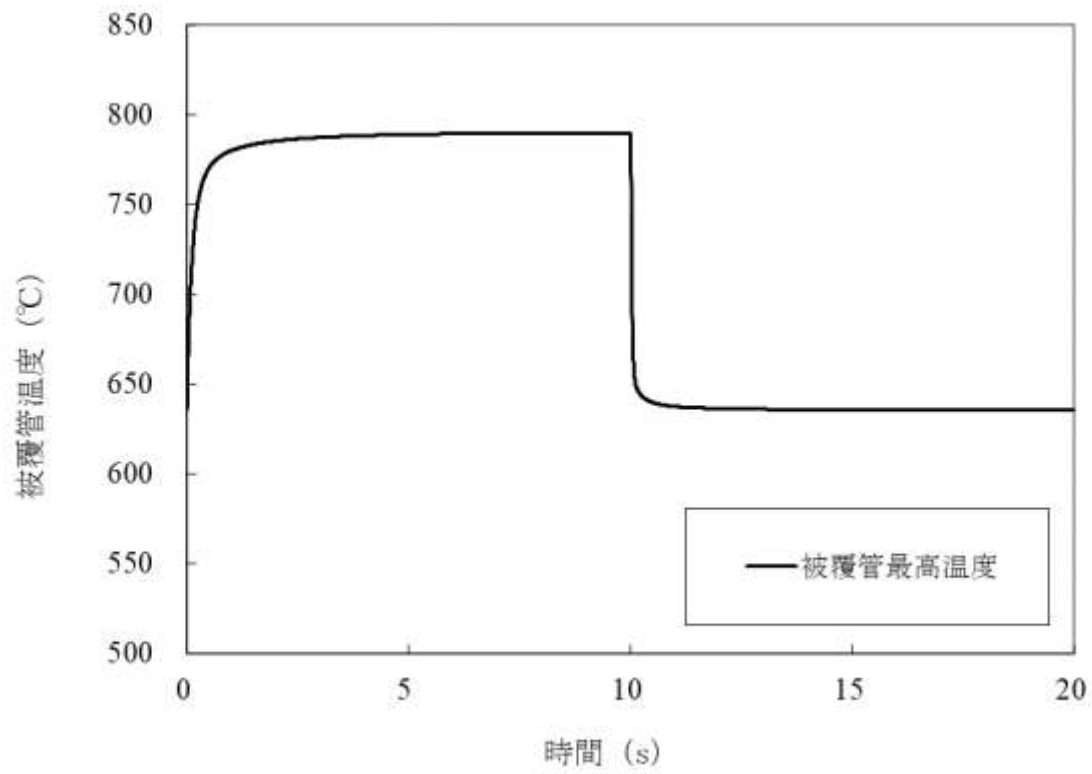
	冷却材 最高温度 (°C)	被覆管 最高温度 (°C)
燃料破損後	770	800



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^[1]に基づき t^2 (t は配管厚さ)とする。なお、既往知見^[1]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^[1]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 (ℓ)^[1]

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

2) 貫通時の亀裂中央の開口幅 (δ)^[1]

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

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

ν : 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 (ℓ) で幅 (δ) 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^[1]に低エネルギー配管^{注)}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^[1]と同じく JIS におけるステンレス鋼鋼管では、 $D/\leq 127$ 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^[1]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22cm²）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5cm²（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^[1]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^[1]。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 22cm^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^2)
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^{*1}
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^{*1}
充填・ドレン系統	2B 配管 (D：60.5mm、t：3.5mm)	約 17	約 0.7^{*2}

*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^[1]。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、貫通亀裂発生後にも運転が継続され、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^[1]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^[1]。

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(ℓ)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(ℓ)は、板厚(t)に対して次式で与えられる^[2]。

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

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^{[1], [3]}。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^[4]。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22cm²）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5cm²（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 ²)	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	1次主循環ポンプ出口～原子	2B 配管 (D: 60.5mm、t:)	22	80

統※1	炉容器入口（コールドレグ配管）	3.5mm		
-----	-----------------	-------	--	--

※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、 ϕ/s 単位への換算に用いた実効遅発中性子割合は、基本ケースにあつては、標準平衡炉心の計算値とし、不確かさ影響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。

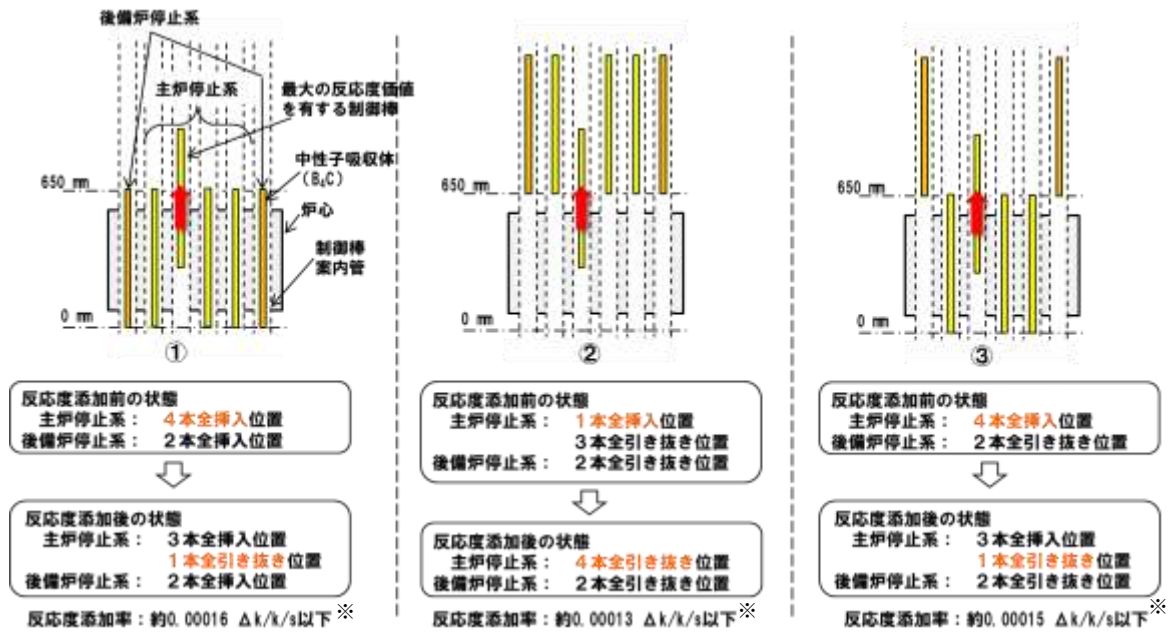
第1表 反応度添加率の設定

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）。

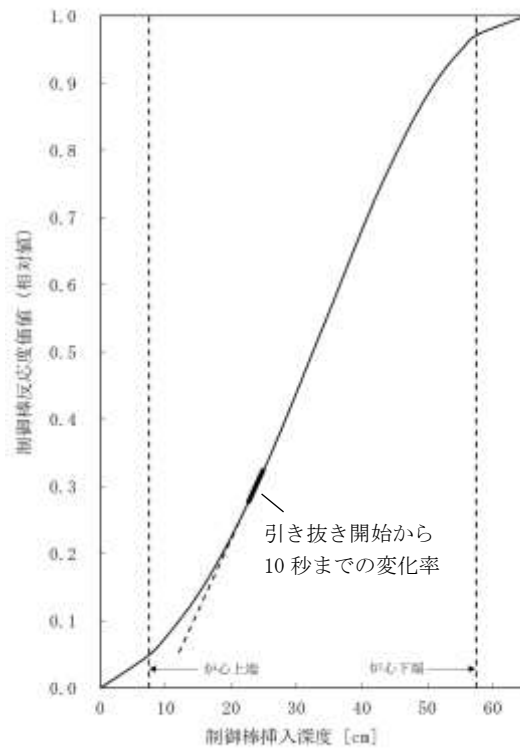
※2：後備炉停止制御棒全挿入時の反応度価値（第1図パターン①参照）。

※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）。



※：反応度価値変化率が最大のときの反応度添加率を示す。

第1図 反応度価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