

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 10 月 19 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所高速実験炉部

目 次

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

(別紙)

- 別紙 1 : 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に対する炉心損傷防止措置
- 別紙 2 : 解析にあたって考慮する事項
- 別紙 3 : 有効性評価における解析条件の設定
- 別紙 4 : 有効性評価の補足説明

1. 要求事項の整理

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

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

要求事項	変更の有無
<p>1 試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 第 53 条の要求は、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設については、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5 ミリシーベルトを超えるもの）を与えるおそれのある事故についての評価及び対策を求めるものである。 ・ 事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮すること。 ・ 具体的な事故としては、例えば、以下が挙げられる。 <ul style="list-style-type: none"> イ 燃料体の損傷が想定される事故 <ul style="list-style-type: none"> 冷却材漏えい時の主冷却系統、補助系等による強制循環冷却の失敗、電源喪失時の冷却の失敗による燃料損傷事故等 ・ 第 53 条に規定する「当該事故の拡大を防止するために必要な措置」とは事故の発生及び拡大の防止、放射性物質の放出による影響の緩和に必要な設備及び手順の策定等であり、例えば、以下に示す措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置をいう。 <ul style="list-style-type: none"> イ 燃料の損傷が想定される場合 <ul style="list-style-type: none"> 代替冷却による炉心の損傷防止対策、燃料から原子炉容器内に漏れた放射性物質の貯留等による環境への放出防止対策 	有

2. 要求事項への適合性

2.1 安全評価に関する基本方針

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

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

2.2 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故

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

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

- a. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 - b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- (6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)
- a. 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗) 事故
- (7) 局所的燃料破損 (LF)
- a. 冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故

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、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合には、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置として格納容器破損防止措置を講じることを基本方針とする。

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【「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」） 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炉心損傷

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

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

2.5 炉心損傷防止措置の有効性評価結果【有効性評価の補足説明：別紙4参照】

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。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「電源喪失」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置

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

- a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする（ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. **以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。**なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入

する方法がある。なお、本措置は上記の 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。

(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。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- i) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- ii) 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。
- iii) 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。
- iv) 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。
- v) 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。
- vi) 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。
- vii) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を1.4%Δk/kとする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 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、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第2.5.1.2図に示す。

外部電源喪失の発生により、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ及び主冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電源喪失」による原子炉トリップ信号の

発信に失敗し、代替原子炉トリップ信号である「1次主循環ポンプトリップ」が事故発生後 1.2 秒で後備炉停止系用論理回路に到達し、時刻 4.2 秒に後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。

外部電源喪失により炉心流量は事象発生 0 秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約 92%まで低下し、燃料温度も低下する。また、1次主循環ポンプの主電動機及び2次主循環ポンプのトリップ後は、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度から上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約 630°C及び約 620°Cであり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず最高温度は約 460°Cであり、評価項目を満足する。

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

(7) 不確かさの影響評価

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

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。なお、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

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

- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラッパ管温度係数 : ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 本評価事故シーケンスにおける評価項目である燃料温度及び炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、炉心支持板温度係数の不確かさは考慮しない。

解析結果を第 2.5.1.3 図に示す。

後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでに、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなることにより、原子炉出力の低下が「(6)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、「(6)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、評価項目を満足する。また、燃料最高温度及び原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「(6)措置の有効性評価」の評価結果と変わらず評価項目を満足する。

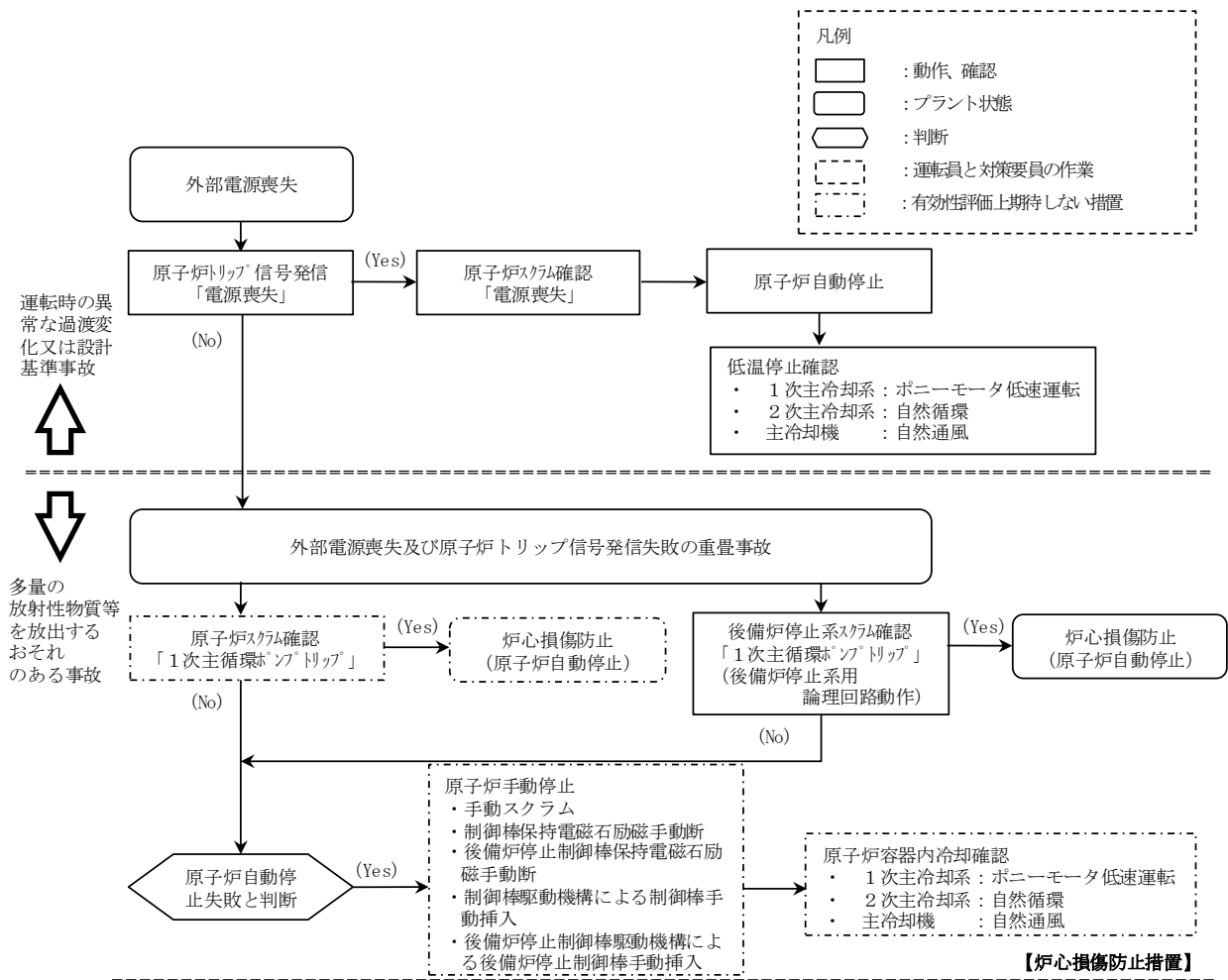
以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.1.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

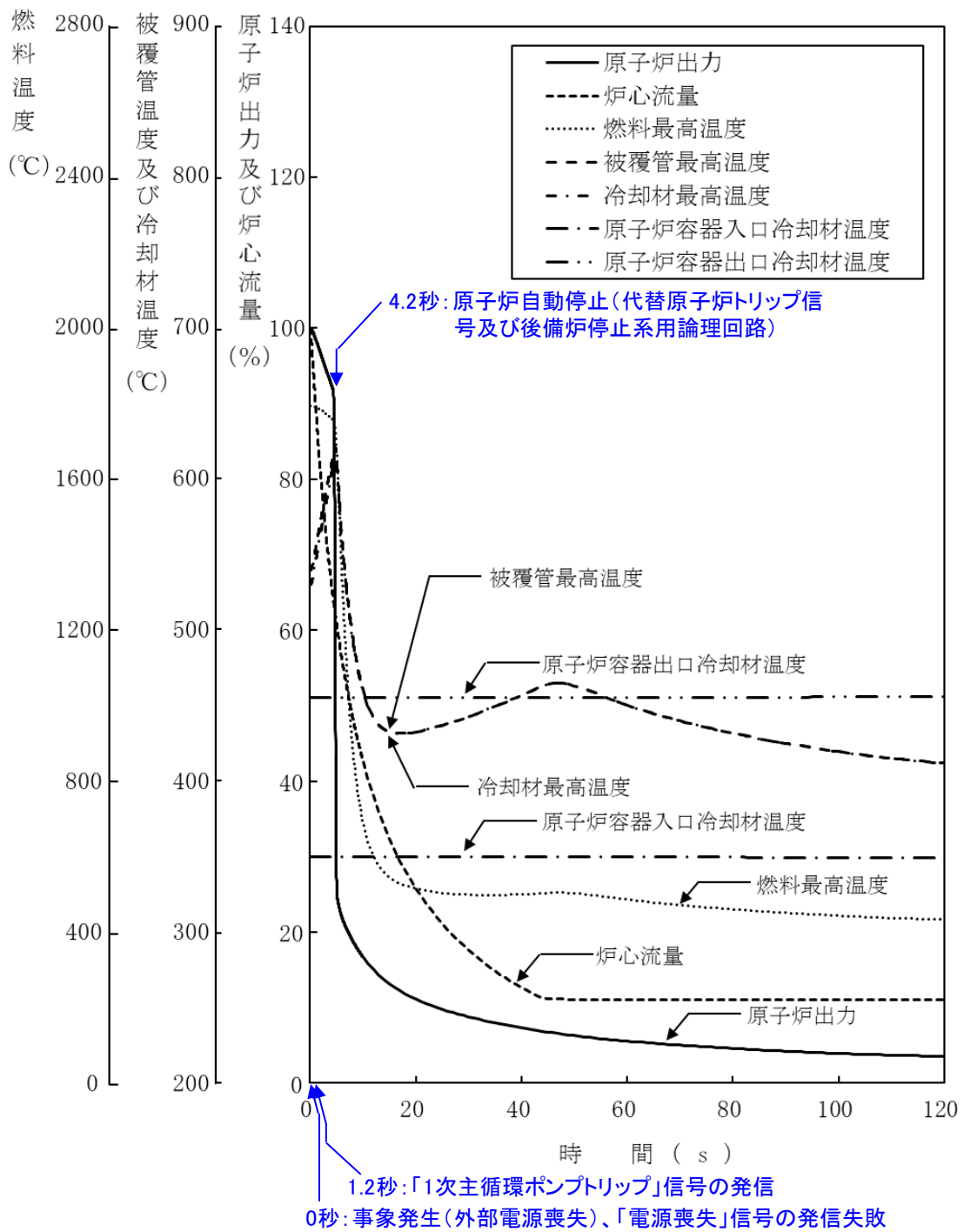
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「1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

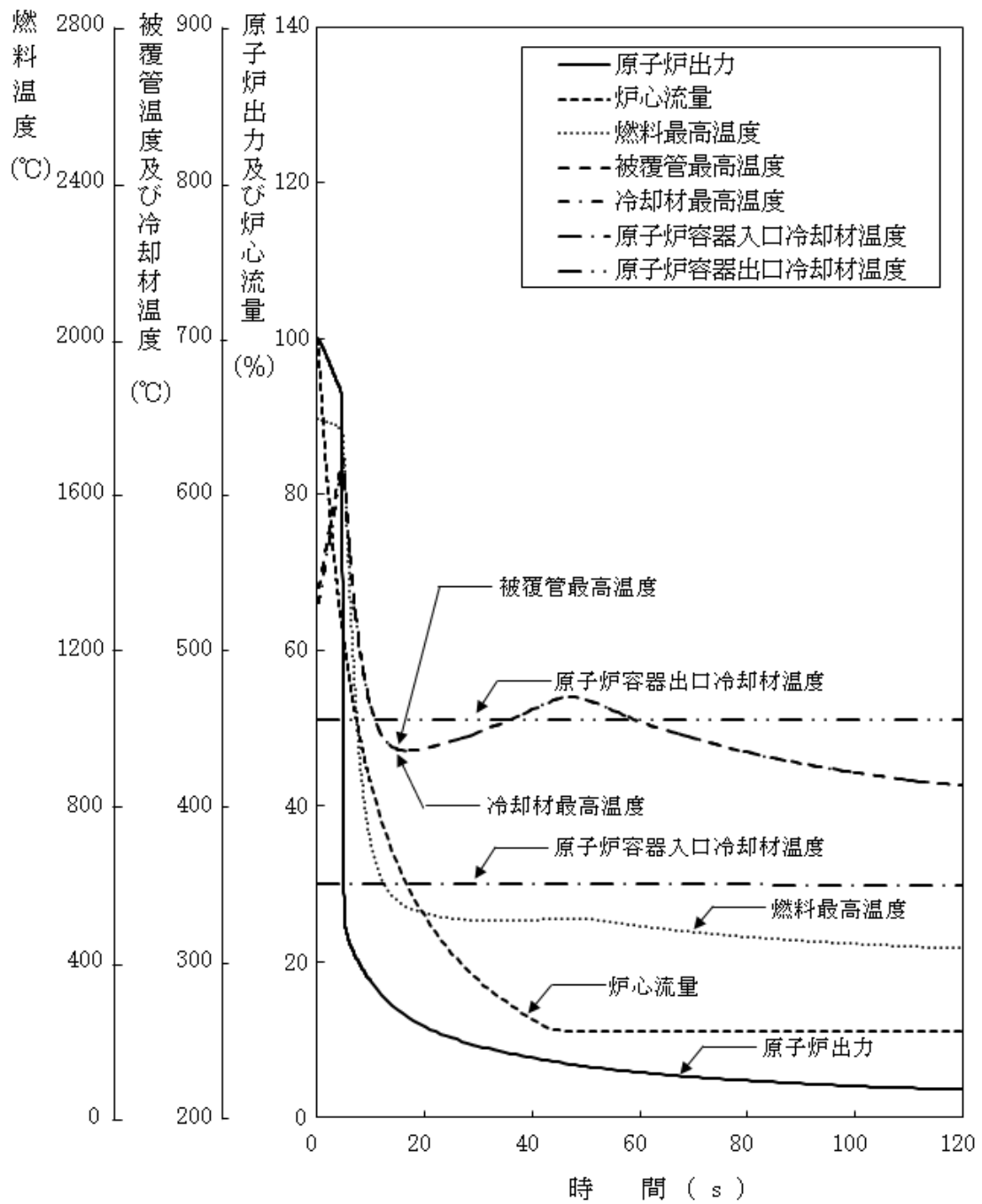
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
		▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																・「電源喪失」による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 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)



第 2.5.1.3 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故（不確かさの影響評価）

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

(3) 炉心損傷防止措置

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

- a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする（ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. **以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。**なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持

電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の 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。

(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

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「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。

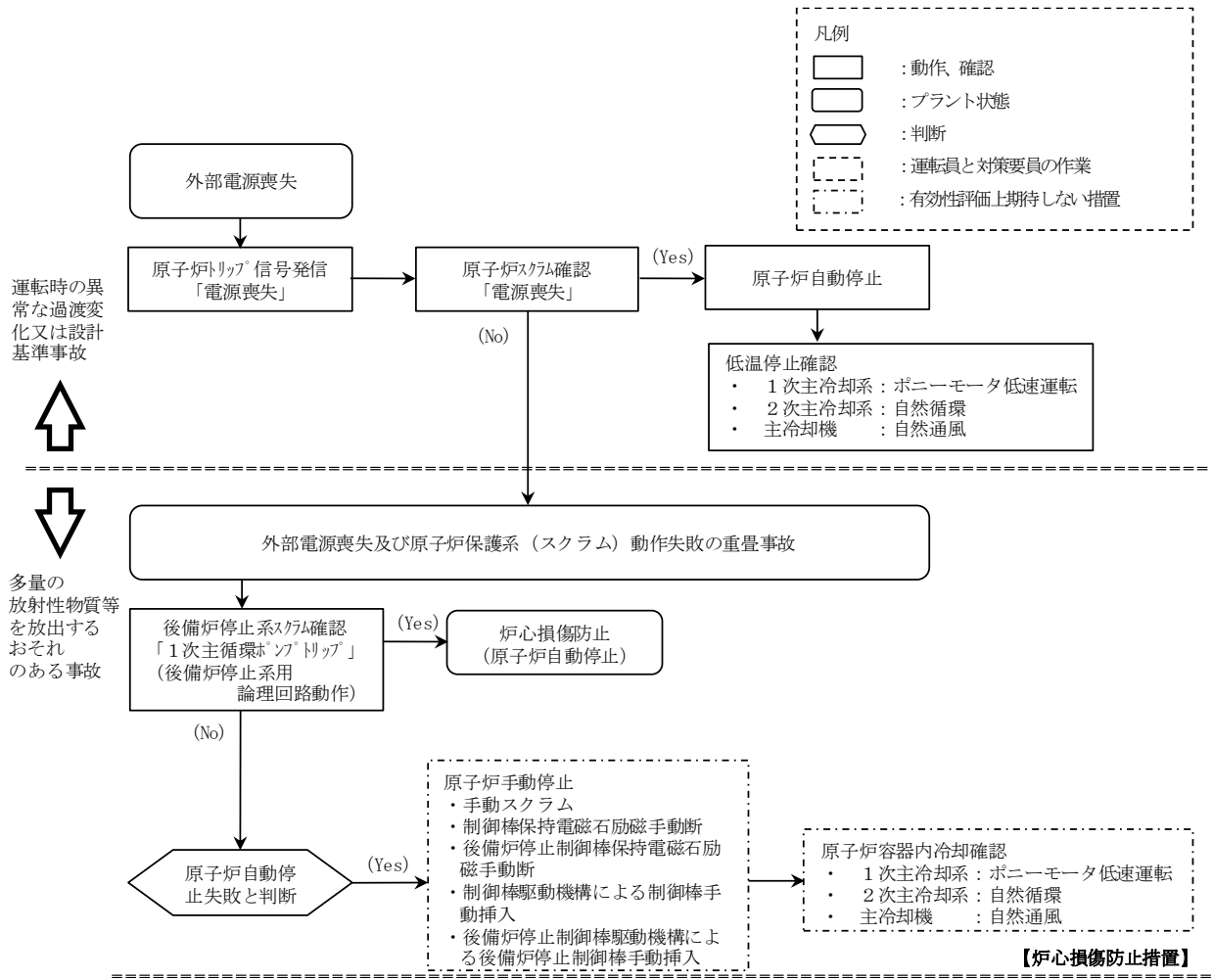
上記の評価結果から、外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

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
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	
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(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。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「1次冷却材流量低」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. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持

電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の 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。

(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。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- i) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- ii) 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。
- iii) 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。
- iv) 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。
- v) 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。
- vi) 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。
- vii) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 1.4%Δk/k とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 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、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 2.5.3.2 図に示す。

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

1次主循環ポンプ軸固着により炉心流量は事象発生0秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約80%まで低下し、燃料温度も低下する。また、健全ループの1次主循環ポンプの主電動機はポニーモータ運転に引き継がれるとともに、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの2次主循環ポンプがトリップし、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約750℃及び約740℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず最高温度は約460℃であり、評価項目を満足する。

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。

(7) 不確かさの影響評価

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

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅(炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%)を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。なお、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- ドップラ係数 : 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。
- 燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。
- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラッパ管温度係数 : ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 本評価事故シーケンスにおける評価項目である燃料温度及び炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、炉心支持板温度係数の不確かさは考慮しない。

解析結果を第 2.5.3.3 図に示す。

後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでに、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなることにより、原子炉出力の低下が「(6) 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℃となるが、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「(6) 措置の有効性評価」の解析とほとんど変わらず約 460℃であり、燃料最高温度は、「(6) 措置の有効性評価」の解析と変わらず評価項目を満足する。

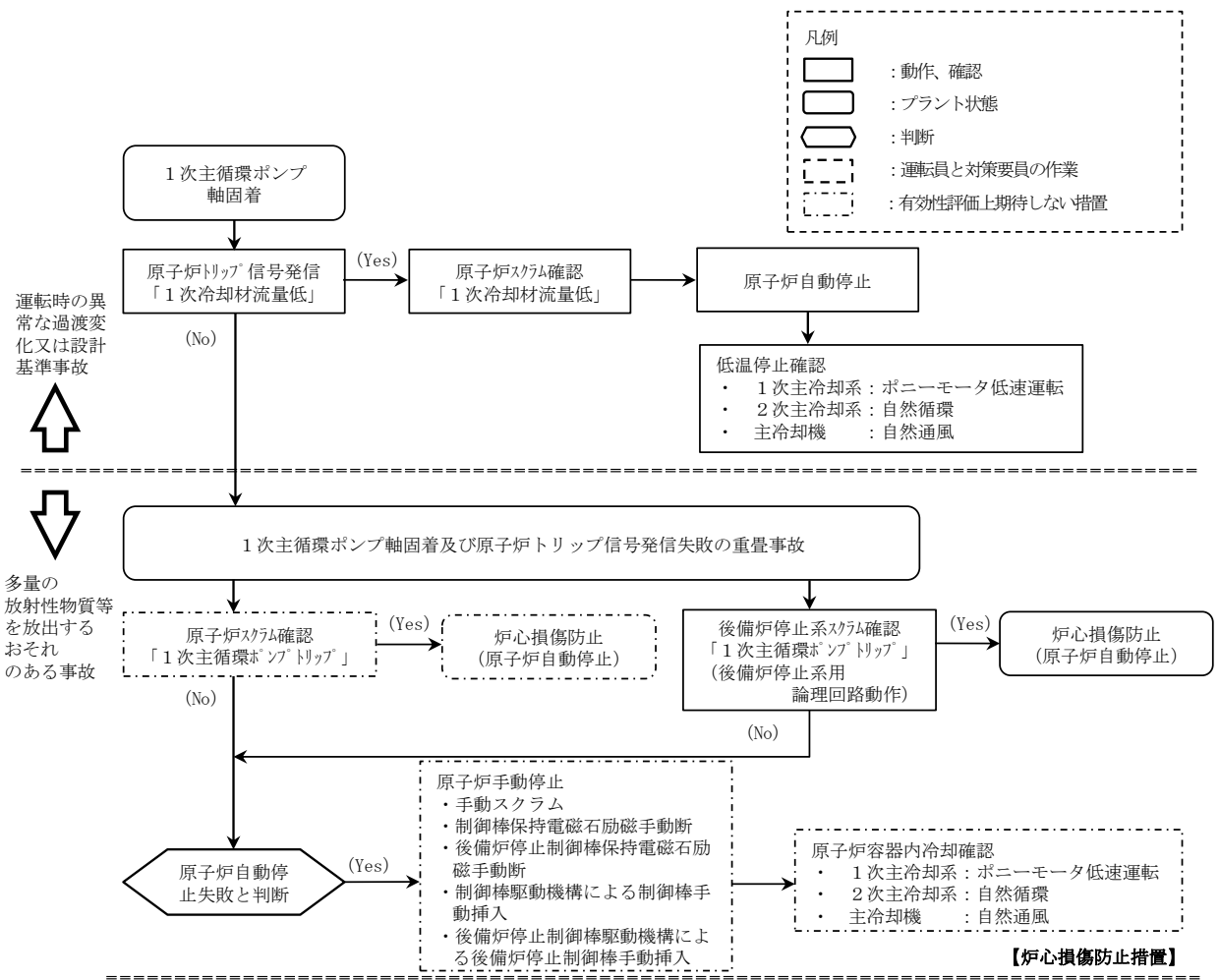
以上より、1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.3.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

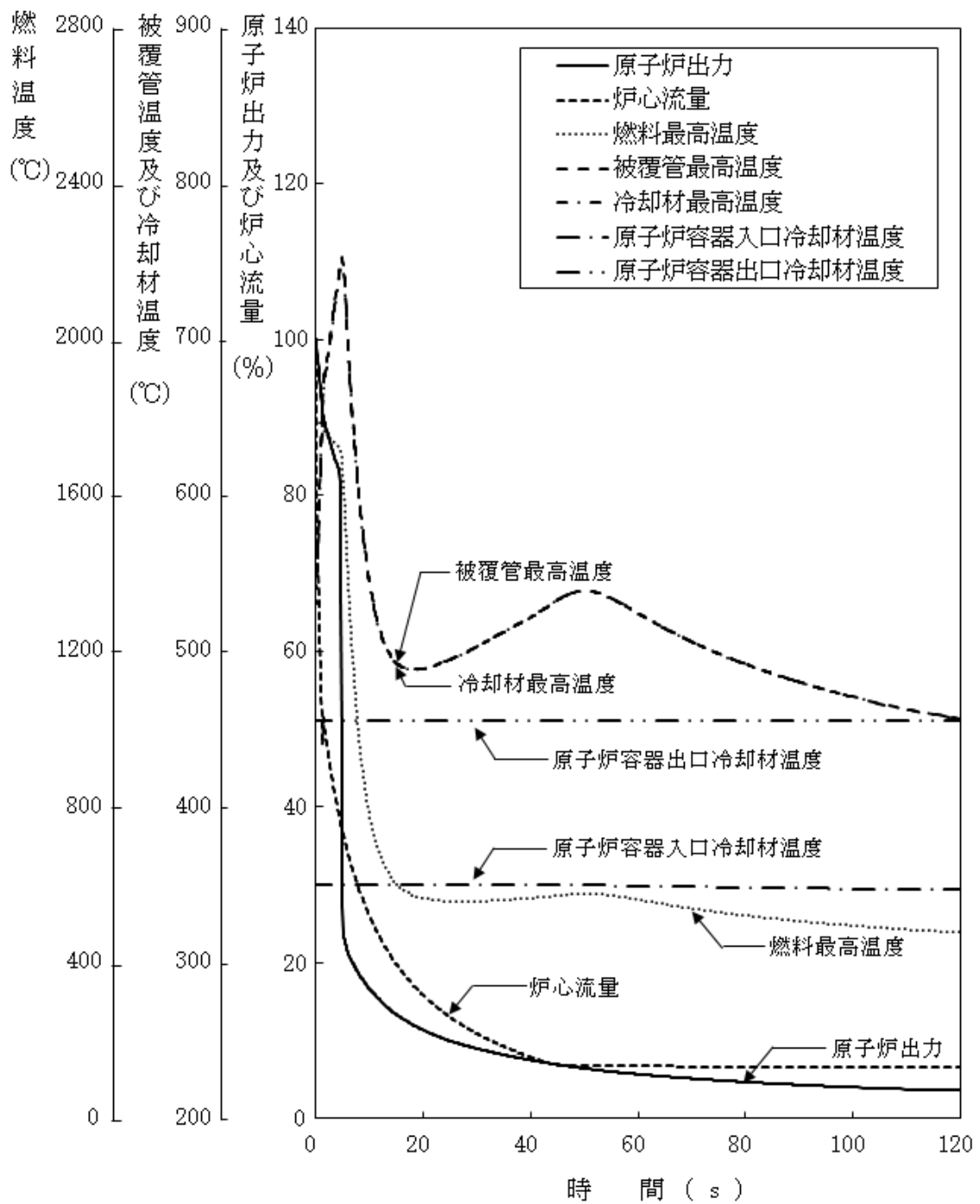
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)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



第 2.5.3.3 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)

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**評価事故シナシス**において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「中性子束高（出力領域）」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置

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

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

は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の 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。

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

- i) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- ii) 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。
- iii) 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。
- iv) 最大の反応度値を持つ制御棒 1本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は 3.0¢/s とする。
- v) 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。
- vi) 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。
- 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。
- 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、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 2.5.4.2 図に示す。

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

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

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

(7) 不確かさの影響評価

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

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度添加率、反応度係数及び代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。なお、3つの解析条件及び以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

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

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

解析結果を第 2.5.4.3 図に示す。

反応度添加率が大きくなり、負の反応度フィードバックが小さくなったことにより、原子炉出力の上昇が「(6) 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℃高く設定したことにより、設定値への到達は「(6) 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、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 160℃、約 20℃及び約 20℃高くなり、約 2,130℃、約 590℃及び約 580℃となったが、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、約 10℃高い約 480℃となったが、評価項目を満足する。

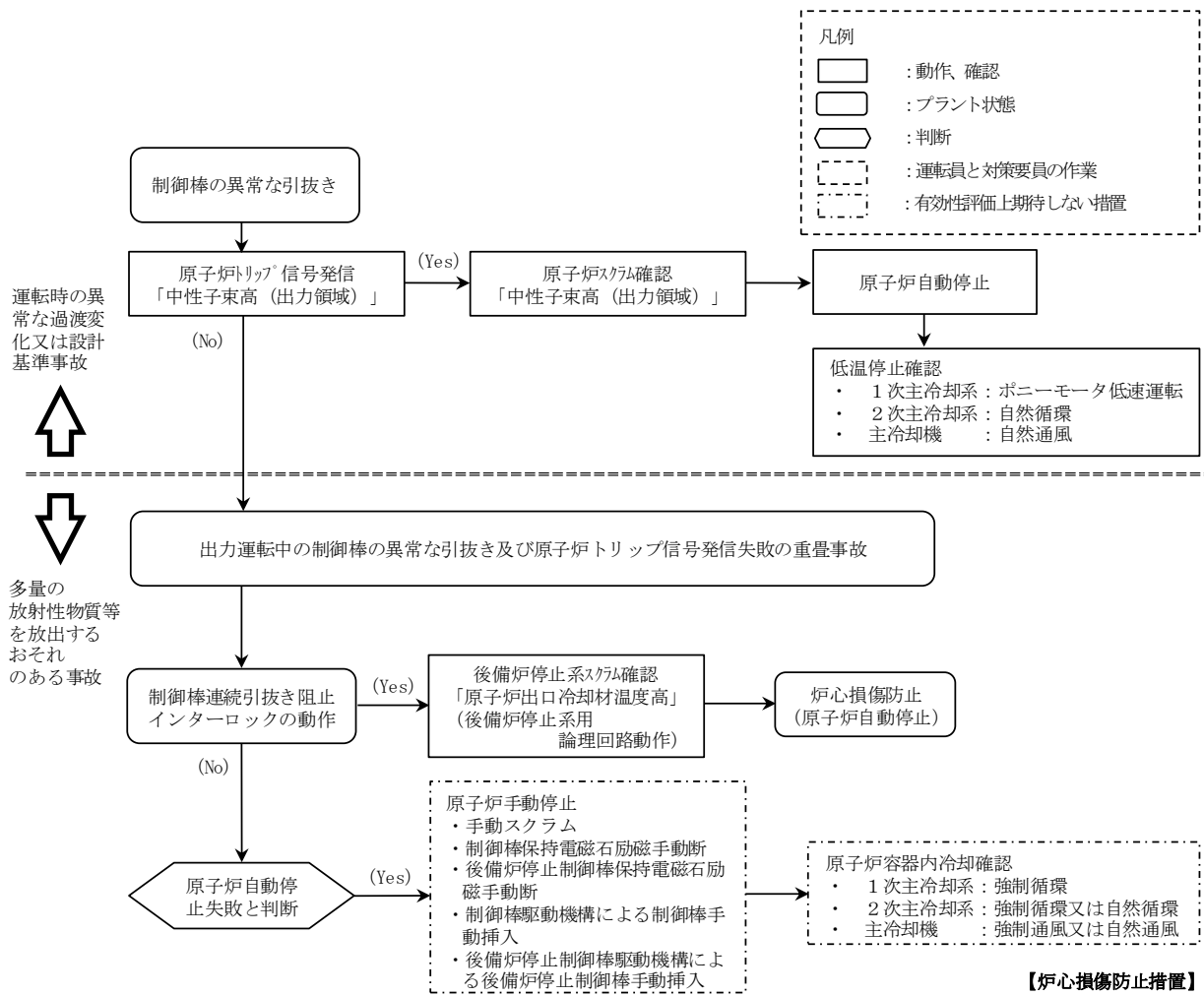
以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合であっても、炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.4.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

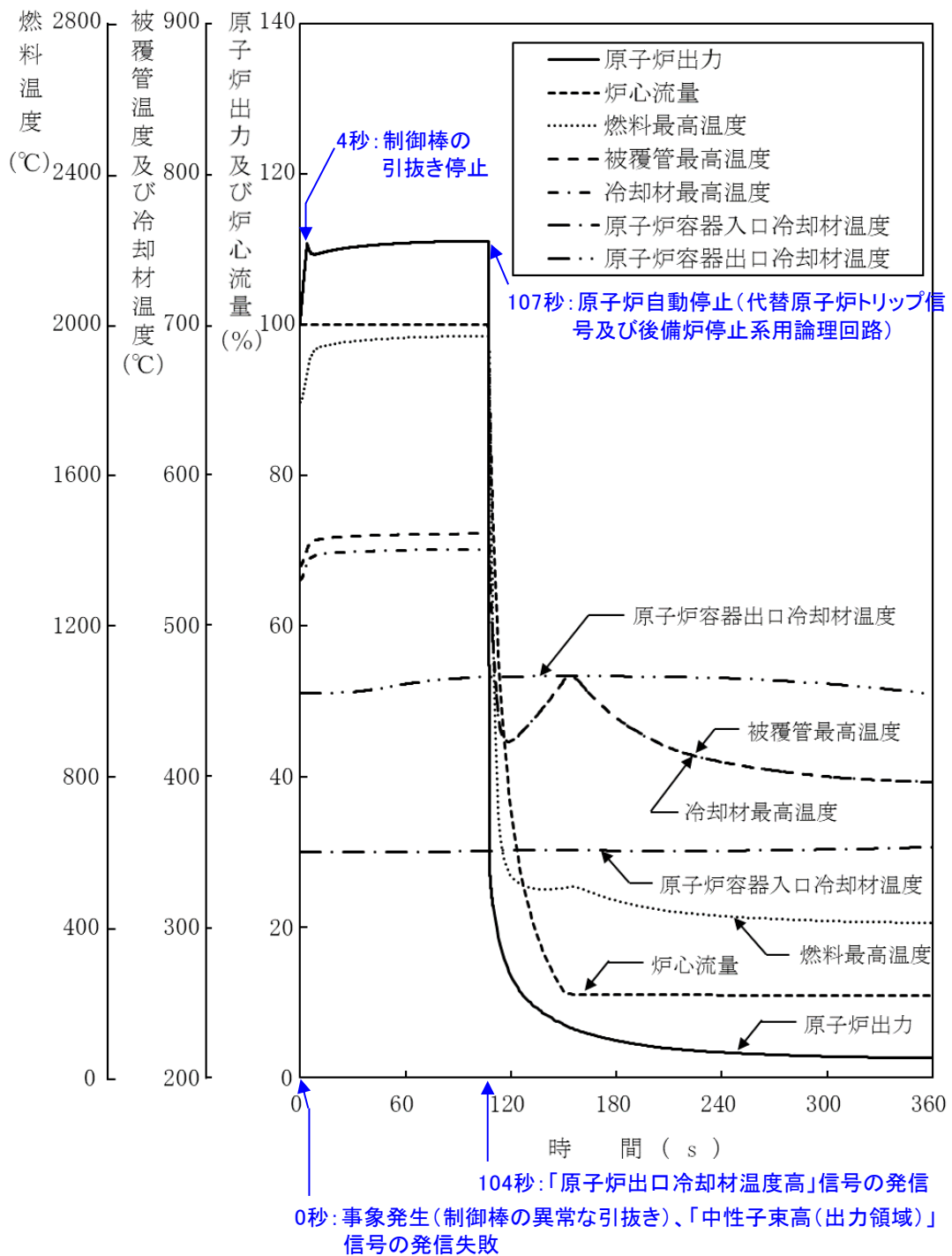
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラ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

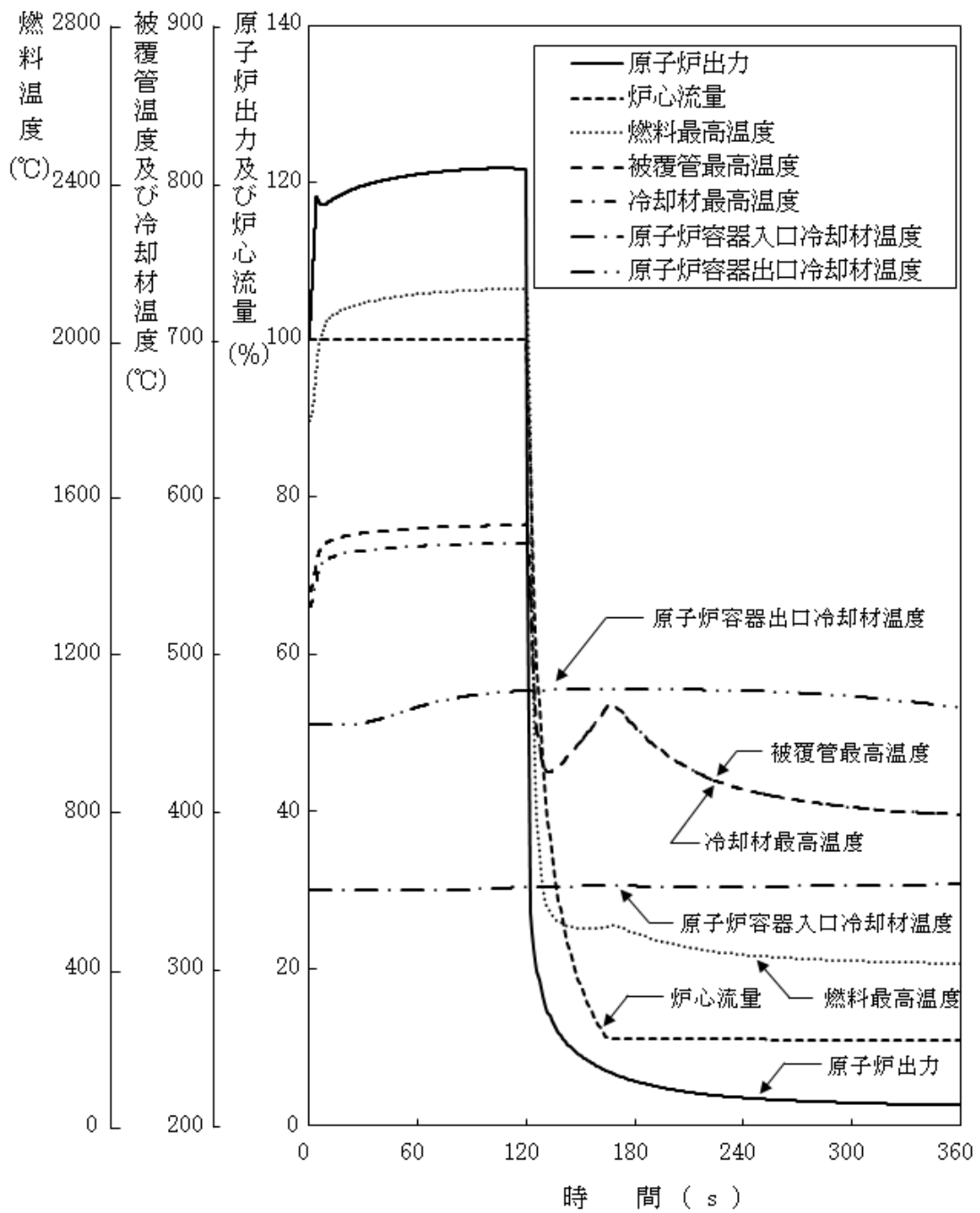
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生の判断(「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	■															・「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)



第 2.5.4.3 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)

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

(3) 炉心損傷防止措置

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

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

は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の 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。

(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

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「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」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「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」において実施する。

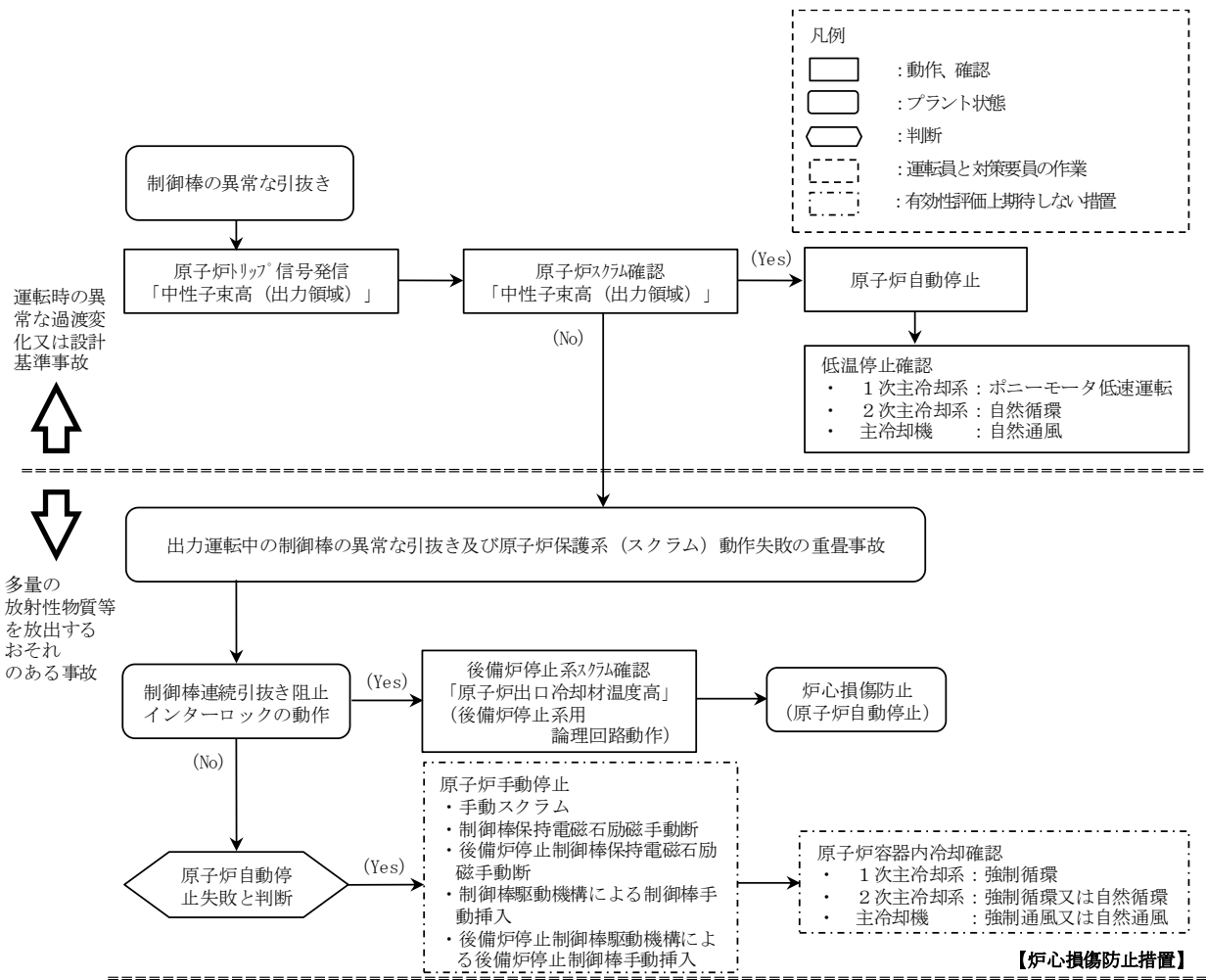
上記の評価結果から、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

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		
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
			▽事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断														
	当直長	・運転操作指揮															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断													・「中性子束高(出力領域)」による原子炉保護系(スクラム)動作失敗を確認する。		
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認													・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。		
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断													・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。		
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止													・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。		



第 2.5.5.1 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。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「2次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置

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

- a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. **以上に加えて、原子炉の停止失敗**を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又

は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

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

- i) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- ii) 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。
- iii) 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。
- iv) 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。
- 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の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 1.4%Δk/k とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 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、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 2.5.6.2 図に示す。

1 ループの 2 次主循環ポンプがトリップすると、相互インターロックによりほぼ同時に他の 1 ループの 2 次主循環ポンプもトリップし、両ループの 2 次冷却材流量が低下し、約 1.6 秒で「2 次冷却材流量低」の設定値である定格流量の約 80%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗する。2 次主冷却系は自然循環に移行し、また、2 次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2 次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が減少するため、1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇する。その結果、炉心支持板の膨張による炉心形状の変化で中性子の漏れが増加するため、負の反応度が投入され原子炉出力が低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、その間に 1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇しているため、被覆管温度及び冷却材温度、更には原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、時刻約 121 秒に「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である 464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約 124 秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれる。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止以前に出現し、両者ともに約 550℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止に遅れて出現し、それぞれ約 490℃及び約 450℃であり、評価項目を満足する。

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

(7) 不確かさの影響評価

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

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。なお、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

ドップラ係数 ： 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大

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

解析結果を第 2.5.6.3 図に示す。

代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止までに、主に炉心支持板の膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「(6) 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℃となったが、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「(6) 措置の有効性評価」の解析と変わらず、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度はほとんど変わらず、それぞれ約 490℃及び約 450℃となり、評価項目を満足する。

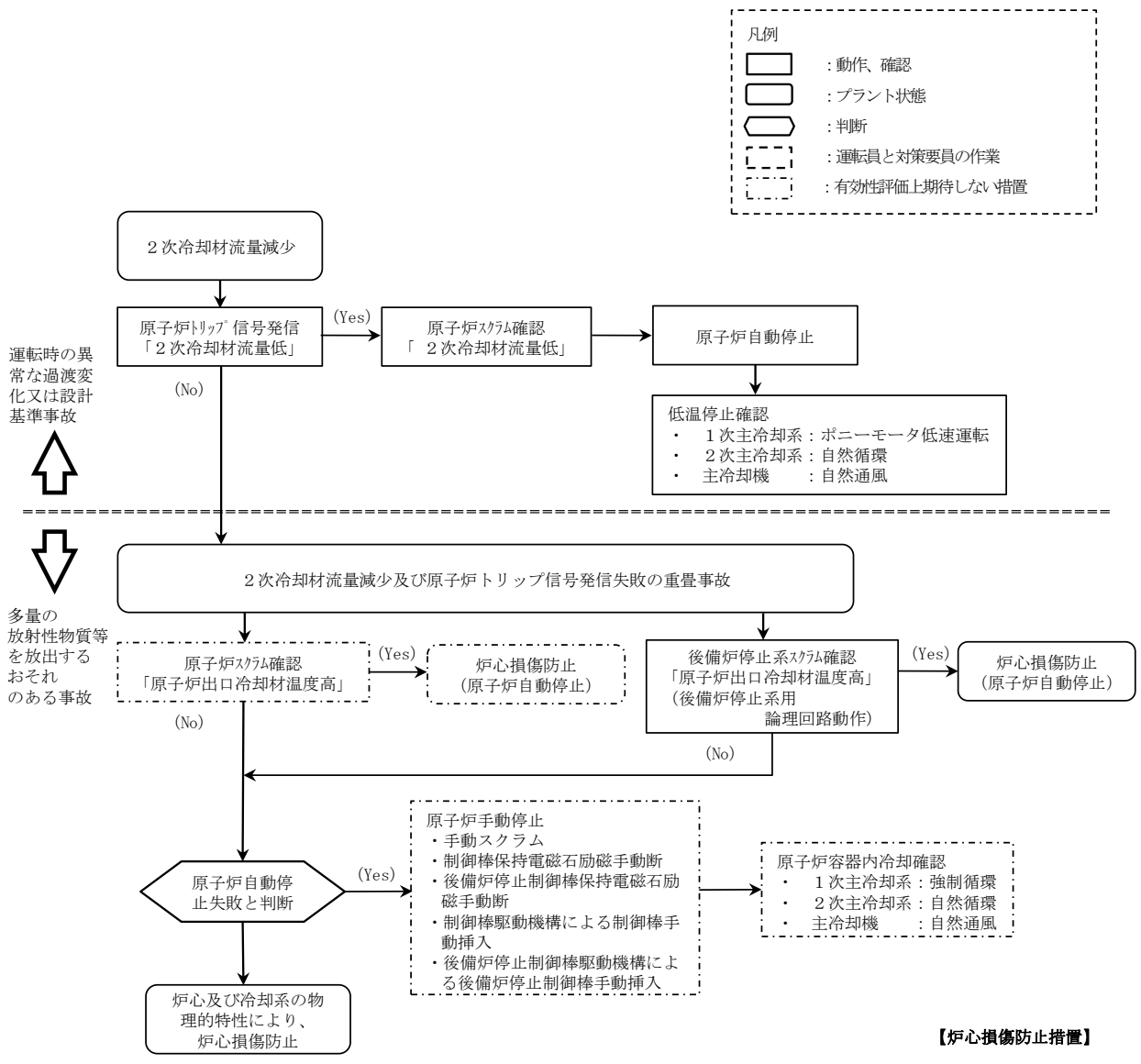
以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.6.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

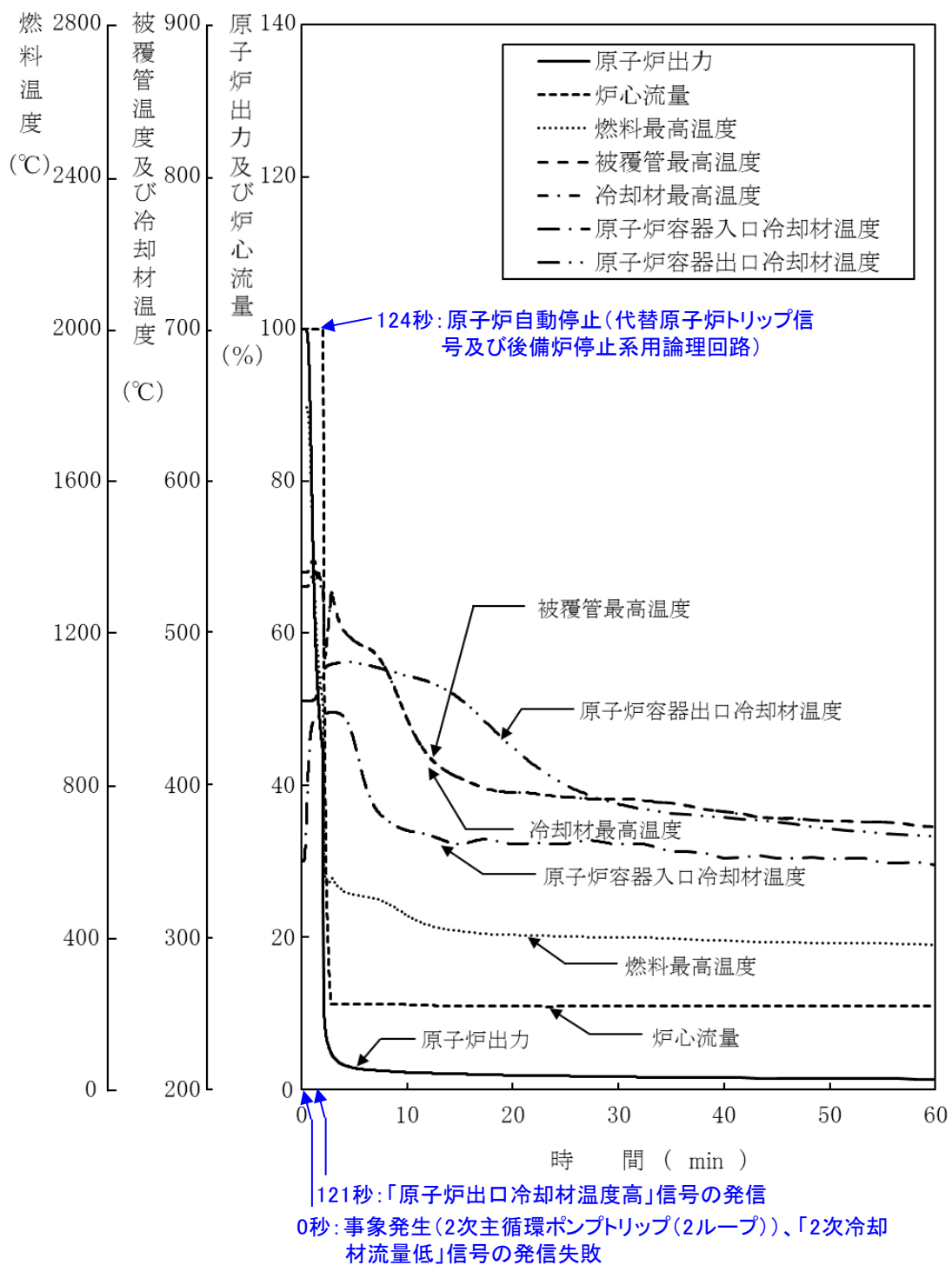
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生の判断	・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)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

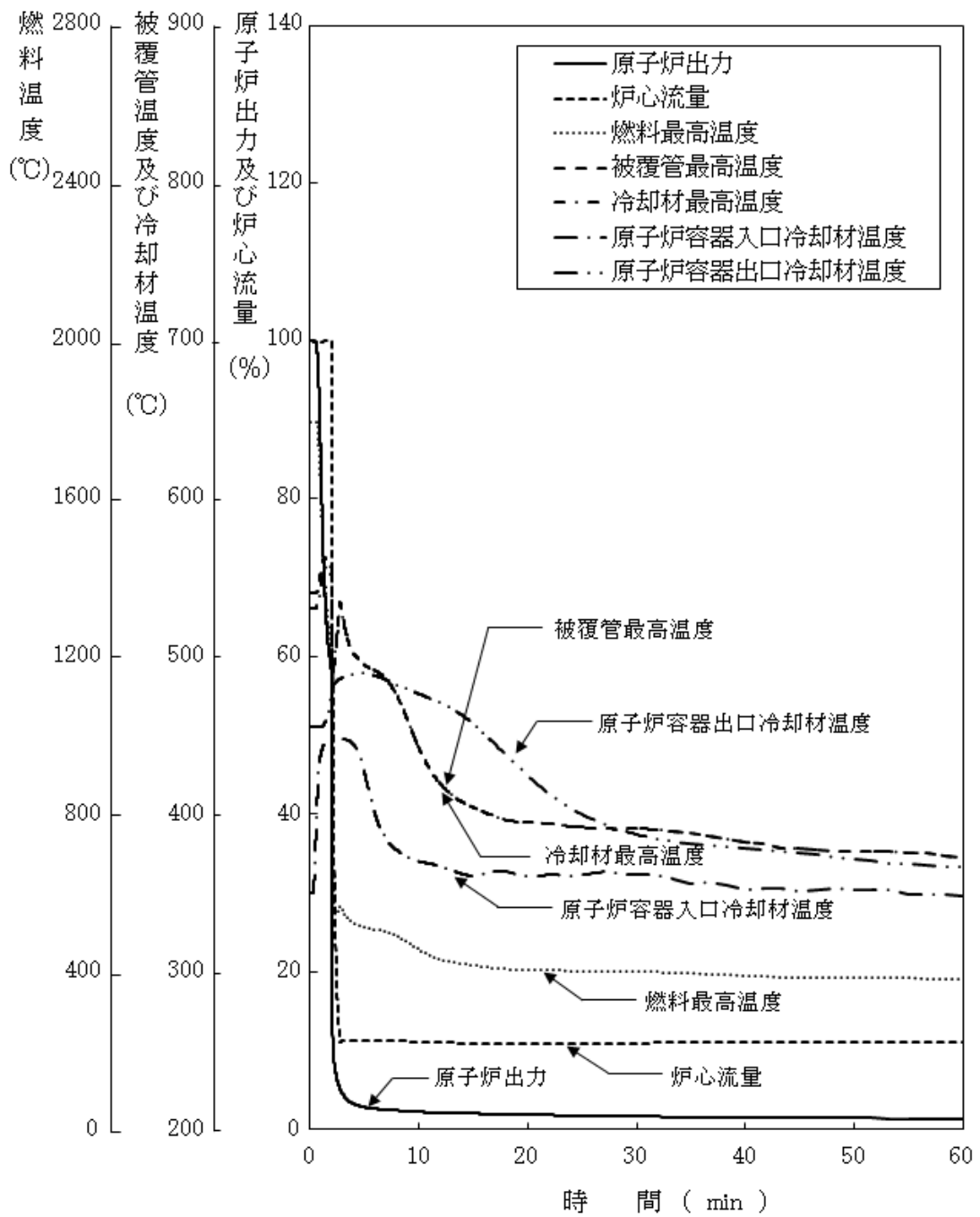
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生の判断(「2次冷却材流量低」による 原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断												
	当直長	・運転操作指揮													
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断													・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
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)



第 2.5.6.3 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)

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

(3) 炉心損傷防止措置

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. **以上に加えて、原子炉の停止失敗**を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持

電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(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

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「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」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「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」において実施する。

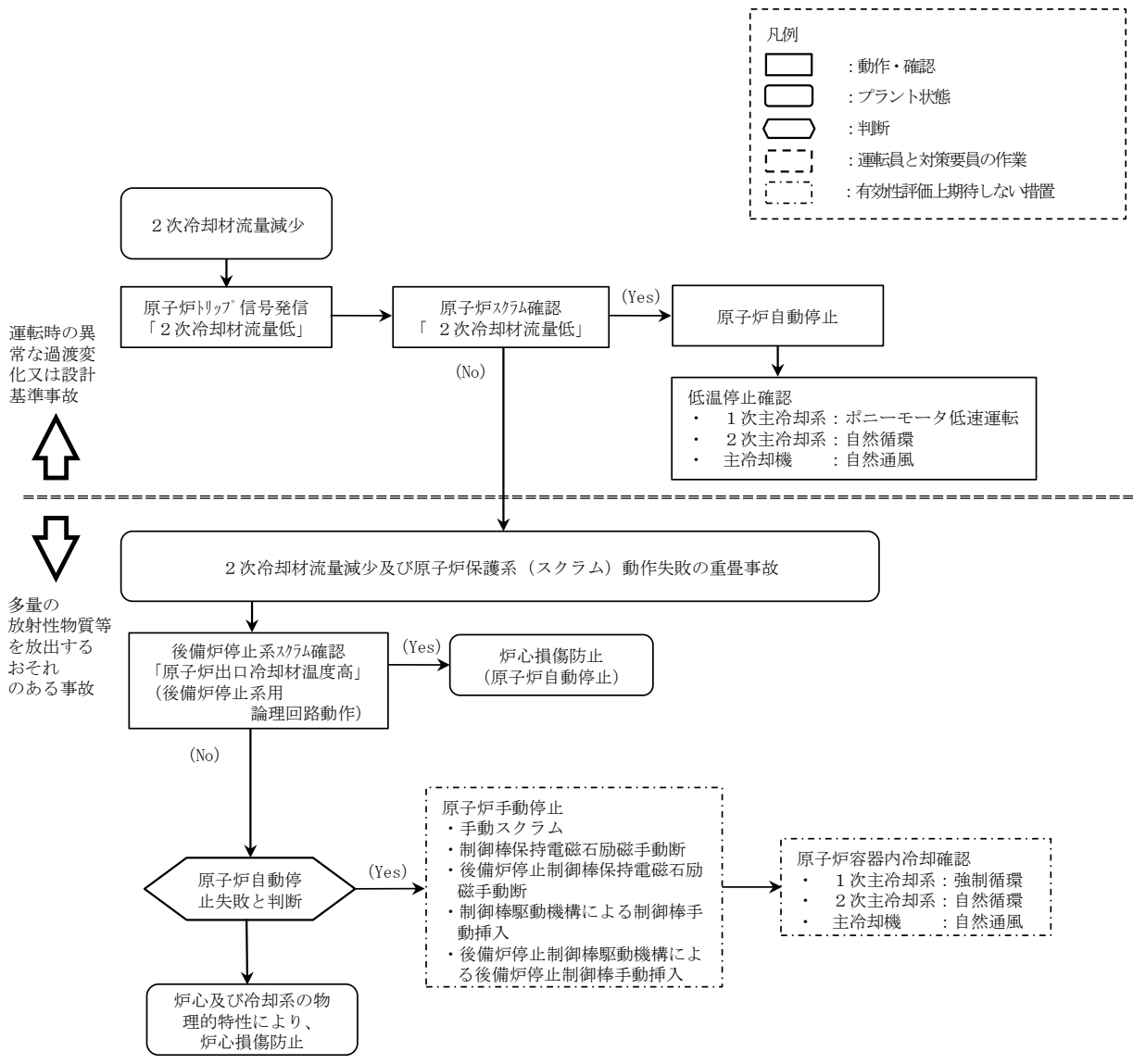
上記の評価結果から、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

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			
			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。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「原子炉入口冷却材温度高」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置

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

- a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持

電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(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。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- i) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456°C、コールドレグ温度を350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- ii) 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。
- iii) 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。
- iv) 原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、破損が生じたループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。
- v) 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。
- vi) 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。
- vii) 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。
- viii) 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。
- ix) 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。
- x) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を1.4%Δk/kとする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を0.8秒とする。

- x i) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- x ii) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 2.5.8.2 図に示す。

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

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止以前に出現し、両者ともに約 550℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止に遅れて出現し、それぞれ約 490℃及び約 450℃であり、評価項目を満足する。

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

(7) 不確かさの影響評価

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

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

する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。なお、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

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

解析結果を第 2.5.8.3 図に示す。

代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止までに、主に炉心支持板の膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「(6)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℃となったが、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「(6)措置の有効性評価」の解析と変わらず、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度はほとんど変わらず、それぞれ約 490℃及び約 450℃となり、評価項目を満足する。

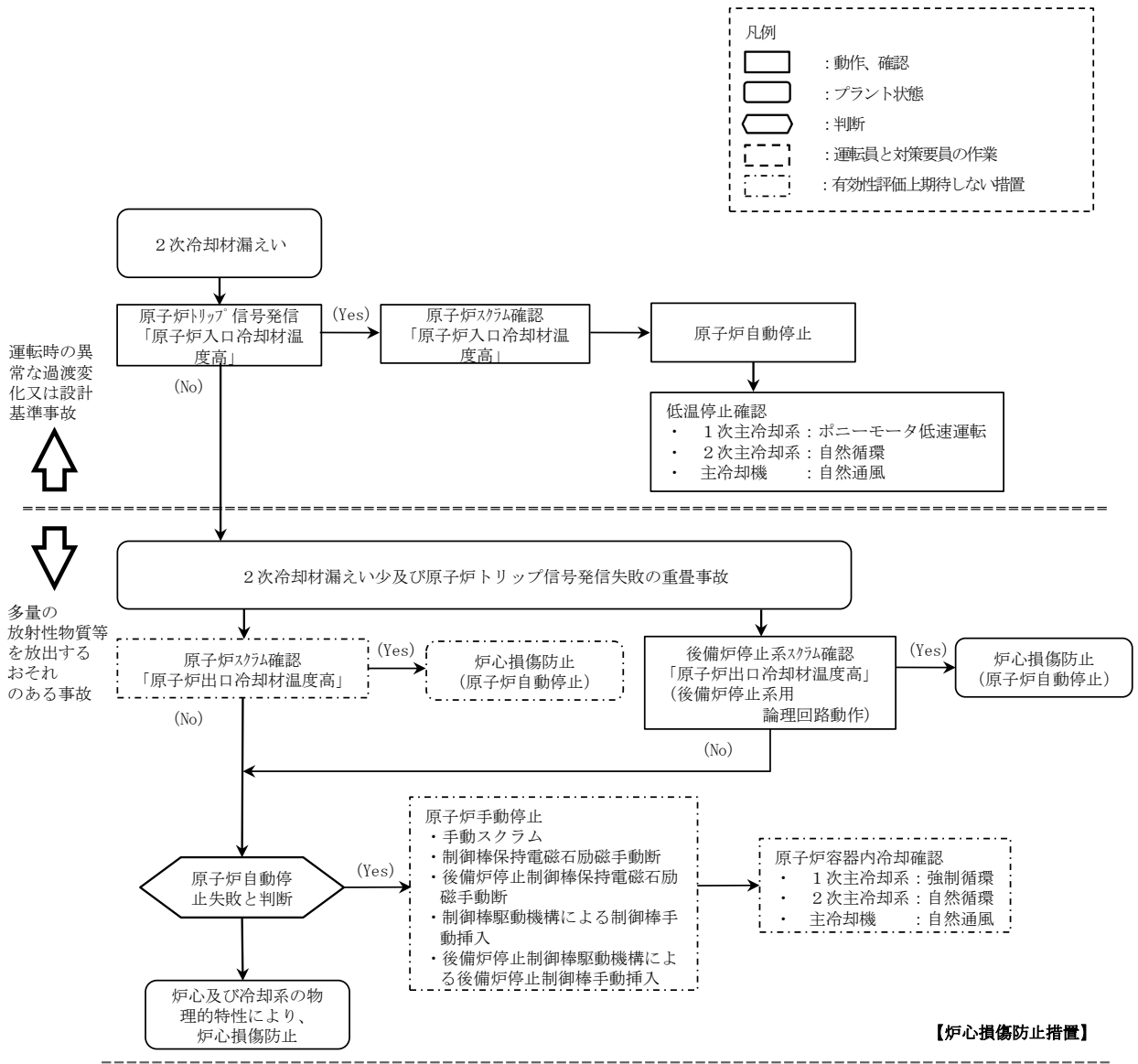
以上より、2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合であっても、炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.8.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

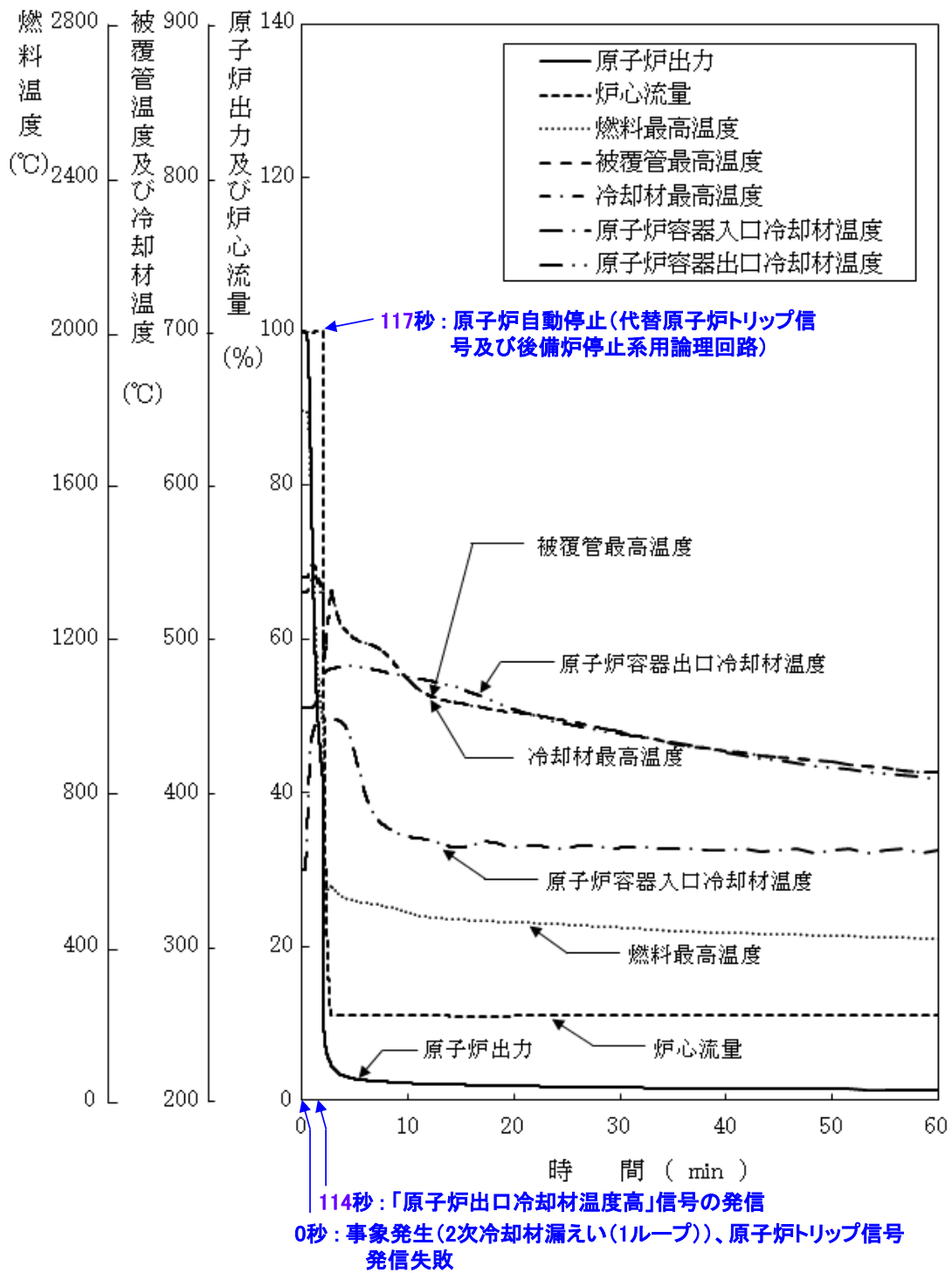
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生の判断	・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自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

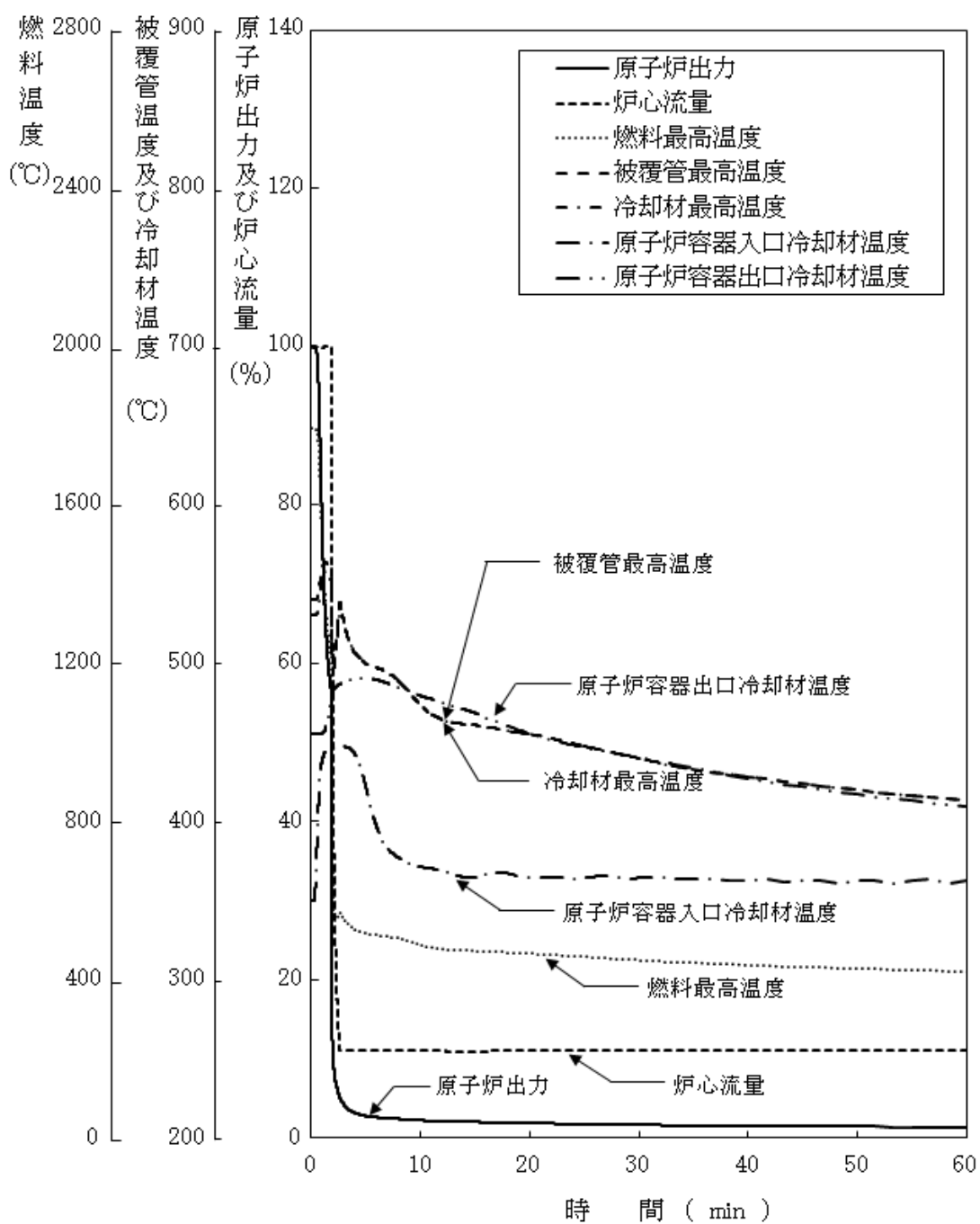
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
		▽異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断(「原子炉入口冷却材温度高」による 原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																
炉心損傷防止措置	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																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止																
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																



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)



第 2.5.8.3 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)

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。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することを想定する。

（3）炉心損傷防止措置

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

昼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。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- i) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456°C、コールドレグ温度を350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- ii) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²°Cとする。
- iii) 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。
- iv) 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。
- v) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内のN s L-約8,200mmにある原子炉容器入口低所配管とし、漏えい口の大きさは42mm²とする。
- vi) 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。
- vii) 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。
- viii) 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。
- ix) 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。
- x) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を7.1%Δk/kとする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- x i) 補助冷却設備の自動起動は「炉内ナトリウム液面低低(N s L-320mm)」によるものとし、1次補助冷却系電磁ポンプ及び補助冷却機の送風機はそれぞれ4分30秒及び30秒で定格運転に至るものとする。また、その後は、補助冷却器出口ナトリウム温度が350°Cとなるように補助冷却機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。
- x ii) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- x iii) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値(最適評価値)を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第2.5.9.2図及び第2.5.9.3図に示す。

安全容器内の1次主冷却系コールドレグの低所配管の破損口から二重壁外へ1次

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

原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、流量と出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出入口冷却材温度も緩やかに低下する。その後も漏えいが継続し、約 87 分後に原子炉容器内冷却材液位が「炉内ナトリウム液面低低」の設定値である N s L - 320mm に到達し、補助冷却設備が起動する。この時間帯では、主冷却系における主冷却器出口ナトリウム温度制御時の最低除熱能力が炉心崩壊熱を上回るため、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。時刻約 5 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。

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

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

(7) 不確かさの影響評価

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

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱及び原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウ

ム液面低」設定値の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。なお、2つの解析条件の間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

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

解析結果を第2.5.9.4図及び第2.5.9.5図に示す。

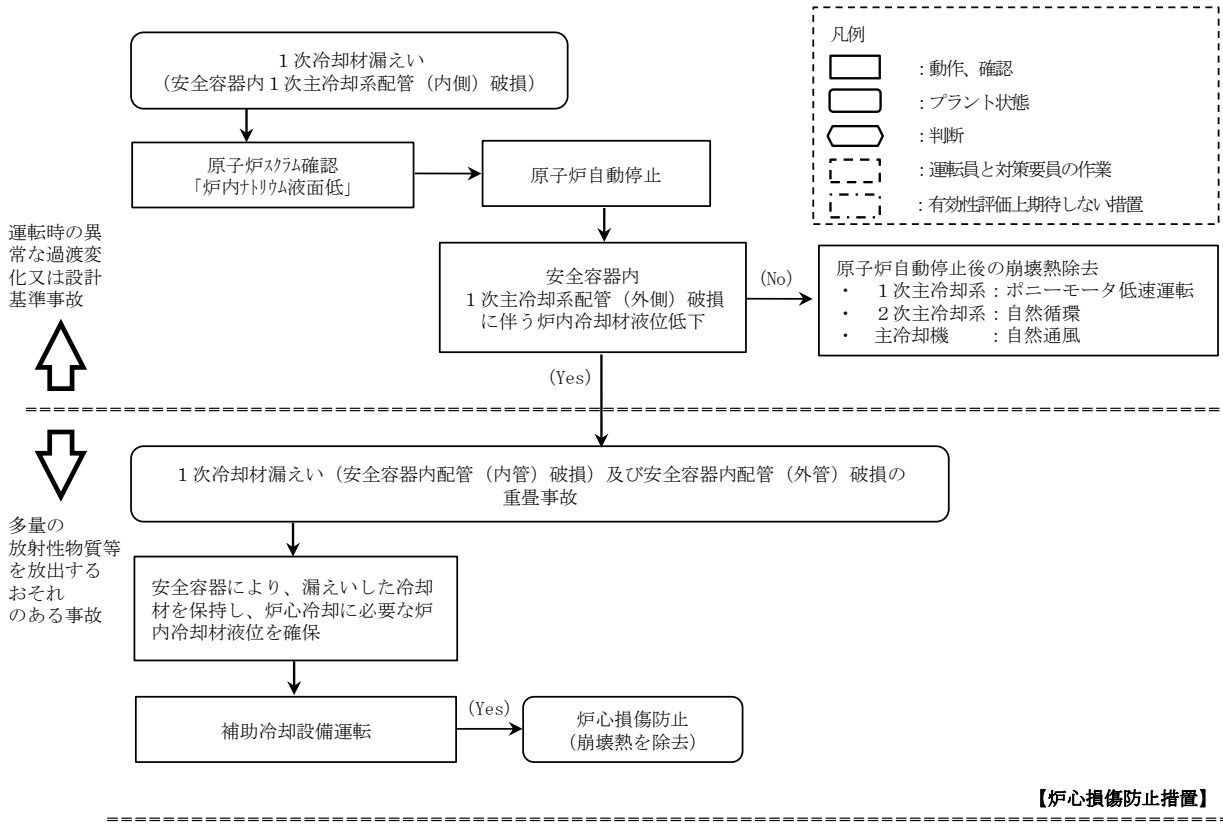
原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値を40mm低く設定したことにより、設定値への到達は「(6)措置の有効性評価」の解析に比べ約11分遅く、時刻約37分となったが、燃料最高温度及び原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「(6)措置の有効性評価」の解析と変わらず、評価項目を満足する。被覆管最高温度、炉心冷却材最高温度及び原子炉容器入口冷却材の最高温度は、「(6)措置の有効性評価」の解析とほとんど変わらず、それぞれ約550℃、540℃及び約370℃であり、評価項目を満足する。1次主冷却系の冷却材流路を喪失した後の被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度は、崩壊熱の不確かさを考慮したこと及び同喪失のタイミングが早くなったことにより、両温度ともに約10℃高い約440℃であり、評価項目を満足する。

なお、補助冷却設備の単独運転移行時には、崩壊熱の不確かさを考慮したこと及び1次主冷却系の冷却材流路喪失のタイミングが早くなったことにより、「(6)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、両温度ともに約10℃高いそれぞれ約400℃及び約370℃である。

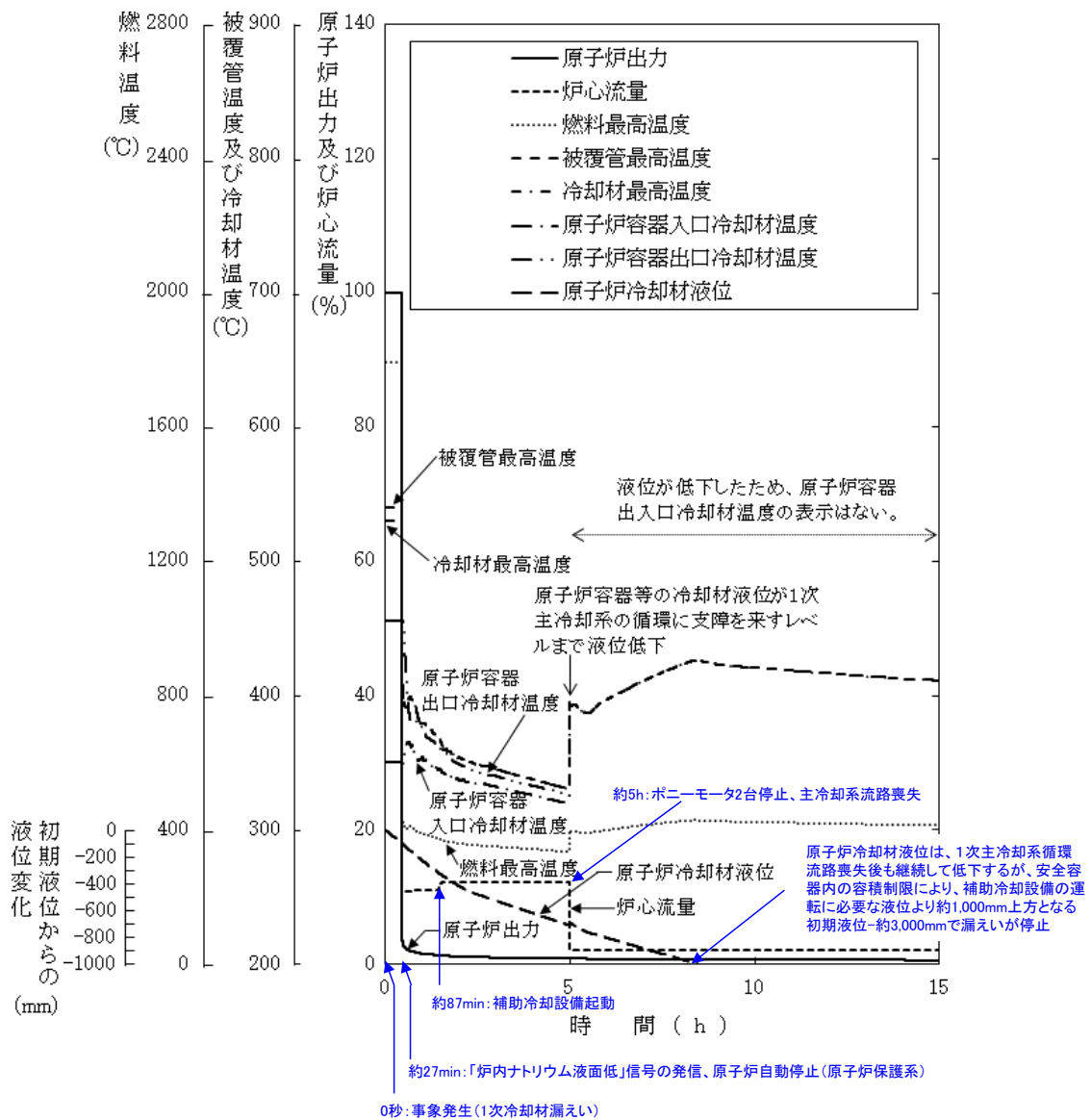
以上より、1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合であっても、炉心の著しい損傷は防止される。

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

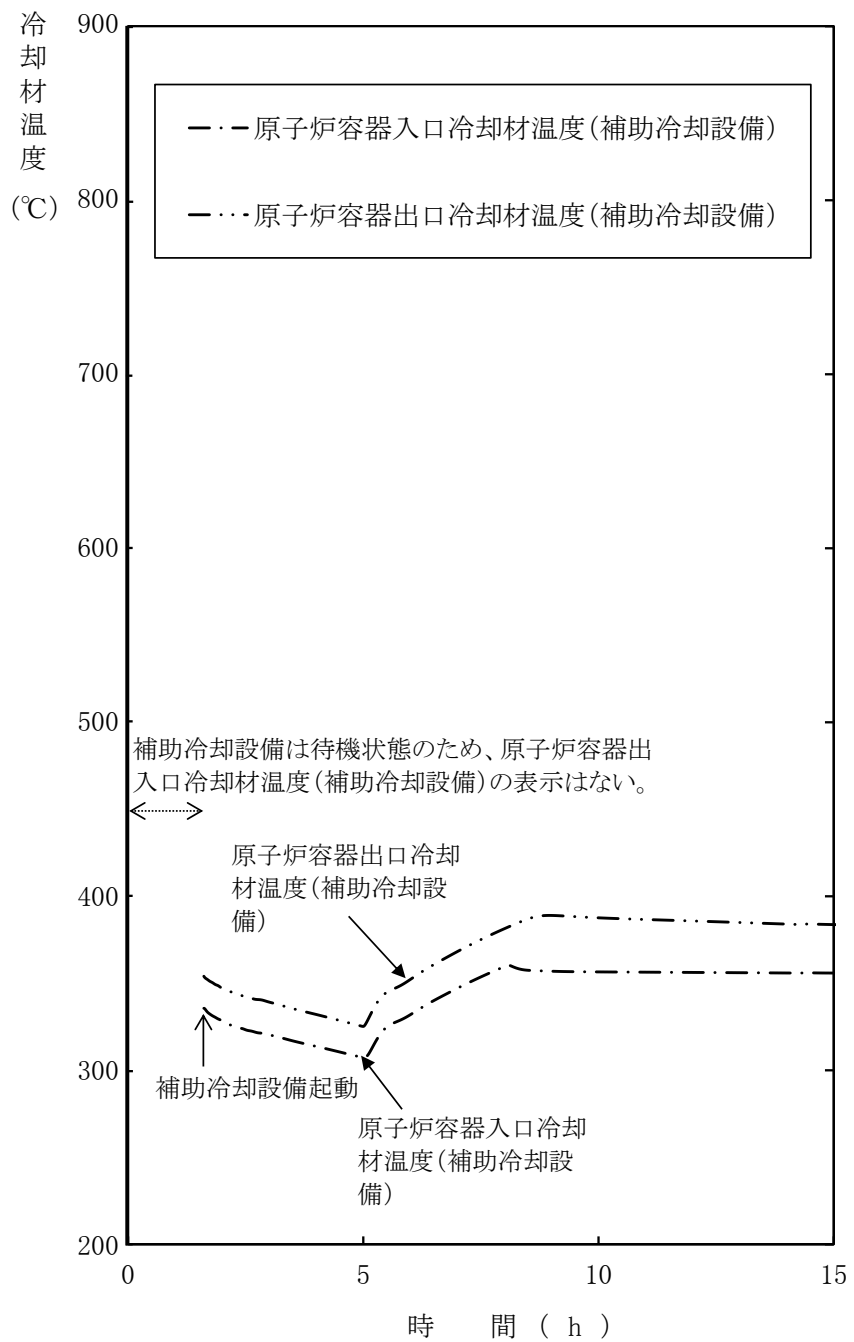


第 2.5.9.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要

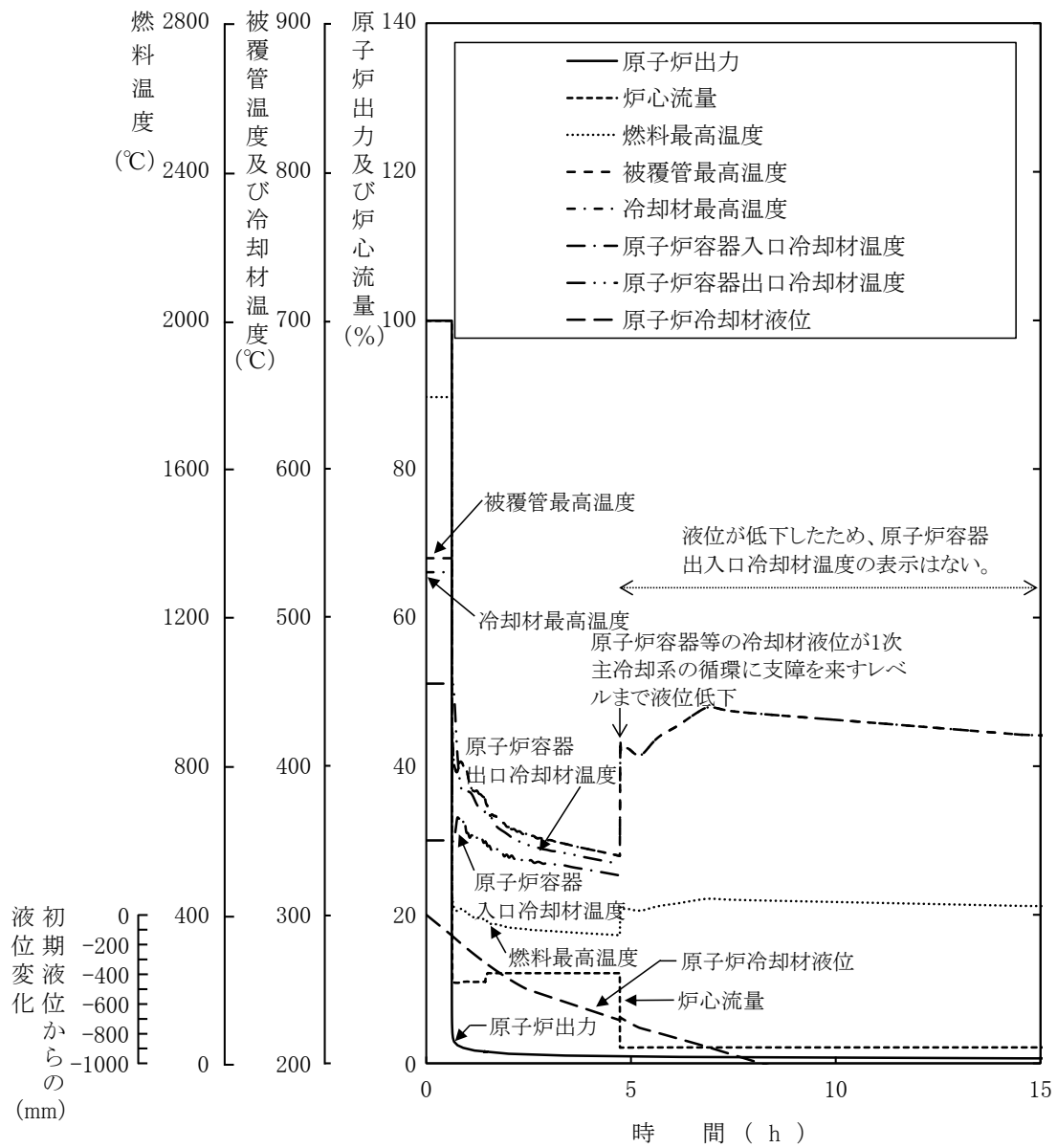


第 2.5.9.2 図 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び
安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故

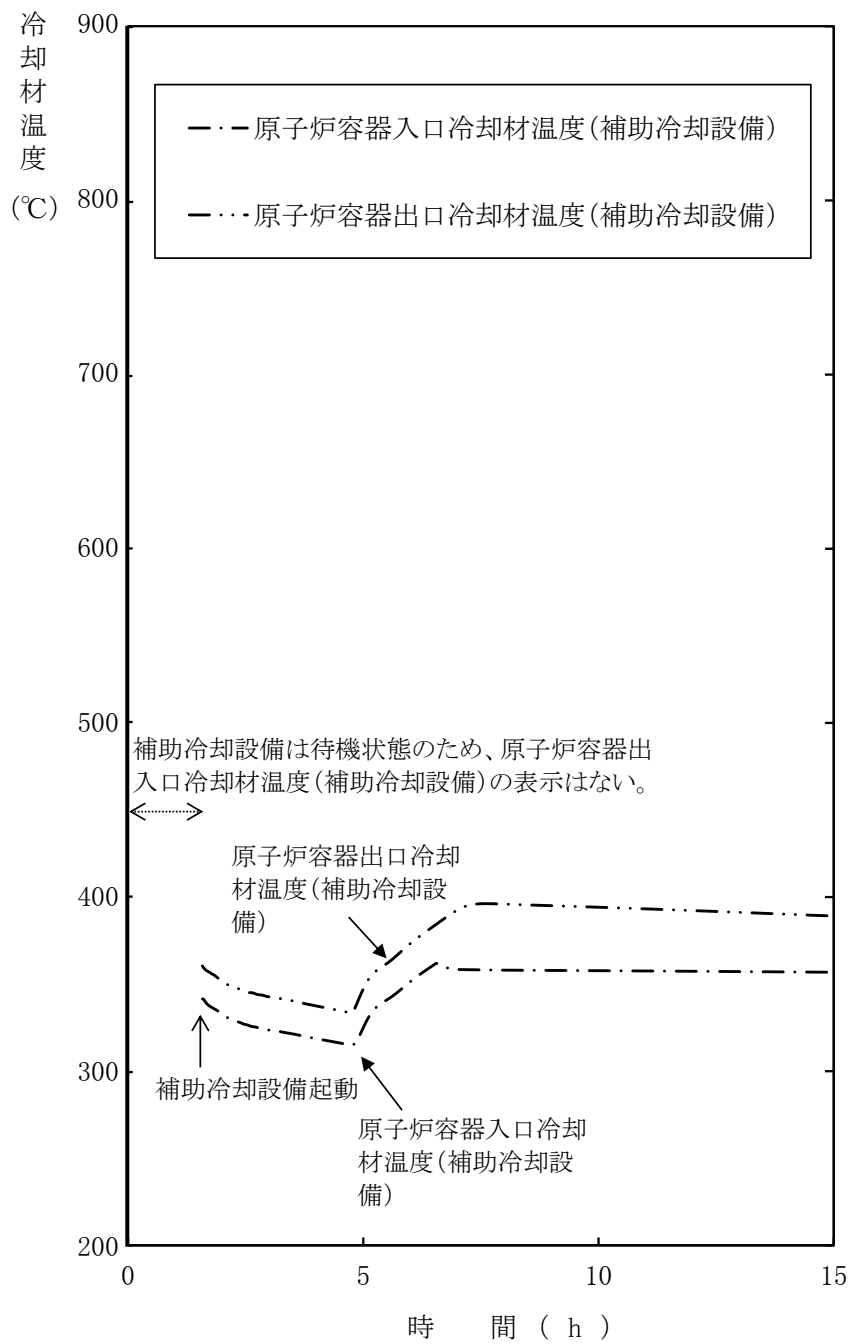
(炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却)



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)



第 2.5.9.4 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



第 2.5.9.5 図 1 次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故 (不確かさの影響評価)

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。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することを想定する。

（3）炉心損傷防止措置

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。

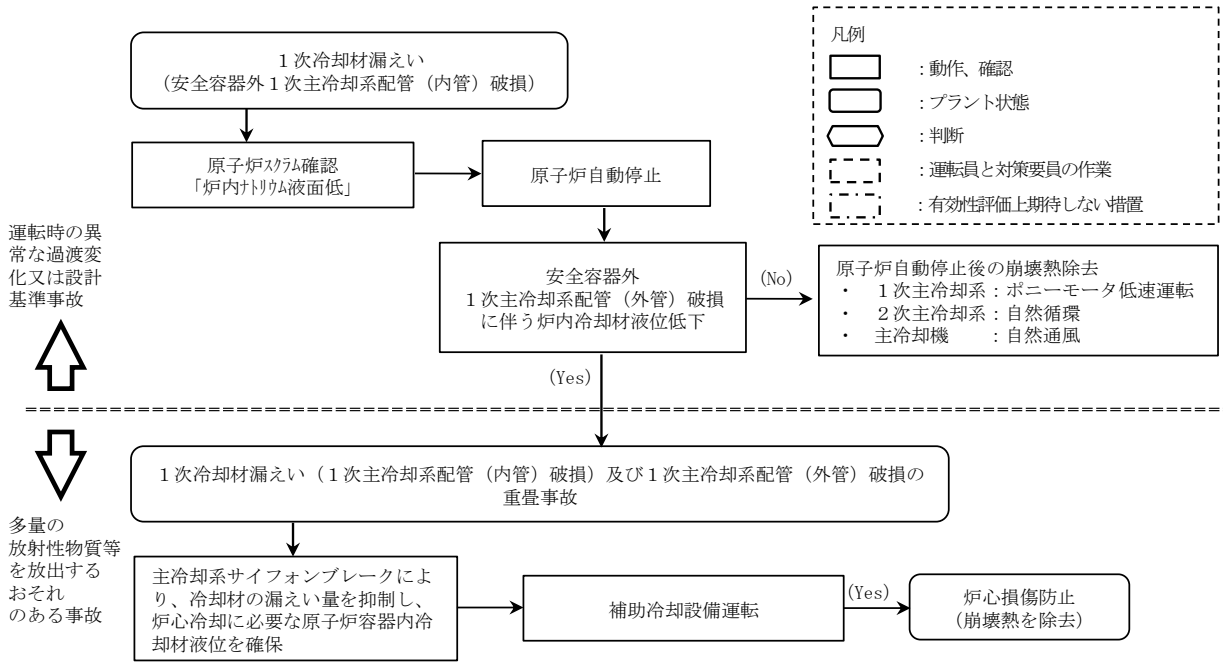
（6）措置の有効性評価

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心の冷却に係る炉心損傷防止措置は「2.5.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「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	・ 「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
主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保	・ 補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。	① サイフォンブレイク配管	—	① 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



【炉心損傷防止措置】

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。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。

（3）炉心損傷防止措置

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「2. 5. 12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「2. 5. 12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

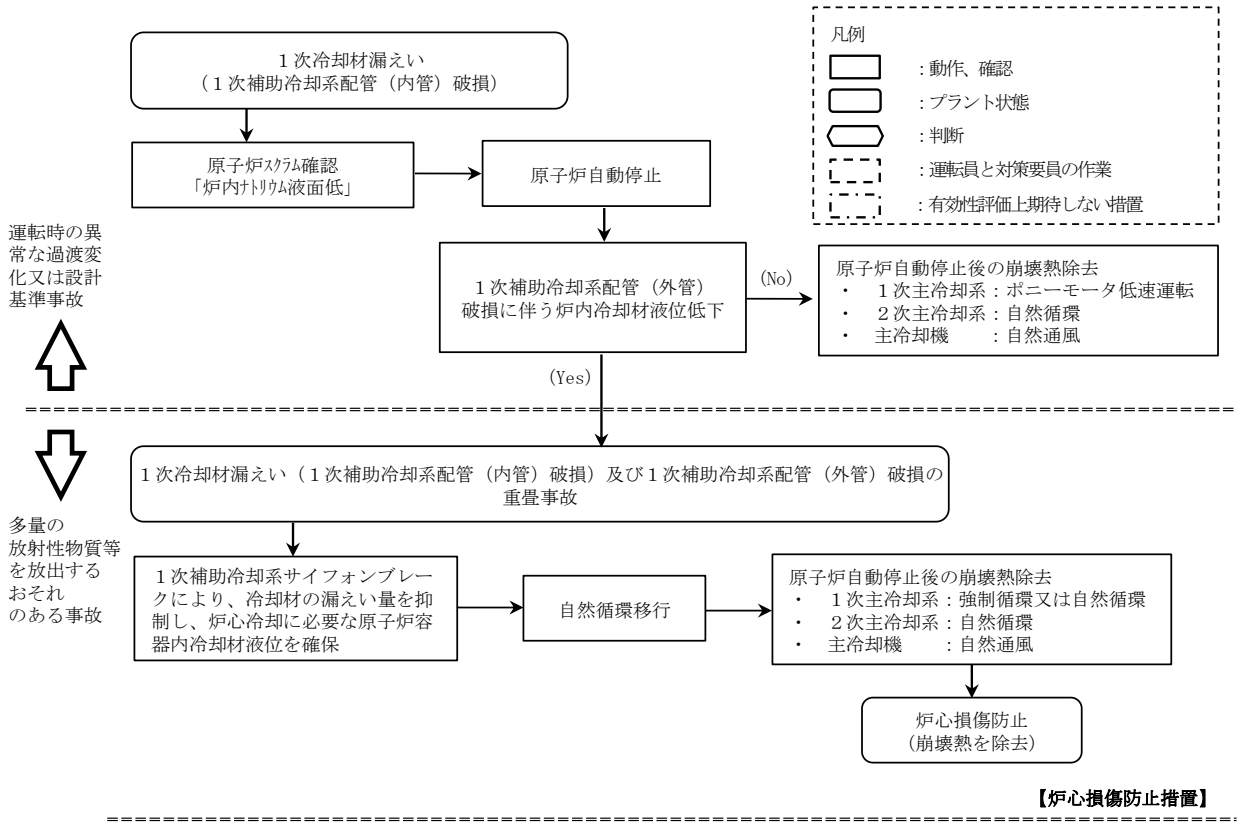
上記の評価結果から、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

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	・ 「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
1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 1次主冷却系の循環に必要な炉内冷却材液位確保	・ 主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。	① 1次補助冷却系サイフォンブレイク	—	① 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
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日						
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(1次補助冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断(1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar from 0 to 180 min]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded bar from 0 to 30 min]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Shaded bar from 0 to 60 min]																・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 from 0 to 180 min]																・主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。
	運転員B、C	2 ・主冷却系の循環による冷却(自然循環)	[Shaded bar from 0 to 180 min]																・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 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2.5.12.1図に示す。本評価事故シナリオにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、1次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2.5.12.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置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。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- i) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456°C、コールドレグ温度を350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- ii) 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。
- iii) 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。
- iv) 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。
- v) 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。
- vi) 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。
- vii) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を7.1%Δk/kとする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- viii) 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。
- 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、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第2.5.12.2図に示す。

外部電源喪失の発生により、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信により、原子炉保護系（スクラム）の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。2次主冷却系は自然循環に移行するが、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転への引き継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行する。主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下する。1次主冷却系の自然循環移行時に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、いったん上昇するが、自然循環流量が安定した後は、崩壊熱の減衰に伴い、徐々に低下する。原子炉容器出入口冷却材温度は、緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく速やかに低下し、評価項目を満足

する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1次主冷却系の自然循環への移行時に出現し、両者ともに約650℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材温度は、初期温度から上昇することなく低下し、評価項目を満足する。

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

(7) 不確かさの影響評価

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

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「崩壊熱」の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。

崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を使用する。

解析結果を第2.5.12.3図に示す。

崩壊熱を大きくしたことにより、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度の2次ピークが「(6) 措置の有効性評価」の解析に比べ約20℃高くなりともに約670℃となるが、評価項目を満足する。また、燃料最高温度及び原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、「(6) 措置の有効性評価」の解析と変わらず、評価項目を満足する。

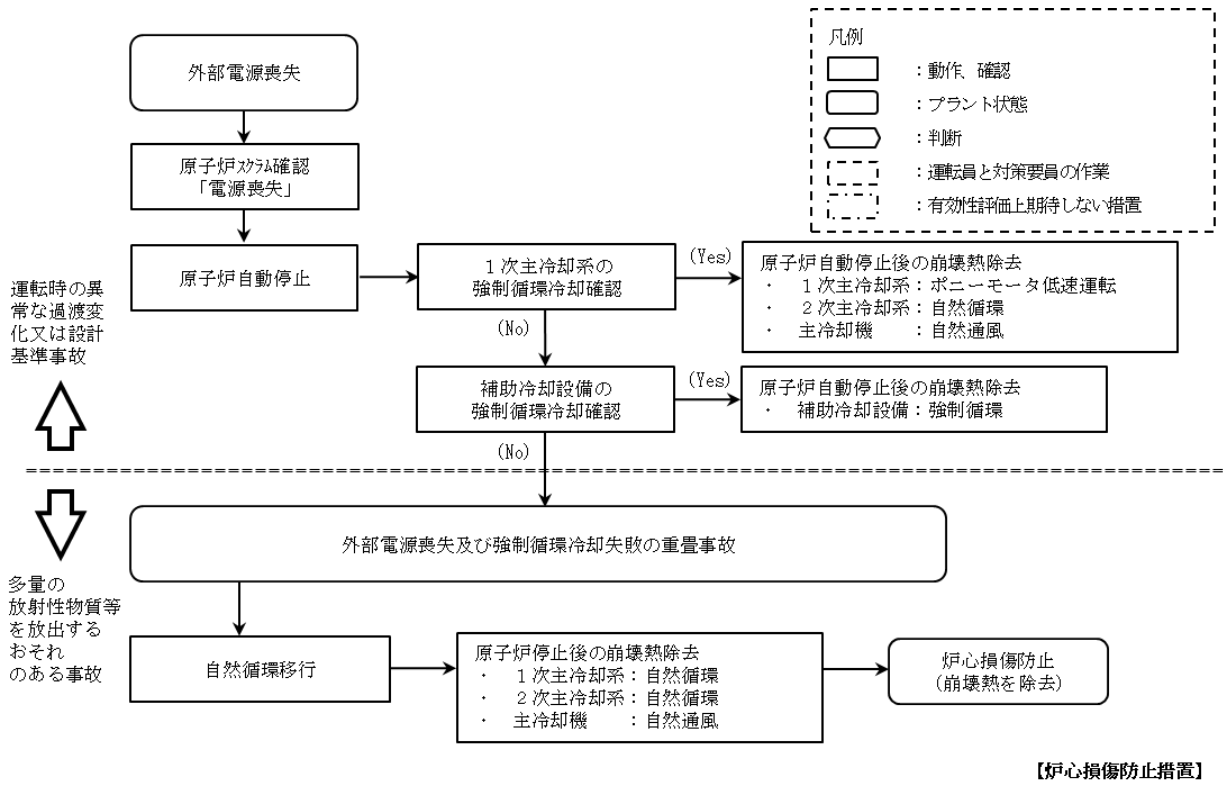
以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合であっても、炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.12.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

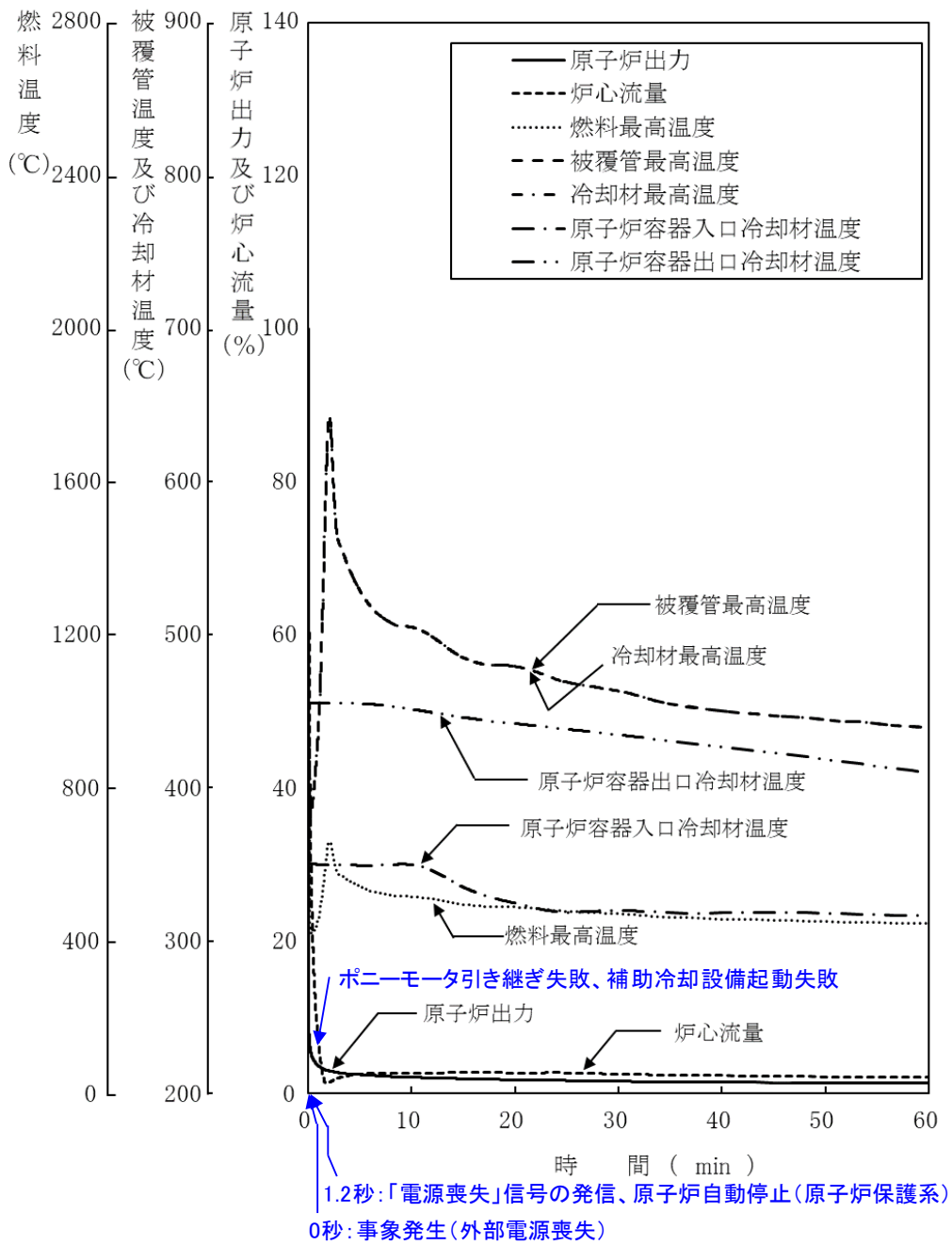
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
自然循環移行	・ 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装

第2.5.12.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

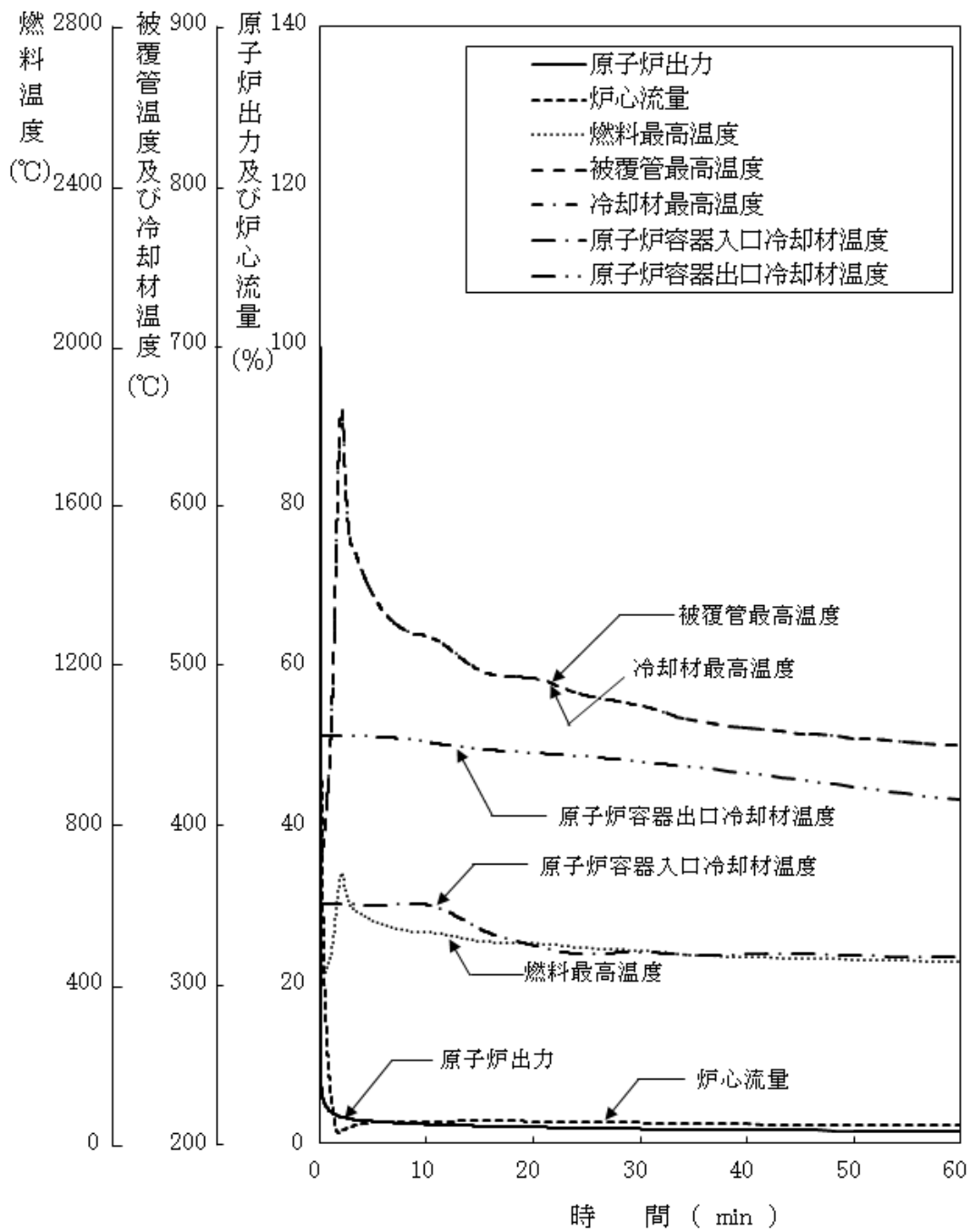
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日						
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	異常事象発生(外部電源喪失) 事故発生(1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)																
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded]																・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。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



第 2.5.12.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 2.5.12.2 図 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：2 ループ自然循環による冷却)



第 2.5.12.3 図 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)

2.5.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

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

(2) 炉心損傷防止措置の基本的な考え方

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2.5.13.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、1次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置

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2.5.13.1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

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2.5.13.2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。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- i) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456°C、コールドレグ温度を350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- ii) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²°Cとする。
- iii) 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。
- 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「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は365°C、応答時間は0.4秒とする。
- vi) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を7.1%Δk/kとする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- vii) 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。
- viii) 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に評価するため、破損が生じたループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、ナトリウムの漏えいにより、2次主循環ポンプがトリップする可能性があるため、漏えいの発生と同時に2次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプもトリップさせるが、解析の目的を踏まえ「2次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号は考慮しないものとする。この場合のプラント状態は、健全な1ループによる自然循環冷却である。
- 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、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第2.5.13.2図に示す。

1ループでの2次冷却材の漏えいと同時に2次主循環ポンプのトリップを仮定し、相互インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプのトリップするため、2次冷却材流量が低下する。また、2次主循環ポンプのトリップによるインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

2次冷却材が漏えいしたループは主中間熱交換器の除熱能力の完全喪失を仮定するとともに、他の1ループは2次冷却材流量の低下とともに主中間熱交換器での除熱量が減少するため、両ループの1次主冷却系のコールドレグの温度が上昇し、2次

冷却材が漏えいしたループにおいて約 18 秒で「原子炉入口冷却材温度高」の設定値である 365℃に到達し、原子炉トリップ信号が発せられ、主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転への引き継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗するため、1 次主冷却系は自然循環に移行する。その際に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、いったん上昇するが、自然循環流量が安定した後は、崩壊熱の減衰に伴い徐々に低下する。原子炉容器入口冷却材温度は、原子炉トリップ前の主中間熱交換器 1 次側出口部での除熱量の減少による温度上昇と、原子炉トリップ後の温度降下の影響が時間遅れを持って到達するため、原子炉トリップ後も緩やかに上昇し低下する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、原子炉容器入口冷却材温度の上昇の影響が時間遅れを持って伝わるが、崩壊熱の減衰に伴って徐々に低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく速やかに低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1 次主冷却系の自然循環移行時に出現し、両温度ともに約 750℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度（自然循環ループ）は、初期温度からほとんど上昇せず、最高温度は約 460℃、原子炉容器入口冷却材温度（自然循環ループ）の最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後に遅れて出現し、約 410℃であり、評価項目を満足する。

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

(7) 不確かさの影響評価

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

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

崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用する。原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値は、設定の誤差範囲+8℃を考慮し 373℃とする。

解析結果を第 2.5.13.3 図に示す。

「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高くしたことにより、原子炉トリップ信号の発信が「(6) 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「(6) 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、両者ともに約20℃高い約770℃であり、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「(6) 措置の有効性評価」の解析と変わらず、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度（自然循環ループ）は、両者ともに約10℃高い約470℃及び約420℃であり、評価項目を満足する。

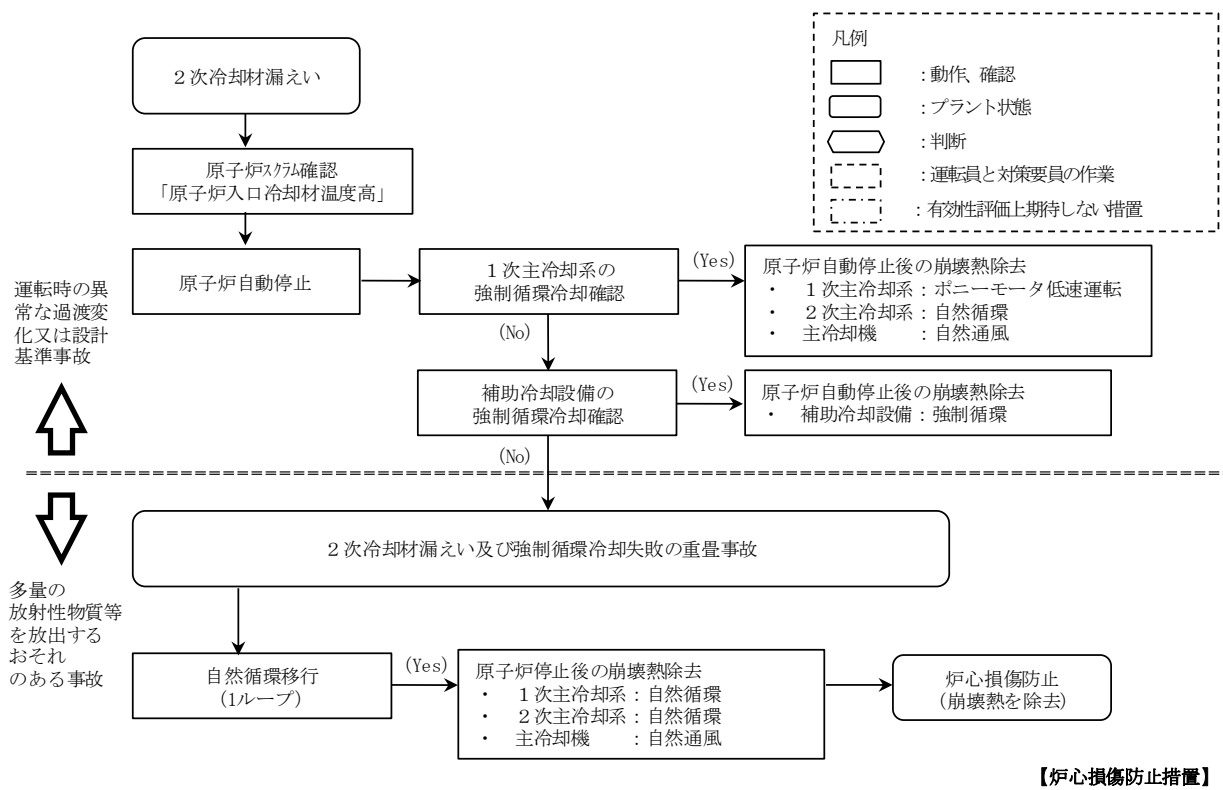
以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

第2.5.13.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

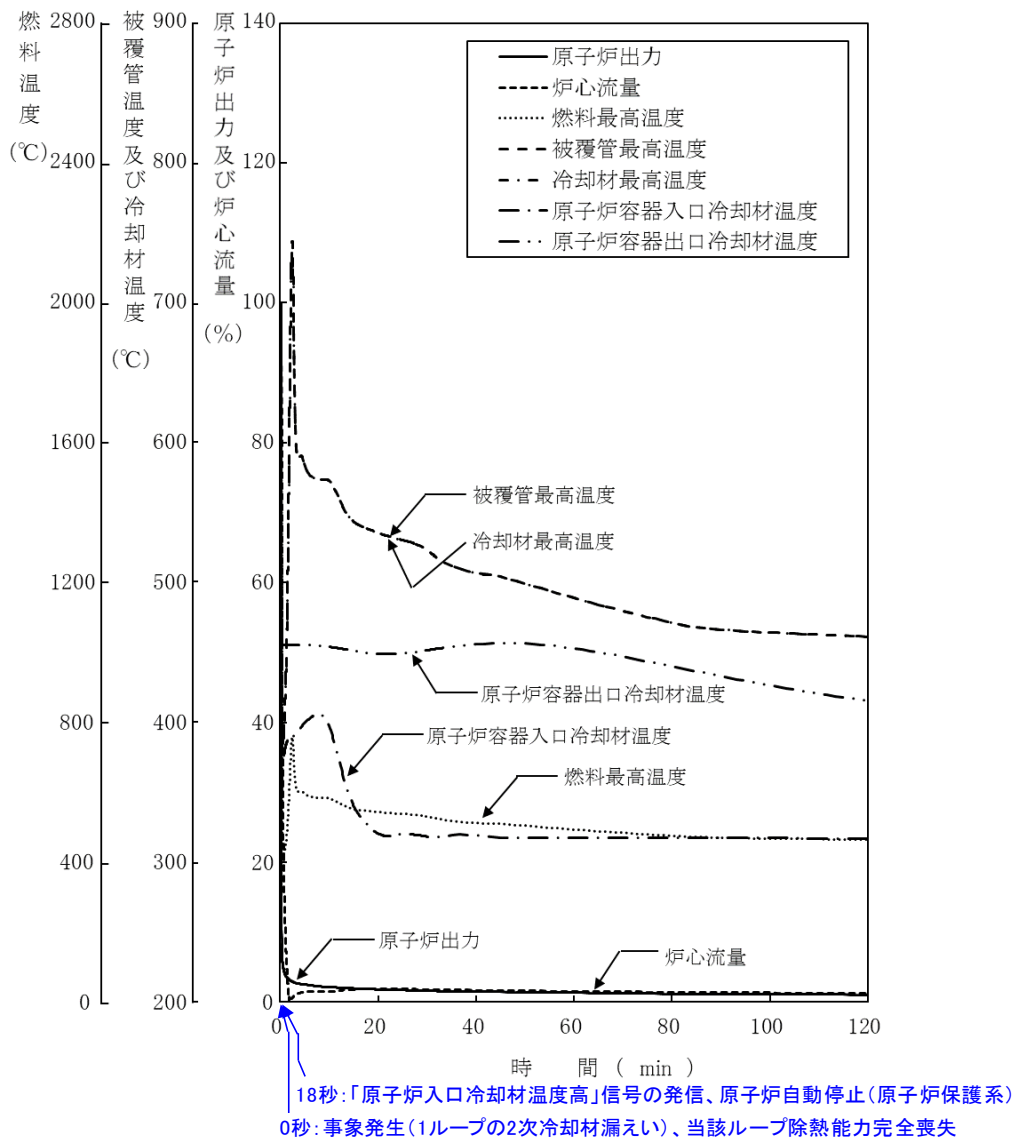
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
自然循環移行 (1ループ)	・ 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	—	—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

第2.5.13.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

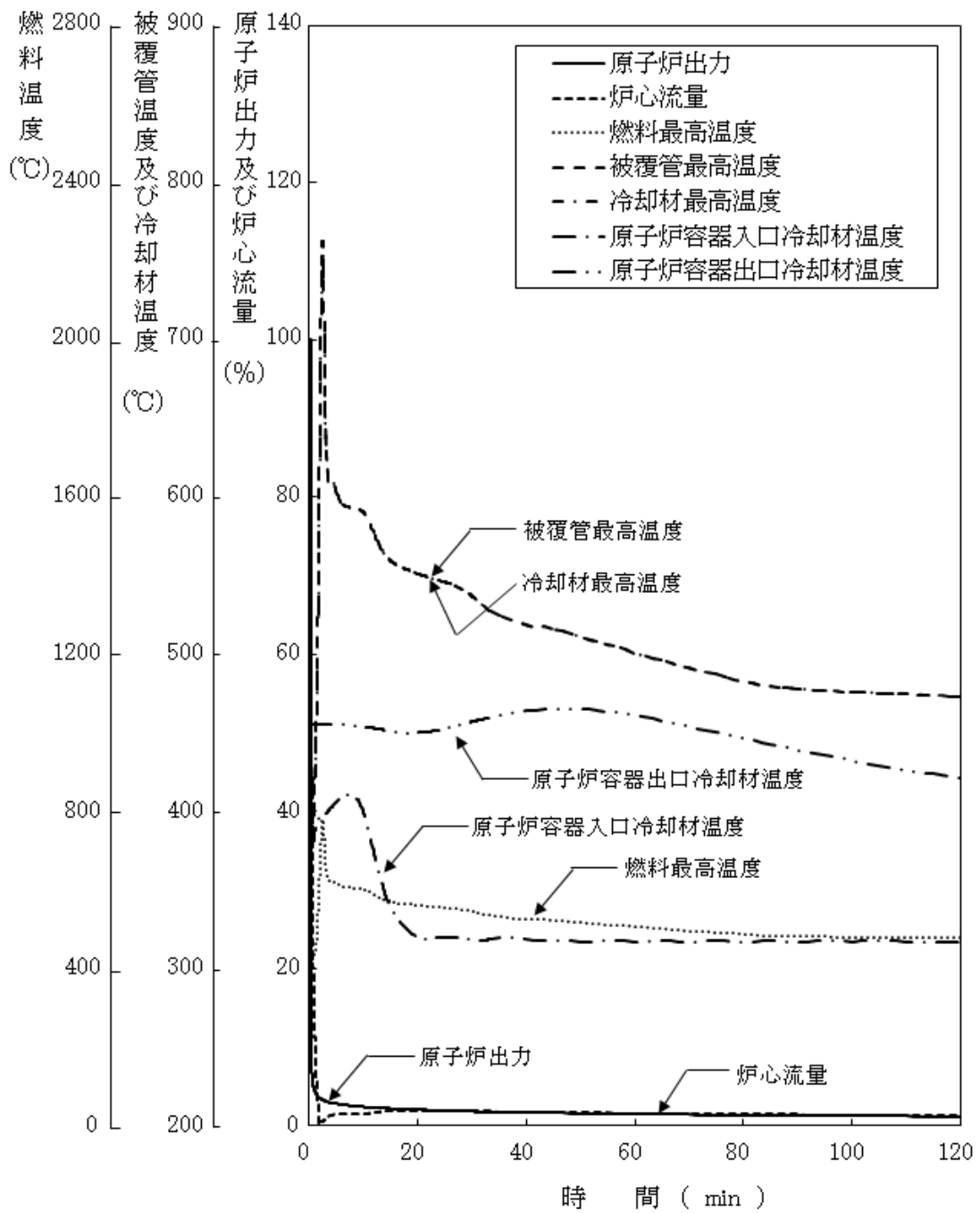
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考						
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日													
						※異常事象発生(2次冷却材漏えい) ※事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)																			
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing a single bar from 0 to 40 minutes]																						
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing a bar from 0 to 5 minutes]																・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。						
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing a bar from 0 to 10 minutes]																・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。						
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行(1ループ)	[Gantt chart showing a bar from 0 to 40 minutes]																・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。						



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



第 2.5.13.3 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)

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。本評価事故シナリオにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、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

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「2.5.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「2.5.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

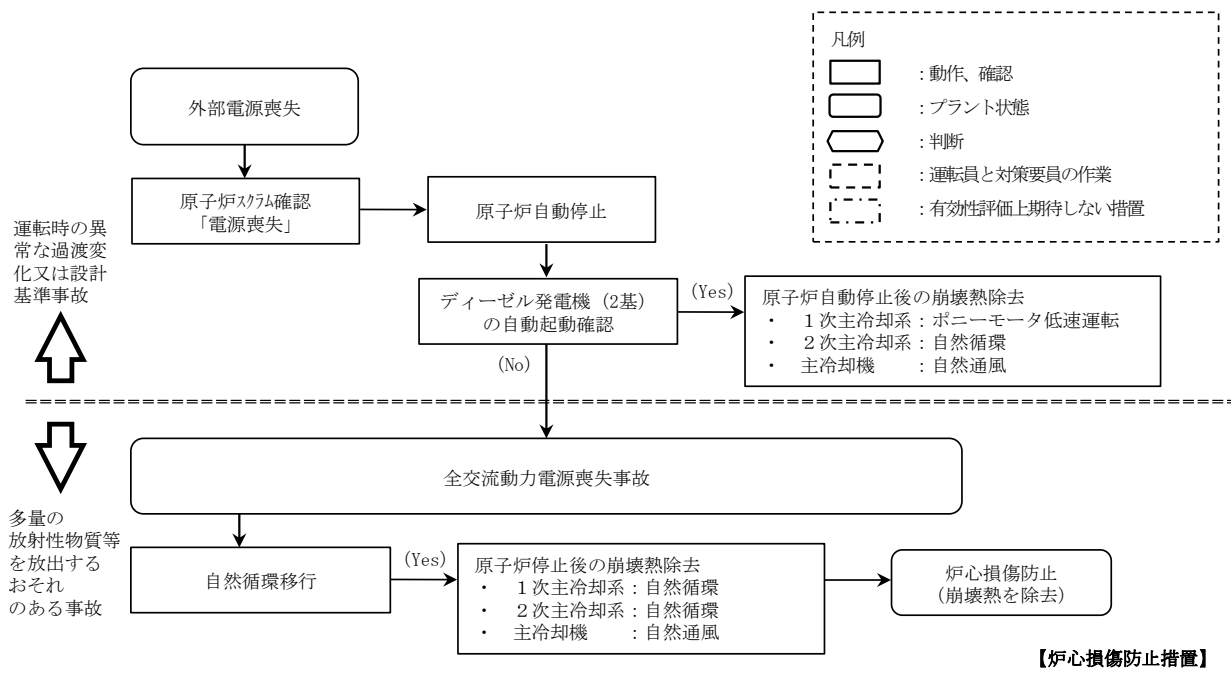
上記の評価結果から、全交流動力電源喪失事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

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
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日						
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▼異常事象発生(外部電源喪失) ▼事故発生の判断(ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗)																
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded bar]																・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。
	運転員A、D	2 ・事故発生の判断	[Shaded bar]																・ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A、B、C、D	4 ・自然循環移行	[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。 ・仮設計器等により温度監視等を行う。
	運転員E	1 ・ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧																	・ディーゼル発電機の起動失敗の原因を調査し、その復旧に努める。



第 2. 5. 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[評価事故シーケンス](#)において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）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。燃料破損が発生し、燃料破損検出系の警報が発報した場合に、運転員は、原子炉を手動でスクラムする手順とする。この場合、燃料破損発生から運転員が原子炉を停止するまでに要する時間は、燃料破損検出系の検出時間約40分と運転員の操作時間約20分の合計1時間としている。ここで、燃料破損検出系の検出時間については設備の機能に時間余裕を含めて設定しており、運転員の操作時間についても中央制御室で信号を確認して手動スクラムするのに要する時間に時間余裕を含めて設定している。

(6) 措置の有効性評価

a. 解析条件

計算コードA S F R Eにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。最適条件での評価を基本とするものの、局所的な事故であることから実際よりも厳しい結果を与える初期条件を仮定する。

- 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、熱的制限値である 2,350℃及び 620℃とする。
- ii) 冷却材最高温度及び集合体入口温度は、それぞれ、600℃及び 350℃とする。
- iii) 最大線出力密度及び集合体発熱量は、それぞれ、418W/cm 及び 2.24MW とする。
- iv) 閉塞前の集合体流量は、8.57kg/s とする。
- v) 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。
- vi) 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。
- vii) 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。
- viii) 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。
- ix) 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。
- x) 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。
 - x i) 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。
 - x ii) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
 - x iii) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

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

崩壊熱除去運転へ移行後は、燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ低下し、事象は安定した状態で終息する。

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。

（7）不確かさの影響評価

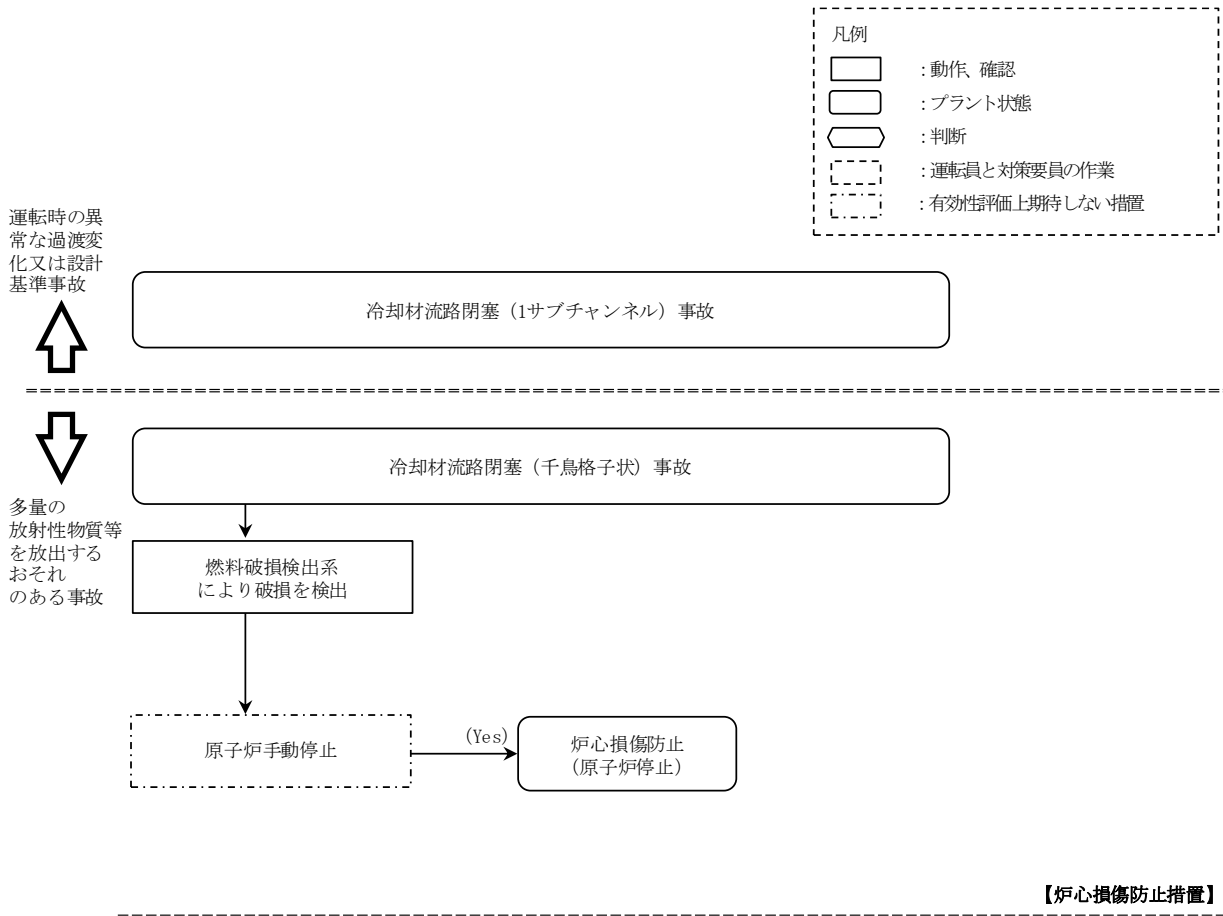
炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。運転員操作の時間に係る不確かさについては、「（5）作業と所要時間」に示すとおり、適切な余裕を考慮しており、その影響は小さい。解析条件に係る不確かさについて、評価項目である被覆管最高温度等の結果に影響を及ぼすと考えられる解析条件は、「（6）措置の有効性評価」に示すとおり、解析結果を厳しくするよう保守的な条件設定を行っており、不確かさの影響は「（6）措置の有効性評価」に十分に包絡される。具体的には、燃料被覆管の初期温度、ガスジェット放出時間及びガスジェット放出時の熱伝達率の不確かさが考えられるが、「（6）措置の有効性評価」において、それぞれ、初期温度を通常の運転条件と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設定していることから、これらの不確かさを包絡した解析としている。また、結果に影響を及ぼす上記以外の解析条件として閉塞位置等の想定の不確かさがある。閉塞が形成される位置については、燃料集合体内に外部から混入する異物の閉塞形成のメカニズムから燃料要素バンドルの下部の非発熱部に形成される可能性が高いと考えられるが、本解析においては、熱的に最も厳しい条件となる発熱部の上端位置での閉塞を想定していることから閉塞位置の不確かさを包絡している。

第2.5.15.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

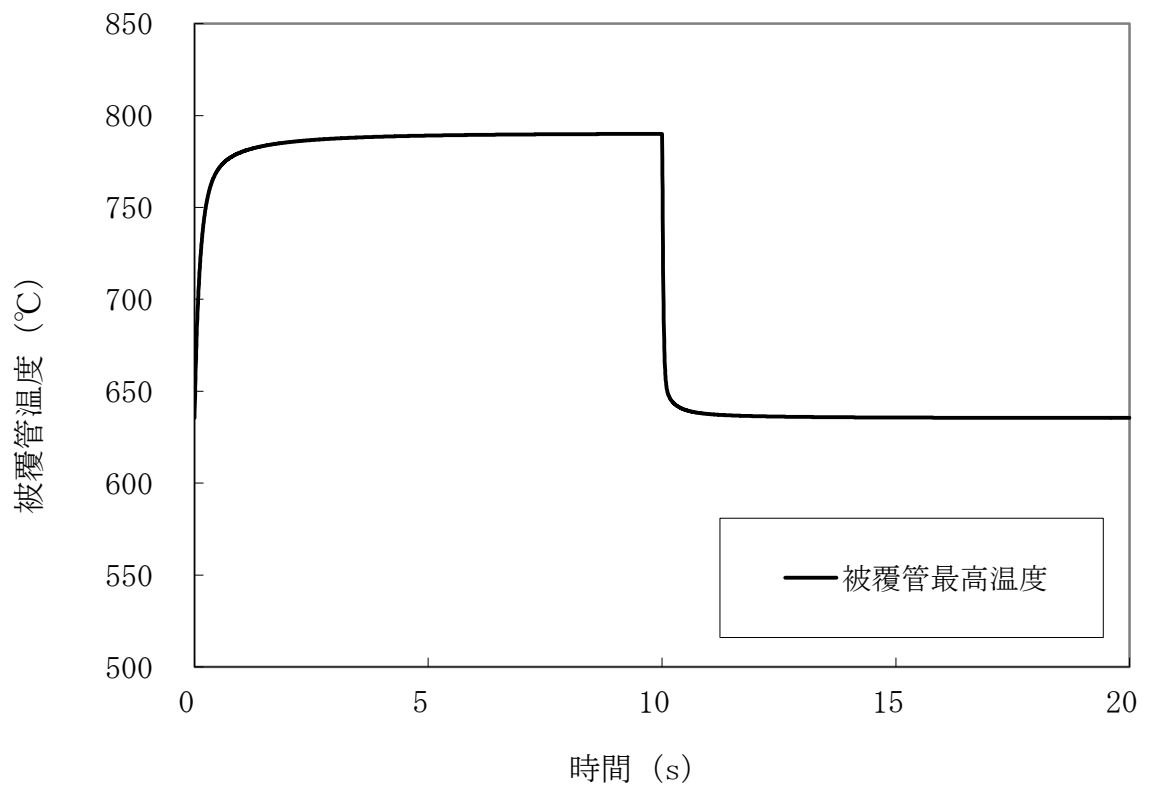
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事故発生 の判断 (燃料破損検出系 による破損の検出)	<ul style="list-style-type: none"> 燃料破損検出系（カバーガス法燃料破損検出設備）により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。 	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉 手動停止	<ul style="list-style-type: none"> 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 	<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	
			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)													
	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。）を講じることが基本方針とする。なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心熔融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。選定した評価事故シーケンスを以下に示す。

（1）炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）

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

（2）過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）

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

（3）除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）

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

（4）原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）

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

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

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

a. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)

a. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故

(7) 局所的燃料破損 (LF)

a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

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

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

第1表 評価事故シーケンスに対する炉心損傷防止措置

事象グループ	評価事故シーケンス	炉心損傷防止措置
炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失 (ULOF)	外部電源喪失及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	代替原子炉トリップ信号(「1次主循環ポンプトリップ」)、 後備炉停止系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止
	外部電源喪失及び 原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故	
	1次主循環ポンプ軸固着及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	
過出力時 原子炉停止機能喪失 (UTOP)	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	制御棒連続引抜き阻止インターロック、 代替原子炉トリップ信号(「原子炉出口冷却材温度高」)、 後備炉停止系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び 原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故	
	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	
除熱源喪失時 原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	2次冷却材流量減少及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	代替原子炉トリップ信号(「原子炉出口冷却材温度高」)、 後備炉停止系用論理回路、 後備炉停止系による原子炉自動停止
	2次冷却材流量減少及び 原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故	
	2次冷却材漏えい及び 原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	
原子炉容器液位確保 機能喪失による 崩壊熱除去機能喪失 (LORL)	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損) 及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故	冷却材の安全容器内保持及び補助冷却設備による強制循環冷却
	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破 損)及び1次主冷却系配管(外管)破損の重畳事 故	1次主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制及び 補助冷却設備による強制循環冷却
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管) 破損)及び1次補助冷却系配管(外管)破損の重 畳事故	1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制及 び主冷却系(2ループ)による自然循環冷却
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)	外部電源喪失及び 強制循環冷却失敗の重畳事故	主冷却系(2ループ)による自然循環冷却
	2次冷却材漏えい及び 強制循環冷却失敗の重畳事故	主冷却系(1ループ)による自然循環冷却
全交流動力電源喪失 による強制循環冷却 機能喪失(SBO)	全交流動力電源喪失(外部電源喪失及び ディーゼル発電機起動失敗)事故	主冷却系(2ループ)による自然循環冷却
局所的燃料破損 (LF)	冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故	燃料破損検出系による異常検知及び 手動スクラムによる原子炉停止

解析にあたって考慮する事項

1. 解析にあたって考慮する事項

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

2. 安全機能の喪失に対する仮定

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

3. 外部電源喪失に対する仮定

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

4. 単一故障に対する仮定

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

5. 運転員の操作時間に対する仮定

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

なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記の操作時間を設定する（炉心の著しい損傷を防止するための措置に係る手順の概要：別添 1 参照）。

6. 考慮する範囲

解析に当たっては、運転サイクル初期から末期、起動時から定格出力運転時までを考慮し、結

果を厳しくする運転条件を選定して解析を行う。また、有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態に導かれることが合理的に推定可能な時点までとする。

炉心の著しい損傷を防止するための措置に係る手順の概要

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて、事故に的確、かつ、柔軟に対処し、炉心損傷を防止できるよう手順書を整備する。

手順書は、使用主体に応じ、運転員が使用する手順書、現場対応班が使用する手順書を整備する。

以下に、炉心損傷防止措置の有効性評価における各評価事故シーケンスにおいて、事象の発生から進展に対処する手順を示す。別紙 5 の炉心損傷防止措置の一部の有効性評価では、これらの手順に基づいて評価を実施している。

なお、本記載内容は、原子炉施設保安規定等の後段規制において、詳細が審査されるものであるが、ここでは、その概要を説明する。

1. 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF) に対する手順

本事象グループに対する炉心損傷防止措置に係る手順は、原子炉トリップ信号及び代替原子炉トリップ信号の発信、原子炉スクラム (自動停止)、後備炉停止系スクラム (自動停止) の確認、事故発生 の判断及びその後の崩壊熱除去の監視である。

2. 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP) に対する手順

本事象グループに対する炉心損傷防止措置に係る手順は、1. と同じである。

3. 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS) に対する手順

本事象グループに対する炉心損傷防止措置に係る手順は、原子炉トリップ信号及び代替原子炉トリップ信号の発信、原子炉スクラム (自動停止)、後備炉停止系スクラム (自動停止) の確認、事故発生 の判断及びその後の崩壊熱除去の監視は 1. と同じである。また、2 次冷却材の漏えいに対しては火災防護の手順に基づいて対応する。

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

本事象グループに対する炉心損傷防止措置に係る手順は、原子炉スクラム (自動停止) の確認、事故発生 の判断、冷却材の安全容器内保持、1 次主冷却系のサイフォンブレイク、1 次補助冷却系のサイフォンブレイク及び主冷系自然循環による崩壊熱除去の監視並びに補助冷却設備による崩壊熱除去である。補助冷却設備による崩壊熱除去の監視手順を添付 1 に示す。

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

本事象グループに対する炉心損傷防止措置に係る手順は、原子炉スクラム (自動停止) の確認、事故発生 の判断、主冷却系自然循環による崩壊熱除去の監視である。

主冷却系自然循環による崩壊熱除去の監視手順を添付 2 に示す。

6. 全交流動力電源喪失（SB0）に対する手順

本事象グループに対する炉心損傷防止措置に係る手順は、原子炉スクラム（自動停止）の確認、事故発生の判断、主冷却系自然循環による崩壊熱除去である。

全交流動力電源喪失の長期化による直流及び交流無停電電源系の喪失を想定し、事故対策上必要な操作は手動で対応できるものとするとともに、仮設計器により、監視できるものとする。また、仮設電源設備を整備する。

SB0 時の自然循環冷却による崩壊熱の除去手順を添付 3 に、仮設電源設備の敷設手順を添付 4 に示す。

なお、本事象グループでは、炉心と使用済燃料に対する措置を並行して実施することになる。使用済燃料の損傷防止の審査において、使用済燃料貯蔵設備については、運転員 1 名が対応することを説明している。炉心損傷の防止に係る自然循環による崩壊熱除去については、運転員 4 名（監視 2 名、現場操作 2 名）が、仮設電源設備の敷設については、運転員とは別の事故対応要員（現場対応班員約 170 名）4 名が対応する。また、使用済燃料貯蔵設備水冷却池への給水等については、運転員とは別の事故対応要員（現場対応班員約 170 名）のうち数名程度で対応する。以上のとおり、SB0 時の使用済燃料に係る措置と炉心に係る措置が重なっても予め定められた体制で作業を進めることで、措置を継続することができる。

7. 局所的燃料破損（LF）に対する手順

本事象グループに対する炉心損傷防止措置に係る手順は、事故発生の判断（燃料破損検出系による燃料破損の検出）、原子炉手動停止及びその後の崩壊熱除去の監視である。

燃料破損検出時の原子炉手動停止の手順を添付 5 に示す。

8. 各事象グループに共通の手順

「常陽」において事故が発生した場合、運転班以外の事故対応要員（現場対応班員約 170 名、このうち緊急作業従事者は約 40 名）は、休日夜間を含めて招集され、約 1 時間後には現場対応班長（高速実験炉部長）のもとで事故の影響緩和策をとることができる。また、「常陽」事故対策要領及び現場対応班活動要領には、現場対応班長（高速実験炉部長）は、現場対応班の組織によらない対応もできるとしており、現場の状況に応じて必要な要員を影響緩和策に割り当てることができる。

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

(1) 見学者等の避難の手順

① 「常陽」原子炉施設

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

②大洗研究所

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

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

避難までの流れは、まずは、屋内退避を指示し、施設毎に人員掌握を行う。

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

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

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

(2) 緊急作業従事者の被ばく管理

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

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

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

1.1 操作手順

- (1) 当直長は、1次主冷却系からのナトリウム漏えいが発生した場合、原子炉の自動スクラムを確認する。また、2箇所以上のナトリウム漏えい検出器が作動する等、ナトリウム漏えいが発生していると判断され、原子炉の自動スクラムに至っていない場合には、運転員に手動スクラムを実施させる。
- (2) 炉内ナトリウム液面がN s L（原子炉容器通常ナトリウム液位）-320mm（G L-6420mm）まで低下した場合に、1次補助冷却系循環ポンプが自動起動し、定格流量約56t/h（約65m³/h）まで自動で到達することを確認する。また、2次補助冷却系の補助冷却機用送風機の自動起動を確認する。その後、補助冷却設備の流量、温度を監視することにより、原子炉の崩壊熱が正常に除去されることを確認する。
- (3) ナトリウムの漏えい量が所定の容積で抑制されていることを炉内ナトリウム液面の変化量により確認する。

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

1.2 操作時間

- 1.1の操作は、運転員1名により10分以内に行うことが可能である。

1. 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失における自然循環冷却による崩壊熱除去の監視の手順

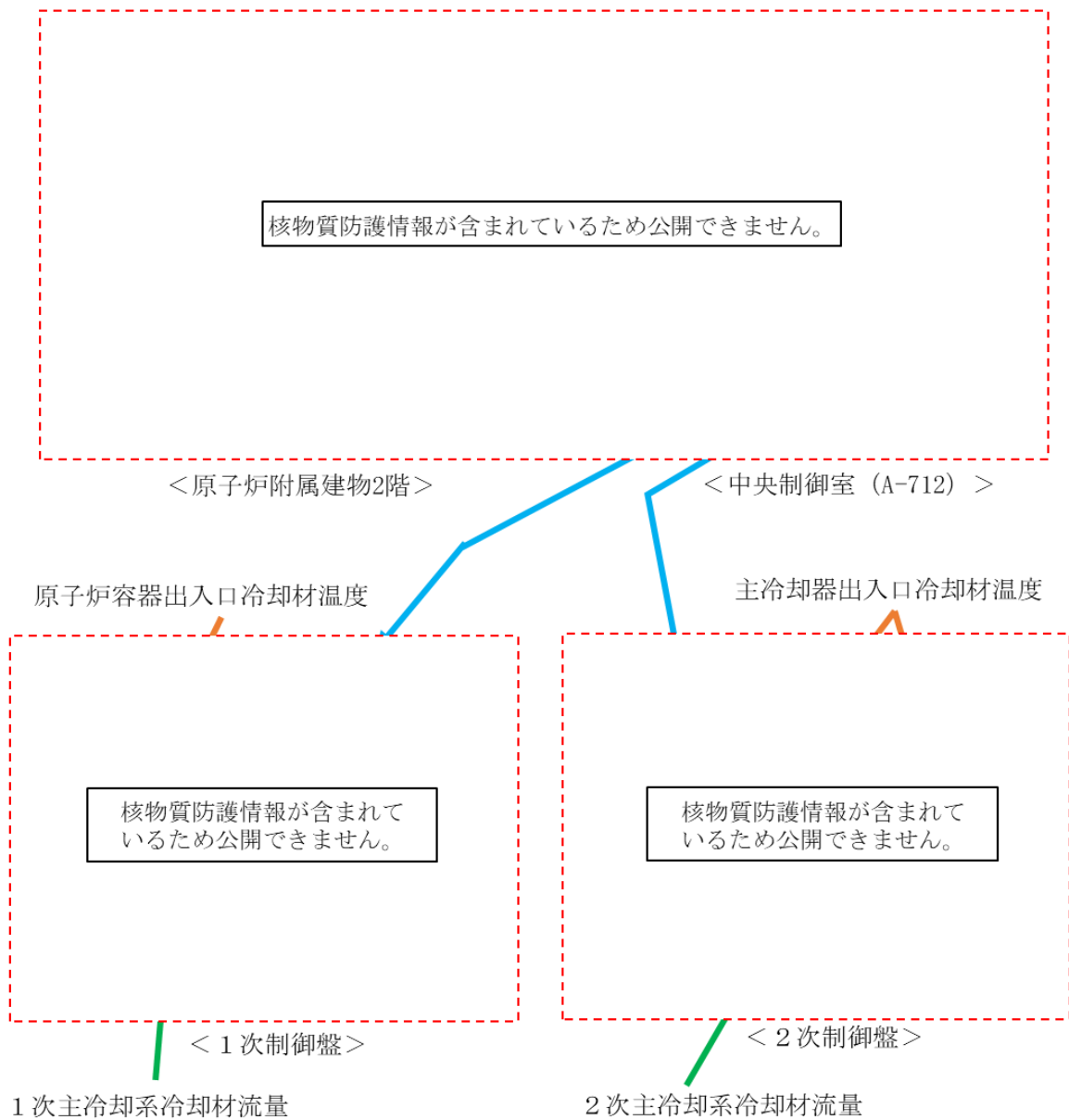
1.1 操作手順

- (1) 当直長は、主冷却系及び補助冷却設備での強制循環冷却による崩壊熱除去に失敗した場合は、主冷却系の自然循環による崩壊熱除去を実施するよう、運転員に指示する。
- (2) 運転員は、主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパの自動制御により、正常に崩壊熱が除去されていることを確認する。
- (3) 異常事象が2次冷却材ナトリウムの漏えいの場合は、上記の監視と並行して、2次冷却材ナトリウム漏えい事故対応マニュアルに従って2次主冷却系のナトリウムをドレンする等の必要な対応を実施する。

なお、(2)の自動制御による崩壊熱除去に失敗した場合は、全交流動力電源喪失事象の手順を適用し、手動で主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパを制御することにより、崩壊熱を除去する。

1.2 操作時間

- 1.1の自然循環冷却による崩壊熱除去に係る監視は、運転員2名により5分以内に開始できる。



第1図 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失における自然循環冷却による崩壊熱除去の監視の操作手順に係る補足

1. 全交流動力電源喪失における自然循環冷却による崩壊熱除去の手順

1.1 操作手順

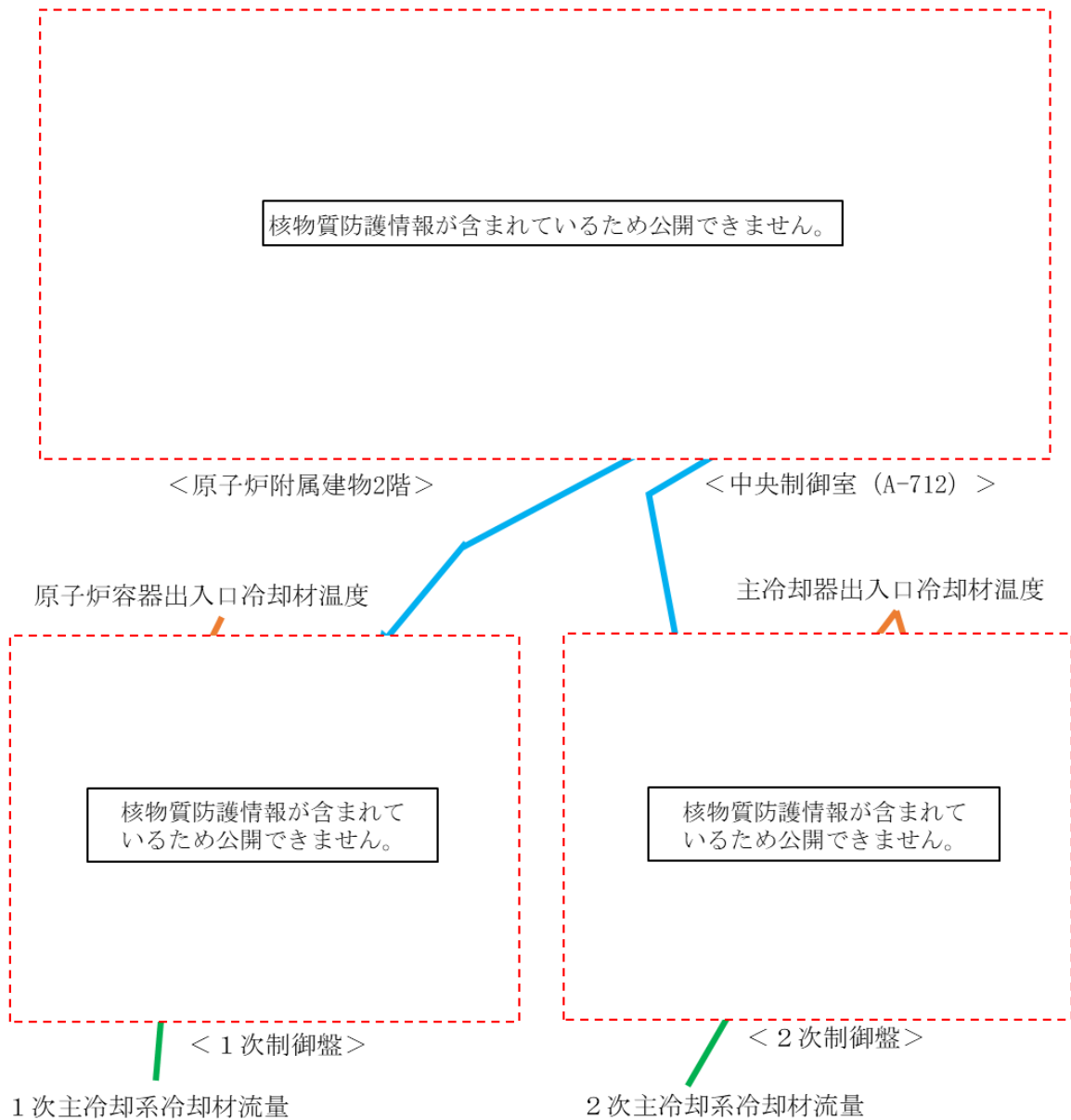
- (1) 当直長は、外部電源喪失時の非常用ディーゼル電源系のディーゼル発電機（2基）の自動起動失敗により、主冷却系及び補助冷却設備での強制循環冷却による崩壊熱除去に失敗した場合は、主冷却系の自然循環による崩壊熱除去を実施するよう、運転員に指示する。
- (2) 運転員は、原子炉容器出入口冷却材温度、主冷却器出入口冷却材温度等により、正常に崩壊熱が除去されていることを確認する。また、主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパ操作の圧縮空気の圧力が所定の値まで低下（全交流動力電源喪失から約 100 分後）した場合は、中央制御室からの指示により、現場（主冷却機室）で主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパを手動操作して崩壊熱除去を行う。なお、崩壊熱除去中の主な操作は主冷却機の入口ベーンの全閉・全開（開度制限内）であり、崩壊熱除去中のプラントの挙動が緩慢であることから、その操作の間隔は約 5 分である。
- (3) 交流無停電電源系が喪失（全交流動力電源喪失から 2 時間以上経過後）した場合は、仮設計器により原子炉容器出入口冷却材温度、主冷却器出口冷却材温度を確認し、中央制御室からの指示により、現場で主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパを手動操作して崩壊熱除去を行う。また、主冷却器入口冷却材温度が 365℃を下回った時点（MK-Ⅲ性能試験実績：原子炉停止の約 1 時間 20 分後）で、主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパを全閉にし、その後はプラントの温度に異常がないことの監視を継続する。

なお、上記と並行して、現場対応班員は、ディーゼル発電機の起動失敗又は停止に係る原因を調査し、その復旧に努めるものとする。また、交流無停電電源系が喪失した場合において、本設計器による監視機能を復旧するため、添付 4 の手順に従い仮設電源設備を敷設する。

1.2 操作時間

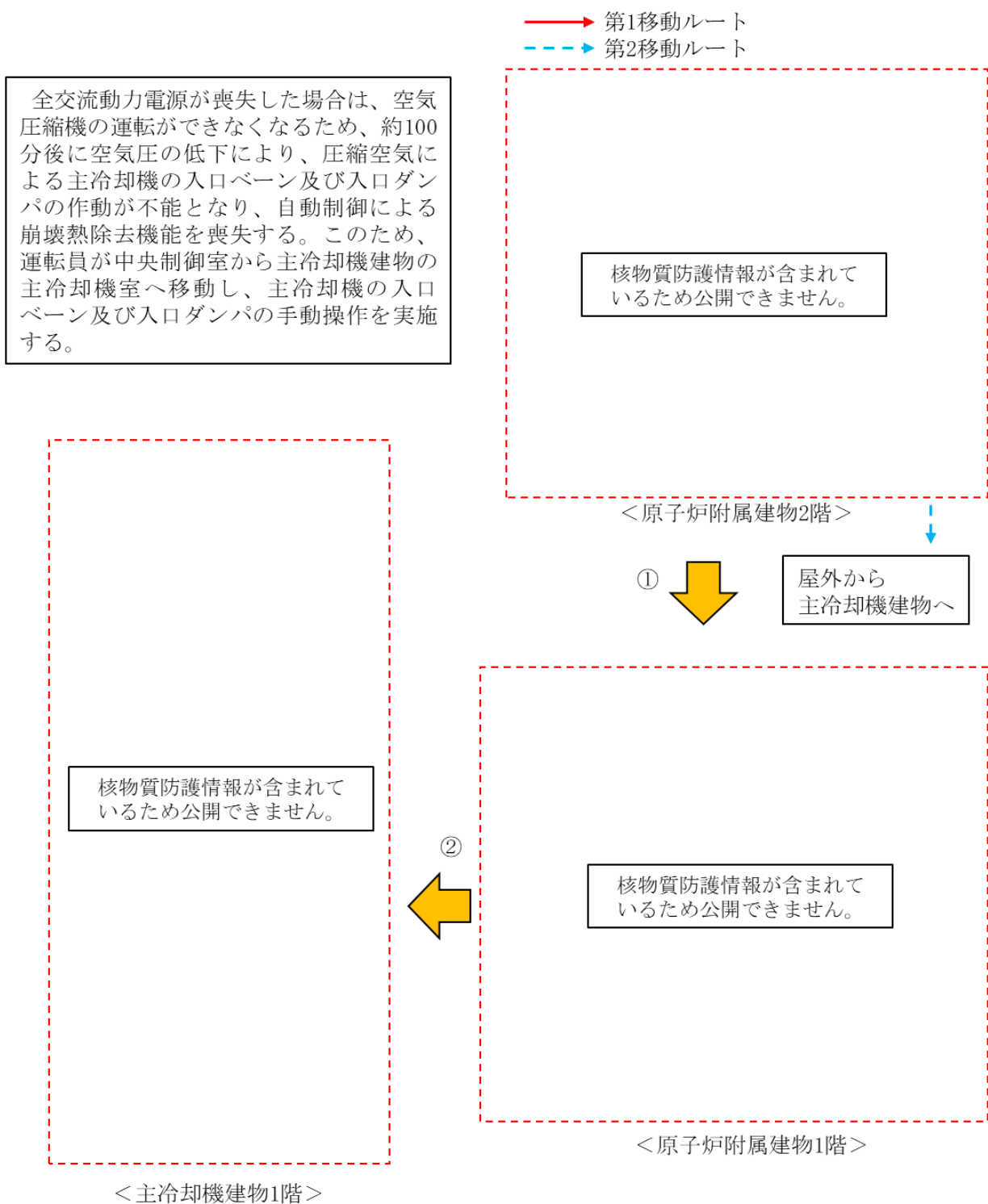
1.1 の(2)の操作について、運転員 2 名により 5 分以内に、崩壊熱が正常に除去されていることを確認できる。また、主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパの手動操作による崩壊熱除去操作については、機能が喪失する前に他の運転員 2 名を配置することで、5 分以内に行うことが可能である。

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



仮設計器による温度確認の一例

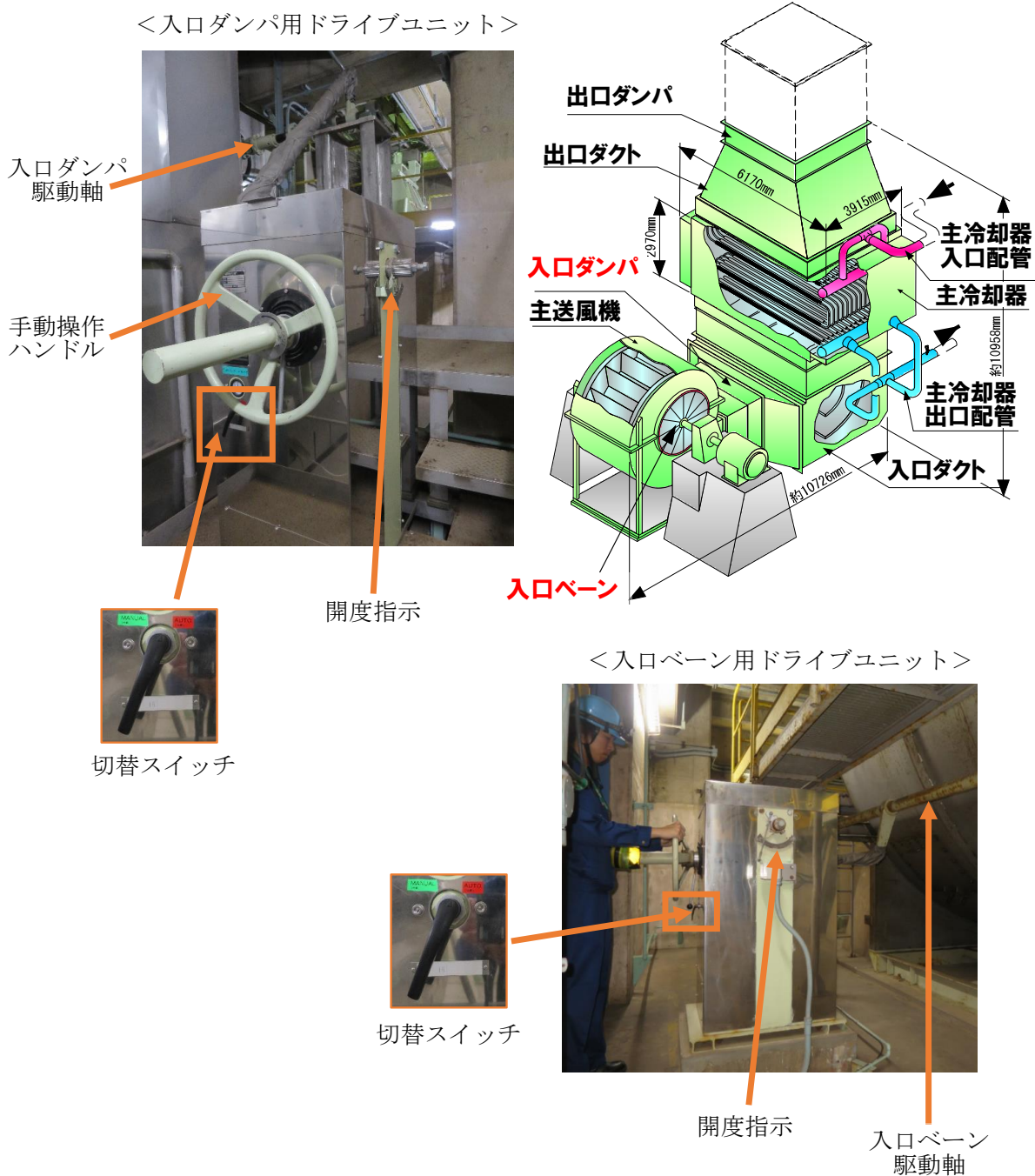
第1図 全交流動力電源喪失における自然循環冷却による崩壊熱除去の操作手順に係る補足
(1/3：中央制御室における崩壊熱除去の監視)



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

崩壊熱除去中の主な操作は主冷却機の入口ベーンの開閉（開度制限内）であり、入口ベーン駆動ユニットの切替スイッチを「MANUAL」に切替え、中央制御室からの指示を受け、手動操作ハンドルにより操作する。最終的に入口ダンパを操作する際も同様である。

（手動操作開始までの所要時間：約5分（事前に運転員を配置するため、移動時間は除く。））



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

1. 全交流動力電源喪失における仮設電源設備の敷設手順

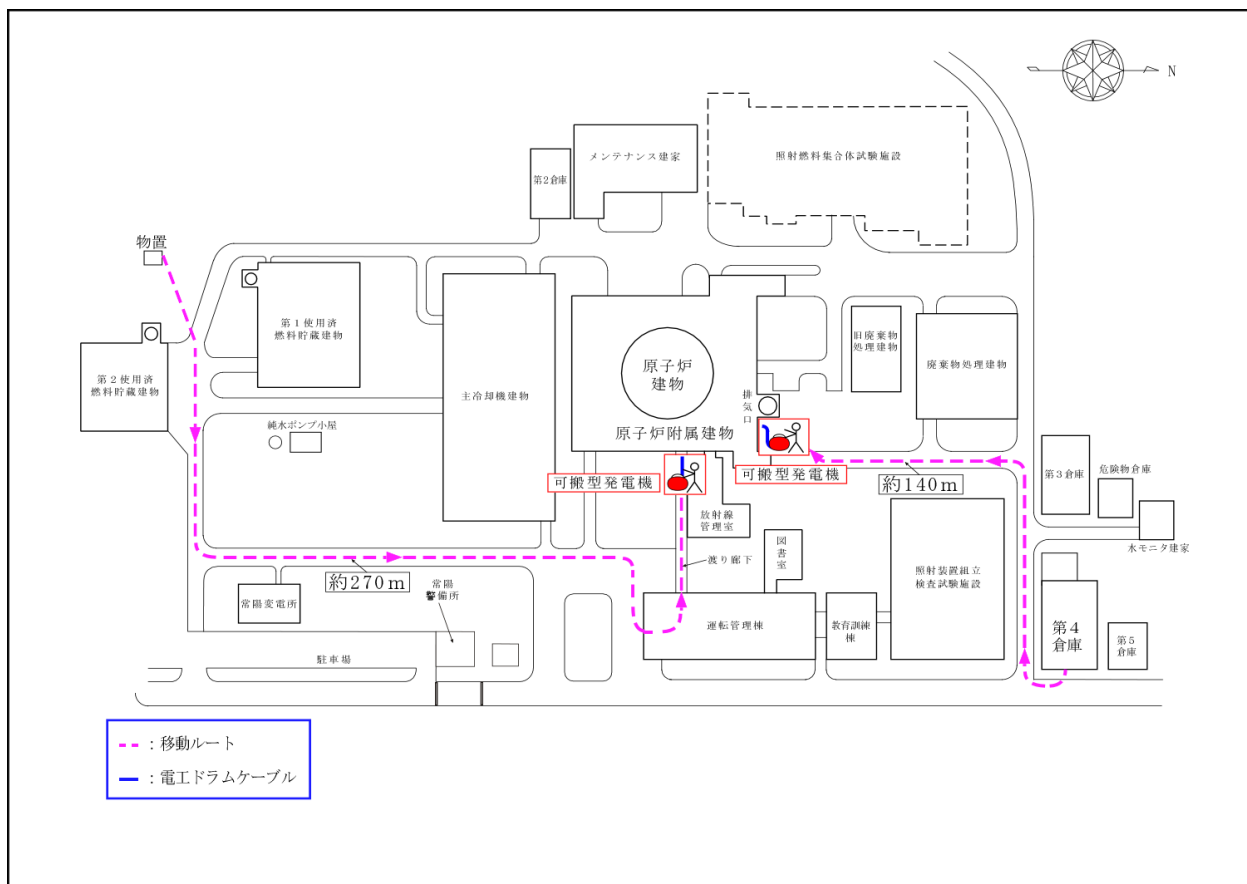
全交流動力電源喪失時の交流無停電電源枯渇以降は、常設計器による原子炉の監視機能を喪失することから、原子炉の監視に必要な容量を有する仮設電源設備を敷設する。仮設電源設備は2組用意し、原子炉建物以外の独立した場所にそれぞれ保管し、交流無停電電源が枯渇するまでに、設置場所へ移動して電源を供給できるようにする。なお、交流無停電電源喪失までの時間は、全交流電源喪失発生から2時間以上経過後である（詳細については、設置許可基準規則の第42条（外部電源を喪失した場合の対策設備等）で説明する。）。

1.1 操作手順

- (1) 第4倉庫に保管されている可搬型発電機1台を中央制御室の非常階段下1階の屋外に設置する。また、上記が使用できない場合は、第二使用済燃料貯蔵建物西側倉庫（物置）に保管されている可搬型発電機1台を中央制御室前渡り廊下に設置する（第1図参照）。
- (2) 仮設電源ケーブルを敷設し、電源を供給する（第2図参照）。
 - ・資機材
 - 電源端子箱
 - 電工ドラム（30m）
 - 仮設電源ケーブル（8m×2）、（5m×1）
 - ・可搬型発電機（IEG1600M）の仕様
 - 定格出力：1.6kVA
 - 定格電圧（交流）：100V
 - 定格電流（交流）：16A
 - 20A 交流コンセント：2カ所
 - 連続定格運転時間：約4.2h
 - 燃料タンク容量：4.1L（ガソリン）

1.2 操作時間

1.1の操作は、外部電源喪失等の異常事象発生から、仮設電源設備の設置電源の給電まで、現場対応班員4名により2時間以内で行うことが可能である。

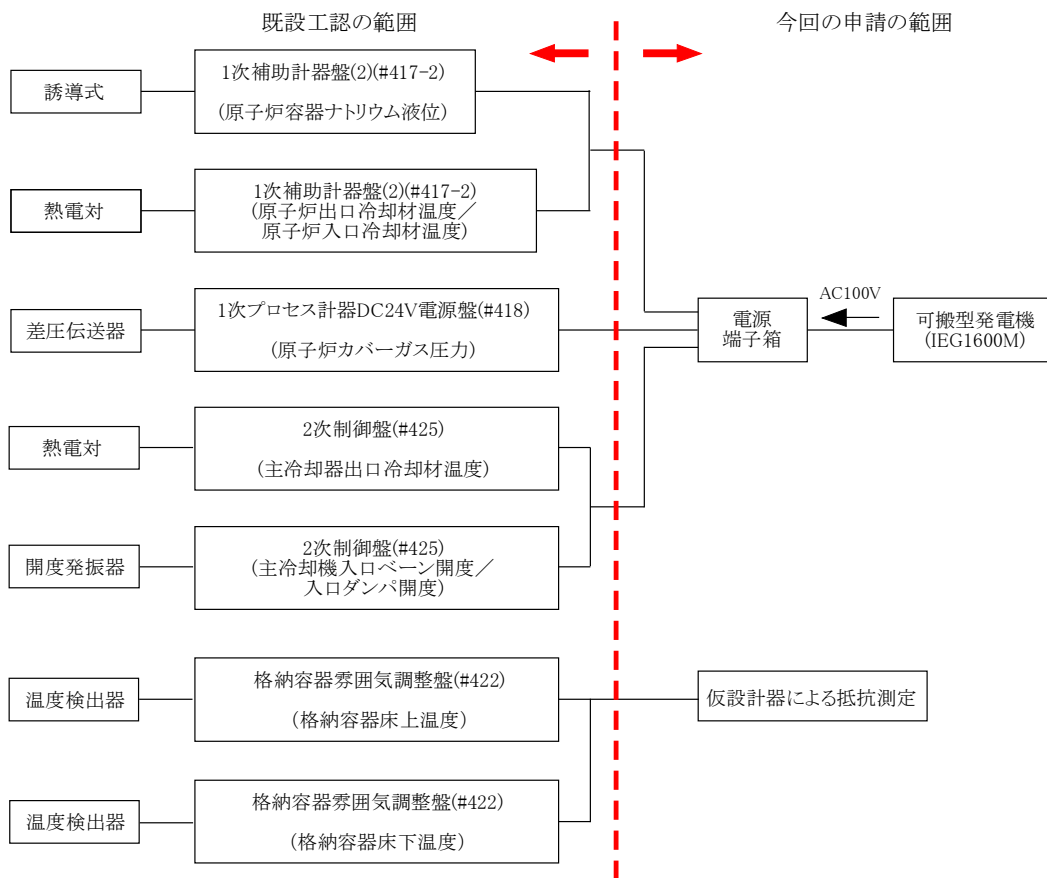


第1図 可搬型発電機移動ルート

可搬型発電機の保管場所は、第4倉庫及び第二使用済燃料貯蔵建物西側倉庫（物置）とし、共通原因により保管場所が同時に損壊することを防止する。また、燃料は危険物倉庫及び第二使用済燃料貯蔵建物西側倉庫（物置）に保管し、適宜、給油する。

核物質防護情報が含まれているため公開できません。

第2図 仮設電源ケーブル敷設図（中央制御室盤配置）



第3図 仮設計器等の接続イメージ

1. 燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の手順

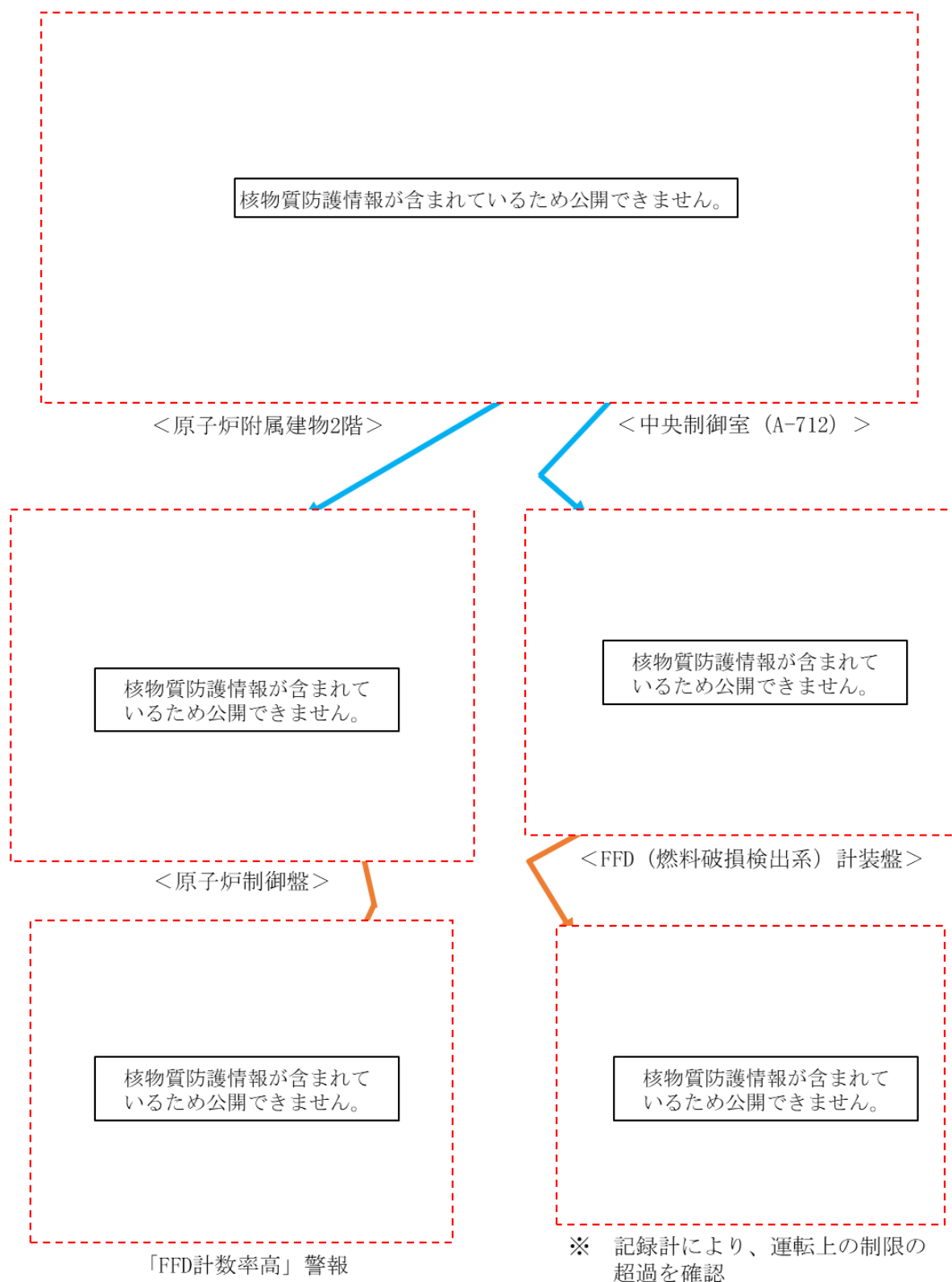
1.1 操作手順

- (1) 当直長は、燃料破損検出系の警報が発報し、その指示値が原子炉施設保安規定に定める運転上の制限（カバーガス法燃料破損検出設備：バックグラウンドの値の 10 倍の計数率）を超過したことを確認した場合は、運転員に以下の操作を実施させる。
- (2) 手動スクラムボタンによる原子炉手動停止を行う。
- (3) 上記の操作を実施しても制御棒又は後備炉停止制御棒が挿入できない場合は、以下の①～③の全ての操作を順次実施し、制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により、制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する。なお、いずれか一つの操作が有効であれば、制御棒又は後備炉停止制御棒が挿入され、原子炉は停止する。
 - ① 励磁制御棒全数スイッチを「切」とする。
 - ② 各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁スイッチを「切」とする。
 - ③ 各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁電源スイッチを「切」とする。
- (4) 制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により、制御棒又は後備炉停止制御棒の挿入ができない場合は、各制御棒の駆動機構又は各後備炉停止制御棒の駆動機構スイッチを「挿入」として個別に挿入し、原子炉を停止する。
- (5) 原子炉カバーガス中の放射性物質を閉じ込めるため、1 次アルゴンガス系排気ラインの隔離弁を「全閉」にする。

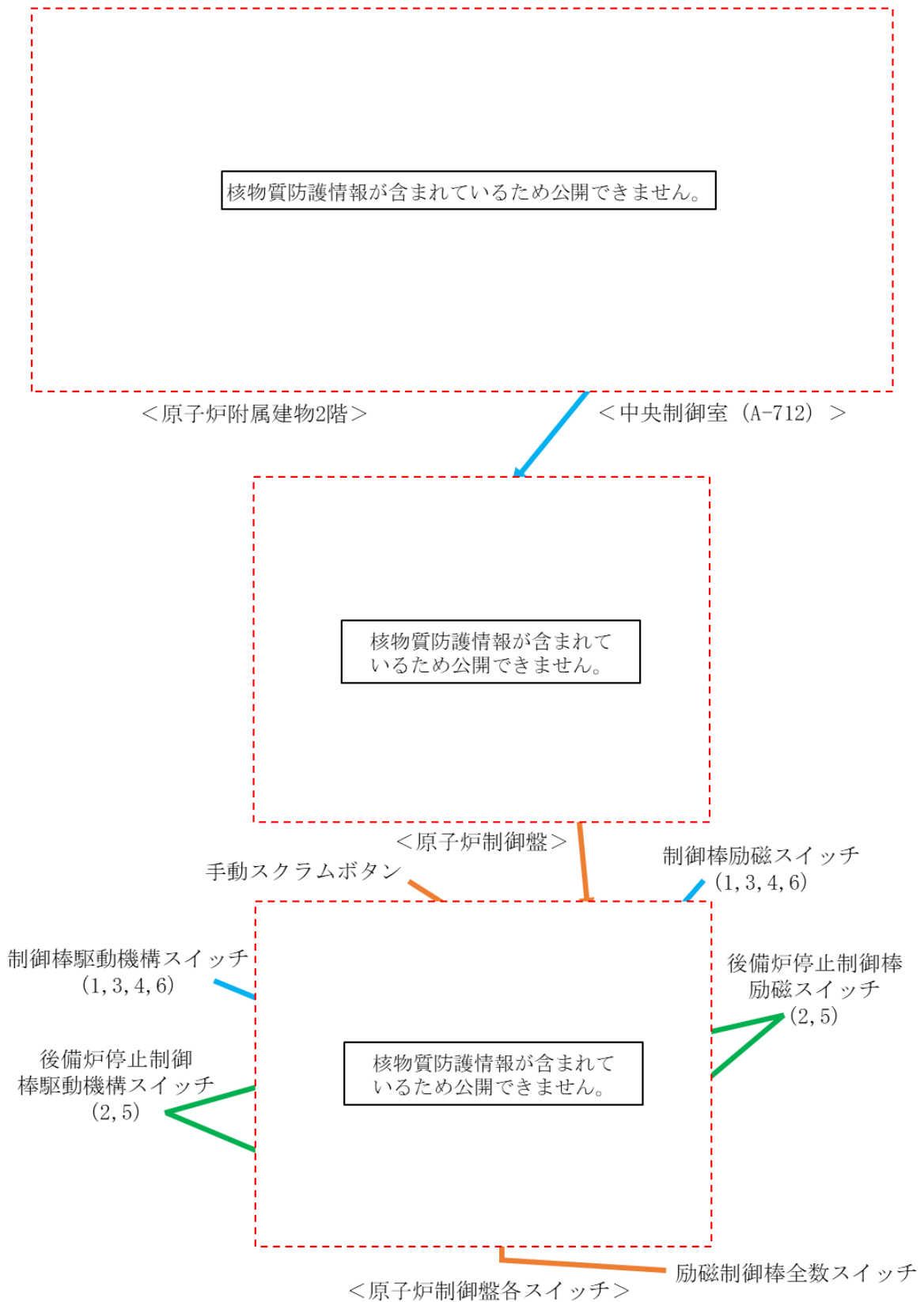
1.2 操作時間

1.1 の(1)から(4)の操作は、運転員 1 名により 20 分以内に行うことが可能である。この場合、燃料破損発生から運転員が原子炉を停止するまでに要する時間は、燃料破損検出系の検出時間約 40 分と運転員の操作時間約 20 分の合計 1 時間となる。

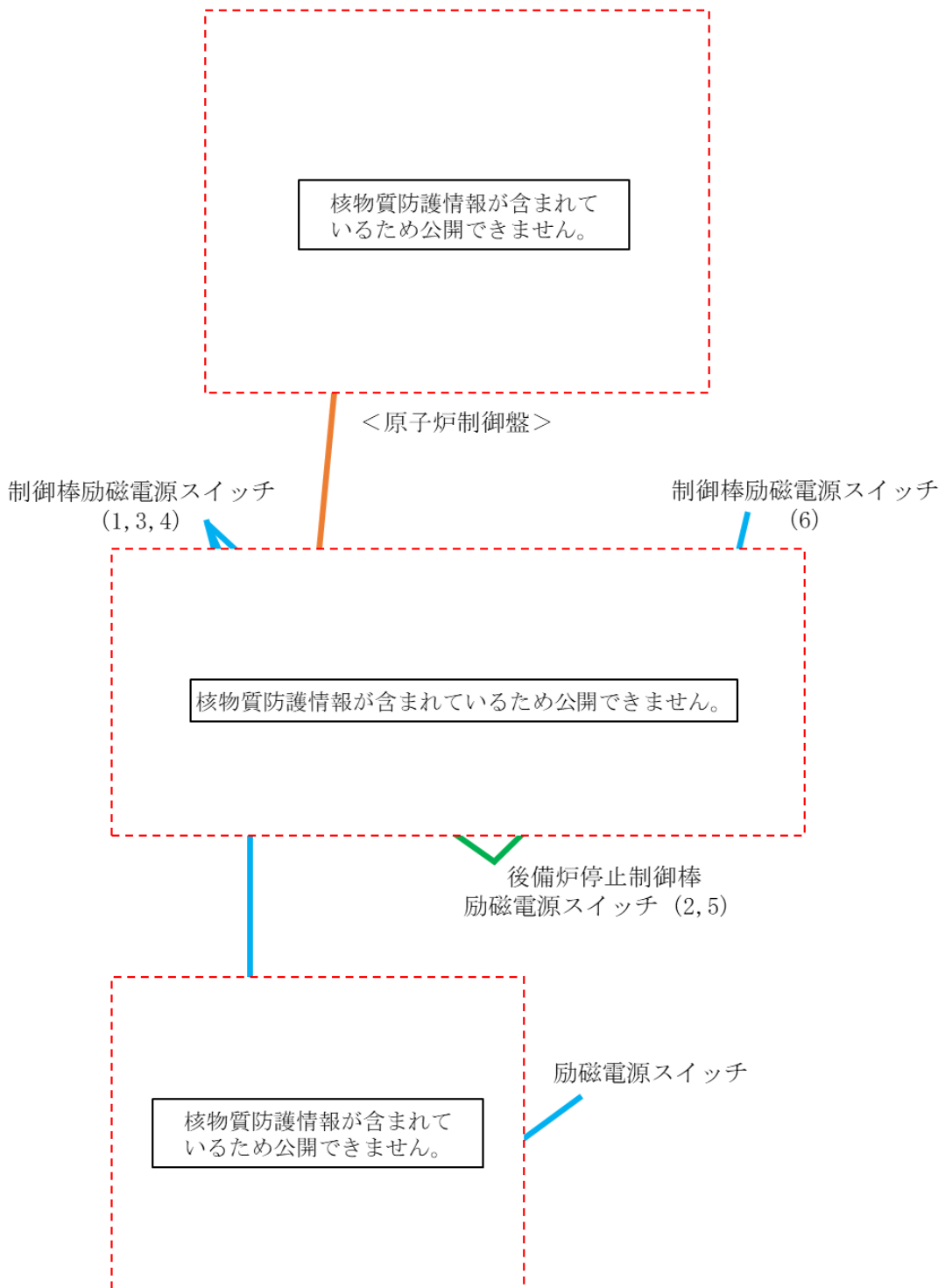
1.1 の(5)の操作は、運転員 1 名により 5 分以内に行うことが可能である。



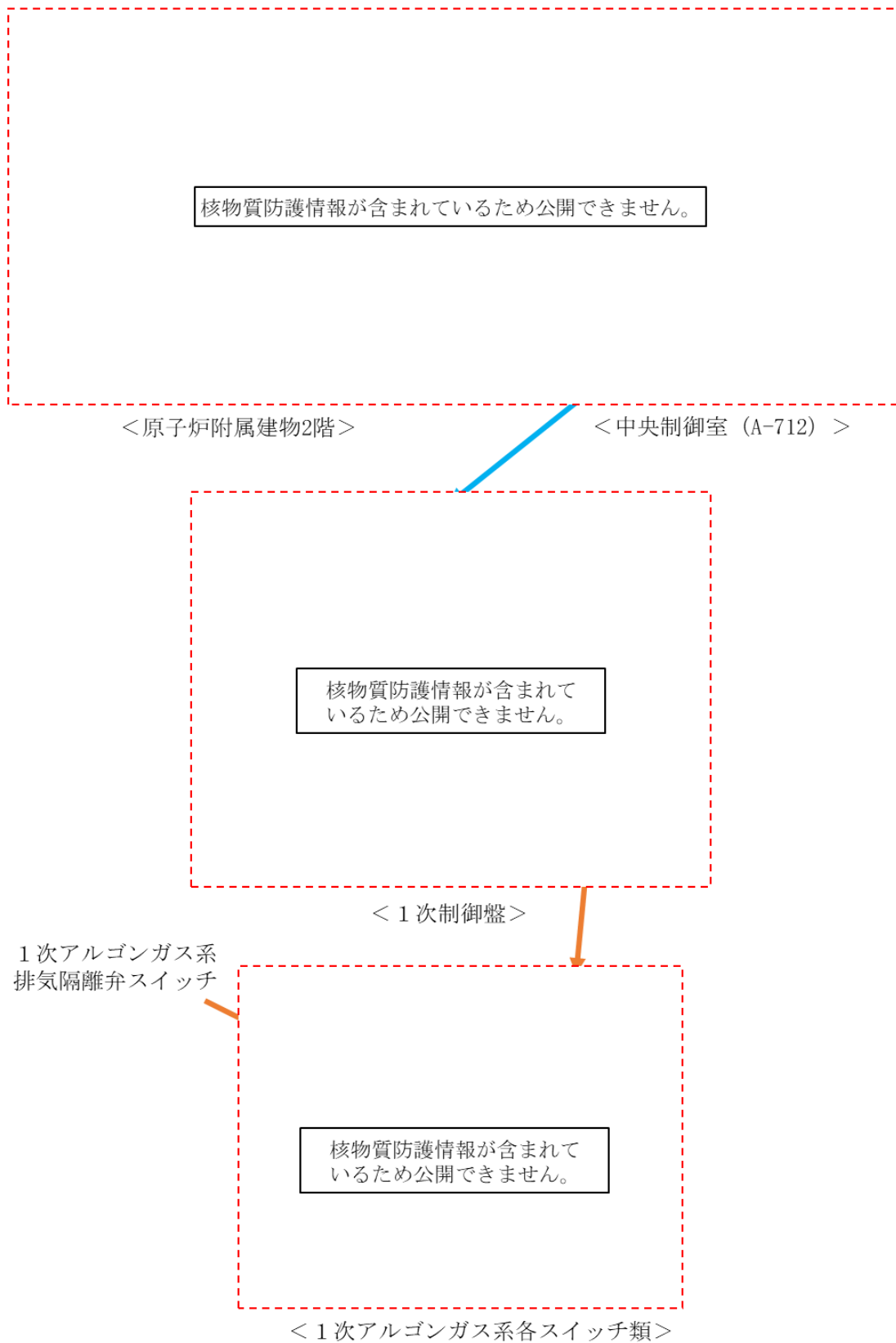
第1図 燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の操作手順に係る補足
(1/4：操作手順 (1))



第 1 図 燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の操作手順に係る補足
(2/4 : 操作手順 (2~4))



第 1 図 燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の操作手順に係る補足
(3/4 : 操作手順 (2~4))



第1図 燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の操作手順に係る補足
(4/4：操作手順 (5))

有効性評価における解析条件の設定

1. 解析条件設定の考え方

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

2. 共通解析条件

有効性評価の解析にあつては、以下に示す解析条件を使用する。

2.1 初期定常運転条件

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

2.2 原子炉保護系の特性

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

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

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

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

2.3 原子炉停止系統の特性

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

$\Delta k/k$ とし、原子炉停止機能喪失型の事故の解析では、後備炉停止制御棒の挿入により付加される負の反応度を $1.4\% \Delta k/k$ とする。また、解析では制御棒及び後備炉停止制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90% 挿入までの時間を 0.8 秒とし、崩壊熱除去機能喪失型の事故の解析では第 2.1 図に示す反応度挿入曲線を、原子炉停止機能喪失型の事故の解析では第 2.2 図に示す反応度挿入曲線を使用する。制御棒挿入におけるデラッチ遅れ時間は 0.2 秒とする。

2.4 反応度係数

解析で使用する反応度係数はノミナル値（最適評価値）を用いる。なお、不確かさの影響評価においては、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数： $\pm 20\%$ 、炉心支持板温度係数以外： $\pm 30\%$ ）を考慮し、解析結果が厳しくなるように、最大値又は最小値を用いる。

2.5 崩壊熱

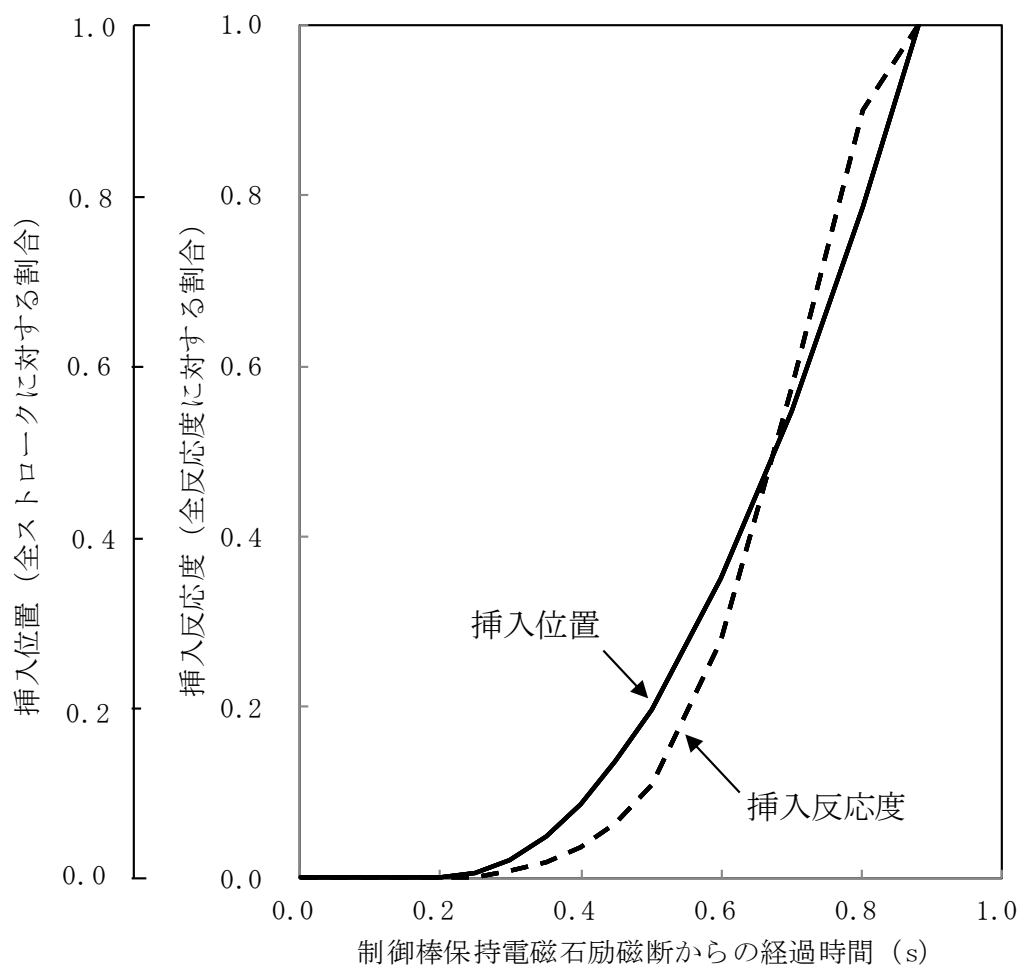
核分裂生成物、アクチニド及び構造材の放射化物の崩壊熱は、F P G S コードで計算されるノミナル値（最適評価値）を用いる。なお、不確かさの影響評価においては、計算値に安全余裕として 10% を見込んだ値を使用する。解析で用いる崩壊熱を第 2.3 図に示す。

第 2.1 表 解析に使用する原子炉トリップ設定値及び応答時間

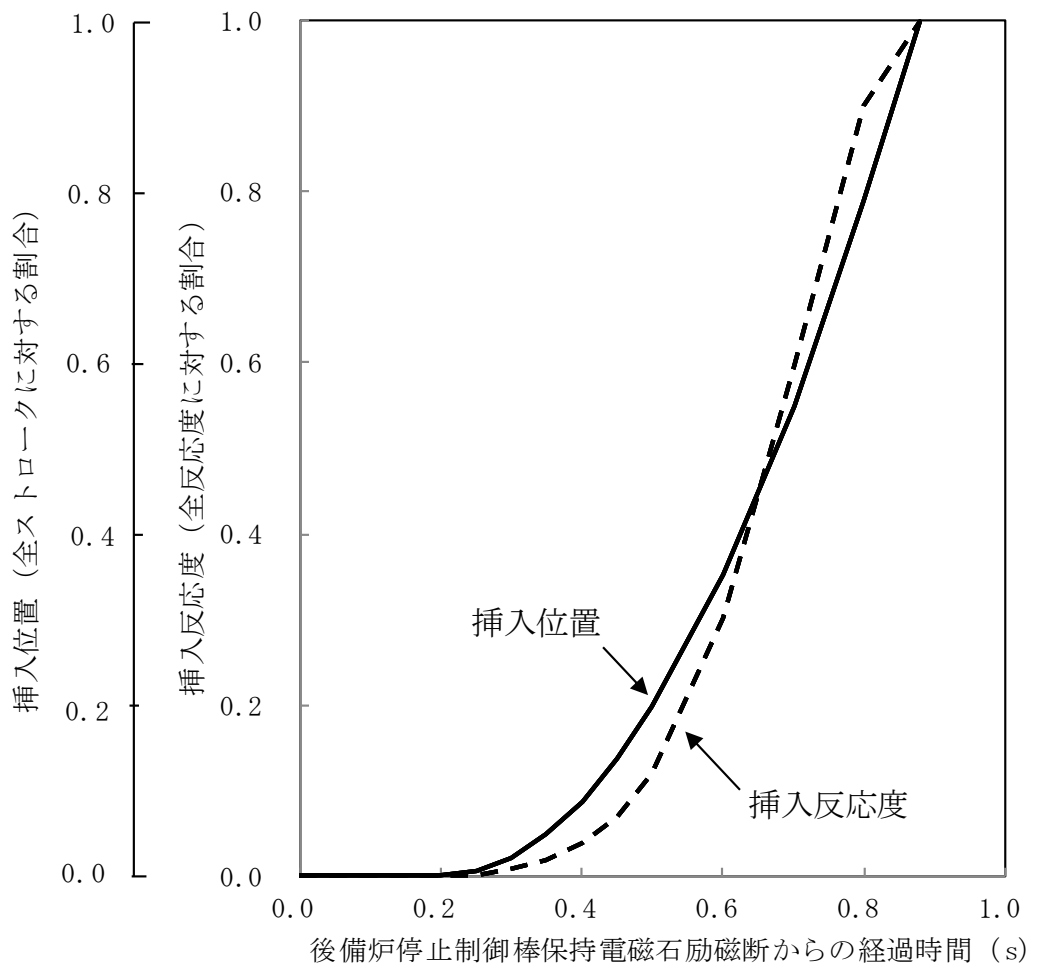
原子炉スクラム信号	有効性評価に用いた 原子炉トリップ設定値	不確かさの影響評価に用い た原子炉トリップ設定値	応答時間 (注 1)
1 次主循環ポンプトリップ	—	—	4.2 秒
原子炉出口冷却材温度高	464℃	474℃	3.4 秒
原子炉入口冷却材温度高	365℃	373℃	0.4 秒
炉内ナトリウム液面低	N s L-100mm (注 2)	N s L-140mm (注 2)	0.4 秒
電源喪失	—	—	1.2 秒

(注 1) 解析で用いる原子炉保護系の応答時間（プロセス量が解析上の原子炉トリップ設定値に達した時点から制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間）には、原子炉スクラム項目に対して、原子炉保護系の構成機器（リレー等）を抽出し、それらの仕様における動作時間の最大値を積算したものに、余裕等を考慮した値を用いる。また、後備炉停止系用論理回路の作動時間は 3 秒である。

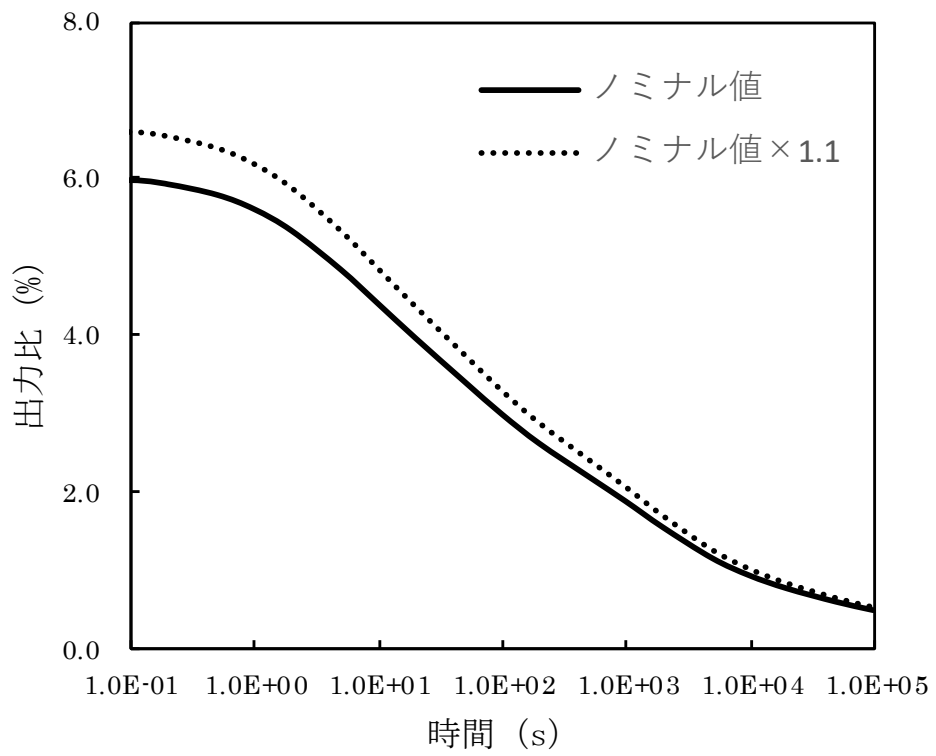
(注 2) N s L：原子炉容器通常ナトリウム液位



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



第 2.2 図 原子炉スクラム反応度挿入曲線
 (後備炉停止系：原子炉停止機能喪失型の事故解析で使用)



第 2.3 図 崩壊熱曲線

有効性評価の解析における炉心特性の設定

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

反応度係数

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

崩壊熱

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

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

有効性評価の補足説明

目 次

- 別添 1： 配管の漏えい口の大きさについて
- 別添 2： 「1次冷却材漏えい事故」における配管破損規模の想定について
- 別添 3： UTOP の有効性評価における制御棒の異常な引抜きによる反応度添加率の設定について
- 別添 4： 制御棒及び後備炉停止制御棒の落下速度による影響について

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、 $D/t \leq 127$ となることを踏まえて式(2)を展開すると次式となる。

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

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

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

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

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

注) 既往知見^[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一覧

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. 原子炉冷却材バウンダリ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・ドレン系統※1	1次主循環ポンプ出口～原子炉容器入口（コールドレグ配管）	2B 配管 (D:60.5mm、t:3.5mm)	22	80

※1：1次冷却材漏えい事故で想定している破損

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

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等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。

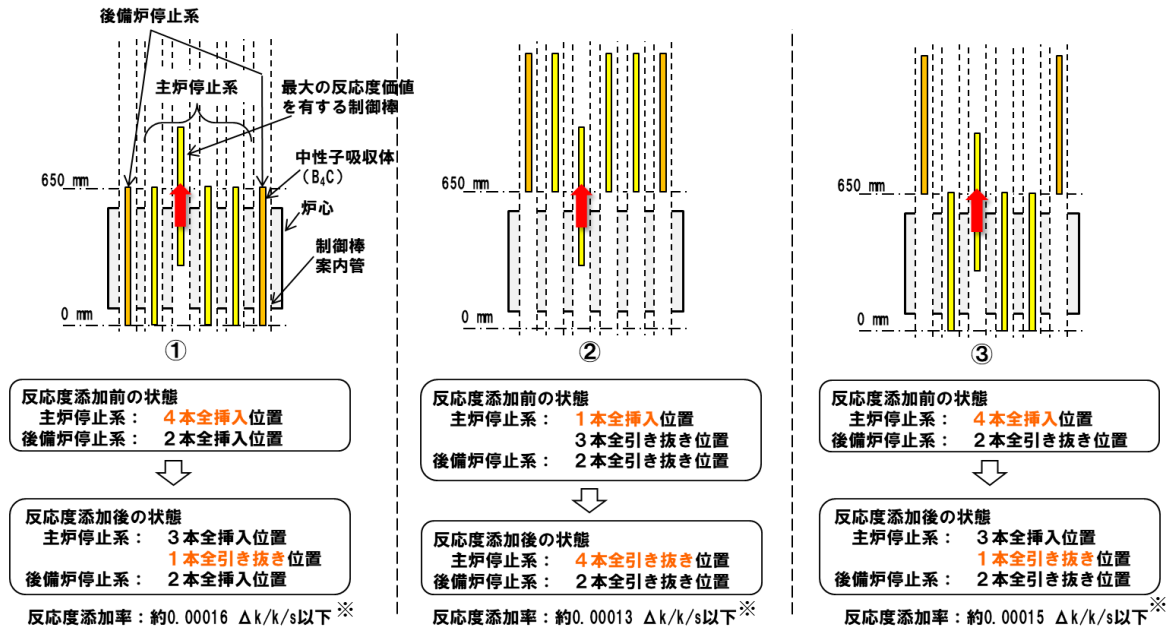
第1表 反応度添加率の設定

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）。

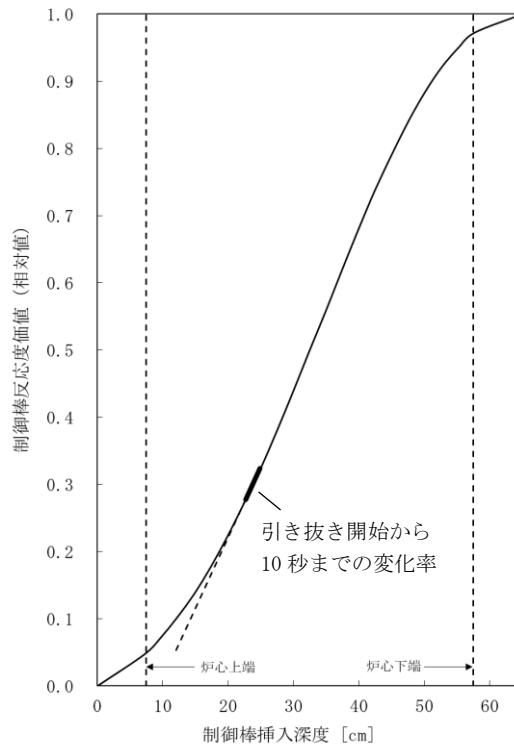
※2：後備炉停止制御棒全挿入時の反応度価値（第1図パターン①参照）。

※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）。



※：反応度値変化率が最大のときの反応度添加率を示す。

第1図 反応度値の設定における制御棒パターン



第2図 制御棒ストローク曲線

制御棒及び後備炉停止制御棒の落下速度による影響について

1. 概要

原子炉スクラム時において、制御棒及び後備炉停止制御棒は自重落下に加え、スプリングによる加速を受けて炉心に落下・挿入される。

ここでは、スプリング加速がない場合の落下速度（スクラム反応度曲線）及び炉心部最高温度評価への影響について述べる。

2. スプリング加速がない場合の落下速度

「常陽」の制御棒挿入性評価に用いている汎用機構解析コードADAMSによりスプリング加速がない場合の落下挙動を解析した。解析条件を第1表に示す。

制御棒デラッチ後の変位の時刻歴変化を第1図に示す。スプリング加速の有無による90%核的挿入時間までの挿入時間の差は約0.2秒であり、加速がない場合においても大きな時間遅れはない。

3. 落下速度による影響評価

3.1 解析条件

落下速度による炉心部最高温度評価への影響を確認するため、ADAMS解析ノミナル値に基づくスクラム反応度曲線（加速なしノミナルケース）及びその挿入速度を1/3倍（加速度：1/9倍）としたスクラム反応度曲線（加速なし保守ケース）を使用した場合の解析をSuper-COPDにより実施した。

ここで、加速なし保守ケースでは、設計基準地震動を超える地震として、Ss-D波による応答の1.2倍を想定し、その加振時における挿入速度を裕度をもって包絡するように挿入曲線を設定するものとする。Ss-D波による原子炉容器応答の1.2倍の加振時における制御棒挿入は、ADAMS解析では通常スクラム時（スプリング加速あり、加振なし）より挿入時間が遅れるものの、スプリング加速を考慮しないケースよりも挿入は早く（第2図）、スプリング加速を考慮しないケースが保守的となる。安全余裕として、スプリング加速を考慮しないケースに一定の上乗せをしたケースを仮定し、解析における挿入曲線とする。ここでは、工学的判断として落下速度を1/3に設定する。

影響評価に用いたスクラム反応度曲線を、炉心損傷防止措置の有効性評価に用いている後備炉停止系のスクラム反応度曲線（基本ケース）とともに、第3図に示す。加速なし保守ケースの90%核的挿入時間（デラッチ後）は、約1.8秒であり、基本ケース及び加速なしノミナルケースより約1.2秒遅延する。

原子炉停止機能喪失型の事象グループのうち、出力流量比が大きく上昇し、スクラム反応度曲線の影響が相対的に大きくなる以下の評価事故シーケンスの基本ケースを解析の対象とした。

- 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF) のうち1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (ULOF (iii))

3.2 解析結果

加速なしノミナルケース及び加速なし保守ケースのトレンドグラフをそれぞれ第4図、第5図に示す。影響評価結果のまとめを第2表に示す。加速なし保守ケースにおいては、基本ケースと比較し、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が共に約5°C高くなるが、影響は小さい。

4. まとめ

スプリング加速の有無による90%核的挿入時間までの挿入時間の差は約0.2秒であり、加速がない場合においても大きな時間遅れはない。

スプリング加速がない場合について、基準地震動 S_s を超える地震を裕度をもって包絡することも考慮し、挿入速度を解析値の1/3倍とした保守的なスクラム反応度曲線を用いた解析を実施した。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は共に約5°C高くなるが、落下速度による影響は小さいことを確認した。

第1表 ADAMS解析条件

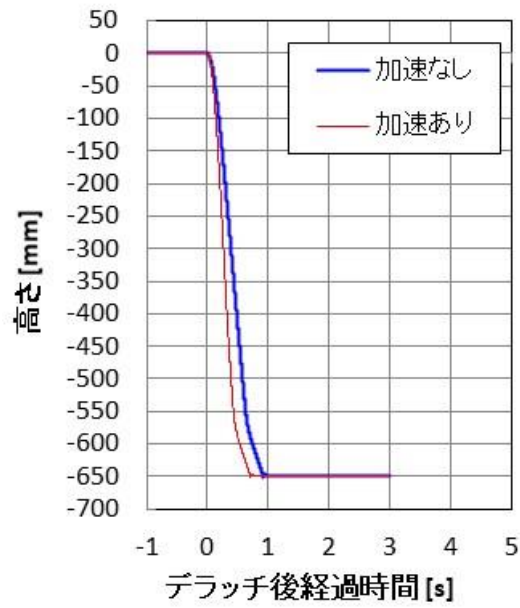
	スプリング加速あり	スプリング加速なし
スプリング加速	あり	なし
冷却材雰囲気	常温水中 ^{※1}	常温水中 ^{※1}
冷却材流量	158 L/min ^{※2}	158 L/min ^{※2}

※1 20℃として解析

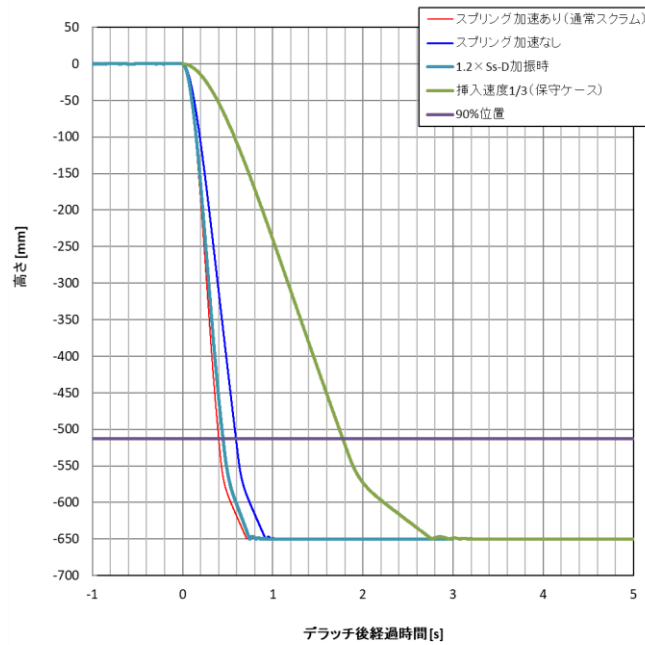
※2 390℃Na 換算で 2.26kg/s 相当

第2表 影響評価結果 (ULOF(iii))

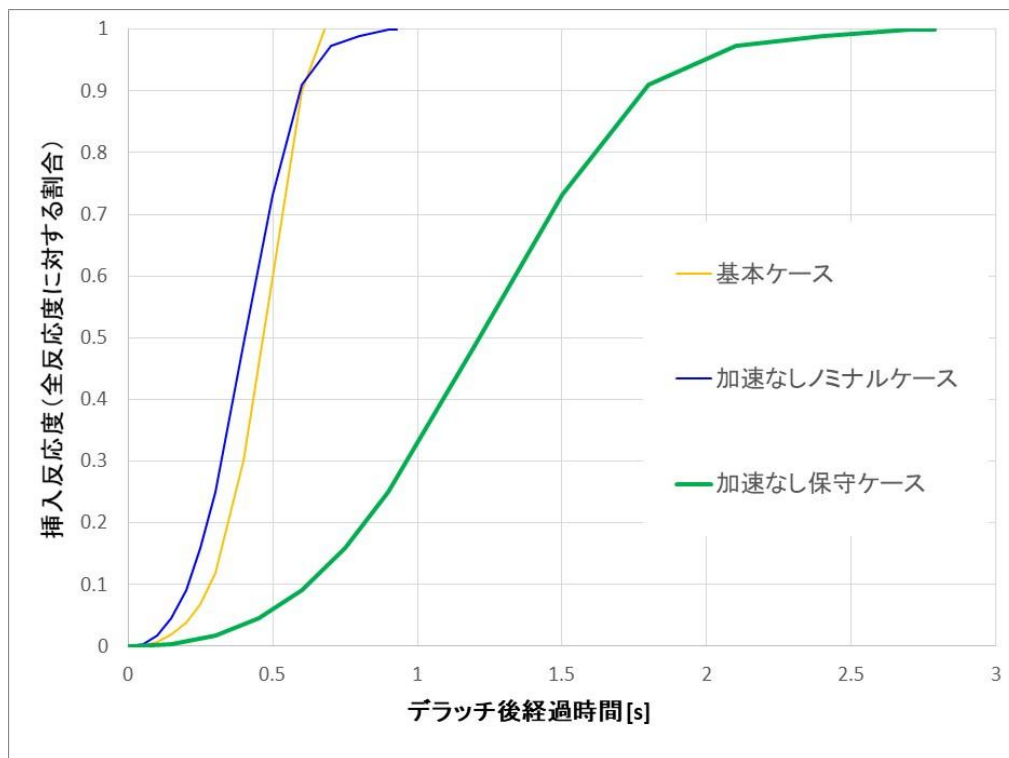
	基本ケース	加速なしノミナル ケース	加速なし保守ケー ス
燃料最高温度	約 1,800℃	約 1,800℃	約 1,800℃
被覆管最高温度 (肉 厚中心)	約 743℃	約 742℃	約 748℃
冷却材最高温度	約 741℃	約 740℃	約 746℃



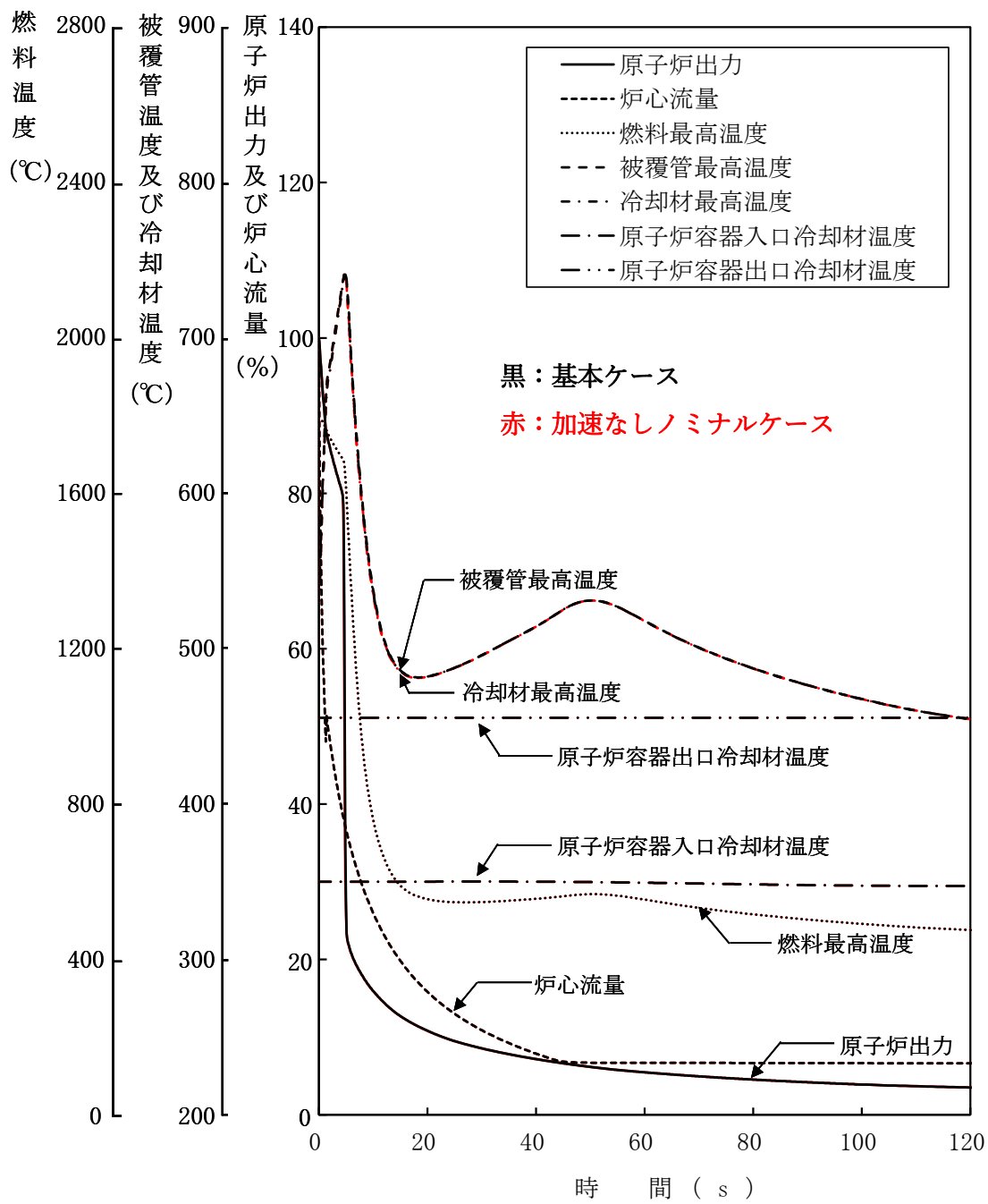
第1図 スプリング加速有無による挿入速度への影響



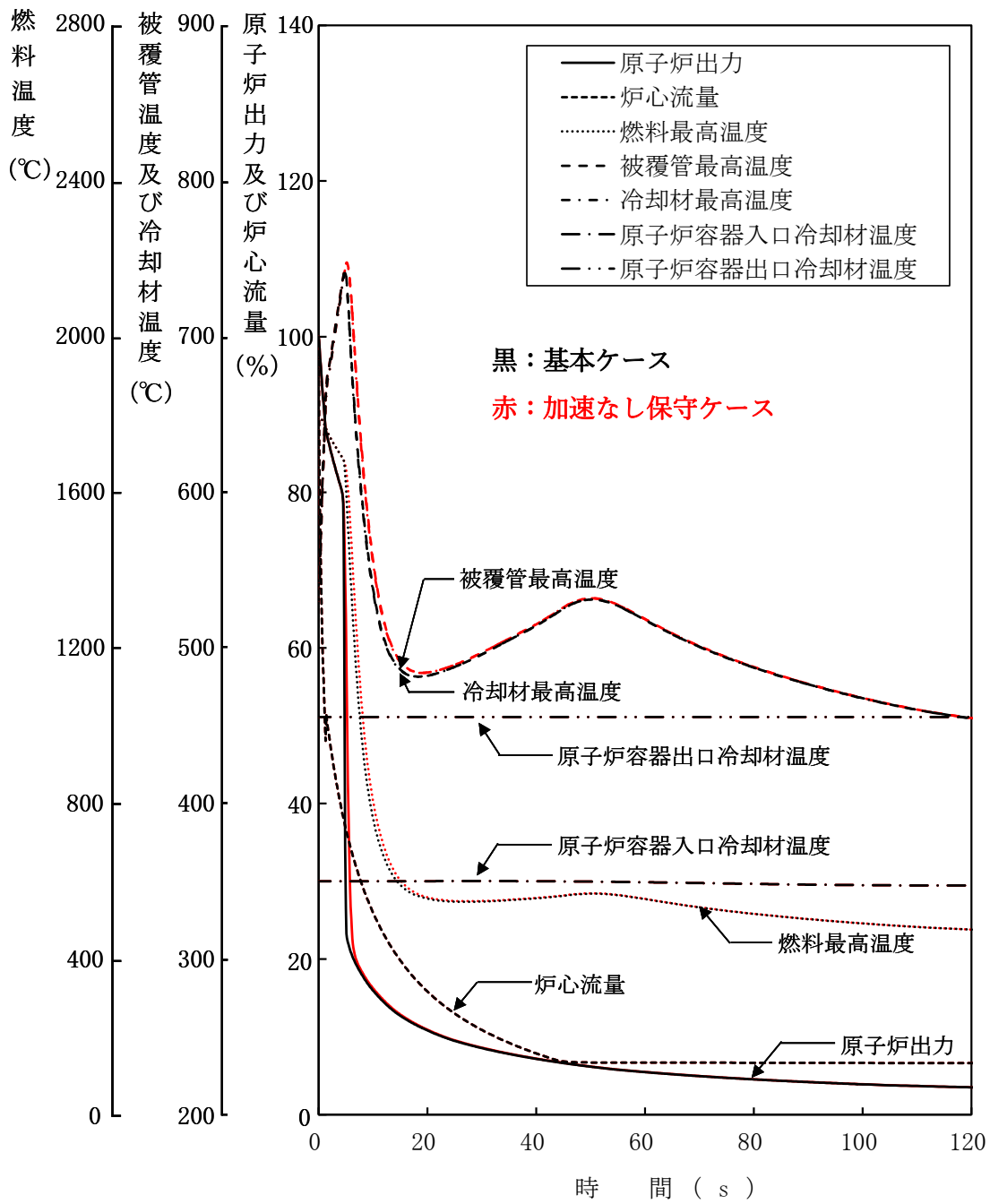
第2図 基準地震動 S_s を超える地震 ($1.2 \times S_s - D$) との比較



第3図 影響評価用スクラム反応度曲線



第4図 加速なしノミナルケース (ULOF(iii))



第5図 加速なし保守ケース (ULOF(iii))

以上