

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 13 条（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）

2022 年 7 月 15 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所高速実験炉部

第 13 条：運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

目 次

1. 要求事項の整理
2. 設置許可申請書における記載
3. 設置許可申請書の添付書類における記載
 - 3.1 安全設計方針
 - 3.2 気象等
 - 3.3 設備等
4. 要求事項への適合性
 - 4.1 安全評価に関する基本方針
 - 4.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る判断基準
 - 4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件
 - 4.4 運転時の異常な過渡変化
 - 4.5 設計基準事故
 - 4.6 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 13 条）への適合性説明

(別紙)

- 別紙 1 : 「炉心の変更」に関する基本方針
- 別紙 2 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定
- 別紙 3 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設
- 別紙 4 : 原子炉保護系に係る解析条件の設定
- 別紙 5 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における原子炉スクラム時の制御棒位置
- 別紙 6 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における反応度係数の組合せ
- 別紙 7 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における崩壊熱の設定
- 別紙 8 : 各事象の評価における燃料状態の設定の考え方
- 別紙 9 : MIMIR及びSuper-COPDの解析モデル

- 別紙 10 : 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」における原子炉出力の初期値の設定
- 別紙 11 : 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」における制御棒の挿入パターン
- 別紙 12 : 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の初期状態を途中出力とした場合の影響評価
- 別紙 13 : 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における反応度添加率の設定の考え方
- 別紙 14 : 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における崩壊熱除去運転移行後のプラント挙動
- 別紙 15 : 「1次主循環ポンプ軸固着事故」時のコーストダウン
- 別紙 16 : 「1次冷却材漏えい事故」における配管破損規模の想定
- 別紙 17 : 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析における解析条件等
- 別紙 18 : 「冷却材流路閉塞事故」の想定
- 別紙 19 : 「冷却材流路閉塞事故」の事象進展及び猶予時間
- 別紙 20 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象推移等の整理
- 別紙 21 : 設計基準事故に係る被ばく評価結果の整理

(添付)

- 添付 1 : 設置許可申請書における記載
- 添付 2 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (適合性)
- 添付 3 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (気象等)
- 添付 4 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (設備等)

< 概 要 >

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

1. 要求事項の整理

「常陽」の炉心は、増殖炉心（以下「MK-I炉心」という。）から照射用炉心（以下「MK-II炉心」という。）へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を140MWとした照射用炉心（以下「MK-III炉心」という。）に変更された。本申請では、更に変更を加え、熱出力を100MWとした照射用炉心（以下「MK-IV炉心」という。）を対象とする【「炉心の変更」に関する基本方針：別紙1参照】。試験炉設置許可基準規則第13条における要求事項等を第1.1表に示す。

第1.1表 試験炉設置許可基準規則第13条における要求事項
及び本申請における変更の有無（1/2）

要求事項	変更の有無
<p>1 試験研究用等原子炉施設は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成3年7月18日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）等に基づいて実施し、以下の判断基準を満たすこと。水冷却型研究炉以外の炉型についても、これを参考とすること。 ・ 必要な要件を満足する判断基準は以下のとおり。 <p><第61条で準用するナトリウム冷却型高速炉の場合></p> <ul style="list-style-type: none"> イ 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。 ロ 冷却材は沸騰しないこと。 ハ 燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること。 	有

第 1.1 表 試験炉設置許可基準規則第 13 条における要求事項
及び本申請における変更の有無 (2/2)

要求事項	変更の有無
<p>二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。</p> <p>イ 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。</p> <p>ロ 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること。</p> <p>ハ 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。</p> <p>【解釈】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 必要な要件を満足する判断基準は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> <第 61 条で準用するナトリウム冷却型高速炉の場合> <ul style="list-style-type: none"> イ 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。 ロ 原子炉格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。 ハ 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。 ・ 「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方による。 	有

2. 設置許可申請書における記載

添付 1 参照

3. 設置許可申請書の添付書類における記載

3.1 安全設計方針

(1) 設計方針

該当なし

(2) 適合性

添付 2 参照

3.2 気象等

添付 3 参照

3.3 設備等

添付 4 参照

※ 添付の朱書き：審査進捗を踏まえて記載を見直す箇所

4. 要求事項への適合性

4.1 安全評価に関する基本方針

原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように設計する。また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計とし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。なお、運転時の異常な過渡変化は、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。また、設計基準事故は、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」等を参考として、代表的事象を選定【運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定：別紙2参照】し、運転時の異常な過渡変化にあっては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。また、設計基準事故にあっては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、MS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能を第4.1.1表に示す【運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設：別紙3参照】。

第 4.1.1 表 解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
MS-1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体 (A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置
	1次冷却材漏えい量の低減機能	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管 (外側) 又はリークジャケット	① 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後の除熱機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプボニーモータ 2) 逆止弁 ② 2次主冷却系 1) 主冷却機 (主送風機を除く。)	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。) ③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。)
	放射性物質の閉じ込め機能	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	① 原子炉保護系 (スクラム) ② 原子炉保護系 (アイソレーション)	① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
	安全上特に重要な関連機能	① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1に関連するもの) ② 交流無停電電源系 (MS-1に関連するもの) ③ 直流無停電電源系 (MS-1に関連するもの)	① 関連する補機冷却設備
MS-2	放射線の遮蔽及び放出低減機能	① 外周コンクリート壁 ② アニュラス部排気系 1) アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィルタを除く。) ③ 非常用ガス処理装置 ④ 主排気筒 ⑤ 放射線低減効果の大きい遮蔽 (安全容器及び遮へいコンクリート冷却系を含む。)	
	事故時のプラント状態の把握機能	① 事故時監視計器の一部	

4.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る判断基準

(1) 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。「設置許可基準規則の解釈」に基づき、このことを判断する基準は以下のとおりとする。なお、具体的には、燃料中心最高温度（以下「燃料最高温度」という。）、被覆管最高温度（肉厚中心）及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、(i)～(iii)の基準を満足することを確認する。

- (i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。
- (ii) 冷却材は沸騰しないこと。
- (iii) 燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること。

熱設計基準値

- a. 燃料最高温度は、2,650℃とする。
- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、840℃とする。
- c. 冷却材最高温度は、910℃とする。

(2) 設計基準事故

想定された事象が生じた場合、炉心の熔融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。「設置許可基準規則の解釈」に基づき、このことを判断する基準は以下のとおりとする。なお、具体的には、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、(i)の基準を満足することを確認する。また、「1次冷却材漏えい事故」を除き、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、原子炉冷却材バウンダリが健全であり、その外側に位置する格納容器の機能が阻害されないことで、(ii)の基準を満足することを確認する。「1次冷却材漏えい事故」においては、格納容器内の圧力及び最高温度が、設計圧力及び設計温度を超えないことで、格納容器が健全であり、(ii)の基準を満足することを確認する。(iii)の基準において、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。

- (i) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。
- (iii) 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析にあつては、以下に示す解析条件を使用する。

4.3.1 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。定格出力は、熱出力を 100MW とし、1 次主循環ポンプ及び 2 次主循環ポンプが 100%の冷却材流量で運転されている状態として、主冷却機の主送風機が運転されることで、原子炉入口冷却材温度が約 350℃に、原子炉出口冷却材温度が約 456℃に制御されているものとする。ただし、1 次主冷却系の運転温度の初期値として、解析の結果が厳しくなるよう定格値に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いることとし、ホットレグ温度を 458℃、コールドレグ温度を 352℃とする。

4.3.2 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て、自動的に制御棒保持電磁石の電源装置からの電流が遮断される。制御棒保持電磁石の電流が遮断されると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 次主冷却系は、自然循環運転に移行し、主冷却機は、自然通風除熱により、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する。参考として、原子炉スクラム信号を受けて自動停止、あるいは自動動作する機器を第 4.3.1 表に示す。

原子炉トリップ信号の解析上の設定値は、計測誤差を考慮して余裕を見込んだものを用いる。また、プロセス量が解析上の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 4.3.2 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【原子炉保護系に係る解析条件の設定：別紙 4 参照】。

4.3.3 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挿入される【運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における原子炉スクラム時の制御棒位置：別紙 5 参照】。解析では、主炉停止系において、最も反応度価値の大きい制御棒 1 本が全引き抜き位置に固着して挿入されないものと仮定し、制御棒の挿入により付加される負の反応度を 5.0% $\Delta k/k$ とする。ここでは、後備炉停止系における後備炉停止制御棒の挿入に期待しない。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 秒とし、第 4.3.1 図に示す反応度挿入曲線を使用する。

4.3.4 反応度係数

解析で使用する反応度係数は計算精度等に対する適切な余裕を見込んだ値とする。第 4.3.3 表に解析に使用する反応度係数の値の範囲を示す。原子炉施設におけるドップラ係数、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はいずれも負の値となっている。使用に当たっては、解析結果が厳しくなるように、これらの最大値又は最小値を用いる。

なお、解析に当たってより厳しい結果を得るように、燃料温度係数は外乱により燃料温度が低下する場合にのみ、また、炉心支持板温度係数は原子炉容器入口冷却材温度が低下する場合にのみ、その最小値（絶対値が最大の負の値）を使用し、それ以外の場合は零とする【運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における反応度係数の組合せ：別紙 6 参照】。

4.3.5 崩壊熱

核分裂生成物及びアクチノイドの崩壊熱は、F P G S コードで計算される値に計算精度に対する適切な余裕を見込んだ値を用いる【運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における崩壊熱の設定：別紙 7 参照】。解析で用いる崩壊熱を第 4.3.2 図に示す。

4.3.6 解析に当たって考慮する事項

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するとともに、原則として事象が収束することが合理的に推定できる時点まで解析を行う【各事象の評価における燃料状態の設定の考え方：別紙 8 参照】。また、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等の MS に属する構築物、系統及び機器の動作に関しては、機能別に結果を最も厳しくする単一故障を仮定する。この場合、事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、故障を仮定しない。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。工学的安全施設の作動が要求される場合は、外部電源の喪失の有無を考慮に入れる。なお、ランバック制御による 1 次主循環ポンプの低速運転は考えない。また、事象の影響を緩和するために運転員の手動操作を考える場合は、適切な時間的余裕を考慮する。

第 4.3.1 表 原子炉トリップ信号発生時の動作

機器等	動作
原子炉保護系	原子炉スクラム信号発信
制御棒駆動機構	制御棒保持電磁石励磁断
1 次主循環ポンプ	ランバック制御運転（低速運転） 又はポニーモータ運転
2 次主循環ポンプ	停止
主送風機	停止

第 4.3.2 表 解析に使用する原子炉トリップ設定値及び応答時間

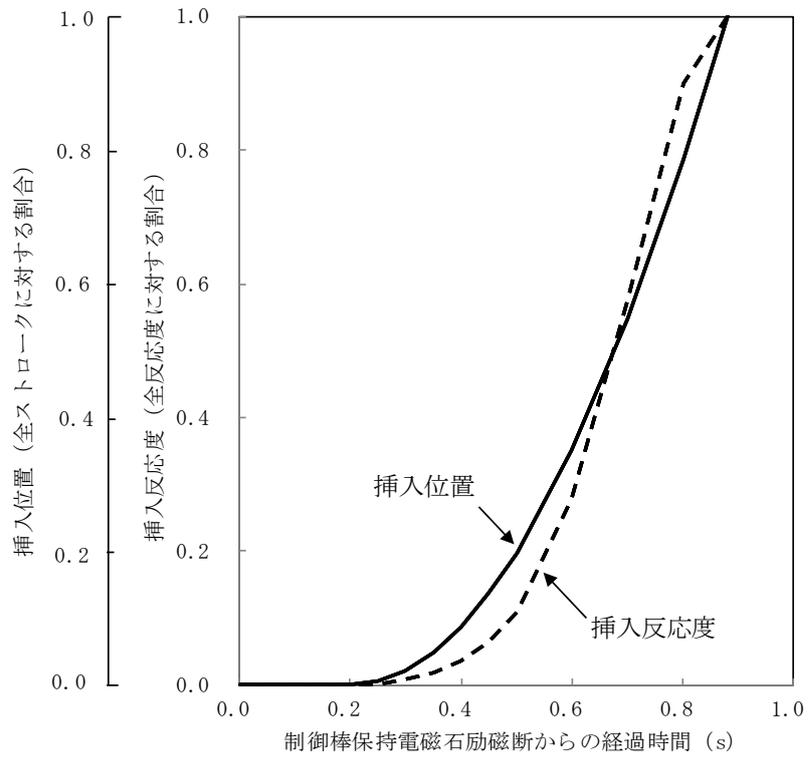
原子炉スクラム信号	解析に用いた原子炉トリップ設定値	応答時間（注 1）
中性子束高（出力領域）	107%（100MW に対して）	0.2 秒
原子炉入口冷却材温度高	373℃	0.4 秒
1 次冷却材流量低	77%（定格流量に対して）	0.4 秒
2 次冷却材流量低	77%（定格流量に対して）	0.4 秒
炉内ナトリウム液面低	NsL-140mm（注 2）	0.4 秒
電源喪失	—	1.2 秒

（注 1）プロセス量が原子炉トリップ設定値に達してから、制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間（むだ時間成分）を示す。なお、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間は、0.2 秒である。

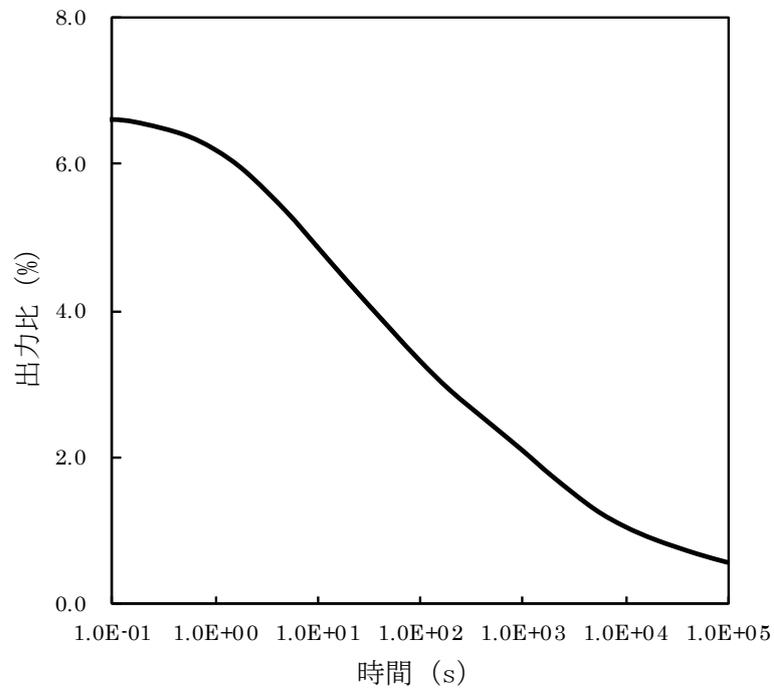
（注 2）NsL：原子炉容器通常ナトリウム液位

第 4.3.3 表 解析に使用する反応度係数

項目	反応度係数
ドップラ係数	$(-1.1 \sim -3.5) \times 10^{-3}$ (Tdk/dT)
燃料温度係数	$(-1.9 \sim -4.5) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
冷却材温度係数	$(-5.7 \sim -14) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
構造材温度係数	$(-0.76 \sim -1.8) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
炉心支持板温度係数	$(-9.9 \sim -19) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)



第 4.3.1 図 原子炉スクラム反応度挿入曲線



第 4.3.2 図 崩壊熱曲線

4.4 運転時の異常な過渡変化

4.4.1 代表的事象の選定

運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。事象の選定結果を以下に示す。

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - (i) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
 - (ii) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - (i) 1次冷却材流量増大
 - (ii) 1次冷却材流量減少
 - (iii) 外部電源喪失
 - (iv) 2次冷却材流量増大
 - (v) 2次冷却材流量減少
 - (vi) 主冷却器空気流量の増大
 - (vii) 主冷却器空気流量の減少

4.4.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

4.4.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の起動時に運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引き抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される現象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 原子炉起動時の制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに引き抜くよう操作手順を定める。
- (ii) 原子炉出力制御系により同時に 2 本以上の制御棒を引き抜けないようにし、かつ、制御棒の駆動速度は 13cm/min 以下に制限する。
- (iii) 下記の起動条件を満足しなければ制御棒の引抜きをインターロックによりブロックする。
 - a. 原子炉保護系の作動条件が全て解除されていること。
 - b. 全ての制御棒が全挿入位置にあること。
 - c. 起動系の中性子計数率が 2 チャンネルとも設定値以上であること。
- (iv) 以上の防止対策にもかかわらず制御棒の連続的な引き抜きが生じ、中性子束が増加し続けた場合は、起動領域及び中間領域における「炉周期短」並びに起動領域、中間領域及び出力領域における「中性子束高」の警報が中央制御室に発せられ、更に制御棒が引き抜かれた場合には、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。また、これらの原子炉スクラム回路が作動可能状態になれば制御棒の引き抜きをインターロックによりブロックする。

4.4.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コード MIMIR 及び Super-COPD により解析する【MIMIR 及び Super-COPD の解析モデル：別紙 9 参照】。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態として、原子炉は臨界状態で、原子炉出力は定格出力の $10^{-7}\%$ とする。また、炉心の冷却材流量は定格値の 100%、原子炉容器入口冷却材温度は 352℃ とする【「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」における原子炉出力の初期値の設定：別紙 10 参照】。
- (ii) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度 (13cm/min) で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は $5\phi/s$ とする【「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」における制御棒の挿入パターン：別紙 11 参照】。
- (iii) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、 $0.30W/cm^2C$ とする。

(iv) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(v) 原子炉の自動停止は「中性子束高(出力領域)」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。なお、起動領域、中間領域における「炉周期短」及び起動領域、中間領域における「中性子束高」信号による自動停止は無視することとする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第4.4.1図に示す。

異常発生後、約19秒で原子炉出力は「中性子束高(出力領域)」の設定値に達し、第4.3.2表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約234%である。ポンプの回転数が定格流量の約8%に相当する値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料中心最高温度(以下「燃料最高温度」という。)、被覆管肉厚中心最高温度(以下「被覆管最高温度」という。)及び冷却材最高温度は、それぞれ約 $1,270^\circ\text{C}$ 、約 470°C 及び約 470°C であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

4.4.2.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高(出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

4.4.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

4.4.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転している際に、運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引き抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される現象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに行うものとする。
- (ii) 原子炉出力制御系により同時に 2 本以上の制御棒を引き抜けないようにし、かつ、制御棒の駆動速度は 13cm/min 以下に制限する。
- (iii) 以上の防止対策にもかかわらず制御棒の連続的な引き抜きが生じた場合は、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に制御棒が引き抜かれた場合には、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

4.4.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする【「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の初期状態を途中出力とした場合の影響評価：別紙 12 参照】。
- (ii) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度 (13cm/min) で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は 5¢/s とする【「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における反応度添加率の設定の考え方：別紙 13 参照】。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の 107%、応答時間は 0.2 秒とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 4.4.2 図に示す。

異常発生後、約 1.2 秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第

4.3.2 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約110%である。ポンプの回転数が定格流量の約8%に相当する値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する【「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における崩壊熱除去運転移行後のプラント挙動：別紙14参照】。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,390℃、約630℃及び約620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

4.4.3.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高（出力領域）」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

4.4.4 1次冷却材流量増大

4.4.4.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの回転数が上昇し、炉心流量が異常に増大する現象として考える。

炉心流量が異常に増大すると、炉心の冷却材及び構造材の温度が低下して正の反応度が付加され原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 炉心流量の増大により原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高(出力領域)」又は「原子炉入口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

4.4.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの1次主循環ポンプの主電動機の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの1次冷却材流量が増大して、炉心の冷却材流量が瞬時に110%に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第4.4.3図に示す。

炉心流量の増大により、炉心の冷却材及び構造材の温度が低下して正の反応度が付加さ

れ、原子炉出力は定格出力の約 104%まで上昇するが、その後、ドップラ効果等による負の反応度の付加により定格出力近傍まで緩やかに低下し静定する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度は約 2,410℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は初期値を超えない。

4.4.4.3 結論

この過渡変化では、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

4.4.5 1次冷却材流量減少

4.4.5.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの主電動機が停止して、1次冷却材流量が減少する現象として考える。

1次冷却材流量が減少すると炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 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)。
- (iii) 1次主循環ポンプの主電動機が停止した場合、「1次主循環ポンプトリップ」及び「1次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

4.4.5.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの1次主循環ポンプの主電動機が停止し、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ものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「1次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第4.4.4図に示す。

1ループの1次主循環ポンプの主電動機の停止と同時に他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も停止する。両ループの冷却材流量は減少し、約2.6秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し、第4.3.2表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約700℃及び約690℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

4.4.5.3 結論

この過渡変化では、「1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

4.4.6 外部電源喪失

4.4.6.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、送電系統の故障や電気設備の故障などにより系統機器の動力の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱される現象として考える。

この場合、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、1次冷却材流量、2次冷却材流量及び主冷却器空気流量が減少して炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに非常用電源が確保され、崩壊熱除去運転に移行して、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 電源設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 一般電源系は独立した2系統の母線で構成し、単一の母線が故障しても補機の電源の全ては失われないものとする。
- (iii) 外部電源喪失時は非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源系及び直流無停電電源系により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。
- (iv) 直流及び交流無停電電源系は、それぞれ蓄電池2組を持ち、蓄電池1組でそれぞれの系統の全負荷に2時間連続して給電できる容量を持つとともに、速やかに負荷投入できる設計とする。
- (v) 非常用ディーゼル電源系は、ディーゼル発電機2台を持ち、1台で全必要負荷に給電できる容量を持つとともに、外部電源喪失後30秒で負荷投入が可能な設計とする。したがって、蓄電池の放電終了前に余裕をもって蓄電池の充電を行うことができる。
- (vi) 外部電源喪失が生じた場合は、「電源喪失」、「1次主循環ポンプトリップ」、「1次冷却材流量低」、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (vii) 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。
- (viii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

4.4.6.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 一般電源系の電源が全て同時に失われるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 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。
- (v) 単一故障として、1ループにおける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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第4.4.5図に示す。

電源喪失が発生すると、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、約1.2秒後に「電源喪失」信号により原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約650℃及び約640℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

4.4.6.3 結論

この過渡変化では、「電源喪失」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

4.4.7 2次冷却材流量増大

4.4.7.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプの回転数が上昇し、2次冷却材流量が異常に増大する現象として考える。

2次冷却材流量が異常に増大すると、主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

4.4.7.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの2次主循環ポンプの電動機の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、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として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 4.4.6 図に示す。

1 ループの 2 次冷却材流量の増大により、当該ループの主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力は定格出力の約 106% まで上昇するが、その後、ドップラ効果等による負の反応度の付加により低下し、定格出力近傍で静定する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,440°C、約 630°C 及び約 620°C であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

4.4.7.3 結論

この過渡変化では、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

4.4.8 2次冷却材流量減少

4.4.8.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプが停止して、2次冷却材流量が減少する現象として考える。

2次冷却材流量が減少すると、主中間熱交換器の1次側出口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 2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2次冷却材の流体慣性により、ポンプ停止の際の2次冷却材流量の減少率を小さくする。
- (iii) 2次主循環ポンプが停止した場合、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

4.4.8.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの2次主循環ポンプが停止するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「2次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 4.4.7 図に示す。

1 ループの 2 次主循環ポンプが停止すると、当該ループの冷却材流量は減少し、約 1.9 秒後に「2 次冷却材流量低」の設定値に達し、第 4.3.2 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で 1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃ 及び約 610℃ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

4.4.8.3 結論

この過渡変化では、「2 次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

4.4.9 主冷却器空気流量の増大

4.4.9.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材温度制御系の故障等の原因により主冷却機のベーン、ダンパが全開状態となり、主冷却器空気流量が異常に増大する現象として考える。

主冷却器空気流量が異常に増大すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 計測制御設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

4.4.9.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの主冷却機1台のベーン、ダンパが全開となり、当該主冷却器の空気流量が瞬時に最大流量に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、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として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 4.4.8 図に示す。

1 ループの主冷却器空気流量が異常に増大すると、当該ループの主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器の除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇する。異常発生後、約 80 秒で原子炉出力は「中性子束高 (出力領域)」の設定値に達し、第 4.3.2 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間 (解析では 0.2 秒) 経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,440°C、約 630°C 及び約 620°C であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

4.4.9.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高 (出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

4.4.10 主冷却器空気流量の減少

4.4.10.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により主送風機が停止して、主冷却器空気流量が減少する現象として考える。

主冷却器空気流量が減少すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 主送風機、電源設備、送風機補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇すると、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

4.4.10.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 主送風機1台が停止するとともに、当該ループの他の1台の主送風機も同時に停止し、当該ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベル(定常運転時の約3%)まで減少するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 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 373°C 、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 4.4.9 図に示す。

1 ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少すると、当該ループの主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱量が低下する。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約 90 秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第 4.3.2 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃ 及び約 620℃ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

4.4.10.3 結論

この過渡変化では、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

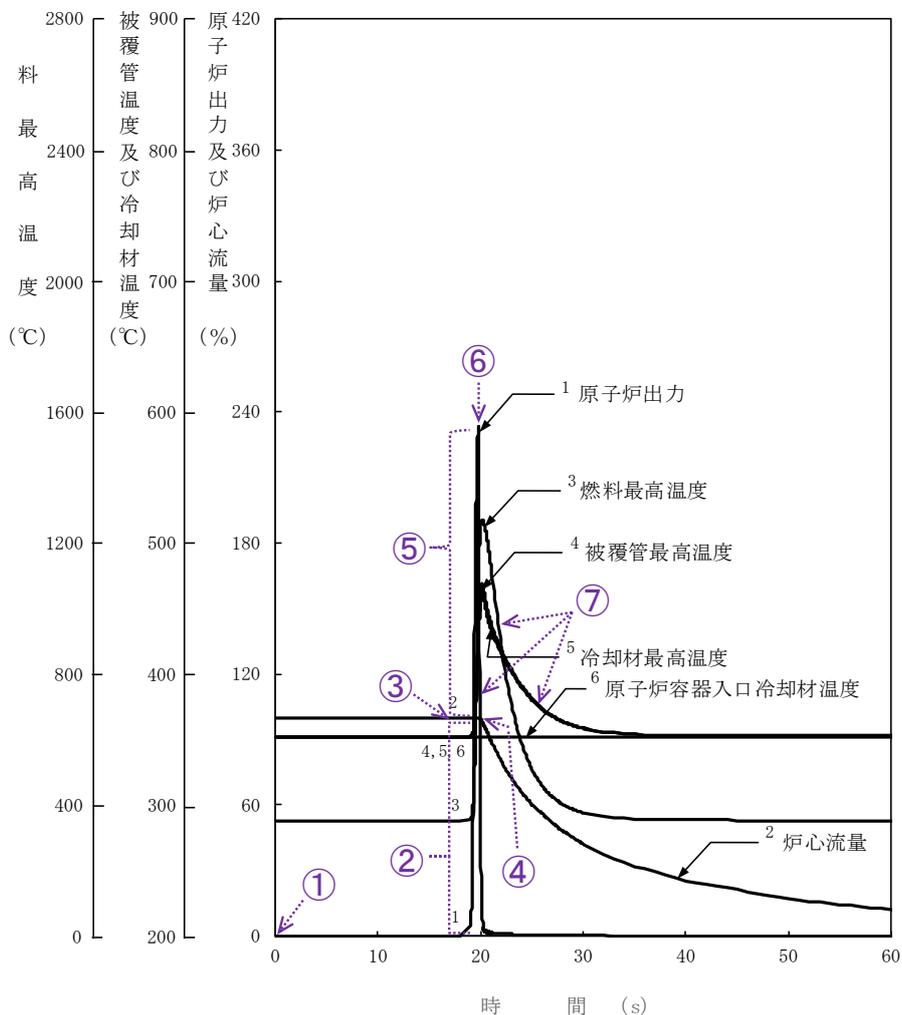
・主な事象推移

<起因事象>

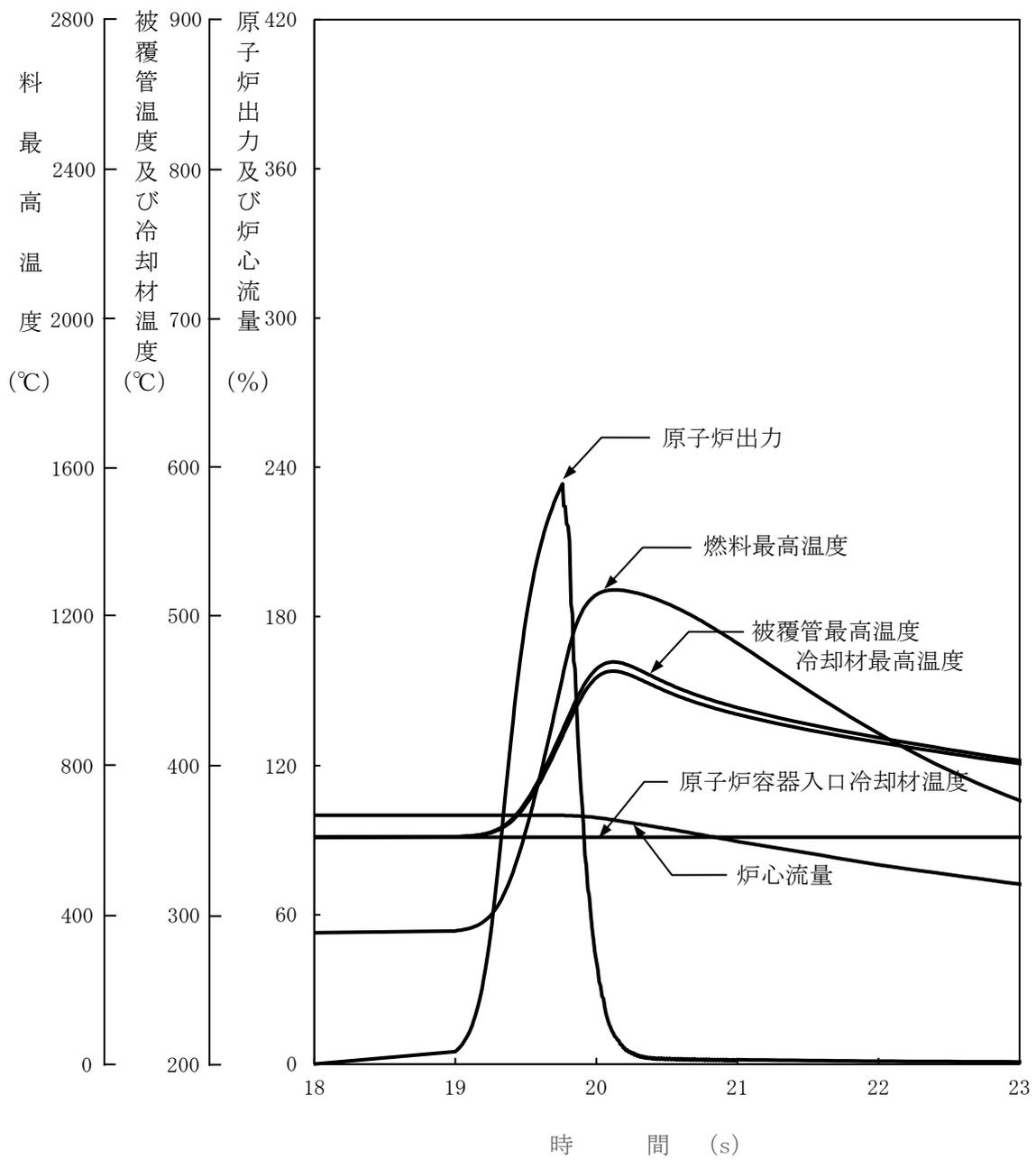
- ① 制御棒1本の誤引抜き発生（ランプ状の正の反応度（反応度添加率：5¢/s）が投入）
- ② 制御棒誤引抜きにより正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ③ 約19秒後に原子炉出力107%（原子炉トリップ設定値）到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ④ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ⑤ 原子炉トリップ設定値到達後、オーバシュートにより原子炉出力が定格出力の約234%まで上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ⑥ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下



第 4. 4. 1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き (1/2)



第 4. 4. 1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き (2/2)

・主な事象推移

<起因事象>

① 制御棒1本の誤引抜き発生（ランプ状の正の反応度（反応度添加率：5¢/s）が投入）

<原子炉スクラムまでの事象推移>

② 制御棒誤引抜きにより正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇

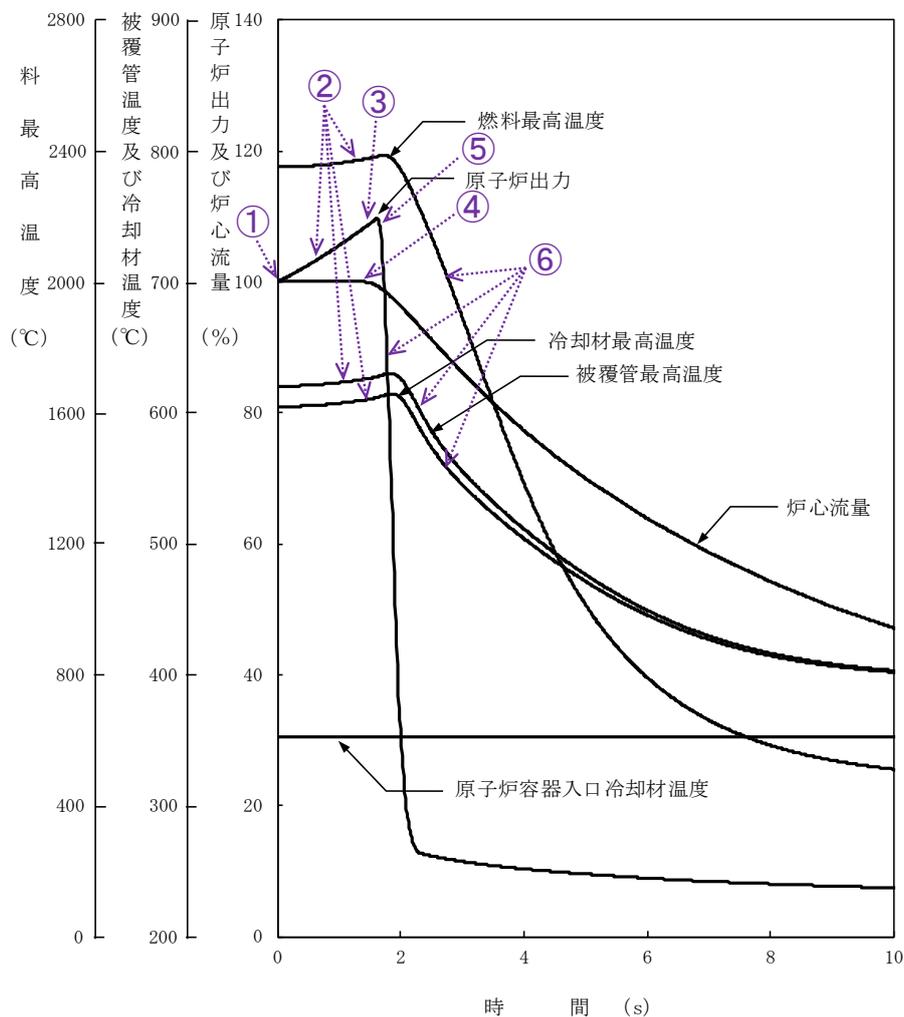
③ 約1.2秒後に原子炉出力107%（原子炉トリップ設定値）到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

④ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始

⑤ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始

⑥ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下



第 4. 4. 2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

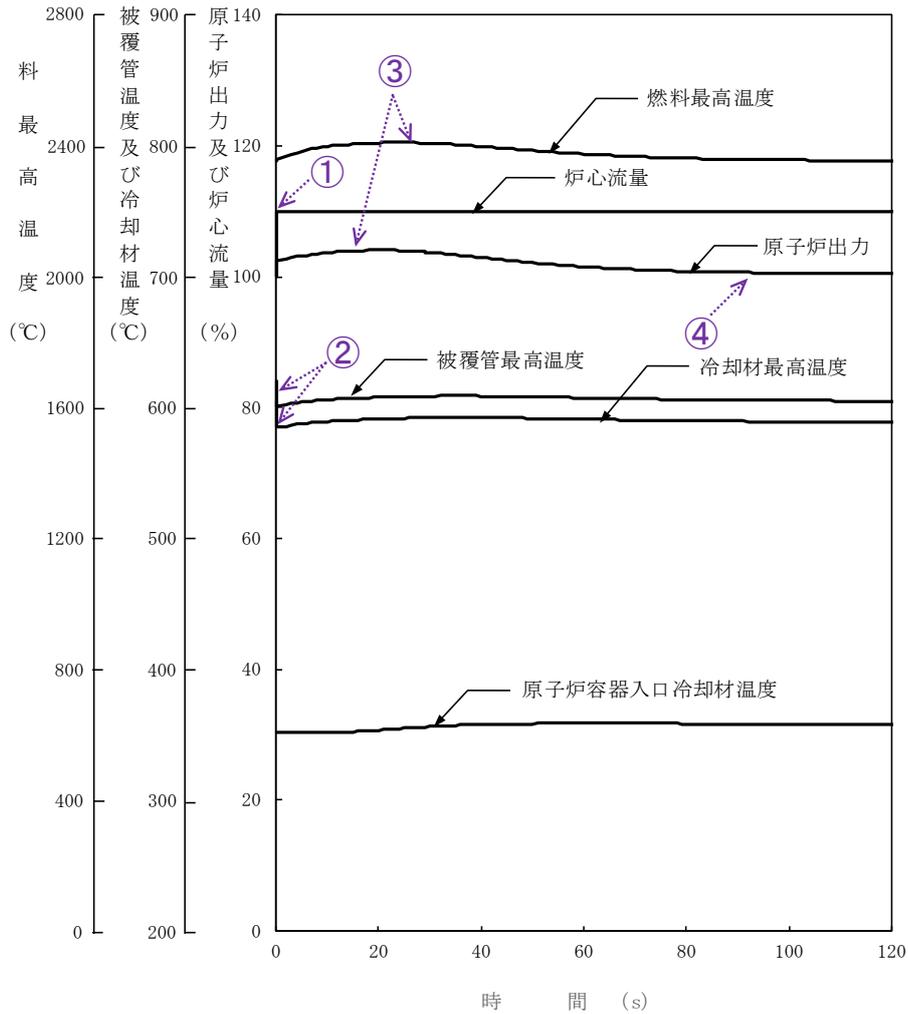
・主な事象推移

<起因事象>

- ① 1次主循環ポンプの回転数の上昇発生（炉心流量が瞬時に110%に増大）

<起因事象発生後の事象推移>

- ② 炉心流量の増大により炉心の冷却材及び構造材の温度が低下
- ③ 炉心の冷却材及び構造材の温度低下により正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い燃料温度が上昇
- ④ ドップラ効果等による負の反応度の付加により原子炉出力は、定格出力近傍まで緩やかに低下し静定



第 4. 4. 3 図 1 次冷却材流量増大

・主な事象推移

<起因事象>

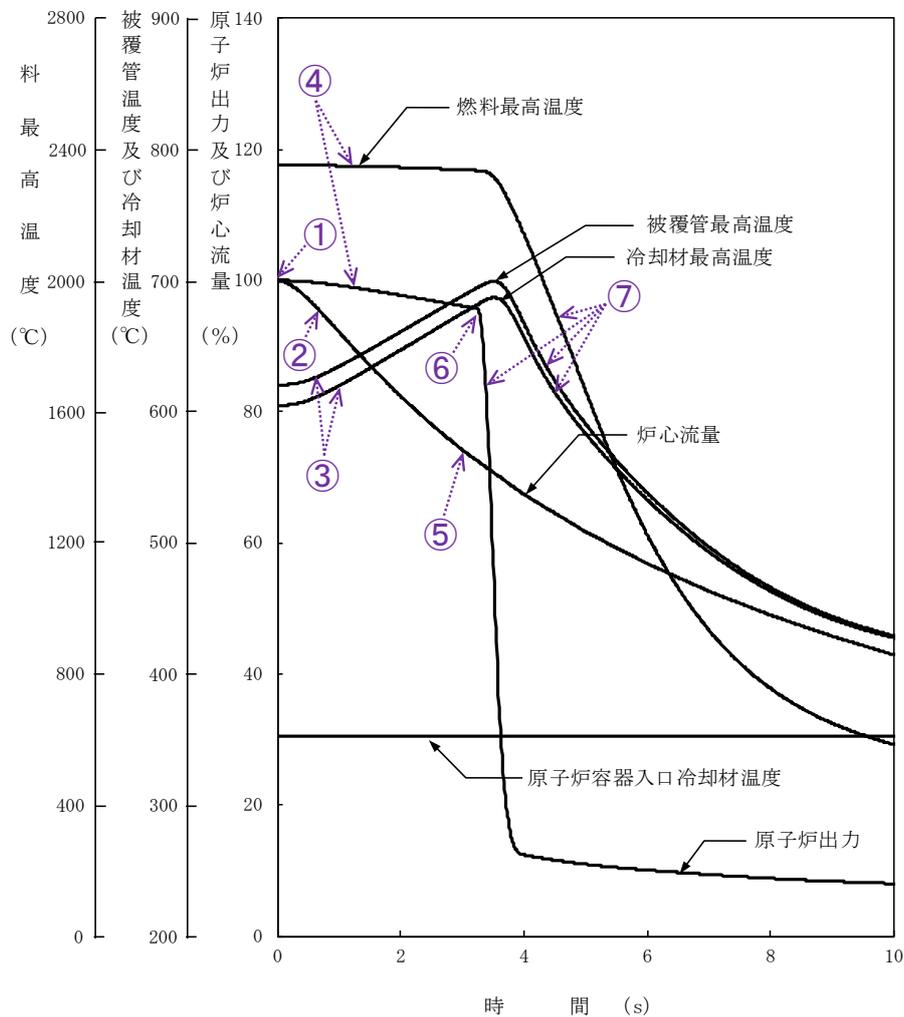
- ① 1次主循環ポンプの主電動機の停止発生（1次冷却材流量が減少）

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ③ 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約2.6秒後に1次冷却材流量77%（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑥ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下



第 4. 4. 4 図 1 次冷却材流量減少

・主な事象推移

<起因事象>

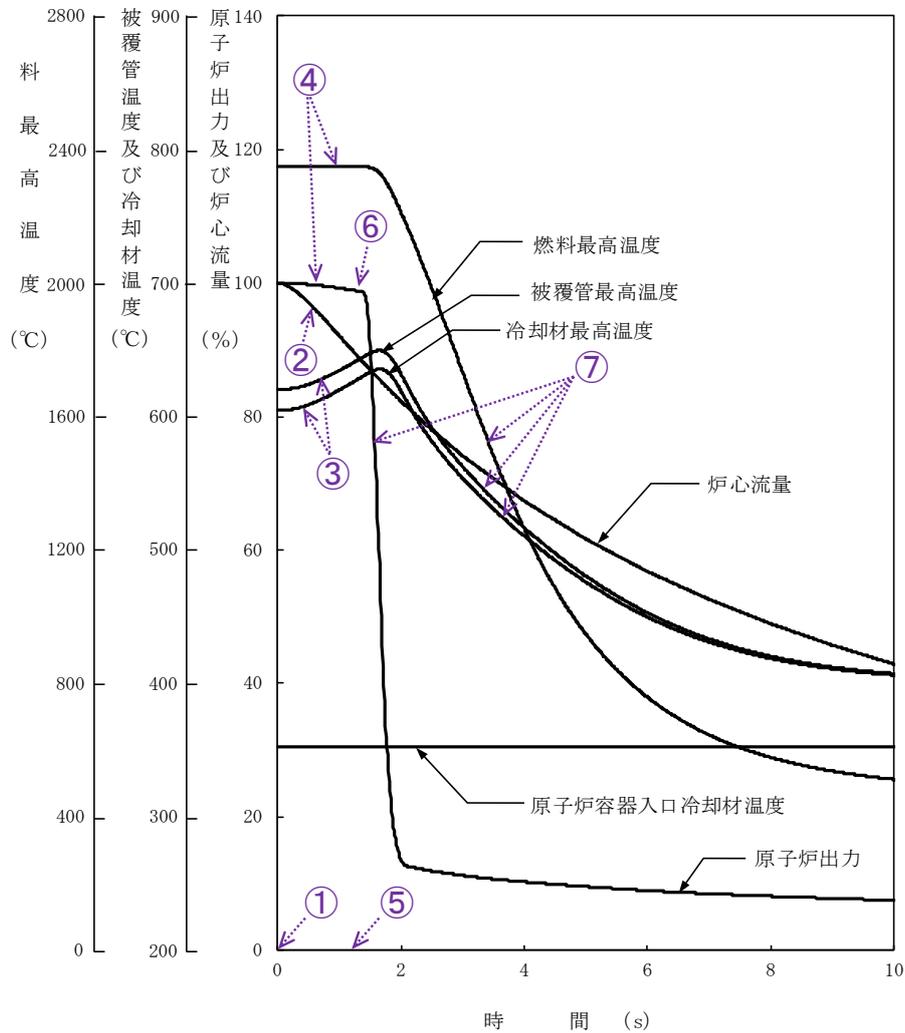
- ① 外部電源喪失発生（1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失）発生

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ③ 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約1.2秒後に電源喪失信号による原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑥ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下



第 4. 4. 5 図 外部電源喪失

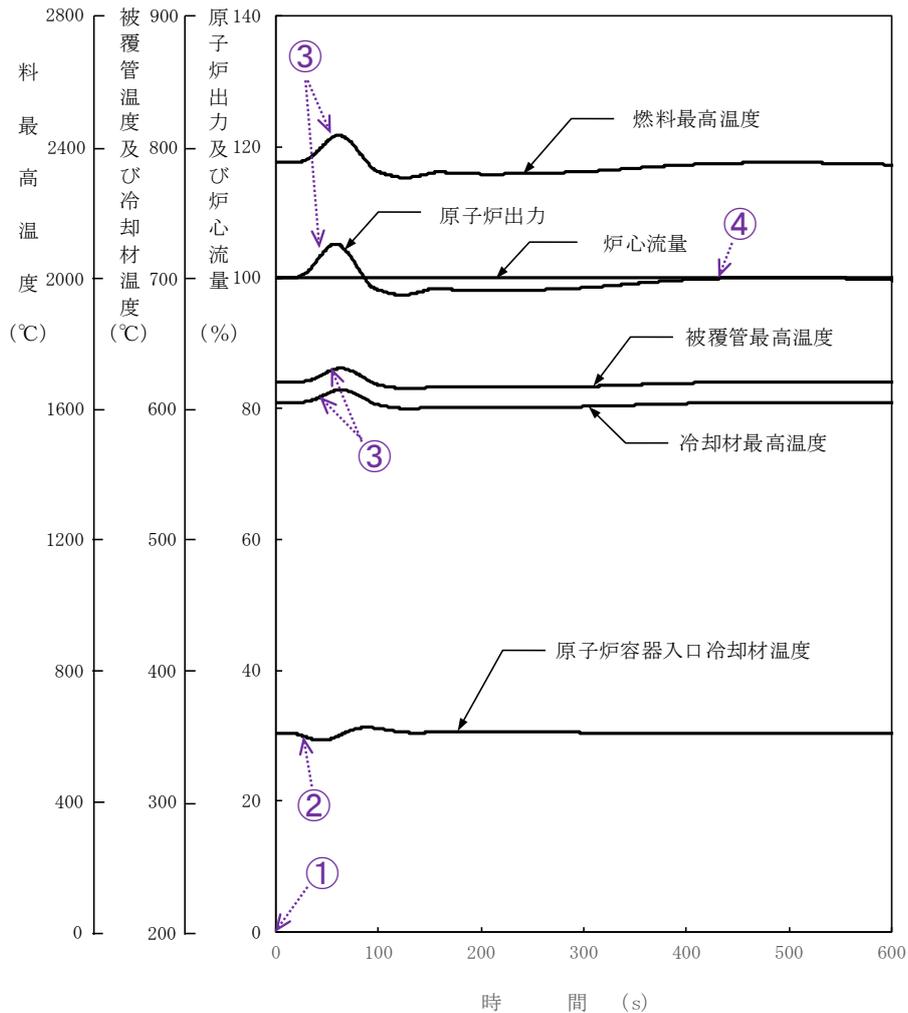
・主な事象推移

＜起因事象＞

- ① 2次主循環ポンプの回転数の上昇発生（当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大）

＜起因事象発生後の事象推移＞

- ② 2次冷却材流量の増大により当該ループの主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下
- ③ 原子炉容器入口冷却材温度の低下により原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ④ ドップラ効果等による負の反応度の付加により原子炉出力は低下し、定格出力近傍で静定



第 4. 4. 6 図 2 次冷却材流量増大

・主な事象推移

<起因事象>

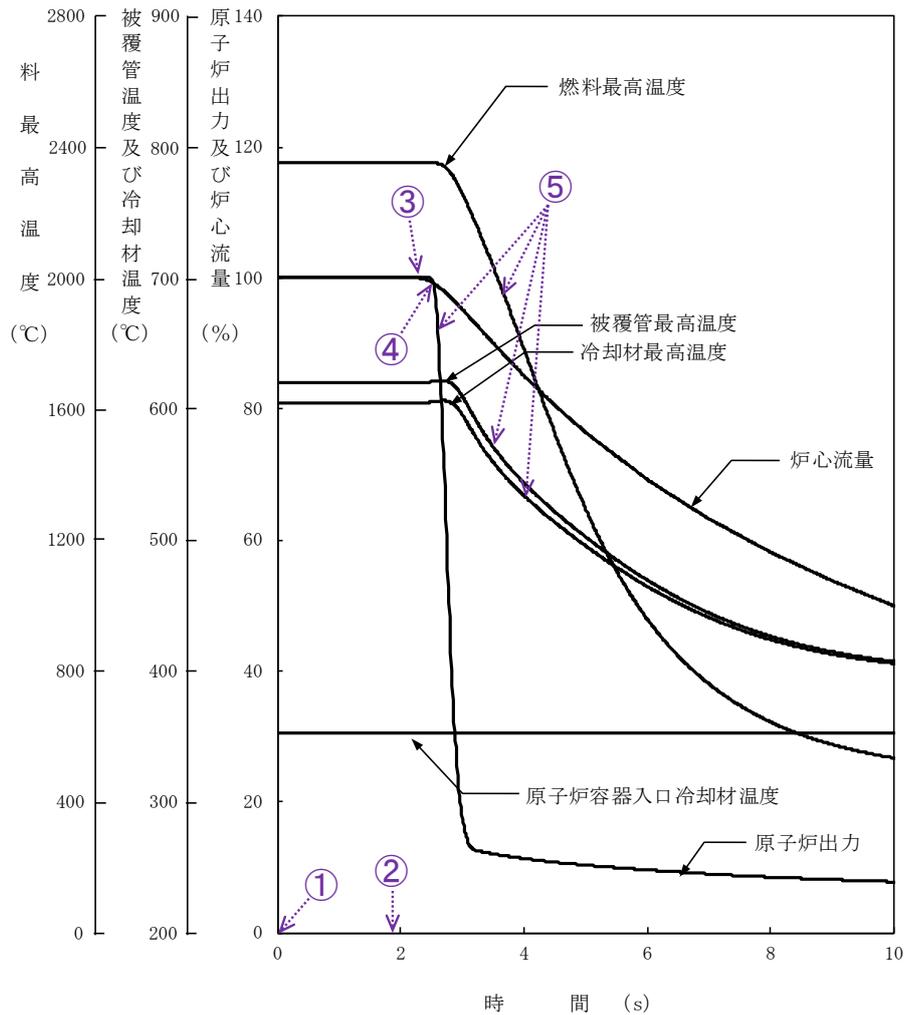
- ① 2次主循環ポンプの停止発生（2次冷却材流量が減少）

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 約1.9秒後に2次冷却材流量77%（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ③ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ④ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑤ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下



第 4. 4. 7 図 2 次冷却材流量減少

・主な事象推移

<起因事象>

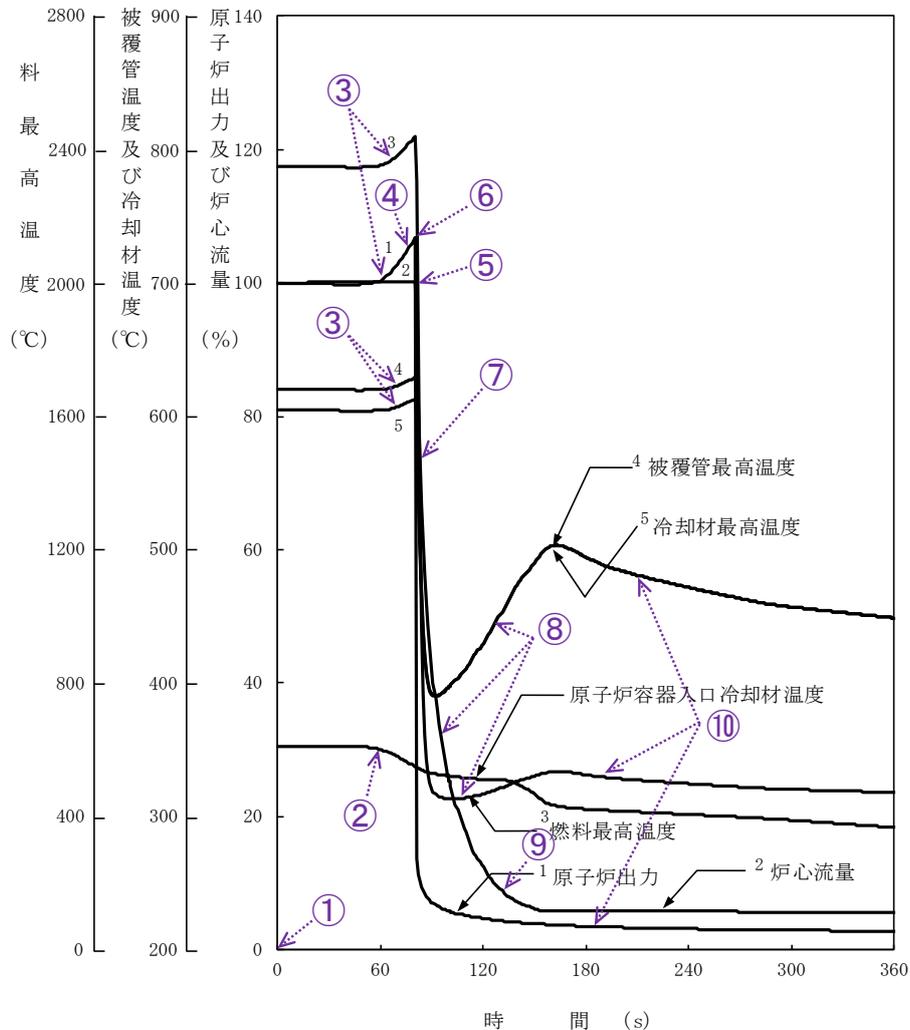
- ① 1台の主冷却機のベーン及びダンパの全開発生（主冷却器空気流量が増大）

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 主冷却器空気流量の増大により当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下
- ③ 原子炉容器入口冷却材温度の低下により正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ④ 約80秒後に原子炉出力107%（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑤ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ⑥ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- ⑧ 炉心流量の低下（原子炉出力/炉心流量比の増大）により各部の温度が上昇
- ⑨ 1ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎ
- ⑩ 原子炉出力の低下（原子炉出力/炉心流量比の低下）に伴い各部の温度が低下



第 4. 4. 8 図 主冷却器空気流量の増大

・主な事象推移

<起因事象>

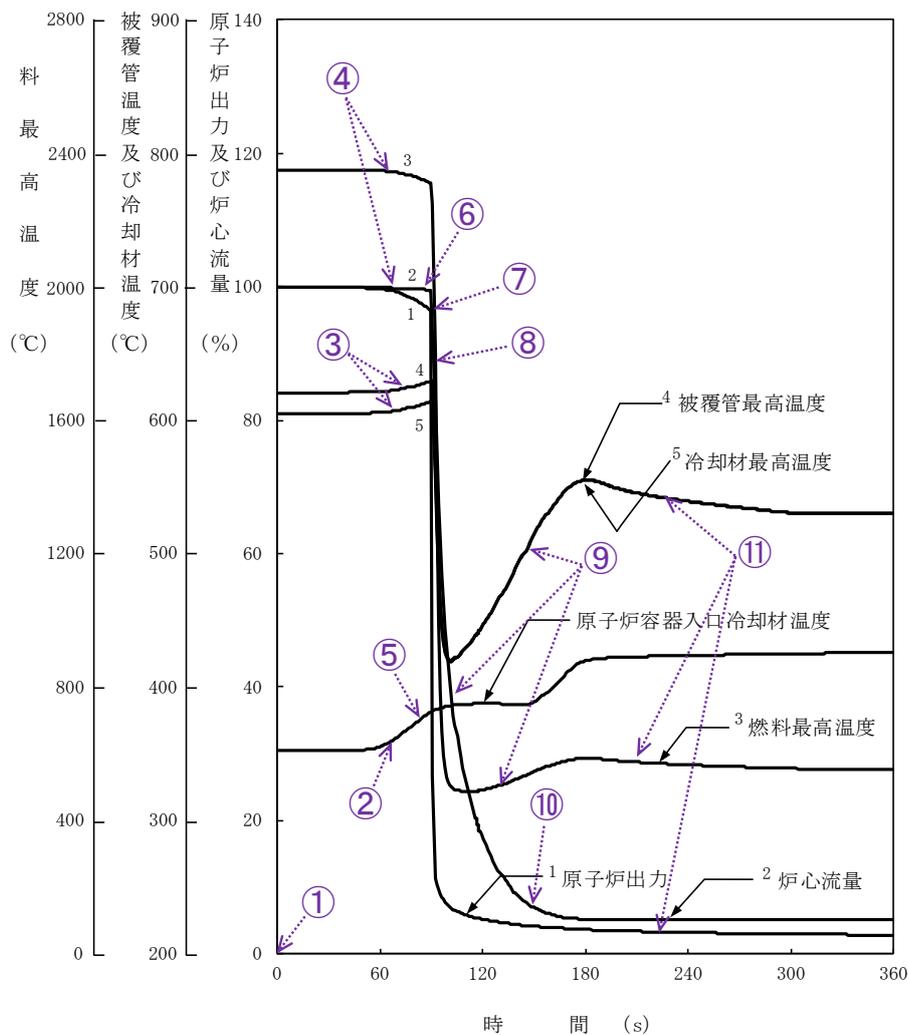
- ① 1ループの主送風機（1台）の停止発生（当該ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少（定格値の3%））

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 主冷却器空気流量の減少により当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器での除熱量が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- ③ 原子炉容器入口冷却材温度の上昇により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約90秒後に原子炉容器入口冷却材温度373℃（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑥ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ⑦ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑧ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- ⑨ 炉心流量の低下（原子炉出力/炉心流量比の増大）により各部の温度が上昇
- ⑩ 1ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎ
- ⑪ 原子炉出力の低下（原子炉出力/炉心流量比の低下）に伴い各部の温度が低下



第 4. 4. 9 図 主冷却器空気流量の減少

4.5 設計基準事故

4.5.1 代表的事象の選定

設計基準事故にあつては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。事象の選定結果を以下に示す。

- (1) 炉心内の反応度の増大に至る事故
 - (i) 燃料スランピング事故
- (2) 炉心冷却能力の低下に至る事故
 - (i) 1次主循環ポンプ軸固着事故
 - (ii) 1次冷却材漏えい事故
 - (iii) 冷却材流路閉塞事故
 - (iv) 2次主循環ポンプ軸固着事故
 - (v) 2次冷却材漏えい事故
 - (vi) 主送風機風量瞬時低下事故
- (3) 燃料取扱いに伴う事故
 - (i) 燃料取替取扱事故
- (4) 廃棄物処理設備に関する事故
 - (i) 気体廃棄物処理設備破損事故
- (5) ナトリウムの化学変化
 - (i) 1次冷却材漏えい事故
- (6) 原子炉カバーガス系に関する事故
 - (i) 1次アルゴンガス漏えい事故

4.5.2 被ばく評価の方法

4.5.2.1 よう素の吸入摂取による実効線量

敷地境界外におけるよう素の吸入摂取による実効線量の評価に当たっては、小児を対象とし、以下の計算式を用いて評価する。また、よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等を第4.5.1表に示す。

$$H_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q)$$

$$Q_e = \sum_i (K_{Hi} / K_{He}) \cdot Q_i$$

ここで、 H_I ：よう素の吸入摂取による実効線量 (mSv)

K_{He} ：I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

M ：小児の呼吸率 (m^3/s)

Q_e ：よう素 (I-131換算) の放出量 (Bq)

(χ / Q) ：相対濃度 (s/m^3)

K_{Hi} ：核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

Q_i : 核種 i の放出量 (Bq)

4.5.2.2 希ガスからのガンマ線による実効線量

敷地境界外における希ガスからのガンマ線による実効線量の評価に当たっては、希ガスによる空気カーマを用いた相対線量に基づいて評価する。計算式を以下に示す。

$$H_\gamma = K \cdot (D/Q) \cdot Q_\gamma$$

ここで、 H_γ : 希ガスからのガンマ線による実効線量 (μ Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($K=1\text{Sv}/\text{Gy}$)

(D/Q) : 相対線量 (μ Gy / (MeV · Bq))

Q_γ : 希ガスの放出量 (MeV · Bq)

第 4.5.1 表 よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等

パラメータ等	記号	単位	数値
核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数	K_{Hi}	mSv/Bq	I-131 : 1.6×10^{-4}
			I-132 : 2.3×10^{-6}
			I-133 : 4.1×10^{-5}
			I-134 : 6.9×10^{-7}
			I-135 : 8.5×10^{-6}
小児の呼吸率*	M	m^3/h	0.31 (活動時)
		m^3/d	5.16 (1日平均)

* : 小児の呼吸率については、よう素の放出の状況及び継続時間を踏まえ、燃料取替取扱事故及び気体廃棄物処理設備破損事故には $0.31\text{m}^3/\text{h}$ を、1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故には $5.16\text{m}^3/\text{d}$ を使用する。

4.5.3 燃料スランピング事故

4.5.3.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの熱的あるいは機械的原因で燃料ペレットが燃料被覆管内で下方に密に詰まり、炉心に異常な正の反応度が付加される事象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 燃料製造時には、燃料焼結、成形に十分な注意を払う。また、燃料要素の製作及び検査を厳格にする。
- (ii) 燃料集合体の運搬及び取扱い時には十分な注意を払い、燃料集合体に損傷を与えないようにする。
- (iii) 燃料集合体及び内側反射体においては、それぞれの出口に熱電対を備えて出口温度を常時監視し、異常が生じれば中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起する。
- (iv) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

4.5.3.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) スランピング現象は、最大の反応度値を持つ1体の燃料集合体内の全燃料要素で同時に発生するものとする。スランピングにより燃料は燃料被覆管内で下方に密に詰まり、理論密度の100%となる。その結果、20¢の正の反応度がステップ状に付加されるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \Delta k/dT$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ C$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 4.5.1 図に示す。

スランピングにより正の反応度が付加されると原子炉出力は急激に上昇し、「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第 4.3.2 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約 127% である。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,410℃、約 640℃及び約 630℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

4.5.3.3 結論

この事故において、「中性子束高（出力領域）」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

4.5.4 1次主循環ポンプ軸固着事故

4.5.4.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、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する事象として考える。

1次冷却材流量が減少すると炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主循環ポンプの設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、軸固着のような事故の発生を防止する。
- (ii) 1次主循環ポンプの運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的にポンプを停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、ポンプ軸固着が生じた場合には、「1次主循環ポンプトリップ」及び「1次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 事故ループの1次主冷却系での逆流を防止するため、原子炉容器入口に近い配管部に逆止弁を設ける。
- (v) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

4.5.4.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、事故ループの1次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとし、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ものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times$

$10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「1次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、事故ループの逆止弁が閉まらないことを仮定する【「1次主循環ポンプ軸固着事故」時のコストダウン：別紙15参照】。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第4.5.2図に示す。

1次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.1秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し、第4.3.2表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。健全ループの1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約4%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約4%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約730℃及び約720℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

4.5.4.3 結論

この事故において、「1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

4.5.5 1次冷却材漏えい事故

4.5.5.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管が破損し、1次冷却材が漏えいする事象として考える。

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。この場合、冷却材漏えいを早期に検出して原子炉を停止するとともに冷却材の循環に必要な原子炉容器の冷却材液位を確保して崩壊熱除去運転に移行することにより、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。

なお、漏えいした冷却材は配管・機器の二重壁内に保持されるが、原子炉停止後、保守のため格納容器(床下)を空気雰囲気置換した状態で1次主冷却系主配管の外管が破損し、冷却材が二重壁外に漏えいすることを想定すると、ナトリウムの燃焼により格納容器内の温度及び圧力が上昇し、格納容器の健全性に悪影響を与える可能性があるとともに、漏えいした冷却材とともに格納容器内に放出された核分裂生成物の一部が格納容器外へ漏えいする可能性がある。この場合、工学的安全施設の作動等により格納容器内の温度及び圧力の過度の上昇は防止され、また、周辺公衆への著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく事故を終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 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。
- (iii) 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。
- (iv) 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。
- (v) 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。
- (vi) 以上のような防止対策にもかかわらずナトリウム漏えいが万一生じた場合に備え、1次主冷却系及び1次補助冷却系で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、これらの二重壁内に漏えいしたナトリウムを保持するとともに、二重壁内を窒素雰囲気としてナトリウムの燃焼反応を防止する。
- (vii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の適切な箇所にナトリウム漏えい検出器を多数設置するとともに原子炉容器、1次冷却系のオーバフロータンク等に液面計を設置してナトリウム漏えいを確実かつ速やかに検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。

- (viii) 更にナトリウム漏えい量が増加した場合には、「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。
- (ix) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。
- (x) 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。
 - (x i) さらに、オーバフロー系の汲上電磁ポンプによるオーバフロータンク内ナトリウムの原子炉容器内への汲上げにより、原子炉容器等の冷却材液位を保持する。
 - (x ii) 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、二重壁外へナトリウムが漏えいした場合の燃焼反応を防止する。また、漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器が設置されている室には鋼製のライナを設置する。なお、二重壁内への漏えいが検出された場合、ナトリウム温度が空気中での発火点よりも低下した後か、あるいは、ナトリウムをドレンした後でなければ、格納容器（床下）を空気雰囲気中に置換しないものとする。
 - (x iii) 二重壁外へナトリウムが漏えいし、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、格納容器が自動的に隔離されて、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。なお、ナトリウムの燃焼により、格納容器内圧が負圧になる可能性があるため、格納容器にはバキュームブレーカを設置する。
 - (x iv) 格納容器から漏えいした核分裂生成物は、負圧に保たれるアニュラス部に集め、非常用換気設備のフィルタでろ過した後、主排気筒に導き、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。

4.5.5.2 炉心冷却能力の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1次主循環ポンプと原子炉容器の間の1次主冷却系主配管の下降部において、1次主冷却系主配管に接続するドレン系統の小口径配管が破断するものとし、漏えい口の大きさを約22cm²とする。なお、当該位置は破損口の内側圧力が最も高く、最大の流出速度を与える。また、この漏えい口の大きさは、1次主冷却系主配管及び

1次補助冷却系配管における割れ状の漏えい口の大きさを包絡している。解析では、炉心流量が瞬時に80kg/s減少するものとする【「1次冷却材漏えい事故」における配管破損規模の想定：別紙16参照】。

(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はNsL-140 mm、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第4.5.3図に示す。

1次主冷却系の配管の破損が生じると、ナトリウムの漏えいに伴って原子炉容器のナトリウム液位が低下し、約27秒後に「炉内ナトリウム液面低」の設定値に達し、第4.3.2表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。また、ナトリウムの漏えいは、1次主冷却系の循環に支障を来す液位まで原子炉容器等のナトリウム液位が低下することなく終息する。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約650°C及び約640°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

4.5.5.3 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

(1) 解析条件

次のような仮定のもとに漏えいナトリウムによる熱的影響の解析を行い、格納容器内の温度、圧力等の時間的变化を求める【漏えいナトリウムによる熱的影響の解析における解析条件等：別紙17参照】。

(i) 二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器（床下）を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜るものとする。なお、プールの面積は200m²とする。

(ii) ナトリウムと空気との反応速度は格納容器内の酸素濃度に比例し、雰囲気温度の平方根に比例するものとする。なお、ナトリウム燃焼率の初期値は5 lb/ft²・h(約24kg/m²・h)とする。

- (iii) 格納容器内の雰囲気及び構造材の温度の初期値は 300K とする。
- (iv) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考えるものとする。
- (v) 格納容器内の雰囲気は理想気体の法則が適用できるものとする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 4.5.4 図に示す。

格納容器内の圧力上昇は約 $0.5\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $49\text{kPa}[\text{gage}]$) であり、設計圧力を超えない。また、格納容器内の最高温度は、雰囲気温度については約 180°C 、鋼壁温度については約 110°C 、コンクリート壁内側温度については約 90°C であり、設計温度を超えない。したがって、格納容器の健全性は保たれる。

4.5.5.4 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、配管・機器の二重壁内及び二重壁外へのナトリウムの漏えいはきわめて考えにくいと見做すが、漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第 4.5.5 図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びヨウ素の 1% に相当する量が、1 次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 原子炉停止後 7 日間の冷却を考慮することとする。
- (iii) 1 次冷却材中の希ガスの 100%、ヨウ素の 10% が格納容器内に放出されるものとする。
- (iv) 格納容器内に放出されたヨウ素のうち、90% は無機ヨウ素の形態をとり、残りの 10% は有機ヨウ素の形態をとるものとする。無機ヨウ素については、格納容器内でのプレートアウト等による半減期 1 時間の指数関数的な減衰を考慮するものとする。
- (v) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏えいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出されるもの及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるものを考えることとする。
- (vi) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率及びドーム部から大気中への漏えい率は格納容器内の圧力の平方根に比例するものとし、格納容器内の圧力の変動を考慮して設定することとする。
- (vii) 非常用換気設備のフィルタのヨウ素に対する除去効率は 90% とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。
- (viii) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「4.5.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、1 次冷却材漏えい事故及び原子炉停止後の 1 次冷却

系主配管の外管破損を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 1.4×10^{10} Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 5.0×10^{11} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 4.0×10^{-3} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 3.9×10^{-3} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 8.3×10^{-5} mSv

4.5.5.5 結論

この事故において、「炉内ナトリウム液面低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉停止後、漏えいした冷却材が配管・機器の二重壁外に漏えいし、ナトリウムの燃焼が生じた場合でも、格納容器の健全性は確保され、また、前述の防止対策を踏まえた評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

4.5.6 冷却材流路閉塞事故

4.5.6.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、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次冷却材の流路が局部的に閉塞される事象として考える。また、燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、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【「冷却材流路閉塞事故」の想定：別紙18参照】。

燃料集合体内の1次冷却材の流路が閉塞すると、その除熱能力が低下し、燃料要素の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、集合体出口冷却材温度の監視により、冷却材流路の閉塞を早期に検出して、原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。また、万一、燃料要素が破損した場合であっても、燃料破損検出系による監視により、その破損を早期に検出することで、原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 原子炉容器内部構造物の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 原子炉容器内部構造物には、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。
- (iii) 原子炉容器内部構造物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。また、1次主循環ポンプは、1次冷却材への潤滑油の混入を防止する設計とする。
- (iv) 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。
- (v) 燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのワイヤスペーサを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- (vi) 以上のような防止対策にもかかわらず冷却材流路閉塞が万一生じた場合に備え、集合体出口冷却材温度を監視して冷却材流路の閉塞を早期に検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。
- (vii) さらに、仮に燃料要素の被覆管が破損した場合に備え、燃料破損検出系を設置して異常を早期に検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。

4.5.6.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードA S F R Eにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 燃料集合体内のサブチャンネル1ヶ所が瞬時に完全閉塞された場合を想定する。
- (iii) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用する。
- (iv) 閉塞の軸方向位置は、被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心部上端とする。
- (v) 冷却材の流れによる軸方向の熱移行は考慮しない。
- (vi) 閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場合、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(ガスジェット)で、隣接する燃料要素が、一時的に高温になる可能性がある。当該評価における核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は $10,000\text{W/m}^2\text{K}$ とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第4.5.6図及び第4.5.7図に示す。

冷却材流路の閉塞事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度は約 690°C まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

また、冷却材流路の閉塞事故により、閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場合、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、当該燃料要素の被覆管最高温度は約 740°C まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。なお、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、その破損を検出することで、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【「冷却材流路閉塞事故」の事象進展及び猶予時間：別紙19参照】。

4.5.6.3 結論

この事故において、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

4.5.7 2次主循環ポンプ軸固着事故

4.5.7.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により2次主循環ポンプ1台の軸が固着し、2次冷却材流量が減少する事象として考える。

2次冷却材流量が減少すると、主中間熱交換器の1次側出口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプの設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、軸固着のような事故の発生を防止する。
- (ii) 2次主循環ポンプの運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発生して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的にポンプを停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、ポンプ軸固着が生じた場合には、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

4.5.7.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、事故ループの2次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「2次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定

値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第4.5.8図に示す。

2次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.8秒後に「2次冷却材流量低」の設定値に達し、第4.3.2表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約630℃及び約610℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

4.5.7.3 結論

この事故において、「2次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

4.5.8 2次冷却材漏えい事故

4.5.8.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、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次冷却材が漏えいする事象として考える。

2次主冷却材の漏えいが生じると、主中間熱交換器での除熱能力が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、冷却材漏えいを早期に検出して原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故は安全に終止できる。また、主冷却機建物でナトリウムの燃焼が生じる可能性があるが、種々の防止対策により大規模な火災になることはなく、事故は安全に終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主冷却系の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 2次主冷却系の配管は、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) 2次主冷却系の配管・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) 2次主冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、2次冷却材の純度を適切に管理する。
- (v) 以上のような防止対策にもかかわらずナトリウム漏えいが万一生じた場合に備え、2次冷却系の適切な箇所にナトリウム漏えい検出器を多数設置するとともに2次冷却系のオーバフロータンク等に液面計を設置してナトリウム漏えいを確実かつ速やかに検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。
- (vi) ナトリウム漏えいに伴って主中間熱交換器での除熱が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇する場合には、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」により警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (vii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。
- (viii) ナトリウム漏えいを検出した場合、2次主冷却系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして流出量を局限する。
- (ix) ナトリウム漏えいの可能性のある格納容器内及び主冷却機建物内の各部屋には床面ライナ等を設置して、ナトリウムとコンクリートが直接接触することを避ける。

さらに、格納容器内での漏えいに対しては、原子炉運転中、格納容器（床下）を窒素雰囲気とすることにより、ナトリウムの燃焼反応を防止する。また、主冷却機建物内での漏えいに対しては、漏えいしたナトリウムを連通管等を通じてナトリウム溜室に導き貯留するとともに、床面の設計によりナトリウムの流出面積を限定して、空気と接触するナトリウム量を最小限にする。

(x) 主冷却機建物の各所に特殊化学消火剤を設置し、また、防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等の消火支援器具を配置する。

4.5.8.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

(i) 事故発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。

(ii) 破損が生じたループの1次主冷却系コールドレグ温度の上昇を保守的に評価するため、主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。

(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 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 373°C 、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第4.5.9図に示す。

2次主冷却系主配管の破損により主中間熱交換器の2次側の除熱能力が喪失すると、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約44秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第4.3.2表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630°C 及び約 620°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

一方、主冷却機建物内でナトリウムの漏えいが生じた場合にはナトリウムの燃焼が生じ

るが、漏えい検出後、直ちに2次系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして漏えい量を局限するとともに、床面の設計により流出面積も限定して空気と接触するナトリウム量は最小限に止められ、かつ、特殊化学消火剤により消火できるので、大規模な火災になることはなく、他の異常状態の原因となる2次的損傷は生じない。また、2次系ナトリウムは放射化されず核分裂生成物も存在しないので、公衆に放射線被ばくをもたらすことはない。

4.5.8.3 結論

この事故において、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。また、漏えいしたナトリウムによる火災は大規模なものにはならない。

4.5.9 主送風機風量瞬時低下事故

4.5.9.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの電氣的又は機械的原因により主送風機1台の風量が瞬時に低下し、主冷却器空気流量が減少する事象として考える。

主冷却器空気流量が減少すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 主送風機的设计、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに品質管理や工程管理を十分に行い、電磁ブレーキの誤作動に伴う急制動のような事故の発生を防止する。
- (ii) 主送風機の運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的に主送風機を停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、主送風機風量の瞬時低下が生じて原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇する場合には、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」により警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

4.5.9.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「4.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、主送風機1台が瞬時に停止すると同時に当該ループの他の1台の主送風機も停止し、事故ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベルまで減少するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 -4.5

$\times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 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 $373^{\circ}C$ 、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第4.5.10図に示す。

主送風機風量瞬時低下事故が発生すると、事故ループの主冷却器空気流量は自然通風レベルまで減少し、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱が不足となる。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約90秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第4.3.2表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 $630^{\circ}C$ 及び約 $620^{\circ}C$ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

4.5.9.3 結論

この事故において、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

4.5.10 燃料取替取扱事故

4.5.10.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における燃料集合体の取扱中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 使用済燃料貯蔵設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 水冷却池内の使用済燃料の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料の保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料の落下を防止する。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、燃料集合体から原子炉附属建物内に核分裂生成物が放出された場合は、換気設備を通して主排気筒に導かれる。

4.5.10.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、燃料集合体の落下の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第 4.5.11 図に示す。

- (i) 1 体の燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に燃料集合体に蓄積される希ガスの 100%に相当する量及びよう素の 50%に相当する量が、瞬時に水中に放出されるものとする。なお、ここでは、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池にて、燃料集合体の落下が生じたものとする。
- (ii) 燃料集合体は、最高燃焼度に達した後、13 日間の燃料交換、60 日間の炉内燃料貯蔵ラックでの中間貯蔵及び 5 日間の燃料取扱作業における冷却を考慮することとする。
- (iii) 水中に存在する希ガスの 100%、よう素の 0.2% (除染係数: 500) が原子炉附属建物内に瞬時に放出されるものとする。
- (iv) 原子炉附属建物内に放出される核分裂生成物の全量が直接大気中に放出されるものとする。
- (v) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「4.5.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、燃料取替取扱事故を想定した場合、大気中に放出さ

れる核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 3.0×10^{10} Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 3.7×10^{12} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 8.1×10^{-1} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 7.9×10^{-1} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 2.5×10^{-2} mSv

4.5.10.3 結論

この事故について評価した結果、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

4.5.11 気体廃棄物処理設備破損事故

4.5.11.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で気体廃棄物処理設備に破損が生じ、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 気体廃棄物処理設備の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 以上のような防止対策にもかかわらず、気体廃棄物処理設備から原子炉附属建物内に核分裂生成物が放出された場合は、換気設備を通して主排気筒に導かれる。

4.5.11.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、気体廃棄物処理設備の破損の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第 4.5.12 図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一樣に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の 1%に相当する量が、1 次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 1 次冷却材中に存在する希ガスの 100%、よう素の $10^{-3}\%$ が 1 次アルゴンガス中に移行し、これらを含む 1 次アルゴンガスがダンプタンクを経由して廃ガス貯留タンクに流入するものとする。
- (iii) 廃ガス貯留タンクに流入した廃ガスは、同タンクの貯留容量に見合う最大量が貯留されているものとする。
- (iv) 廃ガス貯留タンク 1 基の破損を想定し、内蔵されている核分裂生成物の全量が、瞬時に原子炉附属建物内に放出されるものとする。
- (v) 原子炉附属建物内に放出される核分裂生成物のうち、10%は直接大気中に、90%は原子炉附属建物の換気設備から主排気筒を経て大気中に放出されるものとする。
- (vi) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「4.5.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、気体廃棄物処理設備破損事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 $1.6 \times 10^9 \text{Bq}$

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 $1.6 \times 10^{13} \text{Bq}$

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は約 1.8×10^{-2} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく：約 4.3×10^{-3} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく：約 1.4×10^{-2} mSv

4.5.11.3 結論

この事故について評価した結果、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

4.5.12 1次アルゴンガス漏えい事故

4.5.12.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次アルゴンガス系に破損が生じ、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 1次アルゴンガス系の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 以上のような防止対策にもかかわらず1次アルゴンガス漏えい事故が生じた場合は、呼吸ガスヘッダ圧力、カバーガス圧力等の異常を検出して中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は各種止め弁を閉鎖する等の漏えい抑制措置をとることができる。
- (iii) 1次アルゴンガスの漏えい量が増加して、格納容器内の床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、原子炉は自動停止する。また、格納容器が自動的に隔離され、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。
- (iv) 格納容器から漏えいした核分裂生成物は、負圧に保たれるアニュラス部に集め、非常用換気設備のフィルタでろ過した後、主排気筒に導き、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。

4.5.12.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、1次アルゴンガス系の破損の可能性はきわめて少ないが、1次アルゴンガスの漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第4.5.13図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 1次冷却材中に存在する希ガスの100%、よう素の $10^{-3}\%$ が1次アルゴンガス中に移行するものとする。
- (iii) 1次アルゴンガス中に移行した核分裂生成物の全量が格納容器内に瞬時に放出されるものとする。
- (iv) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏えいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出されるもの、及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるものを考えることとする。
- (v) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率及びドーム部から大気中

への漏えい率は、格納容器の内圧の変動を考慮して設定することとする。

(vi) 非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率は 90%とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。

(vii) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「4.5.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、1 次アルゴンガス系からの 1 次アルゴンガス漏えい事故想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 $9.2 \times 10^7 \text{Bq}$

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 $1.8 \times 10^{13} \text{Bq}$

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 $3.1 \times 10^{-3} \text{mSv}$ となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 $2.6 \times 10^{-5} \text{mSv}$

希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 $3.1 \times 10^{-3} \text{mSv}$

4.5.12.3 結論

この事故において、前述の防止対策を踏まえた評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

・主な事象推移

<起因事象>

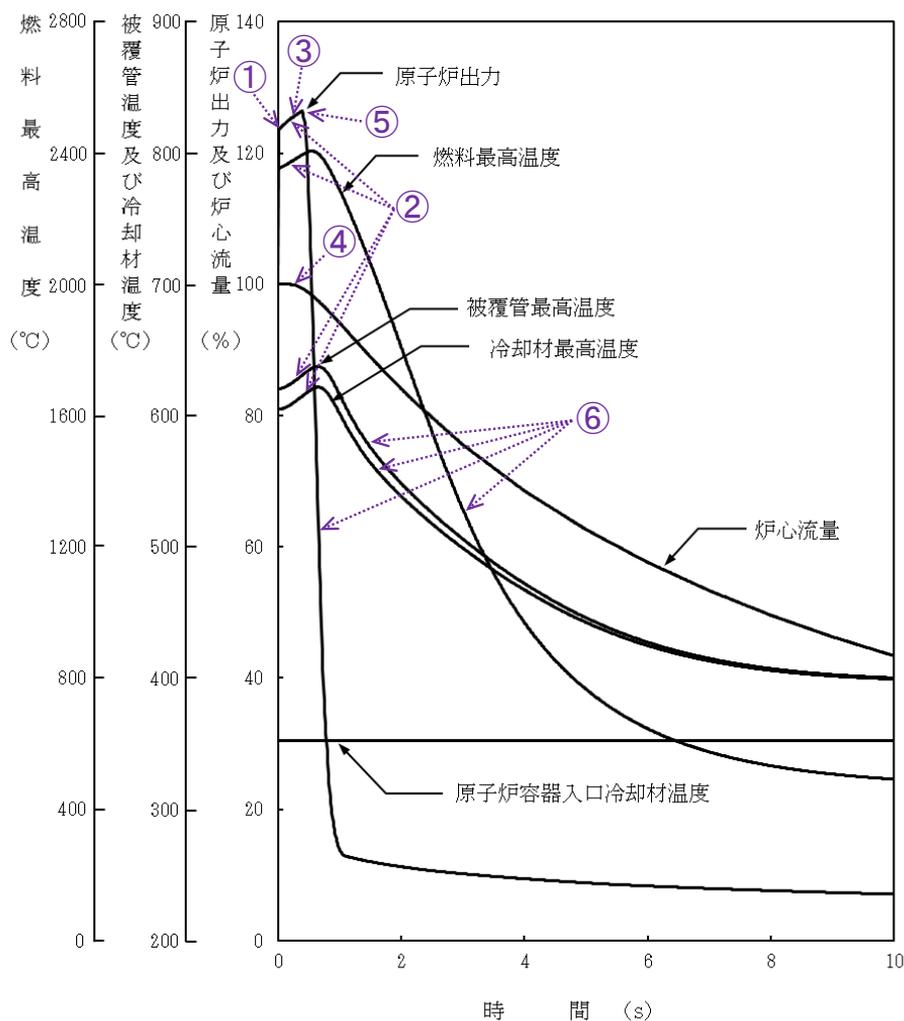
- ① 燃料スランピングの発生 (20¢の正の反応度がステップ状に付加)

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 燃料スランピングにより正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ③ 事象発生直後に原子炉出力107% (原子炉トリップ設定値) に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ④ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量が減少 (コストダウン)
- ⑤ 制御棒の切離しによる制御棒挿入 (スクラム反応度の投入) 開始
- ⑥ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下



第 4.5.1 図 燃料スランピング事故

・主な事象推移

＜起因事象＞

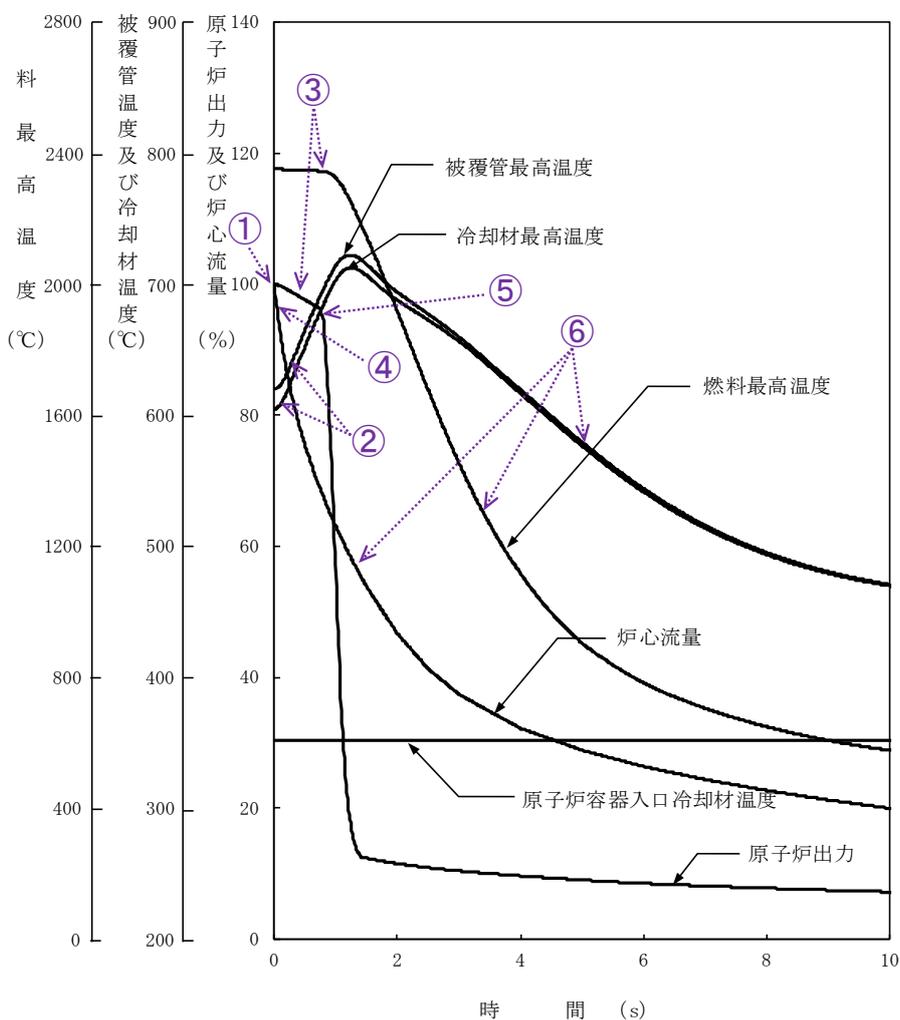
- ① 1ループの1次主循環ポンプの軸の固着発生（回転数が瞬時に零（炉心流量が減少））

＜原子炉スクラムまでの事象推移＞

- ② 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ③ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ④ 約0.1秒後に1次冷却材流量77%（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

＜原子炉スクラム後の事象推移＞

- ⑤ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑥ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下



第 4.5.2 図 1次主循環ポンプ軸固着事故

・主な事象推移

<起因事象>

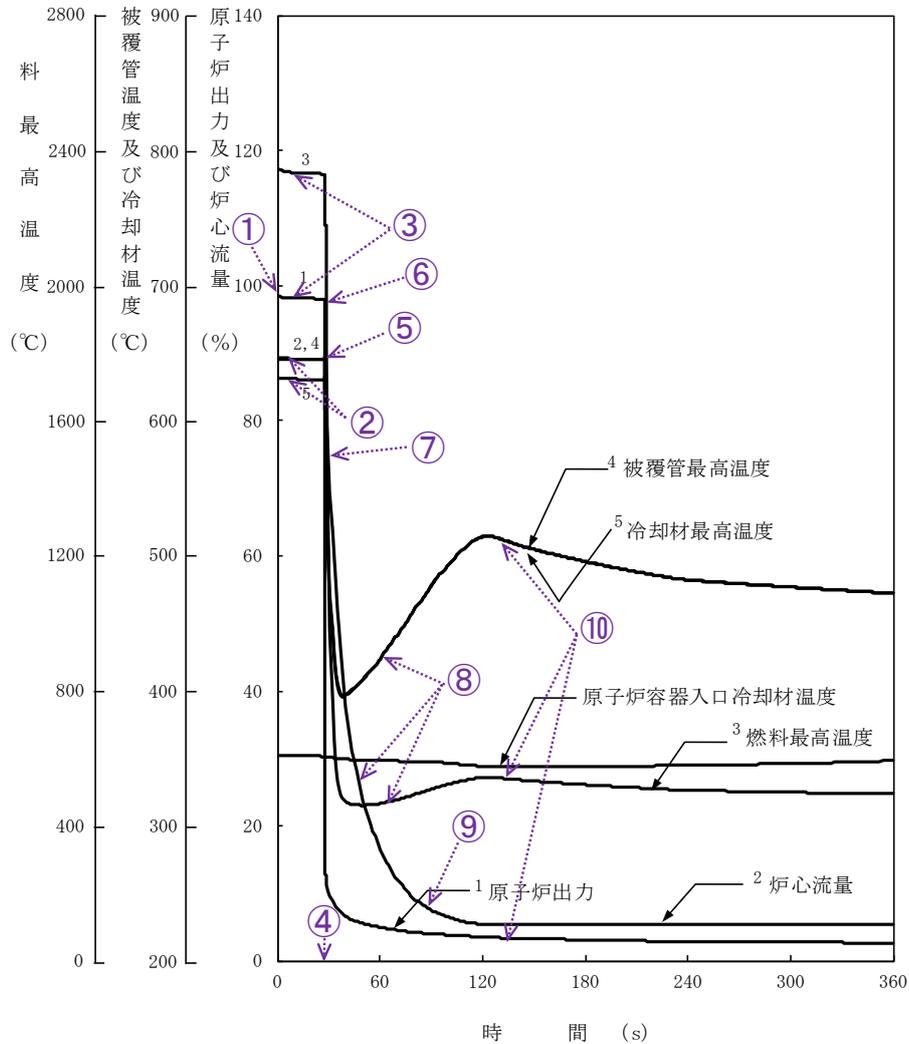
- ① 1次主冷却系主配管に接続する小口径配管の破断発生（原子炉冷却材液位が低下、及び炉心流量が減少）

<原子炉スクラムまでの事象推移>

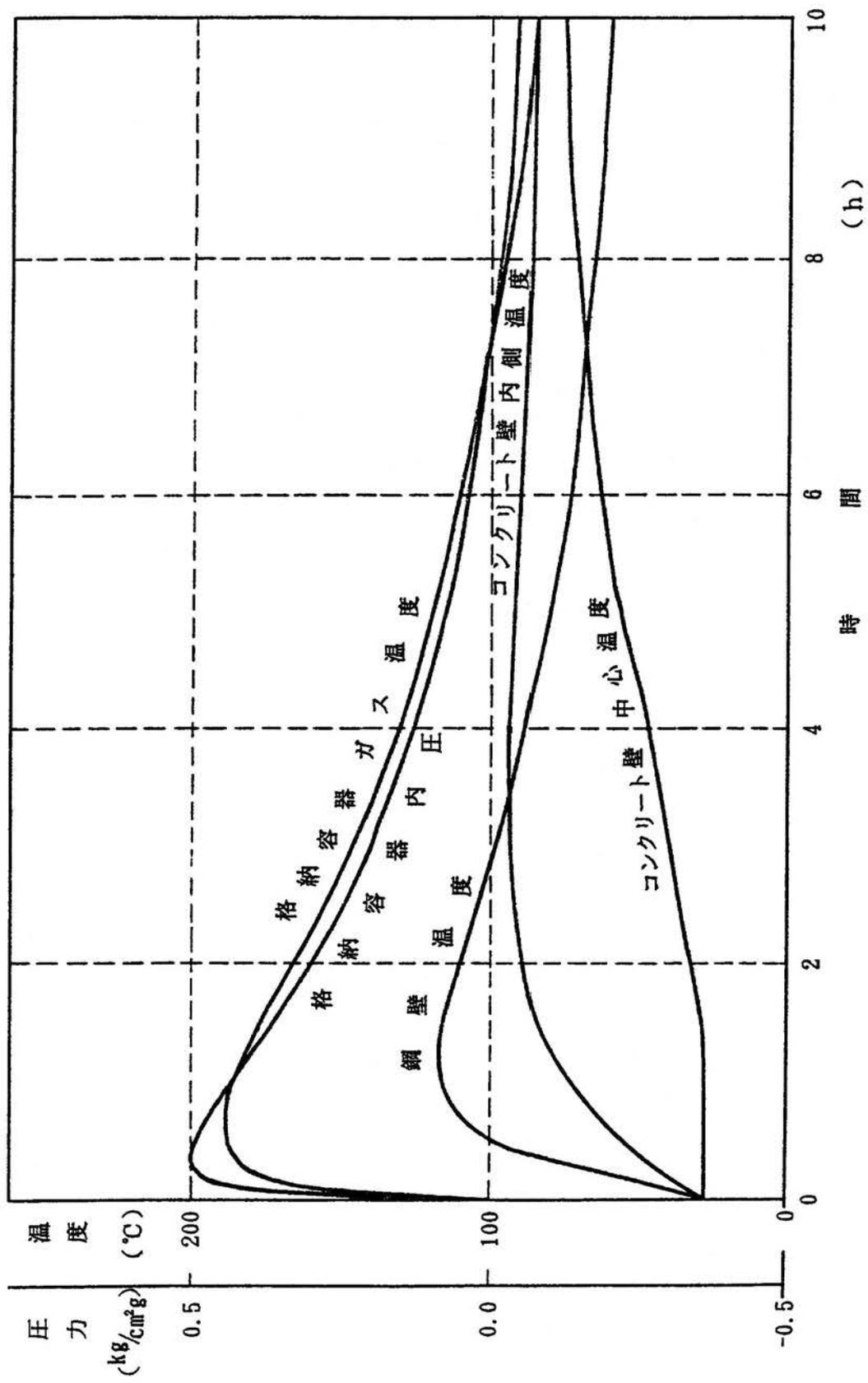
- ② 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ③ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ④ 約27秒後に炉内ナトリウム液面NsL-140mm（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

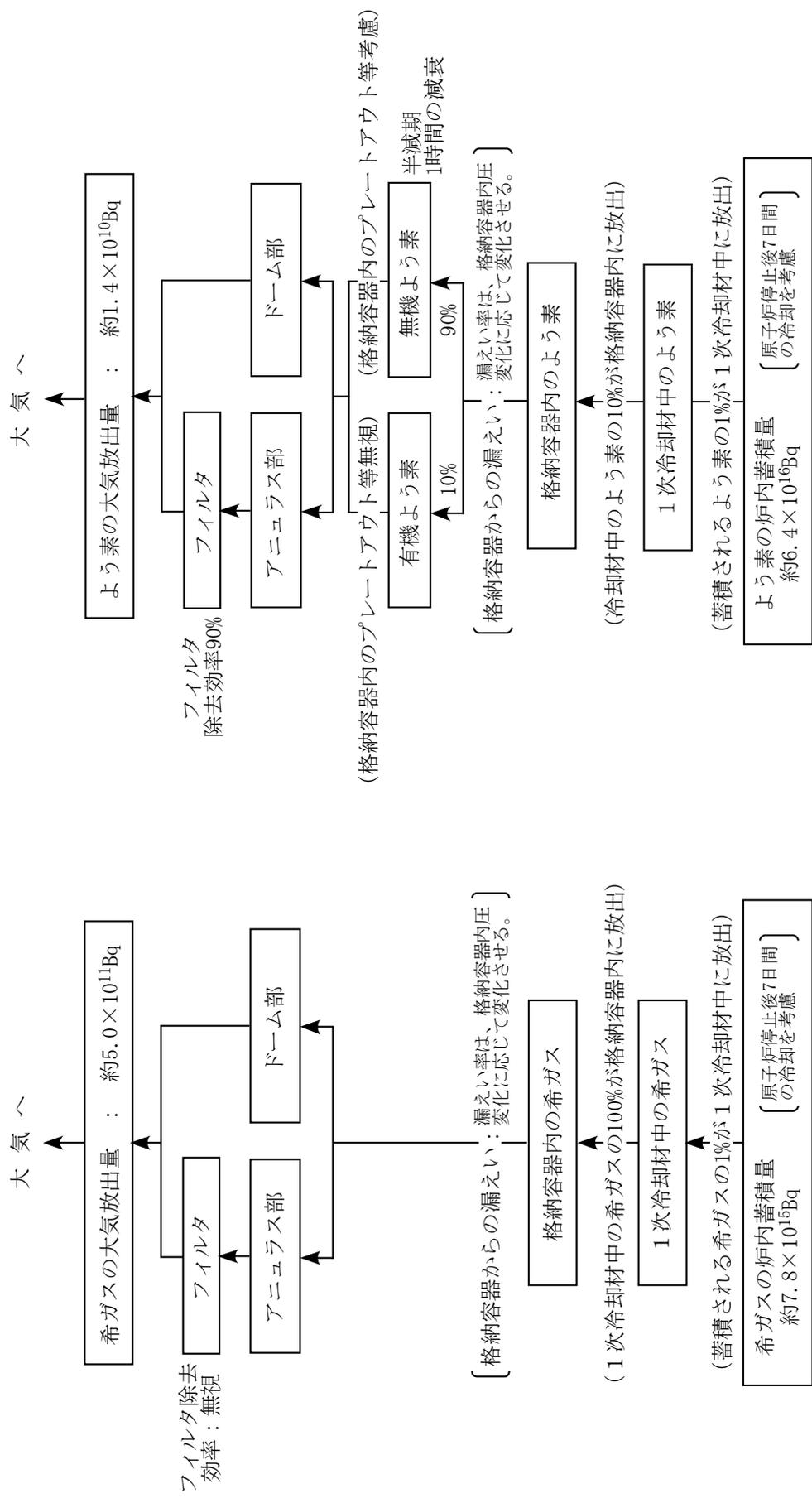
- ⑤ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ⑥ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- ⑧ 炉心流量の低下（原子炉出力/炉心流量比の増大）により各部の温度が上昇
- ⑨ 1ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎ
- ⑩ 原子炉出力の低下（原子炉出力/炉心流量比の低下）に伴い各部の温度が低下



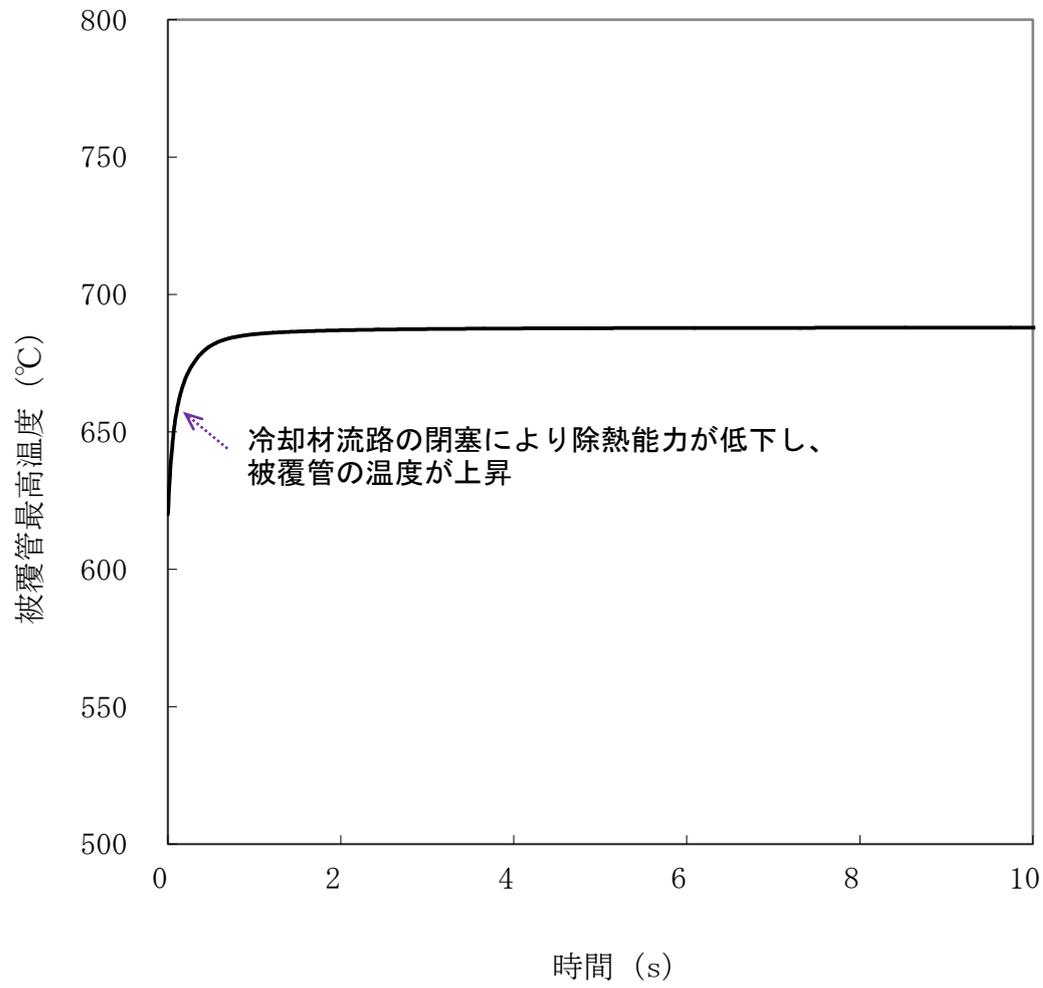
第 4.5.3 図 1次冷却材漏えい事故（炉心冷却能力の解析）



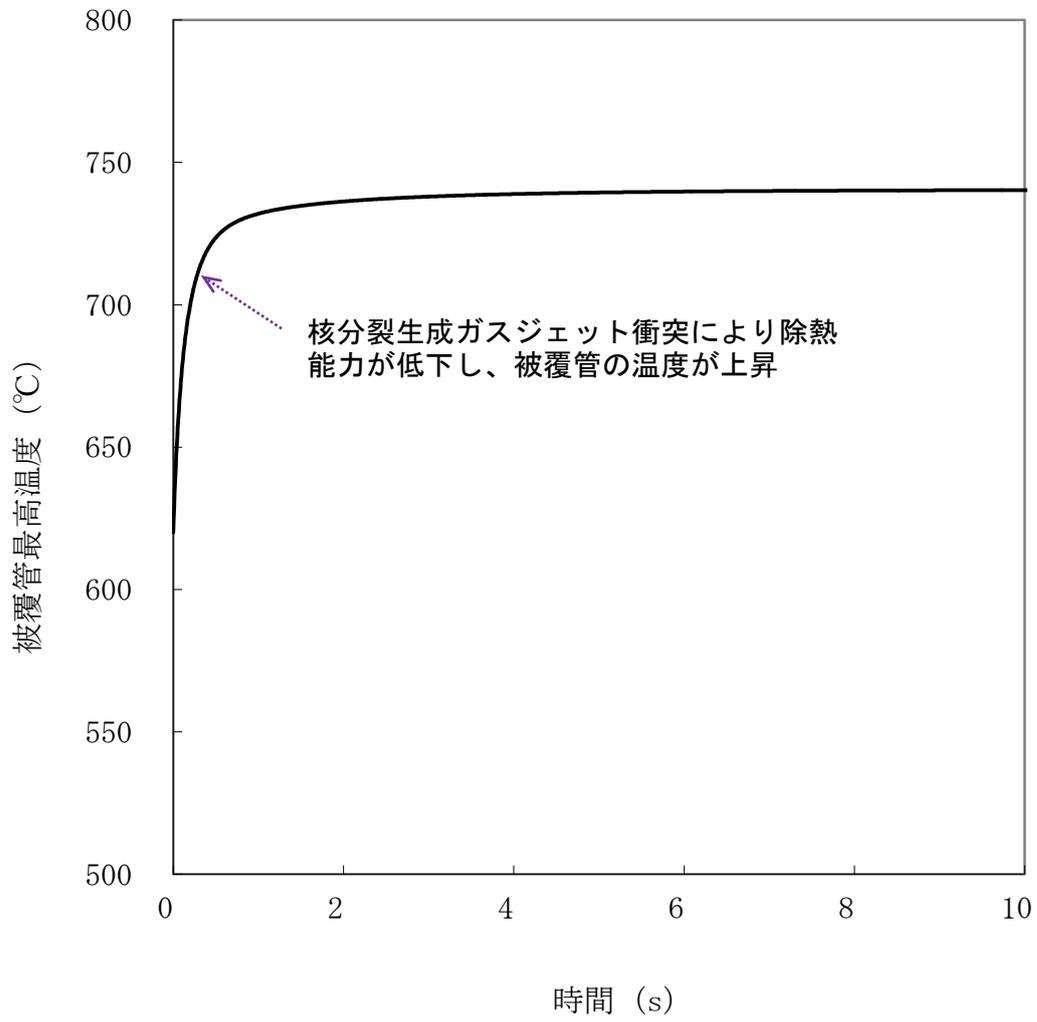
第 4.5.4 図 1 次冷却材漏えい事故 (漏えいナトリウムによる熱的影響の解析)



第 4.5.5 図 核分裂生成物の大気放出過程（1次冷却材漏えい事故）



第 4. 5. 6 図 冷却材流路閉塞事故(流路閉塞による被覆管温度変化)



第 4. 5. 7 図 冷却材流路閉塞事故(核分裂生成ガスジェット衝突による隣接燃料被覆管温度変化)

・主な事象推移

<起因事象>

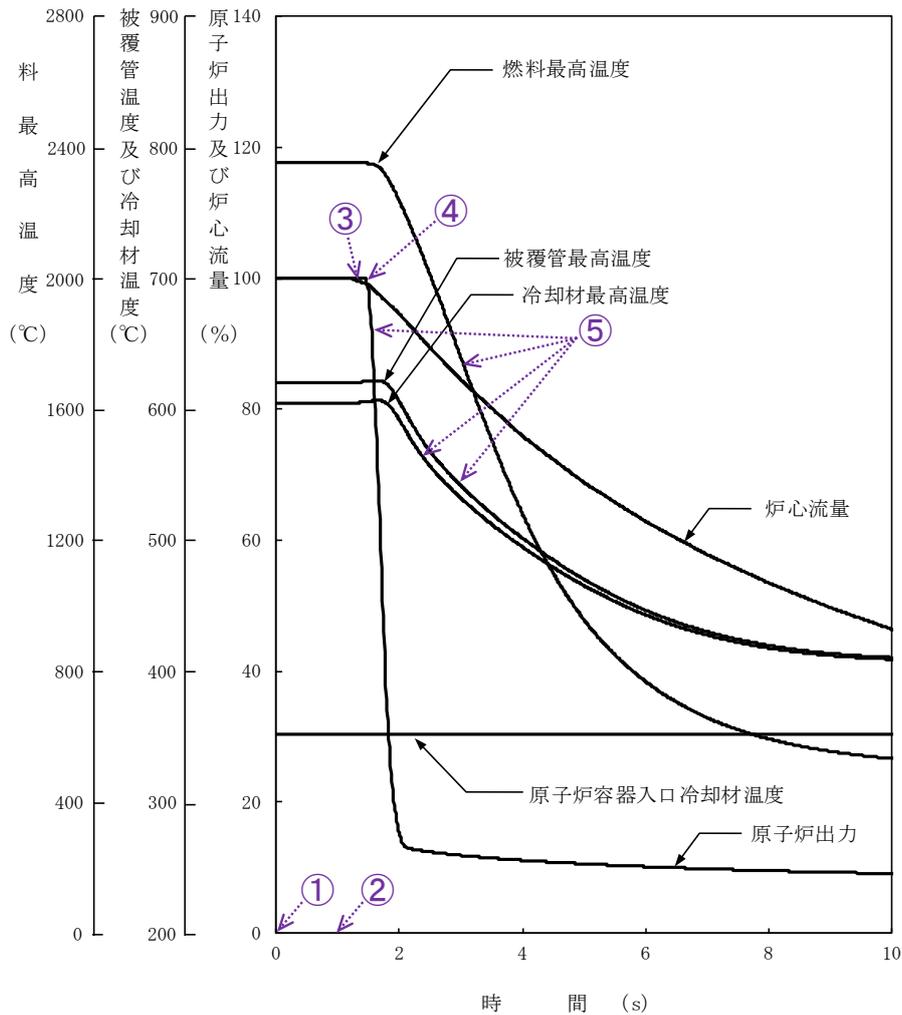
- ① 1ループの2次主循環ポンプの軸の固着発生（回転数が瞬時に零（2次冷却材流量が減少））

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 約0.8秒後に2次冷却材流量77%（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ③ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
 ④ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
 ⑤ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下



第 4.5. 8 図 2次主循環ポンプ軸固着事故

・主な事象推移

<起因事象>

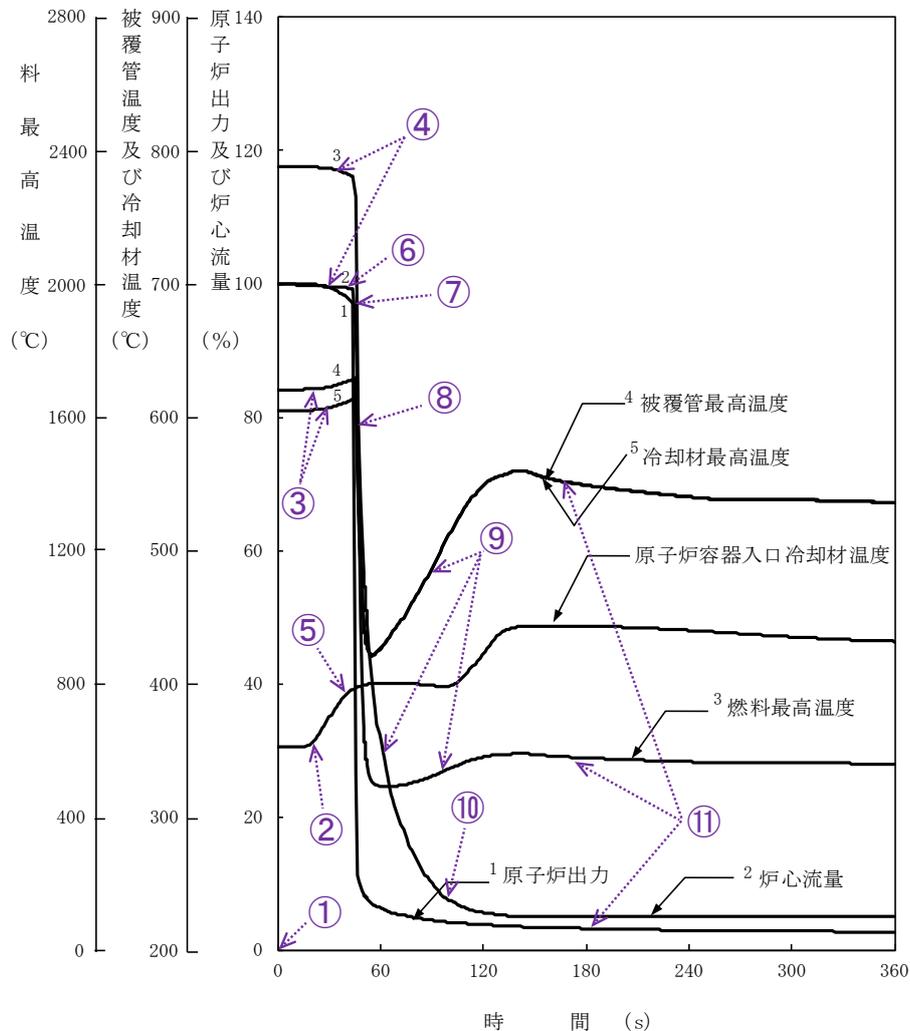
- ① 2次主冷却系の主配管の破損発生（当該ループの除熱能力喪失）

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 主中間熱交換器の2次側の除熱能力の喪失により原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- ③ 原子炉容器入口冷却材温度の上昇により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約44秒後に原子炉容器入口冷却材温度373℃（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑥ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ⑦ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑧ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- ⑨ 炉心流量の低下（原子炉出力/炉心流量比の増大）により各部の温度が上昇
- ⑩ 1ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎ
- ⑪ 原子炉出力の低下（原子炉出力/炉心流量比の低下）に伴い各部の温度が低下



第 4. 5. 9 図 2次冷却材漏えい事故

・主な事象推移

<起因事象>

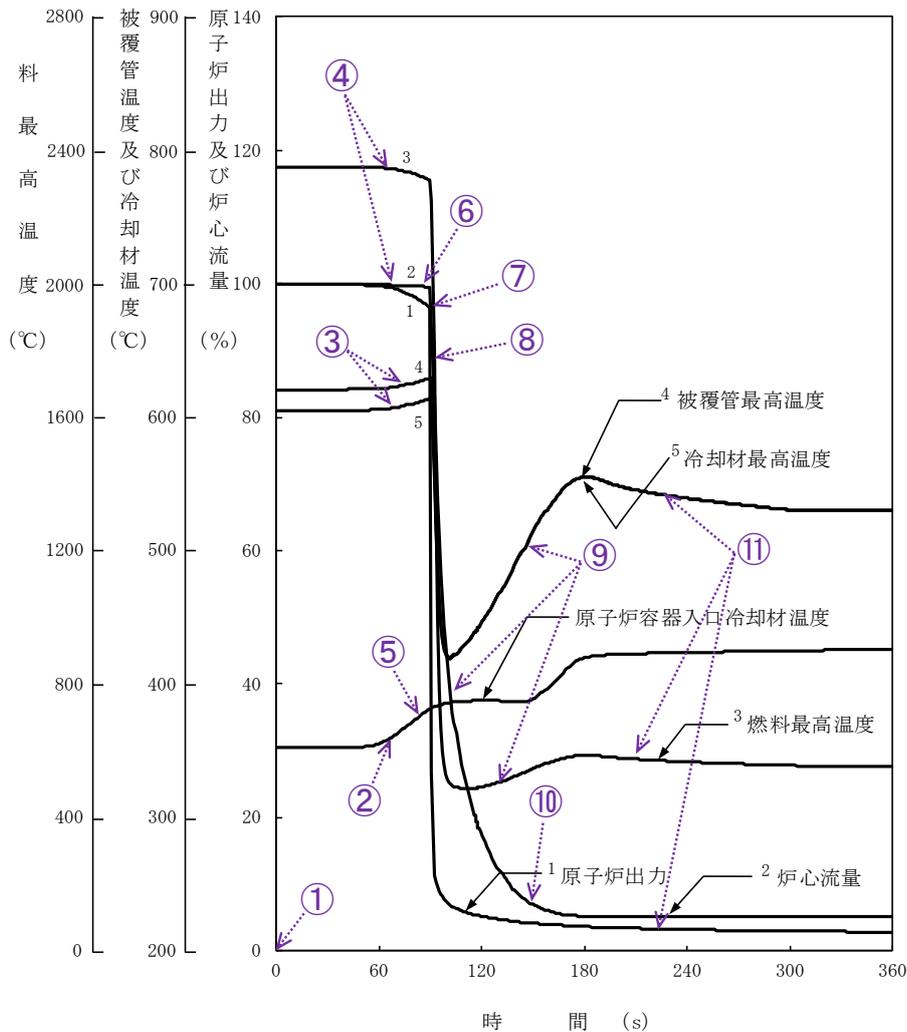
- ① 1ループの主送風機（1台）の風量の瞬時低下（当該ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少（定格値の3%））発生

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 主冷却器空気流量の減少により当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器での除熱量が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- ③ 原子炉容器入口冷却材温度の上昇により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約90秒後に原子炉容器入口冷却材温度373℃（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

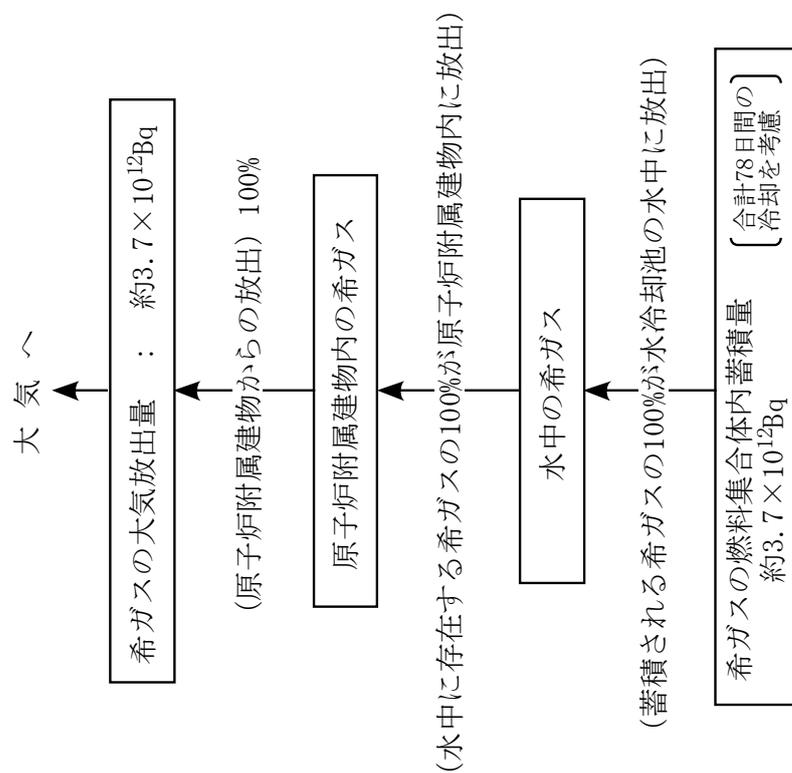
<原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑥ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ⑦ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑧ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- ⑨ 炉心流量の低下（原子炉出力/炉心流量比の増大）により各部の温度が上昇
- ⑩ 1ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎ
- ⑪ 原子炉出力の低下（原子炉出力/炉心流量比の低下）に伴い各部の温度が低下

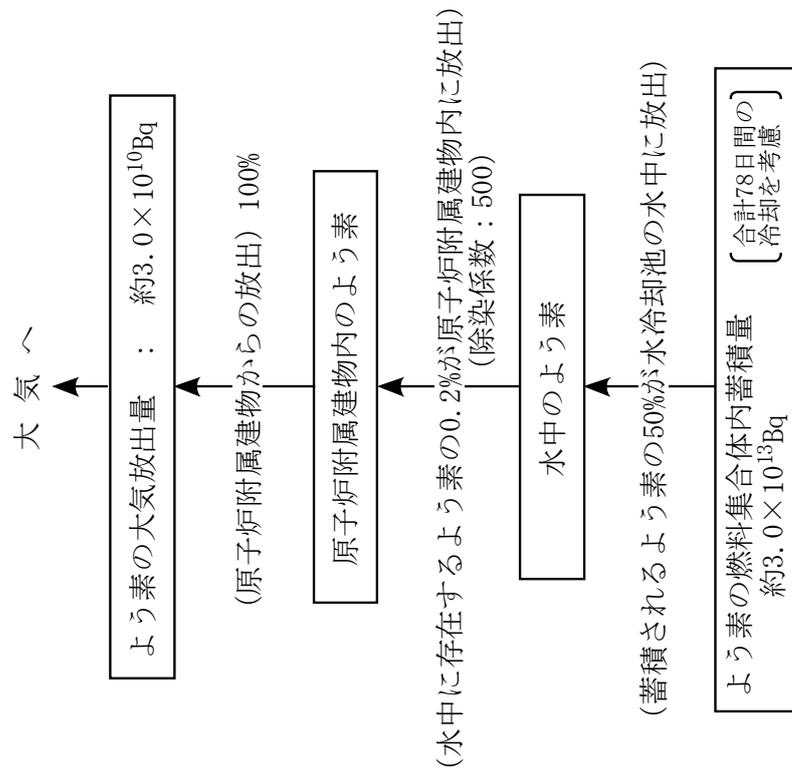


第 4. 5. 10 図 主送風機風量瞬時低下事故

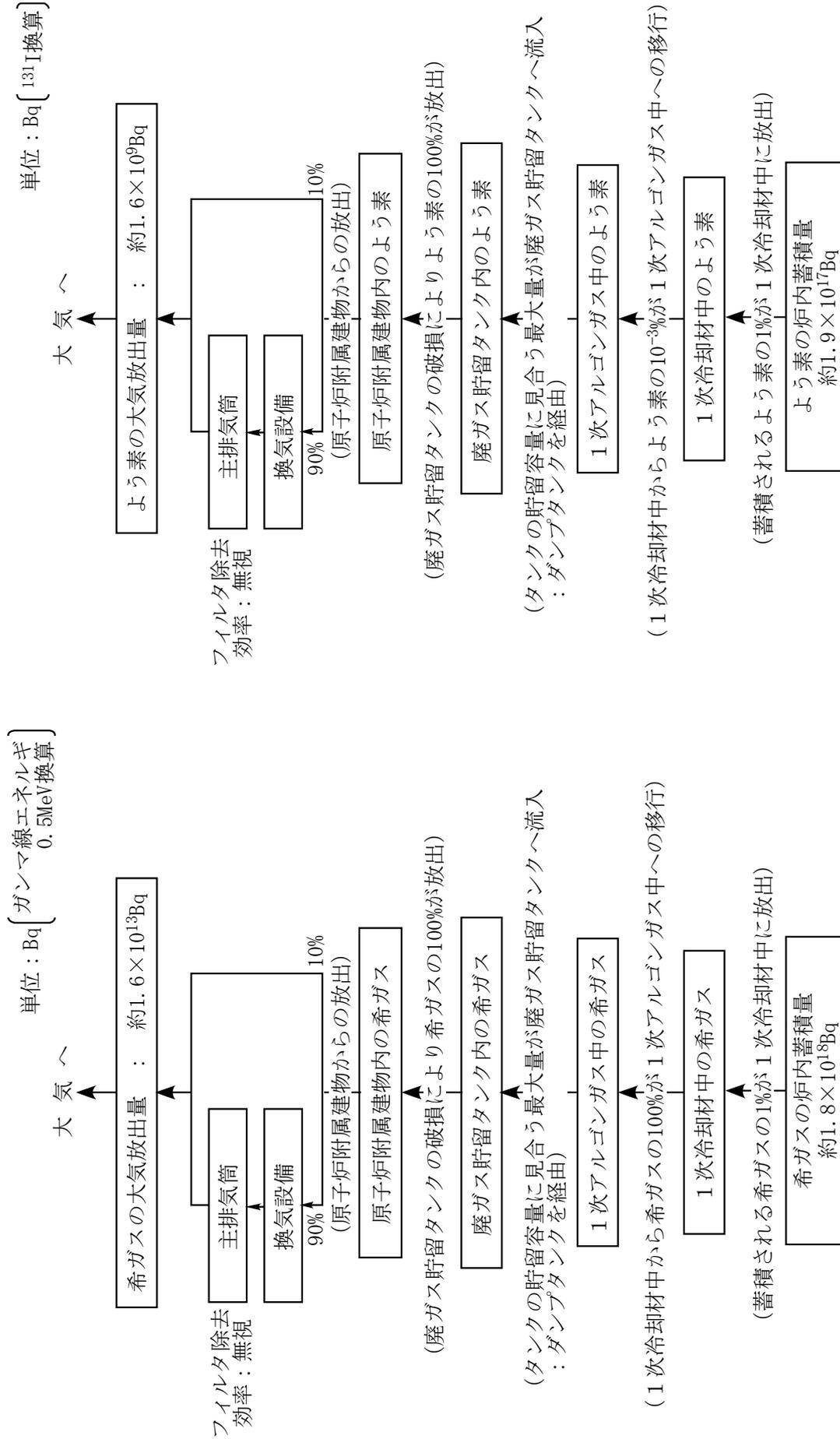
単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕



単位：Bq〔 ^{131}I 換算〕



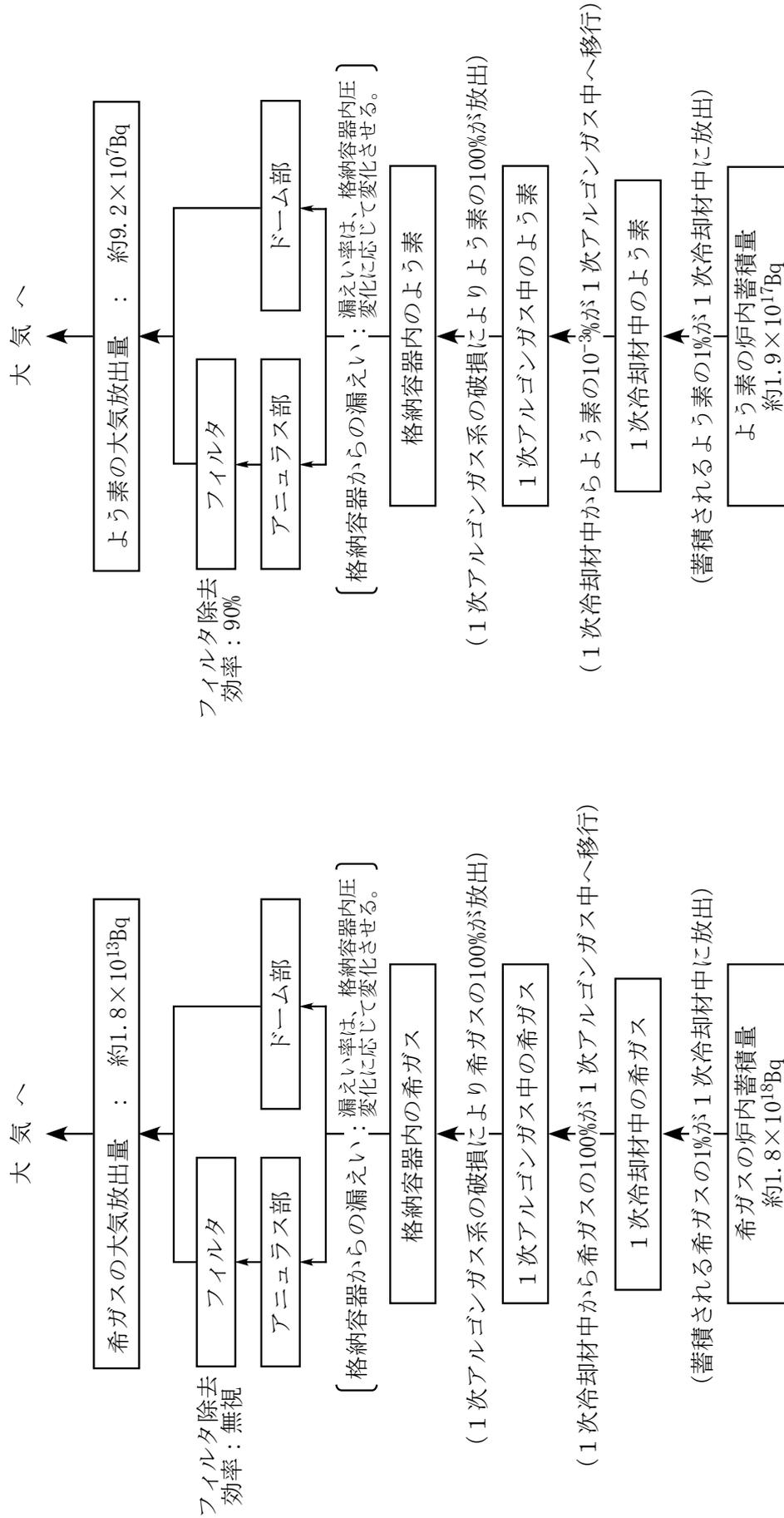
第 4.5.11 図 核分裂生成物の大気放出過程 (燃料取替取扱事故)



第 4.5.12 図 核分裂生成物の大気放出過程 (気体廃棄物処理設備破損事故)

単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕

単位：Bq〔¹³¹I換算〕



第 4.5.13 図 核分裂生成物の大気放出過程（1次アルゴンガス漏えい事故）

4.6 要求事項（試験炉設置許可基準規則第13条）への適合性説明

（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）

第十三条 試験研究用等原子炉施設は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする。
- 二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。
 - イ 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。
 - ロ 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること。
 - ハ 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

適合のための設計方針

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。また、設計基準事故にあつては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。

（1）運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。運転時の異常な過渡変化として、想定した事象を以下に示す。

- (i) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
- (ii) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- (iii) 1次冷却材流量増大
- (iv) 1次冷却材流量減少
- (v) 外部電源喪失
- (vi) 2次冷却材流量増大
- (vii) 2次冷却材流量減少
- (viii) 主冷却器空気流量の増大
- (ix) 主冷却器空気流量の減少

また、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が

収束される設計であることを判断する基準は以下のとおりとする。

- (i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。
- (ii) 冷却材は沸騰しないこと。
- (iii) 燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること。

想定した事象において、原子炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等により、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度が熱設計基準値を超えることなく、上記(i)～(iii)の判断基準を満足する。

(2) 設計基準事故

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。設計基準事故として、想定した事象を以下に示す。

- (i) 燃料スランピング事故
- (ii) 1次主循環ポンプ軸固着事故
- (iii) 1次冷却材漏えい事故
- (iv) 冷却材流路閉塞事故
- (v) 2次主循環ポンプ軸固着事故
- (vi) 2次冷却材漏えい事故
- (vii) 主送風機風量瞬時低下事故
- (viii) 燃料取替取扱事故
- (ix) 気体廃棄物処理設備破損事故
- (x) 1次アルゴンガス漏えい事故

また、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを判断する基準は以下のとおりとする。なお、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。

- (i) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。
- (iii) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

想定した事象において、原子炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等により、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度が熱設計基準値を超えることはない。また、各温度は過度に上昇することなく、炉心冷却能力が失われることはないため、上記(i)の判断基準を満足する。

また、設計基準事故では、「1次冷却材漏えい事故」を除き、原子炉冷却材バウンダリは健全であり、格納容器内の圧力が上昇することなく、上記(ii)の判断基準を満足する。「1

次冷却材漏えい事故」において、漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器（床下）を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、燃焼した場合において、格納容器内の圧力は設計圧力を超えない。また、格納容器内の最高温度が設計温度を超えることはなく、格納容器の健全性は保たれるため、上記（ii）の判断基準を満足する。

さらに、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象として想定した「1次冷却材漏えい事故」、「燃料取替取扱事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」について、実効線量を評価し、5mSvを下回ることから、上記（iii）の判断基準を満足する。

なお、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析においては、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等のMSに属する構築物、系統及び機器の動作に関して、機能別（原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込め）に結果を最も厳しくする単一故障を仮定することを基本とする。ただし、原子炉停止機能及び放射能閉じ込め機能にあつては、構築物、系統及び機器の多重化、又は事象発生前から発生後まで継続して使用に供するとした設計上の考慮により、単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるように設計するものとし、解析において、単一故障は仮定しない。なお、原子炉停止機能にあつては、解析において、主炉停止系のうち、最も反応度価値の大きい制御棒1本が全引き抜き位置に固着して挿入されないものと仮定しており、改めて、単一故障の仮定を解析条件に含める必要はない。また、放射能閉じ込め機能にあつては、格納容器バウンダリに属する弁について、多重化が講じられているとともに、アニュラス部排気設備の単一設計となっている静的機器にあつては、使命時間が短いことから、これらの単一故障を仮定しても機能は維持されるため、解析条件に含める必要はない。炉心冷却機能にあつては、「1ループのポニーモータ引継ぎ失敗」による炉心冷却機能の低下、又は、「事故ループの逆止弁の開固着」による炉心冷却機能の低下を単一故障として仮定する。また、原子炉保護系に係る解析条件（原子炉トリップ設定値、原子炉保護系の応答時間、デラッチ遅れ時間、検出器の応答遅れ）については、構成する機器の仕様上の最大値を積み上げた値や実測データに余裕を見込んで設定する。

※（参考）【運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象推移等の整理：別紙 20 参照】

※（参考）【設計基準事故に係る被ばく評価結果の整理：別紙 21 参照】

「炉心の変更」に関する基本方針

【第 32 条（炉心等）（その 1：第 32 条第 1～3 項）の別紙 1 に同じ】

1. 概要

「常陽」の炉心は、増殖炉心（以下「MK-I炉心」という。）から照射用炉心（以下「MK-II炉心」という。）へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を140MWとした照射用炉心（以下「MK-III炉心」という。）に変更された。本申請では、更に変更を加え、熱出力を100MWとした照射用炉心（以下「MK-IV炉心」という。）を対象とする。「炉心の変更」に関する基本方針を以下に示す。

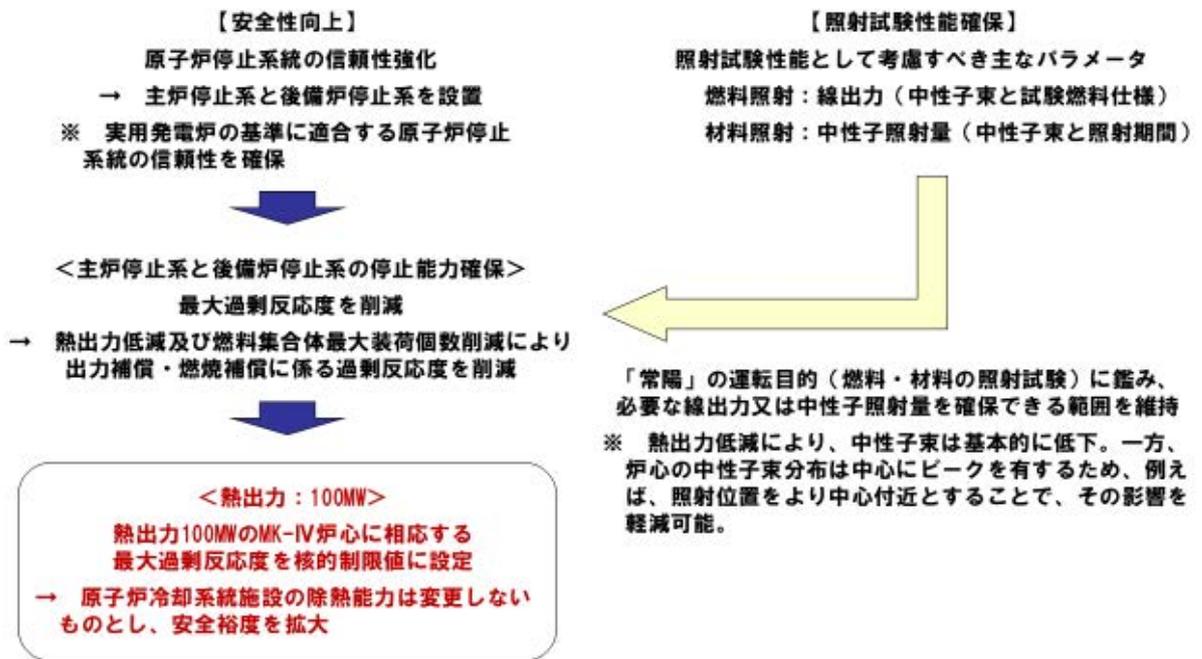
2. 「炉心の変更」に関する基本方針

「炉心の変更」は、「常陽」を「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」等に適合させるための変更を行うにあたり、原子炉停止システムの信頼性を強化し、安全性を向上させること、一方で、高速炉燃料材料の開発等のための照射試験に必要な性能を維持することを目的とする（別図 1.1 参照）。

原子炉停止システムは、独立した主炉停止系と後備炉停止系を設けることで信頼性を向上する。それぞれの原子炉停止システムに要求される停止能力の確保には、最大過剰反応度の削減が必要であり、ここでは、熱出力の低減及び燃料集合体最大装荷個数の削減により、出力補償や燃焼補償に係る過剰反応度を削減して対応することとした。一方で、照射試験性能として考慮すべき主なパラメータである線出力と中性子照射量は、熱出力低減により基本的に低下する。必要な線出力又は中性子照射量を確保できる範囲に維持することも「常陽」の運転目的として肝要である。

熱出力を100MWとしたMK-IV炉心は、これらの要件を満足するものであり、当該炉心に相応する最大過剰反応度を核的制限値とする。なお、原子炉冷却システム施設の除熱能力は変更しないものとし、安全裕度を拡大することとしている。

「炉心の変更」に伴って生じる主な変更点等を別図 1.2 に示す。本申請にあつては、MK-IV炉心（熱出力100MW）での核設計や熱設計を実施するとともに、当該設計結果を炉心燃料集合体の機械設計や被ばく評価、安全評価等に反映する。



別図 1.1 「炉心の変更」に関する基本方針

MK-IV炉心（熱出力100MW）条件として、以下の変更・評価等を実施（最新知見の反映を含む）

【核設計における主な変更点】

- ・ 炉心構成（燃料集合体最大装荷個数削減に対応）
- ・ 核的制限値（最大過剰反応度削減に対応）
- ・ 反応度係数（炉心構成の変更に対応）
- ・ 動特性パラメータ（炉心構成の変更に対応）



【核熱設計結果の反映】

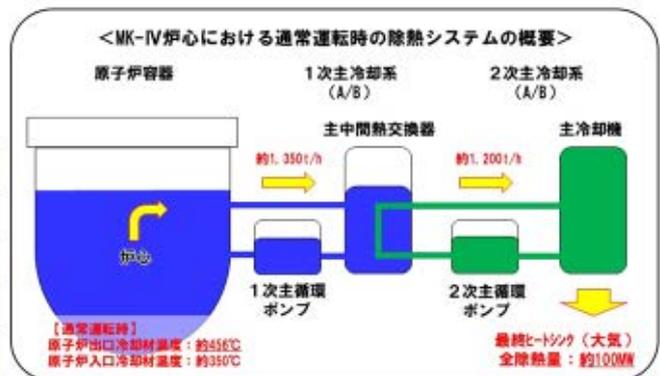
- ・ 炉心燃料集合体の機械設計（使用期間長期化対応を含む）
- ・ 動特性
- ・ 被ばく評価
- ・ 運転時の異常な過渡変化の評価
- ・ 設計基準事故の評価
- ・ 多量の放射性物質等を放出する事故の対策検討・評価

【熱設計における主な変更点】

- ・ 熱的制限値（熱出力低下に伴う使用期間長期化に対応）
- ・ 線出力密度や集合体冷却材流量（炉心構成の変更に対応）

熱的制限値： 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉停止系統及び安全保護系等の機能とあわせて**熱設計基準値（燃料の許容設計限界）**を超えないよう、かつ、その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である1.0を超えないよう、定格出力時における制限値として設定

	MK-III炉心（140MW）		MK-IV炉心（100MW）	
	熱的制限値	熱設計基準値	熱的制限値	熱設計基準値
燃料最高温度	2,530℃	2,650℃	2,350℃	2,650℃
被覆管最高温度（肉厚中心）	675℃	830℃	620℃	840℃
冷却材最高温度		910℃		910℃



別図 1.2 「炉心の変更」に伴って生じる主な変更点等

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定

1. 概要

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「試験炉設置許可基準規則の解釈」に基づき「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」等を参考として、代表的事象を選定した。当該事象選定のプロセスを以下に示す。

2. 事象選定に関する基本方針

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定は、「試験炉設置許可基準規則の解釈」に基づき、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」等を参考とし、「常陽」の安全上の特徴を踏まえて実施することを基本とする。なお、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考とする際には、「高出力炉」を対象とする。

また、上記では、「高出力炉」が「10MW 以上／50MW 以下」と定義され、「常陽」の熱出力を下回ることから、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」も参考にするものとする。さらに、「常陽」がナトリウム冷却型高速炉であることを踏まえ、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」も参考にするものとする。

3. 運転時の異常な過渡変化における代表的事象の選定

3.1 異常な状態を生じさせる可能性のある事象（分類）の選定

「試験炉設置許可基準規則」では、運転時の異常な過渡変化を「通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には試験研究用等原子炉の炉心又は原子炉冷却材バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。」と定義している。

「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」では、運転時の異常な過渡変化を「原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象」とし、以下を異常な状態を生じさせる可能性のある事象としている。

「常陽」においても、基本的に同じとする。ただし、異常な状態を生じさせる可能性のある事象（分類）は、「(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」及び「(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に網羅され、「(3) その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象」として特記すべき事象はないと判断した。

(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

(3) その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象

なお、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」にあつては、「原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化」を異常な状態を生じさせる可能性のある事象の一つとしているが、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」より、ナトリウム冷却型高速炉である「常陽」については、プラントの特徴を踏まえ、対象外と判断した。また、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」では、「ナトリウムの化学変化」を異常な状態を生じさせる可能性のある事象の一つとしているが、水・蒸気系を有しない「常陽」については、プラントの特徴を踏まえ、対象外と判断した。これらを整理した結果を第 3.1.1 図に示す。

3.2 具体的な事象の選定

「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に記載された「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」及び「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に係る事象例を第 3.2.1 図に示す。「常陽」で想定すべき運転時の異常な過渡変化の事象は、以下に示す 2 項目を除き、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に記載された「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」及び「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に係る事象例と概ね同じである。(別添 1 参照)

相違点①「制御棒落下」： 「常陽」は、原子炉出力制御装置（出力自動制御装置）を有しないため、「制御棒落下」が生じた場合に、低下した原子炉出力の補償を目的とした制御棒自動引抜きが生じることはない。低下した出力で安定するのみであり、燃料健全性等への影響は、その他の事象に包絡されるため、対象外と判断した。

相違点②「負荷喪失」： 「常陽」は、タービンを有しないため、「負荷喪失」は対象外と判断した。

なお、本申請において、運転時の異常な過渡変化として選定した代表的事象は、既許可と同じとなった。

水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針	高速増殖炉の安全性の評価の考え方	「常陽」で想定すべき運転時の異常な過渡変化（分類）
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
	原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化		※ 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」より対象外と判断 ※ 水・蒸気系を有しないため、対象外と判断
		ナトリウムの化学変化	
その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他必要と認められる運転時の異常な過渡変化	※ 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」及び「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に網羅され、対象外と判断

「運転時の異常な過渡変化」の定義： 通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には試験研究用等原子炉の炉心又は原子炉冷却材バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの

第 3.1.1 図 「常陽」で想定すべき運転時の異常な過渡変化に係る事象（分類）

分類	高速増殖炉の安全性の評価の考え方に記載された事象例（「もんじゅ」と基本的に同じ）	「常陽」で想定すべき運転時の異常な過渡変化事象	備考
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> 未臨界状態からの制御棒引抜き 出力運転中制御棒引抜き 制御棒落下 	<ul style="list-style-type: none"> 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き 出力運転中の制御棒の異常な引抜き 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉出力制御装置（出力力自動制御装置）を有しないため、「制御棒落下」は対象外と判断
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材流量増大 1次冷却材流量減少 外部電源喪失 2次冷却材流量増大 2次冷却材流量減少 主給水流量増大 主給水流量減少 負荷喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材流量増大 1次冷却材流量減少 外部電源喪失 2次冷却材流量増大 2次冷却材流量減少 主冷却器空気流量の増大 主冷却器空気流量の減少 	<ul style="list-style-type: none"> タービンを有しないため、「負荷喪失」は対象外と判断 水・蒸気系を有しないことを踏まえ、「主給水流量」を「主冷却器空気流量」に置き換えた事象を想定

第 3.2.1 図 「常陽」で想定すべき運転時の異常な過渡変化の具体的事象

4. 設計基準事故における代表的事象の選定

4.1 異常な状態を生じさせる可能性のある事象（分類）の選定

「試験炉設置許可基準規則」では、設計基準事故を「発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には試験研究用等原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。」と定義している。

「水冷型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」では、設計基準事故を「「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象」とし、以下を異常な状態を生じさせる可能性のある事象としている。

「常陽」においても、基本的に同じとする。なお、「(3) 環境への放射性物質の異常な放出」については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に示されている「燃料取扱いに伴う事故」及び「廃棄物処理設備に関する事故」においても考慮する。また、「(4) その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象」として特記すべき事象はないが、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に記載された「原子炉カバーガス系に関する事故」を考慮すべき事象の一つとする。

- (1) 反応度の異常な投入
- (2) 原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化
- (3) 環境への放射性物質の異常な放出
- (4) その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」にあつては、「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」を異常な状態を生じさせる可能性のある事象の一つとしているが、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」より、ナトリウム冷却型高速炉である「常陽」については、プラントの特徴を踏まえ、対象外と判断した。ただし、「ナトリウムの化学反応」として、1次冷却材漏えい事故を想定し、漏えいナトリウムによる熱的影響を評価し、格納容器の健全性を確認する。これらを整理した結果を第 4.1.1 図に示す。

4.2 具体的な事象の選定

「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に記載された事象例を第 4.2.1 図に示す。「常陽」で想定すべき設計基準事故の事象は、以下に示す 5 項目を除き、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に記載された事象例と概ね同じである。(別添 1 参照)

相違点①「制御棒急速引抜き事故」： 「常陽」の反応度制御系統において、制御棒の引抜き速度は一定である。運転時の異常な過渡変化における「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」が想定される事象を代表しているため、「制御棒急速引抜き事故」は対象外と判断した。

相違点②「主蒸気管破断事故」： 「常陽」は、水・蒸気系を有しないため、「主蒸

気管破断事故」は対象外と判断した。

相違点③「燃料取扱い装置の事故」： 「燃料取替取扱事故」と類似の事象である。「環境への放射性物質の異常な放出」の観点で、「燃料取替取扱事故」が厳しい事象であるため、当該事象に代表される。

相違点④「蒸気発生器伝熱管破損事故」： 「常陽」は、水・蒸気系を有しないため、「蒸気発生器伝熱管破損事故」は対象外と判断した。

相違点⑤「燃料スランピング事故」： ステップ状の反応度投入に対して、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに、放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するため、既許可と同様に、「燃料スランピング事故」を想定する。

なお、本申請において、設計基準事故として選定した代表的事象は、概ね既許可と同じであるが、「冷却材流路閉塞事故」及び「燃料取替取扱事故」を追加する結果となった。

水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針	高速増殖炉の安全性の評価の考え方	「常陽」で想定すべき設計基準事故（分類）
反応度の異常な投入	反応度の異常な投入 又は原子炉出力の急激な変化	炉心内の反応度の増大	炉心内の反応度の増大に至る事故
原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化 環境への放射性物質の異常な放出	原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化 環境への放射性物質の異常な放出	炉心冷却能力の低下	炉心冷却能力の低下に至る事故
			※ 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」より、「燃料取扱いに伴う事故」及び「廃棄物処理設備に関する事故」で考慮
		燃料取扱いに伴う事故	燃料取扱いに伴う事故
		廃棄物処理設備に関する事故	廃棄物処理設備に関する事故
	原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化		※ 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」より対象外と判断
		ナトリウムの化学変化	ナトリウムの化学変化 ※ 1次冷却材漏えい事故を想定し、漏えいナトリウムによる熱的影響を評価（格納容器の健全性を確認）
		原子炉カバークラス系に関する事故	原子炉カバークラス系に関する事故
その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他必要と認められる事故	その他

「設計基準事故」の定義： 発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には試験研究用等原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの

第 4.1.1 図 「常陽」で想定すべき設計基準事故に係る事象（分類）

分類	高速増殖炉の安全性の評価の考え方に記載された事故例	「もんじゅ」で想定されている事故（既許可）	「常陽」で想定すべき設計基準事故	備考
炉心内の反応度の増大に至る事故	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒急速引抜き事故 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒急速引抜き事故 燃料スラランピング事故 気泡通過事故 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料スラランピング事故 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒引抜き速度は一定であり、「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」が想定される事象を代表しているため、「制御棒急速引抜き事故」は対象外と判断 燃料スラランピング事故は、ステップ状の反応度投入に対して、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射能物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するため、既許可と同様に、「燃料スラランピング事故」を想定する。 ボイド反応度係数は負であり、「気泡通過事故」は対象外と判断（別添2参照）
炉心冷却能力の低下に至る事故	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系循環ポンプ軸回着事故 1次冷却材漏洩事故 冷却材流路閉塞事故 2次主冷却系循環ポンプ軸回着事故 2次冷却材漏洩事故 主給水ポンプ軸回着事故 主蒸気管破断事故 	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系循環ポンプ軸回着事故 1次冷却材漏洩事故 冷却材流路閉塞事故 2次主冷却系循環ポンプ軸回着事故 2次冷却材漏洩事故 主給水ポンプ軸回着事故 主蒸気管破断事故 主給水管破断事故 	<ul style="list-style-type: none"> 1次主循環ポンプ軸回着事故 1次冷却材漏洩事故 冷却材流路閉塞事故 2次主循環ポンプ軸回着事故 2次冷却材漏洩事故 主送風機風量低下事故 	<ul style="list-style-type: none"> 水・蒸気系を有しないことを踏まえ、「主給水ポンプ」を「主送風機」に置き換える。また、主送風機の原理等に鑑み、起因事象として、ブレイキ誤動作を考慮することとし、「主送風機風量低下事故」を設計基準事故として想定 水・蒸気系を有しないため、「主蒸気管破断事故」及び「主給水管破断事故」は対象外と判断
燃料取扱いに伴う事故	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱事故 燃料取扱装置の事故 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱事故 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱事故 	
廃棄物処理設備に関する事故	<ul style="list-style-type: none"> 気体廃棄物処理系破損事故 	<ul style="list-style-type: none"> 気体廃棄物処理設備破損事故 	<ul style="list-style-type: none"> 気体廃棄物処理設備破損事故 	
ナトリウムの化学変化	<ul style="list-style-type: none"> 1次ナトリウム補助設備からのナトリウム漏洩事故 蒸気発生器伝熱管破損事故 	<ul style="list-style-type: none"> 1次ナトリウム補助設備漏洩事故 蒸気発生器伝熱管破損事故 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材漏洩事故 	<ul style="list-style-type: none"> 水・蒸気系を有しないため、「蒸気発生器伝熱管破損事故」は対象外と判断
原子炉カバーガス系に関する事故	<ul style="list-style-type: none"> 1次アルゴンガス漏洩事故 	<ul style="list-style-type: none"> 1次アルゴンガス漏洩事故 	<ul style="list-style-type: none"> 1次アルゴンガス漏洩事故 	
その他	-	-	-	-

第 4.2.1 図 「常陽」で想定すべき設計基準事故の具体的事象

【参考】運転時の異常な過渡変化の概要

分類	事象	事象の概要
炉心内の反応度 又は 出力分布の異常な変化	未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	原子炉の起動時に運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される。
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転している際に、運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される。
炉心内の熱発生 又は 熱除去の異常な変化	1次冷却材流量増大	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの回転数が上昇し、炉心流量が異常に増大する。
	1次冷却材流量減少	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの主電動機が停止して、1次冷却材流量が減少する。
	外部電源喪失	原子炉の出力運転中に、送電系統の故障や電気設備の故障などにより系統機器の動力の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱される。
	2次冷却材流量増大	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプの回転数が上昇し、2次冷却材流量が異常に増大する。
	2次冷却材流量減少	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプが停止して、2次冷却材流量が減少する。
	主冷却器空気流量の増大	原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材温度制御系の故障等の原因により主冷却機のベーン、ダンパが全開状態となり、主冷却器空気流量が異常に増大する。
	主冷却器空気流量の減少	原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により主送風機が停止して、主冷却器空気流量が減少する。

【参考】設計基準事故の概要

分類	事象	事象の概要
炉心内の反応度の増大に至る事故	燃料スランピング事故	原子炉の出力運転中に、何らかの熱的あるいは機械的原因で燃料ペレットが燃料被覆管内で下方に密に詰まり、炉心に異常な正の反応度が付加される。
炉心冷却能力の低下に至る事故	1次主循環ポンプ軸固着事故	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する。
	1次冷却材漏えい事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管が破損し、1次冷却材が漏えいする。
	冷却材流路閉塞事故	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次冷却材の流路が局部的に閉塞される。
	2次主循環ポンプ軸固着事故	原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により2次主循環ポンプ1台の軸が固着し、2次冷却材流量が減少する。
	2次冷却材漏えい事故	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次冷却材が漏えいする。
主送風機風量瞬時低下事故	原子炉の出力運転中に、何らかの電氣的又は機械的原因により主送風機1台の風量が瞬時に低下し、主冷却器空気流量が減少する。	
燃料取扱いに伴う事故	燃料取替取扱事故	原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における燃料集合体の取扱中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする。
廃棄物処理設備に関する事故	気体廃棄物処理設備破損事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で気体廃棄物処理設備に破損が生じ、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする。
ナトリウムの化学変化	1次冷却材漏えい事故	配管・機器の二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器内床下を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜る。
原子炉カバーガス系に関する事故	1次アルゴンガス漏えい事故	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次アルゴンガス系に破損が生じ、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが漏えいする。

【参考】既許可との比較

【運転時の異常な過渡変化】

分類	旧（既許可）	新	備考
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> ・未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き ・出力運転中の制御棒の異常な引抜き 	<ul style="list-style-type: none"> ・未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き ・出力運転中の制御棒の異常な引抜き 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 変更無し
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材流量増大 ・ 1次冷却材流量減少 ・ 外部電源喪失 ・ 2次冷却材流量増大 ・ 2次冷却材流量減少 ・ 主冷却器空気流量の増大 ・ 主冷却器空気流量の減少 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材流量増大 ・ 1次冷却材流量減少 ・ 外部電源喪失 ・ 2次冷却材流量増大 ・ 2次冷却材流量減少 ・ 主冷却器空気流量の増大 ・ 主冷却器空気流量の減少 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 変更無し

【設計基準事故】

分類	旧（既許可）	新	備考
炉心内の反応度の増大に至る事故	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料スラッピング事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料スラッピング事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 変更無し
炉心冷却能力の低下に至る事故	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次主冷却系主循環ポンプ軸固着事故 ・ 1次冷却材漏えい事故 ・ 2次主冷却系主循環ポンプ軸固着事故 ・ 2次冷却材漏えい事故 ・ 主送風機軸固着事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次主循環ポンプ軸固着事故 ・ 1次冷却材漏えい事故 ・ 冷却材流路閉塞事故 ・ 2次主循環ポンプ軸固着事故 ・ 2次冷却材漏えい事故 ・ 主送風機風量瞬時低下事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 冷却材流路閉塞事故を追加 ・ 用語統一等に鑑み、一部名称を変更
燃料取扱いに伴う事故	-	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取扱取扱事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取扱取扱事故を追加
廃棄物処理設備に関する事故	<ul style="list-style-type: none"> ・ 気体廃棄物処理設備破損事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 気体廃棄物処理設備破損事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 変更無し
ナトリウムの変化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材漏えい事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材漏えい事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 変更無し
原子炉カバールガス系に関する事故	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次アルゴンガス漏えい事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次アルゴンガス漏えい事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 変更無し
その他	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震、火災、台風、洪水 	-	<ul style="list-style-type: none"> ・ 削除

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の代表的事象の選定について

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の代表的事象の選定においては、「常陽」の特徴を踏まえ異常発生部位とパラメータ変動を系統的に考慮し、異常を抽出するとともに当該異常の炉心への影響を検討した結果も踏まえ代表的事象を選定している。これらを整理した結果を第1表に示す。

第1表に示すとおり、炉心への影響は「炉心流量が確保された状態での過出力」、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保され過出力でない状態での除熱源喪失」に集約される。「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」では、集約されたもののうち、判断基準と比較して厳しい結果を与える事象を代表的事象に選定している。

第1表 異常発生 の部位とパラメータ変動を系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理 (1/2)

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

第1表 異常発生部位とパラメータ変動を系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理 (2/2)

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

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

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

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

1 次主冷却系等のカバーガスの圧力異常の影響

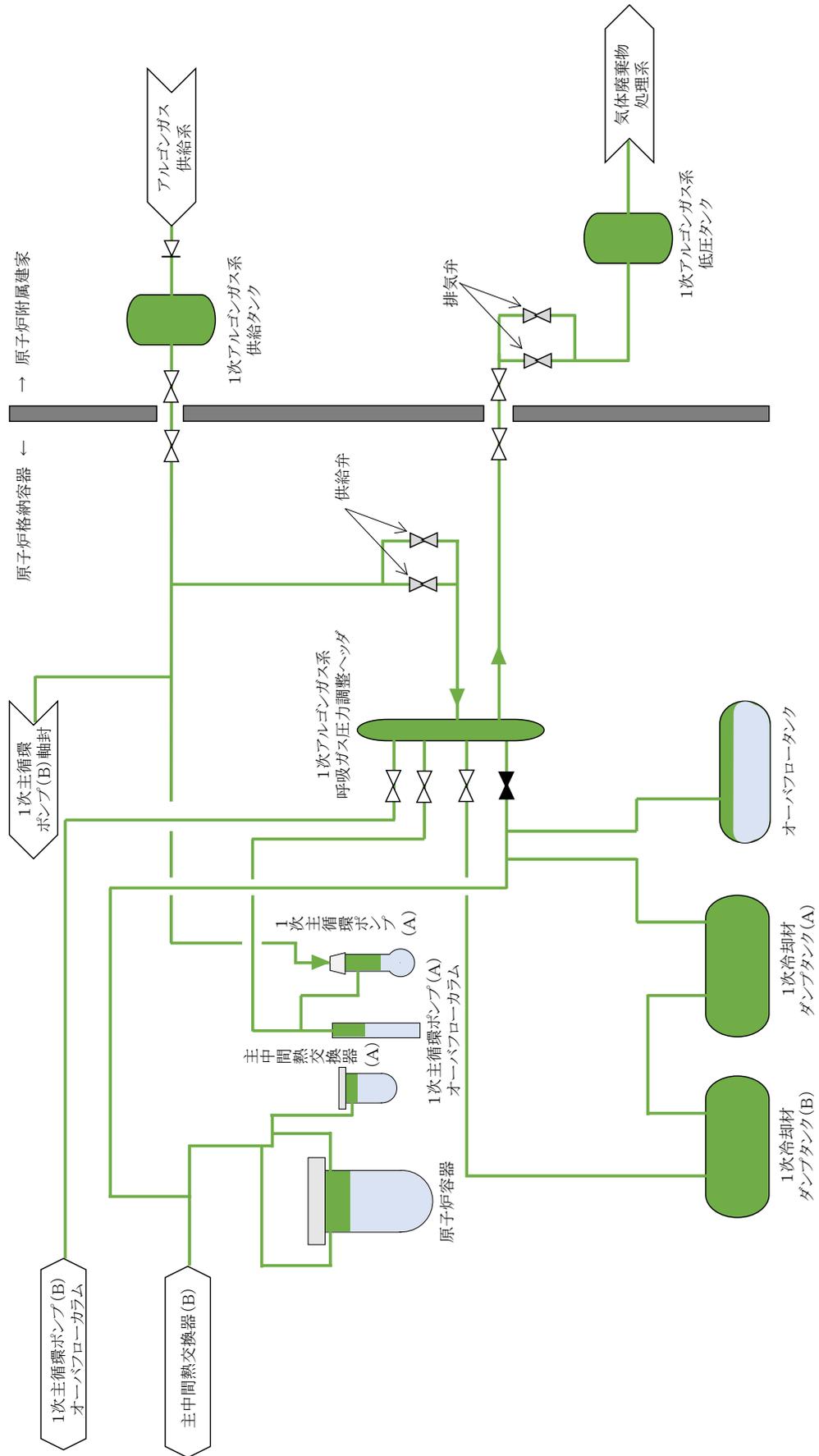
1 次アルゴンガス系は、1 次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、供給タンク、呼吸ガス圧力調整ヘッド、低圧タンク等から構成する。1 次主冷却系等のカバーガスは、呼吸ガス圧力調整ヘッドと連通しており、呼吸ガス圧力調整ヘッドは、供給タンク及び低圧タンクに接続される。1 次アルゴンガス系統の概略図を第 1 図に示す。

1 次主冷却系等のカバーガスの圧力は、冷却材の温度変化等により変動する。1 次主冷却系等のカバーガスの圧力が上昇した際には呼吸ガス圧力調整ヘッドより低圧タンクにアルゴンガスを排気し、圧力が低下した際には供給タンクより呼吸ガス圧力調整ヘッドにアルゴンガスを供給することで、圧力は一定の範囲で制御される。アルゴンガスの供給ライン及び排気ラインには、給排気を制御するための弁を設置している。原子炉運転時における当該弁の作動設定値は、以下に示すとおりであり、1 次主冷却系等のカバーガスの圧力は、約 0.20～約 0.98kPa の範囲の微正圧に制御される。

供給弁（大）	約 0.20 kPa 以下で「開」（通常「閉」）
供給弁（小）	約 0.29 kPa 以下で「開」（通常「閉」）
排気弁（小）	約 0.69 kPa 以上で「開」（通常「閉」）
排気弁（大）	約 0.98 kPa 以上で「開」（通常「閉」）

また、何らかの原因で 1 次主冷却系等のカバーガス圧力が異常に上昇又は低下したとしても、1 次アルゴンガス系は大容量の 1 次冷却材ダンプタンク（2 台（運転時の空間容積：約 200m³））と連通しており、1 次主冷却系等のカバーガス圧力の急激な変動は抑制されるものとしている。

以上のことから、1 次主冷却系等のカバーガスの圧力異常により炉心等に過大な影響が生じることはない。



第1図 1次アルゴンガスシステムの概略図

FMEA による事象選定の妥当性確認について

1. 目的

FMEA（故障モード影響解析）※により運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定について、当該事象選定に抜け漏れがないことを確認する。

※： FMEA とは、システムを構成する機器・部品の故障モードを洗い出し、各故障モードが引き起こすシステム機能に対する影響を特定することによる潜在的な故障の体系的な分析方法である。

2. 前提条件

①「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」、②「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」、③「環境への放射性物質の異常な放出」に至る要因等を対象とする。

FMEA における主なパラメータ（アイテム（構成品）/故障モード/故障影響/故障影響の大きさ/故障頻度）については、以下のとおり設定した。

- ・ アイテム（構成品）は、設置変更許可申請書添付書類八に記載された機器等に関連する構成部品等を対象（詳細化の度合いは、その影響に鑑み、技術的に判断）とする。
- ・ 故障モードは、対象とするアイテムについて、基本的に、構造上考えられる範囲を検討する（検討の度合いは、故障モードを発生させる原因の蓋然性に応じて、技術的に判断）。
- ・ 故障影響は、上記①～③への該当の有無を判断するための項目を設定する。
- ・ 故障影響の大きさは、「高」、「中」、「低」に分類する。
- ・ 故障影響の頻度は、「高」、「中」、「低」、「極低」に分類する。

3. 評価結果

評価結果を第 1 表～第 3 表に示す。FMEA により抽出された事象は、設計上の措置により該当する事象がない等、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における範囲において設計上無視できるか又は運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として選定した事象で代表されることから、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として選定した事象に抜け漏れがないことを確認した。

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(1/10)

炉心構成要素	アイテム*1		機能	故障モード (観測するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 観測, 「-」: 非観測) 核分裂率, 中性子吸収係数の変化	故障影響の大きさ*3	故障影響の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
	燃料集合体	制御棒									
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	核分裂率	燃料の組成変化	燃料に伴う超ウラン元素蓄積	○ ○ -	低	高	燃料に伴う核燃料物質の減少により、負の反応度が卓越するため、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
				燃料の組成変化	焼きしまり	○ -	低	高	炉内には影響がないが、燃料の組成変化による正の反応度影響は燃料比量により、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	形状保持	燃料の組成変化 (スランピング)	スランピング	○ -	高	極低	燃料スランピングにより「炉心内」の反応度増大に相当する。ただし、物理的に起こらない。	設計上無視できる。ただし、スランピングの反応度投入事象として、物理的に設計等事象(燃料スランピング事象)に設定	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
				核分裂生成物の移動	熱勾配	- ○ -	低	高	高	ベレット中の熱勾配による揮発性核分裂生成物のベレット内移動で、揮発性事象であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	核分裂生成物保持	核分裂生成物の放出	ベレットのクラック発生	- ○ -	低	高	揮発性核分裂生成物のベレット内移動が、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
				密度変化	熱収縮	- ○ -	低	高	高	炉内には影響がないが、軸方向の密度変化による正の反応度影響は燃料であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	核分裂生成物保持・冷却	構造材の密度変化	熱収縮, スエリング	○ -	低	高	炉内には影響がないが、軸方向の密度変化による正の反応度影響は燃料であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
				キャップコンダクタンスの低下	制御棒破断に伴うヘリウムガス漏えい	○ -	低	低	低	燃料温度上昇による負の反応度投入、燃料破断に起因する2次事象。	設計上無視できる。
炉心構成要素	燃料要素	燃料要素	冷却	燃料のトップブラ反応度の変化	温度低下によるトップブラ反応度投入	○ ○ -	中	中	燃料温度低下による正の反応度投入により「炉心内の反応度の異常な変化」に相当する。ただし、燃料温度低下のトップブラによる反応度投入の影響は、燃料温度低下事象で代表することができ。	他の温度事象(「1」次冷却材流量減少)」で代表	設計(燃料要素)
				制御棒の体積膨張	スエリング	○ -	低	高	高	体積膨張に伴う負の反応度投入	設計上無視できる。

*1: 原子炉管内に設置・保持する構成部品等を基本単位に対象とする。
 *2: 「核分裂率の変化」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの。「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における設定を超過するパラメータの変動が生じるもの。「低」: 通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの。生じないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象。「中」: 運転時の異常な温度変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象。「極低」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本単位を「中」内: (故障影響の大きさ/程度) [中/低]: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を温度事象として対応する場合はある。)(中/中): 運転時において発生する可能性があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を温度事象として対応する場合はある。)(中/高): 運転時において発生する可能性があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を温度事象として対応する場合はある。)(高/低): 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合はある。)(高/中): 通常事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合はある。)(高/高): 設計上の問題により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(2/10)

アイテム*		機能	故障モード (種目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「O」: 計測、「-」: 非観測) 核分裂率、中性子吸収係数の変化	故障影響の大きさ*3	故障影響の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
炉心構成要素	構成品									
炉心構成要素	燃料集合体	燃料要素	燃料の組成変化	調整、調整作	O	低	極低	外側燃料シンを内側燃料に調整するとしても、出力運転中の正の反応度投入率による炉心反応度の増大に関しては、原子炉停止を要しない。調整は、調整を要しない場合は原子炉を停止するものとする。	設計上無償できる。	品質保証(製造管理) 運転制限(過熱反応度)
			径方向位置	要素曲線	O	低	高	燃料要素は相互に調整し、移動量が増える場合は、調整曲線による正の反応度影響は軽減であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限値)
			径方向位置	地震位置	O	低	低	燃料要素は相互に調整し、移動量が限られるため、地震による径方向位置で生じる正の反応度影響は軽減であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(燃料要素) 運転制限(地震加速度)
			核分裂生成物保持	核分裂生成物保持	-	低	低	負の反応度投入	設計上無償できる。	燃料調整格納系 原子炉の自動又は手動停止
燃料集合体	炉心燃料集合体	内側燃料集合体	配置の強化	調整荷	O	低	極低	外側燃料を内側燃料に調整したとしても、出力運転中の正の反応度投入率による炉心反応度の増大に関しては、原子炉停止を要しない。調整は、調整を要しない場合は原子炉を停止するものとする。	設計上無償できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限値)
			径方向位置	炉心曲線	O	低	高	炉心構成要素は相互に調整し、移動量が限られるため、地震による正の反応度影響は軽減であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、燃料) 運転制限(後熱制限値)
			径方向位置	地震位置	O	低	低	炉心構成要素は相互に調整し、移動量が限られるため、地震による正の反応度影響は軽減であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、燃料) 運転制限(地震加速度)
			制御棒と炉心の相対位置保持	地震位置	-	低	低	地震位置による相対的な制御棒引き込みによる正の反応度投入率による炉心反応度の増大に関しては、原子炉停止を要しない。調整は、調整を要しない場合は原子炉を停止するものとする。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、制御棒) 運転制限(地震加速度)

*1: 原子炉容器内に設置・保持する構成部品等を基本的に対象とする。

*2: 「核分裂率の増大」、「中性子吸収係数の減少」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子吸収係数の変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全限値超過の動作が生じるもの、「中」: 安全限値超過の動作を要しないが、通常の運転における想定を越えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は発生前に動作するもの

*4: 「高」: 故障の影響が、通常の運転において想定される範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は発生前に動作するもの、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づき故障影響評価の基本的な考え方【内】: (故障影響の大きさ/頻度)

【中/高】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/中】: 運転管理、設計、加工、調整管理等に要する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/低】: 運転管理、設計、加工、調整管理等に要する必要があるが、別事象に代表されるもの

【高/高】: 物理的に許容しない又は設計上の制限により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/中】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【低/高】: 設計上の制限により、発生する事象が存在しないもの

【低/中】: 設計上の制限により、発生する事象が存在しないもの

【低/低】: 設計上の制限により、発生する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(3/10)

アイテム*		機能			故障モード (種目するパラメータ)		故障原因 (パラメータの変動要因)		故障影響*2 (「0」: 無影響、「1」: 非顕在) 核分裂率 中性子吸収 中性子漏えいの 変化		故障影響 の大きさ *3		故障影響 の程度 *4		故障影響*5		評価結果		条件等				
炉心構成 要素	燃料集合体	燃料集合体	炉心燃料 集合体	外側燃料集合体		内側燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体			
				A型	B型	C型	D型	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体
炉心構成 要素	燃料集合体	燃料集合体	炉心燃料 集合体	外側燃料集合体		内側燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体			
				熱吸収、スエリング		中性子反作用		配管の歪み		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体	
				中性子反作用		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体	
				燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体	
				燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体	
				燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体	
				燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体	
				燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体	
				燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体	
				燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体		燃料集合体	

*1: 原子炉管線内に設置・保有する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「核分裂率の変化」、「中性子漏えいの変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子反作用の変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じないが、通常の運転における想定を超えるパラメータの変動が生じること、
 「中」: 安全保護回路の動作が生じないが、通常の運転における想定を超えるパラメータの変動が生じること、
 「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な温度変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、
 「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方
 【高/高】: 通常運転時に発生する事象により、別事象に代表される場合がある。
 【高/中】: 運転時により、別事象に代表される場合がある。
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【中/高】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【中/中】: 運転時により、別事象に代表される場合がある。
 【中/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【低/高】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【低/中】: 運転時により、別事象に代表される場合がある。
 【低/低】: 設計上の措置により、該当する事象が生じないもの
 ※ 「内側燃料集合体」に同じ (照射材料は、移動又は状態の変化が生じた場合においても反応度が異常に投入をされないように設計)

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(4/10)

炉心構成要素	アイテム*1		機能	故障モード (標目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「O」: 異常, 「-」: 非異常)		故障影響の大きさ*3	故障影響の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
	構成品	運へい事業				燃料燃焼率 の变化	中性子濃度 の变化					
炉心構成要素	運へい事業	中性子濃縮	中性子濃縮	構造材の密度変化	熱収縮、スエリング	-	-	低	高	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造) 運転制限
				配置の変化	調製荷	-	-	低	極低	調製荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化か運転サイクル初期において変化することにより、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。また、調製荷等による過剰反応度投入率として顕在化しない。また、調製荷等による過剰反応度投入率として顕在化しない。また、調製荷等による過剰反応度投入率として顕在化しない。また、調製荷等による過剰反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	運転管理(調製荷防止)
				径方向変位	炉心湾曲	-	-	低	高	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、運転管理)
				径方向変位	地震変位	-	-	低	低	地震変位による反動効果の変化に起因して、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。また、地震変位による過剰反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造) 運転制限
				配置の変化	調製荷	-	-	低	極低	調製荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化することにより、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。また、調製荷等による過剰反応度投入率として顕在化しない。また、調製荷等による過剰反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	運転管理(調製荷防止)
				径方向変位	炉心湾曲	-	-	低	高	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造) 運転制限(地震加振度)
	その他(中性子濃)	中性子濃縮	中性子濃縮	構造材の密度変化	熱収縮、スエリング	-	-	低	高	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造) 運転制限(地震加振度)
				配置の変化	調製荷	-	-	低	極低	調製荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化することにより、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。また、調製荷等による過剰反応度投入率として顕在化しない。また、調製荷等による過剰反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	運転管理(調製荷防止)
				径方向変位	炉心湾曲	-	-	低	高	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造) 運転制限(地震加振度)
				径方向変位	地震変位	-	-	低	低	地震変位による反動効果の変化に起因して、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。また、地震変位による過剰反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造) 運転制限
				配置の変化	調製荷	-	-	低	極低	調製荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において変化することにより、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。また、調製荷等による過剰反応度投入率として顕在化しない。また、調製荷等による過剰反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	運転管理(調製荷防止)
				径方向変位	炉心湾曲	-	-	低	高	反応度影響は顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、運転管理、実験装置)

*1: 原子炉容器内に設置、保持する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「燃料燃焼率の变化」、「中性子濃度の变化」、「中性子濃縮率の变化」、「安全係数回復の動作が正常に発生しない」、「安全係数回復の動作が正常に発生しない」、「安全係数回復の動作が正常に発生しない」等の異常な変化に相当する事象、「低」: 設計基準事象に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象
 *3: 「高」: 安全係数回復の動作が正常に発生しないもの、生じないもの又は安全係数回復の動作が正常に発生しないもの、「中」: 運転中の異常な過剰反応に相当する事象、「低」: 設計基準事象に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象
 *4: 「高」: 過剰反応度投入率として顕在化しないもの、「中」: 過剰反応度投入率として顕在化しないもの、「低」: 過剰反応度投入率として顕在化しないもの、「極低」: 過剰反応度投入率として顕在化しないもの
 *5: 故障影響の大きさ及び程度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【内】: 【故障影響の大きさ/程度】
 【高/低】: 故障影響の発生する範囲が広いもの(高)と狭いもの(低)を比較して評価する。
 【中/高】: 過剰反応度投入率として顕在化しないもの(高)と顕在化しないもの(中)を比較して評価する。
 【高/極低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の制約により発生しないもの(高)と発生しないもの(極低)を比較して評価する。
 【高/中】: 過剰反応度投入率として顕在化しないもの(高)と過剰反応度投入率として顕在化しないもの(中)を比較して評価する。
 【高/低】: 過剰反応度投入率として顕在化しないもの(高)と過剰反応度投入率として顕在化しないもの(低)を比較して評価する。
 【高/中】: 過剰反応度投入率として顕在化しないもの(高)と過剰反応度投入率として顕在化しないもの(中)を比較して評価する。
 【高/極低】: 設計上の制約により、該当する事象が存在しないもの(高)と存在しないもの(極低)を比較して評価する。

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(6/10)

アイテム* 1		機能		故障モード (科目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等		
炉心構成 要素	実施設備	照射用 実験装置	燃料用 実験装置	スペクトル 調整設備	集合体	故障影響*2 (「O」: 発生、「-」: 非発生) 核分裂率、中性子吸収 係数の変化		中性子吸収 係数の変化	中性子吸収 係数の変化	中性子吸収 係数の変化	中性子吸収 係数の変化	
						集合体 配置維持	中性子遮蔽					
炉心構造物	炉心ハレル 構造物	炉心ハレル 構造物 (炉内燃料貯蔵ラック)	炉心支持 構造物	炉心支持板	集合体 配置維持	O	-	-	-	低	低	炉心支持構造物、実験装置
炉心構成 要素	実施設備	照射用 実験装置	燃料用 実験装置	スペクトル 調整設備	集合体	-	-	-	-	低	高	運転管理(運転前防止)
炉心構造物	炉心ハレル 構造物	炉心ハレル 構造物 (炉内燃料貯蔵ラック)	炉心支持 構造物	炉心支持板	集合体 配置維持	-	-	-	-	低	高	運転管理(運転前防止)

*1: 炉心支持構造内に設置・保持する構成部品等を基本的に対象とする。

*2: 「核分裂率の変化」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子遮蔽係数の変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全係数回復の動作が生じないもの、「中」: 安全係数回復の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの

*4: 「高」: 通常の運転時において発生することが想定される場合、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事象に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づき故障影響評価の基本的名義「中」内: (故障影響の大きさ/頻度)

【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代替されるもの (ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)

【中/中】: 運転時において発生する必要があるが、別事象に代替されるもの (ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)

【中/高】: 運転時において発生する必要があるが、別事象に代替されない又は影響が別事象に代替されるもの

【高/低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代替されるもの

【高/中】: 事故として対応するもの (ただし、別事象に代替される場合がある。)

【高/高】: 過渡事象として対応するもの (ただし、別事象に代替される場合がある。)

【高/高】: 設計上の措置により、発生する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(7/10)

アイテム* 1		機能	故障モード (種目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
構成部品	制動要素								
制御設備	制御要素	出力制御・停止	中性子吸収材 (ベレット)の移動	ベレット溶融	低	強低	負の反応度投入	設計上無償できる。	
	制御棒	出力制御・停止	上下移動	飛び出し	高	強低	制御棒挿入	設計上無償できる。	設計(制御棒駆動機構、低圧システム)
制御棒	制御棒	出力制御・停止	上下移動	浮き上がり	低	低	制御棒挿入	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、制御棒)
	制御棒	出力制御・停止	上下移動	落下	低	低	負の反応度投入	設計上無償できる。	設計(制御棒駆動機構、電源)
制御棒駆動機構	制御棒	制御棒と炉心の相対位置保持	径方向移動	流力阻動	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当する。設計上防止されている。運動は極小であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(制御棒)
	制御棒	制御棒と炉心の相対位置保持	径方向移動	地震変位	低	低	地震変位による反応度投入は、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当する。ただし、正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造) 運転制限(地震加速度)
制御棒駆動機構系	制御棒駆動機構	制御棒集合体駆動	上下移動	地震変位	低	低	地震変位による反応度投入は、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当する。正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造) 運転制限(地震加速度)
	制御棒駆動機構系	制御棒集合体駆動	上下移動	熱収縮	低	高	反応度影響は軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、制御棒駆動機構)

*1: 原子炉容器内に設置、保持する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「燃料要素の変化」、「中性子吸収材の変化」、「中性子源の変化」、「中性子源の減少」を判断項目に設定。
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じないもの、「中」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「低」: 安全保護回路の動作が生じないもの。
 *4: 「高」: 通常の運転において想定される異常な変化に相当する事象、「中」: 通常の運転において想定される異常な変化に相当する事象、「低」: 設計基準事象に相当する事象、「極低」: 設計基準事象よりも低いと想定される事象。
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【内】: (故障影響の大きさ/頻度)
 【高/高】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無償できるもの
 【中/中】: 故障の影響が生じるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を別事象として対応する場合はある。)
 【高/低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の制限により発生しない又は影響が別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を別事象として対応する場合はある。)
 【中/低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の制限により発生しないもの(ただし、当該事象を別事象として対応する場合はある。)
 【低/高】: 故障の影響が生じるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を別事象として対応する場合はある。)
 【低/低】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無償できるもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(8/10)

非常用制御設備	アイテム*1		機能	故障モード (種目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「O」: 発生、「-」: 非発生) 中性子吸収係数の変化	故障影響の大きさ*3	故障影響の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
	構成品	後備炉停止制御棒									
放射線運搬体	後備炉停止制御棒	後備炉停止制御棒	出力制御・停止	上下移動	落下	-	低	低	負の反応度投入	設計上無償できる。	設計(制御棒駆動機構、電源)
		後備炉停止制御棒駆動機上層案内管	制御棒集合体駆動	上下移動	熱収縮	-	低	高	反応度影響は緩和されており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、制御棒駆動機構)
		原子炉容器	制御棒と炉心の相対位置保持	原子炉容器の位置変化	軸方向膨張	-	低	高	反応度影響は緩和されており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計及び炉材量制限(寿命)
放射線運搬体	大回転フラグ	大回転フラグ	制御棒と炉心の相対位置保持	上下移動	浮き上がり	-	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」は顕在化しない。中性子吸収係数は加圧されており、また、回転フラグは対称に回転される設計としており、正の反応度影響は緩和されており、出力運転中の正の反応度投入事故としては顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造インタローック)
		小回転フラグ	制御棒と炉心の相対位置保持	上下移動	浮き上がり	-	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」は顕在化しない。中性子吸収係数は加圧されており、また、回転フラグは対称に回転される設計としており、正の反応度影響は緩和されており、出力運転中の正の反応度投入事故としては顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、インタローック)
		炉心上部機構	炉心上部機構	上下移動	浮き上がり	-	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」は顕在化しない。中性子吸収係数は加圧されており、また、回転フラグは対称に回転される設計としており、正の反応度影響は緩和されており、出力運転中の正の反応度投入事故としては顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造インタローック)
放射線運搬体	運へいコンクリート	運へいコンクリート	中性子遮蔽	グラファイトの密度変化	熱収縮	-	低	高	反応度影響は緩和されており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(炉心、遮蔽設計)
		運へいコンクリート	中性子遮蔽	運へいコンクリートの密度変化	熱収縮	-	低	高	反応度影響は緩和されており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(炉心、遮蔽設計)
		生体運へい体	中性子遮蔽	生体運へい体の密度変化	熱収縮	-	低	高	反応度影響は緩和されており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(炉心、遮蔽設計)

*1: 原子炉容器内に設置・保持する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「体分吸収の変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子捕えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じないが、通常の運転における警告を超えてパラメータの変動が生じるもの。「中」: 安全保護回路の動作が生じないが、発生しないもの又は安全側に動作するもの。「低」: 通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの。
 *4: 「高」: 通常運転時に発生することが想定される事故。「中」: 事故の影響が生じない又は安全側に動作するもの。「低」: 事故の影響が生じない又は安全側に動作するもの。
 *5: 故障影響の大きさ及び顕在化の有無を判断するもの(ただし、別事業に代表される場合がある。)
 [高/低]: 故障影響の大きさが顕在化しない又は顕在化しないもの(ただし、当該事業を事故として対応する場がある。)
 [中/高]: 通常運転時に発生することが想定される事故。「中」: 事故の影響が生じない又は安全側に動作するもの(ただし、当該事業を事故として対応する場がある。)
 [中/低]: 通常運転時に発生することが想定される事故。「低」: 事故の影響が生じない又は安全側に動作するもの(ただし、当該事業を事故として対応する場がある。)
 [高/中]: 事故として対応するもの(ただし、別事業に代表される場合がある。)
 [低/中]: 事故として対応するもの(ただし、別事業に代表される場合がある。)
 [高/高]: 設計上の措置により、発生する事故が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(9/10)

アイテム*	機能	故障モード (科目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 増加、「-」: 非線形) 核分裂率、中性子吸収係数の変化	故障影響 の大きさ*3	故障影響 の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
1次主冷却系	主中間冷却器	熱交換の増大	冷却材流量増大 原子炉冷却材温度制御系 (2次側冷却材温度上昇)	○	高	中	原子炉入口冷却材温度低下により、炉心内の反応度の異常な変化(「2次冷却材流量増大」)又は「炉心内の反応度増大」に該当	運転時の異常な過渡変化(「2次冷却材流量増大」)に設定	
		熱交換の減少	冷却材流量減少 原子炉冷却材温度制御系 制御器 (2次側冷却材温度上昇)	○	高	中	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の過渡現象(「2次冷却材流量減少」)で代表	
		熱交換の減少	伝熱管閉塞	○	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の事故現象(「2次主循環ポンプ制御器事故」)で代表	
		熱交換の減少	伝熱管破損	○	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の事故現象(「2次主循環ポンプ制御器事故」)で代表	
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
1次主循環ポンプ	本体	流量減少	フローコーストダウン	○	高	中	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の過渡現象(「1次冷却材流量減少」)で代表	
		流量減少	機器故障 (羽根車破損等)	○	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の事故現象(「1次主循環ポンプ制御器事故」)で代表	
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
1次冷却材流量制御系	主電動機	流量増大	流量制御系故障	○	高	中	原子炉入口冷却材温度低下により、炉心内の反応度の異常な変化(「1次冷却材流量増大」)又は「炉心内の反応度増大」に該当	運転時の異常な過渡変化(「1次冷却材流量増大」)に設定	
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					

*1: 原子炉管束内に設置・保つる構成部品等を基本的に対象とする。

*2: 「核分裂率の変化」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を越えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの

*4: 「高」: 通常の運転において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「顕低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び程度に基づく故障影響評価の基本的事象方

【中/高】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの

【中/低】: 異常として発生する必要があるが、別項に規定される事象として対応する場合はあるもの(ただし、当該事象を過渡現象として対応する場合はある。)

【高/高】: 運転時、設計、施工、維持管理により対応し、影響が顕在化しない又は影響が明瞭に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡現象として対応する場合はある。)

【高/低】: 経理的に起こり得ない又は設計上の措置により対応する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)

【高/中】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/高】: 過渡現象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(10/10)

アイテム*1	機能	故障モード (科目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 軽微、「-」: 非該当)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
				核分裂率 の低下 の程度	中性子吸収 係数の低下 の程度						
1次主冷却系	冷却材	配管(内管)	冷却材の保持	冷却材の減少	○	-	○	※ 「冷却材」に同じ			
		インベントリ増大	補助中間熱交換器故障、 1次オーバーフロー系故障	○	-	○	高	中	炉入口冷却材温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の過渡現象(「1次冷却材流量増大」)で代表	
		冷却材の密度変化	熱収縮	○	○	○	低	高	冷却材固有の熱膨張率に起因するため、収縮量が限られ、熱収縮での密度変化による炉心内の反応度増大は、冷却材の温度変化による出力変動が5%以内の反応度投入現象として顕在化しない。	設計上無損できる。 設計管理(原子炉本体)	
		冷却材の密度変化	制御棒からの ヘリウム放出	○	○	○	低	高	ヘリウムベント孔は燃料より上方にあり、反応度の影響として顕在化しない。	設計上無損できる。 設計管理(制御棒)	
		冷却材の密度変化	カーバースガス巻き込み	○	○	○	低	中	真の反応度投入	設計上無損できる。 設計管理(原子炉本体)	
		冷却材への不純物の混入	吸収材の混入	-	○	-	低	低	真の反応度投入	設計上無損できる。 設計管理(原子炉本体)	
		冷却材への不純物の混入	減速材(潤滑油等)の混入	○	-	-	中	低	「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、設計上防止されている。	他の事故現象(「燃料スランピン」)で代表	
		インベントリ減少	1次冷却材漏えい	○	-	-	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当	他の事故現象(「1次冷却材漏えい事故」)で代表	
		熱交換の増大									
		熱交換の減少									
2次主冷却系	最終ヒートシンクへの熱輸送	主冷却器									
		主冷却機設備	送風機 (強制ブローキを含む)								
			インレットベーン								
			出口ダンパ								
		原子炉冷却材循環回路	ダクト類								
			本体								
			電動機								
		2次主循環ポンプ									
			配管								
		冷却材									

ただし、温度を媒介として炉心反応度へ影響し、主中間熱交換器の熱交換の増大・減少する事象に包括

*1: 原子炉設備内に設置・保持する構成部品等を基本内に対象とする。
 *2: 「核分裂率の低下」、「中性子吸収係数の低下」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 通常の動作が停止する事象、「中」: 安全係数回復の動作を要しないが、通常の運転における設定を超えてパラメータの変動が生じるもの。「低」: 通常の動作が停止する事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事象に相当する事象、「超底」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象
 *4: 「高」: 通常の動作が停止する事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事象に相当する事象、「超底」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づき故障影響の基本的な考え方【】内: (故障影響の大きさ/程度)
 [中/低]: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡現象として対応する場合はある。)
 [中/高]: 過渡現象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡現象として対応する場合はある。)
 [高/超底]: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)
 [高/中]: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 [超/中]: 過渡現象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 [超/高]: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(1/5)

アイテム*1	機能		故障モード (観測するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 発生, 「-」: 非発生)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等		
	炉心構成 要素	炉心燃料 集合体			燃料温度の異常増減/燃料温度 の変化	燃料温度の異常増減/燃料温度 の変化							
1次主冷却系	炉心構成 要素	燃料集合体	冷却材流路の開所閉塞	異物(潤滑油含む。)の 混入等	-	○	中	低	「炉心冷却能力の低下に至る事 故」に該当する。ただし、エント ストラススへの冷却材流路閉塞は 臨時的なものであり、1次主冷却 ポンプ潤滑油の冷却材中への混入 は、設計上防止される。	他の事故事象(「冷却材流路閉塞 事故」)で代表			
					燃料要素 スバイタル ワイヤ	-	○	中	低	設計基準事故(「冷却材流路閉塞 事故」)に設定			
					内側燃料 集合体	放射線物質(核 分裂生成ガス)を 分離生成ガスを 含む。)の保持	-	○	中	低	万一の地震等の原因の発生を仮定 したものであるが、「炉心冷却能 力」の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「冷却材流路閉塞 事故」)に設定	
					炉心燃料 集合体	燃料保持・ 冷却	燃料管破損に伴う ヘリウムガス漏えい	○	-	中	低	「炉心冷却能力」の低下に至る事 故」に該当。ただし、間所的な熱 源能力低下が発生する事象	他の事故事象(「冷却材流路閉塞 事故」)で代表
主中間熱交換器	燃料集合体	燃料集合体	間所的な過出力	集合体の融結等、 燃料バレットの崩壊等	○	○	中	低	「炉心冷却能力」の低下に至る事 故」に該当する。ただし、間所的 な熱源能力低下が発生する事象 に該当する。ただし、間所的な熱 源能力低下が発生する事象に包 含される事象であり、また、出力運 転中に顕在化する事象ではない。	他の事故事象(「冷却材流路閉塞 事故」)で代表			
					外側燃料集合体	-	-	中	低	「炉心冷却能力」の低下に至る事 故」に該当する。ただし、間所的 な熱源能力低下が発生する事象 に該当する。ただし、間所的な熱 源能力低下が発生する事象に包 含される事象であり、また、出力運 転中に顕在化する事象ではない。	他の事故事象(「冷却材流路閉塞 事故」)で代表		
					A型	-	-	中	低	「炉心冷却能力」の低下に至る事 故」に該当する。ただし、間所的 な熱源能力低下が発生する事象 に該当する。ただし、間所的な熱 源能力低下が発生する事象に包 含される事象であり、また、出力運 転中に顕在化する事象ではない。	他の事故事象(「冷却材流路閉塞 事故」)で代表		
					B型	-	-	中	低	「炉心冷却能力」の低下に至る事 故」に該当する。ただし、間所的 な熱源能力低下が発生する事象 に該当する。ただし、間所的な熱 源能力低下が発生する事象に包 含される事象であり、また、出力運 転中に顕在化する事象ではない。	他の事故事象(「冷却材流路閉塞 事故」)で代表		
主中間熱交換器	燃料集合体	燃料集合体	間所的な過出力	集合体の融結等、 燃料バレットの崩壊等	○	○	中	低	「炉心冷却能力」の低下に至る事 故」に該当する。ただし、間所的 な熱源能力低下が発生する事象 に該当する。ただし、間所的な熱 源能力低下が発生する事象に包 含される事象であり、また、出力運 転中に顕在化する事象ではない。	他の事故事象(「冷却材流路閉塞 事故」)で代表			
					C型	-	-	中	低	「炉心冷却能力」の低下に至る事 故」に該当する。ただし、間所的 な熱源能力低下が発生する事象 に該当する。ただし、間所的な熱 源能力低下が発生する事象に包 含される事象であり、また、出力運 転中に顕在化する事象ではない。	他の事故事象(「冷却材流路閉塞 事故」)で代表		
					D型	-	-	中	低	「炉心冷却能力」の低下に至る事 故」に該当する。ただし、間所的 な熱源能力低下が発生する事象 に該当する。ただし、間所的な熱 源能力低下が発生する事象に包 含される事象であり、また、出力運 転中に顕在化する事象ではない。	他の事故事象(「冷却材流路閉塞 事故」)で代表		
					燃料集合体	-	-	中	低	「炉心冷却能力」の低下に至る事 故」に該当する。ただし、間所的 な熱源能力低下が発生する事象 に該当する。ただし、間所的な熱 源能力低下が発生する事象に包 含される事象であり、また、出力運 転中に顕在化する事象ではない。	他の事故事象(「冷却材流路閉塞 事故」)で代表		
1次主冷却系	燃料集合体	燃料集合体	熱交換の増大	冷却材流量増大 原子炉冷却材温度制御系破 壊等 (2次側冷却材温度低下)	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異 常な変化」に該当する。ただし、 最終ヒートポンクへの熱輸送機能 の喪失は、最終的な熱の逃がし場 である主冷却機構の機能喪失に包 含される事象に包絡	他の過事象(「主冷却器空流 量の増大」)で代表			
					熱交換の減少	冷却材流量減少 原子炉冷却材温度制御系破 壊等 (2次側冷却材温度上昇)	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異 常な変化」に該当する。ただし、 最終ヒートポンクへの熱輸送機能 の喪失は、最終的な熱の逃がし場 である主冷却機構の機能喪失、2次 系冷却材流量減少事象に包絡	他の過事象(「主冷却器空流 量の減少」/「2次冷却材流量減 少」)又は事故事象(「主冷却機 機能喪失」/「2次主冷却 ポンプ軸回閉塞事故」)で代表	
					熱交換の増大	伝熱管閉塞	-	○	高	低	「炉心内の熱発生又は熱除去の異 常な変化」に該当する。ただし、 最終ヒートポンクへの熱輸送機能 の喪失は、最終的な熱の逃がし場 である主冷却機構の機能喪失、2次 系冷却材流量減少事象に包絡	他の過事象(「主冷却器空流 量の減少」/「2次冷却材流量減 少」)又は事故事象(「主冷却機 機能喪失」/「2次主冷却 ポンプ軸回閉塞事故」)で代表	
					熱交換の減少	伝熱管破損	-	○	高	低	「炉心内の熱発生又は熱除去の異 常な変化」に該当する。ただし、 最終ヒートポンクへの熱輸送機能 の喪失は、最終的な熱の逃がし場 である主冷却機構の機能喪失、2次 系冷却材流量減少事象に包絡	他の過事象(「主冷却器空流 量の減少」/「2次冷却材流量減 少」)又は事故事象(「主冷却機 機能喪失」/「2次主冷却 ポンプ軸回閉塞事故」)で代表	

*1: 最終ヒートポンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象

*2: 「燃料温度の変化」、「燃料温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における設定を踏まえてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 通常の運転において発生することが想定される程度の範囲で発生する事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと判定される事象

*4: 「高」: 通常の運転において発生することが想定されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)

*5: 初期影響の大きさ及び頻度に基づき、初期影響評価の基本的な考え方【】内: 【初期影響】に代表されるもの

【中/中】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)

【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/高】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合はある。)

【高/低】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合はある。)

【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合はある。)

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(2/5)

アイテム*1	機能	故障モード (構目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「TO」: 原因, 「-」: 非原因)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
				燃料温度の異常な変化 の程度	燃料温度の異常な変化 の程度					
1次主循環ポンプ	本体	流量増大	機器故障 (羽根車破損等)	-	0	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化(「1次冷却材流量減少」)に設定	
		流量減少	制御	-	0	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「1次主循環ポンプ制御事故」)に設定	
		インバントリ減少								
1次主冷却系	アウトターケーシング	流量増大								
		流量減少								
		インバントリ減少								
1次主冷却系	主電動機	流量増大								
		流量減少								
		インバントリ減少								
1次主冷却系	ボギーモーター	流量増大								
		流量減少								
		インバントリ減少								
1次主冷却系	1次冷却材流量制御系	流量増大	流量制御系故障	0	-	中	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化(「1次冷却材流量増大」)に設定	
		流量減少								
		インバントリ減少								
1次主冷却系	配管(内管)	流量増大								
		流量減少								
		インバントリ減少								
2次主冷却系	冷却材	流量増大	補助中間交換機故障・オーバフロー系故障	0	-	中	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	他の過渡現象で代表(「1次冷却材流量増大」)	
		流量減少	1次冷却材漏えい	-	0	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「1次冷却材漏えい事故」)に設定	
		熱交換の増大	2次冷却材流量増大・流量増大 原子炉冷却材温度制御系故障等 (2次冷却材流量低下)	-	0	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終的な炉心の過熱化を防止する主冷却材の流量低下(2次冷却材流量低下)に由来	他の過渡現象で代表(「主冷却器空気流量増大」)	
2次主冷却系	主冷却器	流量減少	2次冷却材流量減少・流量減少 原子炉冷却材温度制御系故障等 (2次冷却材流量低下)	-	0	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終的な炉心の過熱化を防止する主冷却材の流量低下(2次冷却材流量低下)に由来	他の過渡現象(「主冷却器空気流量減少」)又は事故現象(「主冷却器空気流量減少」)で代表	
		熱交換の減少	伝熱管破損又は冷却ポンプ故障	-	0	高	低	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終的な炉心の過熱化を防止する主冷却材の流量低下(2次冷却材流量低下)に由来	他の過渡現象(「主冷却器空気流量減少」)又は事故現象(「主冷却器空気流量減少」)で代表	
		熱交換の増大	伝熱管破損	-	0	高	低	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終的な炉心の過熱化を防止する主冷却材の流量低下(2次冷却材流量低下)に由来	他の過渡現象(「主冷却器空気流量減少」)又は事故現象(「主冷却器空気流量減少」)で代表	

*1: 最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象
 *2: 「燃料温度の変化」、「燃料温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を越えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 通常の運転において発生することが想定されるもの、至らないものは安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常の運転において発生することが想定されるもの、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当するもの、「低」: 設計基準事故に相当するもの、低いと判定されるもの
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【内】: 故障影響の大きさ/頻度
 【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別現象に代表されるもの
 【中/高】: 事故として考慮する必要があるが、別現象に代表されるもの(ただし、当該現象を過渡現象として対応する場合はある。)
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別現象に代表されるもの)
 【高/高】: 事故として対応するもの(ただし、別現象に代表されるもの)

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(3/5)

アイテム*1		機能	故障モード (無目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「O」: 顕著、「F」: 非顕著)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
構成	主送風機 (電磁ブレーキを含む。)				燃料温度の 低下 変化	燃料温度の 低下 変化						
2次主冷却系	本体	最終ヒートシンクへの熱輸送	風量増大	機械故障等 (現像機故障等)	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過減変化(「主冷却器送風量の減少」)に設定		
			風量減少	制御ミス又は 電磁ブレーキ誤動作	-	○	高	低	設計基準事故(「主送風機風量減少低下事故」)に設定			
			風量増大									
			風量減少									
			風量増大									
			風量減少									
			風量増大									
			風量減少									
			風量増大									
			風量減少									
2次主冷却系	原子炉冷却材温度制御系	最終ヒートシンクへの熱輸送	風量増大	温度制御系故障 (インレットベーン及び出入口ダンパ・ダンパ・出口ダクト接続等による圧力損失の低下を含む。)	○	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過減変化(「主冷却器送風量の減少」)に設定		
			風量減少	温度制御系故障 (インレットベーン及び出入口ダンパの動作並びにダクト閉塞等による圧力損失の増大/入口ダクト接続を含む。)	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	他の過減事故(「主冷却器送風量の減少」)又は事故(「主送風機風量減少低下事故」)で代表されるもの		
			流量増大									
			流量減少									
			インベントリ増大									
			インベントリ減少									
			流量増大									
			流量減少									
			インベントリ増大									
			インベントリ減少									
2次主冷却系	配管	最終ヒートシンクへの熱輸送	流量増大	機械故障等 (現像機故障等)	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過減変化(「2次冷却器送風量の減少」)に設定		
			流量減少	軸腐食	-	○	高	低	設計基準事故(「2次主冷却器ポンプ」)に設定			
			インベントリ増大									
			インベントリ減少									
			流量増大									
			流量減少									
			インベントリ増大									
			インベントリ減少									
			流量増大									
			流量減少									
2次主冷却系	冷却材	最終ヒートシンクへの熱輸送	流量増大	駆動用電源設備への電圧供給増大	○	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過減変化(「2次冷却器送風量の減少」)に設定		
			流量減少	流量制御系故障	○	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過減変化(「2次冷却器送風量の減少」)に設定		
			インベントリ増大									
			インベントリ減少									
			流量増大									
			流量減少									
			インベントリ増大									
			インベントリ減少									
			流量増大									
			流量減少									

*1: 最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象
 *2: 「燃料温度の変化」、「燃焼室温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全係数超過の動作が生じるもの、「中」: 安全係数超過の動作を繰り返す可能性があるもの、「低」: 安全係数超過の動作が生じないもの、生じないもの又は安全係数に動作するもの
 *4: 「高」: 異常運転状態において想定される最大の変化率、「中」: 運転時の異常な過減変化に相当する事故、「低」: 設計基準事故に相当する事故、「極低」: 設計基準事故よりも低いと想定される事故
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方
 【低/低】: 故障の影響が生じない又は発生前に動作し、設計士が検出できるもの
 【中/中】: 過減事故として考慮する必要があるが、別事故に代表されるもの(ただし、当該事故を過減事故として対応する必要がある。)
 【高/高】: 事故として対応するもの(ただし、別事故に代表されるもの)
 【高/低】: 過減事故として対応するもの(ただし、別事故に代表される場合がある。)

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(4/5)

アイテム*1	機能	故障モード (発目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「O」: 異常、「F」: 非異常)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
				燃料温度の補償制御/冷却材温度の変化	冷却材温度の変化					
1次補助冷却系	補助中間交換器	最終ヒートシンクへの熱輸送(主冷却系が使用できない場合)	補助中間交換器故障、1次オーバフロー系故障	○	-	中	中	他の過渡事象で代表(「1次冷却材流量増大」)		
	循環ポンプ	冷却材の保持	冷却材の保持							
	配管(内管)	最終ヒートシンクへの熱輸送(主冷却系が使用できない場合)	最終ヒートシンクへの熱輸送(主冷却系が使用できない場合)							
	冷却材	冷却材の保持	冷却材の保持							
2次補助冷却系	補助冷却機	最終ヒートシンクへの熱輸送(主冷却系が使用できない場合)	最終ヒートシンクへの熱輸送(主冷却系が使用できない場合)							
	循環ポンプ	冷却材の保持	冷却材の保持							
	配管	冷却材の保持	冷却材の保持							
	冷却材	冷却材の保持	冷却材の保持							
冷却材純化設備	1次ナトリウム純化系	冷却材の純化管理	冷却材の不純物の増大	-	○	○	低	異物の混入により冷却材流量の閉塞に至る場合には、「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当する。不純物は、閉塞物の一つと考える。		他の過渡事象(「冷却材純化設備」)で代表
	2次ナトリウム純化系	冷却材の純化管理	冷却材の不純物の増大	-	○	○	低	異物の混入により冷却材流量の閉塞に至る場合には、「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当する。2次冷却材に与える冷却材との加減は、最終結果によるものである。		他の過渡事象(「主冷却器空流・送風機異常時低下事故」)で代表
	試料採取設備	冷却材の純化管理	冷却材の不純物の増大							
	1次オーバフロー系	通常運転時の原子炉/原子炉管理層間の維持	通常運転時の原子炉/原子炉管理層間の維持							
ナトリウム充填・ドレン設備	1次ナトリウム充填・ドレン系	インベントリ減少	インベントリ減少							
	2次ナトリウム充填・ドレン系	インベントリ減少	インベントリ減少							

*1: 最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象

*2: 「燃料温度の変化」、「補償温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を遅らせてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 通常の運転において想定される異常の範囲であり、顕在化しないもの

*4: 「高」: 通常運転において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【】内:【故障影響の大きさ/頻度】

【中/低】: 事故として考慮する必要はあるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)

【高/中】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合はある。)

【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合はある。)

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(5/5)

アイテム*1	機能	故障モード (構目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「FO」: 異常, 「F-」: 非該当) 燃料温度の異常な過渡変化 の変化	故障影響 の大きさ*3	故障影響 の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
アルゴンガス設備	1次アルゴンガス系 2次アルゴンガス系	1次冷却系の カバース	制御系故障・他系からの ガス導入	-	低	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」の観点で故障の影響は生じない。ただし、本機が導入した場合には、1次アルゴンガス系に異常を及ぼすため、「制御への設計性物質の異常な放出」の観点で考慮	設計上無損できる。	設計(1次アルゴンガス系)
		2次冷却系の カバース	制御系故障・漏えい	-	低	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」の観点で故障の影響は生じない。ただし、「環境への設計性物質の異常な放出」の観点で考慮	設計上無損できる。	設計(1次アルゴンガス系)
		原子炉停止時の 1次冷却系の 予熱	制御系故障・他系からの ガス導入	-	低	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」の観点で故障の影響は生じない。ただし、本機が導入した場合には、2次アルゴンガス系に異常を及ぼすため、「制御への設計性物質の異常な放出」の観点で考慮	設計上無損できる。	設計(2次アルゴンガス系)
		原子炉停止時の 2次冷却系の 予熱	制御系故障・漏えい	-	低	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」の観点で故障の影響は生じない。	設計上無損できる。	設計(2次アルゴンガス系)
ナトリウム 予熱設備	原子炉停止時の 1次冷却系の 予熱 電圧ヒータ予熱系	安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当							
	原子炉停止時の 2次冷却系の 予熱 電圧ヒータ予熱系	安全機能を有していないため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当							
	常用電源 燃料温度の 供給	電圧喪失	外部電源喪失	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常事象に非該当」	運転時の異常な過渡変化(「外部電源喪失」)に設定	
	後継燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設								
	放射線管理施設								
	原子炉格納施設								
	その他試験研究用原子炉の附属施設(常用電源を除く。)								

*1: 最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象
 *2: 「燃料温度の変化」、「格納庫温度の変化」、「冷却材温度の変化」
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を踏まえてパラメータの変動が生じるもの
 *4: 「高」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「底」: 設計基準事故より低いと判定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び程度に寄与する故障影響の基本的な考え方【内】: 故障影響の大きさ/程度
 【中/高】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)
 【中/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表されるもの)
 【高/底】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表されるもの)

第3表 「環境への放射性物質の異常な放出」(1/4)

アイテム※1	機能		故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響※2 (「O」:発生、「E」:非発生)		故障影響 の大きさ	故障影響 の範囲	故障影響※5	評価結果	条件等
	構成部品	放射線物質(核分裂生成物を含む。)の保持			放射線物質の放出	放射線物質の放出					
炉心構成要素	炉心燃料集合体	炉心燃料集合体(燃料管)	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	燃料管の破損	○	低	燃料管集合体は、原子炉容器内で取出し、放出された放射線物質の異常な放出。炉心燃料集合体は、原子炉容器内の炉心燃料集合体(燃料管)に設置されているため、炉心燃料集合体からの放射性物質の異常な放出は、炉心燃料集合体の破損により発生する。	※ 「環境への放射性物質の異常な放出」には該当しないが、「環境への放射性物質の異常な放出」の範囲において、全ての燃料管集合体は、原子炉容器内の炉心燃料集合体(燃料管)に設置されているため、炉心燃料集合体からの放射性物質の異常な放出は、炉心燃料集合体の破損により発生する。	設計(原子炉冷却炉ハウジング、原子炉冷却炉ハウジング、原子炉冷却炉ハウジング)		
		燃料管集合体	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	燃料管の破損	○	低	燃料管集合体は、原子炉容器内で取出し、放出された放射線物質の異常な放出。燃料管集合体は、原子炉容器内の炉心燃料集合体(燃料管)に設置されているため、燃料管集合体からの放射性物質の異常な放出は、燃料管集合体の破損により発生する。	設計(原子炉冷却炉ハウジング、原子炉冷却炉ハウジング)			
	照射燃料集合体	A型	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持					※ 「内筒燃料集合体(燃料管)」と同じ			
		B型	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持					※ 「内筒燃料集合体(燃料管)」と同じ			
1次主冷却系	配管(内管)	配管(内管)	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	配管の破損	○	高	配管(内管)の破損により発生する放射性物質の異常な放出は、「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射性物質の異常な放出」の範囲において、全ての配管(内管)は、原子炉容器内の炉心燃料集合体(燃料管)に設置されているため、配管(内管)からの放射性物質の異常な放出は、配管(内管)の破損により発生する。	設計基準事故(「1次冷却炉漏えい事故」)に設定			
		配管(内管)	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	配管の破損	○	高	配管(内管)の破損により発生する放射性物質の異常な放出は、「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射性物質の異常な放出」の範囲において、全ての配管(内管)は、原子炉容器内の炉心燃料集合体(燃料管)に設置されているため、配管(内管)からの放射性物質の異常な放出は、配管(内管)の破損により発生する。	設計基準事故(「1次冷却炉漏えい事故」)に設定			
	原子炉容器	大回転ドラク	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	放射性物質の放出				配管(内管)の破損により発生する放射性物質の異常な放出は、「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射性物質の異常な放出」の範囲において、全ての配管(内管)は、原子炉容器内の炉心燃料集合体(燃料管)に設置されているため、配管(内管)からの放射性物質の異常な放出は、配管(内管)の破損により発生する。	設計基準事故(「1次冷却炉漏えい事故」)に設定		
		小回転ドラク	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	放射性物質の放出				配管(内管)の破損により発生する放射性物質の異常な放出は、「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射性物質の異常な放出」の範囲において、全ての配管(内管)は、原子炉容器内の炉心燃料集合体(燃料管)に設置されているため、配管(内管)からの放射性物質の異常な放出は、配管(内管)の破損により発生する。	設計基準事故(「1次冷却炉漏えい事故」)に設定		
放射線遮蔽	原子炉容器	原子炉容器	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	原子炉容器の破損	○	高	原子炉容器が破損する可能性は極めて低く、漏れが発生した場合、放射性物質の異常な放出は、「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射性物質の異常な放出」の範囲において、全ての原子炉容器は、原子炉容器内の炉心燃料集合体(燃料管)に設置されているため、原子炉容器からの放射性物質の異常な放出は、原子炉容器の破損により発生する。	他の事故事象(「1次冷却炉漏えい事故」)又は「1次アルゴンガス漏えい事故」で代表			
		大回転ドラク	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	大回転ドラクの破損	○	高	大回転ドラクが破損する可能性は極めて低く、漏れが発生した場合、放射性物質の異常な放出は、「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射性物質の異常な放出」の範囲において、全ての大回転ドラクは、原子炉容器内の炉心燃料集合体(燃料管)に設置されているため、大回転ドラクからの放射性物質の異常な放出は、大回転ドラクの破損により発生する。	他の事故事象(「1次冷却炉漏えい事故」)で代表			
補助冷却設備	2次主冷却系	2次主冷却系	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持				※ 「大回転ドラク」に同じ				
		2次補助冷却系	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持				※ 「大回転ドラク」に同じ				
冷却炉熱化設備	1次トリウム熱化系	配管(内管)	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持				※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当				
		2次補助冷却系	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持				※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当				
	2次トリウム熱化系	配管	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持				※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当				
		2次トリウム熱化系	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持				※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当				
ナトリウム充填・ドレン設備	2次トリウム充填・ドレン系	配管	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持				※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当				
		2次トリウム充填・ドレン系	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持				※ 核分裂生成ガスを保有していないため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当				
アルゴンガス設備	1次アルゴンガス系	配管	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	配管の破損	○	高	配管(内管)の破損により発生する放射性物質の異常な放出は、「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射性物質の異常な放出」の範囲において、全ての配管(内管)は、原子炉容器内の炉心燃料集合体(燃料管)に設置されているため、配管(内管)からの放射性物質の異常な放出は、配管(内管)の破損により発生する。	設計基準事故(「1次アルゴンガス漏えい事故」)に設定			
		2次アルゴンガス系	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	シーリングの破損	○	高	シーリングの破損により発生する放射性物質の異常な放出は、「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないが、「環境への放射性物質の異常な放出」の範囲において、全てのシーリングは、原子炉容器内の炉心燃料集合体(燃料管)に設置されているため、シーリングからの放射性物質の異常な放出は、シーリングの破損により発生する。	設計基準事故(「1次アルゴンガス漏えい事故」)に設定			

※1: 放射性物質を保有する構成部品を対象
 ※2: 「放射性物質の放出」を判断項目に設定
 ※3: 「高」: 環境への放射性物質の放出が管理区域内外に留まるもの、「中」: 放射性物質の放出が管理区域内外に留まるもの、「低」: 放射性物質の放出が管理区域内外に留まるもの
 ※4: 「高」: 通常運転時において発生する可能性が極めて低いことと想定される事象、「中」: 通常運転時に発生する可能性が極めて低いことと想定される事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 ※5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【1】内: 「故障影響の大きさ/頻度」
 【中/低】: 「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないもの
 【高/低】: 「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないもの(ただし、開陳書に代表される場合がある。)

第3表 「環境への放射性物質の異常な放出」(3/4)

放射性物質 処理設備	放射性物質 処理設備	アイテム※1 構成	機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの主要要因)	故障影響※2 (「○」:発生、「-」:非発生)		故障影響 の大きさ ※3	故障影響 の程度 ※4	故障影響※5	評価結果	条件等
						放射線	放射性物質の放出					
放射性物質 処理設備	放射性物質 処理設備	高ガス圧設備	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。ただし、高ガス圧設備は、放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持が正常に機能しているため、放射性物質の異常な放出(「放射性物質処理設備故障」)に該当しない。		
		貯留タンク	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。	設計基準事故(「放射性物質処理設備故障」)に設定	
		配管	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	放射性物質の放出	配管の破損	○		高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当する。	他の事故事象(「放射性物質処理設備故障」)で代表	
		蒸発濃縮処理装置	放射性物質(核分裂生成物を含む。)の保持	放射性物質の放出	配管等の破損	○		中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)
		原子炉附属建物液体廃棄物Aタンク	液体廃棄物の処理	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)
		原子炉附属建物液体廃棄物Bタンク	液体廃棄物の処理	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)
		原子炉附属建物アルコル廃液タンク	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)
		第一使用済燃料貯蔵建物液体廃棄物Aタンク	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)
		第二使用済燃料貯蔵建物液体廃棄物Aタンク	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)
		メンテナンスタンク	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)
放射性物質 処理設備	放射性物質 処理設備	メンテナンスタンク	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)
		メンテナンスタンク	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)
		廃棄物処理建物液体廃棄物A受入タンク	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)
		廃棄物処理建物液体廃棄物B受入タンク	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上監視できる。	設計(種)

※1:放射性物質を保有する構成部品等を対象

※2:「放射性物質の放出」を判断項目に設定

※3:「高」:設計への放射性物質の放出が生じるもの、「中」:放射性物質の放出が管理区域内に留まるもの、「低」:放射性物質の放出が機器ハウジング内に留まるもの

※4:「高」:通常運転時において発生することが想定される事象、「中」:運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」:設計基準事故に相当する事象、「極低」:発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

※5:故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【】内:【故障影響の大きさ/頻度】

【中/低】、【低/低】:設計への放射性物質の異常な放出に相当するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

第3表 「環境への放射性物質の異常な放出」(4/4)

アイテム*1 構成品	機能	故障モード (番号/パラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 異常, 「-」: 非該当)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
				放射性物質の放出	放射性物質の放出					
液体廃棄物処理設備	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
固体廃棄物貯蔵設備	固体廃棄物の保持	放射性物質の放出	取納容器(例: ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
		放射性物質の放出	取納容器(例: ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
		放射性物質の放出	取納容器(例: ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
		放射性物質の放出	取納容器(例: ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
		放射性物質の放出	取納容器(例: ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
第二使用液燃料貯蔵建物/固体廃棄物貯蔵設備	固体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
計測制御系統施設										
放射線管理施設										
原子炉格納施設										
その他研究開発用等原子炉の附属施設										

*1: 放射性物質を保有する構成品等を対象
 *2: 「放射性物質の放出」を制御項目に設定
 *3: 「高」: 環境への放射性物質の放出が生じることか想定される事象, 「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象, 「低」: 設計基準事故に非該当
 *4: 「高」: 過管理運転において発生することか想定される事象, 「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象, 「低」: 設計基準事故に非該当
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 []内: [故障影響の大きさ/頻度]
 [中/低]、[低/低]: 「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないもの
 [中/低]、[低/低]: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

「常陽」における気泡通過事故の取扱いについて

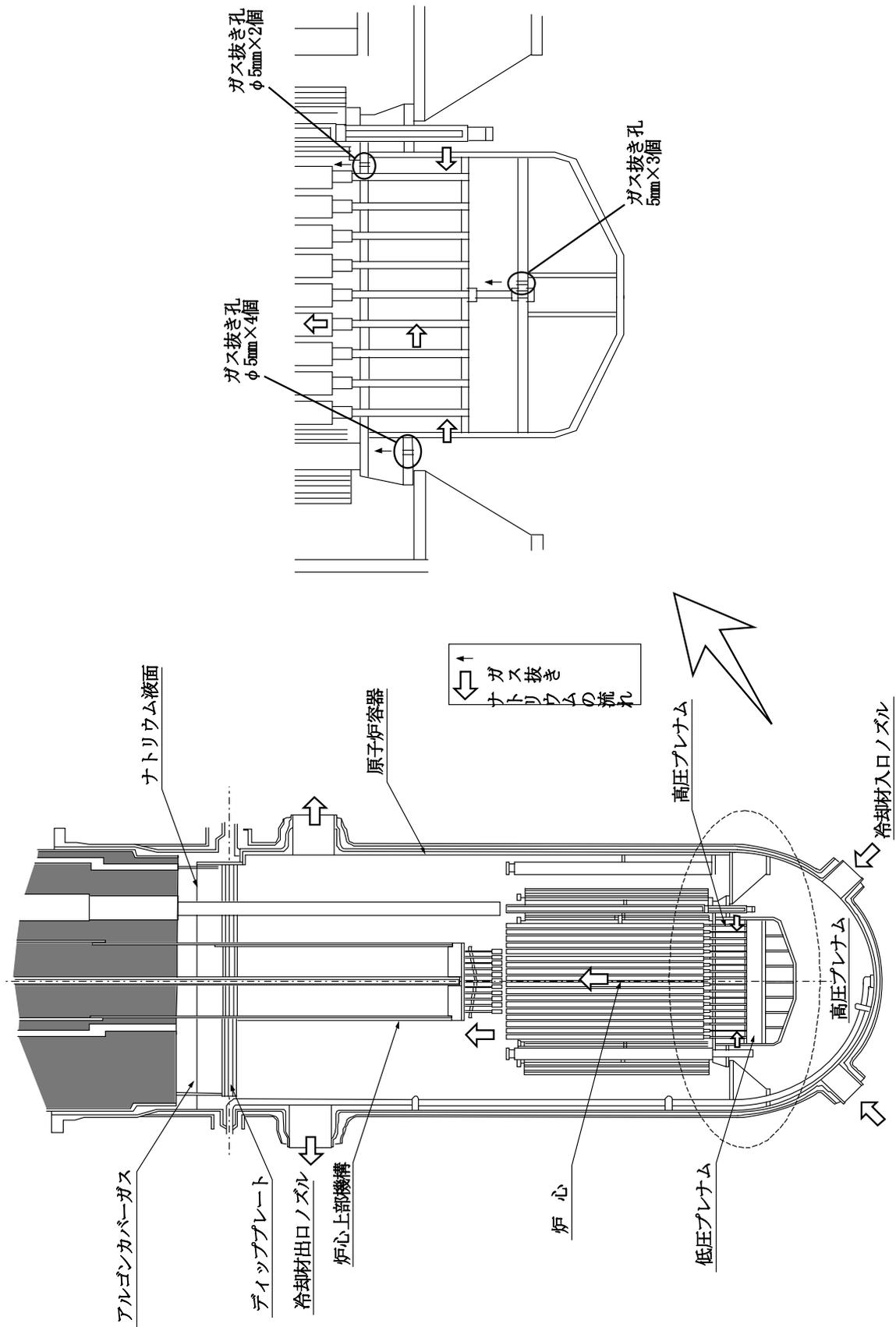
「もんじゅ」の添付書類十の安全評価では、気泡通過事故を反応度の異常な投入に係る設計基準事故の一つとしている。本事象は、「もんじゅ」の炉心特性上の特徴を踏まえて、反応度がパルス状に投入された場合の安全性を確認するために仮想的に設定されたものである^[1]。

「常陽」はボイド反応度が負であることから、気泡通過を想定した場合、負の反応度投入により原子炉出力が低下する。このため、原子炉施設から放射性物質が放出する可能性がある状況に至ることはなく、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象には該当しないことから、設計基準事故における評価対象事象としていない。

なお、「常陽」では、以下の措置により、多量の気泡が炉心を通過しない設計としている。

- (i) 原子炉容器出口ノズルは液面下約1mに設置しており、また、第1図に示すとおり、原子炉容器内にはディッププレートを設置し、液面揺動による1次主冷却系の原子炉容器出口配管へのガスの巻き込みを防止する設計としている。
- (ii) 仮に、原子炉容器出口配管にガスが混入したとしても、ナトリウムは主中間熱交換器、1次主循環ポンプ、原子炉容器下部プレナム、高圧プレナム又は低圧プレナムを経て炉心燃料集合体その他の炉心構成要素へ至るが、その間に、気泡はカバーガス空間に移行するとともに、大きな気泡は微細な気泡に分断されるので、炉心部が気泡で覆われることはない。
- (iii) 1次冷却材充填の際、炉心構造物、主中間熱交換器、1次主循環ポンプよりガス抜きを行い得る設計となっており、残存ガスの混入を防止する設計としている。
- (iv) 炉心構造物には第1図に示すとおり、ガス抜き孔を設置しており、炉心下部に多量のガスが滞留することを防止する設計としている。

[1]： 日本原子力研究開発機構、「高速増殖原型炉「もんじゅ」の安全確保の考え方」、JAEA-Evaluation 2014-005



第1図 「常陽」の気泡通過の防止対策

「常陽」の主な特徴と指針等に基づく事象選定結果の再整理

「常陽」の主な特徴を第 1 図に示す。また、PWR や BWR との違いに留意し、指針等に基づく事象選定結果を再整理した結果を第 2 図～第 3 図に示す。

- ・ 燃料材として、ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット等を用いる。
- ・ 実用発電用原子炉と比べて、出力密度及び燃焼度が高いものの、原子炉の熱出力が低く、炉心に蓄積される核分裂生成物の量は少ない。

■ 核分裂生成物の炉内蓄積量

核分裂生成物の炉内蓄積量は以下の式で求められる。

$$R_i = \underbrace{K}_{\text{第1項}} \cdot \underbrace{Y_i}_{\text{第2項}} \underbrace{(1 - e^{-\lambda_i T_0})}_{\text{第3項}}$$

炉内蓄積量 (Bq)

	「常陽」		実用発電用原子炉 (一例) *3 [1]
	標準*1	最高燃焼度*2	
希ガス	1.3×10 ¹⁸ (3.3×10 ¹⁴) *4	1.3×10 ¹⁸ (7.3×10 ¹⁴) *4	2.9×10 ¹⁹
よう素	9.2×10 ¹⁷	9.2×10 ¹⁷	2.9×10 ¹⁹
Cs-137	3.9×10 ¹⁵	8.8×10 ¹⁵	3.1×10 ¹⁷

- *1: サイクル運転末期における標準的な炉内蓄積量 (平均燃焼度約39,000Mwd/t (標準平衡炉心EOC))
- *2: 全燃料が燃料要素最高燃焼度 (90,000Mwd/t) に達するものとした保守的な炉内蓄積量
- *3: 90万kW級PWR (熱出力約2,400MW、最高燃焼度55,000Mwd/t) の炉内蓄積量
- *4: Kr-85の炉内蓄積量

- R_i: 炉内蓄積量 (Bq)
- K: 1秒当たりの核分裂数 (fission/s)
- Y_i: 核種iの核分裂収率
- λ_i: 核種iの崩壊定数 (1/s)
- T₀: 燃焼度に対応する積算運転時間 (s)

【炉内蓄積量の特徴及び実用発電用原子炉との比較】

- 第①項: 概ね熱出力に比例。
- 第②項: 燃料の種類により差異が生じるが、第①項と比べ影響は小さい。
- 第③項: 短半減期核種では、本項が無視できる。

長半減期核種 (Kr-85、Cs-137等) の炉内蓄積量に影響。

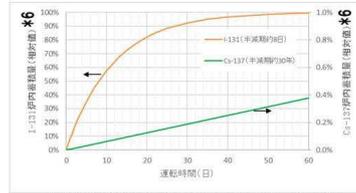
「常陽」は出力密度が高いため、最高燃焼度に達するまでの運転時間が短く、実用発電用原子炉と比べて本項は小さくなる。

「常陽」 (90,000Mwd/t) : 約1.7万時間

実用発電用原子炉 (一例) (55,000Mwd/t) : 約4万時間*5

*5: 炉心の1/4ずつ燃料取替する場合、炉心平均では約2.5万時間に相当

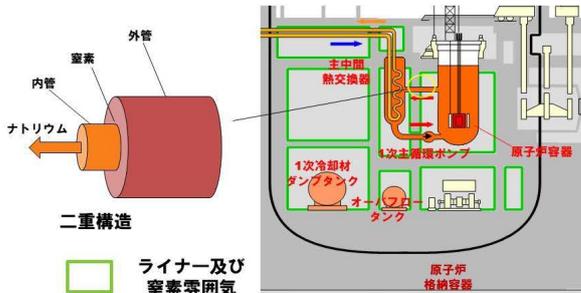
したがって、炉内蓄積量は概ね熱出力に比例したものとなる。



半減期の違いによる炉内蓄積量への影響
*6: 飽和値に対する割合 (%) を示す。

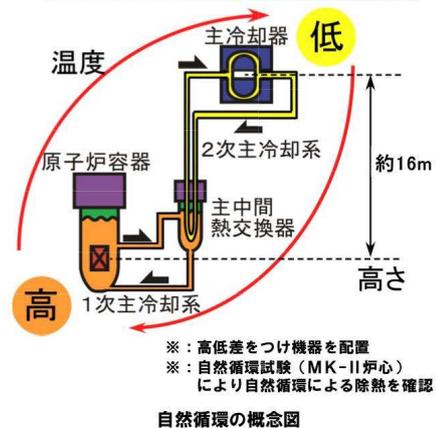
[1] 第290回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合、美浜発電所安全審査資料 (4-1 (改-1))

- ・ 冷却材としてナトリウムを使用する。
- ・ ナトリウムは、熱伝達性に優れるとともに、沸点が高く、低圧にあっても大きなサブクール度を有するため、相変化が生じることはない。
このため、原子炉冷却系統施設に係る設備等を適切に配置することで、電動機等を用いた強制循環だけでなく、自然循環による除熱が期待できる。
- ・ 一方、ナトリウムは化学的に活性であり、不活性ガス雰囲気で使用されるため、原子炉施設は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを有する。
また、原子炉冷却材バウンダリを構成する1次主冷却系、1次補助冷却系の機器・配管については二重構造とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。
さらに、これらの機器等を配置する格納容器 (床下) は、原子炉の運転中、窒素雰囲気中に維持し、万一、格納容器 (床下) にナトリウムが漏えいした場合であっても、ナトリウムの燃焼を抑制できるものとする。



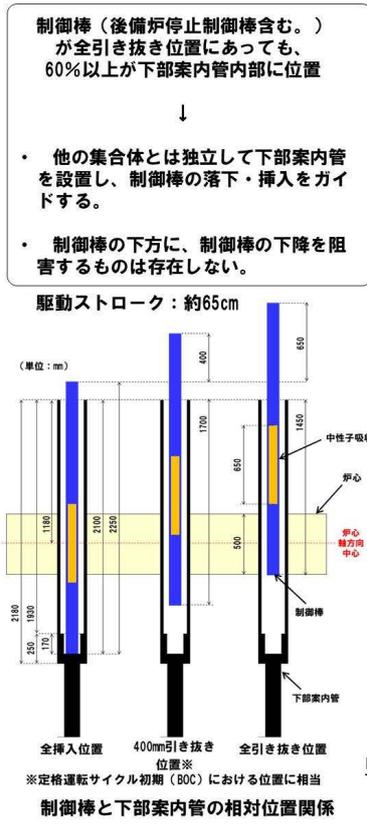
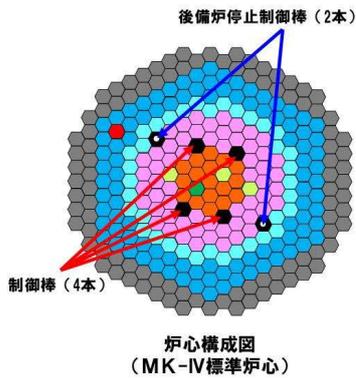
ナトリウムの主な特徴

- ・ 水よりやや軽い (比重: 約0.97 (20℃))
- ・ 融点は、常圧で約98℃
- ・ 沸点は、常圧で約880℃ (高温でも液体状態を維持)
- ・ 熱の伝えやすさ (熱伝導率) が水の約100倍
- ・ 化学的に活性 (空気雰囲気中で燃焼)

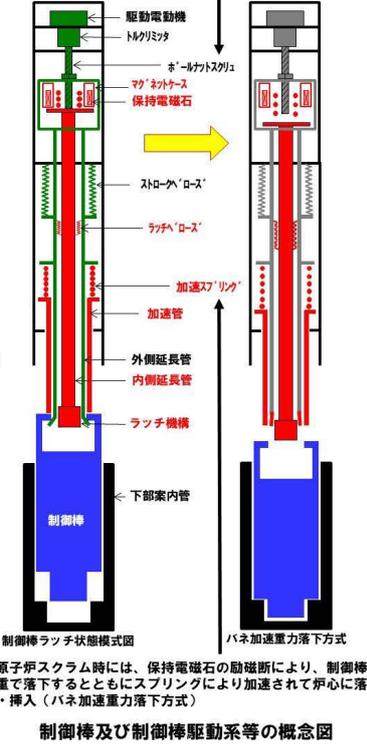


第1図 「常陽」の主な特徴 (1/2)

- 炉心は、予想される全ての運転範囲において、反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力変動が発生した場合であっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持つように設計。
- 反応度制御系統は、4式の制御棒（駆動系含む。以下同様。）から構成。原子炉停止系統は、独立した4式の制御棒及び独立した2式の後備炉停止制御棒から構成。



ボールナットスクリュを回転させ、制御棒の位置を調整することにより炉心の反応度（原子炉の出力）を制御（ボールナットスクリュ方式）



第1図 「常陽」の主な特徴 (2/2)

水冷型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針〔1〕	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針〔2〕	高速増殖炉の安全性の評価の考え方〔3〕	「常陽」で想定すべき運転時の異常な過渡変化（分類）
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
	原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	<p>「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」において、「原子炉冷却材として使用されるナトリウムは、沸点が高く、そのため低圧でサブクール度が大きい冷却系の設計が可能」であることから、「原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化」を対象としていない（高圧で使用され、また、圧力や温度の変化に対して容易に蒸発する水と取扱いが異なる。）。</p> <p>ナトリウムの化学変化</p> <p>※「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」では、運転時の異常な過渡変化における「ナトリウムの化学変化」として、「蒸気発生器伝熱管からの小漏えい」を例示している。また、「もんじゅ」では、運転時の異常な過渡変化における「ナトリウムの化学変化」として、「蒸気発生器伝熱管からの小漏えい」を想定している。</p>	<p>「常陽」においては、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に基づき、「原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化」を対象としていない。</p> <p>「常陽」においては、水・蒸気系を有しないことから対象外と判断した。</p> <p>「常陽」では、「ナトリウムの化学変化」に近い事象として、設計基準事故として「1次冷却材漏えい事故」を想定しており、その中で漏えいナトリウムによる熱的影響を評価して格納容器の健全性を確認している。</p>
その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他必要と認められる運転時の異常な過渡変化	※「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」及び「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に網羅され、対象外と判断

〔1〕：水冷型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針、平成3年7月18日 原子力安全委員会決定

〔2〕：発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針、平成2年8月30日 原子力安全委員会決定

〔3〕：高速増殖炉の安全性の評価の考え方、昭和55年11月6日 原子力安全委員会決定

第2図 運転時の異常な過渡変化における事象選定結果（1/2）

<p>分類</p> <p>炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p>	<p>発電用軽水型原子炉施設の安全評価に關する審査指針に記載された事象例 (PWR)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 制御棒の落下及び不整合 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 	<p>高速増殖炉の安全性の評価の考え方に記載された事象例 (「もんじゅ」と基本的に同じ)</p> <ul style="list-style-type: none"> 未臨界状態からの制御棒引き抜き 出力運転中制御棒引き抜き 制御棒落下 	<p>「常陽」で想定すべき運転時の異常な過渡変化事象</p> <ul style="list-style-type: none"> 未臨界状態からの制御棒の異常な引き抜き 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 	<p>「常陽」における事象選定の考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 制御棒落下 軽水炉や「もんじゅ」では、原子炉出力制御装置（出力自動制御装置）を有しており、制御棒が落下した際に低下した原子炉出力を補償するために生じる制御棒自動引き抜きを対象としている。「常陽」は、原子炉出力制御装置（出力自動制御装置）を有しないため、「制御棒落下」が生じた場合に、低下した原子炉出力の補償を目的とした制御棒自動引き抜きが生じることはない。また、低下した出力で安定するのみであり、燃料健全性等への有意な影響はないため、対象外と判断した。 負荷喪失 「常陽」は、タービンを有しないため、「負荷喪失」は対象外と判断した。 「負荷喪失」に近いプラントの挙動としては、除熱能力が不足する挙動に着目し、「主冷却器空気流量の減少」で代表できる。 ・主給水流量増大、主給水流量減少 「常陽」では水・蒸気系を有しないことを踏まえ、「主給水流量」を「主冷却器空気流量」に置き換えた事象を想定した。 原子炉冷却材流量の部分喪失、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 「常陽」では原子炉冷却材ハンダリとの境界を構成する充満・ドレン系の弁は、手動操作により開閉されるものであり、電氣的な要因による誤「開」が生じることはない。 また、原子炉運転中は、当該弁周辺のヒータを「切」とし、ナトリウムをフリーズ（凝固）させる運用としており、機械的な誤「開」の発生も防止される。 負荷の喪失 (PWR, BWR) 「常陽」はタービンがないため対象外としたが、同様に除熱能力が不足するプラント挙動は「主冷却器空気流量の減少」で考慮している。 なお、温度上昇により、原子炉冷却材ナトリウムが膨張するが、膨張分のナトリウムはオーバフロータンクに流入し、ナトリウム液面は一定に維持されるため、圧力上昇が生じることはない。また、BWRで考慮している反応度追加も発生しない（補点：高、圧力：低、サブクール度：大であり、液相のみで使用されるため、ボイド喪失等は発生しない）。 原子炉冷却材系の異常な減圧 (PWR) 「常陽」は冷却材としてナトリウムを使用しており、原子炉容器内の冷却材・カハーガスは低圧で維持されるため、「原子炉冷却材系の異常な減圧」は対象外とした。 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動 (PWR) PWRでは、ほう酸水の1次冷却系への注入を仮定したものである。「常陽」で1次主冷却系が使用できない場合に用いる「1次補助冷却系」は、1次主冷却系と連通しており、誤起動した場合でも、低温の冷却材が炉心に注入されることはない。 低温の冷却材が炉心に注入されるプラント挙動については、冷却材温度が低下する事象と同じとなるため、「1次冷却材流量増大」、「2次冷却材流量増大」で代表される。
<p>炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材流量の部分喪失 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 外部電源喪失 主給水流量喪失 蒸気負荷の異常な増加 2次冷却系の異常な減圧 蒸気発生器への過剰給水 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材流量増大 1次冷却材流量減少 外部電源喪失 2次冷却材流量増大 2次冷却材流量減少 主給水流量増大 主給水流量減少 負荷喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材流量増大 1次冷却材流量減少 外部電源喪失 2次冷却材流量増大 2次冷却材流量減少 主給水流量増大 主給水流量減少 	<p>「常陽」ではタービンを有しないため、「負荷喪失」は対象外と判断した。 「負荷喪失」に近いプラントの挙動としては、除熱能力が不足する挙動に着目し、「主冷却器空気流量の減少」で代表できる。 ・主給水流量増大、主給水流量減少 「常陽」では水・蒸気系を有しないことを踏まえ、「主給水流量」を「主冷却器空気流量」に置き換えた事象を想定した。 原子炉冷却材流量の部分喪失、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 「常陽」では原子炉冷却材ハンダリとの境界を構成する充満・ドレン系の弁は、手動操作により開閉されるものであり、電氣的な要因による誤「開」が生じることはない。 また、原子炉運転中は、当該弁周辺のヒータを「切」とし、ナトリウムをフリーズ（凝固）させる運用としており、機械的な誤「開」の発生も防止される。 負荷の喪失 (PWR, BWR) 「常陽」はタービンがないため対象外としたが、同様に除熱能力が不足するプラント挙動は「主冷却器空気流量の減少」で考慮している。 なお、温度上昇により、原子炉冷却材ナトリウムが膨張するが、膨張分のナトリウムはオーバフロータンクに流入し、ナトリウム液面は一定に維持されるため、圧力上昇が生じることはない。また、BWRで考慮している反応度追加も発生しない（補点：高、圧力：低、サブクール度：大であり、液相のみで使用されるため、ボイド喪失等は発生しない）。 原子炉冷却材系の異常な減圧 (PWR) 「常陽」は冷却材としてナトリウムを使用しており、原子炉容器内の冷却材・カハーガスは低圧で維持されるため、「原子炉冷却材系の異常な減圧」は対象外とした。 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動 (PWR) PWRでは、ほう酸水の1次冷却系への注入を仮定したものである。「常陽」で1次主冷却系が使用できない場合に用いる「1次補助冷却系」は、1次主冷却系と連通しており、誤起動した場合でも、低温の冷却材が炉心に注入されることはない。 低温の冷却材が炉心に注入されるプラント挙動については、冷却材温度が低下する事象と同じとなるため、「1次冷却材流量増大」、「2次冷却材流量増大」で代表される。 </p>

⇒ 運転時の異常な過渡変化における事象選定の結果は、既許可と同じとなった

第2図 運転時の異常な過渡変化における事象選定結果 (2/2)

水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針〔1〕	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針〔2〕	高速増殖炉の安全性の評価の考え方〔3〕	「常陽」で想定すべき設計基準事故（分類）
反応度の異常な投入	反応度の異常な投入 又は原子炉出力の急激な変化	炉心内の反応度の増大	炉心内の反応度の増大に至る事故
原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	炉心冷却能力の低下	炉心冷却能力の低下に至る事故
環境への放射性物質の異常な放出	環境への放射性物質の異常な放出	※「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」においては、「燃料取扱いに伴う事故」及び「廃棄物処理設備に関する事故」が選定されており、当該評価で代表している。	※「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」と同様とする。
		燃料取扱いに伴う事故	燃料取扱いに伴う事故
		廃棄物処理設備に関する事故	廃棄物処理設備に関する事故
	原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	ナトリウムの化学変化	ナトリウムの化学変化 ※「常陽」においては、「1次冷却材漏えい事故」を想定し、漏えいナトリウムの燃焼による熱的影響を評価して格納容器の健全性を確認している。
その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	原子炉カバークラス系に関する事故	原子炉カバークラス系に関する事故
その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他必要と認められる事故	その他

〔1〕：水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針、平成3年7月18日 原子力安全委員会決定

〔2〕：発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針、平成2年8月30日 原子力安全委員会決定

〔3〕：高速増殖炉の安全性の評価の考え方、昭和55年11月6日 原子力安全委員会決定

第3図 設計基準事故における事象選定結果（1/2）

分類	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針に記載された事象例 (PWR)	高速増殖炉の安全性の評価の考え方に記載された事象例	「常陽」で想定すべき設計基準事故事象	「常陽」における事象選定の考え方
炉心の反応度の増大に至る事故	・制御棒飛び出し	・制御棒急引抜き事故 ・燃料スランピング事故※ ・気泡通過事故※ ※「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を基本に「もんじゅ」で追加で想定されている事故	・燃料スランピング事故	・制御棒急引抜き事故 「もんじゅ」では制御棒駆動機構に可変モータを使用しているため制御棒急引抜き事故を想定しているが、「常陽」の制御棒駆動機構は引抜き速度が一定のモータを用いており、構造上急引抜きは起こりえないため、「制御棒急引抜き事故」は対象外と判断した。 ・燃料スランピング事故 燃料スランピング事故は、ステッピング状の反応度投入に対して、炉心の共振あるいは著しい損傷のおそれなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射能物質の放出に対する降塵の設計が妥当であることとを確保するため、既許可と同様に、「燃料スランピング事故」を想定する。 ・気泡通過事故 「常陽」のボイド反応度係数は、ほぼ全炉心で負であり、気泡通過による正の反応度投入は想定されないため、「気泡通過事故」は対象外と判断した。
炉心冷却能力の低下に至る事故	・原子炉冷却材喪失 ・原子炉冷却材流量の喪失 ・原子炉冷却材ポンプの軸固着 ・主給水管破断	・1次主冷却系 循環ポンプ軸固着事故 ・1次冷却材漏えい事故 ・冷却材流量閉塞事故 ・2次主冷却系 循環ポンプ軸固着事故 ・2次冷却材漏えい事故 ・主給水ポンプ軸固着事故 ・主蒸気管破断事故※ ・主給水管破断事故 ※「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を基本に「もんじゅ」で追加で想定されている事故	・1次主循環ポンプ軸固着事故 ・1次冷却材漏えい事故 ・冷却材流量閉塞事故 ・2次主循環ポンプ軸固着事故 ・2次冷却材漏えい事故 ・主送風機風量降時低下事故	・主給水ポンプ軸固着事故 「常陽」では水・蒸気系を有しないことを踏まえ、「主給水ポンプ」を「主送風機」に置き換える。また、主送風機の原理等に鑑み、起因事象として、ブレーキ誤動作を考慮することとし、「主送風機風量降時低下事故」を設計基準事故として想定する。 ・主蒸気管破断事故 「常陽」は、水・蒸気系を有しないため、「主蒸気管破断事故」は対象外と判断した。
燃料取扱いに伴う事故	(環境への放射性物質の異常な放出) ・燃料集合体の落下	・燃料取扱事故 ・燃料取扱装置の故障※	・燃料取扱事故	・燃料取扱事故 「常陽」では、燃料集合体落下により、落下集合体燃料棒の全損を想定している。
廃棄物処理設備に関する事故	(環境への放射性物質の異常な放出) ・放射性気体廃棄物処理施設の破損	※「もんじゅ」で含めなかった事故 ・気体廃棄物処理設備破損事故	・気体廃棄物処理設備破損事故	(相違なし)
ナトリウムの変化	-	・1次ナトリウム補助設備漏えい事故 ・蒸気発生器伝熱管破損事故	・1次冷却材漏えい事故	・蒸気発生器伝熱管破損事故 「常陽」は、水・蒸気系を有しないため、「蒸気発生器伝熱管破損事故」は対象外と判断した。 ・1次冷却材漏えい事故 「常陽」にあつては、「ナトリウムの化学変化」として、「1次冷却材漏えい事故」を想定し、漏えいナトリウムの燃焼による熱的影響を評価して格納容器の健全性を確認している。
原子炉カバーガス系に関する事故 その他	- -	・1次アルゴンガス漏えい事故	・1次アルゴンガス漏えい事故	(相違なし)

⇒ 設計基準事故における事象は、既許可と概ね同じであるが、「冷却材流路閉塞事故」及び「燃料取扱事故」を追加した。

第3図 設計基準事故における事象選定結果 (2/2)

設計基準事故における代表的事象の追加の考え方について

本申請では、最新知見の反映として、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」等に基づき、設計基準事故の代表的事象を選定し、設計基準事故として、「冷却材流路閉塞事故」及び「燃料取替取扱事故」を追加することとした。

「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」は、「常陽」の経験を踏まえるとともに、諸外国における高速増殖炉の安全性評価の考え方も参考とし、また、「もんじゅ」を念頭において検討が実施されたものである。なお、当時、MK-I / MK-II 炉心においては、解析等の対象にはしていない（防止対策を記載している）ものの、「冷却材流路閉塞事故」及び「燃料取替取扱事故」は、代表事象として取り扱われている。

一方、既許可（MK-III 炉心）にあっては、今回と同様に、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」や「もんじゅ」で想定されている事故を参考に、事故の代表的事象を選定しているが、以下の判断により、「冷却材流路閉塞事故」及び「燃料取替取扱事故」を代表事象としていない。

冷却材流路閉塞事故： 異常の原因となる冷却材流路の閉塞等が生じないよう、適切な防止対策が施されているため。

燃料取替取扱事故： 燃料取扱い中及び貯蔵中に臨界となる可能性や、機械的あるいは熱的な原因による燃料体の損傷を排除するよう、適切な設備設計上の配慮が払われているため。

本申請において、既許可（MK-III 炉心）における防止対策を変更するものではないが、最新知見を反映し、当該機器・部品の故障モードを想定することで、より確実に、原子炉施設の安全性を確保することが可能となることから、今回、設計基準事故として、「冷却材流路閉塞事故」及び「燃料取替取扱事故」を代表的事象として追加した。

OE-6-5(J)

大洗工学センター原子炉設置変更許可申請

高速実験炉の安全評価について

平成 6 年 6 月

科学技術庁

I. 安全評価における代表事象について

1. はじめに

「常陽」MK-Ⅲ計画に係る安全評価では、原子炉施設の安全設計の基本方針が妥当であることを確認するため、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」として各種の代表事象が選定され、評価が行われている。また、原子炉施設の立地条件が妥当であることを確認するため、「重大事故」及び「仮想事故」について代表事象が選定され、評価が行われている。

「常陽」プラントの機器・系統の基本構成は、MK-Ⅲ改造前後で大きく変わることはなく、原子炉及び原子炉熱輸送系の挙動や、放射性物質を多量に内蔵する系統の種類等についても大きな変化はない。したがって、安全評価における代表事象も基本的にはMK-Ⅲ改造前の代表事象に準じて定められている。また、主たる事象進展のシナリオについても、MK-Ⅲ改造前に準じて定められている。

以下、安全設計評価及び立地評価の代表事象と判断基準について、それらの安全評価上の取扱い及び指針との対応について説明する。また、本安全評価における(5)項事象の取扱いについてまとめる。

2. 安全設計評価

(1) 代表事象

第I.1表及び第I.2表に、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に例示されている事象、「もんじゅ」の添付書類10に記載の事象及びMK-Ⅲ改造に伴う変更前後の「常陽」の添付書類10に記載の事象を対比して示す。

変更後の「常陽」では、変更前の添付書類10に「反応度事故」あるいは「機械的事故」として記載されている事象が「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」として分類し直されている。また、変更前の分類では他の事象に包絡されることとして代表事象として取り上げられていなかった事象（「1次冷却材流量減少」、「2次冷却材流量減少」及び「主冷却器空気流量の減少」）が、事象の再分類に伴って新たに代表事象として追加されている。

なお、以下に示す事象は、従来と同様に該当なしとされている。

(a) 制御棒落下

「常陽」では原子炉出力は手動で制御されるので、仮に制御棒が落下しても、低下した出力を補償するため他の制御棒が自動的に引抜かれることはなく、炉心燃料の部分的な線出力の増大を招くことはないため。

(b) 負荷喪失

「常陽」は発電を行わないため。

(c) 蒸気発生器伝熱管小漏えい

「常陽」は蒸気発生器を設置していないため。

(d) 制御棒急速引抜事故

「常陽」の制御棒駆動機構で使用している誘導モータは、一定回転数でしか回転しないので、最大速度（13 cm/min）を超える急速引抜きは起こり得ないため。

(e) 気泡通過事故

「常陽」はナトリウムボイド反応度が全燃料集合体について負であるため。

(f) 冷却材流路閉塞事故

異常の原因となる冷却材流路の閉塞等が生じないように、適切な防止対策が施されているため。

(g) 主蒸気管破断事故

「常陽」には水・蒸気系がないため。

(h) 主給水管破断事故

「常陽」には水・蒸気系がないため。

(i) 燃料取替取扱事故

燃料取扱い中及び貯蔵中に臨界となる可能性や、機械的あるいは熱的な原因による燃料体の損傷を排除するよう、適切な設備設計上の配慮が払われているため。

(j) 1次ナトリウム補助設備漏えい事故

格納容器内床下が空気雰囲気置換された状態でのナトリウムの燃焼を想定する1次冷却材漏えい事故に包絡されるため。

(k) 蒸気発生器伝熱管破損事故

「常陽」は蒸気発生器を設置していないため。

(2) 判断基準

「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の判断基準は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を参考として、次のとおりと定められている。

高速増殖炉の安全性の評価の考え方	「もんじゅ」設置許可申請書 添付書類10	「常陽」設置変更許可申請書 添付書類10 (MK-I炉心及びMK-II炉心)	「常陽」設置変更許可申請書 添付書類10 (MK-I炉心及びMK-II炉心)	「常陽」設置変更許可申請書 添付書類10 (MK-I炉心及びMK-II炉心)
①炉心内の反応度の増大 ・制御棒急速引抜き事故	・制御棒急速引抜き事故 ・燃料スランピング事故 ・気泡通過事故	・燃料スランピング事故	・燃料スランピング事故	・燃料スランピング事故
②炉心冷却能力の低下 ・1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 ・1次冷却材漏洩事故 ・冷却材流路閉塞事故 ・2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 ・2次冷却材漏洩事故 ・主給水ポンプ軸固着事故 ・主蒸気管破断事故	・1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 ・1次冷却材漏洩事故 ・冷却材流路閉塞事故 ・2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 ・2次冷却材漏洩事故 ・主給水ポンプ軸固着事故 ・主蒸気管破断事故 ・主給水管破断事故	・1次冷却系ポンプ出力喪失事故 ・1次冷却系における破損事故(事故経過を記載) ・冷却材流量の局所的閉塞事故(防止対策を記載)(注1) ・2次冷却系ポンプ出力喪失事故 ・2次冷却系における破損事故(注2) ・主冷却器送風機出力喪失事故	・1次冷却系ポンプ出力喪失事故 ・1次冷却系における破損事故(事故経過を記載) ・冷却材流量の局所的閉塞事故(防止対策を記載)(注1) ・2次冷却系ポンプ出力喪失事故 ・2次冷却系における破損事故(注2) ・主冷却器送風機出力喪失事故	・1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故 ・1次冷却材漏洩事故 ・2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故 ・2次冷却材漏洩事故 ・主送風機軸固着事故
③燃料取扱いに伴う事故 ・燃料取扱替取事故 ・燃料取扱いい装置の事故	・燃料取扱替取事故	・燃料替荷事故(防止対策を記載) ・燃料交換事故(防止対策を記載)	・燃料替荷事故(防止対策を記載) ・燃料交換事故(防止対策を記載)	・燃料替荷事故(防止対策を記載) ・燃料交換事故(防止対策を記載)
④廃棄物処理設備に関する事故 ・気体廃棄物処理系破損事故	・気体廃棄物処理設備破損事故	・廃棄物処理設備の破損事故	・廃棄物処理設備の破損事故	・気体廃棄物処理設備破損事故
⑤ナトリウムの化学反応 ・1次ナトリウム補助設備からのナトリウム漏洩事故 ・蒸気発生器伝熱管破損事故	・1次ナトリウム補助設備漏えい事故 ・蒸気発生器伝熱管破損事故	・原子炉停止中における1次冷却系破損事故 ・補助冷却系における破損事故(事故経過を記載)	・原子炉停止中における1次冷却系破損事故 ・補助冷却系における破損事故(事故経過を記載)	・1次冷却材漏えい事故
⑥原子炉カバークラス系に関する事故 ・1次アルゴンガス漏洩事故	・1次アルゴンガス漏えい事故	・原子炉サーベイス系の破損事故	・原子炉サーベイス系の破損事故	・1次アルゴンガス漏えい事故

(注1) 高線出力試験用要素について、溶融燃料の放出により局所的な流路閉塞が生じても、その影響は照射燃料集合体内に限定されること、また、境界照射試験用要素について、破損管閉孔時に核分裂生成物の放出が生じても、破損伝播は生じないことが解析により確認されている。

(注2) MK-I炉心では防止対策のみ記載。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、設計の妥当性を確認する対象としている安全施設の一覧を第1表に示す。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析においては、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップ又は工学的安全施設等のMS（異常影響緩和系）に属する構築物、系統及び機器の動作に関しては、機能別（原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込め）に結果を最も厳しくする単一故障を仮定している。当該単一故障の仮定の考え方を以下に示す。

(1) 原子炉停止機能に係る単一故障

原子炉停止系機能（MS－1：原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能／MS－1：工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能）については、構築物、系統及び機器の多重化により、単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるように設計している。このため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析において、原子炉停止機能に係る単一故障は仮定していない。なお、最も反応度価値の大きい制御棒1本が全引抜き位置に固着して挿入されないこと（ワンロッドスタック）を設計で保有すべき余裕として考慮している。

(2) 炉心冷却機能に係る単一故障

炉心冷却機能（MS－1：原子炉停止後の除熱機能）においては、以下の単一故障を仮定した場合に炉心冷却機能が低下する。このため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析において、以下を炉心冷却機能に係る単一故障として仮定している。

- ・ 「1ループのポンプモータ引継ぎ失敗」による炉心冷却機能の低下（別添1参照）
- ・ 「事故ループの逆止弁の開固着」による炉心冷却機能の低下（別添2参照）

(3) 放射能閉じ込め機能に係る単一故障

放射能閉じ込め機能（MS－1：放射性物質の閉じ込め機能／MS－2：放射線の遮蔽及び放出低減機能）については、構築物、系統及び機器の多重化、又は、事象発生前から発生後まで継続して使用に供するとした設計上の考慮により、単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるように設計している。このため、設計基準事故の解析において、放射能閉じ込め機能に係る単一故障は仮定していない。

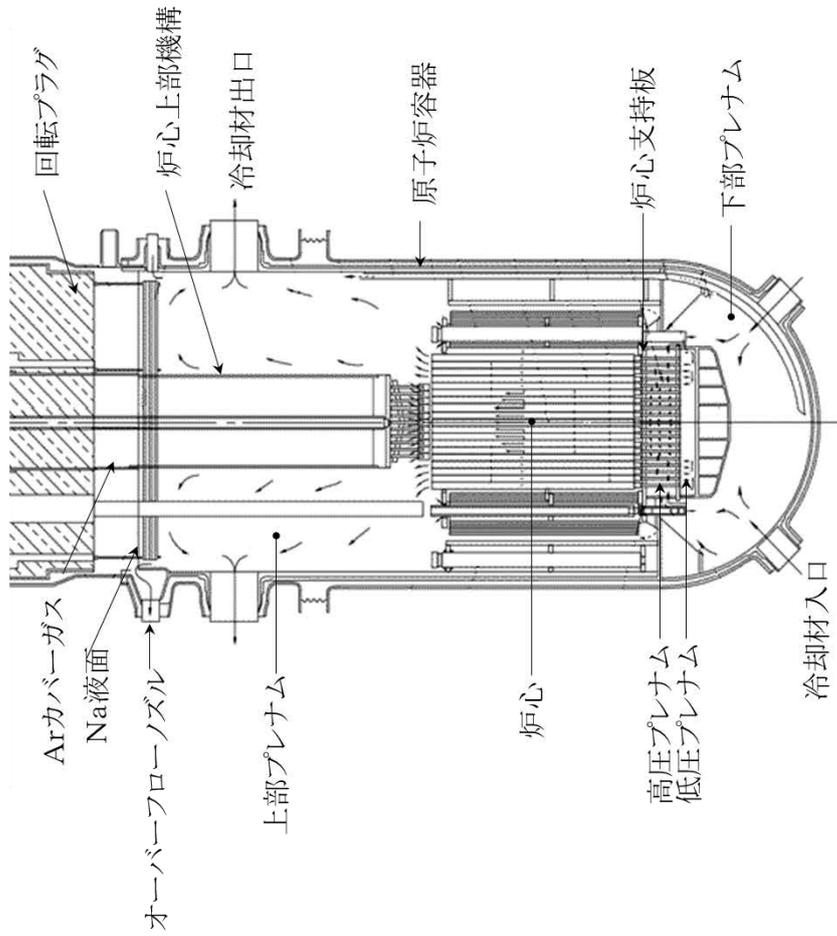
第1表 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設の一覧 (1/2)

分類	機能	構築物、系統又は機器	関連系
MS-1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能 (別図1参照)	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造物 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体(A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置
	1次冷却材漏えい量の低減機能 (別図2参照)	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリークジャケット	① 関連するプロセス計装(ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後の除熱機能 (別図3参照)	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプポニーモータ 2) 逆止弁 ② 2次主冷却系 1) 主冷却機(主送風機を除く。)	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) ③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)

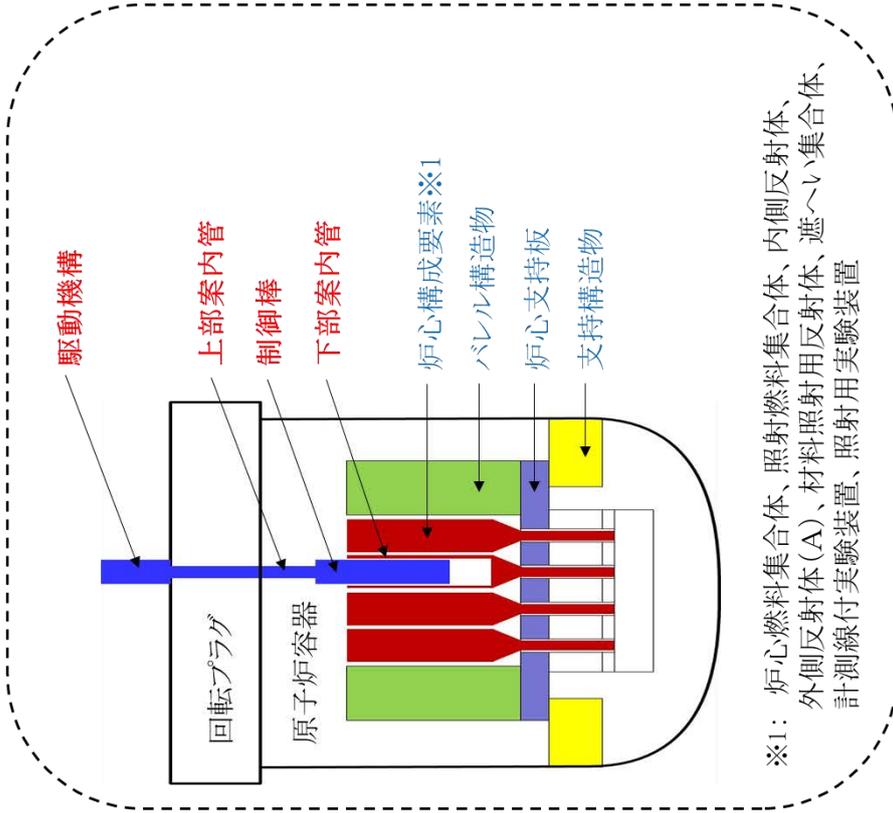
第 1 表 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設の一覧 (2/2)

分類	機能	構築物、系統又は機器	関連系
MS-1	放射性物質の閉じ込め機能 (別図 4 参照)	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	① 原子炉保護系 (スクラム) ② 原子炉保護系 (アイソレーション)	
MS-2	安全上特に重要な関連機能	① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1 に関連するもの) ② 交流無停電電源系 (MS-1 に関連するもの) ③ 直流無停電電源系 (MS-1 に関連するもの)	① 関連する補機冷却設備
	放射線の遮蔽及び放出低減機能 (別図 4 参照)	① アニュラス部排気系 1) アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィルタを除く。) ② 非常用ガス処理装置 ③ 主排気筒	① 事故時監視計器の一部
事故時のプラント状態の把握機能	① 事故時監視計器の一部		

原子炉容器垂直断面図



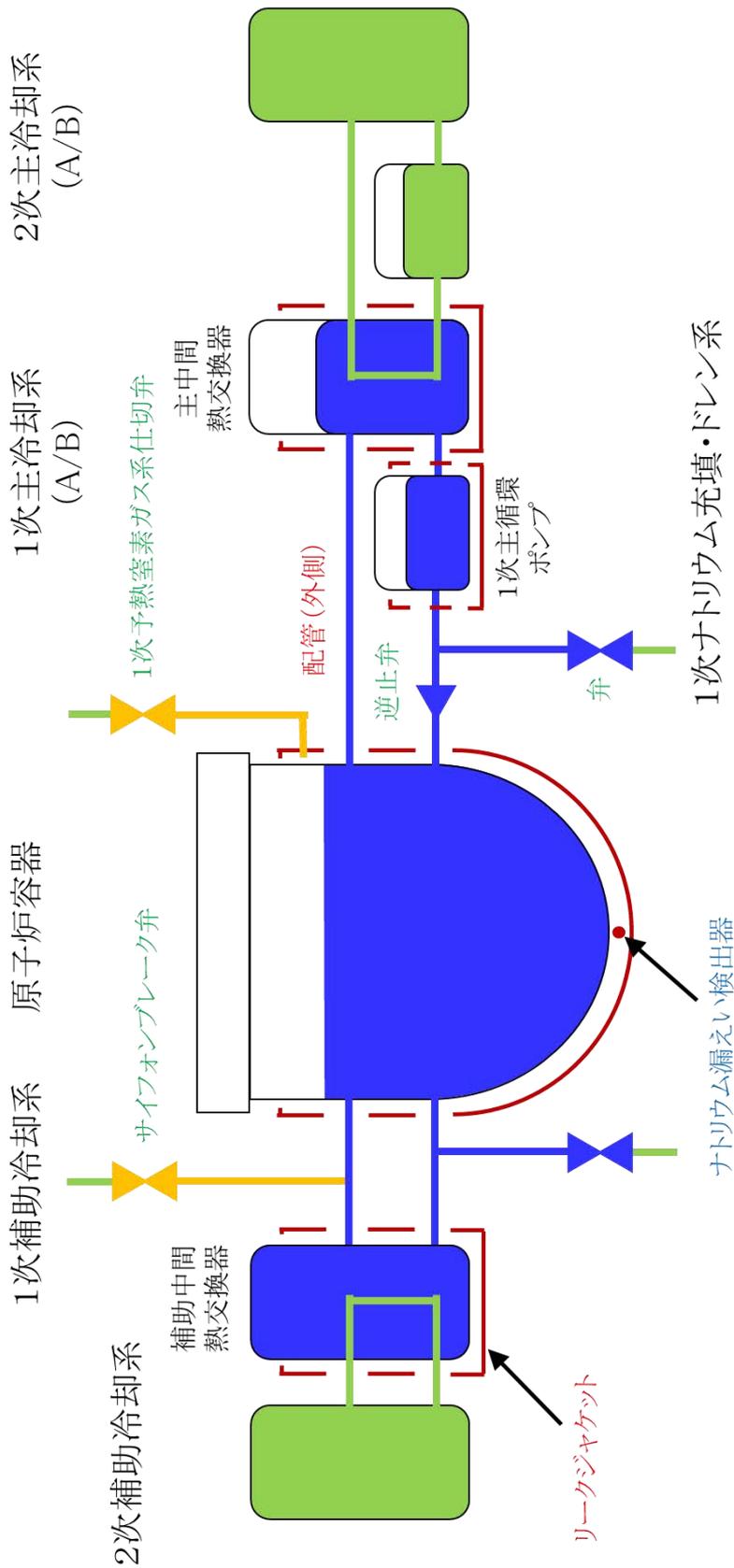
構造イメージ図



※1: 炉心燃料集合体、照射燃料集合体、内側反射体、外側反射体(A)、材料照射用反射体、遮へい集合体、計測線付実験装置、照射用実験装置

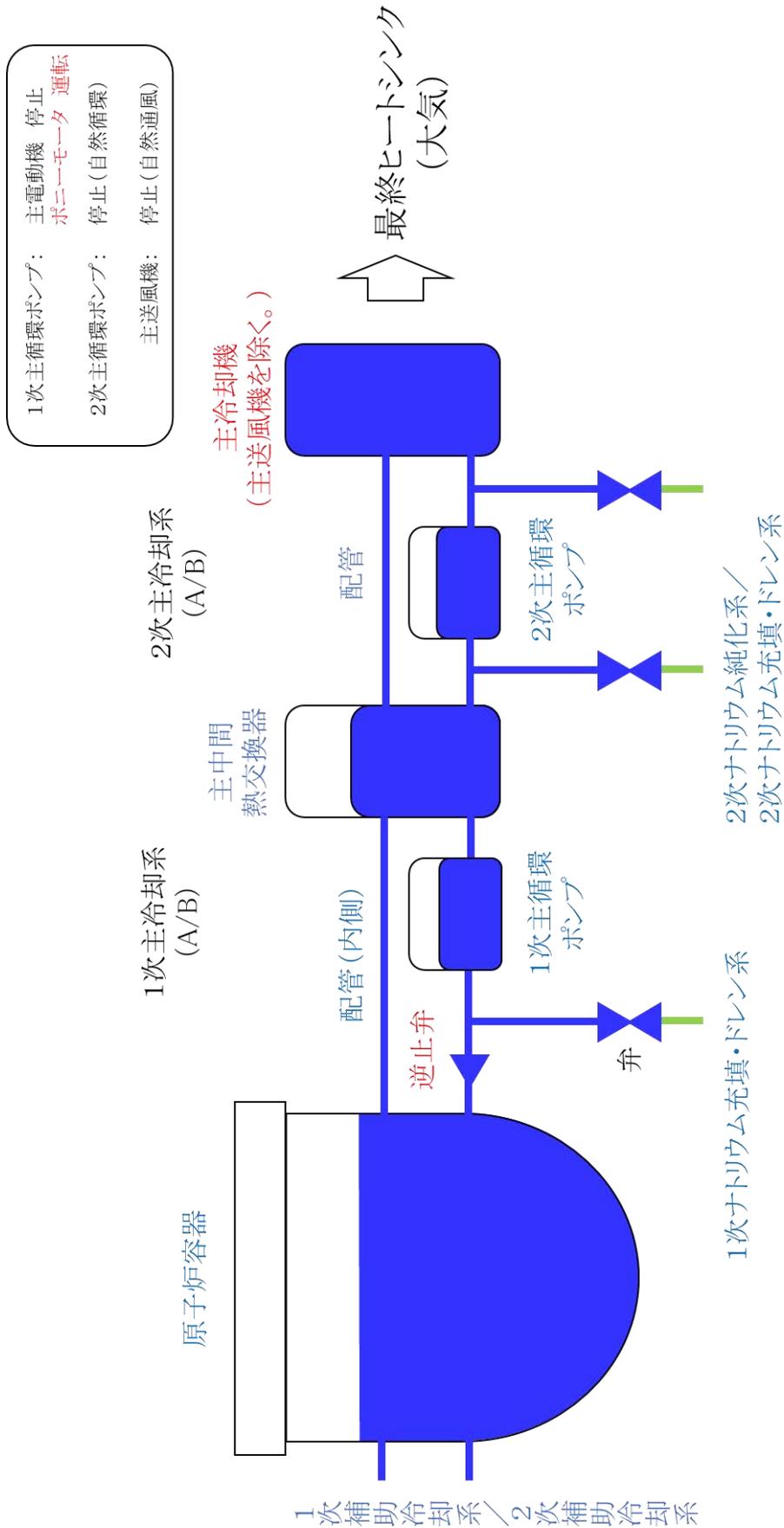
赤字 : 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能(MS-1)に分類する構築物、系統又は機器
 青字 : 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能(MS-1)の関連系

別図1 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能(MS-1)の概要



赤字 : 1次冷却材漏えい量の低減機能 (MS-1) に分類する構築物、系統又は機器
 (運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用するもの)
 緑字 : 上記を除く1次冷却材漏えい量の低減機能 (MS-1) に分類する構築物、系統又は機器
 青字 : 1次冷却材漏えい量の低減機能 (MS-1) の関連系

別図2 1次冷却材漏えい量の低減機能 (MS-1) の概要

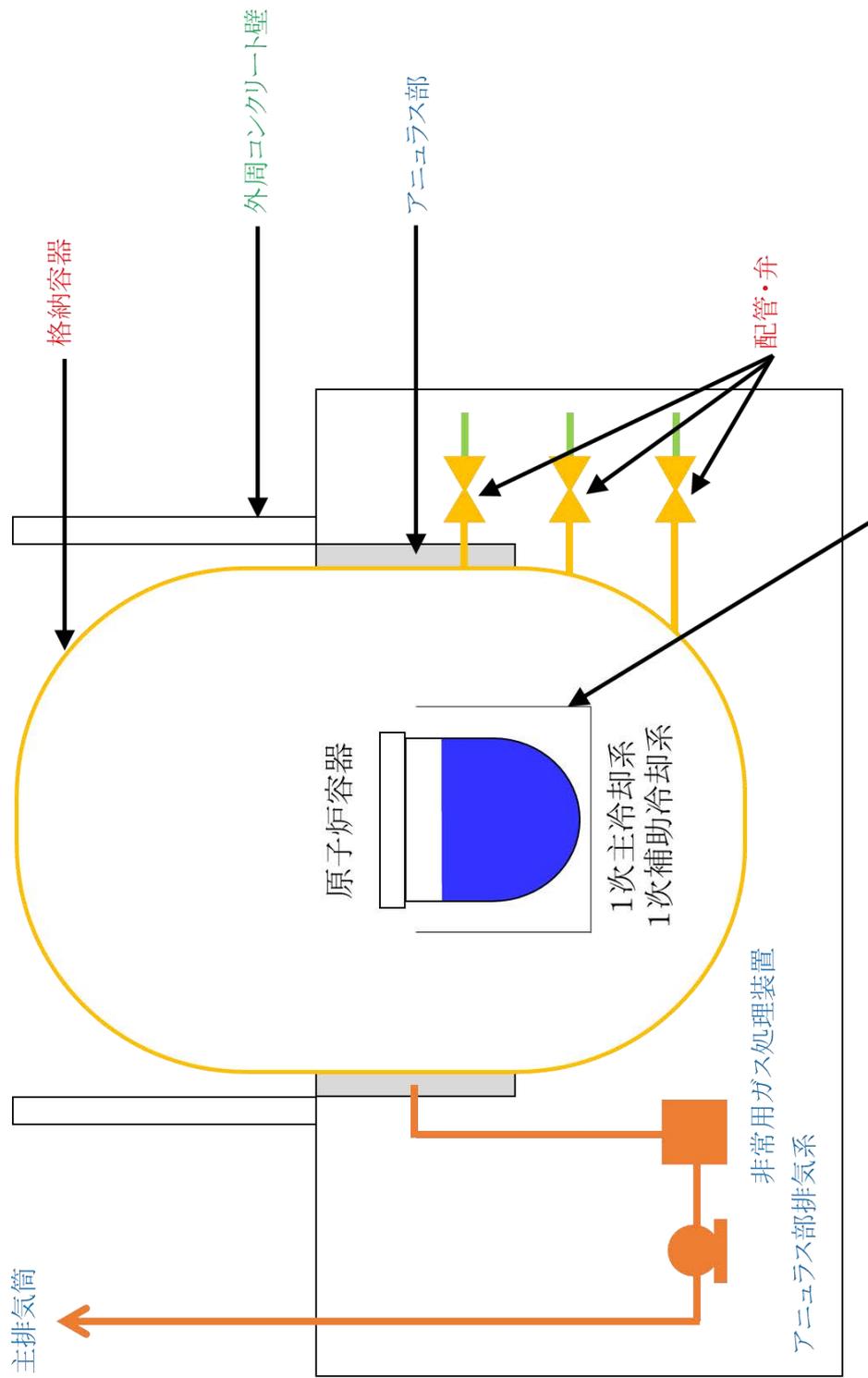


赤字 : 原子炉停止後の除熱機能 (MS-1) に分類する構築物、系統又は機器
 青字 : 原子炉停止後の除熱機能 (MS-1) の関連系※1

※1:【関連系】

- ・ 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (計装等の小口径のものを除く。)
- ・ 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (計装等の小口径のものを除く。)

別図3 原子炉停止後の除熱機能 (MS-1) の概要

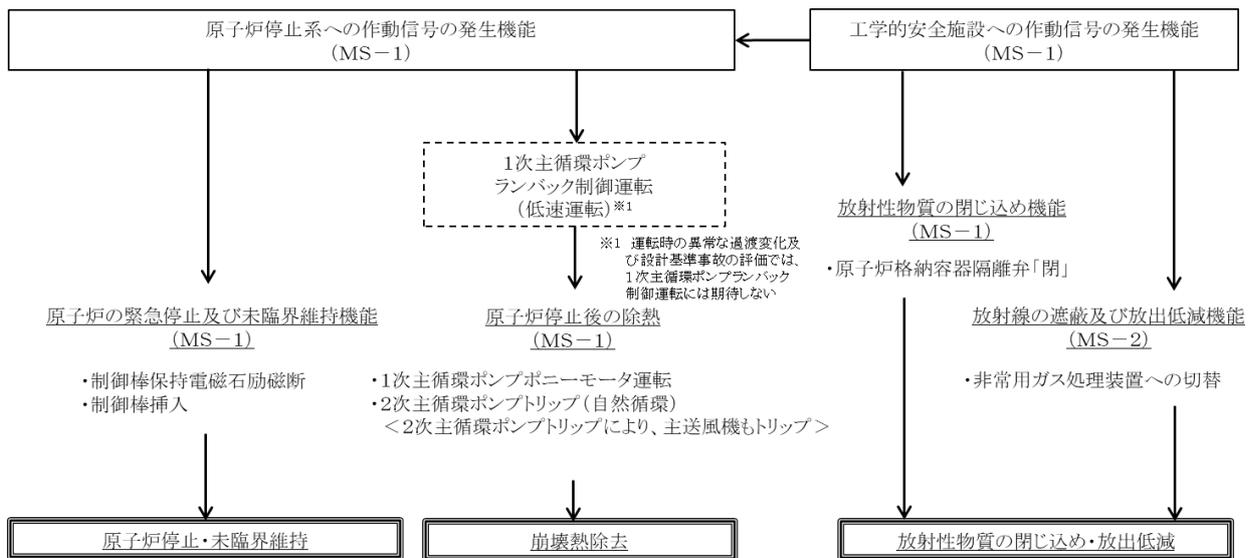


放射線低減効果の大きい遮蔽
(安全容器及び遮へいコンクリート冷却系を含む。)

- 赤字 : 放射性物質の閉じ込め機能 (MS-1) に分類する構築物、系統又は機器
- 青字 : 放射線の遮蔽及び放出低減機能 (MS-2) に分類する構築物、系統又は機器
(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用するもの)
- 緑字 : 上記を除く放射線の遮蔽及び放出低減機能 (MS-2) に分類する構築物、系統又は機器

別図 4 放射性物質の閉じ込め機能 (MS-1)、放射線の遮蔽及び放出低減機能 (MS-2) の概要

【参考】 原子炉保護系作動時のプラントの基本的な挙動



【その他】

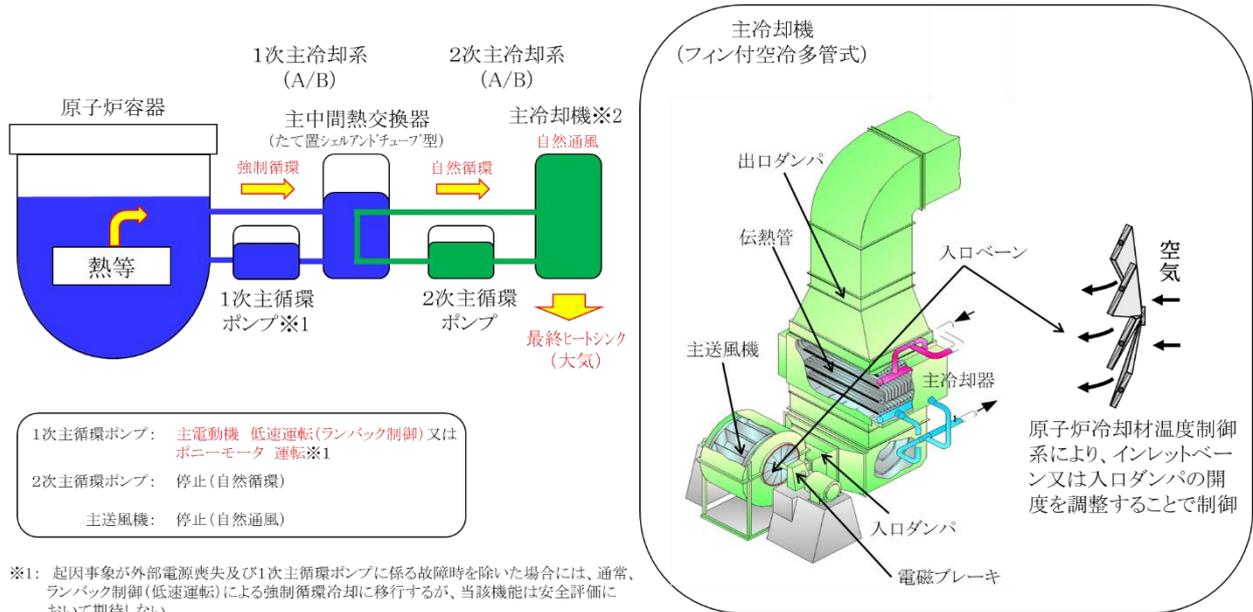
- ・ 安全上特に重要な関連機能(MS-1) ⇒ 運転時の異常な過渡変化「外部電源喪失」において、電源を供給
- ・ 1次冷却材漏えい量の低減機能(MS-1) ⇒ 設計基準事故「1次冷却材漏えい事故」において、漏えい量を低減

【参考】 作動することを想定するインターロック

機器	インターロック
1次冷却系主循環ポンプ	1基が停止した場合に、相互インターロックにより他ループの1基を停止
2次冷却系主循環ポンプ	1基が停止した場合に、相互インターロックにより他ループの1基を停止 1基が停止した場合に、当該ループの2基の主送風機を停止 1基が停止した場合に、当該ループの主冷却器出口温度制御を停止時制御に変更
主送風機	1基が停止した場合に、相互インターロックにより同ループの主送風機1基を停止

1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプが停止した場合は、原子炉トリップ信号を発信する。

【参考】 原子炉保護系作動後の冷却系の主な状態



※1: 起因事象が外部電源喪失及び1次主循環ポンプに係る故障時を除いた場合には、通常、ランバック制御(低速運転)による強制循環冷却に移行するが、当該機能は安全評価において期待しない。

※2: 原子炉保護系動作直後には、主送風機が停止するとともに入口ペーン・ダンパは全閉となる。それ以降は、原子炉冷却材温度制御系により開度を調整。

「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」
に対する炉心冷却機能に係る単一故障の仮定について

運転時の異常な過渡変化のうち、「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」では、以下の観点で、「1 ループのポニーモータ引継ぎ失敗」による炉心冷却機能の低下を炉心冷却機能に係る単一故障として仮定していない。

- ・ 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」は、『炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化』に着目した事象である。
- ・ 過出力型の事象に対する「中性子束高（出力領域）」原子炉トリップ信号の有効性を確認することを目的としている。

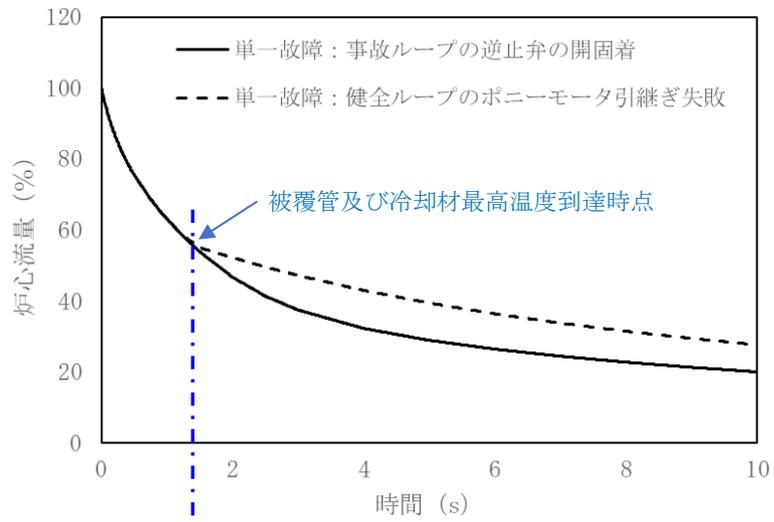
なお、これらの事象に対して単一故障として「1 ループのポニーモータ引継ぎ失敗」を仮定しても、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高温度は変わらない。

「1次主循環ポンプ軸固着事故」に対する 炉心冷却機能に係る単一故障の仮定について

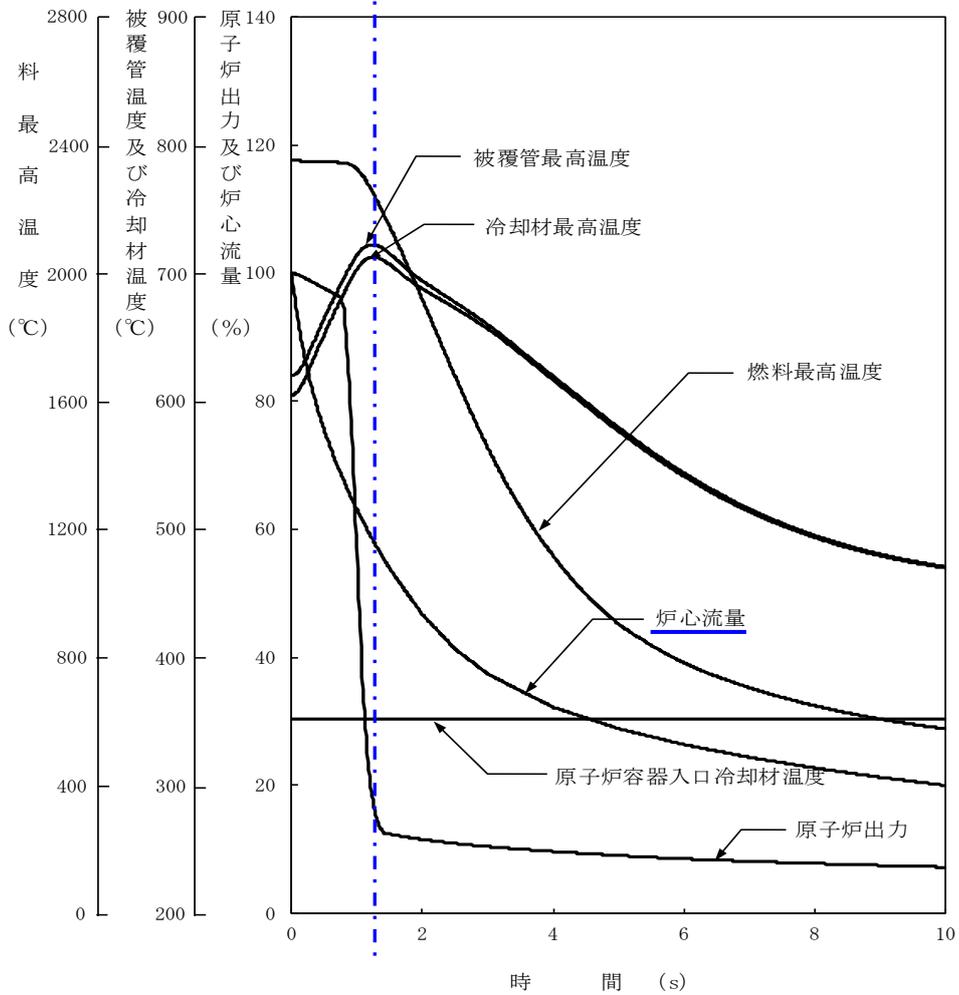
「1次主循環ポンプ軸固着事故」における単一故障として、「事故ループの逆止弁の開固着」又は「健全ループのポニーモータ引継ぎ失敗」を仮定した場合の炉心流量の解析結果を第1図に示す。

「1次主循環ポンプ軸固着事故」では、1ループの1次主循環ポンプの機能喪失を起因事象とするため、事故ループの逆止弁の開固着が生じると、健全ループから事故ループへ1次冷却材が逆流する。第1図に示すように、「事故ループの逆止弁の開固着」を仮定した場合の炉心流量は、「健全ループのポニーモータ引継ぎ失敗」を仮定した場合と比較して小さくなる。

以上より、「1次主循環ポンプ軸固着事故」では、事象発生直後に、炉心流量が小さくなる「事故ループの逆止弁の開固着」を単一故障として仮定した。



(炉心流量の比較)



(解析結果：事故ループの逆止弁の開固着を仮定した場合)

第1図 炉心流量の解析結果の比較

原子炉保護系に係る解析条件の設定

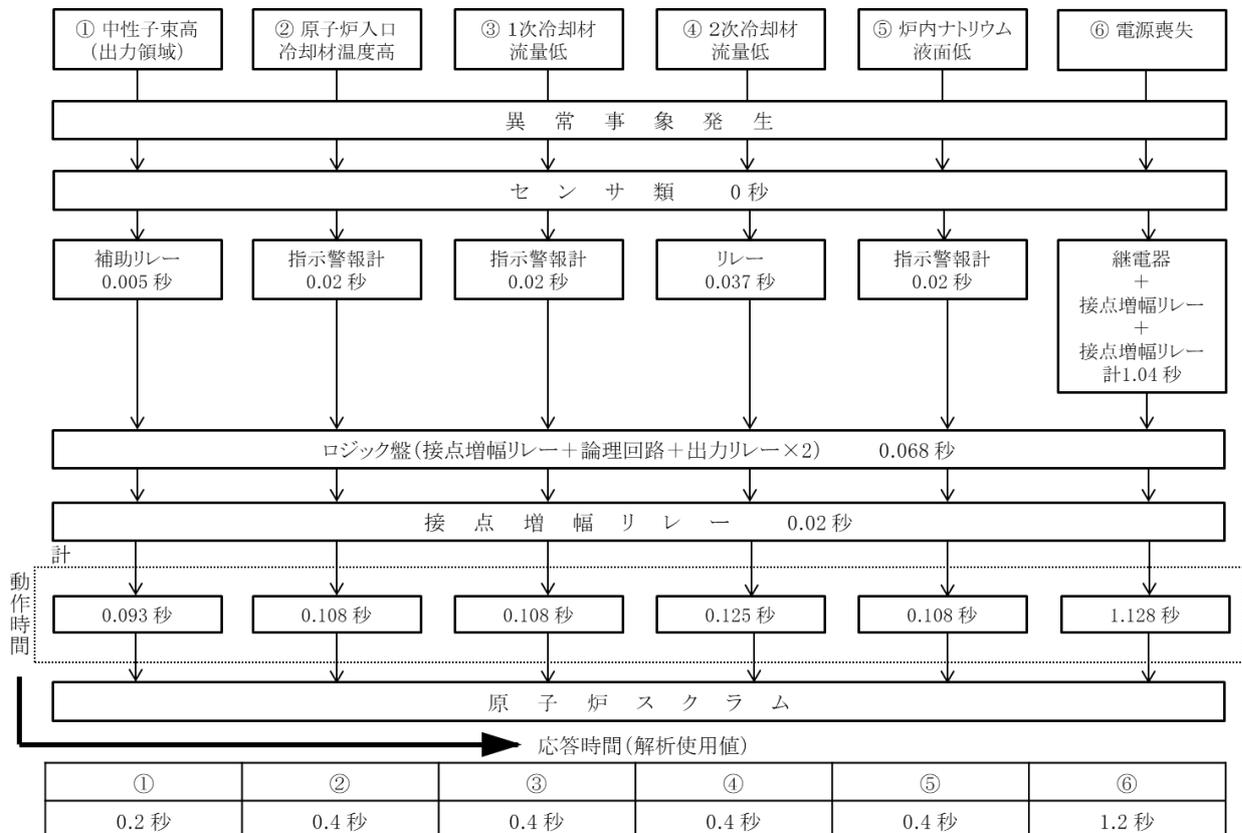
1. 原子炉トリップ設定値

解析で用いる原子炉スクラム信号の原子炉トリップ設定値には、その誤差範囲に、余裕を考慮した値を用いる。原子炉トリップ設定値の誤差範囲及び解析使用値を以下に示す。

原子炉スクラム項目	設定値	フルスケール (FS)	誤差範囲	解析使用値
中性子束高 (出力領域)	105 %	—	設定値±1 %	107 %
原子炉入口冷却材温度高	365 °C	100~500 °C	FS±2 %	373 °C
1次冷却材流量低	80 %	0~1,700 m ³ /h	FS±2 %	77 %
2次冷却材流量低	80 %	0~1,600 m ³ /h	FS±2 %	77 %
炉内ナトリウム液面低	-10 cm	-160~35 cm	FS±2 %	-14 cm

2. 原子炉保護系の応答時間

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。原子炉保護系の動作時間と応答時間 (解析使用値) を以下に示す。



3. デラッチ遅れ時間

解析で用いるデラッチ遅れ時間（制御棒保持電磁石励磁断からスクラム反応度が投入されるまでの時間）には、水中機能試験の実測データ（0.11 秒）に余裕を見込んだ 0.2 秒を用いる。

4. 検出器の応答遅れ

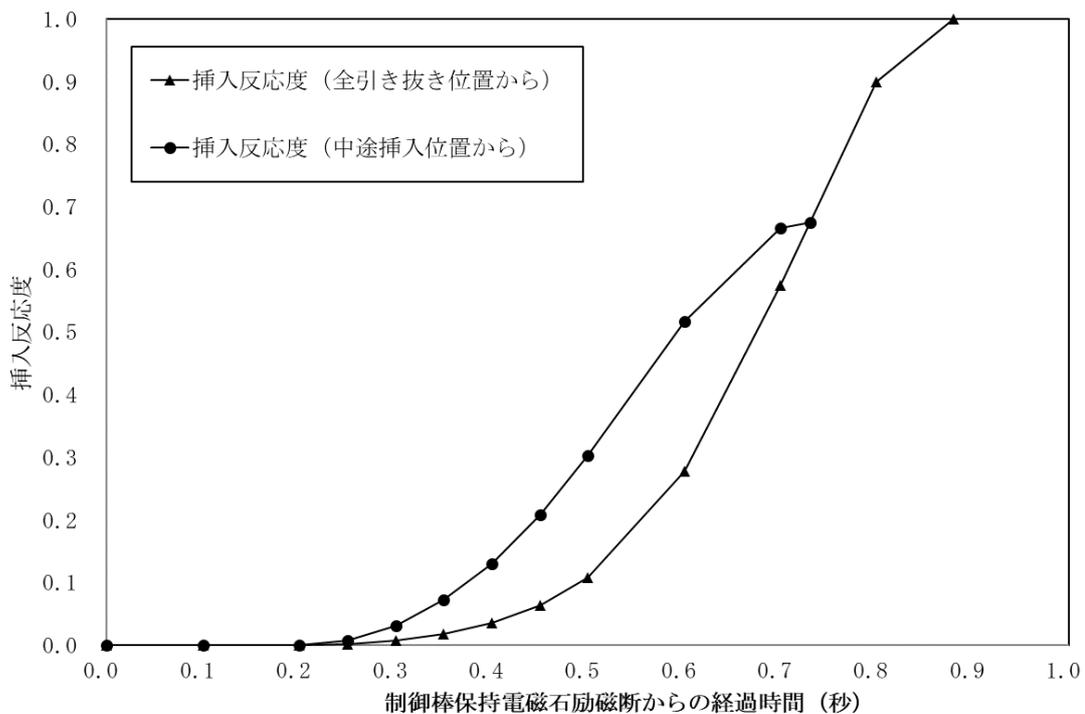
原子炉スクラム信号のうち、「原子炉入口冷却材温度高」については、原子炉保護系の応答時間の他に、温度検出器の保護管の伝熱遅れに起因する応答遅れの測定値（約 10 秒）に余裕を見込んだ 20 秒を用いる。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における
原子炉スクラム時の制御棒位置

原子炉スクラム時の制御棒挿入開始位置を全引き抜き位置又は中途挿入位置（401mm）とした場合の反応度挿入曲線を第1図に示す（ここでは、0秒で制御棒保持電磁石励磁断とし、デラッチ遅れ時間0.2秒を考慮）。第1図より、全引き抜き位置からの挿入反応度と中途挿入位置からの挿入反応度は以下の相関を有する。

- ・ 全引き抜き位置からの反応度投入率は、中途挿入位置からの反応度投入率を下回る。
- ・ 中途挿入位置では、すでに制御棒がある程度挿入されている状態にあり、新たに投入可能な反応度が小さいことから、原子炉スクラム時の全挿入反応度は、全引き抜き位置からのものを下回る。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における燃料最高温度や被覆管最高温度の上昇は、原子炉スクラム直後まで継続するが、初期の挿入反応度に応じた抑制効果が生じることを踏まえ、当該解析では、原子炉スクラム時において制御棒が全引き抜き位置から挿入されるものとし、保守的な評価を実施するものとしている。



第1図 制御棒挿入開始位置の違いによる反応度挿入曲線への影響

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における
反応度係数の組合せ

事象類型	事象名	反応度係数※1絶対値				説明
		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	
出力上昇・冷却材温度上昇	未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	最小 (温度上昇による負のフィードバックを保守的に最小化)	零 (温度上昇による負のフィードバックを保守的に無視)	最小 (温度上昇による負のフィードバックを保守的に最小化)	最小 (温度上昇による負のフィードバックを保守的に最小化)	これらの事象では、原子炉出力の上昇により、炉心の燃料、冷却材、構造材温度が上昇するため、温度上昇による負のフィードバックを保守的に最小化するよう、これらの係数に絶対値最小を使用している。
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き					
	燃料スランピング事故					
流量減少	1次冷却材流量減少	最大 (温度低下による正のフィードバックを保守的に最大化)	最大 (温度低下による正のフィードバックを保守的に最大化)	最小 (温度上昇による負のフィードバックを保守的に最小化)	最小 (温度上昇による負のフィードバックを保守的に最小化)	これらの事象では、①炉心流量の減少による炉心の冷却材及び構造材温度の上昇、②2次冷却系の除熱低下による原子炉容器入口冷却材温度の上昇が生じ、負の反応度が投入されて原子炉出力が低下し、出力低下に伴う燃料温度の低下により正の反応度が投入される。このため、冷却材、構造材温度上昇による負のフィードバックを保守的に最小化、燃料温度低下による正のフィードバックを保守的に最大化するよう、冷却材・構造材温度係数は絶対値最小、燃料温度係数は絶対値最大を使用している。
	外部電源喪失					
	1次主循環ポンプ軸固着事故					
	1次冷却材漏えい事故					
	2次冷却材流量減少					
除熱低下	主冷却器空気流量の減少	最大 (温度低下による正のフィードバックを保守的に最大化)	最大 (温度低下による正のフィードバックを保守的に最大化)	最小 (温度上昇による負のフィードバックを保守的に最小化)	最小 (温度上昇による負のフィードバックを保守的に最小化)	これらの事象では、①炉心流量の増加による炉心の冷却材・構造材温度の低下、②2次冷却系の除熱増大による原子炉容器入口冷却材温度の低下が生じ、正の反応度が投入されて原子炉出力が上昇し、出力上昇に伴う燃料温度の上昇による負の反応度が投入される。このため、冷却材、構造材、原子炉容器入口冷却材温度低下による正のフィードバックを保守的に最大化、燃料温度上昇による負のフィードバックを保守的に最小化するよう、冷却材・構造材・炉心支持板温度係数は絶対値最大、燃料温度係数は絶対値最小を使用している。
	2次主循環ポンプ軸固着事故					
	2次冷却材漏えい事故					
主送風機風量瞬時低下事故						
冷却材温度低下・出力上昇	1次冷却材流量増大	最小 (温度上昇による負のフィードバックを保守的に最小化)	零 (温度上昇による負のフィードバックを保守的に無視)	最大 (温度低下による正のフィードバックを保守的に最大化)	最大 (温度低下による正のフィードバックを保守的に最大化)	これらの事象では、①炉心流量の増加による炉心の冷却材・構造材温度の低下、②2次冷却系の除熱増大による原子炉容器入口冷却材温度の低下が生じ、正の反応度が投入されて原子炉出力が上昇し、出力上昇に伴う燃料温度の上昇による負の反応度が投入される。このため、冷却材、構造材、原子炉容器入口冷却材温度低下による正のフィードバックを保守的に最大化、燃料温度上昇による負のフィードバックを保守的に最小化するよう、冷却材・構造材・炉心支持板温度係数は絶対値最大、燃料温度係数は絶対値最小を使用している。
	2次冷却材流量増大					
	主冷却器空気流量の増大					

※1：反応度係数は全て負

実効遅発中性子割合の設定

「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」において、実効遅発中性子割合を計算値（標準平衡炉心における運転サイクル初期の計算結果）とした場合、計算値±10%とした場合の炉心動特性解析の結果を第1表に示す。なお、制御棒の引抜きによる反応度投入率は、何れも5φ/s一定とした。

実効遅発中性子割合の変化が、原子炉出力最高到達値や炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度に及ぼす影響は小さいことから、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析において、実効遅発中性子割合には、計算値を使用している。

第1表 実効遅発中性子割合に関するサーベイ解析結果

実効遅発 中性子割合	原子炉出力 最高到達値(%)	最高温度(°C)		
		燃料	被覆管※	冷却材
計算値-10%	110 (109.7)	2,390 (2,386.1)	630 (630.0)	620 (614.4)
計算値	110 (109.7)	2,390 (2,386.2)	630 (630.1)	620 (614.6)
計算値+10%	110 (109.8)	2,390 (2,386.2)	630 (630.2)	620 (614.7)

※：被覆管温度は肉厚中心の温度を示す。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における崩壊熱の設定

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における崩壊熱には、以下の解析条件によるFPGS-3の計算値に、工学的な余裕として10%を見込んだ値を用いる（別添1参照）。なお、炉内燃料貯蔵ラックに装荷した炉心燃料集合体（定格出力運転中の発熱量：最大約36kW/体）に係る冷却材流路は、炉心に装荷した炉心燃料集合体と異なることに鑑み、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における崩壊熱の解析では、炉心に装荷した炉心燃料集合体を対象とし、炉内燃料貯蔵ラックに装荷した炉心燃料集合体は含めないものとした。

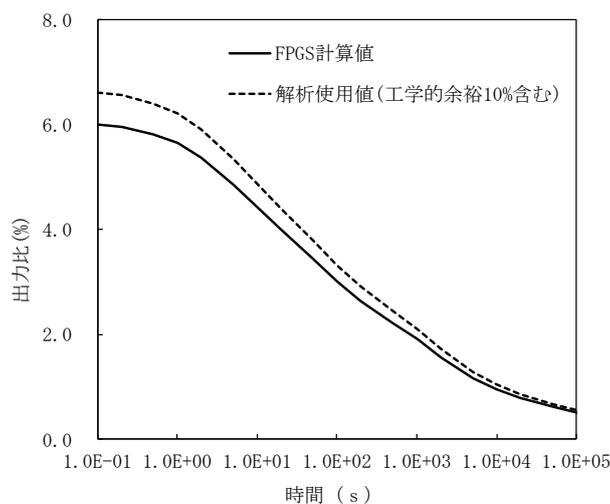
【主な解析条件】

- ・ 燃焼度 : 全炉心燃料集合体の燃焼度は、最高燃焼度である90,000MWd/t（要素軸方向平均）とした。
- ・ 炉心構成 : 炉心燃料集合体の装荷個数は、最大である79体（内側：19体、外側：60体）とし、炉心の核燃料物質質量（重金属量）を0.773tとした。また、新燃料の組成を用いて燃料組成を設定した。
- ・ 燃焼期間 : 最高燃焼度に達するまで炉心熱出力100MW一定の運転を継続すると仮定し、以下の式により算出した。なお、燃料交換や定期事業者検査のための炉停止期間における冷却（減衰）は考慮しないものとした。

$$\text{燃焼期間 (日)} = \text{燃焼度 (MWd/t)} \div \text{炉心熱出力 (MW)} \times \text{核燃料物質質量 (t)}$$

項目	値	備考
燃焼度 (MWd/t : 要素軸方向平均)	90,000	最大値
炉心熱出力 (MW)	100	最大値
核燃料物質質量 (t)	0.773	炉心全装荷量
燃焼期間 (日)	696	計算結果

【計算結果】



「工学的余裕 10%」の妥当性

放射性核種の生成・崩壊量の計算は、Bateman 法と O R I G E N で用いられている Matrix Exponential 法による計算が可能である。F.P. 核種の生成・崩壊量の計算に必要なデータである崩壊データ(崩壊定数、崩壊系列)と核分裂収率及び中性子断面積の値は、全て核データライブラリに収められている。F P G S - 3 に用いた核データライブラリ^[1]を第 1 表に示す。なお、これらは既許可で用いたものと同じである。

(1) F P G S - 3 と F P G S - 9 0^[2] の比較

F P G S - 3 と F P G S - 9 0 の解析結果を比較した。第 2 表に F P G S - 9 0 に用いた核データライブラリを示す。第 1 図に両計算コードの解析結果の比較を示す。F P G S - 3 と F P G S - 9 0 の比は 0.99~1.01 である。

(2) F P G S - 9 0 の解析結果と実験値との比較

F P G S - 9 0 の解析結果と実験値(「常陽」MK-II 炉心燃料集合体の崩壊熱)を比較した結果、冷却期間約 40 日での比較においては、第 2 図に示すように C/E は 0.98~1.01 となっている^[3]。

(1)、(2) に示すとおり、間接的な F P G S - 3 と実験値との比較により、10%の工学的な余裕を見ておけば、崩壊熱を高めに評価することができることを確認している。

[1]: 日本原子力研究所、「F P G S - 3 コードの改良と核データおよびγ線ライブラリーの更新(高速原型炉の崩壊熱解析-VI)」、JAERI-memo 57-056 (1982)

[2]: 日本原子力研究所、「放射性核種の生成・崩壊量、崩壊熱及びγ線スペクトル計算コード-FPGS90-」、JAERI-Data/Code 95-014 (1995)

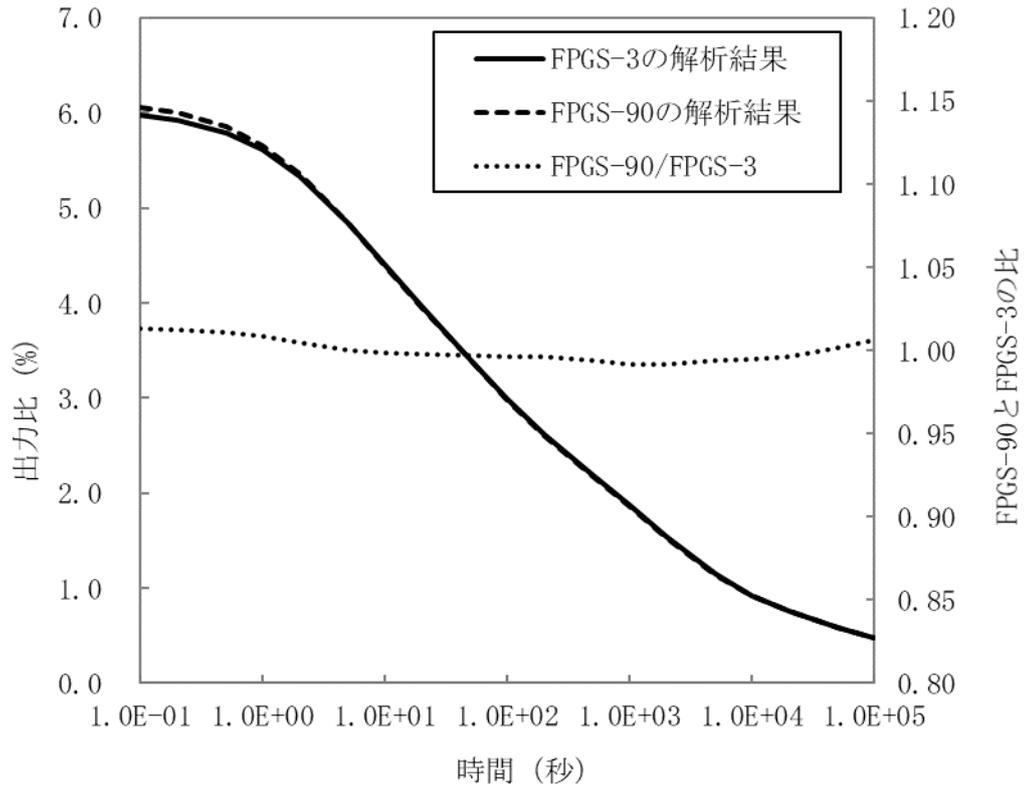
[3]: 日本原子力研究開発機構、「高速増殖原型炉もんじゅの重大事故防止対策の有効性評価に用いる崩壊熱の評価」、JAEA-Technology 2018-003 (2018)

第1表 FPGS-3の核データライブラリ

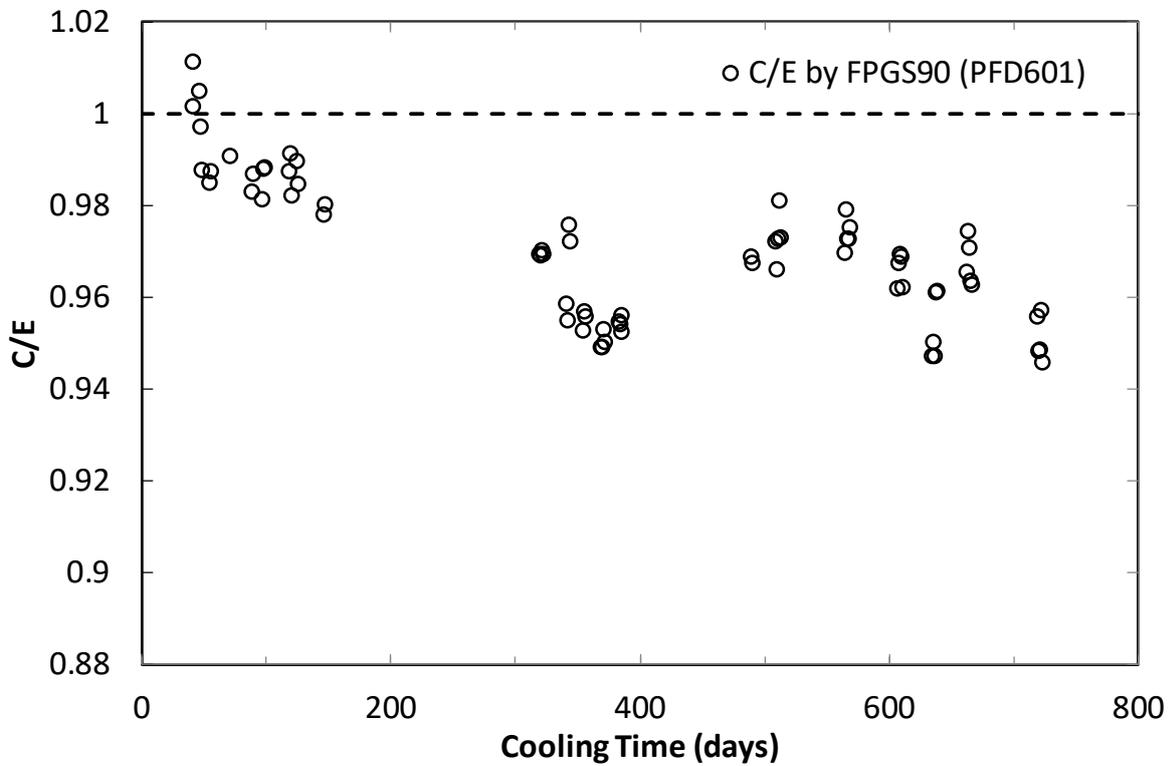
	崩壊熱		
	F P	アクチニド	構造材
反応断面積ライブラリー	ENDF/B-IV	JENDL-1 ENDF/B-V	JENDL-1
燃焼チェーン、分岐比	JNDC-V1.5	ENDF/B-IV	ENDF/B-IV
核分裂収率	JNDC-V1.5	—	—
崩壊形式、分岐比 崩壊定数 崩壊熱データ (崩壊エネルギー)	JNDC-V1.5	ENSDF	ENSDF

第2表 FPGS-90 (JENDL-4.0 ベース) の核データライブラリ

	崩壊熱		
	F P	アクチニド	構造材
反応断面積ライブラリー	JENDL-4.0	JENDL-4.0	JENDL-4.0
燃焼チェーン、分岐比	JNDC-V2	JENDL-4.0	JENDL-4.0
核分裂収率	JENDL/FPY-2011	—	—
崩壊形式、分岐比 崩壊定数 崩壊熱データ (崩壊エネルギー)	JENDL/DDF-2015	JENDL/DDF-2015	JENDL/DDF-2015



第1図 F P G S - 3 と F P G S - 9 0 の解析結果の比較



第2図 F P G S - 9 0 による崩壊熱解析の C/E 値

各事象の評価における燃料状態の設定の考え方

1. 初期条件設定の基本的考え方

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、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度の最大値を厳しく評価する運転条件を選定している。

2. 燃料状態の設定

(1) ホットテストチャンネルの定格出力時の初期条件の設定

燃料、被覆管及び冷却材の最高温度を評価するためのホットテストチャンネルの初期温度分布は、燃料及び被覆管（肉厚中心）の最高温度が実際よりも厳しく評価されるよう、熱的制限値^{※1}である 2,350℃及び 620℃と等しく設定している。本設定にあたっては、100MW 条件での燃料ペレットの組織変化（未変化、等軸晶、柱状晶）を考慮しつつ、燃料温度は主として線出力を過大に設定することにより、被覆管温度は主として冷却材流量を過小に設定することにより保守的に設定している。

また、燃料の熱設計では、燃焼に伴いギャップ熱伝達率は低下するが、燃料温度評価においては、燃焼に伴う線出力低下の効果が支配的であり、燃焼初期において燃料最高温度が最も高くなる。

したがって、添付書類 10 の炉心安全解析では、結果を厳しくする燃料状態として、運転初期の燃料を対象にホットテストチャンネルを設定し評価を実施しており、ギャップ熱伝達率として、燃焼初期の値（0.70W/cm²℃（添付書類 8 第 3.5.1 表））を用いている。

※1： 工学的安全係数を考慮して評価した熱特性に、さらに工学的な余裕を見込んで定めた通常運転時の制限値

(2) ホットテストチャンネルの未臨界状態の初期条件の設定

燃料、被覆管及び冷却材の最高温度を評価するためのホットテストチャンネルの燃料について、燃料及び被覆管の初期温度分布は原子炉入口冷却材温度と同じ 352℃で一様としている。本設定にあたっては、定格出力時と同様に燃焼初期の燃料を対象とし、燃料温度が実際よりも厳しく評価されるように燃料ペレットの組織変化を考慮せず、また、ギャップ熱伝達率は、照射開始前の値（0.30W/cm²℃）を用いている。

(3) 平均チャンネルの設定

フィードバック反応度を評価するための平均チャンネルでは、炉心の全出力及び全流量の初期値を炉心全体の燃料要素数で除した値を設定し、炉心の平均的な熱流動特性を評価する。第 1 表～第 4 表に示すように、燃料組織変化やギャップ熱伝達率は、平均チャンネルの温度変化への影響が小さく、また、ホットテストチャンネルで評価する燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度への影響も小さいことから、そのモデルに、燃料の組織変化は考慮していない。また、ギャップ熱伝達率にはホットテストチャンネルと同じ値を用いている。

(4) 崩壊熱計算時の設定

崩壊熱の計算に当たっては、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度の最大値を厳しく評価する運転条件として、運転サイクル末期に全炉心燃料集合体の燃焼度が最高燃焼度に達した条件で解析している。

第1表 (a) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における平均チャンネルの燃料組織変化の影響
(ホットテストチャンネル)

平均チャンネルの燃料組織変化	原子炉出力 最高到達値 (%)	燃料 最高温度 (°C)	被覆管 最高温度 (°C)	冷却材 最高温度 (°C)
なし (申請ケース)	109.7	2,386.2	630.1	614.6
あり (ホットテストチャンネル組織: 100MW)	109.7	2,386.2	630.1	614.6
あり (ホットテストチャンネル組織: 140MW 相当 ^{※1})	109.7	2,386.2	630.1	614.6

※1 燃料: 2,530°C、被覆管 (肉厚中心): 675°Cにおける組織を設定 (以下、同じ)。

第1表 (b) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における平均チャンネルの燃料組織変化の影響
(平均チャンネル)

平均チャンネルの 燃料組織変化	燃料平均温度 (°C)			ドップラ 反応度 ^{※4} (φ)	被覆管平均温度 (°C)			冷却材平均温度 (°C)		
	初期	過渡 ^{※2}	温度差 ^{※3} (過渡 -初期)		初期	過渡 ^{※2}	温度差 (過渡 -初期)	初期	過渡 ^{※2}	温度差 (過渡 -初期)
なし (申請ケース)	992.2	1,010.1	17.9 [0.0140]	-0.361	437.3	440.5	3.2	420.1	423.0	2.9
あり (ホットテストチャンネル組織: 100MW)	980.3	997.7	17.4 [0.0138]	-0.355	437.3	440.5	3.2	420.1	423.0	2.9
あり (ホットテストチャンネル組織: 140MW 相当 ^{※1})	979.8	997.2	17.4 [0.0138]	-0.354	437.3	440.5	3.2	420.1	423.0	2.9

※2 冷却材平均温度が最高となる時間における温度 (以下、同じ)。

※3 []内は対数温度差 (以下、同じ)。

※4 上記、燃料平均温度の対数温度差によるドップラ反応度 (以下、同じ)。

第2表 (a) 「1次主循環ポンプ軸固着事故」における平均チャンネルの燃料組織変化の影響
(ホットテストチャンネル)

平均チャンネルの燃料組織変化	原子炉出力 最高到達値 (%)	燃料 最高温度 (°C)	被覆管 最高温度 (°C)	冷却材 最高温度 (°C)
なし (申請ケース)	初期値を超えない	初期値を超えない	722.4	712.7
あり (ホットテストチャンネル組織： 100MW)	初期値を超えない	初期値を超えない	722.4	712.7
あり (ホットテストチャンネル組織： 140MW 相当 ^{*1)})	初期値を超えない	初期値を超えない	722.4	712.7

第2表 (b) 「1次主循環ポンプ軸固着事故」における平均チャンネルの燃料組織変化の影響
(平均チャンネル)

平均チャンネルの 燃料組織変化	燃料平均温度 (°C)			ドップラ 反応度 ^{*4} (¢)	被覆管平均温度 (°C)			冷却材平均温度 (°C)		
	初期	過渡 ^{*2}	温度差 ^{*3} (過渡 -初期)		初期	過渡 ^{*2}	温度差 (過渡 -初 期)	初期	過渡 ^{*2}	温度差 (過渡 -初 期)
なし (申請ケース)	992.2	957.4	-34.8 [-0.0279]	2.28	437.3	464.7	27.4	420.1	450.0	29.9
あり (ホットテストチャン ネル組織：100MW)	980.3	946.6	-33.7 [-0.0273]	2.23	437.3	464.8	27.5	420.1	450.0	29.9
あり (ホットテストチャン ネル組織：140MW 相 当 ^{*1)})	979.8	946.2	-33.6 [-0.0272]	2.22	437.3	464.8	27.5	420.1	450.0	29.9

第3表 (a) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における平均チャンネルのギャップ熱伝達率の影響
(ホットテストチャンネル)

平均チャンネルの ギャップ熱伝達率(W/cm ² °C)	原子炉出力 最高到達値 (%)	燃料 最高温度 (°C)	被覆管 最高温度 (°C)	冷却材 最高温度 (°C)
0.77	109.7	2,386.2	630.1	614.6
0.70 (申請ケース)	109.7	2,386.2	630.1	614.6
0.63	109.7	2,386.1	630.1	614.6

第3表 (b) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における平均チャンネルのギャップ熱伝達率の影響
(平均チャンネル)

平均チャンネルの ギャップ熱伝達率 (W/cm ² °C)	燃料平均温度 (°C)			ドップラ 反応度 ^{*4} (φ)	被覆管平均温度 (°C)			冷却材平均温度 (°C)		
	初期	過渡 ^{*2}	温度差 ^{*3} (過渡 -初期)		初期	過渡 ^{*2}	温度差 (過渡 -初期)	初期	過渡 ^{*2}	温度差 (過渡 -初期)
0.77	969.6	987.3	17.7 [0.0141]	-0.364	437.3	440.6	3.3	420.1	423.1	3.0
0.70 (申請ケース)	992.2	1,010.1	17.9 [0.0140]	-0.361	437.3	440.5	3.2	420.1	423.0	2.9
0.63	1,019.7	1,037.7	18.0 [0.0138]	-0.355	437.3	440.5	3.2	420.1	423.0	2.9

第4表 (a) 「1次主循環ポンプ軸固着事故」における平均チャンネルのギャップ熱伝達率の影響
(ホットテストチャンネル)

平均チャンネルの ギャップ熱伝達率(W/cm ² °C)	原子炉出力 最高到達値 (%)	燃料 最高温度 (°C)	被覆管 最高温度 (°C)	冷却材 最高温度 (°C)
0.77	初期値を超えない	初期値を超えない	722.4	712.7
0.70 (申請ケース)	初期値を超えない	初期値を超えない	722.4	712.7
0.63	初期値を超えない	初期値を超えない	722.4	712.7

第4表 (b) 「1次主循環ポンプ軸固着事故」における平均チャンネルのギャップ熱伝達率の影響
(平均チャンネル)

平均チャンネルの ギャップ熱伝達率 (W/cm ² °C)	燃料平均温度 (°C)			ドップラ 反応度* ⁴ (¢)	被覆管平均温度 (°C)			冷却材平均温度 (°C)		
	初期	過渡* ²	温度差* ³ (過渡 -初期)		初期	過渡* ²	温度差 (過渡 -初 期)	初期	過渡* ²	温度差 (過渡 -初 期)
0.77	969.6	935.4	-34.2 [-0.0279]	2.28	437.3	464.4	27.1	420.1	449.6	29.5
0.70 (申請ケース)	992.2	957.4	-34.8 [-0.0279]	2.28	437.3	464.7	27.4	420.1	450.0	29.9
0.63	1,019.7	984.3	-35.4 [-0.0278]	2.27	437.3	465.2	27.9	420.1	450.3	30.2

MIMIR及びSuper-COPDの解析モデル

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析している。「常陽」の原子炉冷却系系統概略図を第1図に示す。また、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の解析ブロック線図を第2図に示す。当該解析では、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系をモデル化し、Super-COPDにより炉心における核熱動特性解析を、MIMIRにより原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系における伝熱流動解析を行う。MIMIR及びSuper-COPDの解析モデルを以下に示す。

(1) Super-COPD

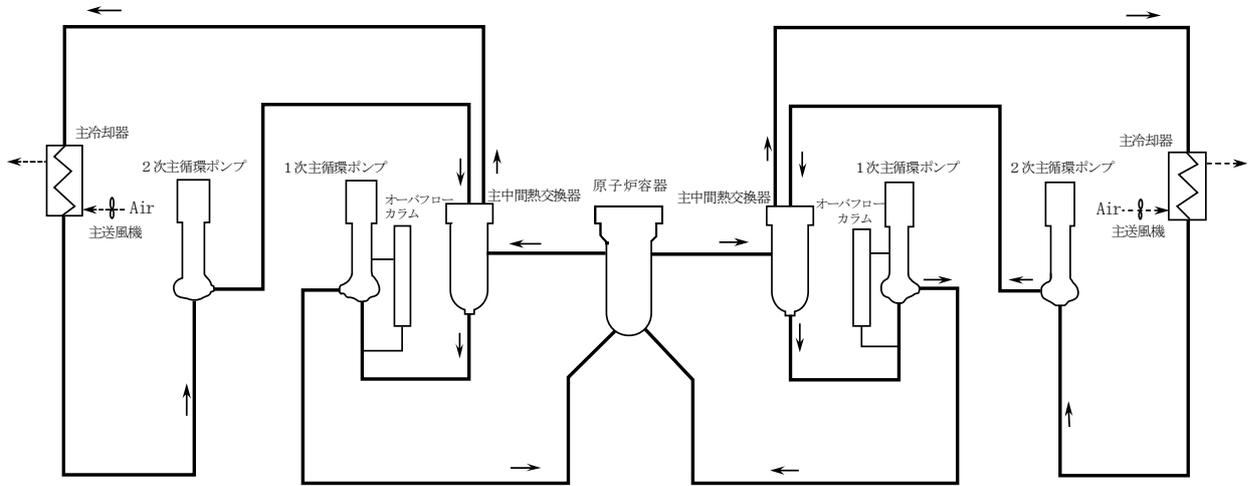
Super-COPDの炉心熱流動解析モデルを第3図(1)及び第3図(2)に示す。

Super-COPDでは、炉心の燃料ペレット、被覆管、冷却材、ラッパ管の炉心平均温度の時間変化を模擬するため、炉心部と等価な円柱状単チャンネル(平均チャンネル)を設定する(第3図(1)参照)。平均チャンネルを用いて計算される過渡変化時の炉心の燃料、被覆管及び冷却材の平均温度からフィードバック反応度が算出され、この項を含む1点炉動特性方程式を解くことで原子炉出力の時間変化を計算する。

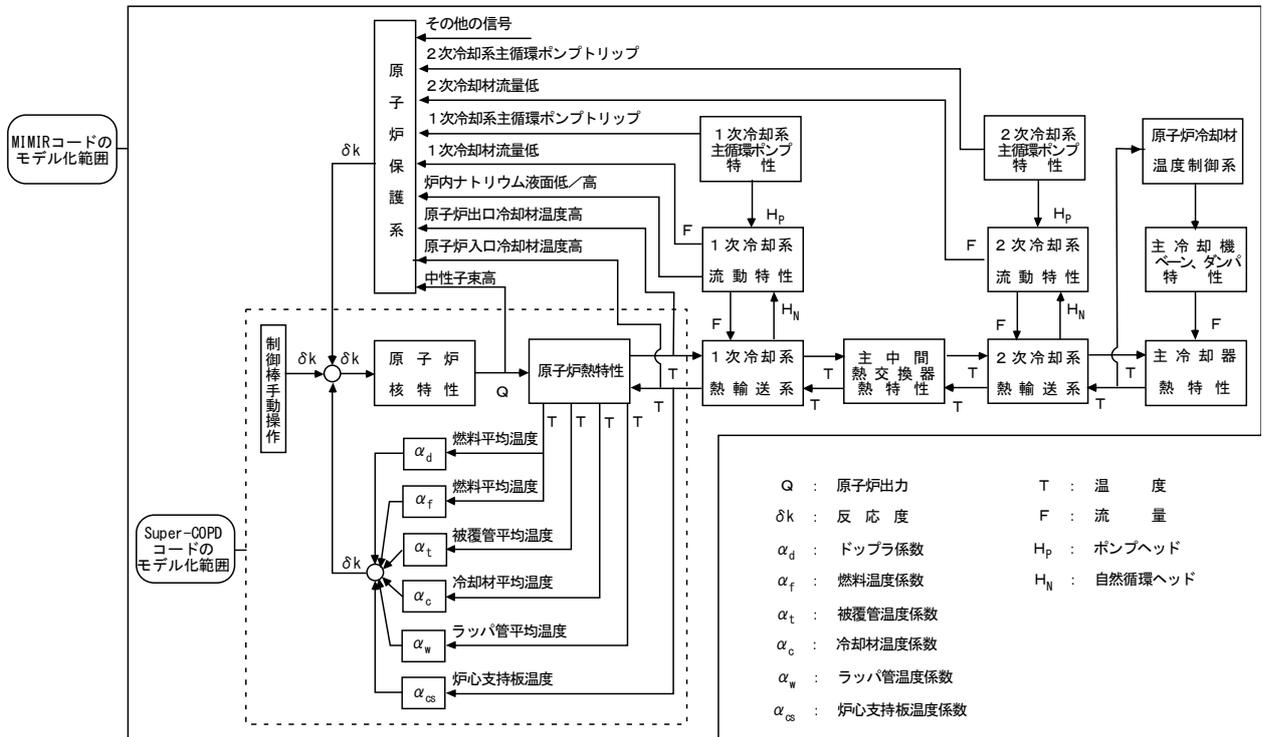
また、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高温度を評価するためのホットテストチャンネルを設定する(第3図(2)参照)。ホットテストチャンネルでは、最高温度が実際よりも厳しく評価されるよう、線出力及び冷却材流量を設定する。ホットテストチャンネルの燃料ペレットの径方向組成は、MK-IV炉心における燃料ペレットの組織変化の状況に対応させ、中心空孔、柱状晶領域、等軸晶領域、未変化領域の4領域でモデル化する。なお、原子炉熱出力が140MWであるMK-III炉心を経験した燃料は、MK-IV炉心と比較して組織変化が大きくなり、同一線出力における燃料温度の上昇は小さくなることから、MK-IV炉心における燃料の組織変化を用いた評価は保守性を有する。

(2) MIMIR

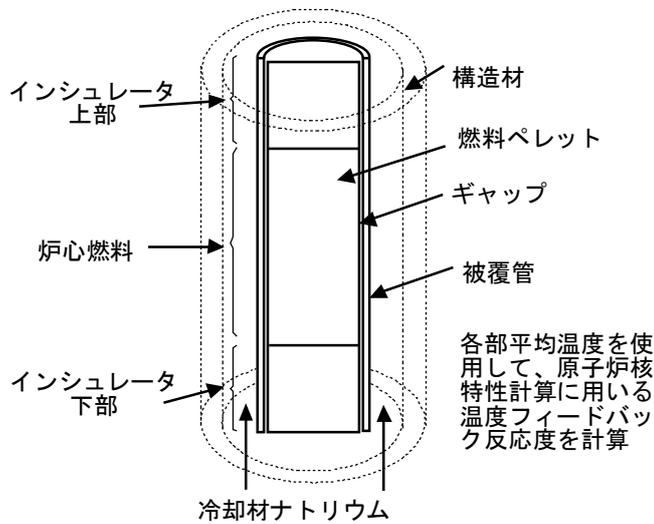
MIMIRでは、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系における伝熱流動解析を行うため、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系の主要な機器、原子炉保護系及び関連するインタロックをモデルに反映している(第2図参照)。



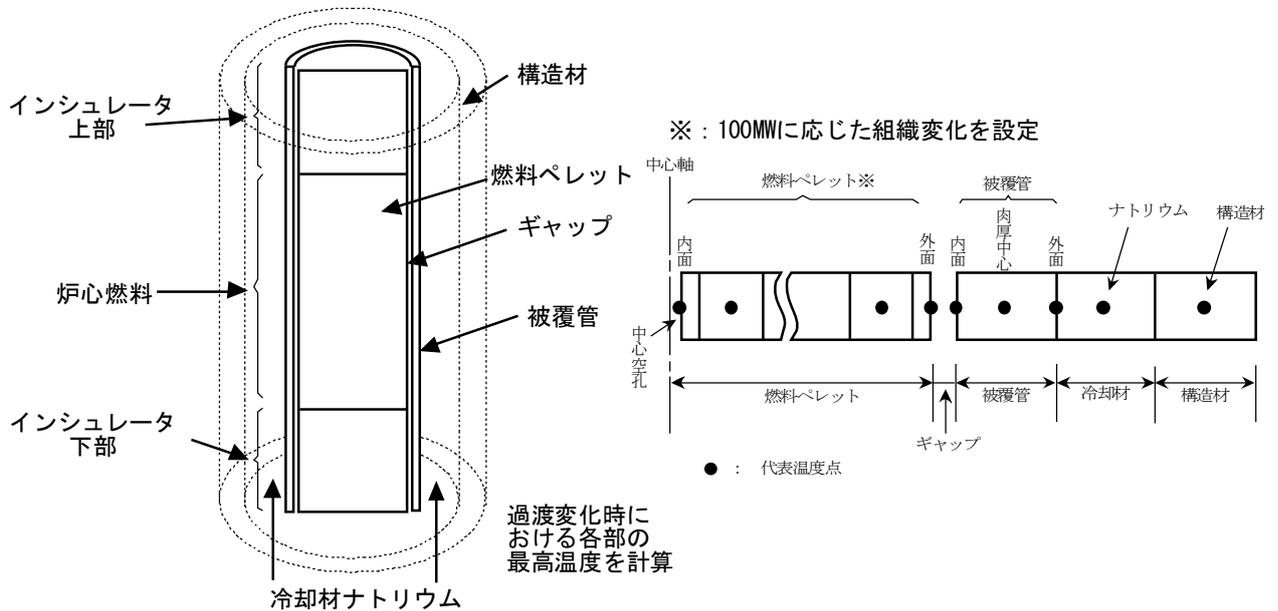
第1図 原子炉冷却系系統概略図



第2図 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の解析ブロック線図



第3図 (1) 炉心熱流動解析モデル (平均チャンネル)



第3図 (2) 炉心熱流動解析モデル (ホットテストチャンネル)

「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」における
原子炉出力の初期値の設定

「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」では、過去の運転・停止実績や設計等の経験を踏まえ、原子炉出力の初期値を定格出力の $10^{-7}\%$ としている（既許可に同じ）。

本事象は、負の反応度フィードバックの効果が限定的な状況で、炉心に正の反応度（反応度添加率： $5\text{¢}/\text{s}$ （一定））が付加されるものであり、原子炉出力は急上昇する。

反応度添加率が一定であることから、原子炉出力の初期値が小さい場合に、「中性子束高（出力領域）」の原子炉トリップ設定値（解析上 107% ）に到達した時点の出力上昇率は大きくなる。

原子炉出力が、「中性子束高（出力領域）」の原子炉トリップ設定値に到達した後、炉心にスクラム反応度が投入されるまでには 0.4 秒の時間遅れ（応答時間 0.2 秒 + デラッチ遅れ 0.2 秒）があるため、出力上昇率が大きくなる「原子炉出力の初期値が小さい場合」では、原子炉出力のオーバーシュートが大きく、原子炉出力の最大到達値や各部最高温度が高くなる。

原子炉出力の初期値を $10^{-7}\%$ （申請書記載の条件）、 $10^{-6}\%$ 、 $10^{-5}\%$ とした場合のサーベイ解析結果を第 1 表に示す。原子炉出力の初期値を $10^{-7}\%$ とした申請書記載の条件は、原子炉出力の初期値を $10^{-6}\%$ 、 $10^{-5}\%$ とした場合と比較して、保守的な結果となる。

第 1 表 原子炉出力の初期値に関するサーベイ解析結果

原子炉出力 の初期値(%)	最高温度(°C)			原子炉出力 最高到達値(%)
	燃料	被覆管※	冷却材	
10^{-7}	1,270	470	464	234
10^{-6}	1,243	467	461	216
10^{-5}	1,216	463	457	196

※：被覆管温度は肉厚中心の温度を示す。

「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」における
制御棒の挿入パターン

「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」では、異常発生時の初期状態として、原子炉出力を定格出力の $10^{-7}\%$ とし、反応度添加率を $5\phi/s$ （一定）としている。本事象は、負の反応度フィードバックの効果が限定的な状況で、炉心に正の反応度が付加されるものであり、原子炉出力は急上昇する。その結果、約19秒後に原子炉出力が、「中性子束高（出力領域）」の原子炉トリップ設定値（107%）に到達した後、炉心にスクラム反応度が投入される。

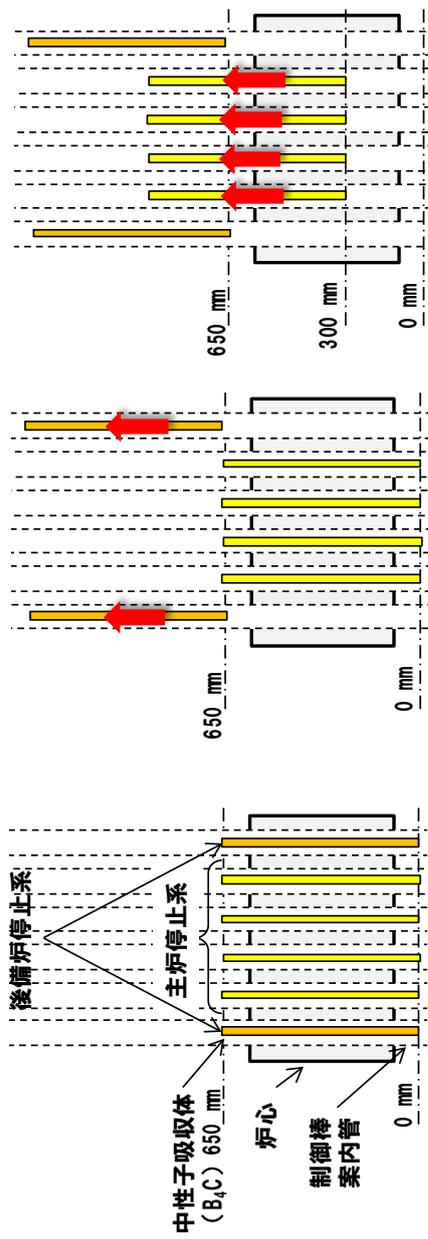
本事象は、原子炉起動時の異常を想定している。以下に原子炉起動時の制御棒操作を示し、各ステップにおける制御棒位置を第1図に示す。

- ① 全挿入状態
- ② 後備炉停止制御棒2本を全引抜き
- ③ 制御棒4本300mm均等位置まで引抜き
- ④ 制御棒のうち、1本目を臨界予想位置まで引抜き（臨界近接操作）
- ⑤ 2本目を臨界予想位置まで引抜き（臨界近接操作）
- ⑥ 3本目を臨界予想位置まで引抜き（臨界近接操作）
- ⑦ 4本目を臨界位置まで引抜き（臨界近接操作）

ここで、④～⑦については、臨界近接操作であり、③を初期状態とした逆増倍曲線を用いて、臨界位置を予測しながら安全に臨界状態を達成する。

「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」では、最も未臨界状態が浅い状態からの引抜きを想定しており、300mmから全引抜き（650mm）までの引抜き時間、すなわち反応度添加持続時間は制御棒の駆動速度（13cm/min以下）から約160秒間である。⑦の操作の初期状態である⑥の制御棒パターンにおける4本目の制御棒の最大反応度添加率は約 $3.1\phi/s$ であり、申請書記載の条件の $5\phi/s$ は、原子炉出力最高到達値について保守的な結果を与える条件である。

なお、実機において、急激な出力上昇については、起動領域、中間領域における「炉周期短」信号により原子炉は自動停止するが、本評価では保守的に無視している。

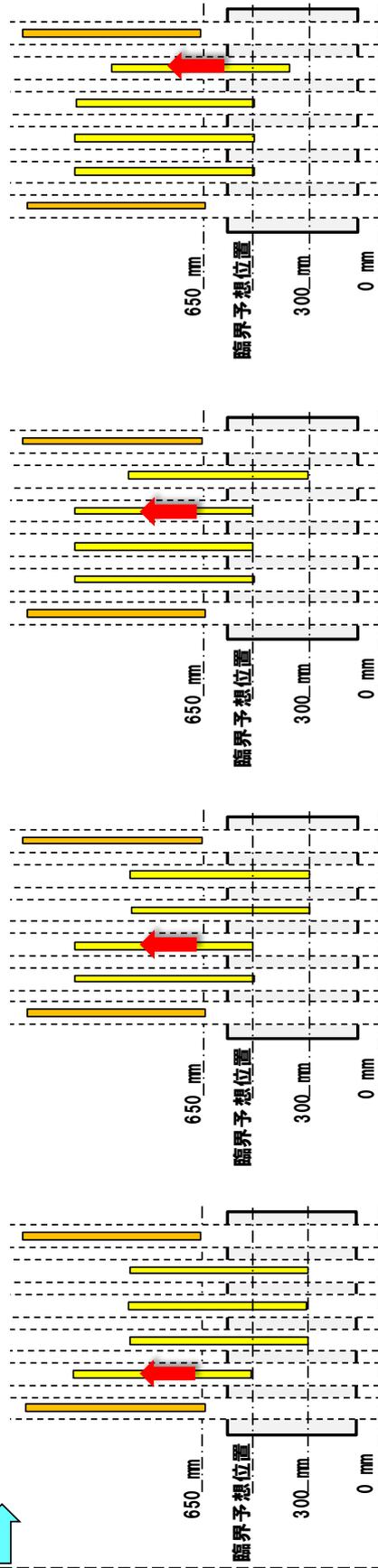


③

②

①

逆増倍曲線を用いた
臨界近接操作



⑦

⑥

⑤

④

第1図 制御棒引抜きパターン

「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の初期状態を
途中出力とした場合の影響評価

「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」を除き、炉心に係る運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、原子炉出力の初期値を定格出力としている。

原子炉出力の初期値を途中出力とした場合に、原子炉出力最高到達値又は最高温度が、定格出力から解析した場合を超える恐れのある事象は、過出力型の事象のうち、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」である。

本事象では、炉心に $5\phi/s$ のランプ状の正の反応度が投入されて原子炉出力が急上昇するため、中性子束が「中性子束高（出力領域）」の原子炉トリップ設定値（解析上 107%）に到達した時点の出力上昇率は、原子炉出力初期値が低いほど大きくなる。

原子炉出力が、「中性子束高（出力領域）」の原子炉トリップ設定値に到達した後、炉心にスクラム反応度が投入されるまでには 0.4 秒の時間遅れ（応答時間 0.2 秒+デラッチ遅れ 0.2 秒）があるため、出力上昇率が大きくなる「原子炉出力の初期値が小さい場合」では、原子炉出力のオーバシュートが大きく、原子炉出力の最大到達値が高くなる。一方、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度については、原子炉出力の上昇から時間遅れがあるため、「原子炉出力の初期値が小さい場合」の方が低くなる。

「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」では、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度を高く評価する定格出力を原子炉出力の初期値としている。

第 1 表 原子炉出力の初期値に関するサーベイ解析結果

原子炉出力 の初期値 (%)	最高温度 (°C)			原子炉出力 最高到達値 (%)
	燃料	被覆管※	冷却材	
100	2,387	630	615	110
90	2,301	620	605	111
75	2,211	609	595	112
50	2,106	597	583	113
参考 : 10^{-7}	1,270	470	464	234

※：被覆管温度は肉厚中心の温度を示す。

「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における
反応度添加率の設定の考え方

「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における反応度添加率を 5 ϕ /s（申請書記載の条件）、3 ϕ /s、1 ϕ /s とした場合のサーベイ解析結果を第 1 表に示す。

反応度添加率を大きくすることで、原子炉出力は、「中性子束高（出力領域）」原子炉トリップ信号の設定値（解析上 107%）に対してオーバシュートが大きくなる。反応度添加率を 5 ϕ /s とした申請書記載の条件は、第 1 表に示すように、原子炉出力最高到達値を高め評価するものとなる。一方、反応度添加率を小さくした場合、プラント挙動は 107%の過出力での定常状態に漸近するため、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度は、反応度添加率が大きい場合を上回る場合があるが、熱設計基準値を超えることはない。

「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」は、過出力型の事象であり、原子炉出力最高到達値を高め評価するため、反応度添加率を 5 ϕ /s としている。なお、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、燃料最高温度については、「2 次冷却材流量増大」及び「主冷却器空気流量の増大」における約 2,440°C が、被覆管最高温度については、「1 次主循環ポンプ軸固着事故」における約 730°C 又は「冷却材流路閉塞事故（核分裂生成ガスジェット衝突）」における約 740°C が、冷却材最高温度については「1 次主循環ポンプ軸固着事故」における約 720°C が最大となる。

第 1 表 反応度添加率に関するサーベイ解析結果

反応度添加率 (ϕ /s)	原子炉出力 最高到達値(%)	最高温度(°C)		
		燃料	被覆管※	冷却材
5	110	2,387	630	615
3	109	2,394	631	616
1	108	2,419	634	619

※：被覆管温度は肉厚中心の温度を示す。

「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における
崩壊熱除去運転移行後のプラント挙動

「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」では、異常発生後、約 1.2 秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、原子炉は自動停止する。この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,390℃、約 630℃及び約 620℃であり、原子炉が自動停止した後に燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度が当該値を上回ることはない。

原子炉が自動停止すると 1 次主循環ポンプの主電動機は停止し、1 次主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、2 ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれ、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は、原子炉出力と炉心流量のバランスに応じて推移するため、以下に示す炉心・プラントの挙動により 2 次ピークが生じる。

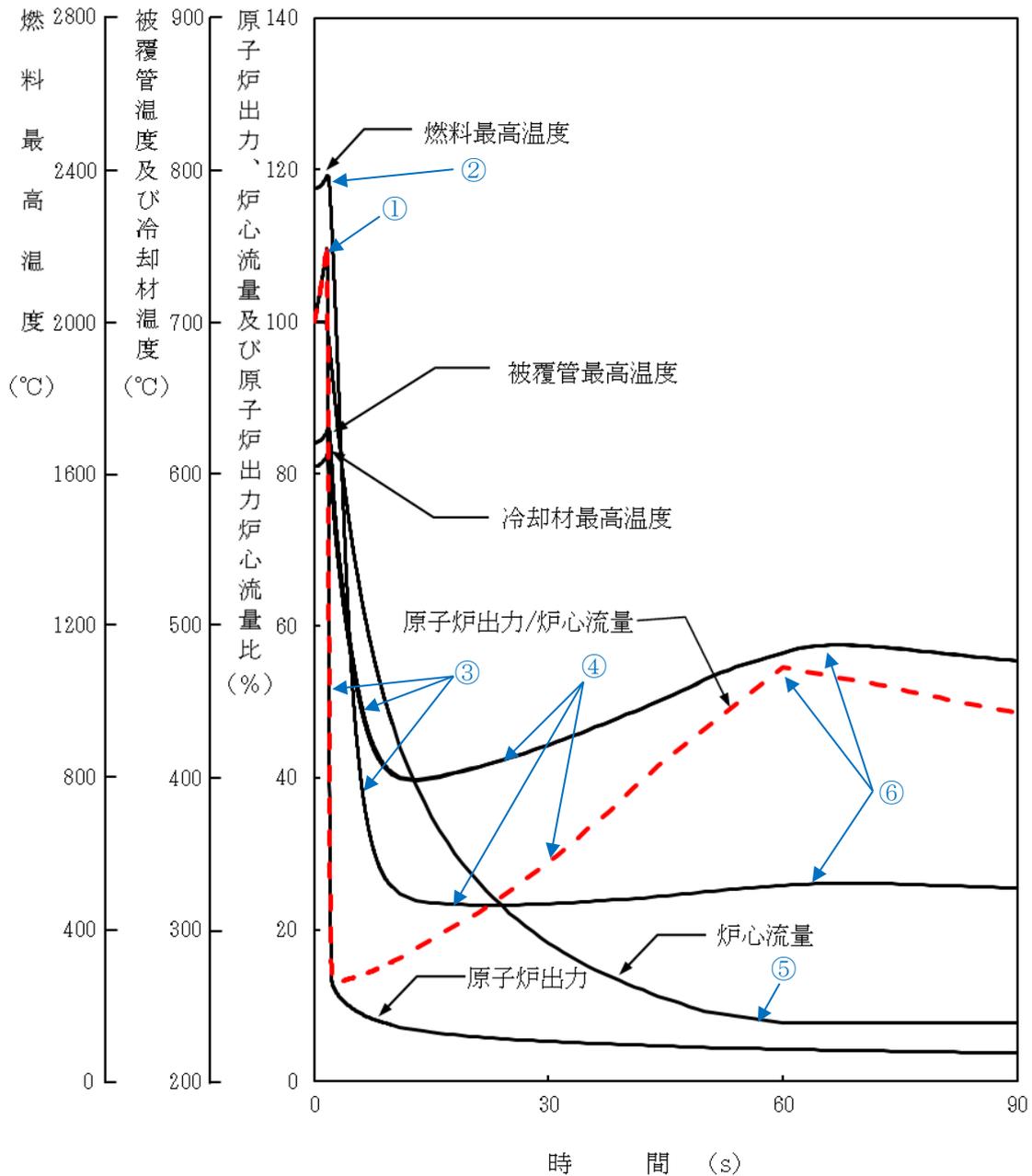
なお、上記推移は、原子炉の自動停止が生じる他の事象においても同様である。

- ・ 原子炉の自動停止により、原子炉出力は速やかに低下し、炉心流量は 1 次主循環ポンプの主電動機の停止により緩やかに減少（コストダウン）する。
- ・ 原子炉自動停止の直後は、原子炉出力/炉心流量比が低下するため、炉心の燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は低下する。
- ・ その後、炉心流量の継続的な減少により、原子炉出力/炉心流量比が増大するため、炉心の燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は上昇する。
- ・ 1 次主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転に引き継がれ、炉心流量は一定流量が確保される。一方、原子炉出力は継続して低下し、原子炉出力/炉心流量比が低下に転じるため、炉心の燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は低下し、2 次ピークが生じる。なお、1 ループのみのポニーモータによる低速運転でも定格値の 5%以上の流量が確保され、ポニーモータ引継ぎ時点の原子炉出力割合を上回ることから、2 次ピークが 1 次ピークを超えることはない。

2 次ピークが生じるまでの期間を含む燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度の推移を第 1 図に示す。

・主な事象推移

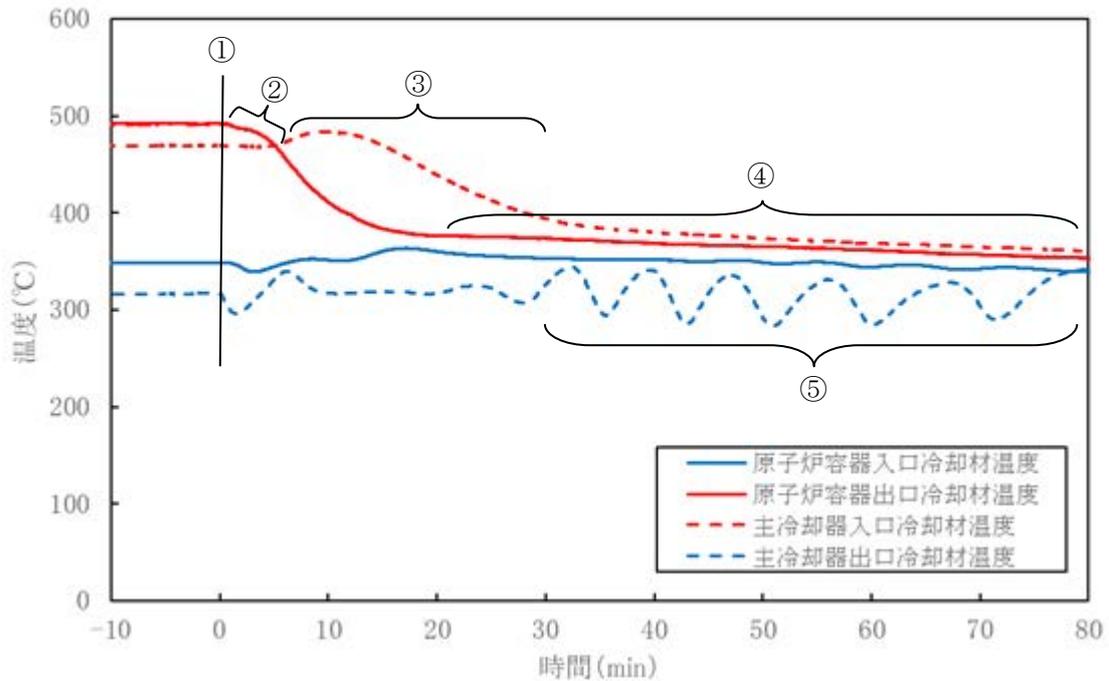
- ① 1次主循環ポンプの停止により炉心流量の減少（コーストダウン）開始
- ② 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ③ 原子炉自動停止直後は、原子炉出力/炉心流量比が低下するため、各部の温度は低下
- ④ 炉心流量の継続的な減少により、原子炉出力/炉心流量比が増大するため、各部の温度は上昇
- ⑤ 2ループのポニーモータによる低速運転への引き継ぎ
- ⑥ ポニーモータによる低速運転へ引き継がれ炉心流量は一定流量が確保され、一方、原子炉出力は継続して低下し、原子炉出力/炉心流量比が低下に転じるため、各部の温度は低下し、2次ピークが生じる。



第1図 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における2次ピークが生じるまでの期間を含む燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度の推移

【参考：原子炉停止後の冷却材温度推移（実測値）】

参考に、原子炉自動停止後の冷却材温度推移の実測値として、MK-III炉心における外部電源喪失試験時の原子炉容器出入口冷却材温度及び主冷却器出入口冷却材温度の推移を参考図1に示す。



参考図1 原子炉容器出入口冷却材温度及び主冷却器出入口冷却材温度の推移
(MK-III 外部電源喪失試験時)

主な事象推移は、以下のとおりである。

(i) 外部電源「切」 (参考図1: ①)

- ・ 原子炉の自動停止。
- ・ 1次冷却材流量は、1次主循環ポンプの主電動機の停止により減少（コストダウン）し、その後、ポニーモータによる低速運転へ引継ぎ。
- ・ 2次冷却材流量は、2次主循環ポンプの電動機の停止により減少（コストダウン）し、その後、自然循環へ移行。
- ・ 主冷却機は、主送風機の電動機の停止により自然通風除熱へ移行（原子炉自動停止直後にインレットベーン及び入口ダンパが一旦全閉となり、その後、主冷却器出口冷却材温度が目標温度となるように、インレットベーン及び入口ダンパの開度を制御）。

(ii) 原子炉容器出口冷却材温度の低下 (参考図1: ②)

- ・ 原子炉出力の低下により原子炉容器出口冷却材温度が低下。なお、1次冷却材流量が減少することから温度は緩やかに低下する。

(iii) 主冷却器入口冷却材温度の上昇/低下 (参考図1: ③)

- ・ 主中間熱交換器における 1 次冷却材、2 次冷却材の温度・流量の変動による熱交換量の変化により、主冷却器入口冷却材温度は一時的に上昇した後に低下。

(iv) 原子炉容器出入口冷却材温度の安定 (参考図 1 : ④)

- ・ 崩壊熱が安定的に除熱され、原子炉容器出入口冷却材温度も安定する。

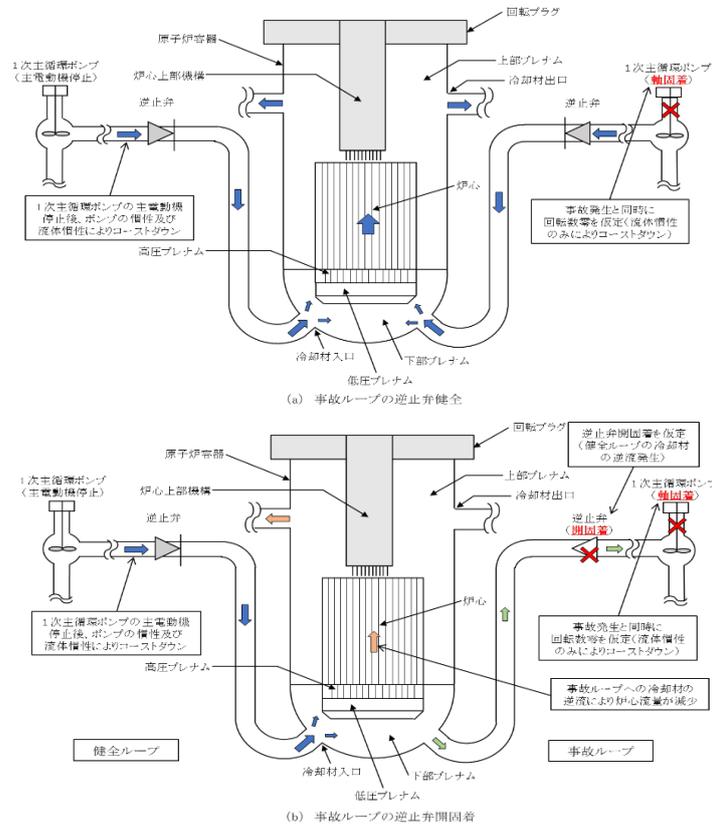
(v) 主冷却器出口冷却材温度の振動 (参考図 1 : ⑤)

- ・ 主冷却器出入口冷却材温度の差が小さくなり、2 次冷却材流量 (自然循環流量) が減少するため、インレットベーン及び入口ダンパが全閉になるまでに制御対象である主冷却器出口冷却材温度が複数回振動する。

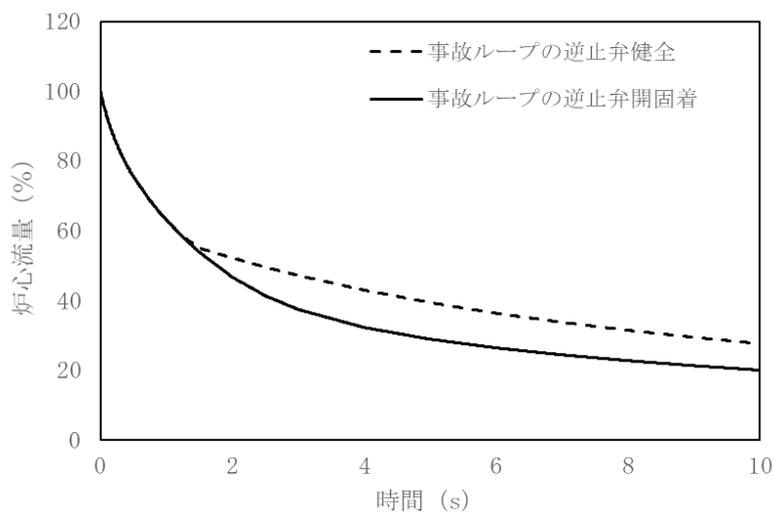
※： 上記の推移を経て、2 次主循環ポンプの起動条件が整った後、2 次主循環ポンプを起動し、主冷却機の自然通風除熱により、系統降温を行う。

「1次主循環ポンプ軸固着事故」時のコストダウン

「1次主循環ポンプ軸固着事故」において「事故ループの逆止弁の開固着」を仮定した解析では、「常陽」において試験により検証されたMIMIRを用い、事故の発生と同時に事故ループの1次主循環ポンプの回転数を零とし、事故ループの逆止弁の開固着を仮定し、健全ループの冷却材が事故ループへ逆流（第1図参照）することにより、炉心流量が小さくなるようにしている（第2図参照）。



第1図 事故ループの逆止弁健全時及び開固着時の冷却材の流れ



第2図 事故ループの逆止弁健全時及び開固着時の炉心流量の解析結果

「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、漏えい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漏えい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漏えい口の評価を別添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
漏えい口の大きさの評価

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損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漏えい口の大きさの評価

最新知見において、 $24 \leq D/t \leq 127$ の範囲の配管における漏えい口の大きさは $Dt/4$ 、 $D/t < 24$ の範囲の小口径配管における漏えい口の大きさは $6t^2$ で評価できる^[1]。当該式を用いた「常陽」配管の漏えい口の大きさを第1表に示す。第1表に示すとおり、漏えい口の大きさは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 漏えい口の大きさ

区画	配管（内管）仕様 （D：配管外径、t：肉厚）	D/t	漏えい口の大きさ （ 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) ※

※ 漏えい口の大きさ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、貫通時の亀裂中央の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、貫通時の想定き裂長さも保守的に $D/2$ 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又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当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及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]。この中では、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 の漏えい口よりナトリウムの漏えいが生じた場合には、原子炉容器内液位が「炉内ナトリウム液面低」の原子炉トリップ設定値に至った時点で、「炉内ナトリウム液面低」の原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止するため、貫通亀裂発生後も運転が継続され、亀裂が成長し開口面積が拡大することはない。また、貫通亀裂が生じナトリウム漏えいが発生した場合、ナトリウム漏えい検出器により、ナトリウム漏えいが検出され、中央制御室に警報を発するため、これらの警報に応じて、運転員は手動で原子炉を停止することができる。

上記のとおり「常陽」の1次冷却系配管は延性に富む SUS304 を使用していることに加え、その内圧は低いこと、及び貫通亀裂からの漏えいにより「炉内ナトリウム液面低」により原子炉は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伴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更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、貫通時の亀裂長さ(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、その場合の貫通時の亀裂長さ(l)は、板厚(t)に対して次式で与えられる^[2]。

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

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、貫通時の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。

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

[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、漏えい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漏えい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1に示す。

「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. 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漏えい口の大きさの評価の一覧

$24 \leq D/t \leq 127$ の範囲の配管における漏えい口の大きさは $Dt/4$ 、 $D/t < 24$ の範囲の小口径配管における漏えい口の大きさは $6t^2$ で評価できる（別添 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

漏えいナトリウムによる熱的影響の解析における解析条件等

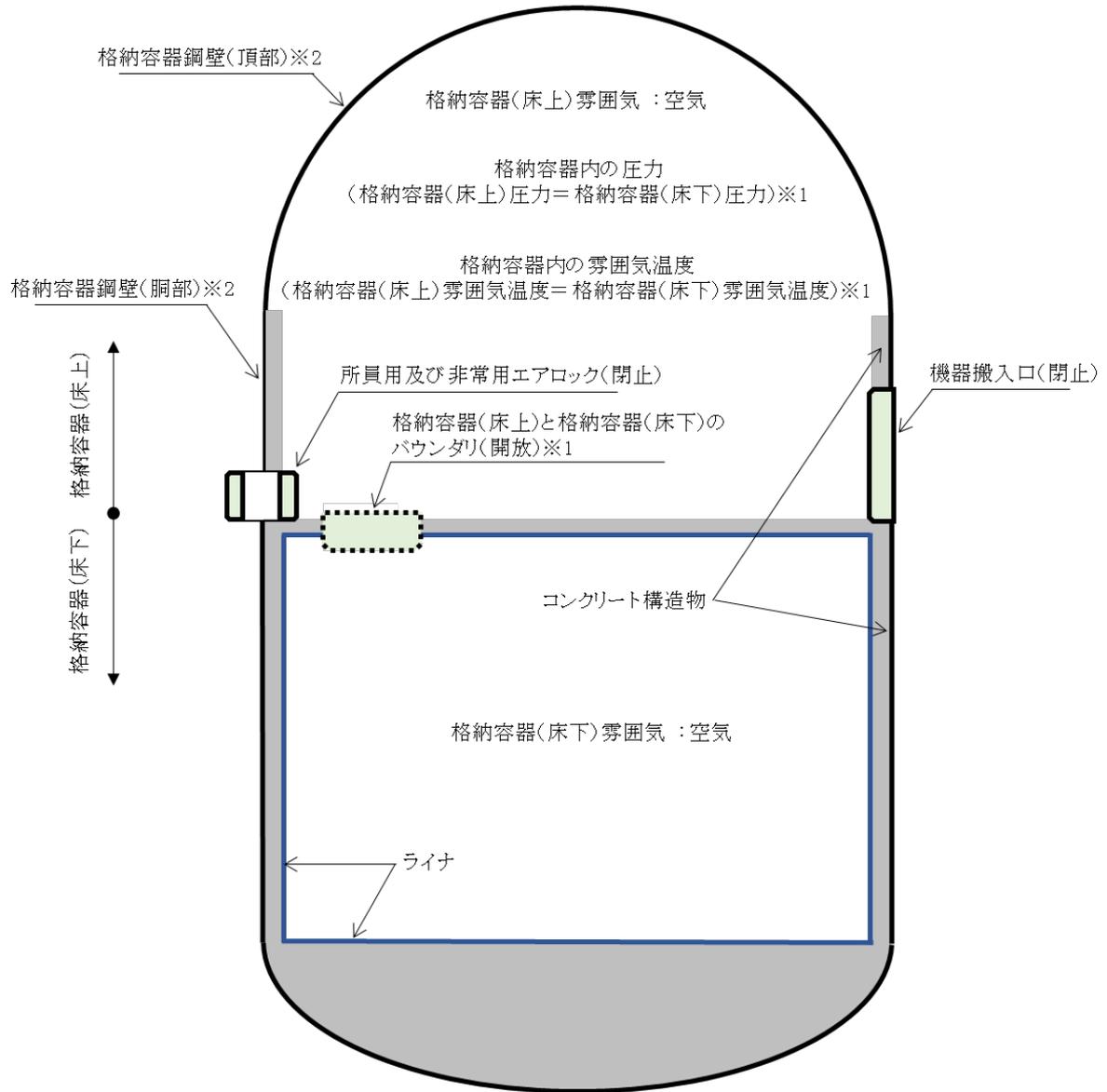
「1次冷却材漏えい事故」の漏えいナトリウムによる熱的影響の解析では、二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器（床下）を空気雰囲気に変換した状態で二重壁外に漏えいすることを想定する。本解析の主な解析条件等を以下に示す。

- (1) 本解析における解析体系は、格納容器（床下）を空気雰囲気に置換し、かつ、格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリを開放した状態であることから（別添1参照）、格納容器を一つの空間として考える。また、格納容器の頂部（半球部）を除く格納容器鋼壁の内側には、コンクリートが敷設されていることから、格納容器鋼壁については、格納容器の頂部（半球部）のみを考慮し、それ以外の構造材については、コンクリートのみを考慮する（第1図参照）。
- (2) ナトリウムと空気との反応速度は格納容器内の酸素濃度に比例し、雰囲気中の絶対温度の平方根に比例するものとする。
- (3) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考慮するものとする。
- (4) 格納容器内の雰囲気中の熱容量を1点で近似し、格納容器内で発生した熱量から雰囲気中の温度を求める。
- (5) 格納容器内の雰囲気は理想気体の法則が適用できるものとし、雰囲気中の温度及び酸素濃度の変化から格納容器内の圧力を求める。
- (6) ナトリウムプールの面積は、格納容器の最下層に設けた堰を考慮した上で、最大となる200m²とする（第2図参照）。なお、1次冷却材ダンプタンクからの漏えいを想定した場合のナトリウムプールの面積は最大で約70m²となる。
- (7) 本解析では、格納容器内の酸素がナトリウムとの反応により消費され、酸素濃度の低下によりナトリウムの燃焼が収束するまで反応が継続すると仮定し、雰囲気中の酸素量より二重構造アニュラス部内に保持される最大の漏えいナトリウム量（約6t）を上回る約15t（約17m³*1）のナトリウムが漏えい・燃焼したものとする。上記のとおりナトリウムの燃焼量から漏えい量を設定しているため、1次冷却材ダンプタンクからの漏えい（1次冷却材ドレン時の1次冷却材ダンプタンク内の全インベントリ：約78t（約86m³*1））等からの約15tを超えるナトリウムの漏えいを想定しても、解析の結果は変わらない。

*1：ナトリウム温度200℃における体積

【評価対象】

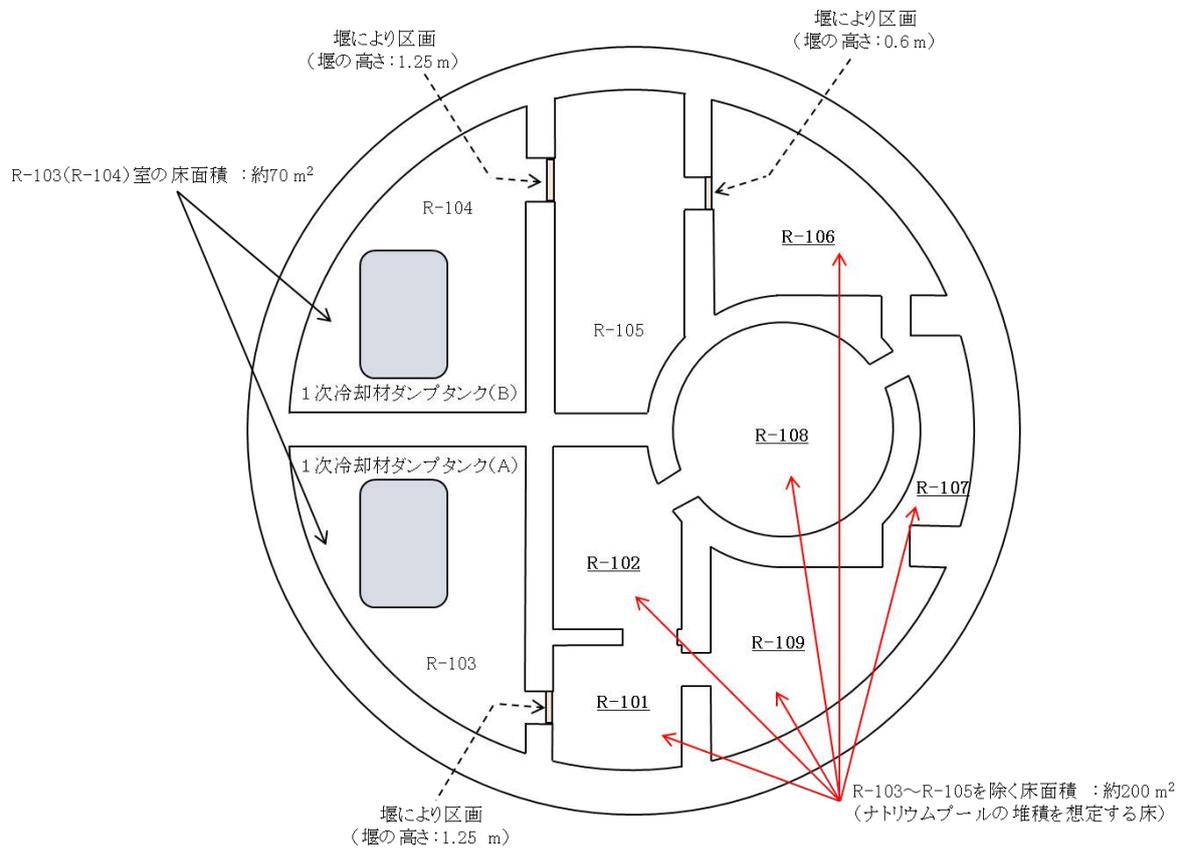
- ① 格納容器鋼壁温度：格納容器鋼壁(頂部)の温度
- ② 格納容器内の圧力：格納容器内の雰囲気全体の圧力



※1：格納容器(床上)と格納容器(床下)が連通

※2：頂部(半球部)を除く格納容器鋼壁には、内面にコンクリートを敷設

第1図 格納容器の垂直断面概略図及び熱的影響の解析における評価対象



第2図 格納容器最下層（地下2階）の水平断面概略図

格納容器のバウンダリ等の状態

原子炉の運転中及び停止中の格納容器バウンダリの状態に関し、所員用エアロック、非常用エアロック、機器搬入口、格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリの状態を下表に示す。

項 目	プ ラ ン ト 状 態		
	原子炉運転	原子炉停止	
		(1次冷却材充填)	(1次冷却材ドレン ^{※1})
格納容器（床上）と（床下）のバウンダリ	閉止	閉止	閉止/開放 ^{※3}
所員用エアロック	閉止 ^{※2}	閉止/開放 ^{※4}	閉止/開放 ^{※4}
非常用エアロック	閉止 ^{※2}	閉止/開放 ^{※4}	閉止/開放 ^{※4}
機器搬入口	閉止	閉止/開放 ^{※4}	閉止/開放 ^{※4}

※1： 崩壊熱が十分に減衰（200kW以下）した後に、1次冷却材を1次冷却材ダンプタンクへドレン。

※2： 内外扉のうち少なくとも片方は閉鎖された状態にあること。

※3： 1次冷却材を1次冷却材ダンプタンクへドレンした場合、格納容器（床上）と（床下）のバウンダリを開放することを可能とする。

※4： 以下の要件を満たした場合、機器搬入口の開放又は所員用及び非常用エアロックの内外扉を同時に開放することを可能とする。

- ・ 原子炉は停止状態であり、また、燃料交換作業を行っていないこと。
- ・ 格納容器（床下）で、1次冷却材を内蔵する配管等のバウンダリが開放されていないこと。

表に示すとおり、「1次冷却材漏えい事故」時においては、機器搬入口、所員用エアロック及び非常用エアロックの内外扉を同時には開放しないように運用することとしている。

「冷却材流路閉塞事故」の想定

1. 「常陽」における冷却材流路閉塞事故の取扱い

高速炉の炉心は軽水炉と比較し、発熱密度が高く、冷却材中の異物等により局所的な流路閉塞が生じた場合、閉塞物周辺の燃料要素の局所的な温度上昇により、燃料破損が生じるおそれがある。また、集合体出口冷却材温度の監視において、冷却材流路の閉塞を検知できないことを想定した場合、「冷却材流路閉塞事故」により被覆管温度が上昇した状態で、長時間継続使用した燃料集合体では、被覆管のクリープ破損が生じる場合がある。その場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスの放出により、隣接燃料要素周辺の冷却材の流れが阻害されて除熱能力が低下することで、局所的な燃料破損が短時間のうちに隣接する燃料要素に伝播するおそれがある。

「冷却材流路閉塞事故」では、このような高速炉の炉心の特徴を考慮して、燃料集合体内のサブチャンネル 1ヶ所が瞬時に完全閉塞された場合を想定し、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度が熱設計基準値を超えないことを評価する。また、被覆管のクリープ破損に伴う核分裂生成ガスの放出を想定し、隣接燃料要素の被覆管最高温度が熱設計基準値を超えないことを評価する。

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。「冷却材流路閉塞事故」に係る評価では、設計基準事故の判断基準「炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。」を満足するよう、運転員は原子炉を停止する等の適切な措置を講じることができることを確認している。

2. 「冷却材流路閉塞事故」における想定

「冷却材流路閉塞事故」では、第 1 表に示す流路閉塞及び核分裂生成ガスの放出による除熱能力の局所的な低下を想定している。流路閉塞の想定は、被覆管最高温度の評価に際し、起因事象として工学的に考え得る原子炉容器内構造物の構造材の燃料スタック下部での閉塞等と比較して保守的な結果を示すものとして選定している。

なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の選定においては、本設計基準事故を上回る局所的燃料破損事故として冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を選定している。

第 1 表 冷却材流路閉塞事故の想定（別添 1 参照）

項目	想定
閉塞物	原子炉容器内構造物の構造材（ステンレス鋼：原子炉冷却材バウンダリ内での破損物、炉心構成要素の交換時の異物を想定）
閉塞軸方向位置	被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心部上端に設定
閉塞領域	燃料集合体内のサブチャンネル 1ヶ所において、高さ約 22mm の領域で瞬時に完全閉塞された場合を想定
核分裂生成ガスの放出	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実験データ [1]に基づき、10,000W/m ² K とする。

3. 海外炉の事故事例等の反映

海外炉において生じた以下の流路閉塞事象に対しては、防止措置を講じており、設計基準事故として、代表的な閉塞事象には選定していない。

(1) 集合体入口部での流路閉塞事故(FERMI 炉の知見の反映)

FERMI 炉では、炉心下部に設置されたジルコニウム整流板が剥離し、炉心燃料集合体の冷却材入口の孔を塞ぎ、燃料が熔融する事故が発生している。「常陽」にあつては、炉内構造物、炉心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することは設計上防止できている（別添2参照）。

(2) 潤滑油の混入による流路閉塞事故(PFR 炉等の知見の反映)

PFR 炉では、1次主循環ポンプの上部軸受潤滑油の原子炉冷却材ナトリウム中への混入が生じ、炉心燃料集合体出口温度が上昇する事故が発生している。「常陽」にあつても1次主循環ポンプに潤滑油を使用しているが、原子炉冷却材ナトリウム中に潤滑油が混入しないように、1次主循環ポンプ内に上部ダムと下部ダムの2重の油回収構造を備え、また、下部ダムの容積を上部ダムより大きくして、かつ、ダム内の油の有無を常時油面計で監視するとともに上下ダム間及び下部ダムとシャフトの間にデフレクタを設けた設計としており、原子炉冷却材ナトリウム中に油が混入することは設計上防止できている（別添3参照）。

(3) 燃料要素の自然破損による流路閉塞事故（除熱量低減事故）

申請書の「冷却材流路閉塞事故」において、燃料要素が破損することを仮定し、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しており、燃料要素の破損に伴い核分裂生成ガスが放出されることによって、局部的に除熱不足となる事象を包絡している。また、核分裂生成ガスジェットによる機械的影響についても別添4のとおり評価しており、機械的影響により炉心冷却が可能な形状及び制御棒の挿入性を喪失しないことを確認している。

- [1] R.E.Wilson, et al, Experimental Evaluation of Fission-Gas Release in LMFBR Subassemblies Using an Electrically Heated Test Section with Sodium as Coolant, ANL-8036(1973)

「冷却材流路閉塞事故」における流路閉塞の想定

1. 流路閉塞の想定

「冷却材流路閉塞事故」における流路閉塞の想定を第 1 図に示す。閉塞物の軸方向位置や領域は、以下に示す知見等に基づき、解析結果が厳しくなるように設定したものである。

2. 流路閉塞の形成に関する実験的知見

「常陽」炉心燃料集合体は冷却材流路をワイヤスペーサにより確保している。ワイヤスペーサ型の燃料集合体では、想定される異物量において大規模な流路閉塞には至らないことが、炉外試験で確認されている。また、多量の異物を流入させた場合、以下のメカニズムで閉塞が生じ、ポーラス状の閉塞が、バンドル入口部でサブチャンネルごとに独立に生じることが確認されている^{[1], [2]}。

- 以下に示すメカニズムにより、閉塞に寄与する異物の粒径は、ワイヤスペーサ径より大きく、サブチャンネル最大径以下の範囲に限定される（第 2 図参照）。
 - ・ SPD（サブチャンネルを通過できる最大口径）よりも大きく SMD（サブチャンネルに流入し得る最大径）よりも小さな異物が、ワイヤスペーサと燃料要素の間で停止した場合に閉塞の起点となる。
 - ・ 閉塞の起点が形成された後、ワイヤスペーサ径よりも大きな異物が同一サブチャンネルに入ると堆積し、閉塞に発達する。ワイヤスペーサ径よりも小さな異物は隣接サブチャンネルに流れだし閉塞部をバイパスするため閉塞部に留まることは認められない。
- 閉塞はワイヤスペーサ径よりも大きな粒子により構成される。また、ポーラス状の閉塞を形成し、冷却材が通過できる。
- 閉塞の起点となるサブチャンネル（ワイヤスペーサを有し、流路が狭くなるサブチャンネル）には、1 本の燃料要素の周囲の同一高さに位置する 6 サブチャンネルのうち、一つ置きに位置する 3 サブチャンネルが該当する。したがって、同一高さの全ての 6 サブチャンネルが同時に閉塞する状態には至らない（第 3 図参照）。
- 閉塞の起点となる粒子は、ほぼ全てがバンドル下端付近で停止し、発熱部での閉塞は生じ難い。また、隣接するサブチャンネル間では、閉塞の起点となるサブチャンネルはワイヤスペーサ巻きピッチ（以下「ワイヤピッチ」という。）の 6 分の 1 高さが異なる（第 3 図参照）。

3. 冷却材流路閉塞の想定保守性

(1) 軸方向位置

実験的知見より、流路閉塞はバンドル部入口に形成される。したがって、冷却材は、閉塞位置通過後、隣接サブチャンネルから流入するため、被覆管肉厚中心最高温度が最も高くなる炉心部上端において、その影響は無視できる程度となる。ここでは、流路閉塞の軸方向位置を炉心部上端とし、さらに、当該箇所初期温度を熱的制限値と同じとすることで、大きな保守性を確保した。

(2) 閉塞形態

実験的知見より、冷却材流路には、ポーラス状の閉塞が形成される。ここでは、完全閉塞を想定し、冷却材の通過を許容しないことで、更なる保守性を確保した。

(3) 閉塞高さ

実験的知見より、閉塞は1/6ワイヤピッチごとに生じることから、1サブチャンネル分の体積が閉塞すると仮定すると、閉塞物の形状は三角錐型で、高さは1/6ワイヤピッチとなる。「常陽」のワイヤピッチは209mmであり、1/6ワイヤピッチの長さは約35mmとなる。

解析では、閉塞物を第1図に示したように三角柱で模擬することとし、閉塞物と被覆管の接触面積を保存して、閉塞高さを1/12ワイヤピッチに設定した。三角柱型は接触面が上方で狭くなる三角錐に比べ、熱のこもりやすい形状であり保守的な設定である。また、閉塞物の体積は1/6ワイヤピッチの三角錐型に対し、1/12ワイヤピッチの三角柱型では1.5倍過大に設定している。また、「常陽」のワイヤピッチの公差±15mmを考慮した1/12ワイヤピッチの長さ約19mmに対して、閉塞高さは約22mmと保守的な設定としている。

なお、被覆管肉厚中心最高温度の評価においては、閉塞物の径方向の熱伝達が支配的であり、軸方向の熱伝導の影響は小さいことから、閉塞高さを22mm以上としても、被覆管肉厚中心最高温度が顕著に上昇することはない。閉塞高さをパラメータとした感度解析結果を第4図に示す。

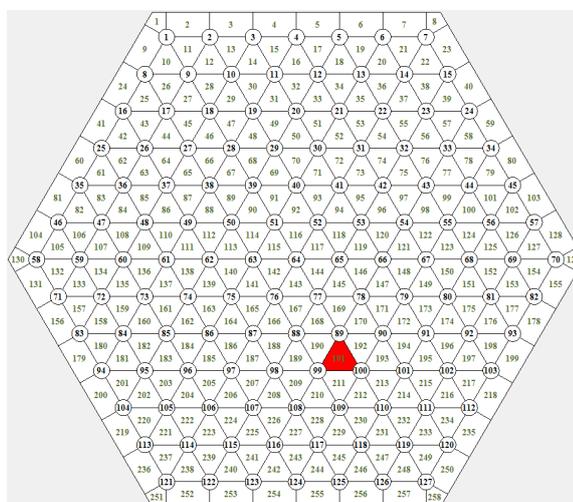
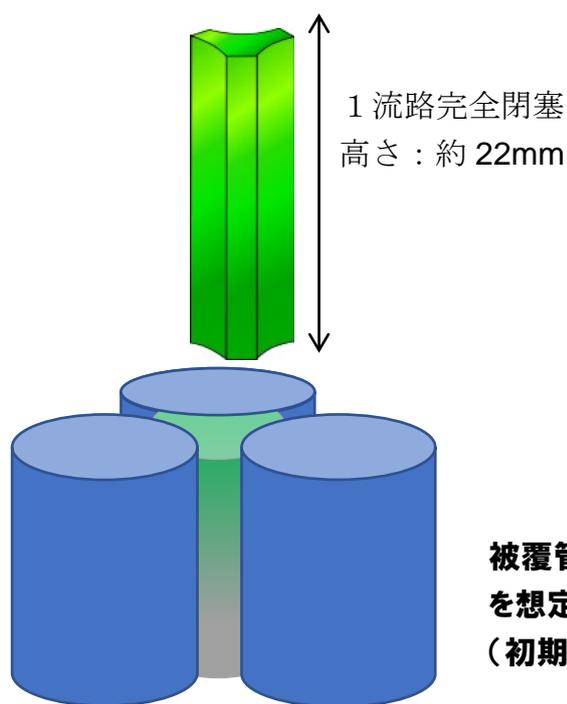
(4) 閉塞サブチャンネル数

閉塞サブチャンネル数を1サブチャンネル以上としても、被覆管肉厚中心最高温度は顕著に上昇することはない。閉塞サブチャンネル数をパラメータとした感度解析結果を第5図に示す。なお、実験的知見より、想定される異物量において大規模な流路閉塞の形成に至ることはなく、また、上記(1)～(3)のとおり、保守的な解析条件を設定していることから、設計基準事故では1サブチャンネルの閉塞を想定することが妥当である。

[1] K. Koyama, et al., “Study on Local Blockage in FBR Fuel Subassembly,” Proc. of Fast Reactors and Related Fuel Cycles, Kyoto, 1991.

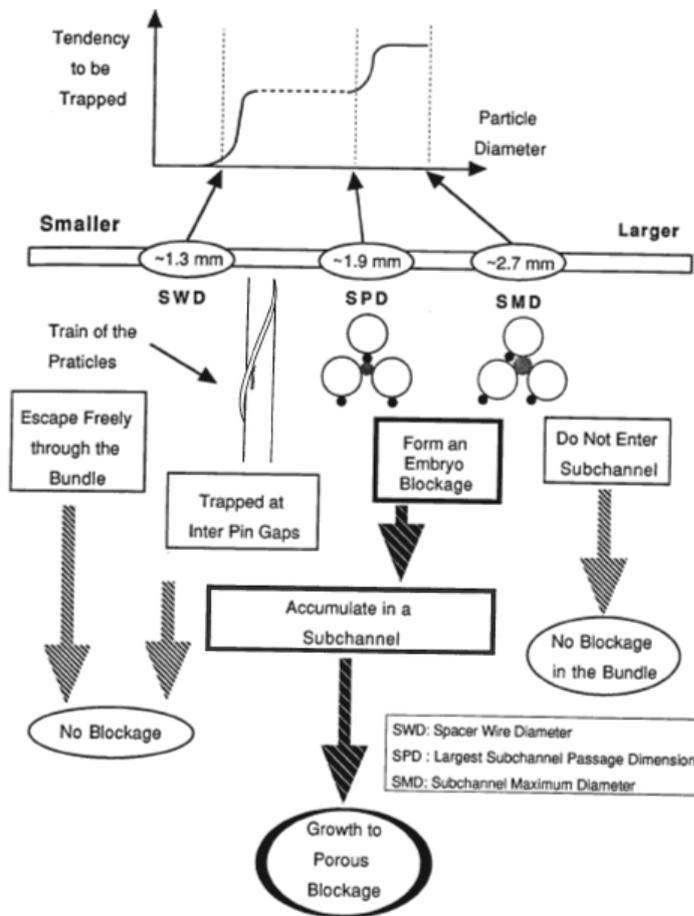
[2] 黒木修二, 高速増殖炉における燃料局所閉塞規模の研究, 三菱原子力技報 No. 61 p. 16-19, 1992

初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度		燃料	約2,350 °C
		被覆管	約620 °C
起因事象		燃料集合体の1次冷却材の流路が局部的に閉塞	
閉塞物		原子炉容器内構造物(ステンレス鋼)	
閉塞領域		燃料集合体内のサブチャンネル1カ所	
閉塞領域の閉塞率		完全閉塞	
閉塞高さ		約22mm	
閉塞位置(軸方向)		被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心上端	



**被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心上端での閉塞を想定
(初期温度は熱的制限値に設定)**

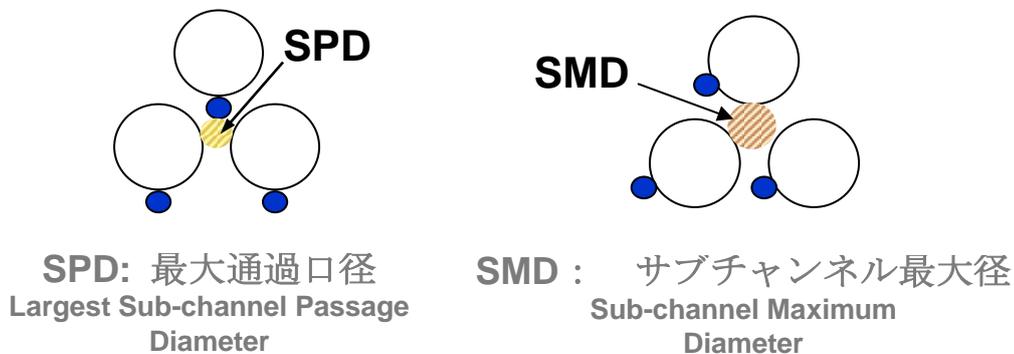
第 1 図 冷却材流路閉塞の想定



実験結果（寸法は「常陽」仕様）

- (1) ワイヤ径（SWD(0.9mm)）以下の粒子は、旋回流に乗ってバンドル内を自由に動き、閉塞の原因となることはない。
- (2) サブチャンネル最大径（SMD(約2.0mm)）以上の粒子は、バンドル入口で捕捉される。
- (3) SWD～SMDの粒子は、バンドル内に流入し、ワイヤに捕捉されうる。最大通過口径（SPD(約1.4mm)）～SMDの粒子の補足は閉塞の起点となり、ポーラス状の閉塞に成長する。

Fig. 4. Effect of Particle Sizes on Blockage Formation



第2図 冷却材流路閉塞挙動の実験結果

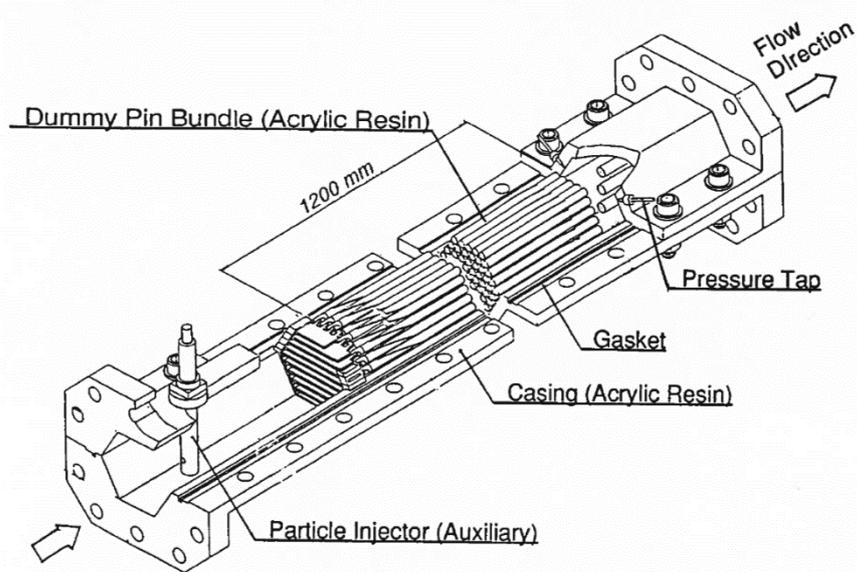


Fig. 3. Perspective View of the Visible Bundle

試験体構造図

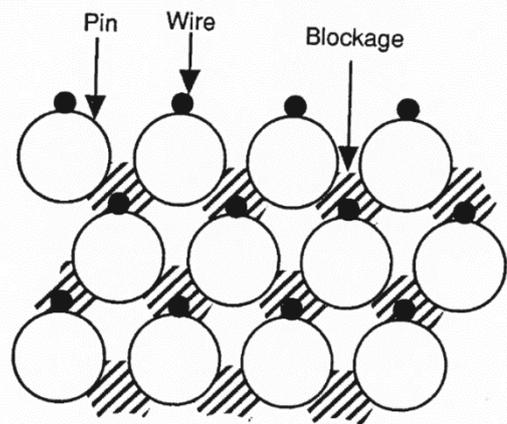
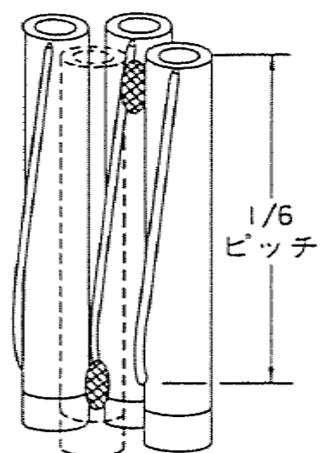
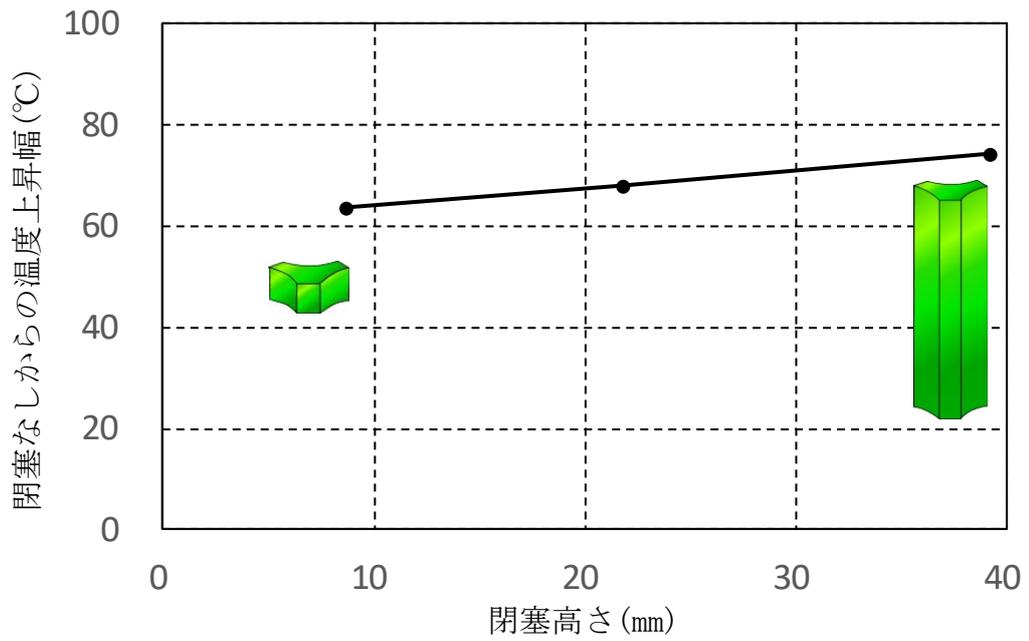


Fig. 7. Every-Other-Subchannel Type Blockage Pattern

実験で確認された閉塞状況

試験体に金属粉を多量に投入した結果、バンドルに流入する粒径のうち、特に大きめの粒子が、バンドル入口側でワイヤに補足され、それを起点に入口側にポーラス状の閉塞が生じる。この際、1燃料要素周囲の6サブチャンネルが閉塞することはなく、千鳥配列で閉塞が生じる。

第3図 冷却材流路閉塞状況の実験結果



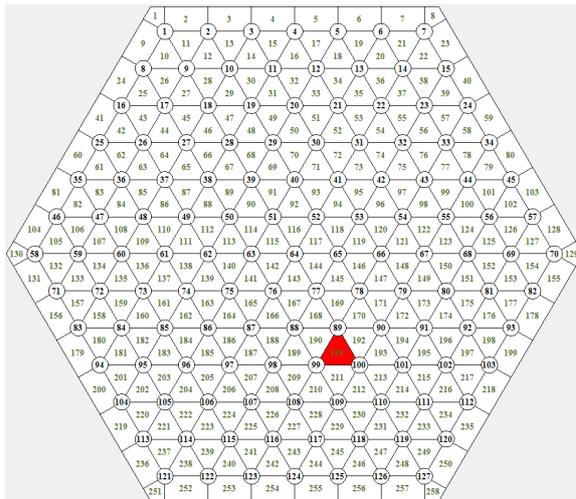
閉塞高さ	被覆管肉厚中心 最高温度 [°C]	熱設計基準値 [°C]	集合体出口冷却材温度 の上昇幅 ^{※1} [°C]
閉塞なし	620	840	—
約 9mm	684		0.04
約 22mm	688		0.04
約 39mm	694		0.05

※1：集合体出口冷却材温度が約 20°C 上昇した場合は集合体出口冷却材温度計で異常検知可

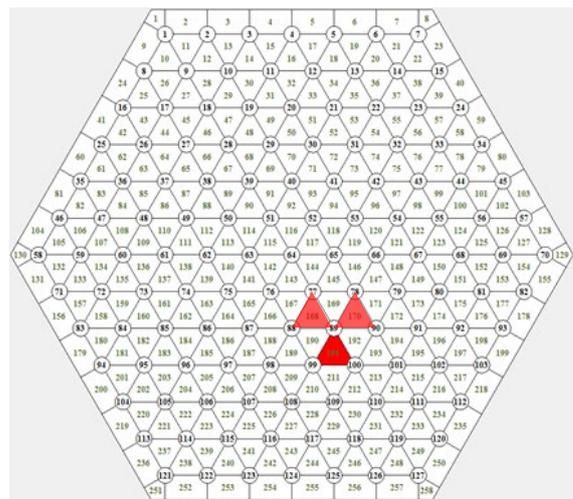
第 4 図 冷却材流路閉塞高さの感度解析結果

閉塞サブチャンネル数	被覆管肉厚中心 最高温度[℃]	熱設計基準値 [℃]	集合体出口冷却材温度 の上昇幅 ^{※1} [℃]
閉塞なし	620	840	—
1 (下図参照)	688		0.04
3 (下図参照)	692		0.13

※1：集合体出口冷却材温度が約 20℃上昇した場合は集合体出口冷却材温度計で異常検知可



1 サブチャンネル閉塞 (赤色部閉塞)



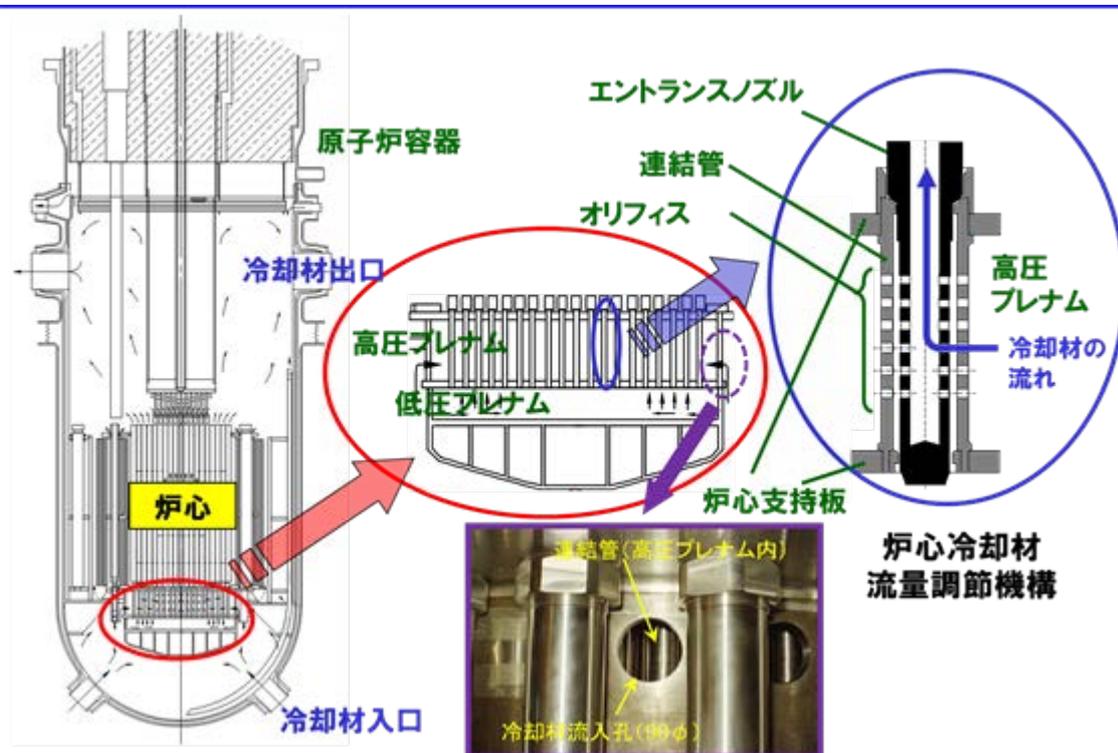
3 サブチャンネル閉塞 (赤色部閉塞)

第 5 図 冷却材流路閉塞サブチャンネル数の感度解析結果

閉塞の防止に係る設計上の考慮

ナトリウム冷却型高速炉の冷却系においては、過去に FERMI 炉において炉心燃料集合体入口が閉塞し、燃料が溶融した事例がある。「常陽」では、本事例を反映し、炉心燃料集合体入口が閉塞しない設計としていることから、当該部の閉塞を想定していない。以下に、当該防止設計を説明する。

- (i) 高圧プレナム内には 90φ 以下のものしか入らない。
- (ii) 高圧プレナムの燃料領域 (0~5 列) まで進入するには、6~10 列の連結管 (φ65mm (集合体ピッチ 81.5mm)) を通過する必要がある、その隙間は約 8mm である。
- (iii) 炉心燃料集合体の連結管(エントランスノズル)には周方向 6 カ所の冷却材流入孔が設置されており、8mm 以下の異物により 6 方向全てが同時に閉塞することはない。



閉塞の防止に係る設計上の考慮

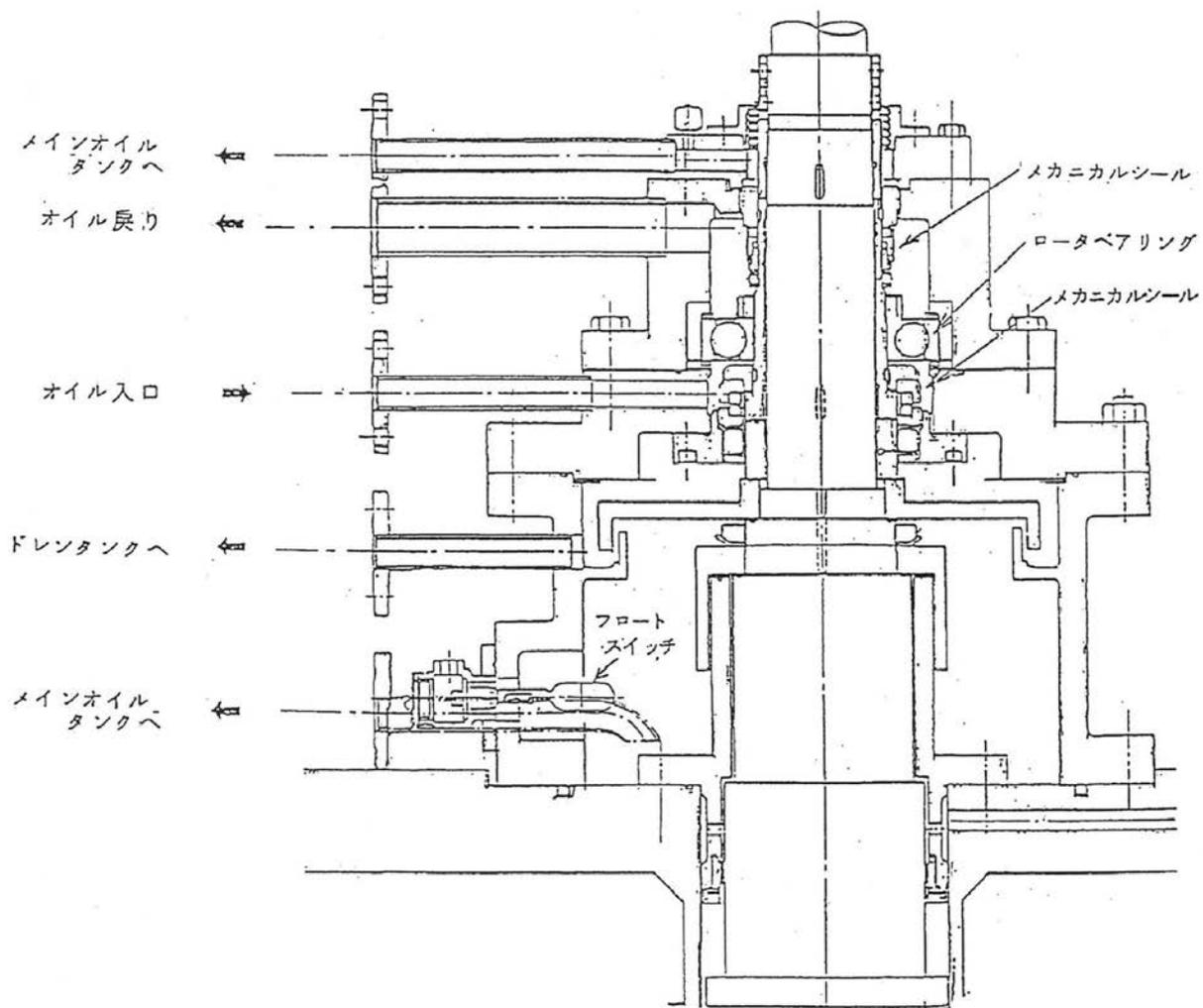
ナトリウム冷却型高速炉の冷却系においては、過去に PFR 炉、BOR-60 炉、FERMI 炉で 1 次主循環ポンプの潤滑油が混入した事例がある。「常陽」では、これらの事例を反映し、原子炉冷却系への潤滑油の混入を防止する設計としていることから、潤滑油に起因する閉塞物を想定していない。以下に、当該防止設計を説明する。

「常陽」の 1 次主循環ポンプの軸封部は第 1 図に示すとおり、上部メカニカルシールと下部メカニカルシールとの間に潤滑油を循環させている。

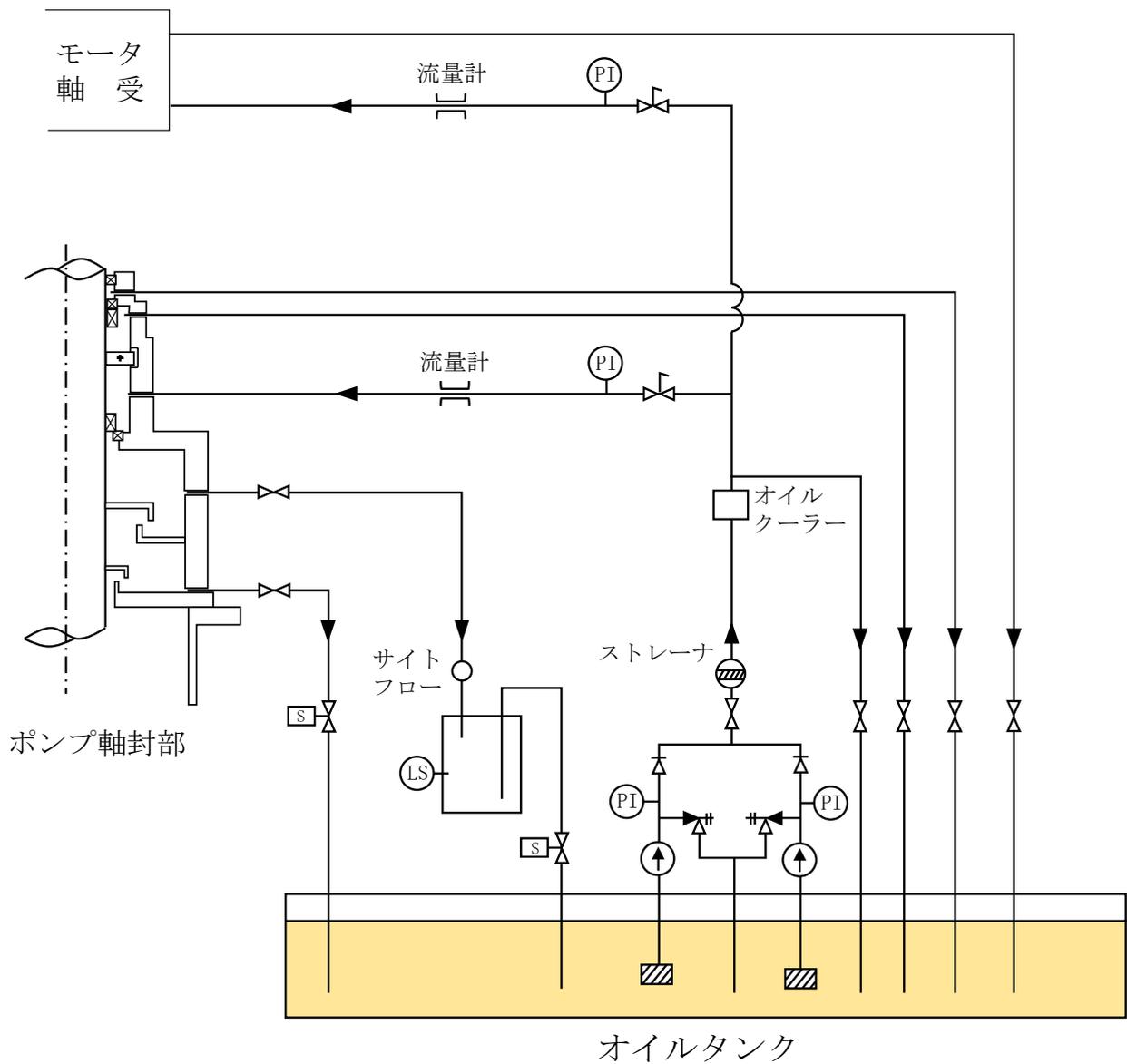
メカニカルシール部からの潤滑油の漏えい量は、適切な保全と潤滑油の管理により低く抑制されている（数ℓ/月）。

下部メカニカルシールからの潤滑油の漏えいは、ポンプ内側への漏えいとなるが、原子炉冷却材ナトリウム中に混入しないように、上部ダムと下部ダムの 2 重の油回収構造を備え、また、下部ダムの容積を上部ダムより大きくして、かつ、ダム内の油の有無を常時油面計で監視するとともに上下ダム間及び下部ダムとシャフトの間にデフレクタを設け、原子炉冷却材ナトリウム中に潤滑油が混入することを防止する設計としている。

また、第 2 図に示すとおり、定常的にメカニカルシールから漏えいした潤滑油は、上部ダムに集まり自重落下によりドレンタンクに回収され、ドレンタンクの液位が上昇すると自動的にドレン弁が「開」動作し、メインオイルタンクに回収される。なお、漏えい量が増大した場合、運転員によるメインタンクの液位監視により、漏えいを検知することが可能である。



第1図 1次主循環ポンプメカニカルシール部の構造



第2図 1次主循環ポンプオイルプレッシャーユニット系統図

核分裂生成ガスジェットによる機械的影響の評価

添付書類 10 の安全評価における「冷却材流路閉塞事故」の評価では、燃料集合体内の 1 次冷却材の流路が局部的に閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、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を想定している。

評価では、熱的な影響を評価し、核分裂生成ガスを受ける隣接燃料要素の被覆管最高温度が熱設計基準値を超えないことにより、炉心冷却能力が損なわれることはないとしている。

一方、核分裂生成ガスジェットによる機械的影響については、既往研究において、径方向の共振による変形に関する検討が実施^{[1], [2]}されており、「常陽」の燃料仕様においては、燃料要素の変形は起きない評価結果が得られている。

[1]：羽賀一男、「局所事故に関する研究の現状と展開」、PNC TN 2410 87-002(1987 年 3 月)

[2]：Y.Fukano, " Analytical studies on fuel element failure propagation due to adventitious fuel pin failure in small to large size sodium-cooled fast reactors", NUTHOS-11(2016)

「冷却材流路閉塞事故」の事象進展及び猶予時間

EBR-II、DFR、PFR、BR-2 等で行われた 100 例を超える破損燃料継続照射（破損後最大継続照射期間：320 日）では、燃料破損発生後、破損燃料を継続使用した場合に、破損孔より浸入したナトリウムが燃料と化学的に反応し、当該破損燃料のクラックが拡大することが確認されているが、隣接する健全な燃料要素に破損が伝播した事例はない^[1]。なお、これらの試験における破損燃料の燃焼度は 0～20at%であり、「常陽」の燃料の最高燃焼度は約 10at%（90,000Mwd/t に相当）である^[2]。

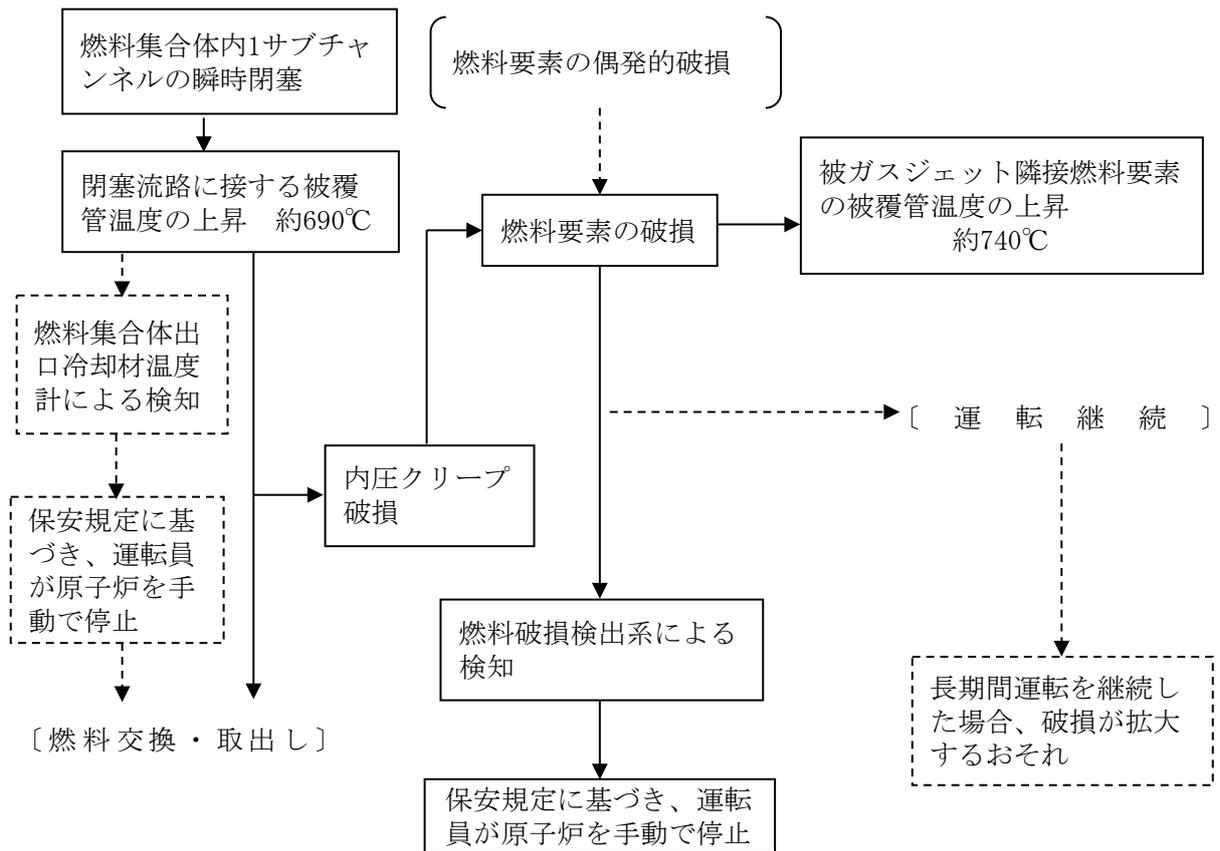
当該事例は、高速炉用燃料要素の破損後挙動の一般的な傾向を示しており、「常陽」において、一部の燃料要素に破損が生じた後、ある程度長期にわたってその集合体を継続使用した場合に、隣接する燃料要素への破損伝播が生じる可能性は極めて小さいと考えられる。

仮に、破損伝播が生じることを想定した場合にあっても、短い時間で燃料破損が伝播することはなく、「長期間を要する破損伝播」が想定すべき事象となる。この場合には、急速な破損伝播が生じるものではないため、第 1 図に示すように、設計基準事故の判断基準「炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。」を満足するよう、運転員は原子炉を停止する等の適切な措置を講じることができる。

運転員が燃料破損検出系により燃料破損を検知した場合、燃料破損発生後に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（別添 1 参照）及び運転員操作時間の合計の約 1 時間であり、上記の照射試験で得られている破損後の継続照射期間（最大 320 日）と比較して十分な猶予時間が確保される。なお、上記の照射試験で得られている破損面積の増加率は約 0.1cm²/日と緩やかであることから^[1]、「常陽」では燃料破損検出系の信号を安全保護動作の信号とせず、保安規定に定める値を超えた場合に、保安規定に基づき、運転員が手動で原子炉をスクラムする手順としている。

[1]：羽賀一男、「局所事故に関する研究の現状と展開」、PNC TN 2410 87-002(1987 年 3 月)

[2]：R. V. STRAIN, et al.、「STATUS OF RBCB TESTING OF LMR OXIDE FUEL IN EBR-II」、Proceedings of FR'91



第1図 冷却材流路閉塞事故の事象進展

燃料破損検出系の検出機能

1. 概要

原子炉施設には、燃料破損検出系として、遅発中性子法燃料破損検出設備及びカバーガス法燃料破損検出設備を独立に設ける。これらのいずれかにおいて異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。

燃料破損検出系は以下の検出機能を有しており、1本の燃料要素の破損により、一次冷却系ナトリウム中の核分裂生成物の濃度が運転上の制限（遅発中性子法燃料破損検出設備及びカバーガス法燃料破損検出設備のそれぞれにおいて設定）を超えたことを速やかに検出できる。また、運転員は中央制御室の警報及び盤において、運転上の制限を超過したことを検知し、速やかに原子炉を停止することができる。原子炉施設保安規定において、遅発中性子法燃料破損検出設備かカバーガス法燃料破損検出設備のいずれか一方でも運転上の制限値を超え、又は超えるおそれがあると認めた場合の措置として、原子炉を停止することを定めている。

2. 主要設備

(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備（第1図参照）

遅発中性子法燃料破損検出設備は、検出器及びこれを収納するグラフィットブロック並びに計測装置等から構成し、1次主冷却系配管の近傍に設置される。検出器には、BF₃ 比例計数管等を使用する。

(2) カバーガス法燃料破損検出設備（第1図参照）

カバーガス法燃料破損検出設備は、検出器及び計測装置等から構成し、カバーガス中の希ガス核分裂生成物の娘核種の放射能を測定する。検出器には、ヨウ化ナトリウムシンチレータを使用する。

3. 検出感度

(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備

「常陽」でこれまでに実施した燃料破損検出技術の実証試験において、燃料要素1本で開口破損が生じれば、大洗研究所（南地区）原子炉施設保安規定に定める運転上の制限（バックグラウンドの値の5倍）を超過する検出感度を有することを確認している^[1]。

(2) カバーガス法燃料破損検出設備

「常陽」でこれまでに実施した燃料破損検出技術の実証試験において、燃焼初期の燃料要素1本に蓄積される希ガスFPの放出が生じれば、大洗研究所（南地区）原子炉施設保安規定に定める運転上の制限（バックグラウンドの値の10倍）を超過する検出感度を有することを確認している^[2]。

4. 検出時間

(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備

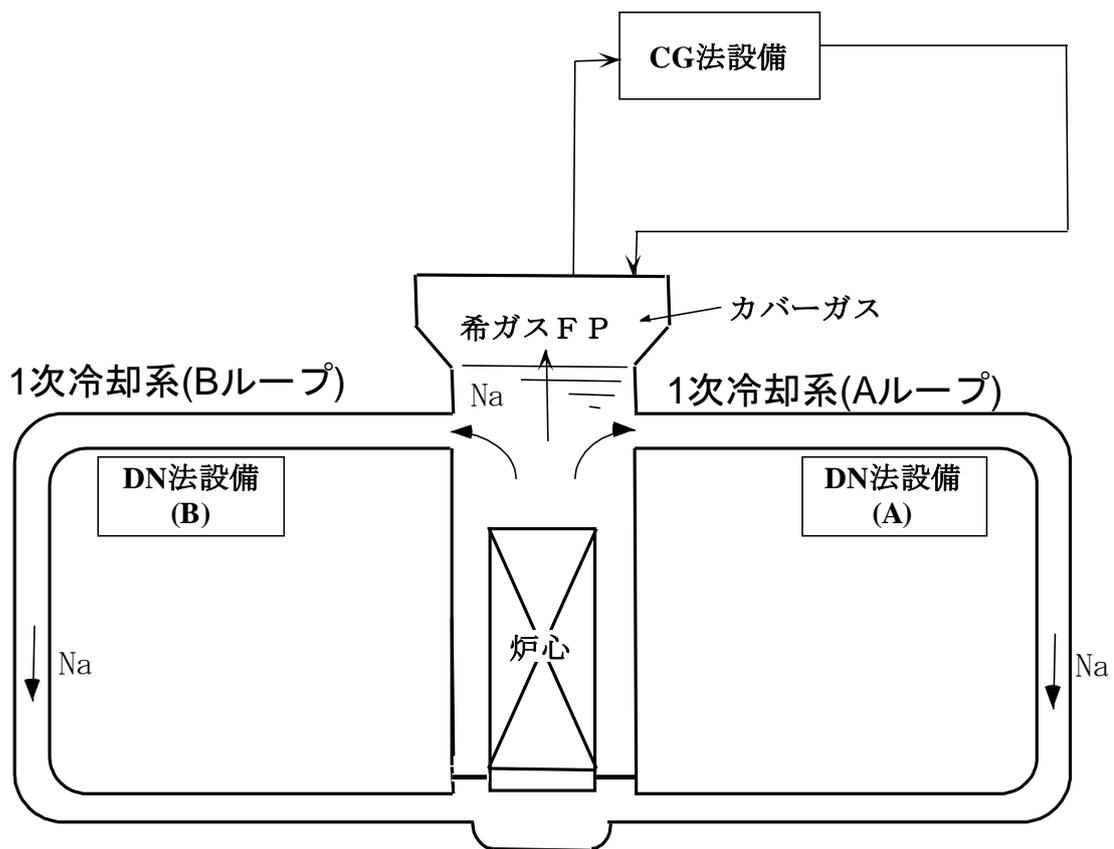
「常陽」でこれまでに実施した燃料破損検出技術の実証試験結果から、遅発中性子先行核の輸送時間遅れは約1分であり、燃料破損発生約1分後には、燃料破損を検知し、中央制御室に警報を発することが可能である。

(2) カバーガス法燃料破損検出設備

「常陽」でこれまでに実施した燃料破損検出技術の実証試験結果から、カバーガス法燃料破損検出設備の検知に要する時間は約40分であり、燃料破損発生約40分後には、燃料破損を検知し、中央制御室に警報を発することが可能である。

[1] 大戸敏弘他；「「常陽」における燃料破損検出技術の開発と実証試験」動燃技報 No. 68, p. 45-51(1988)

[2] 伊藤主税他；「「常陽」における燃料破損模擬試験」JNC TN 9410 2005-003



CG法：カバーガス法

DN法：遅発中性子法

第1図 「常陽」の燃料破損検出系の概念図

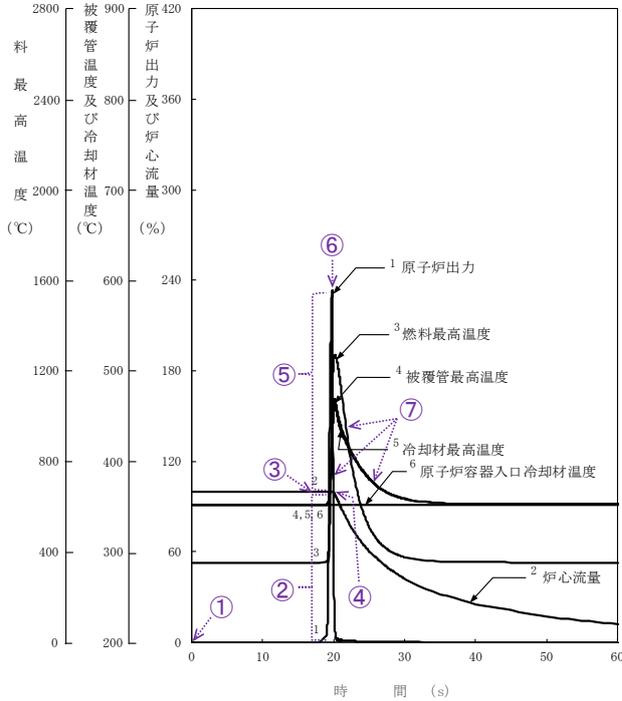
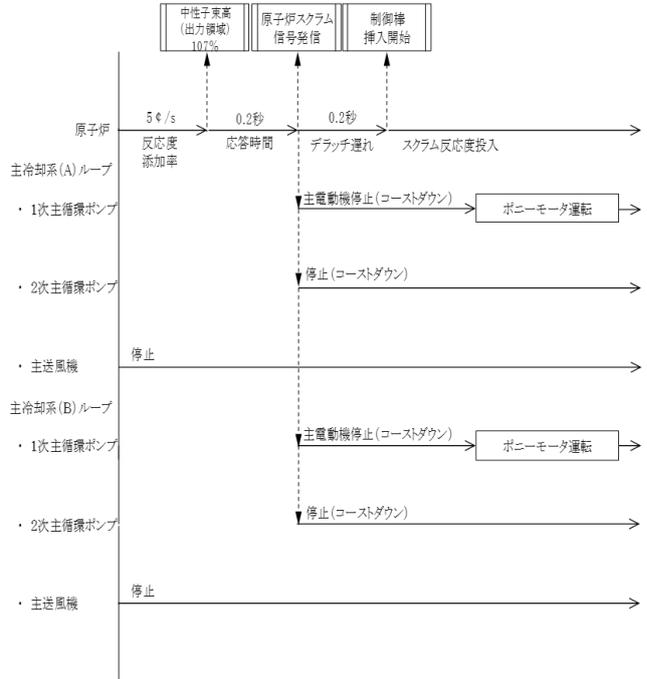
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における
事象推移等の整理

未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

・主な解析条件

事象名		未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	
初期状態	原子炉出力	10 ⁻⁷ %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	352 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	352 °C	
	被覆管	352 °C	
起因事象	反応度値の最も大きな制御棒1本を最大速度で引抜き(反応度添加率:5 ¢/s)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-1.1×10 ⁻³ Tdk/dT 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	-0.76×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域)		
設定値	定格出力の107 %		
応答時間	0.2 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	—		

・プラント挙動



・主な事象推移

<起因事象>

- ① 制御棒1本の誤引抜き発生 (ランプ状の正の反応度 (反応度添加率: 5 ¢/s) が投入)
- ② 制御棒誤引抜きにより正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ③ 約19秒後に原子炉出力107% (原子炉トリップ設定値) 到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ④ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少 (コールドダウン) 開始
- ⑤ 原子炉トリップ設定値到達後、オーバシュートにより原子炉出力が定格出力の約234%まで上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ⑥ 制御棒の切離しによる制御棒挿入 (スクラム反応度の投入) 開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

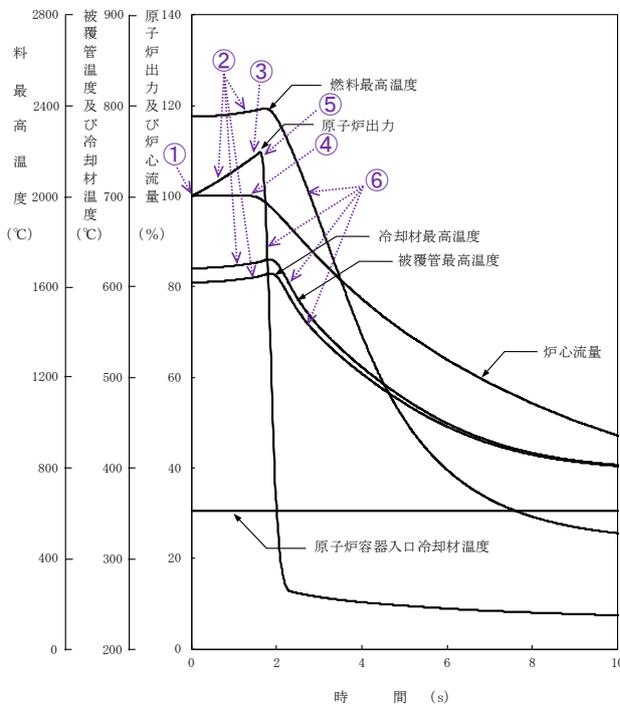
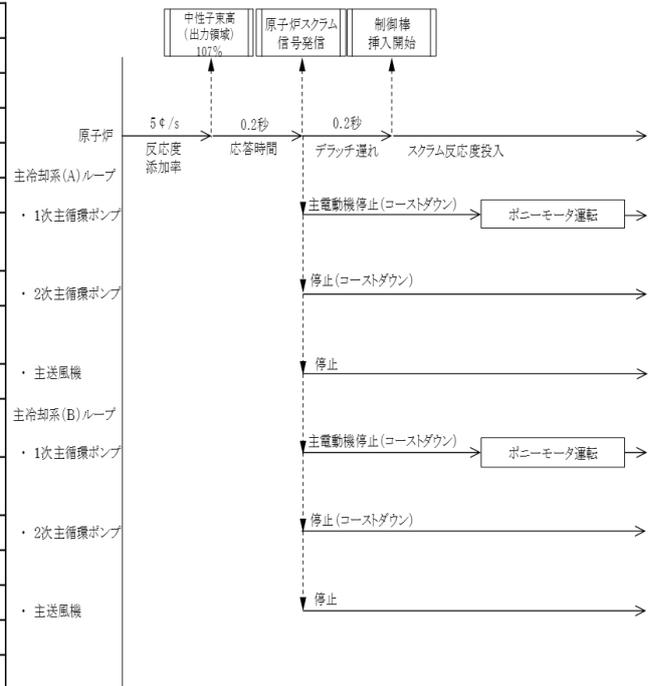
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約1,270 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約470 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約470 °C	910 °C

出力運転中の制御棒の異常な引抜き

・主な解析条件

事象名		出力運転中の制御棒の異常な引抜き	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	反応度値の最も大きな制御棒1本を最大速度で引抜き(反応度添加率:5 ¢/s)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドブブラ係数	-1.1×10 ⁻³ Tdk/dT 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	-0.76×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域)		
設定値	定格出力の107 %		
応答時間	0.2 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	—		

・プラント挙動



・主な事象推移

<起因事象>

- ① 制御棒1本の誤引抜き発生(ランプ状の正の反応度(反応度添加率:5 ¢/s)が投入)

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 制御棒誤引抜きにより正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ③ 約1.2秒後に原子炉出力107%(原子炉トリップ設定値)到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ④ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- ⑤ 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑥ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,390 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

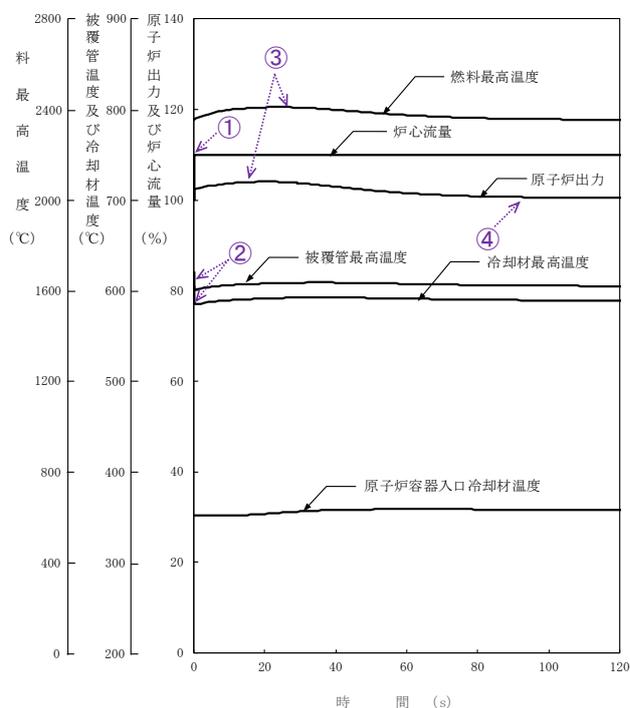
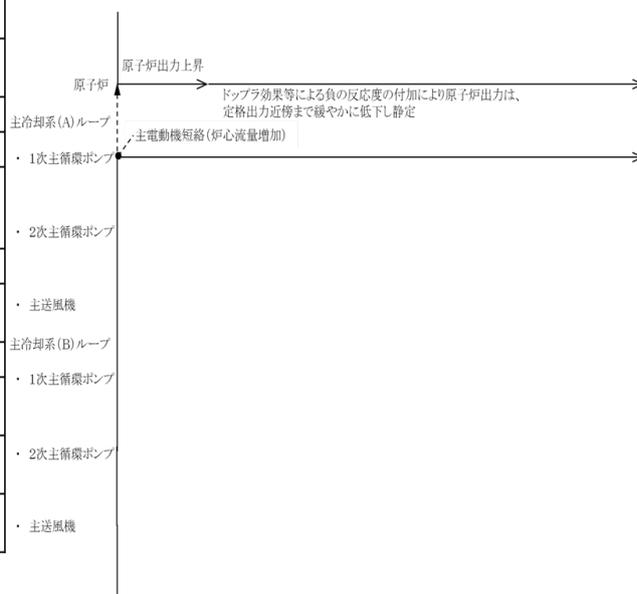
1次冷却材流量増大

・主な解析条件

事象名		1次冷却材流量増大	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	1ループの1次主循環ポンプの回転数が上昇（炉心の冷却材流量が瞬時に110 %に増大（別添1参照））		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-1.1 × 10 ⁻³ Tdk/dT 最大値（絶対値が最小の負の値）	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	-1.8 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値（絶対値が最大の負の値）	
	冷却材温度係数	-14 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値（絶対値が最大の負の値）	
	支持板温度係数	零	

・プラント挙動

・1次冷却材流量増大



・主な事象推移

<起因事象>

- ① 1次主循環ポンプの回転数の上昇発生（炉心流量が瞬時に110%に増大）

<起因事象発生後の事象推移>

- ② 炉心流量の増大により炉心の冷却材及び構造材の温度が低下
- ③ 炉心の冷却材及び構造材の温度低下により正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い燃料温度が上昇
- ④ ドップラ効果等による負の反応度の付加により原子炉出力は、定格出力近傍まで緩やかに低下し静定

・主な解析結果

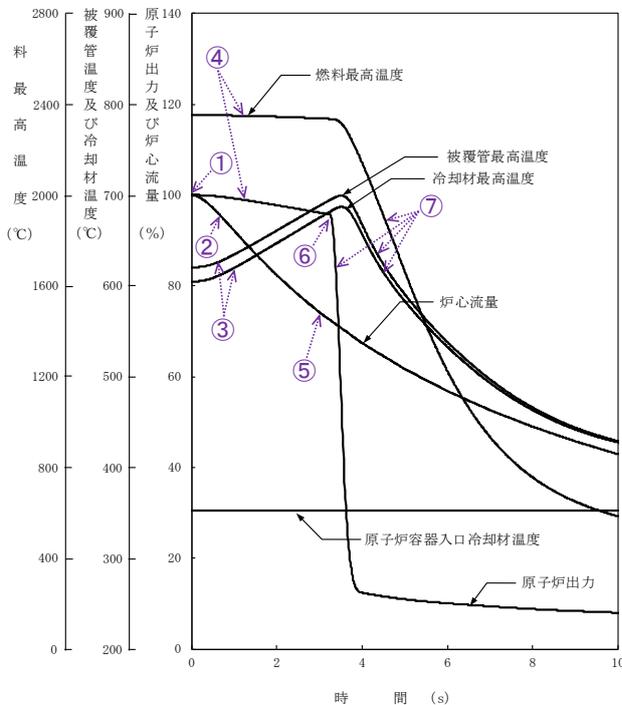
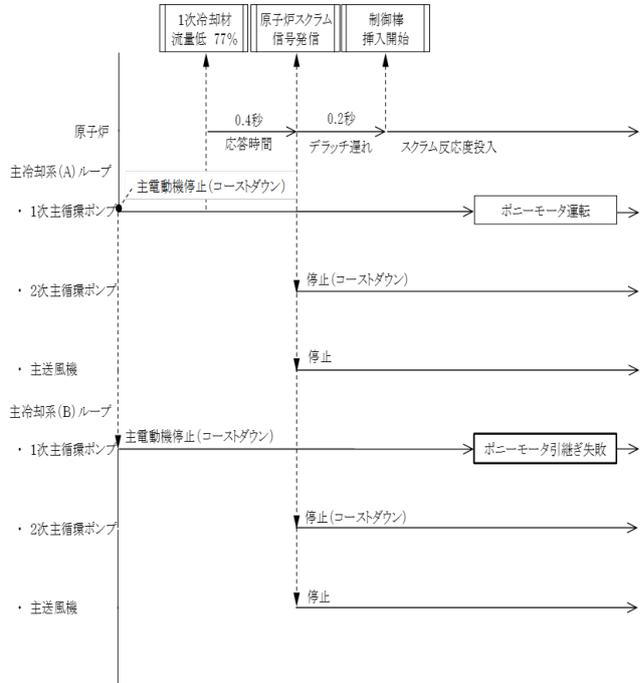
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,410 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	初期値を超えない	840 °C
冷却材最高温度:	初期値を超えない	910 °C

1次冷却材流量減少

・主な解析条件

事象名		1次冷却材流量減少
初期状態	原子炉出力	100 %
	原子炉入口温度	352 °C
	原子炉出口温度	458 °C
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C
	被覆管	約620 °C
起因事象	1次主循環ポンプの主電動機が停止し、1次冷却材流量が減少	
スクラム反応度	0.050 Δk/k	
反応度係数	ドップラ係数	$-3.5 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)
	燃料温度係数	$-4.5 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	1次冷却材流量低	
設定値	定格流量の77 %	
応答時間	0.4 秒	
デラッチ遅れ	0.2 秒	
単一故障仮定	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起因事象>

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止発生（1次冷却材流量が減少）

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- 約2.6秒後に1次冷却材流量77%（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

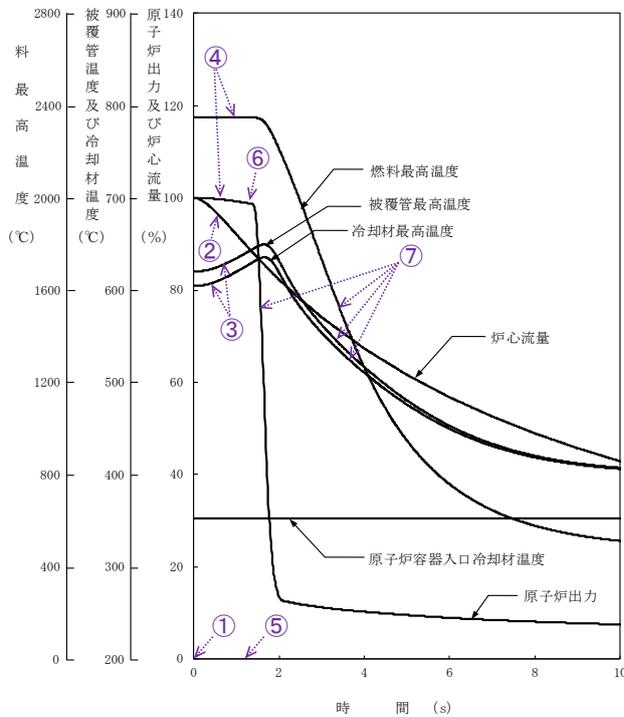
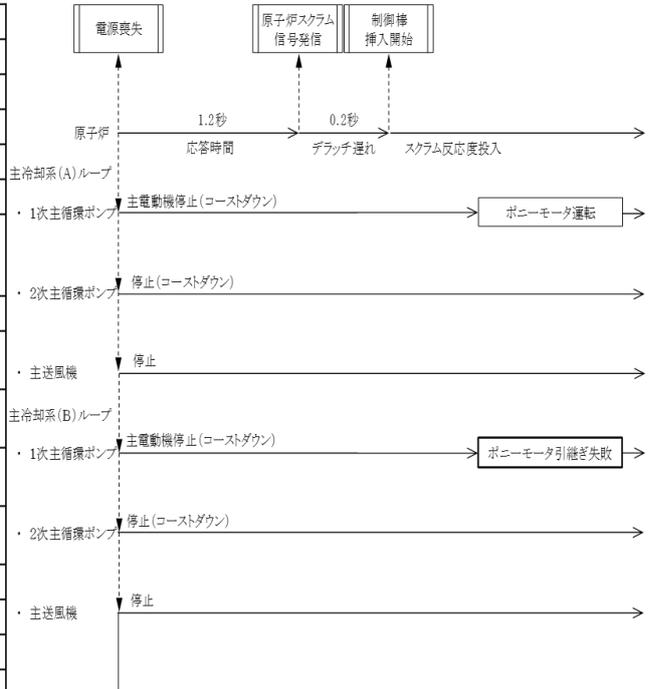
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約700 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約690 °C	910 °C

外部電源喪失

・主な解析条件

事象名		外部電源喪失	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象	外部電源喪失(1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	$-3.5 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	$-4.5 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	電源喪失		
設定値	—		
応答時間	1.2 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗		

・プラント挙動



・主な事象推移

<起回事象>

- 外部電源喪失発生(1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失)発生

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- 約1.2秒後に電源喪失信号による原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

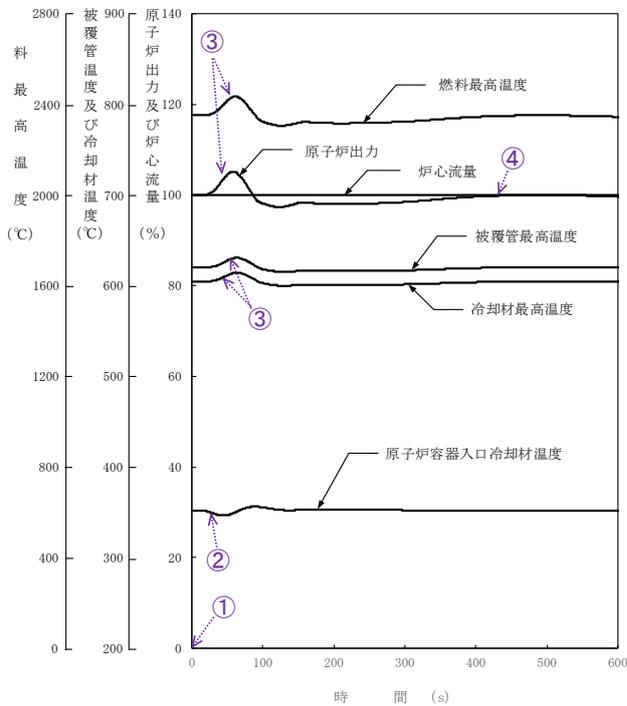
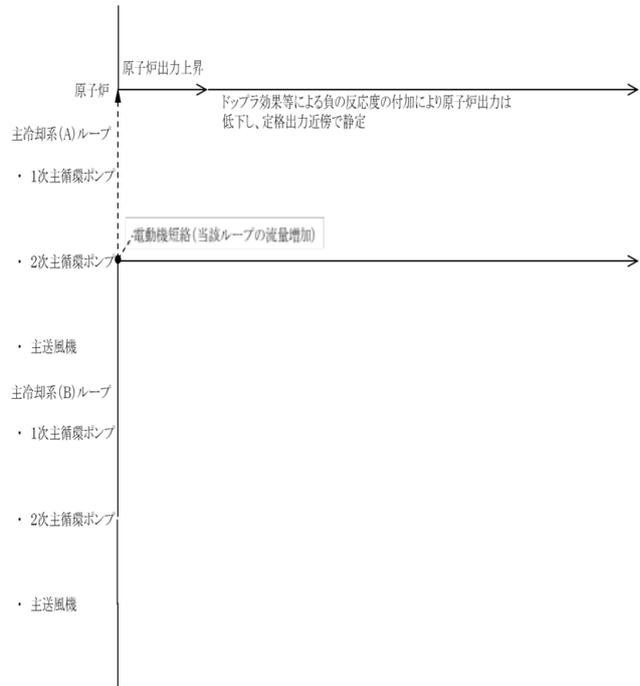
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約650 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約640 °C	910 °C

2次冷却材流量増大

・主な解析条件

事象名		2次冷却材流量増大	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象	1ループの2次主循環ポンプの回転数が上昇 (当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140 %に増大(別添1参照))		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドブブラ係数	-1.1×10 ⁻⁵ Tdk/dT 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	-1.8×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	冷却材温度係数	-14×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	支持板温度係数	-19×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起回事象>

- ① 2次主循環ポンプの回転数の上昇発生(当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大)

<起回事象発生後の事象推移>

- ② 2次冷却材流量の増大により当該ループの主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下
- ③ 原子炉容器入口冷却材温度の低下により原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ④ ドブブラ効果等による負の反応度の付加により原子炉出力は低下し、定格出力近傍で静定

・主な解析結果

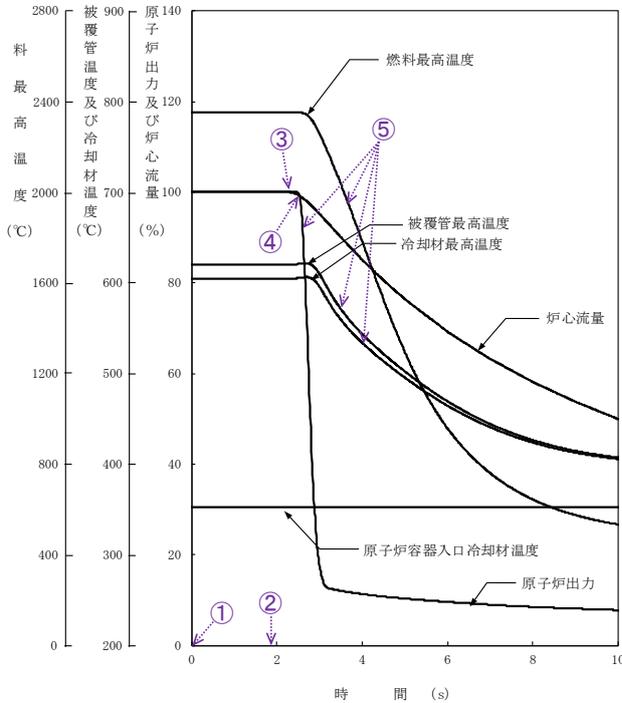
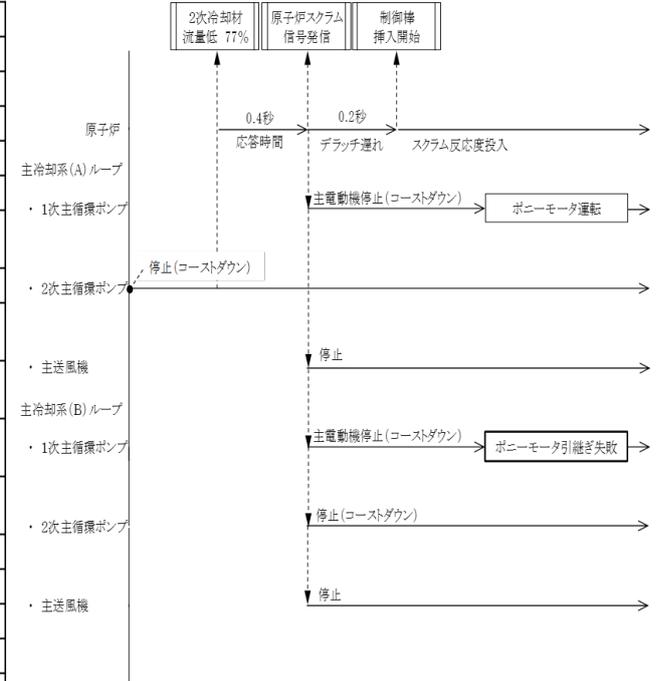
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,440 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

2次冷却材流量減少

・主な解析条件

事象名		2次冷却材流量減少	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象		1ループの2次主循環ポンプが停止し、2次冷却材流量が減少	
スクラム反応度		0.050 Δk/k	
反応度係数	ドップラ係数	-3.5 × 10 ⁻³ Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目		2次冷却材流量低	
設定値		定格流量の77 %	
応答時間		0.4 秒	
デラッチ遅れ		0.2 秒	
単一故障仮定		1ループのポニーモータ引継ぎ失敗	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起因事象>

- ① 2次主循環ポンプの停止発生（2次冷却材流量が減少）

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 約1.9秒後に2次冷却材流量77%（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ③ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ④ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑤ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

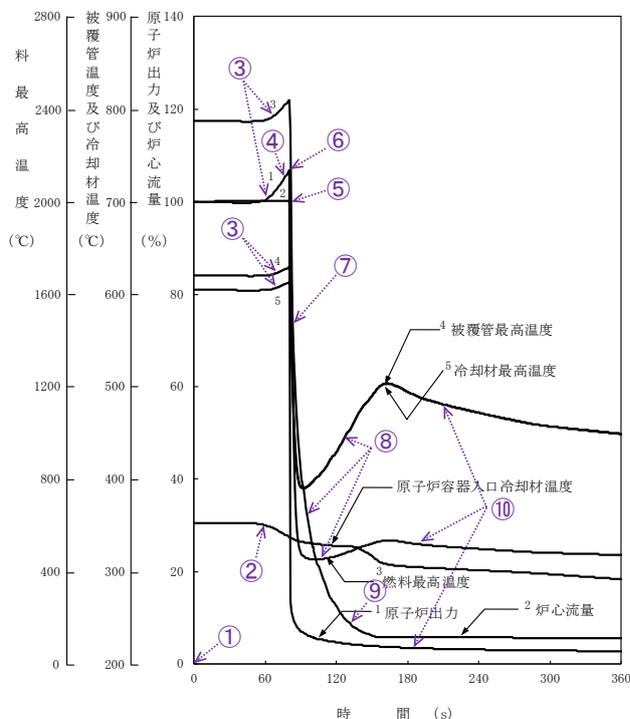
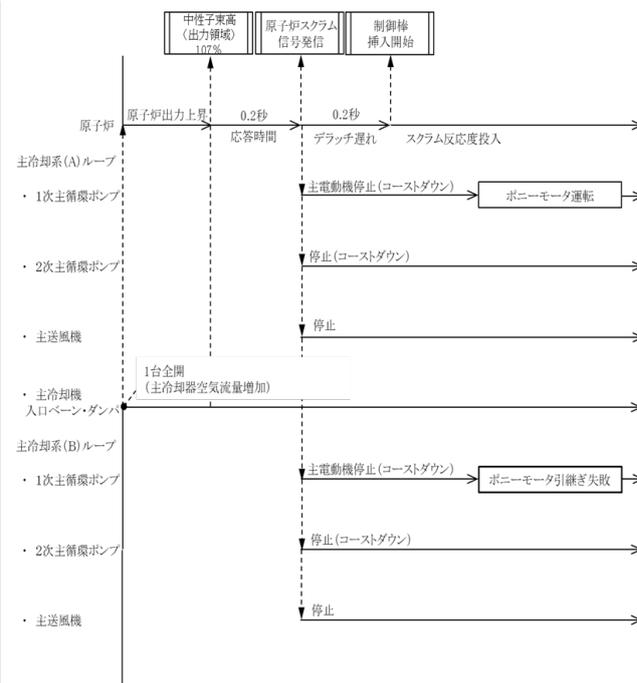
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約610 °C	910 °C

主冷却器空気流量の増大

・主な解析条件

事象名		主冷却器空気流量の増大
初期状態	原子炉出力	100 %
	原子炉入口温度	352 °C
	原子炉出口温度	458 °C
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C
	被覆管	約620 °C
起因事象	1台の主冷却機のベーン及びダンパが全開となり主冷却器空気流量が増大(別添1参照)	
スクラム反応度	0.050 Δk/k	
反応度係数	ドップラ係数	$-1.1 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)
	燃料温度係数	零
	構造材温度係数	$-1.8 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)
	冷却材温度係数	$-14 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)
	支持板温度係数	$-19 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域)	
設定値	定格出力の107 %	
応答時間	0.2 秒	
デラッチ遅れ	0.2 秒	
単一故障仮定	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起因事象>

- 1台の主冷却機のベーン及びダンパの全開発生(主冷却器空気流量が増大)

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- 主冷却器空気流量の増大により当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下
- 原子炉容器入口冷却材温度の低下により正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- 約80秒後に原子炉出力107%(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
- 1ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎ
- 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

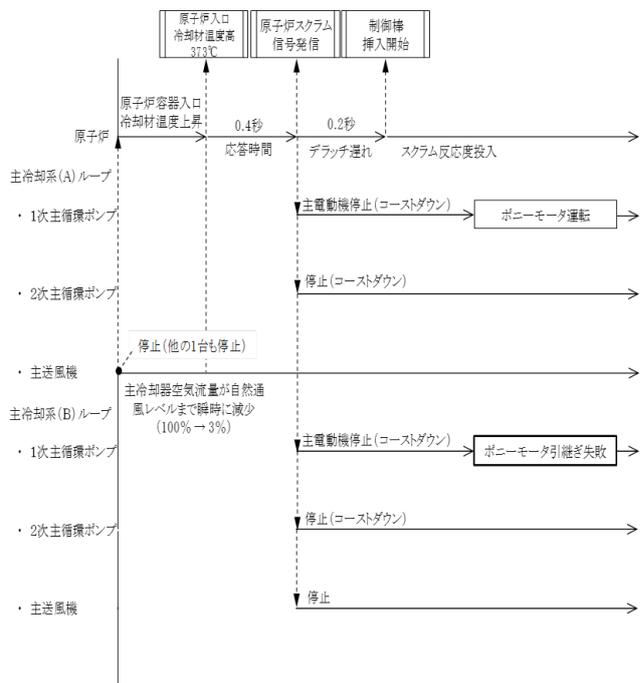
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,440 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

主冷却器空気流量の減少

・主な解析条件

事象名		主冷却器空気流量の減少	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	1ループの主送風機(1台)が停止し、当該ループの主冷却器空気流量が減少		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-3.5×10 ⁻³ Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	原子炉入口冷却材温度高		
設定値	373 °C		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗		

・プラント挙動



・主な事象推移

<起因事象>

- ① 1ループの主送風機(1台)の停止発生(当該ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少(定格値の3%))

<原子炉スクラムまでの事象推移>

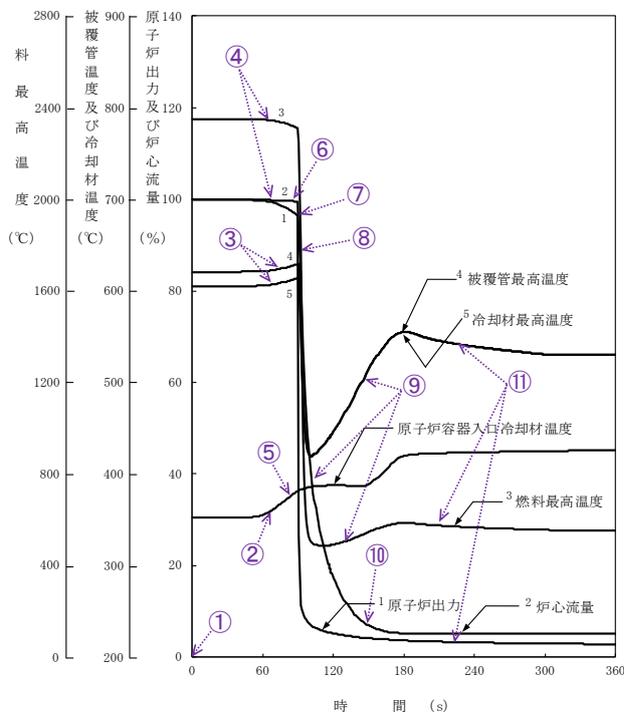
- ② 主冷却器空気流量の減少により当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器での除熱量が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- ③ 原子炉容器入口冷却材温度の上昇により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約90秒後に原子炉容器入口冷却材温度373°C(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑥ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- ⑦ 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑧ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- ⑨ 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
- ⑩ 1ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎ
- ⑪ 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

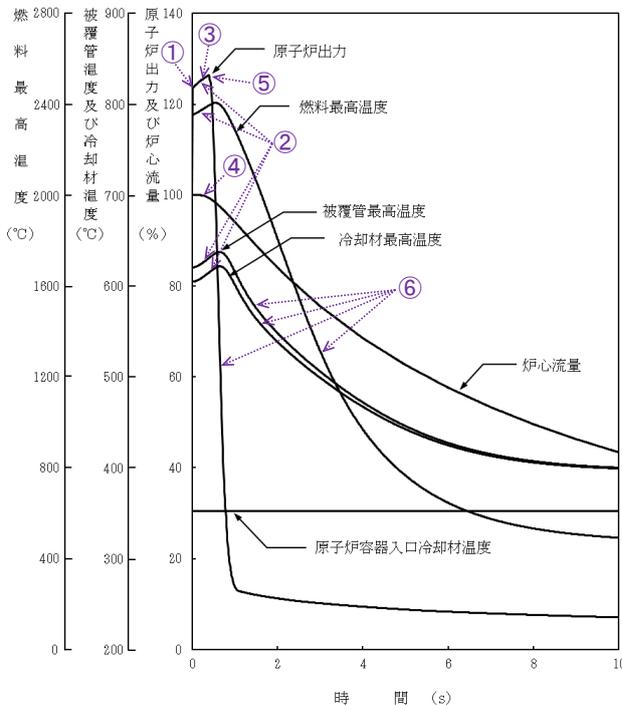
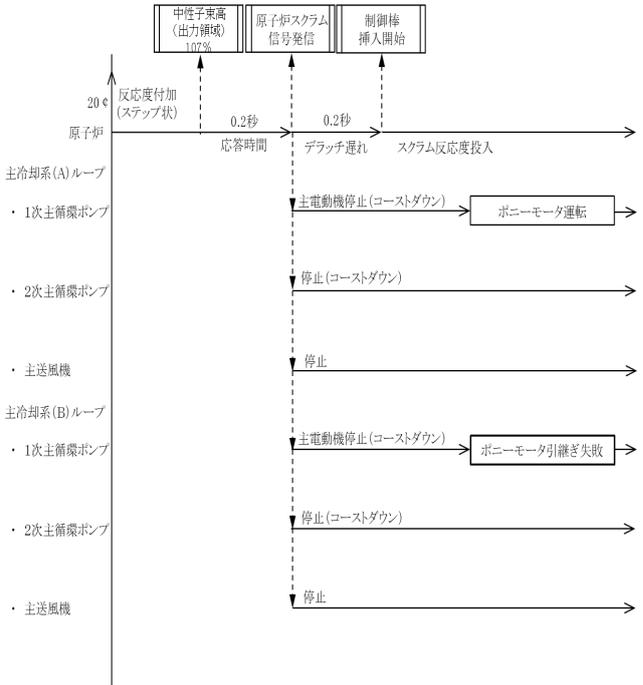


燃料スランピング事故

・主な解析条件

事象名		燃料スランピング事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象	最大の反応度値を持つ1体の燃料集合体内の全燃料要素で同時にスランピング現象が生じ、20¢のステップ状の正の反応度が投入(別添2参照)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-1.1×10 ⁻³ Tdk/dT 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	-0.76×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域)		
設定値	定格出力の107 %		
応答時間	0.2 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗		

・プラント挙動



・主な事象推移

<起回事象>

- ① 燃料スランピングの発生 (20¢の正の反応度がステップ状に付加)

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 燃料スランピングにより正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ③ 事象発生直後に原子炉出力107% (原子炉トリップ設定値) に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ④ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量が減少 (コストダウン)
- ⑤ 制御棒の切離しによる制御棒挿入 (スクラム反応度の投入) 開始
- ⑥ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

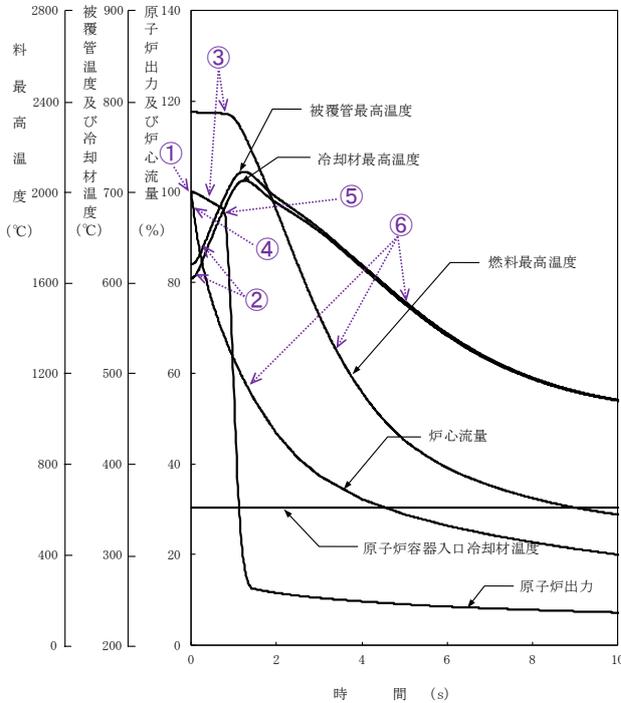
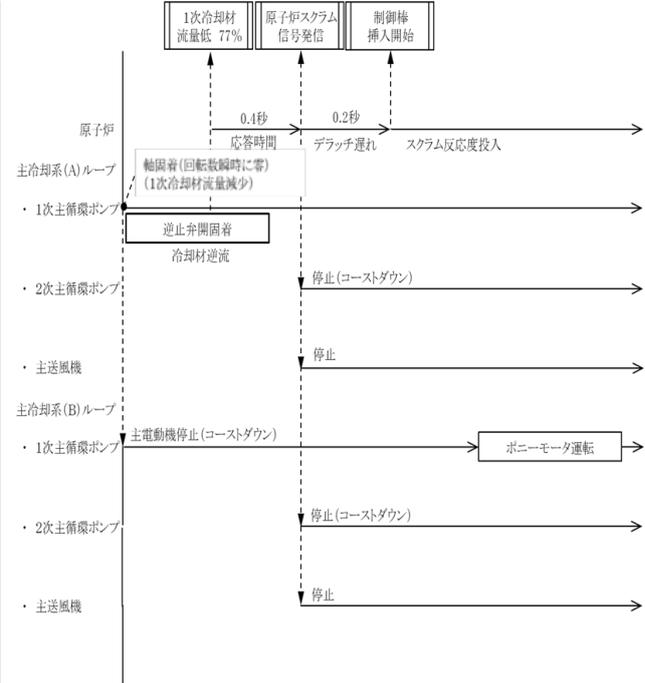
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,410 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約640 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約630 °C	910 °C

1次主循環ポンプ軸固着事故

・主な解析条件

事象名		1次主循環ポンプ軸固着事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象		1ループの1次主循環ポンプの軸が固着し、1次冷却材流量が減少	
スクラム反応度		0.050 Δk/k	
反応度係数	ドップラ係数	-3.5 × 10 ⁻³ Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目		1次冷却材流量低	
設定値		定格流量の77 %	
応答時間		0.4 秒	
デラッチ遅れ		0.2 秒	
単一故障仮定		事故ループの逆止弁閉固着	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起回事象>

- ① 1ループの1次主循環ポンプの軸の固着発生（回転数が瞬時に零（炉心流量が減少））

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ③ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ④ 約0.1秒後に1次冷却材流量77%（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑤ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑥ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

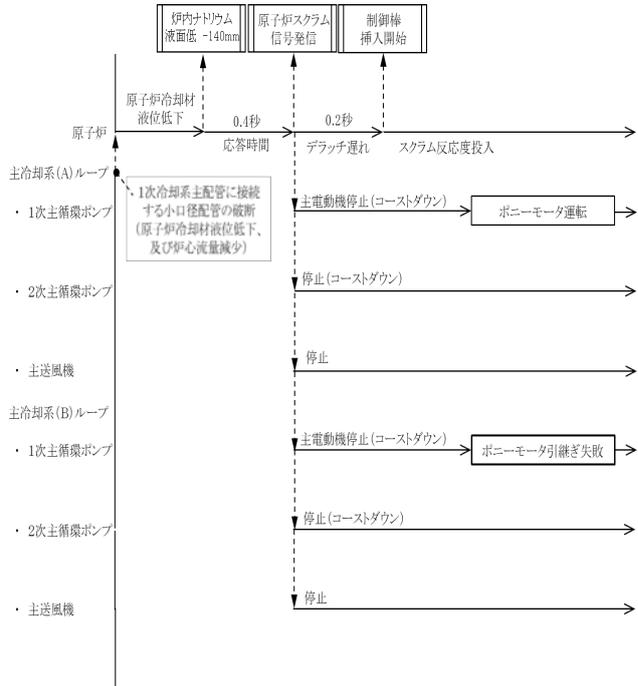
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約730 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約720 °C	910 °C

1次冷却材漏えい事故

・主な解析条件

事象名		1次冷却材漏えい事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象	1次冷却系主配管に接続する小口径配管の破断により原子炉冷却材液位が低下するとともに炉心流量が減少(別添3参照)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-3.5×10 ⁻³ Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	炉内ナトリウム液面低		
設定値	NsL(原子炉容器通常ナトリウム液位) -140 mm		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗		

・プラント挙動



・主な事象推移

<起回事象>

- 1次主冷却系主配管に接続する小口径配管の破断発生(原子炉冷却材液位が低下、及び炉心流量が減少)

<原子炉スクラムまでの事象推移>

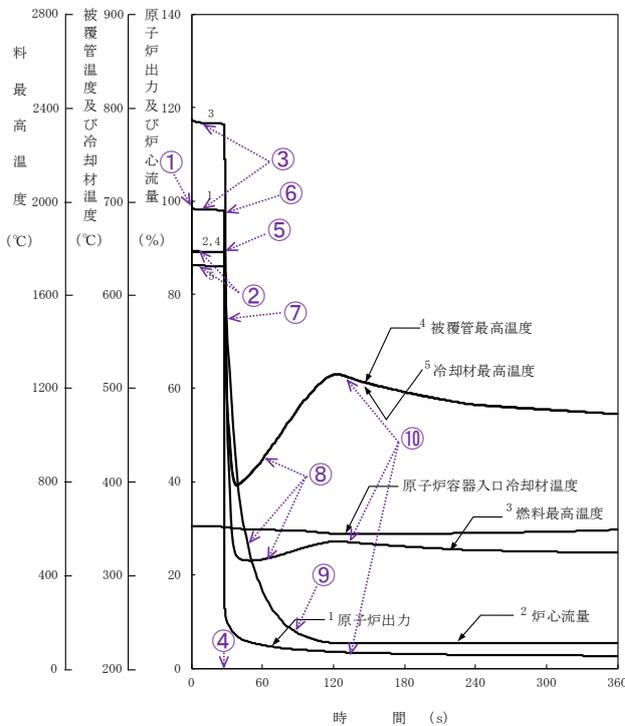
- 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- 約27秒後に炉内ナトリウム液面NsL-140mm(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
- 1ループのボニーモータによる低速運転への引継ぎ
- 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

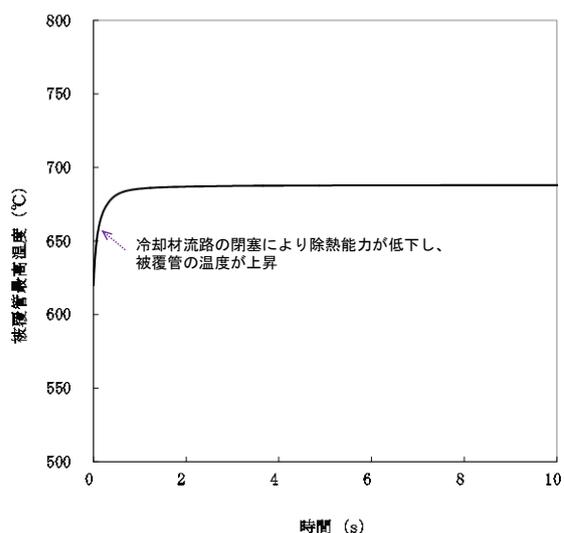
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約650 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約640 °C	910 °C



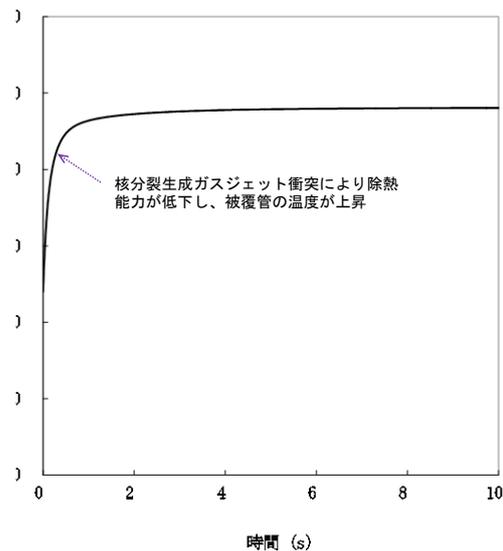
冷却材流路閉塞事故

・主な解析条件

事 象 名		冷却材流路閉塞事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管 初期温度		燃料	約2,350 °C
		被覆管	約620 °C
起因事象		燃料集合体の1次冷却材の流路が局部的に閉塞	
核分裂生成ガスジェット衝突の想定		燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、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を想定	
閉塞規模		燃料集合体内のサブチャンネル1カ所	
閉塞物		原子炉容器内構造物	
閉塞位置(軸方向)		被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心上端	
被覆管外表面熱伝達係数(核分裂生成ガスジェット衝突領域)		10,000 W/m ² K	



流路閉塞による被覆管温度変化



核分裂生成ガスジェット衝突による隣接燃料被覆管温度変化

・主な解析結果

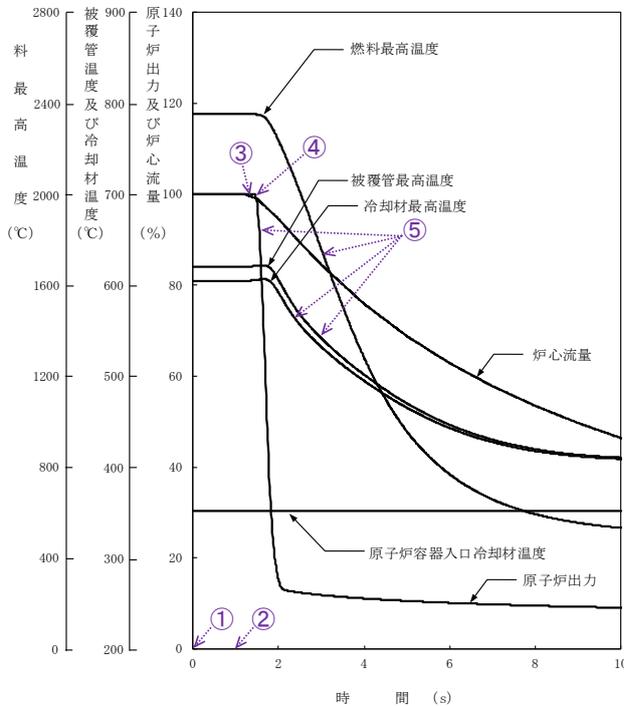
被覆管最高温度(肉厚中心)	解析結果	熱設計基準値
流路閉塞:	約690 °C	840 °C
核分裂生成ガスジェット衝突:	約740 °C	

2次主循環ポンプ軸固着事故

・主な解析条件

事象名		2次主循環ポンプ軸固着事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象		1ループの2次主循環ポンプの軸固着により、2次冷却材流量が減少	
スクラム反応度		0.050 Δk/k	
反応度係数	ドップラ係数	$-3.5 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	$-4.5 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目		2次冷却材流量低	
設定値		定格流量の77 %	
応答時間		0.4 秒	
デラッチ遅れ		0.2 秒	
単一故障仮定		1ループのボニーモータ引継ぎ失敗	

・プラント挙動



・主な事象推移

<起因事象>

- 1ループの2次主循環ポンプの軸の固着発生(回転数が瞬時に零(2次冷却材流量が減少))

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- 約0.8秒後に2次冷却材流量77%(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コーストダウン)開始
- 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

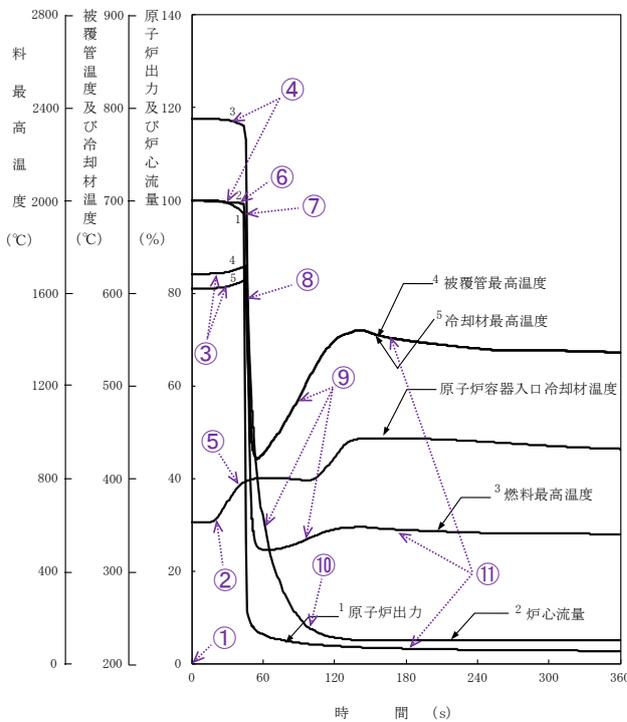
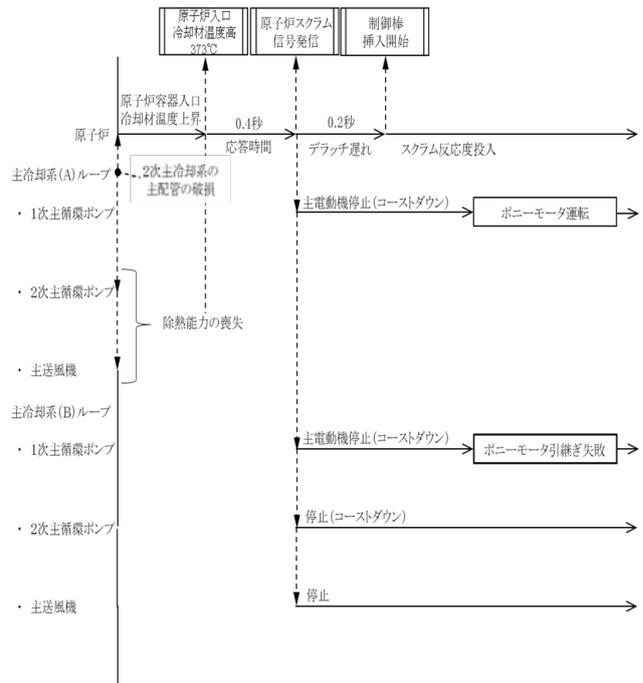
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約610 °C	910 °C

2次冷却材漏えい事故

・主な解析条件

事象名		2次冷却材漏えい事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	1ループの2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えい(当該ループの除熱能力喪失)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドブブラ係数	-3.5 × 10 ⁻³ Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	原子炉入口冷却材温度高		
設定値	373 °C		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗		

・プラント挙動



・主な事象推移

<起因事象>

- ① 2次主冷却系の主配管の破損発生(当該ループの除熱能力喪失)

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 主中間熱交換器の2次側の除熱能力の喪失により原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- ③ 原子炉容器入口冷却材温度の上昇により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約44秒後に原子炉容器入口冷却材温度373°C(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑥ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コーストダウン)開始
- ⑦ 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑧ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- ⑨ 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
- ⑩ 1ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎ
- ⑪ 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

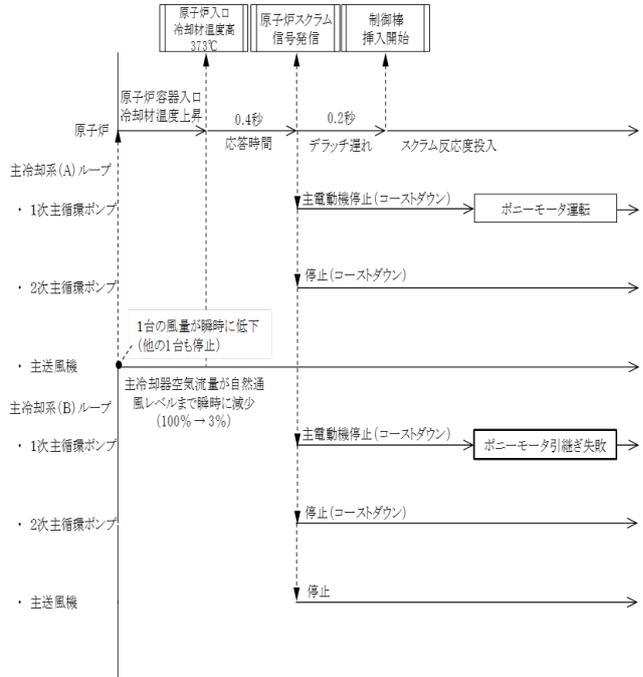
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

主送風機風量瞬時低下事故

・主な解析条件

事象名		主送風機風量瞬時低下事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	1ループの主送風機(1台)の風量が瞬時に低下し、当該ループの主冷却器空気流量が減少		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-3.5×10 ⁻³ Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	原子炉入口冷却材温度高		
設定値	373 °C		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗		

・プラント挙動



・主な事象推移

<起因事象>

- 1ループの主送風機(1台)の風量の瞬時低下(当該ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少(定格値の3%))発生

<原子炉スクラムまでの事象推移>

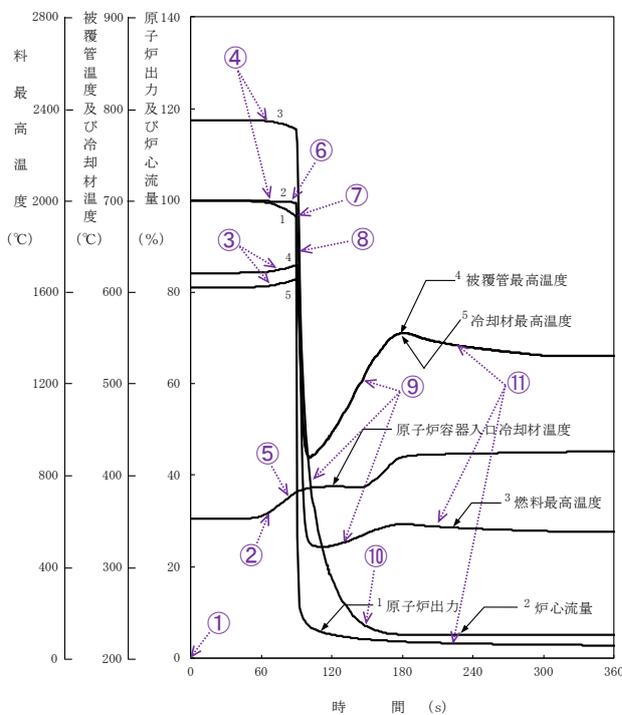
- 主冷却器空気流量の減少により当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器での除熱量が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- 原子炉容器入口冷却材温度の上昇により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- 約90秒後に原子炉容器入口冷却材温度373°C(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
- 1ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎ
- 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C



流量増大・風量増大事象における最大流量及び最大風量の設定

1. 1次冷却材流量増大

「1次冷却材流量増大」では、1ループの1次主循環ポンプ（三相誘導電動機）の主電動機の二次側の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの1次冷却材流量が増大して、炉心の冷却材流量が瞬時に110%に増大することを想定している。

1次主循環ポンプの運転回転数は約860rpmであり、また、最大回転数は930rpmであることから、異常発生ループの1次冷却材流量は約108%増大し、炉心流量（健全ループ及び異常発生ループの流量を合算）は約104%増大する。解析では、当該値を上回る110%を使用した。

2. 2次冷却材流量増大

「2次冷却材流量増大」では、1ループの2次主循環ポンプ（三相誘導電動機）の電動機の二次側の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大することを想定している。

2次主循環ポンプの運転回転数は約1,060rpmであり、また、最大回転数は1,460rpmであることから、異常発生ループの2次冷却材流量は約138%増大する。解析では、当該値を上回る140%を使用した。

3. 主冷却器空気流量の増大

「主冷却器空気流量の増大」における解析では、1ループの主冷却機1台のベーン、ダンパが全開となり、当該主冷却器の空気風量が瞬時に最大風量に増大することを想定している。

主冷却機は2台を1式とし、2次主冷却系の二つのループに1式ずつ設けられる。主冷却器の空気風量は、通常運転時において約4,700m³/minである。また、最大空気風量は約8,500m³/minである。異常発生時、主冷却器の空気風量は、健全な主冷却器の空気風量及び異常が生じた主冷却器の空気風量を合算した約13,200m³/minとなる。解析では、当該値を上回る16,500m³/minを使用した。

なお、空気温度は-13℃とした。当該値は、敷地付近の水戸地方気象台での記録（1897年～2013年）に基づく最低気温-12.7℃（1952年2月5日）を下回る。

「燃料スランピング事故」における投入反応度

「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」^{*1}では、設計基準事故における正の反応度投入に対して、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するために、「制御棒急速引抜き事故」を想定することを例示している。

ただし、「常陽」の反応度制御系統において、制御棒の引抜き速度は一定であり、「制御棒急速引抜き事故」は発生しない。本申請は、既許可と同様に「燃料スランピング事故」を想定するものとした。

燃料スランピング事故は、炉心燃料集合体1体の全炉心燃料要素内の燃料が被覆管内で下方に密に詰まることを起因事象としたものである。本申請では、既許可と同様に、20¢のステップ状の反応度が投入されることを想定する。MK-IV炉心において算出されるスランピング反応度は約13.6¢であり^{*2}、想定した投入反応度（20¢）は、十分な保守性を有する。

なお、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」で想定する反応度添加率は5¢/sであり、ステップ状の投入反応度として、20¢を超えることはない。また、原子炉運転中において、燃料集合体及び反射体等の炉心構成要素は軸方向中間部に設けられたスパーサーパッドにより各炉心構成要素が接触する構造となっており、炉心が瞬時に収縮することによりステップ状に過度な反応度が投入されることはない。原子炉容器入口冷却材温度の低下、炉心湾曲や照射物の移動等による反応度の投入を想定した場合も同様である。

*1 「常陽」では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定に当たり、最新の技術的知見として、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を参考とした。「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」は、「常陽」の経験を踏まえるとともに、諸外国における高速増殖炉の安全性評価の考え方も参考とし、また、当時、安全性評価の対象として考えられた「もんじゅ」を念頭において検討を行ったものである。燃料スランピング事故は、「常陽」建設時許可において、高速炉燃料の照射実績が少なかったことも踏まえ、正の反応度が投入される事象として、選定された。一方、「常陽」の経験を踏まえて検討された「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」では、基本的な考え方として、設計基準事故にあっては、制御棒急速引抜き事故を想定することを例示している。

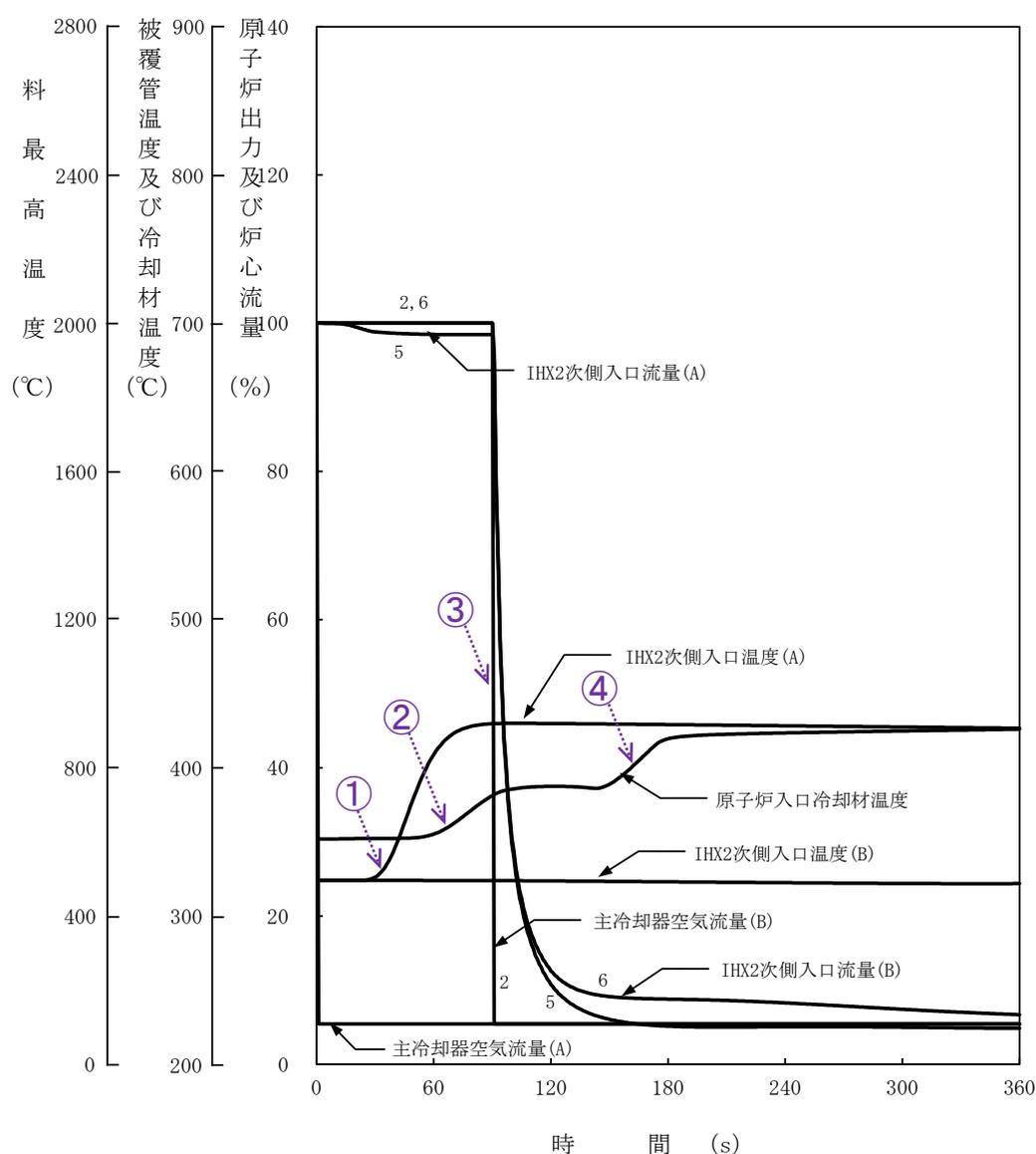
*2 最大の反応度価値を持つ1体（第0列）の燃料集合体内の全燃料要素（127本）において、燃料が燃料被覆管内で下方に密に詰まり、理論密度の100%となるものとして、反応度変化を計算し、約13.6¢を得ている。

「主冷却器空気流量の減少」における事象進展について

「主送風器空気流量の減少」における事象進展について、主冷却器空気流量、主中間熱交換器 2 次側入口冷却材温度及び流量と原子炉容器入口冷却材温度変化との関係は以下の通りである。

- ① 主冷却器空気流量の減少により当該ループの主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が上昇
- ② 主中間熱交換器での除熱量が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- ③ 原子炉トリップ信号により 2 次主循環ポンプが停止
- ④ 炉心流量の低下（原子炉出力/炉心流量比の増大）により各部の温度が上昇し、主中間熱交換器での除熱量は大きく変化しないため、原子炉容器入口冷却材温度が再度上昇

その後、1 ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎに及び原子炉出力の低下（原子炉出力/炉心流量比の低下）に伴い各部の温度が低下し、事象は収束する。



設計基準事故に係る被ばく評価結果の整理

1. 事故発生時に冷却材中又は冷却水中に放出される核分裂生成物の評価

設計基準事故のうち、「1次冷却材漏えい事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」及び「1次アルゴンガス漏えい事故」では、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されている状態を起点としている。なお、当該放出は、被ばく評価を目的に仮想したものであり、発電炉等の事例を参考に、炉心に蓄積される核分裂生成物を対象としている。

1次冷却材中に放出される希ガス及びよう素の量は以下の式により計算する（別添1参照）。ただし、「1次冷却材漏えい事故」にあつては、原子炉停止後7日間の冷却を考慮する。当該期間は、格納容器（床下）を空気雰囲気置換する場合には、崩壊熱が十分に減衰（200kW以下：原子炉停止後2週間程度要する。）してから1次冷却材を1次冷却材ダンプタンクへドレンすることを踏まえ、被ばく評価結果について厳しい結果が得られるように設定している。

（添付書類九「3. 放射性廃棄物の廃棄」より抜粋）

全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃料破損が生じた場合に、1次冷却材中に放出される希ガス及びよう素の量は以下の式により計算する。

$$(R_i^1)_w = F_f \cdot K \cdot Y_i (1 - e^{-\lambda_i T_o})$$

ここで $(R_i^1)_w$: 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃料破損が生じた場合に、1次冷却材中に放出される希ガス及びよう素の量 (Bq)

F_f : 破損燃料割合 0.01

K : 1秒当たりの核分裂数 (fission/s)

Y_i : 核種 i の核分裂収率

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (1/s)

T_o : 最高燃焼度に対応する積算運転時間 (s)

「燃料取替取扱事故」にあつては、1体の燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に燃料集合体に蓄積される希ガスの100%に相当する量及びよう素の50%に相当する量が、瞬時に水中に放出される状態を起点としている。評価式は同じであり、破損燃料割合として、希ガスについて「1」を、よう素について「0.5」を使用する。また、その評価条件に鑑み、13日間の燃料交換、60日間の炉内燃料貯蔵ラックでの中間貯蔵及び5日間の燃料取扱作業における冷却を考慮する。なお、60日間の炉内燃料貯蔵ラックでの中間貯蔵にあつては、炉心からの漏えい中性子による核分裂生成物の生成も考慮する。

「1次冷却材漏えい事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」及び「燃料取替取扱事故」において、被ばく評価の起点とした『冷却材中又は冷却水中に放出されている核分裂生成物（希ガス及びよう素）の量』を第1.1表に示す。

第 1.1 表 冷却材中又は冷却水中に放出されている核分裂生成物（希ガス及びびよう素）の量

核種	核分裂収率 (%)	半減期	ガンマ線エネルギー (MeV)	原子炉停止 0 日後 ^{*1*} (Bq)	原子炉停止 7 日後 ^{*1*} (Bq)	附属水冷却池取扱時 ^{*1*} (Bq)
希ガス	Kr-83m	0.43	0.0025	1.4 × 10 ¹⁴	~0	~0
	Kr-85m	0.86	0.159	2.7 × 10 ¹⁴	1.4 × 10 ³	8.4 × 10 ⁴
	Kr-85	0.20	10.73y	0.0022	7.3 × 10 ¹²	9.2 × 10 ¹²
	Kr-87	1.58	76.3min	0.793	5.0 × 10 ¹⁴	~0
	Kr-88	2.10	2.8h	1.95	6.6 × 10 ¹⁴	3.0 × 10 ⁰
	Kr-89	2.59	3.18min	2.067	8.1 × 10 ¹⁴	~0
	Kr-90	2.57	32.32s	1.325	8.1 × 10 ¹⁴	~0
	Xe-131m	0.052	11.9d	0.02	1.7 × 10 ¹³	7.1 × 10 ¹¹
	Xe-133m	0.21	2.25d	0.042	6.6 × 10 ¹³	5.1 × 10 ¹¹
	Xe-133	6.84	5.29d	0.045	2.2 × 10 ¹⁵	4.0 × 10 ¹³
	Xe-135m	1.40	15.65min	0.432	4.4 × 10 ¹⁴	~0
	Xe-135	7.12	9.08h	0.25	2.3 × 10 ¹⁵	6.0 × 10 ⁹
	Xe-137	6.22	3.83min	0.181	2.0 × 10 ¹⁵	~0
	Xe-138	5.51	14.17min	1.183	1.8 × 10 ¹⁵	~0
	Xe-139	4.32	39.5s	0.85	1.4 × 10 ¹⁵	~0
	合計 (Bq)				8.8 × 10 ¹⁴	5.1 × 10 ¹³
よう素	合計 (MeV・Bq) ^{*5}			8.9 × 10 ¹⁵	3.9 × 10 ¹³	1.9 × 10 ¹²
	I-131	3.70	8.06d	1.2 × 10 ¹⁵	6.4 × 10 ¹⁴	1.5 × 10 ¹³
	I-132	5.13	2.28h	1.6 × 10 ¹⁵	~0	~0
	I-133	6.81	20.8h	2.2 × 10 ¹⁵	7.9 × 10 ¹²	7.0 × 10 ¹¹
	I-134	7.42	52.6min	2.4 × 10 ¹⁵	~0	~0
	I-135	6.39	6.61h	2.0 × 10 ¹⁵	4.5 × 10 ⁷	1.3 × 10 ⁸
合計 (Bq)				9.2 × 10 ¹⁵	6.5 × 10 ¹⁴	1.6 × 10 ¹³

*1: 1 × 10¹⁰ Bq 以下については、「~0」とする。

*2: 最高燃焼度に達した炉心に蓄積される希ガス及びびよう素の 1% に相当する量であり、「気体廃棄物処理設備破損事故」及び「1 次アルゴンガス漏えい事故」に使用する。

*3: 最高燃焼度に達した炉心に蓄積される希ガス及びびよう素の 1% に相当する量であり、「1 次冷却材漏えい事故」に使用する。

*4: 最高燃焼度に達した燃料集合体 1 体に蓄積される希ガスの 100% に相当する量及びびよう素の 50% に相当する量であり、「燃料取替取扱事故」に使用する。

*5: ガンマ線エネルギー 1MeV 換算値。

2. 大気中に放出される核分裂生成物の評価及び被ばく評価結果

「1次冷却材漏えい事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」及び「燃料取替取扱事故」において、大気中に放出される核分裂生成物の評価条件を整理した結果を第2.1表に示す。また、大気中に放出される核分裂生成物の量及び被ばく評価結果を第2.2表に示す。これらの事故において、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、被ばく評価における χ/Q （相対濃度）及び D/Q （相対線量）には、添付書類六「2. 気象（主に平成25年までのデータ）」に示すものを使用した。

第2.1表 大気中に放出される核分裂生成物の評価条件

	冷却材中→ 格納容器内 雰囲気への移行	格納容器内 プレート外等 による減衰	冷却材中→ カバークラス中 への移行	格納容器内 雰囲気→ 大気中への移行	ダンプタンク等 における減衰	水中→ 建物内雰囲気 への移行	建物内雰囲気→ 大気中への移行
1次冷却材 漏えい事故	希ガス：100% よう素：10%*1	希ガス：無視 よう素： 無機：半減期 1h*2 有機：無視		主排気筒*4*5 又は直接*5			
1次 アルゴンガス 漏えい事故		希ガス：無視 よう素：無視	希ガス：100% よう素：10 ⁻³ %*3	主排気筒*4*5 又は直接*5			
気体廃棄物 処理設備 破損事故			希ガス：100% よう素：10 ⁻³ %*3		希ガス：考慮 よう素：考慮		主排気筒：90%*7 直接：10%*7
燃料取替 取扱事故						希ガス：100% よう素：0.2%*6 (除染係数 ：500*6)	直接：100%

- *1： 1次冷却材インベントリに対する漏えいナトリウムの割合により設定（別添2参照）。
- *2： エアロゾルの重力沈降、拡散などによる格納容器内の壁面への沈降、沈着挙動を解析し、得られた濃度変化から設定。
- *3： 気液分配計算によりよう素の移行率を設定（別添3参照）。
- *4： 非常用換気設備を経由（非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率：90%）。
- *5： 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率（アニュラス部から非常用換気設備を経由して主排気筒から放出）及びドーム部から大気中への漏えい率は格納容器内の圧力の平方根に比例するものとし、格納容器内の圧力の変動を考慮して設定。
- *6： 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の「燃料集合体の落下」に記載の値で設定。
- *7： 廃ガス貯留タンクは原子炉附属建物地下2階の貯留タンクに設置されている。廃ガス貯留タンクの破損事故が発生した場合、貯留タンク内の圧力が上昇するため、核分裂生成物が隣室へ漏れることになるが、隣室の空調換気設備（廃ガス処理室系）により主排気筒に導かれる。地下2階から地上まで複数の扉や空調換気設備排風機による吸い込みを回避しないと地上からの直接放出とならないが、保守的に地上からの直接放出を10%と設定。

第2.2表 大気中に放出される核分裂生成物の量及び被ばく評価結果

	大気中に放出される核分裂生成物の量		実効線量		
	よう素 (I-131換算)	希ガス (ガンマ線 0.5MeV換 算)	よう素の吸入による 小児の内部被ばく	希ガスのガンマ線による 外部被ばく	合計
1次冷却材 漏えい事故	約 1.4×10^{10} Bq	約 5.0×10^{11} Bq	約 3.9×10^{-3} mSv	約 8.3×10^{-5} mSv	約 4.0×10^{-3} mSv
1次アargonガス 漏えい事故	約 9.2×10^7 Bq	約 1.8×10^{13} Bq	約 2.6×10^{-5} mSv	約 3.1×10^{-3} mSv	約 3.1×10^{-3} mSv
気体廃棄物 処理設備 破損事故	約 1.6×10^9 Bq	約 1.6×10^{13} Bq	約 4.3×10^{-3} mSv	約 1.4×10^{-2} mSv	約 1.8×10^{-2} mSv
燃料取替 取扱事故	約 3.0×10^{10} Bq	約 3.7×10^{12} Bq	約 7.9×10^{-1} mSv	約 2.5×10^{-2} mSv	約 8.1×10^{-1} mSv

核分裂収率の設定

核分裂収率には、Meek & Rider (1974 年版) [1] の核種毎の累積核分裂収率推奨値を用いた。なお、熱中性子核分裂と高速中性子核分裂の両方の核分裂収率が記載されている核種については、保守的に、大きい値を採用した。

F P G S - 3 による計算値との比較結果を第 1 表に示す。解析使用値は、F P G S - 3 計算値に対して概ね保守的であり、当該核分裂収率の使用が妥当であることを確認した。なお、F P G S - 3 の計算条件は、崩壊熱計算と同じであり、ここでは、原子炉停止後 0 秒の結果を用いた。

第 1 表 炉内蓄積量の解析使用値及び F P G S - 3 計算値の比較

核種	半減期*1	解析使用値 (Bq)	FPGS-3 計算値 (Bq)	比 (解析使用値 /FPGS-3 計算値)	
希ガス	Kr-83m	1.83h	1.4×10^{16}	1.3×10^{16}	1.05
	Kr-85m	4.48h	2.7×10^{16}	2.8×10^{16}	0.99
	Kr-85	10.73y	7.3×10^{14}	6.8×10^{14}	1.07
	Kr-87	76.3min	5.0×10^{16}	5.1×10^{16}	0.98
	Kr-88	2.8h	6.6×10^{16}	6.8×10^{16}	0.97
	Kr-89	3.18min	8.1×10^{16}	8.0×10^{16}	1.01
	Kr-90	32.32s	8.1×10^{16}	8.4×10^{16}	0.96
	Xe-131m	11.9d	1.7×10^{15}	1.3×10^{15}	1.33
	Xe-133m	2.25d	6.6×10^{15}	6.9×10^{15}	0.95
	Xe-133	5.29d	2.2×10^{17}	2.1×10^{17}	1.02
	Xe-135m	15.65min	4.4×10^{16}	4.5×10^{16}	0.99
	Xe-135	9.08h	2.3×10^{17}	2.2×10^{17}	1.02
	Xe-137	3.83min	2.0×10^{17}	1.8×10^{17}	1.09
	Xe-138	14.17min	1.8×10^{17}	1.7×10^{17}	1.06
	Xe-139	39.5s	1.4×10^{17}	1.2×10^{17}	1.12
合計 (Bq)		1.3×10^{18}	1.3×10^{18}	1.03	
合計 (MeV・Bq)		8.9×10^{17}	8.7×10^{17} *2	1.02	
よう素	I-131	8.06d	1.2×10^{17}	1.1×10^{17}	1.05
	I-132	2.28h	1.6×10^{17}	1.6×10^{17}	1.04
	I-133	20.8h	2.2×10^{17}	2.1×10^{17}	1.02
	I-134	52.6min	2.4×10^{17}	2.3×10^{17}	1.03
	I-135	6.61h	2.0×10^{17}	1.9×10^{17}	1.05
	合計 (Bq)		9.2×10^{17}	8.9×10^{17}	1.03
合計 (Bq : I-131 換算)		1.9×10^{17}	1.8×10^{17}	1.04	

*1: F P G S - 3 の計算では、核データライブラリ (JNDC-V1.5 等) の値を使用

*2: 解析使用値と同じガンマ線エネルギーで換算

[1] Meek, M. E. & Rider, B. F., "Compilation of Fission Products Yields", Vallecitos Nuclear Center, NEDO-12154-1 (1974)

「燃料取替取扱事故」における実効線量の評価において、崩壊チェーンを考慮した場合の影響
--

「1次冷却材漏えい事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」及び「燃料取替取扱事故」において、被ばく評価の起点とした『冷却材中又は冷却水中に放出されている核分裂生成物（希ガス及びよう素）の量』の算出にあたっては、原子炉停止後0秒の希ガス及びよう素の炉内蓄積量又は炉心燃料集合体蓄積量をインプットとして統一的に用いている。一方、「燃料取替取扱事故」にあつては、一定の冷却期間を経た炉心燃料集合体を取り扱うため、希ガス及びよう素以外の核分裂生成物を含む崩壊チェーンの考慮の有無により、実効線量の評価結果に若干の差が生じる。

「燃料取替取扱事故」について、累積核分裂収率を使用した場合とFPGS-3による計算値（崩壊チェーンを考慮）を使用した場合の実効線量の比較結果を第1表に示す。当該比較結果より、実効線量において支配的な「よう素の吸入による小児の内部被ばく」については概ね同じである。また、「希ガスのガンマ線による外部被ばく」において若干の差異が生じるものの、実効線量の評価への寄与は小さく、保守的に約 $9 \times 10^{-1} \text{mSv}$ と概算されるため、「周辺の公衆に対する著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない」との判断（基準：周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えない）に影響を及ぼすものではない。

以上より、「燃料取替取扱事故」においても、統一的な考え方にに基づき、被ばく評価の起点とした『冷却水中に放出されている核分裂生成物（希ガス及びよう素）の量』の算出にあたっては、原子炉停止後0秒の希ガス及びよう素の炉心燃料集合体蓄積量をインプットに用いた。

第1表 崩壊チェーンの考慮の有無による「燃料取替取扱事故」における実効線量の比較結果

	よう素の吸入による 小児の内部被ばく	希ガスのガンマ線による 外部被ばく	合計
累積核分裂収率使用 (申請ケース)	約 $7.9 \times 10^{-1} \text{mSv}$	約 $2.5 \times 10^{-2} \text{mSv}$	約 $8.1 \times 10^{-1} \text{mSv}$
FPGS-3 計算値使用	約 $7.9 \times 10^{-1} \text{mSv}$	約 $3.0 \times 10^{-2} \text{mSv}$	約 $8.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$

「1次冷却材漏えい事故」におけるよう素の格納容器内雰囲気への移行率の設定

被ばく評価では、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されている状態を仮想しており、よう素が1次冷却材中（1次冷却材インベントリ：約100m³）に均一に存在するものとする。

一方、格納容器（床下）を空気雰囲気に置換した状態（空気雰囲気に置換する場合には、1次冷却材を1次冷却材ダンプタンクへドレンする。）でのナトリウムの燃焼を想定していることから、漏えいナトリウム量は、1次主冷却系A、1次主冷却系Bループの二重構造間隙部の容積から最大約6m³である。

したがって、漏えいナトリウム量は1次冷却材インベントリの約6%であるが、被ばく量を保守的に評価するため、よう素の格納容器雰囲気への移行率は10%と設定している。

「1次アルゴンガス漏えい事故」及び「気体廃棄物処理設備破損事故」 におけるよう素のカバーガスへの移行率の設定

よう素のカバーガスへの移行率は、ナトリウムインパイルループにおけるナトリウム中のよう素のカバーガスへの移行実験に基づく評価より約 $1.7 \times 10^{-5}\%$ 、気液分配係数又は NaI 蒸気圧データに基づく評価より約 $1.6 \times 10^{-5}\%$ と評価しているが、被ばく評価では保守的に $10^{-3}\%$ と設定している（第 1 図参照）。

「1次アルゴンガス漏えい事故」及び「気体廃棄物処理設備破壊事故」では、1次冷却材中のよう素のカバーガスへの移行率を $10^{-3}\%$ としている。当該値の設定根拠を以下に示す。



<ナトリウムハイループにおけるナトリウム中のよう素の加ヘースへの移行実験に基づく評価>

カバーガス中のよう素の存在量の変化

- $\frac{dA}{dt} = P - C \times A$
 A: カバーガス中のよう素の存在量 [mol]
 P: 単位時間にナトリウム中からカバーガスに移行するよう素の量 [mol/s]
 C: カバーガス中のよう素の構造材への付着率 [s⁻¹]

平衡状態を仮定 単位時間にナトリウム中からカバーガスに移行するよう素の量

$$A = \frac{P}{C}$$

$$P = K \times S \times \frac{A_1}{A_0}$$

K: ナトリウム中からカバーガスへのよう素移行係数 [mol/cm²/s]
 S: ナトリウムとカバーガスの接触面積 [cm²]
 A₁: ナトリウム中のよう素の存在量 [mol]
 A₀: ナトリウムの量 [mol]

$$\frac{A}{A_1} = \frac{K \times S}{C \times A_0}$$

$$\frac{A}{A_1} = 1.7 \times 10^{-7}$$

K: 6.2×10^{-6} [mol/cm²・s] *1
 S: 1.5×10^5 [cm²]
 C: 0.99 [s⁻¹]
 A₀: 5.7×10^6 [mol]

*1: 山崎、平野他: “ナトリウム中のFP挙動に関する研究(ii)” (第5回~第10回ナトリウム循環実験) ” SJ250 74-10 (1974)

<気液分配係数もしくはNaI蒸気圧データに基づく評価>

$$r = \frac{C_G \times V_G}{C_N \times V_N} = K \times \frac{A \times P_S}{R \times T \times \rho} \times \frac{V_G}{V_N}$$

$$K = \frac{C_G / (C_G + C_G^0)}{C_N / (C_N + C_N^0)} \cong \frac{C_G \times C_N^0}{C_N \times C_G^0}$$

$$\log K = \frac{-213}{T} - 0.271$$

$$K = \frac{P}{(P + P_S)} \cong \frac{P_S}{[M]}$$

- r: ナトリウム中のよう素のカバーガス移行率
 C_G: カバーガス中のよう素の濃度 [mol/cm³]
 C_N: ナトリウム中のよう素の濃度 [mol/cm³]
 V_G: カバーガスの容積 (= 2.5×10^7 [cm³])
 V_N: ナトリウムの容積 (= 1.0×10^8 [cm³])
 K: 気液分配係数 (= 0.28: 気相のナトリウムに対するよう素のモル分率/液相のナトリウムに対するよう素のモル分率)
 C_G⁰: カバーガス中のナトリウムの濃度 [mol/cm³]
 → 理想気体とした場合: P_S/RT
 C_N⁰: ナトリウム中のナトリウムの濃度 [mol/cm³]
 → 理想気体とし、原子量を23とした場合: ρ/23
 A: ナトリウムの原子量 (= 23)
 R: 気体定数 (= 82.05 [atm・cm³/K・mol])
 T: 温度 (= 773 [K])
 ρ: ナトリウム (液相) の密度 [g/cm³]
 P_S: ナトリウムの飽和蒸気圧 [atm] (加ヘース中のナトリウム分圧)
 P: カバーガス中のNaIの分圧
 [M]: ナトリウム (液相) に対するNaIのモル分圧

$$r = 1.6 \times 10^{-7}$$

十分な安全余裕を確保するため、ナトリウム中のよう素のカバーガスへの移行率を保守的に $10^{-3}\%$ に設定

第1図 よう素のカバーガスへの移行率について

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価

「常陽」では、希ガス及びヨウ素の実効放出継続時間を 1 時間又は 2 時間（原子炉設置変更許可申請書添付書類六「2. 気象（主に平成 25 年までのデータ）」参照）とし、線源となる希ガス及びヨウ素が短時間に環境中に放出されるものとして、設計基準事故時における一般公衆の実効線量を評価しており、当該線源が「常陽」内に留まることを想定した直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価は省略している。

なお、「1 次冷却材漏えい事故」において想定した漏えいナトリウムが、格納容器（床下）で燃焼することで、当該ナトリウムに含まれる ^{22}Na 及び ^{24}Na の 0.3%※が格納容器（床上）に移行するものとした場合、格納容器内への核分裂生成物の放出後 30 日間における敷地境界外における直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量（最大）は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は約 $3.2 \times 10^{-5}\text{mSv}$ となる。

直接ガンマ線：約 $2.6 \times 10^{-9}\text{mSv}$

スカイシャインガンマ線：約 $3.2 \times 10^{-5}\text{mSv}$

※ ナトリウムの燃焼によって格納容器（床下）で発生したエアロゾルは、格納容器（床下）の天井、壁、床の表面に沈着等するため、開口面積が約 1.3m^2 である格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリの開口部から、格納容器（床上）に移行するナトリウムエアロゾルは非常にわずかである。ここでは、保守的に、格納容器（床下）の壁や床にナトリウムエアロゾルが沈着することを無視するものとし、格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリの床面積（約 500m^2 ）と開口面積（約 1.3m^2 ）の比より、格納容器（床下）から格納容器（床上）へのナトリウムエアロゾルの移行率を 0.3%とした。

「燃料取替取扱事故」における代表事象の選定

原子炉建物及び原子炉附属建物における燃料取扱設備の概略図を第 1 図に示す。「燃料取替取扱事故」では、代表事象の選定に当たり、燃料出入機、トランスファロータ、燃料取扱用キャスクカー及び原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池において発生した燃料取替取扱事故を検討対象とした。なお、検討対象は、以下の考え方に基づき選定した。

- ・ 燃料交換機を用いた燃料取替取扱作業にあつては、燃料集合体は、原子炉容器内で取り扱われるため、事故が発生した場合にあつても、放射性物質は、原子炉冷却材バウンダリや原子炉カバーガス等のバウンダリにより閉じ込められるため、燃料出入機における評価に代表させる。
- ・ ナトリウム洗浄装置及び燃料集合体缶詰装置は、燃料洗浄槽において、水蒸気又は水により燃料集合体を洗浄し、内部に水を充填した缶詰缶に封入するための設備であり、事故が発生した場合にあつても、放射性物質の放散が低減されるため、燃料取扱用キャスクカー又は原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における評価で代表させる。なお、燃料取扱用キャスクカーにおいては、キャスク内に燃料集合体を収納する容器を有しないため、事故が発生した場合には、放射性物質は直接キャスク内雰囲気中に放出される。また、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池では、燃料集合体を缶詰缶に収納した状態で取り扱うが、被ばく評価においては、缶詰缶の閉じ込め機能を無視するものとし、放射性物質は直接水中に放出されるものとしている。
- ・ 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池については、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備等で 1 年以上冷却貯蔵された燃料集合体を扱うことから、放出される放射性物質の量が小さいため、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における評価に代表させる。

被ばく評価の結果を第 1 表に示す。原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池において発生した燃料取替取扱事故において、周辺公衆の実効線量が最大となるため、当該シナリオを「燃料取替取扱事故」の代表事象とした。

第1表 「燃料取替取扱事故」の代表事象選定に係る被ばく評価結果

事故発生場所	燃料集合体→ キャスク等雰囲気への移行	キャスク等雰囲気→ 建物内雰囲気への移行	建物内雰囲気→ 大気中への移行	χ/Q及びD/Q 算出における 実効放出継続時間	実効線量		合計
					よう素の吸入による 小児の内部被ばく	希ガスのガンマ線による 外部被ばく	
燃料出入機	雰囲気：ナトリウム 希ガス：100% よう素：50%	建物：原子炉格納容器 希ガス：100% よう素：10 ⁻³ % コフィン漏えい率：2.5%/d*2	主排気筒 又は地上*4	χ/Q：2時間*4 D/Q：2時間*4	約6.9×10 ⁻⁶ mSv	約1.2×10 ⁻⁵ mSv	約1.2×10 ⁻⁵ mSv
トランスフアラータ	雰囲気：ナトリウム 希ガス：100% よう素：50%	建物：原子炉附属建物 希ガス：100% よう素：10 ⁻³ %	主排気筒：90%*5 地上：10%*5	χ/Q：1時間*5 D/Q：1時間*5	約4.0×10 ⁻⁴ mSv	約3.1×10 ⁻⁵ mSv	約3.5×10 ⁻³ mSv
燃料取扱用 キャスクカー	雰囲気：アルゴンガス 希ガス：100% よう素：100%*1	建物：原子炉附属建物 希ガス：100% よう素：100% キャスク漏えい率：0.4%/d*3	主排気筒：90% 地上：10%	χ/Q：250時間*7 D/Q：200時間*7	約3.3×10 ⁻¹ mSv	約3.4×10 ⁻⁵ mSv	約3.3×10 ⁻¹ mSv
附属水冷却池 (申請ケース)	雰囲気：水 希ガス：100% よう素：50%	建物：原子炉附属建物 希ガス：100% よう素：0.2% (除染係数：500)	地上：100%*6	χ/Q：1時間*6 D/Q：1時間*6	約7.9×10 ⁻¹ mSv	約2.5×10 ⁻² mSv	約8.1×10 ⁻¹ mSv

*1： 保守的に、よう素の移行率を100%に設定。

*2： 燃料出入機の設工認申請書記載値に基づき設定。

*3： 燃料取扱用キャスクカーの気密構造設計における許容漏えい量より設定。

*4： 簡易的に、「1次アルゴンガス漏えい事故」と同じ条件を適用。

*5： 簡易的に、「気体廃棄物処理設備破損事故」と同じ条件を適用。

*6： 放射性物質が直接かつ短時間に建物内地上部雰囲気中に放出されるため、保守的に、全て地上放出されるものとして設定。また、実効放出継続時間には最小値を適用。

*7： キャスク漏えい率に基づき、実効放出継続時間（全放出量/1時間あたりの最大放出量）を設定（添付1参照）。

核物質防護情報（管理情報）が含まれているため公開できません。

第1図 原子炉建物及び原子炉附属建物における燃料取扱設備概略図

燃料取扱用キャスクカーを事故発生場所とした「燃料取替取扱事故」
における実効放出継続時間

燃料取扱用キャスクカーを事故発生場所とした燃料取替取扱事故における実効放出継続時間の設定根拠を以下に示す。当該事故では、燃料取扱用キャスクカーのキャスク漏えい率が 0.4%/d と小さいことから、漏えいが長期間継続し、実効放出継続時間が長くなっている。

実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」を参考として、放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値とした。

(1) よう素の吸入による小児の内部被ばく

$$\begin{aligned} \text{実効放出継続時間(h)} &= \text{全放出量 (Bq:I-131 換算)} / \text{1 時間当たりの最大放出量 (Bq:I-131 換算)} \\ &= 1.3 \times 10^{12} / 4.9 \times 10^9 \\ &\doteq 265 \end{aligned}$$

上記より、解析に用いる実効放出継続時間を 250h とした。

(2) 希ガスのガンマ線による外部被ばく

$$\begin{aligned} \text{実効放出継続時間(h)} &= \text{全放出量 (MeV \cdot Bq 換算)} / \text{1 時間当たりの最大放出量 (MeV \cdot Bq 換算)} \\ &= 7.4 \times 10^{10} / 3.1 \times 10^8 \\ &\doteq 239 \end{aligned}$$

上記より、解析に用いる実効放出継続時間を 200h とした。

「1次冷却材漏えい事故」の代表性

1次冷却材ナトリウムを内包する格納容器(床下)は、原子炉運転中は窒素雰囲気中に維持しており、1次冷却材の漏えいを想定しても1次冷却材の燃焼は抑制される。このため、1次冷却材の漏えい事故では、原子炉停止後に格納容器(床下)を空気置換後に1次冷却材が漏えいすることを想定している。

原子炉停止後に格納容器(床下)を空気置換する際には、1次冷却材を1次冷却材ダンプタンクへドレンする。1次冷却材をドレンするためには、崩壊熱が減衰(200kW以下)している必要があり、原子炉停止後に格納容器(床下)を空気置換するまでに、14日以上減衰期間を要する。

14日間の減衰期間経過後に1次冷却材をドレンする条件において、1次冷却材漏えいが発生した場合に、大気中(格納容器外)に放出される核分裂生成物の量を以下に示す。ここでは、①原子炉の出力運転中に、1次主冷却系の配管(内管)が破損し、二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、格納容器(床下)を空気置換した後に、二重壁外に漏えいする場合、②1次冷却材のドレンを実施し、格納容器(床下)を空気置換した後に、1次ナトリウム充填・ドレン系(1次冷却材ダンプタンク)から1次冷却材が漏えいする場合、③格納容器(床下)を空気置換した後に、1次オーバフロー系から1次冷却材が漏えいする場合、④格納容器(床下)を空気置換した後に、1次ナトリウム純化系(コールドトラップを含む。)から1次冷却材が漏えいする場合を想定する。

事象	大気中に放出される核分裂生成物の量 (Bq)	
	よう素 (I-131 換算)	希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算)
① 1次主冷却系	約 2.3×10^9	約 2.0×10^{11}
② 1次ナトリウム充填・ドレン系	約 3.7×10^9	約 1.6×10^{11}
③ 1次オーバフロー系 ^{※1}	約 6.6×10^8	約 9.1×10^{10}
④ 1次ナトリウム純化系(コールドトラップを含む。) ^{※1}	約 $4.4 \times 10^{9*2}$	約 1.2×10^{11}

※1: 格納容器(床下)の空気置換時には、1次オーバフロー系や1次ナトリウム純化系の1次冷却材も1次冷却材ダンプタンクにドレンされる。1次オーバフロー系や1次ナトリウム純化系における1次冷却材の漏えいは、主に格納容器(床下)が窒素雰囲気である状態で生じるため、漏えいした1次冷却材の燃焼は抑制される。また、格納容器(床下)と格納容器(床上)のバウンダリは閉じられており、格納容器(床上)に移行し、大気中に放出される核分裂生成物の量は小さいが、ここでは、格納容器(床上)への核分裂生成物の移行を仮定。

※2: 1次冷却材中に放出されたよう素のコールドトラップへの付着割合は、コールドトラップのメッシュ表面積等を踏まえ、10%に設定。

一方、申請ケースにあつては、原子炉の出力運転中に、1次主冷却系の配管(内管)が破損し、二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、格納容器(床下)を空気置換した後に、二重壁外に漏えいする場合を想定しているが、既許可に鑑み、原子炉停止後に格納容器(床下)を空気置換するまでの

期間を保守的に 7 日としている。当該条件で評価した大気中に放出される核分裂生成物の量を以下に示す。当該結果は、上記①～④を上回っている。

事 象	大気中に放出される核分裂生成物の量 (Bq)	
	よう素 (I-131 換算)	希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算)
申請ケース	約 1.4×10^{10}	約 5.0×10^{11}

添付 1 設置許可申請書における記載

5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本方針に基づき、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。

- j. 原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように設計する。また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計とする。

添付 2 設置許可申請書の添付書類における記載（適合性）

添付書類八

1. 安全設計の考え方

1.8 「設置許可基準規則」への適合

(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)

第十三条 試験研究用等原子炉施設は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする。
- 二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。
 - イ 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。
 - ロ 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること。
 - ハ 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

適合のための設計方針

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。また、設計基準事故にあつては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。

(1) 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。**運転時の異常な過渡変化として、想定した事象を以下に示す。**

- (i) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
- (ii) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- (iii) 1次冷却材流量増大
- (iv) 1次冷却材流量減少
- (v) 外部電源喪失
- (vi) 2次冷却材流量増大
- (vii) 2次冷却材流量減少
- (viii) 主冷却器空気流量の増大
- (ix) 主冷却器空気流量の減少

また、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを判断する基準は以下のとおりとする。

- (i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。
- (ii) 冷却材は沸騰しないこと。
- (iii) 燃料最高温度が燃料溶融温度を下回ること。

想定した事象において、原子炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等により、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度が熱設計基準値を超えることなく、上記 (i) ~ (iii) の判断基準を満足する。

(2) 設計基準事故

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。設計基準事故として、想定した事象を以下に示す。

- (i) 燃料スランピング事故
- (ii) 1次主循環ポンプ軸固着事故
- (iii) 1次冷却材漏えい事故
- (iv) 冷却材流路閉塞事故
- (v) 2次主循環ポンプ軸固着事故
- (vi) 2次冷却材漏えい事故
- (vii) 主送風機風量瞬時低下事故
- (viii) 燃料取替取扱事故
- (ix) 気体廃棄物処理設備破損事故
- (x) 1次アルゴンガス漏えい事故

また、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを判断する基準は以下のとおりとする。なお、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。

- (i) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。
- (iii) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

想定した事象において、原子炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等により、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度が熱設計基準値を超えることはない。また、各温度は過度に上昇することはない。また、炉心冷却能力が失われることはないため、上記 (i) の判断基準を満足する。

また、設計基準事故では、「1次冷却材漏えい事故」を除き、原子炉冷却材バウンダリは健全であり、格納容器内の圧力が上昇することはない。上記 (ii) の判断基準を満足する。「1次冷却材漏えい事故」において、漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器（床

下) を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、燃焼した場合において、格納容器内の圧力は設計圧力を超えない。また、格納容器内の最高温度が設計温度を超えることはなく、格納容器の健全性は保たれるため、上記 (ii) の判断基準を満足する。

さらに、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象として想定した「1次冷却材漏えい事故」、「燃料取替取扱事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」について、実効線量を評価し、5mSvを下回ることから、上記 (iii) の判断基準を満足する。

なお、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析においては、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等のMSに属する構築物、系統及び機器の動作に関して、機能別（原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込め）に結果を最も厳しくする単一故障を仮定することを基本とする。ただし、原子炉停止機能及び放射能閉じ込め機能にあっては、構築物、系統及び機器の多重化、又は、事象発生前から発生後まで継続して使用に供するとした設計上の考慮により、単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるように設計するものとし、解析において、単一故障は仮定しない。なお、原子炉停止機能にあっては、解析において、主炉停止系のうち、最も反応度価値の大きい制御棒1本が全引き抜き位置に固着して挿入されないものと仮定しており、改めて、単一故障の仮定を解析条件に含める必要はない。また、放射能閉じ込め機能にあっては、格納容器バウンダリに属する弁について、多重化が講じられており、改めて、単一故障の仮定を解析条件に含める必要はない。炉心冷却機能にあっては、「1ループのポンプモータ引継ぎ失敗」による炉心冷却機能の低下、又は「事故ループの逆止弁の開固着」による炉心冷却機能の低下を単一故障として仮定する。また、原子炉保護系に係る解析条件（原子炉トリップ設定値、原子炉保護系の応答時間、デラッチ遅れ時間、検出器の応答遅れ）については、構成する機器の仕様上の最大値を積み上げた値や実測データに余裕を見込んで設定する。

- 添付書類十の以下の項目参照
2. 運転時の異常な過渡変化
 3. 設計基準事故

添付書類六

2. 気象（主に平成25年までのデータ）

2.5 安全解析に使用する気象条件

安全解析に使用する気象条件は、「2.3 敷地での気象観測」に述べた気象資料を使用し「気象指針」に基づき求めた。

2.5.1 観測期間における気象データの代表性の検討

安全解析に使用した気象データは、2009年1月から2013年12月における5年間のデータの平均で、長期間の気象状態を代表していると考えられるが、念のため2003年から2013年の各1年が長期間の気象状態を代表しているかどうか、即ち、異常年でないかどうかの検討を行った。

検定項目は、年間風向頻度及び年間風速階級とし、大洗研究所敷地内で観測した2003年1月から2013年12月の資料を用いて、不良標本の棄却検定に関するF分布検定により行った。

この検定では、過去11年のうちから1年を選び、注目する標本年とし、残りの10年間を他の標本年として(6-1)式により F_0 を求め、有意水準5%で棄却検定する。

$$F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot S^2} \dots\dots\dots (6-1)$$

$$\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i / n$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n$$

\bar{X} : 注目する標本年を除く10年分のデータの平均値

X_0 : 注目する標本年のデータ

n : 10

検定の結果は、第2.5.1表及び第2.5.2表に示すとおりであり、表中*印が棄却データである。2009年から2013年の各1年で、28項目中棄却された項目は2009年2件、2010年1件、2012年5件、2013年1件の9件であり、当該5年間の各年が残りの10年と比べて特に多いということにはならない。従って、安全解析に使用した5年間の気象データは、長期間の気象状態を代表していると判断される。

2.5.2 放出源の有効高さ

原子炉施設の通常運転時に排気筒より放出される放射性物質が、敷地周辺に及ぼす影響を評価するために行う大気拡散計算は、「気象指針」に従い放出源の有効高さを用いて行った。大洗研究所の場合、原子炉施設周辺の地形は、ほぼ平坦であると判断されるので、放出源の有効高さとしては、排気筒の地上高さ(80m)に吹上げ高さを加えたものを使用した。吹上げ高さは、(6-2)式により求める。

$$\Delta H = 3 \cdot W \cdot D / U \dots\dots\dots (6-2)$$

- ΔH : 吹き上げ高さ (m)
- W : 吹出し速度 (7.14m/s)
- D : 出口直径 (2.5m)
- U : 風速 (m/s)

原子炉施設から周辺監視区域境界までの距離及び有効高さは、第 2.5.3 表に示すとおりである。

原子炉施設の設計基準事故時の大気拡散計算に使用する有効高さは、原子炉施設においては排気筒放出を仮定する場合には吹き上げ高さを期待せず、また、地上放出を仮定する場合には 0m とした。原子炉施設から敷地境界までの距離及び排気筒放出の場合の有効高さを第 2.5.4 表に示す。

2.5.4 設計基準事故時の被ばく評価に使用する気象条件

原子炉施設で想定する事故時に放出される放射性物質による敷地周辺の線量の評価は、実際に敷地で観測した気象データをもとにして、出現頻度からみて、それより悪い条件にめったに遭遇しないといえる大気拡散状態（気象条件）を推定することにより行う。拡散状態の推定は、敷地における 2009 年 1 月から 2013 年 12 月の 5 年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、「気象指針」に示された方法に従って、相対濃度 (x/Q)、相対線量 (D/Q) を求めることにより行った。

(1) 線量計算に用いる相対濃度 (x/Q)

線量計算に用いる相対濃度は、次のようにして求める。

- a. 相対濃度は、毎時刻の気象データと実効放出継続時間をもとに、方位別に敷地境界外で最大となる着目地点について求める。
- b. 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を 5 年間について小さい方から累積した場合、その累積出現率が 97 %にあたる相対濃度とする。
- c. 線量計算に用いる相対濃度は、上記 b. で求めた相対濃度のうちで最大の値を使用する。

(2) 相対濃度の計算

相対濃度 (x/Q) は(6-11)式により計算する。

$$x/Q = \frac{1}{T} \cdot \sum_{i=1}^T (x/Q)_i \cdot {}_d \delta_i \cdots \cdots \cdots \quad (6-11)$$

x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (h/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(x/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (h/m³)

${}_d \delta_i$: 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき ${}_d \delta_i = 1$
時刻 i において風向が他の方位にあるとき ${}_d \delta_i = 0$

ここで $(x/Q)_i$ は実効放出継続時間の長短、建家等の影響の有無に応じて、次のように計算する。

- a. 建家等の影響がない場合
 - (a) 短時間放出の場合

短時間放出時における $(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、風向が一定と仮定して(6-12)式により計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \dots\dots\dots (6-12)$$

(b) 長時間放出の場合

長時間放出時における $(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が1方位内の一様分布すると仮定して(6-13)式により計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{3600 \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \dots\dots\dots (6-13)$$

(χ/Q) : 時刻 i における相対濃度(h/m³)

σ_{yi} : 時刻 i において濃度分布の y 方向の拡がりパラメータ(m)

σ_{zi} : 時刻 i において濃度分布の z 方向の拡がりパラメータ(m)

U_i : 時刻 i における風速(m/s)

H : 放出源の有効高さ(m)

x : 放出源から着目地点までの距離(m)

b. 建家等の影響のある場合

建家の影響により上記の(6-12)式、(6-13)式が用いられない場合、 $(\chi/Q)_i$ は、(6-14)式、(6-15)式により計算する。

(a) 短時間放出の場合

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \cdot \Sigma_{zi}^2}\right) \dots\dots\dots (6-14)$$

$$\Sigma_{yi} = (\sigma_{yi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$$

$$\Sigma_{zi} = (\sigma_{zi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$$

A : 建家等の風向方向の投影面積(m²)

c : 形状係数

(b) 長時間放出の場合

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{3600 \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \cdot \Sigma_{zi}^2}\right) \dots\dots\dots (6-15)$$

方位別 χ/Q の累積出現頻度を求める時、静穏の場合には風速を0.5m/sとして計算し、その風向は静穏出現前の風向を使用する。

実効放出継続時間は、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除することにより求められる。

(3) 相対線量の計算

放射性雲からのガンマ線量については、 χ/Q の代わりに空間濃度分布とガンマ線量モデルを組み合わせた相対線量(D/Q)を、 χ/Q と同様な方法で求めて使用する。ただし、実効放出継続時間が8時間を超える場合でも、方位内で風向軸が一定と仮定して計算する。

原子炉施設に係る設計基準事故について、地上放出の場合は建家等の影響を考慮し、排気筒放出の場合には建家等の影響を考慮せずに求めた方位別の敷地境界外で最大となる地点における χ/Q 及びD/Qの値を第2.5.7表(1)から第2.5.7表(4)に、その地点における

累積出現頻度を第 2.5.1 図(1)から第 2.5.1 図(8)に示す。

第 2.5.1 表 異常年の検定 (年別の風向 F₀ 値)

風向	N	NNE	NE	ENE	E	ESE	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	CALM
年																	
2003	1.43	0.42	14.77*	1.80	0.18	0.14	4.23	1.82	0.39	1.57	0.82	1.79	5.59*	1.68	3.12	0.02	1.07
2004	6.02*	4.32	0.42	0.18	0.70	0.30	0.18	4.41	1.53	4.49	0.33	0.47	0.98	0.73	0.46	0.49	0.41
2005	1.63	1.27	0.08	0.68	0.49	0.28	0.49	0.37	1.62	0.20	0.35	1.39	2.01	8.56*	0.04	0.76	0.25
2006	1.08	0.40	0.00	0.00	2.87	8.46*	0.00	0.41	3.25	1.14	1.59	0.07	0.07	0.15	0.10	0.05	7.10*
2007	0.20	1.73	0.20	0.18	0.49	0.00	3.20	0.05	0.56	0.00	0.19	0.38	0.02	0.14	1.64	1.02	0.05
2008	0.23	0.47	0.11	0.00	0.40	0.02	0.05	0.06	0.26	2.24	6.10*	1.47	0.00	0.15	0.59	2.08	0.82
2009	0.20	2.72	0.06	1.66	1.42	0.97	0.14	1.24	0.23	0.29	0.00	0.18	1.16	1.41	0.84	3.15	0.90
2010	0.47	0.06	0.10	0.14	0.23	0.74	2.06	0.16	0.24	1.60	1.56	7.46*	1.49	0.24	0.99	1.48	2.03
2011	0.00	0.95	2.05	1.23	1.14	0.08	1.54	0.09	0.23	0.70	1.94	0.00	0.06	0.02	0.02	0.16	0.35
2012	2.00	0.06	1.40	9.13*	4.07	2.31	0.65	4.19	1.29	0.14	0.24	0.03	0.82	0.91	4.03	2.71	0.64
2013	0.01	0.12	0.51	0.26	0.33	1.56	0.24	0.40	2.37	0.13	0.17	0.85	0.77	0.74	0.65	0.22	0.13

*印は棄却された項目を示す。(F(0.05)=5.12)

第 2.5.2 表 異常年の検定 (年別の風速階級 F₀ 値)

風速階級 : m/s

風速階級	0~0.4	0.5~0.9	1.0~1.9	2.0~2.9	3.0~3.9	4.0~4.9	5.0~5.9	6.0~6.9	7.0~7.9	8.0~8.9	9.0以上
年											
2003	1.07	1.01	4.88	1.03	2.23	0.20	0.10	0.82	3.01	0.95	0.85
2004	0.41	0.07	0.14	1.54	0.08	0.01	0.87	0.15	0.04	0.15	1.55
2005	0.25	1.24	0.05	1.28	0.00	0.42	3.50	1.29	0.10	0.06	0.40
2006	7.10*	0.73	0.83	0.03	0.22	0.02	0.00	0.00	2.70	0.00	0.10
2007	0.05	2.45	0.07	0.01	0.02	0.32	0.25	0.01	0.03	0.26	0.26
2008	0.82	0.14	0.85	0.00	0.11	0.04	2.43	0.65	0.13	0.52	0.66
2009	0.90	7.71*	0.29	0.08	1.32	4.93	3.49	0.63	0.66	11.46*	0.06
2010	2.03	0.17	0.50	1.19	0.00	1.89	0.20	3.02	0.55	0.13	1.59
2011	0.35	0.50	0.50	0.54	0.04	0.01	0.66	0.11	0.01	0.15	1.86
2012	0.64	0.11	0.86	7.31*	4.87	6.03*	0.00	7.24*	6.97*	3.83	0.90
2013	0.13	0.19	4.33	0.89	5.29*	0.61	1.12	0.30	0.20	0.09	3.84

*印は棄却された項目を示す。(F(0.05)=5.12)

第 2.5.3 表 通常時の被ばく評価に用いる周辺監視区域境界までの距離及び排気筒の有効高さ

着目方位	周辺監視区域境界 までの距離 (m)	有効高さ (m)
S	850	94
S S W	960	91
S W	940	91
W S W	940	95
W	990	98
W N W	710	98
N W	900	94
N N W	760	93
N	700	94
N N E	420	93
N E	240	94
E N E	190	100
E	170	98
E S E	190	98
S E	260	95
S S E	470	93

第 2.5.4 表 設計基準事故時の被ばく評価に用いる敷地境界までの距離及び排気筒の有効高さ

放出モード 着目方位	排気筒放出		地上放出	
	排気筒から周辺監視区 域境界までの距離 (m)	有効高さ (m)	炉心から周辺監視区 域境界までの距離 (m)	有効高さ (m)
S	620	80	610	0
S S W	930	80	900	0
S W	940	80	910	0
W S W	930	80	920	0
W	880	80	870	0
W N W	690	80	690	0
N W	770	80	750	0
N N W	750	80	780	0
N	660	80	690	0
N N E	300	80	310	0
N E	200	80	210	0
E N E	180	80	180	0
E	170	80	180	0
E S E	180	80	190	0
S E	220	80	230	0
S S E	340	80	350	0

第 2.5.5 表(1) 風向出現頻度及び風向別大気安定度別出現回数 (10m 高)
(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向出現頻度		風向別大気安定度別出現回数					
	(%)		(N _{d,s})					
	f _d	f _{dir} ^{*1}	A	B	C	D	E	F ^{*2}
N	5.3	17.2	5.3	57.5	6.6	214.1	1.8	176.9
NNE	8.2	33.7	2.9	54.1	17.6	451.3	18.6	166.2
NE	20.3	36.5	5.3	187.2	208.2	1,150.2	63.4	147.2
ENE	8.0	36.0	13.7	192.8	49.8	287.1	13.4	143.1
E	7.7	17.4	81.7	288.3	14.8	170.1	2.8	109.9
ESE	1.7	9.8	40.6	59.2	0.6	23.6	0.0	20.3
SE	0.5	2.8	12.8	14.1	0.0	9.7	0.0	7.5
SSE	0.6	7.0	11.8	16.2	0.4	11.9	0.0	11.7
S	5.9	12.7	27.3	124.0	73.4	169.8	19.6	94.9
SSW	6.3	22.3	11.9	51.6	28.8	232.0	41.8	180.9
SW	10.2	27.8	8.3	82.7	80.0	378.4	51.0	285.9
WSW	11.3	28.5	11.6	143.8	43.6	324.2	26.6	430.6
W	7.1	19.9	12.3	114.6	13.2	200.8	2.6	271.5
WNW	1.5	10.5	4.4	29.4	0.2	46.2	0.0	52.1
NW	1.9	7.1	6.2	39.6	0.6	68.8	0.2	48.4
NNW	3.7	10.9	5.5	62.3	2.2	143.3	1.2	107.2

*1) 着目風向及びその隣接 2 風向の出現頻度の和

*2) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.5 表(2) 風向出現頻度及び風向別大気安定度別出現回数 (80m 高)
(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向出現頻度		風向別大気安定度別出現回数					
	(%)		(N _{d,s})					
	f _d	f _{dir} ^{*1}	A	B	C	D	E	F ^{*2}
N	7.1	28.8	1.7	55.0	10.8	341.1	7.8	203.3
NNE	11.9	30.9	1.3	51.8	76.0	742.1	29.0	134.9
NE	11.8	29.5	3.7	134.6	135.6	608.5	39.2	100.7
ENE	5.8	21.2	11.3	145.6	44.8	204.7	15.2	79.1
E	3.7	13.2	19.9	126.6	11.2	103.6	3.6	53.8
ESE	3.7	13.3	34.3	140.3	9.4	90.6	2.0	48.0
SE	5.9	14.3	110.5	203.3	17.8	122.7	1.0	56.4
SSE	4.6	14.8	12.2	69.7	58.0	162.8	13.0	87.0
S	4.3	14.8	6.2	30.5	17.4	162.9	34.2	119.2
SSW	5.9	15.3	4.9	49.0	47.6	221.9	39.4	151.1
SW	5.1	14.6	3.1	54.6	54.0	210.3	22.6	100.9
WSW	3.5	12.8	5.1	54.8	22.4	103.6	15.2	101.5
W	4.2	12.4	11.7	99.8	17.8	102.0	11.4	118.5
WNW	4.7	16.9	16.1	97.5	4.4	114.3	1.6	176.4
NW	8.0	22.4	12.7	99.7	2.2	232.7	0.6	346.0
NNW	9.7	24.8	7.1	100.9	8.4	345.2	3.8	374.4

*1) 着目風向及びその隣接 2 風向の出現頻度の和

*2) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.6 表(1) 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 (10m 高)

(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向別大気安定度別風速逆数総和 $S_{d,s}$ 及び平均 $\overline{S_{d,s}}$											
	A		B		C		D		E		F*1	
	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$
N	4.29	0.87	51.89	0.90	2.55	0.37	259.26	1.20	0.72	0.24	247.07	1.39
NNE	2.58	0.86	44.12	0.81	6.12	0.35	302.61	0.67	7.26	0.39	201.58	1.21
NE	4.24	0.80	91.07	0.48	62.67	0.30	430.43	0.37	22.74	0.36	160.88	1.09
ENE	10.09	0.73	109.16	0.56	18.16	0.38	236.55	0.83	5.41	0.40	169.44	1.18
E	57.12	0.69	182.45	0.63	6.53	0.44	186.59	1.09	1.20	0.43	165.21	1.50
ESE	32.33	0.78	51.76	0.87	0.28	0.19	36.63	1.55	0.00	0.00	36.47	1.79
SE	12.30	0.96	15.48	1.08	0.00	0.00	15.59	1.58	0.00	0.00	13.44	1.82
SSE	10.47	0.88	15.45	0.95	0.18	0.18	17.54	1.48	0.00	0.00	19.33	1.65
S	20.54	0.75	66.88	0.54	23.92	0.33	114.80	0.68	8.17	0.42	99.35	1.05
SSW	9.45	0.79	38.34	0.74	8.94	0.31	154.08	0.66	17.04	0.41	179.97	0.99
SW	7.57	0.91	54.83	0.66	21.51	0.27	229.43	0.60	19.35	0.38	324.36	1.13
WSW	8.69	0.75	111.76	0.77	13.44	0.31	335.92	1.03	9.11	0.34	541.41	1.25
W	9.77	0.79	112.28	0.97	4.25	0.32	279.60	1.38	0.92	0.29	383.28	1.40
WNW	4.66	1.00	35.09	1.18	0.09	0.09	76.76	1.65	0.00	0.00	88.17	1.68
NW	5.62	0.88	48.09	1.21	0.25	0.24	105.72	1.53	0.06	0.06	76.62	1.58
NNW	4.41	0.83	63.73	1.02	0.85	0.28	193.09	1.33	0.46	0.23	160.48	1.49

*1) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.6 表(2) 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 (80m 高)

(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向別大気安定度別風速逆数総和 $S_{d,s}$ 及び平均 $\overline{S_{d,s}}$											
	A		B		C		D		E		F*1	
	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$
N	1.27	1.04	23.81	0.43	1.87	0.17	80.06	0.23	1.18	0.52	51.92	0.25
NNE	1.21	0.95	22.11	0.42	12.59	0.16	130.03	0.17	4.50	0.15	41.65	0.31
NE	1.98	0.53	40.92	0.30	22.38	0.16	109.02	0.18	6.43	0.16	33.46	0.33
ENE	5.79	0.51	47.40	0.32	8.35	0.18	55.09	0.27	2.65	0.18	26.12	0.33
E	8.70	0.43	44.17	0.34	2.34	0.21	35.62	0.34	0.80	0.24	19.77	0.37
ESE	12.78	0.37	46.42	0.33	1.86	0.20	29.99	0.33	0.34	0.13	18.96	0.40
SE	26.55	0.24	49.52	0.24	2.31	0.13	38.86	0.31	0.25	0.50	19.84	0.35
SSE	5.48	0.45	22.05	0.31	7.22	0.13	39.64	0.24	1.79	0.14	24.43	0.28
S	3.18	0.46	13.99	0.46	2.79	0.16	39.06	0.24	5.50	0.16	31.82	0.27
SSW	2.54	0.53	20.73	0.42	7.96	0.17	50.14	0.22	5.89	0.15	38.32	0.25
SW	2.17	0.73	24.79	0.45	10.22	0.19	46.41	0.22	3.45	0.15	31.86	0.31
WSW	3.72	0.72	27.08	0.49	4.99	0.22	38.58	0.37	2.17	0.14	35.68	0.35
W	5.54	0.45	42.26	0.42	2.49	0.14	33.94	0.33	1.54	0.14	38.08	0.32
WNW	6.20	0.38	39.51	0.40	0.43	0.09	41.33	0.36	0.22	0.47	51.00	0.29
NW	4.35	0.35	36.36	0.36	0.23	0.08	67.30	0.29	0.09	0.08	85.31	0.25
NNW	2.83	0.44	33.92	0.33	0.97	0.11	85.81	0.25	0.46	0.12	84.12	0.22

*1) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.7 表(1) 設計基準事故時の方位別 χ/Q 、 D/Q の 97%値
(燃料取替取扱破損事故及び気体廃棄物処理設備破損事故)

実効放出 継続時間	χ/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	1 時間	80m	1 時間	80m
有効高さ	80m	0m ²	0m ²	0m
建屋投影面積	0m ²			
着目方位	計算地点まで の距離(m)	97%値	計算地点まで の距離(m)	97%値
S	1,840	6.1×10 ⁻¹⁰	620	2.1×10 ⁻¹⁹
SSW	1,690	7.0×10 ⁻¹⁰	930	2.1×10 ⁻¹⁹
SW	950	7.0×10 ⁻¹⁰	940	2.0×10 ⁻¹⁹
WSW	1,250	5.6×10 ⁻¹⁰	930	1.8×10 ⁻¹⁹
W	1,020	1.3×10 ⁻¹⁰	880	1.5×10 ⁻¹⁹
WNW	970	1.7×10 ⁻¹⁰	690	1.7×10 ⁻¹⁹
NW	770	5.2×10 ⁻¹⁰	770	1.6×10 ⁻¹⁹
NNW	1,440	3.0×10 ⁻¹⁰	750	1.3×10 ⁻¹⁹
N	5,950	2.2×10 ⁻¹⁰	660	1.6×10 ⁻¹⁹
NNE	1,530	3.7×10 ⁻¹⁰	300	2.2×10 ⁻¹⁹
NE	1,570	4.1×10 ⁻¹⁰	200	2.8×10 ⁻¹⁹
ENE	4,190	9.8×10 ⁻¹¹	180	3.0×10 ⁻¹⁹
E	4,100	1.1×10 ⁻¹⁰	170	3.3×10 ⁻¹⁹
ESE	7,070	2.2×10 ⁻¹⁰	180	3.4×10 ⁻¹⁹
SE	1,480	5.1×10 ⁻¹⁰	230	3.2×10 ⁻¹⁹
SSE	2,000	6.6×10 ⁻¹⁰	340	2.7×10 ⁻¹⁹

気象データ：2009年1月～2013年12月までの測定データ

注 記：下線は被ばく評価に用いる値

第 2.5.7 表(2) 設計基準事故時の方位別 χ/Q 、 D/Q の 97%値
(燃料取替取扱破損事故及び気体廃棄物処理設備破損事故)

実効放出 継続時間	χ/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	1 時間	1 時間	1 時間	1 時間
有効高さ	0m	0m	0m	0m
建屋投影面積	1100m ²			
着目方位	計算地点まで の距離(m)	97%値	計算地点まで の距離(m)	97%値
S	610	1.3×10 ⁻⁷	610	5.5×10 ⁻¹⁸
SSW	900	5.5×10 ⁻⁸	900	2.8×10 ⁻¹⁸
SW	910	2.9×10 ⁻⁸	910	1.7×10 ⁻¹⁸
WSW	920	2.8×10 ⁻⁸	920	1.7×10 ⁻¹⁸
W	870	8.8×10 ⁻⁹	870	9.4×10 ⁻¹⁹
WNW	-	-	690	1.5×10 ⁻¹⁹
NW	-	-	750	1.4×10 ⁻²⁰
NNW	-	-	780	4.9×10 ⁻²⁰
N	690	1.5×10 ⁻⁸	690	9.9×10 ⁻¹⁹
NNE	310	1.2×10 ⁻⁷	310	3.6×10 ⁻¹⁸
NE	210	2.9×10 ⁻⁷	210	7.5×10 ⁻¹⁸
ENE	180	5.4×10 ⁻⁷	180	1.3×10 ⁻¹⁷
E	180	4.8×10 ⁻⁷	180	1.1×10 ⁻¹⁷
ESE	-	-	190	2.4×10 ⁻¹⁸
SE	-	-	230	1.8×10 ⁻¹⁸
SSE	350	1.1×10 ⁻⁷	350	4.4×10 ⁻¹⁸

気象データ：2009年1月～2013年12月までの測定データ

注 記：下線は被ばく評価に用いる値

第 2.5.7 表 (3) 設計基準事故時の方位別 α/Q 、 D/Q の 97% 値
(1 次冷却材漏えい事故及び 1 次アルゴンガス漏えい事故)

実効放出 継続時間	α/Q [h/m^3]		D/Q [$Gy/(MeV \cdot Bq)$]	
	2 時間	80m	2 時間	80m
有効高さ	80m		80m	
建屋投影面積	0m ²		0m ²	
着目方位	計算地点まで の距離 (m)	97% 値	計算地点まで の距離 (m)	97% 値
S	2,000	5.0×10^{-10}	620	1.9×10^{-19}
SSW	1,850	6.1×10^{-10}	930	1.8×10^{-19}
SW	1,630	5.9×10^{-10}	940	1.8×10^{-19}
WSW	930	5.1×10^{-10}	930	1.6×10^{-19}
W	1,120	4.0×10^{-10}	880	1.4×10^{-19}
WNW	690	5.1×10^{-10}	690	1.6×10^{-19}
NW	770	6.1×10^{-10}	770	1.5×10^{-19}
NNW	1,480	3.2×10^{-10}	750	1.3×10^{-19}
N	1,830	2.9×10^{-10}	660	1.4×10^{-19}
NNE	1,670	3.8×10^{-10}	300	2.1×10^{-19}
NE	1,490	4.1×10^{-10}	200	2.6×10^{-19}
ENE	1,360	2.7×10^{-10}	180	2.9×10^{-19}
E	1,180	3.4×10^{-10}	170	3.2×10^{-19}
ESE	1,240	3.3×10^{-10}	180	3.2×10^{-19}
SE	1,630	4.6×10^{-10}	220	3.0×10^{-19}
SSE	1,810	5.3×10^{-10}	340	2.5×10^{-19}

気象データ：2009 年 1 月～2013 年 12 月までの測定データ

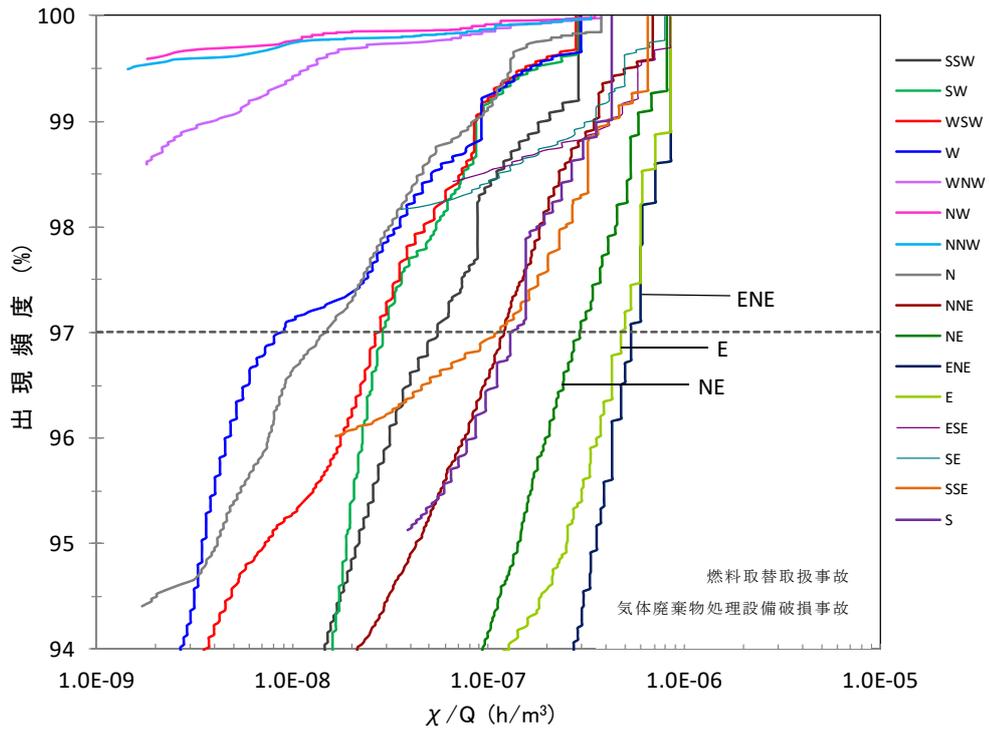
注 記：下線は被ばく評価に用いる値

第 2.5.7 表 (4) 設計基準事故時の方位別 α/Q 、 D/Q の 97% 値
(1 次冷却材漏えい事故及び 1 次アルゴンガス漏えい事故)

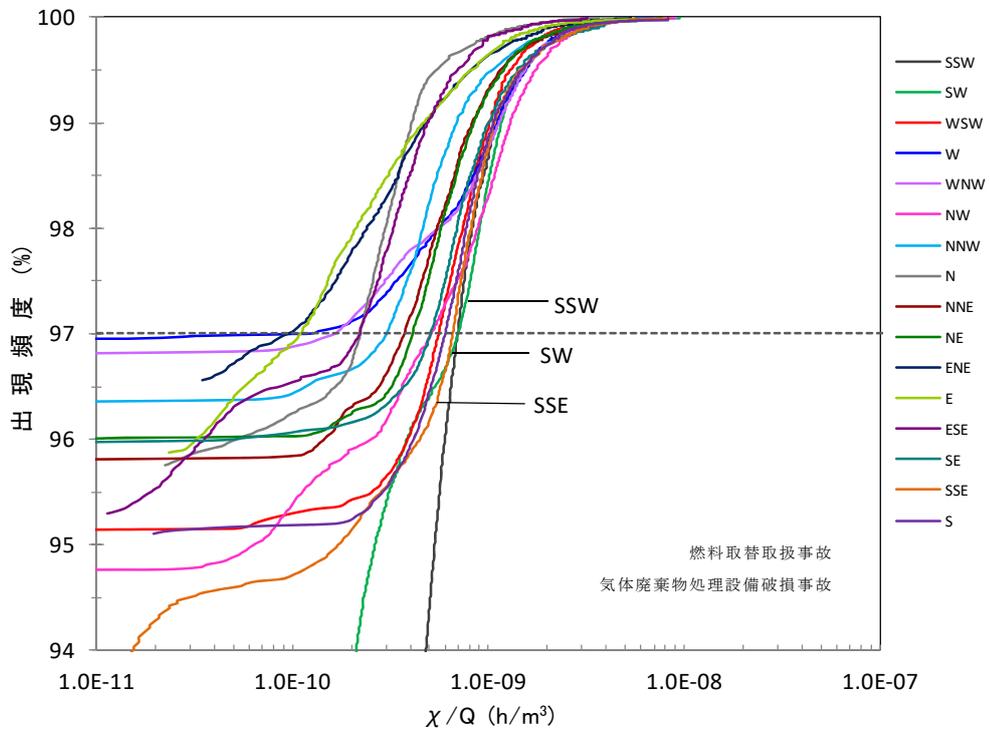
実効放出 継続時間	α/Q [h/m^3]		D/Q [$Gy/(MeV \cdot Bq)$]	
	2 時間	2 時間	2 時間	2 時間
有効高さ	0m		0m	
建屋投影面積	1100m ²		1100m ²	
着目方位	計算地点まで の距離 (m)	97% 値	計算地点まで の距離 (m)	97% 値
S	610	1.3×10^{-7}	610	4.7×10^{-18}
SSW	900	5.5×10^{-8}	900	2.8×10^{-18}
SW	910	3.4×10^{-8}	910	1.7×10^{-18}
WSW	920	3.0×10^{-8}	920	1.6×10^{-18}
W	870	2.1×10^{-8}	870	1.3×10^{-18}
WNW	690	6.6×10^{-23}	690	1.8×10^{-19}
NW	910	4.0×10^{-23}	750	4.4×10^{-20}
NNW	800	5.3×10^{-23}	780	5.0×10^{-20}
N	690	2.1×10^{-8}	690	1.1×10^{-18}
NNE	310	1.2×10^{-7}	310	3.4×10^{-18}
NE	210	2.6×10^{-7}	210	6.8×10^{-18}
ENE	180	4.3×10^{-7}	180	1.0×10^{-17}
E	180	3.6×10^{-7}	180	9.4×10^{-18}
ESE	210	3.2×10^{-22}	190	2.4×10^{-18}
SE	230	3.0×10^{-8}	230	1.9×10^{-18}
SSE	350	1.3×10^{-7}	350	4.7×10^{-18}

気象データ：2009 年 1 月～2013 年 12 月までの測定データ

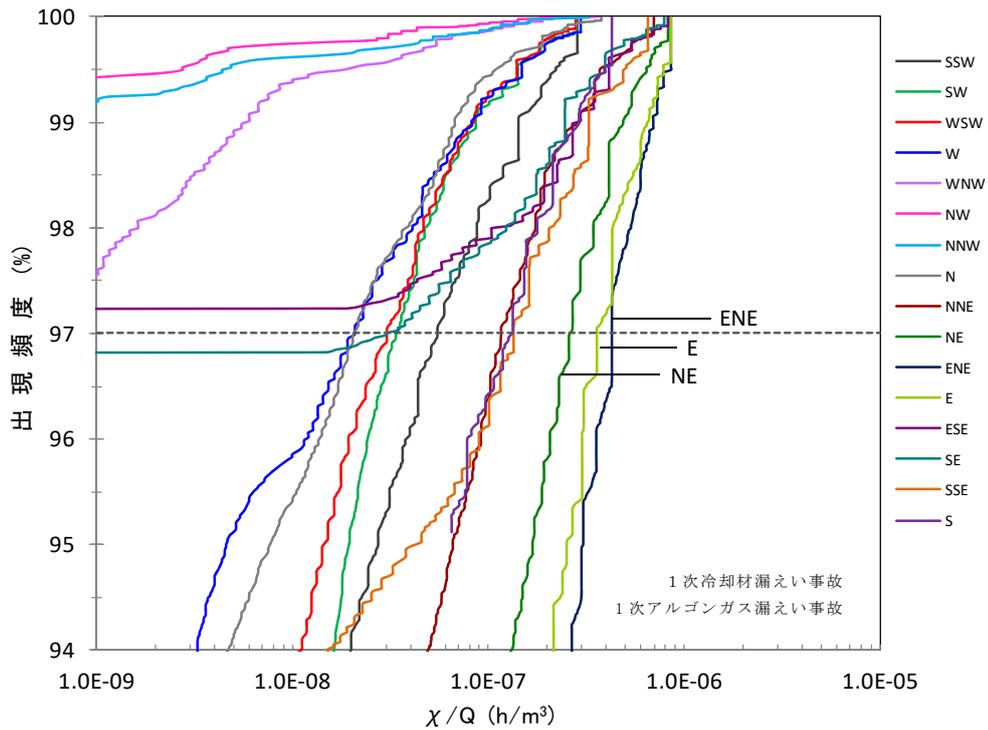
注 記：下線は被ばく評価に用いる値



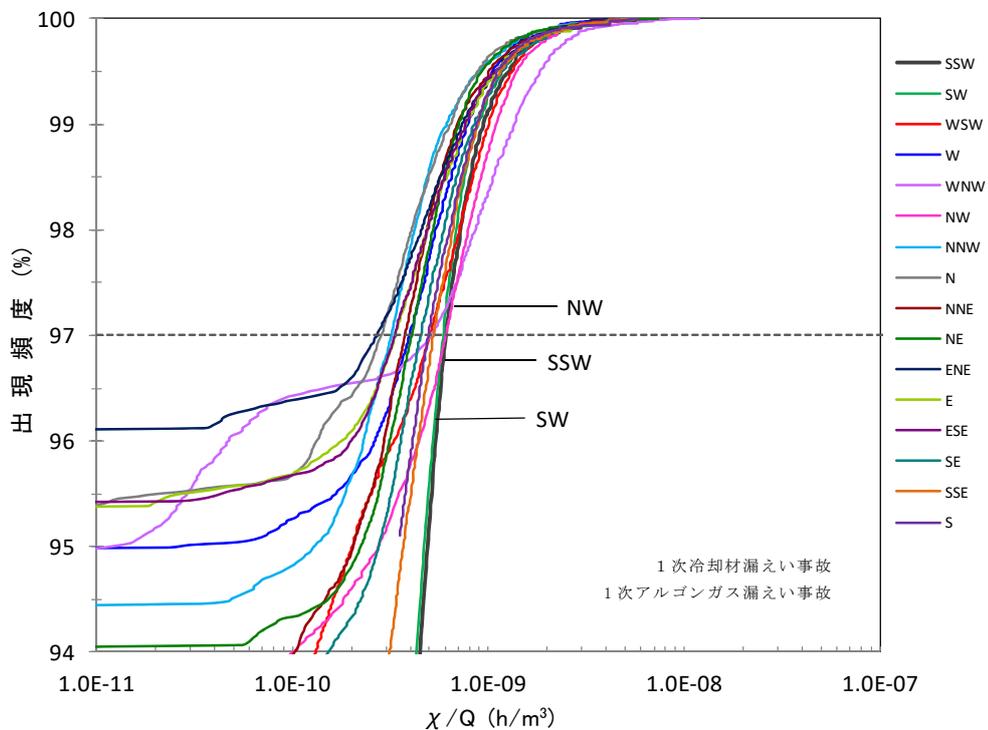
第 2.5.1 図(1) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:0m)



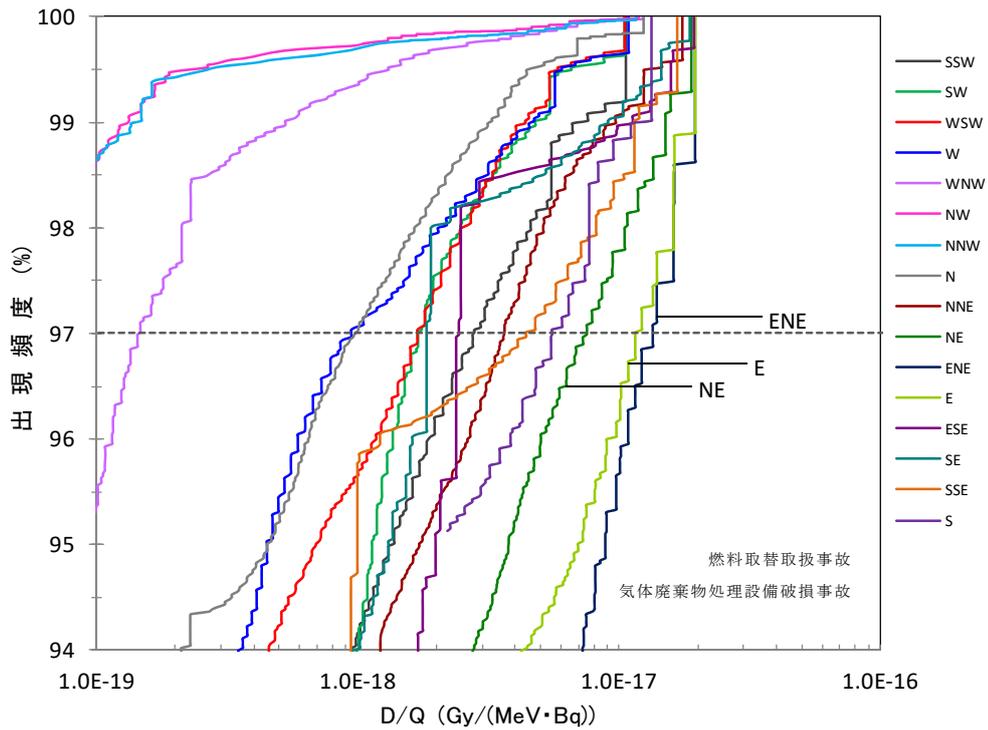
第 2.5.1 図(2) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:80m)



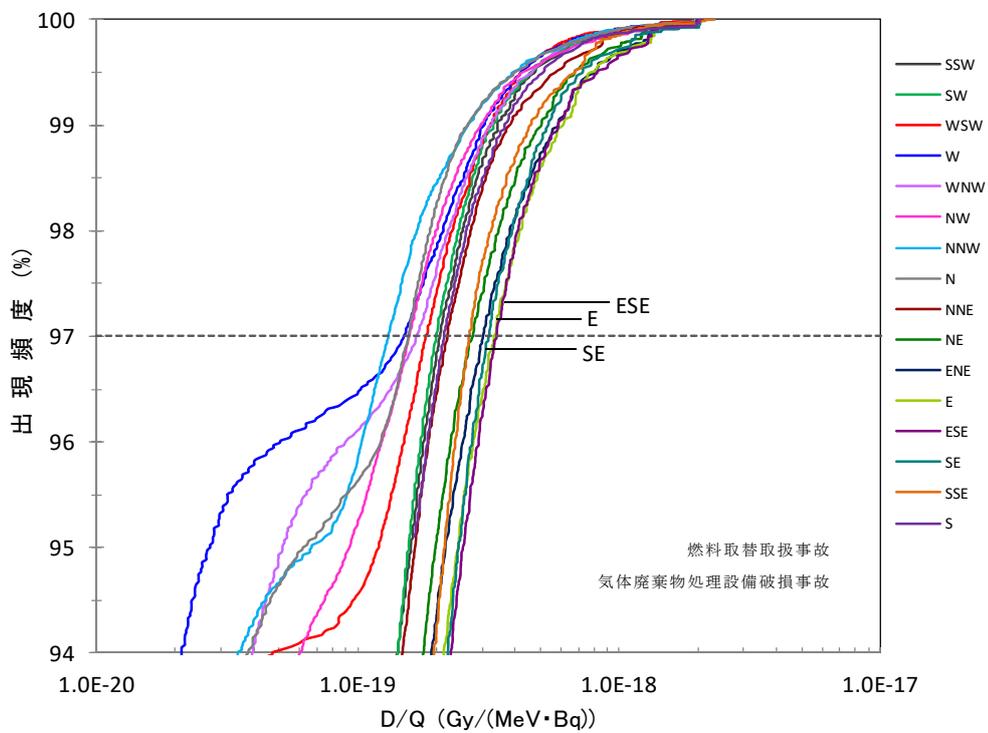
第 2.5.1 図(3) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ: 0m)



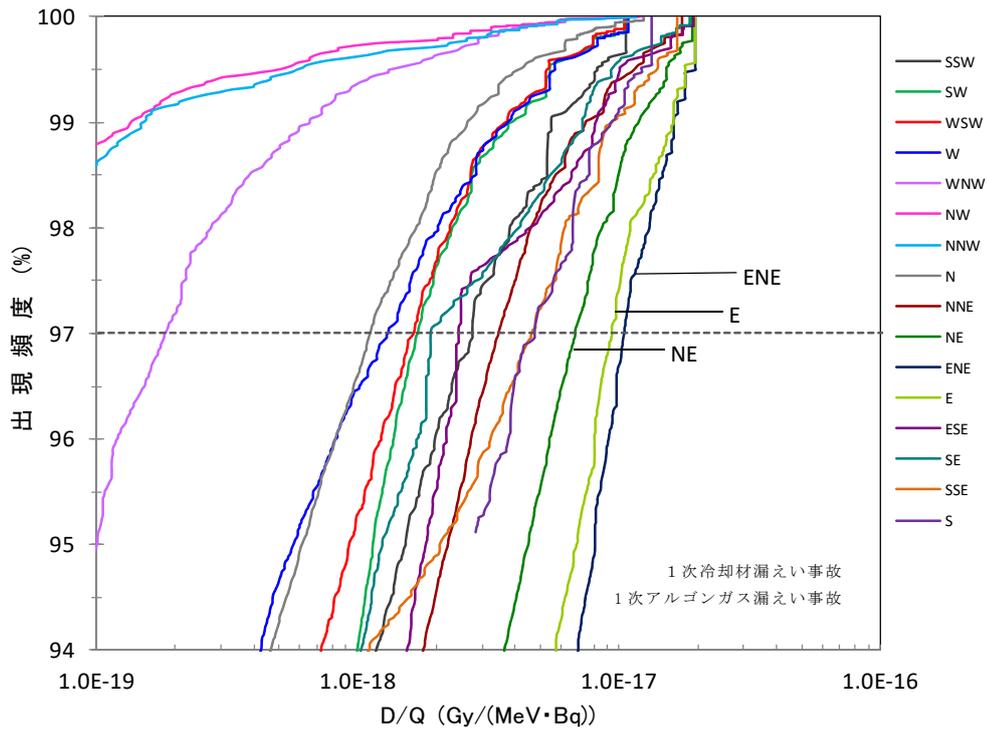
第 2.5.1 図(4) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ:80m)



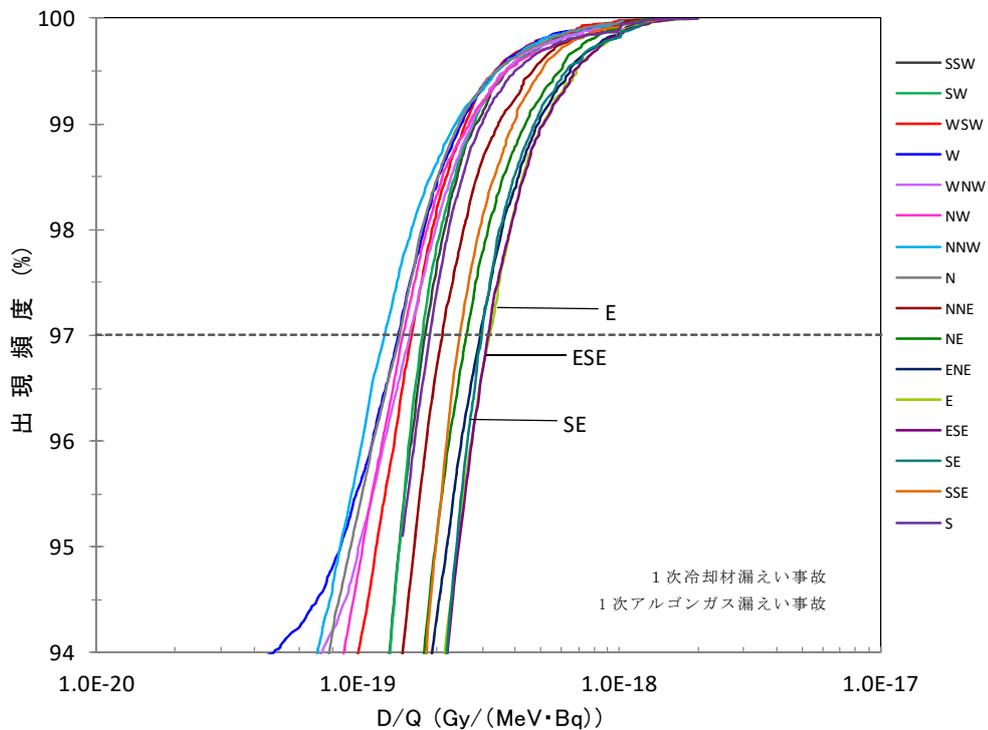
第 2.5.1 図(5) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ: 0m)



第 2.5.1 図(6) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:80m)



第 2.5.1 図(7) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ:0m)



第 2.5.1 図(8) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ:80m)

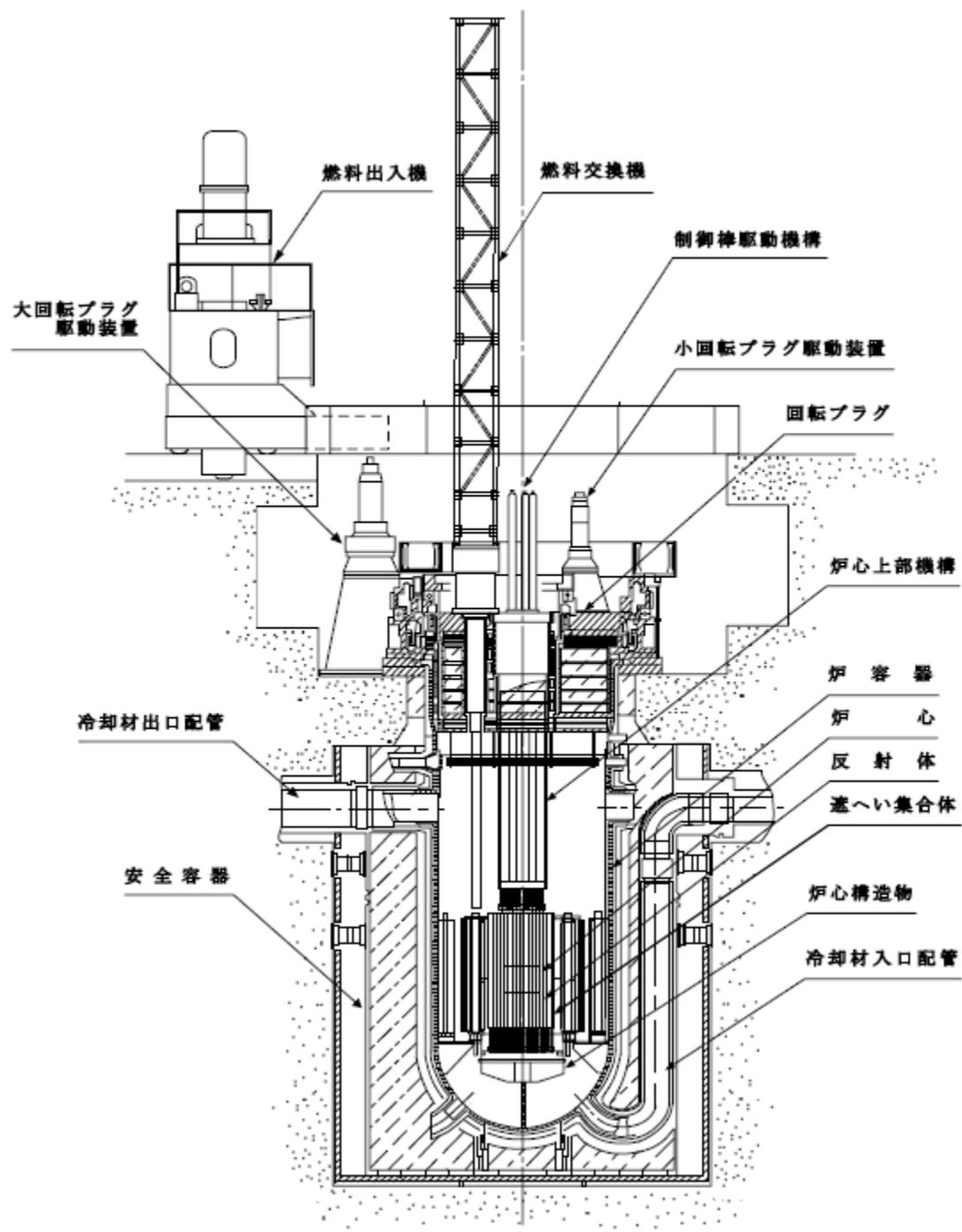
添付 4 設置許可申請書の添付書類における記載（設備等）

添付書類八

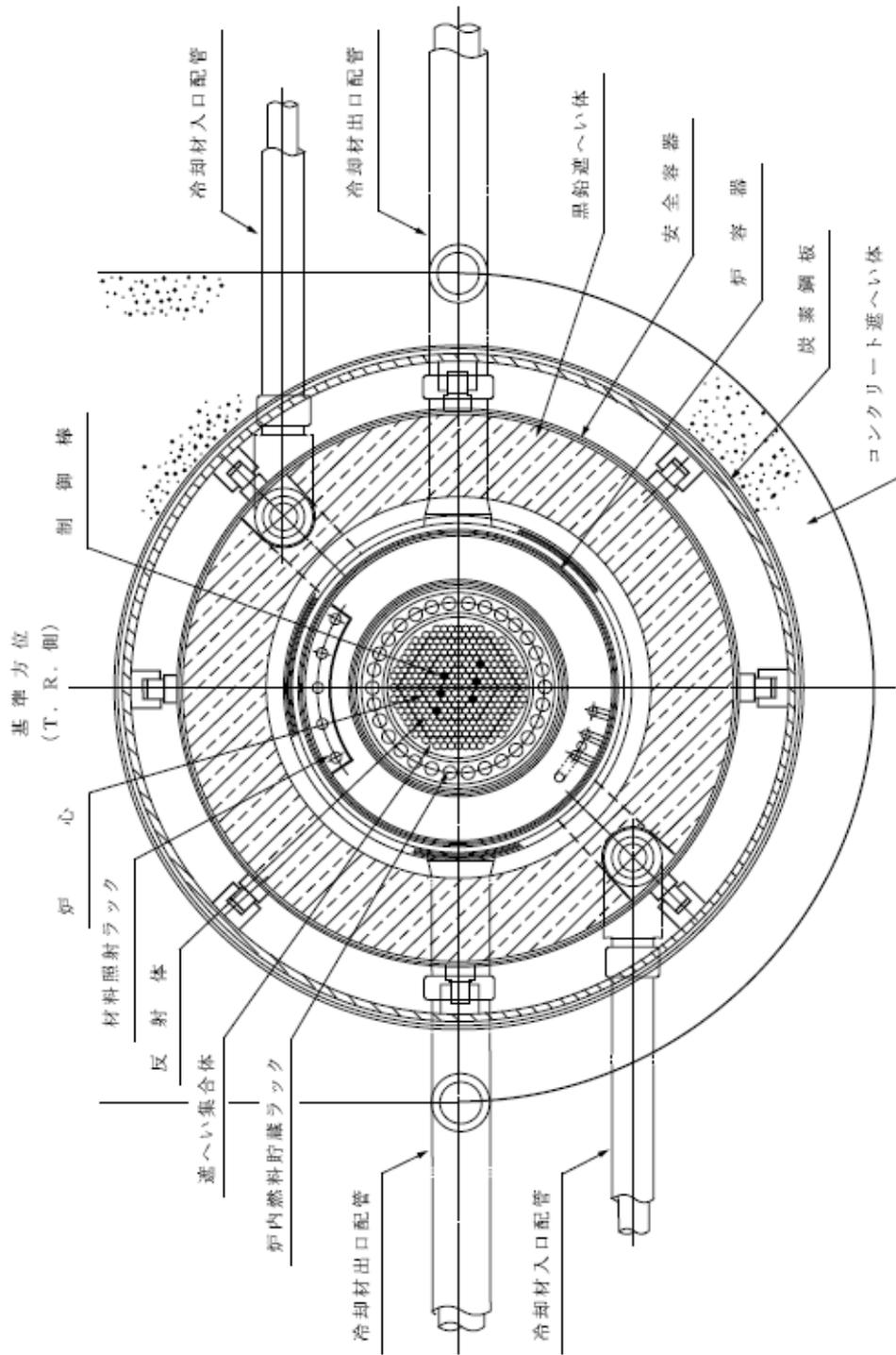
3. 原子炉本体

3.1 概要

原子炉本体は、燃料集合体、反射体、遮へい集合体、制御棒、後備炉停止制御棒、炉心構造物及び原子炉容器等から構成する。原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラファイト及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。原子炉垂直断面図及び原子炉水平断面図を第 3.1.1 図及び第 3.1.2 図に示す。



第 3.1.1 図 原子炉垂直断面図



第 3.1.2 図 原子炉水平断面図

3.2 炉心

炉心は、MK-I 炉心からMK-II 炉心へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW としたMK-III 炉心に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を 100MW とした MK-IV 炉心を対象とする。MK-IV 炉心の構造等を以下に示す。

(1) 構造

炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等を、第 3.2.1 図に示すように、蜂の巣状に配列した構造で、内側燃料領域、外側燃料領域、軸方向反射体領域、半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域及び熱遮へいペレット領域から構成し、全体をほぼ円柱形状とする。

炉心燃料集合体は、内側燃料集合体及び外側燃料集合体から構成する。内側燃料領域は、炉心第 0 列から炉心第 2 列に装荷される内側燃料集合体から構成する。外側燃料領域は、炉心第 3 列から炉心第 5 列に装荷される外側燃料集合体から構成する。炉心燃料集合体の装荷個数は、照射燃料集合体及び照射用実験装置の核分裂性物質質量の変化、装荷位置及び個数の変化等に対して、必要な反応度を維持するように調整される。また、炉心第 3 列には、制御棒 4 本が、炉心第 5 列には後備炉停止制御棒 2 本が配置される。制御棒及び後備炉停止制御棒の位置を第 3.2.1 図に示す。なお、制御棒は、通常運転時において、ほぼ等しい引き抜き位置にあるように、後備炉停止制御棒は、全引き抜き位置にあるように操作される。

半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域は、燃料集合体装荷位置の外周 3 層及び最外周 2 層に配置される反射体及び遮へい集合体から構成する。反射体は、炉心燃料集合体の周囲に配置され、半径方向反射体領域を構成し、炉心から漏えいする中性子を散乱反射し、炉心内の中性子束分布を平坦化するとともに、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。反射体は、炉心第 5 列から炉心第 6 列に装荷される内側反射体、炉心第 6 列から炉心第 8 列に装荷される外側反射体 (A)、及び原子力材料の照射を目的として装荷される材料照射用反射体から構成する。遮へい集合体は、反射体の外側に配置され、炉心から漏えいする中性子を吸収し、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。遮へい集合体は、炉心第 9 列から炉心第 10 列に装荷される。また、炉心第 7 列には、中性子源 1 体が配置され、原子炉の起動時に、炉心に中性子を供給する役割を有する。

また、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、それらの装荷により炉心の核熱特性に過大な影響を与えないように、装荷位置及び装荷個数を決定する。なお、照射燃料集合体は燃料集合体装荷位置に、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、試験の目的に応じて、燃料集合体装荷位置、反射体装荷位置及び遮へい集合体装荷位置に配置される。

炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力振動が発生した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得るように設計する。また、燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。炉心の主要寸法を以下に示す。

炉心燃料領域高さ 約 50cm
炉心燃料領域等価直径 (最大) 約 78cm
軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm
下部 約 38cm
半径方向反射体領域等価厚さ (最小) 約 24cm
半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約 13cm
炉心構成要素ピッチ 約 81.5mm

(2) 燃料集合体の最大挿入量

燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質質量 (最大) 及び熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量 (最大) を以下に示す。なお、照射燃料集合体は、炉心燃料領域に装荷するものとする。燃料集合体の種類毎の最大個数を第 3.2.1 表に示す。

燃料集合体の最大個数 79 体

炉心燃料集合体の最大個数 79 体

照射燃料集合体の最大個数 4 体

炉心燃料領域核分裂性物質質量 (最大)

$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ 約 150kg

^{235}U 約 100kg

熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量 (最大)

天然ウラン 約 1kg

劣化ウラン 約 50kg

照射燃料集合体の 1 体当たりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。また、B型、C型及びD型照射燃料集合体のそれぞれの 1 体当たりの核分裂性物質質量は、A型照射燃料集合体のその最大を超えないものとする。なお、照射用実験装置を半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域に装荷した場合にあっては、炉心燃料領域及び熱遮へいペレット領域の核分裂性物質質量に、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域の核分裂性物質質量を加えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。

また、材料照射用反射体は、炉心燃料領域又は反射体領域に装荷され、原子力材料 (ステンレス鋼又は制御棒用材料等) の照射試験に用いられる。炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体は最大 1 体とする。ラッパ管内には、原子力材料の照射用試験片が収納される。

なお、炉心燃料領域に計測線付実験装置を装荷する場合は、材料照射用反射体との合計を最大 1 体とする。制御棒用材料を照射する材料照射用反射体の装荷は反射体領域に限る。反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置 (本体設備) は、炉心の 6 方向の各領域で最大 1 体までとする。また、反射体領域に装荷する照射用実験装置 (本体設備) の周囲に設置する照射用実験装置 (スペクトル調整設備) は最大 6 体とする。

なお、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、制御棒及び後備炉停止制御棒の隣接位置に装荷しないものとする。

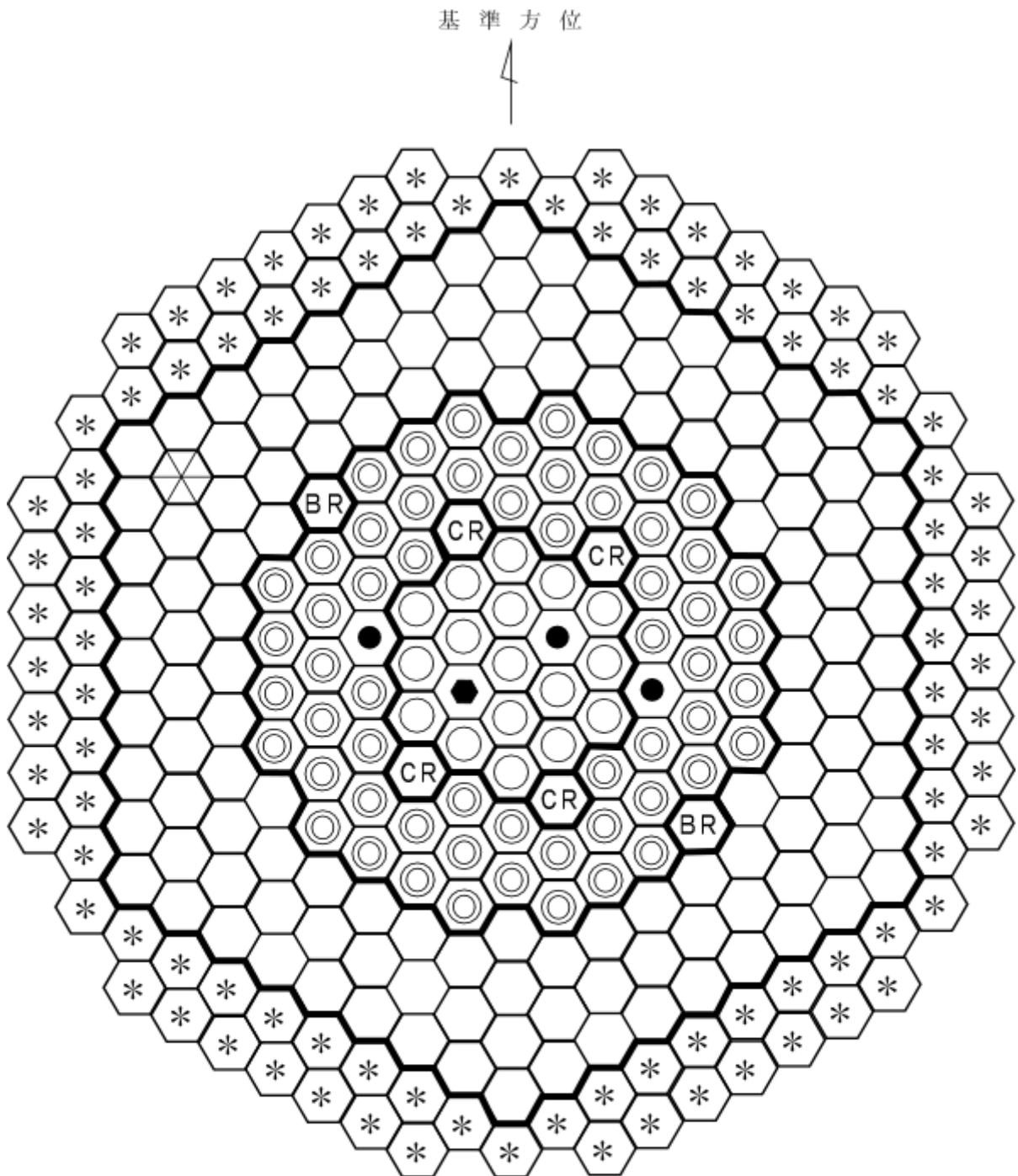
照射燃料集合体及び炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体の装荷範囲を第 3.2.2 図に示す。

反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲を第 3.2.3 図に示す。

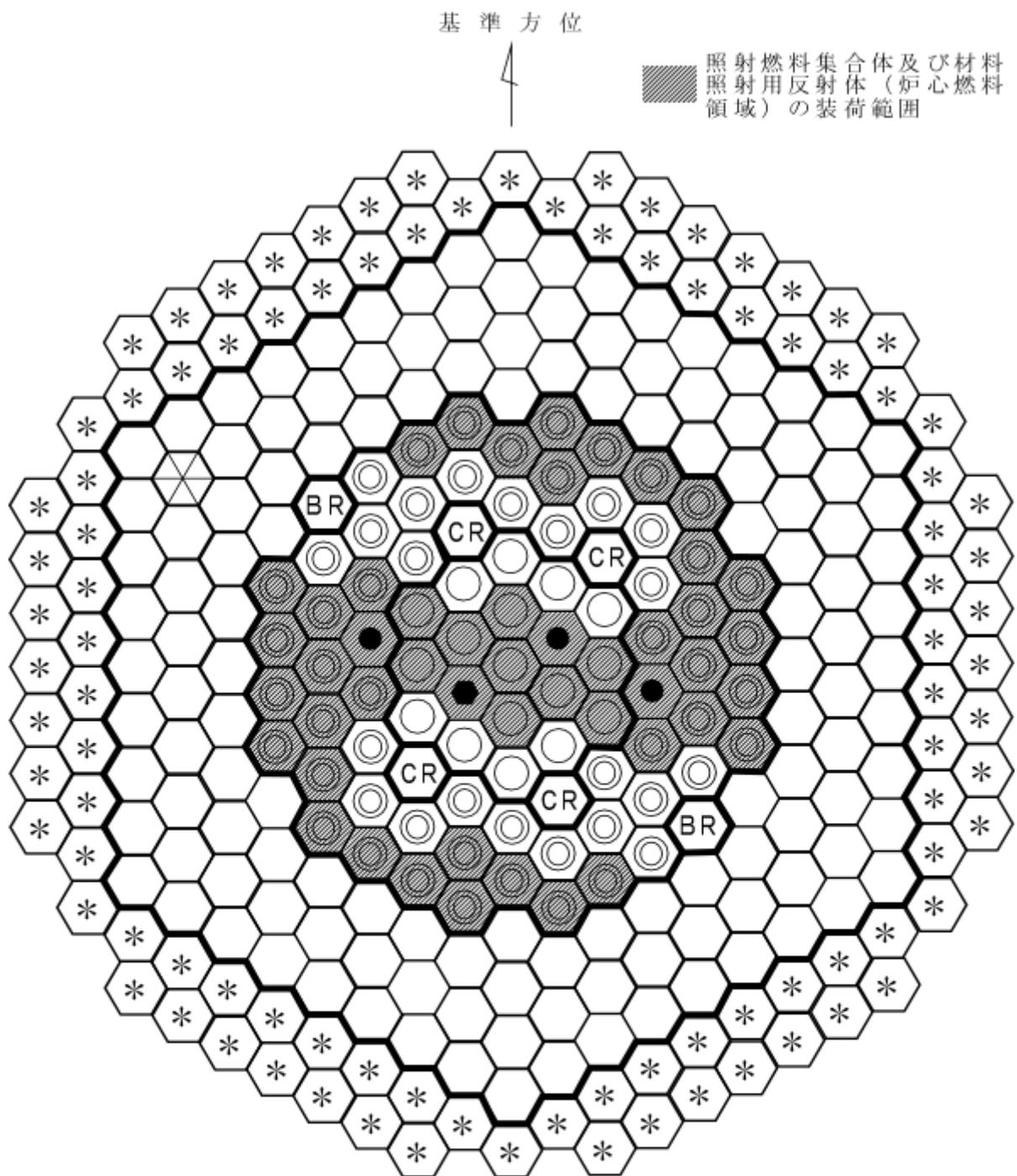
第3.2.1表 燃料集合体の種類毎の最大個数

燃料集合体	最大個数	備考
炉心燃料集合体	79体	
内側燃料集合体	19体	
外側燃料集合体	60体	
照射燃料集合体	4体	照射用実験装置を炉心燃料領域に装荷する場合には、照射用実験装置との合計
A型照射燃料集合体 試験用要素装填時	4体	
B型照射燃料集合体 先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く 試験用要素装填時	2体	
C型照射燃料集合体	4体	
D型照射燃料集合体 試験用要素装填時	1体	D型照射燃料集合体の試験用要素装填時との合計
	4体	
	4体	
	1体	B型照射燃料集合体の先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く場合との合計

※ 試験用要素は、照射燃料集合体の燃料要素のうち、Ⅲ型特殊燃料要素、Ⅳ型特殊燃料要素、A型炉心燃料要素及び限界照射試験用補助要素を除く燃料要素である。



第 3.2.1 図 標準平衡炉心構成図

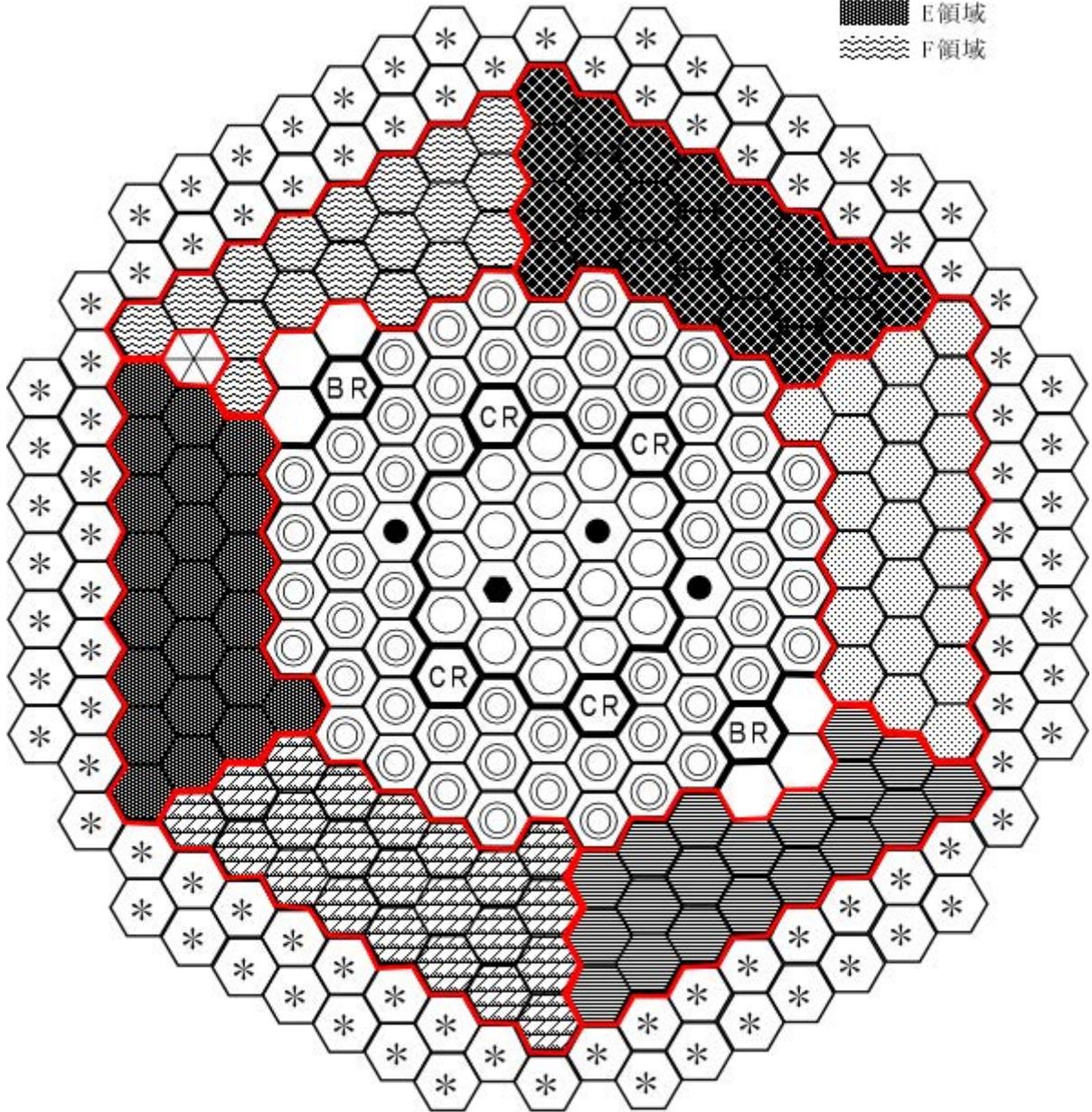


第 3.2.2 図 照射燃料集合体及び材料照射用反射体（炉心燃料領域）の装荷範囲

反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲及び領域区分

基準方位

-  A領域
-  B領域
-  C領域
-  D領域
-  E領域
-  F領域



- | | | |
|---|---|--|
|  内側燃料集合体 |  BR 後備炉停止制御棒 |  * 遮へい集合体 |
|  外側燃料集合体 |  中性子源 |  ● 照射燃料集合体 |
|  CR 制御棒 |  反射体 |  材料照射用反射体 |

第 3. 2. 3 図 反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲

3.3 炉心構成

「常陽」は、高速炉開発に係る燃料や材料の照射試験を運転目的の一つとしており、炉心は、炉心燃料集合体だけでなく、照射試料を有する照射燃料集合体等を含む。また、照射燃料集合体等は、試験目的に応じて装荷位置を変更する。

炉心構成は、運転サイクルにより変動する。一方、設置変更許可段階の炉心設計に当たっては、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、設計用の代表的な炉心構成の設定を必要とする。設置変更許可段階における炉心の設計にあたっては、燃料交換による反応度変化及び取り出した炉心燃料集合体の平均燃焼度がほぼ平衡に達した炉心（以下「標準平衡炉心」という。）を設定する（炉心構成：第3.2.1図参照）。

標準平衡炉心は、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷パターンが、装荷パターンが異なる他の炉心の核熱特性を代表するものとして選定したものであり、C型照射燃料集合体1体を炉心第3列に、B型照射燃料集合体2体をそれぞれ1体ずつ炉心第1列と炉心第3列に、材料照射用反射体1体を炉心第1列に装荷したものである。標準平衡炉心の構成要素の内訳を第3.3.1表に示す。炉心燃料集合体の交換計画は、炉心燃料集合体について、一様かつ高い燃焼度が得られるように、また、出力分布の変動が小さくなるように策定する。原子炉の運転サイクルは、約60日間の定格出力運転期間及び約19日間の休止期間（出力上昇及び出力降下期間を含む。）を合計した約2.5ヶ月／サイクルを標準とし、出力分布に応じて5～9バッチの分散方式で、炉心燃料集合体を交換する。1サイクルあたりに取り出す炉心燃料集合体の個数は、平均約10体となる。また、取り出した炉心燃料集合体の燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を80,000MWd/t、燃料要素最高燃焼度を90,000MWd/tとし、平均で約60,000MWd/tとなる。なお、標準平衡炉心は、設置変更許可段階の設計用炉心構成であり、全て新燃料の状態を仮想し、平衡に至るまで炉心燃料集合体を交換したものである。実炉心におけるMK-IV炉心への移行は、燃料仕様がMK-III炉心と同じであり、継続使用することを踏まえ、一部内側燃料集合体の脱荷、一部外側燃料集合体の内側反射体への交換等により達成する。すでに燃焼が進んでいることから、MK-IV炉心は、平衡炉心組成に近い状態から開始することとなる。

設置変更許可段階の炉心設計にあつては、標準平衡炉心を用いて、以下の運転上の制限又は条件の範囲を定める。

- ・ 過剰反応度
- ・ 反応度制御能力（主炉停止系）／反応度停止余裕（主炉停止系）
- ・ 最大反応度添加率（主炉停止系）
- ・ 反応度制御能力（後備炉停止系）／反応度停止余裕（後備炉停止系）
- ・ 反応度係数（ドブプラ係数、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温度係数、ナトリウムボイド係数）

これらの運転上の制限又は条件は、不確かさ・余裕を考慮して評価した核特性範囲の上限值又は下限値等を使用するものとし、設置変更許可段階では、当該上下限值を保守的に組み合わせた条件で安全評価を実施し、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界（熱設計基準値）を超えないことを確認することで、炉心構

成が運転サイクルで変動する場合であっても、以下に示す後段規制において、運転上の制限又は条件の範囲内にあることを確認することで、炉心の安全性を担保することができるものとしている。

照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の計画において、照射試験の目的に応じた装荷位置を決定し、その装荷パターンに応じた原子炉施設の炉心構成における燃料集合体の装荷個数、過剰反応度、反応度制御能力、反応度添加率及び反応度停止余裕を運転上の制限又は条件の範囲内になるように設計する。当該照射燃料集合体等の装荷による核熱特性への影響は、設置変更許可段階での評価結果に包絡されるため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界（熱設計基準値）を超えない。

運転における炉心は、炉心構成、核的制限値、熱的制限値、炉心特性の範囲において構成する。炉心構成の運用の手続きについては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。運転段階においても、原子炉施設保安規定に基づき、サイクル運転に先立ち、炉心構成の制限事項（個数、熱的制限値、核的制限値）の遵守や核特性への影響が所定の範囲内であることを評価・確認するため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界（熱設計基準値）を超えない。

第 3.3.1 表 標準平衡炉心の構成要素の内訳

炉心構成要素	装荷数（体）
炉心燃料集合体	内側 17
	外側 58
照射燃料集合体	3
制御棒	4
後備炉停止制御棒	2
反射体	131
材料照射用反射体	1
遮へい集合体	96
中性子源	1

3.9 制御設備及び非常用制御設備

3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系

3.9.1.1 概要

原子炉施設には、反応度制御系統及び原子炉停止系統として、制御棒及び制御棒駆動系（主炉停止系）を設ける。制御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時に予想される温度変化、実験物の移動その他の要因による反応度変化を制御できるように、また、炉心からの飛び出しを防止するように設計する。制御棒の反応度添加率は、その停止能力（原子炉停止系統）と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。さらに、制御棒及び制御棒駆動系は、反応度価値の最も大きな制御棒1本が固着した場合においても、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとし、制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物又は原子炉内部構造物の損壊を起こさないものとする。

3.9.1.2 設計方針

制御棒及び制御棒駆動系の設計方針を以下に示す。

- (1) 反応度価値が最も大きな制御棒1本が、完全に引き抜かれた状態で固着した場合であっても、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとする。
- (2) スクラム時挿入時間は、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までを 0.8 秒以下とする。
- (3) 制御棒は、基準地震動 S_s の設計用地震波に基づく最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるようにする。
- (4) 個々の制御棒は全て別々に取付け、取外しが可能なようにする。

3.9.1.3 主要設備

3.9.1.3.1 制御棒

原子炉施設には制御材として、制御棒を設ける。炉心の反応度（原子炉の出力）は、制御棒の位置を調整することで制御する。また、原子炉スクラム時には、制御棒を、自重等により炉心に挿入することで原子炉を停止する。制御棒については、同一の構造及び機能を有する4本の独立したものを設ける。制御棒4本を炉心第3列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。

制御棒は、制御要素、ハンドリングヘッド及びダッシュラム等から構成する（第3.9.1図参照）。制御要素は、ほう素-10を濃縮した炭化ほう素のペレットを薄肉のシュラウド管により被覆し、ステンレス鋼の円筒管（被覆管）に充填したものであり、上部には発生したヘリウムガスを制御要素外に放出するためのダイビングベル型のベント機構を有している。ベント機構は中性子吸収材である炭化ほう素の $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応等により生成するヘリウムガス等を制御要素外に放出し、内圧の上昇を防ぐことを目的としており、これによって制

御棒の使用期間を長くすることができる。放出されたヘリウムガスは制御棒上部から原子炉容器上部のナトリウム中を経てカバーガス空間へ抜ける。

制御要素の型式には、冷却材であるナトリウムが制御要素内に浸入しないものとし、中性子吸収材充填部をヘリウム雰囲気とするヘリウムボンド型と、ベント機構から同部にナトリウムを導入する構造のナトリウムボンド型がある。なお、ナトリウムボンド型制御要素の被覆管内面は、ほう素及び炭素の浸入を防ぐため、クロムコーティング等を施すものとする。制御棒の使用期間は、必要な制御能力を確保する上での制限である核的寿命と炭化ほう素ペレットのスエリングによる被覆管との相互作用による機械的寿命のいずれか短い方で決定される。

制御棒は中性子吸収材を充填したステンレス鋼製制御要素 7 本をクラスタとしてステンレス鋼製の円筒管（保護管）に収納した構造とする。保護管の下側には、制御棒が、原子炉スクラム時に、自重等により炉心に挿入され、着地する際に生じる衝撃を緩衝するためのダッシュラムを設ける。また、保護管の上側には、制御棒を制御棒駆動系と連結するためのハンドリングヘッドを設ける。冷却材は、炉心支持板低圧プレナムを經由し、制御棒保護管脚部の冷却材流入口から流入する。主要仕様を以下に示す。

本数 4 本

制御要素数 7 本／制御棒

制御要素

中性子吸収材材料 炭化ほう素

被覆管材料 SUS 316 相当ステンレス鋼

中性子吸収材有効長さ 約 65cm

中性子吸収材ペレット外径 約 16.3mm

被覆管肉厚 ヘリウムボンド型 約 0.8mm

ナトリウムボンド型 約 0.5mm

内圧調整機構 ベント型（ダイビングベル型）

核的寿命 10%（軸方向平均ほう素-10 燃焼度）

保護管

保護管材料 ステンレス鋼

外径 約 64.7mm

突起部外径 約 72.7mm

3.9.1.3.2 制御棒駆動系

原子炉施設には、制御材駆動設備として、各制御棒に使用する 4 式の独立した制御棒駆動系を設ける。制御棒駆動系は、制御棒駆動機構、制御棒駆動機構上部案内管及び制御棒駆動機構下部案内管から構成する。

制御棒駆動機構は、制御棒駆動機構上部案内管と組み合わせて、炉心上部機構に設置される（第 3.9.2 図参照）。制御棒は、ハンドリングヘッドにおいて、制御棒駆動機構上部案内管に収納されるエクステンションロッドを介して、制御棒駆動機構に吊り下げられる。エク

ステンションロッドは、制御棒をラッチ・デラッチするための内側エクステンションロッド、及び下部にグリッパを有し、制御棒の位置を調整する際に制御棒をラッチする外側エクステンションロッドから構成する。制御棒は、内側エクステンションロッドの下端が、外側エクステンションロッドの内側に収納され、下部のグリッパを押し広げることで、ラッチされる。なお、当該ラッチ操作では、エクステンションロッドを下降しつつ、内側エクステンションロッドの下端を、制御棒のハンドリングヘッド底部に押し当てることで、内側エクステンションロッドの下端を外側エクステンションロッドの内側に収納する。また、上記ラッチ操作では、内側エクステンションロッドが外側エクステンションロッドに対して、相対的に上方に移動するため、内側エクステンションロッドの上部に設けられたアーマチュアと外側エクステンションロッドに接続された制御棒駆動機構の電磁石のギャップがなくなり、電磁石の励磁コイルを励磁することで、内側エクステンションロッドの位置を固定できる状態となる。制御棒ラッチ時にあっては、内側エクステンションロッドは、上部に設けられたアーマチュアが、外側エクステンションロッドに接続された制御棒駆動機構の電磁石に吸着されることで、その位置が固定されるため、制御棒は、エクステンションロッドと一体となり、制御棒駆動機構のケーシングに収納された駆動電動機（三相誘導電動機）により、減速機を介して、外側エクステンションロッドに接続されたボールナットスクリュを回転させることで、上下駆動され、炉心の反応度（原子炉の出力）は、制御棒の位置を調整することで制御する（ボールナットスクリュ方式）。なお、駆動ストロークは約 65cm である。また、駆動電動機に設けられた電磁ブレーキにより、制御棒上下駆動の停止及び停止中の位置保持が行われる。制御棒の位置は、駆動電動機に設けられたシンクロ発信器により検出される。

内側エクステンションロッドが電磁石により固定され、制御棒をラッチした状態においては、制御棒駆動機構上部案内管に設けた加速スプリングが加速管を介して圧縮されるものとする。原子炉スクラム時には、制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断により、内側エクステンションロッドは、自重及びスプリングにより下方に移動し、外側エクステンションロッドの外側に押し出されるため、制御棒がデラッチ（切り離し）される。制御棒は、自重及びスプリングにより加速されて、炉心に落下・挿入され、原子炉は停止する（バネ加速重力落下方式）。原子炉スクラムに必要な機能（バネ加速重力落下方式）は、炉心の反応度（原子炉の出力）を制御するために使用する機能（ボールナットスクリュ方式）の故障が発生した場合においても、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとする。炉心には、制御棒を所定の位置に導くため、ダッシュポットを有する制御棒駆動機構下部案内管が設置されており、制御棒は、当該下部案内管内に落下・挿入される。なお、燃料交換時にあっては、全ての制御棒をデラッチし、炉心に挿入した状態とする。制御棒駆動系の主な仕様を以下に示す。

台数 4 式

駆動方式 通常運転時 ボールナットスクリュ方式
スクラム時 バネ加速重力落下方式

スクラム時挿入時間 0.8s 以下

(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)

駆動速度 引抜き 13cm/min 以下

挿入 13cm/min 以下

駆動ストローク 約 65cm

3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系

3.9.2.1 概要

原子炉施設には、非常用制御設備として、後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系（後備炉停止系）を設ける。後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子炉を停止するように設計する。

3.9.2.2 設計方針

後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系の設計方針を以下に示す。

- (1) 通常運転時の高温状態において、原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できるものとする。
- (2) スクラム時挿入時間は、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断から後備炉停止制御棒反応度値 90%挿入までを 0.8 秒以下とする。
- (3) 後備炉停止制御棒は、基準地震動 S_s の設計用地震波に基づく最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるようにする。
- (4) 個々の後備炉停止制御棒は全て別々に取付け、取外しが可能なようにする。

3.9.2.3 主要設備

3.9.2.3.1 後備炉停止制御棒

原子炉施設には、制御材として、後備炉停止制御棒を設ける。通常運転時にあっては、全引抜位置とし、原子炉スクラム時には、後備炉停止制御棒を、自重等により炉心に挿入することで原子炉を停止する。後備炉停止制御棒については、同一の構造及び機能を有する 2 本の独立したものを設ける。後備炉停止制御棒 2 本を炉心第 5 列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。

後備炉停止制御棒は、制御要素、ハンドリングヘッド及びダッシュラム等から構成する。制御要素は、ほう素-10 を濃縮した炭化ほう素のペレットを薄肉のシュラウド管により被覆し、ステンレス鋼の円筒管（被覆管）に充填したものであり、上部には発生したヘリウムガスを制御要素外に放出するためのダイビングベル型のベント機構を有している。ベント機構は中性子吸収材である炭化ほう素の $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応等により生成するヘリウムガス等を制御要素外に放出し、内圧の上昇を防ぐことを目的としており、これによって後備炉停止制御棒の使用期間を長くすることができる。放出されたヘリウムガスは後備炉停止制御棒上部から原子炉容器上部のナトリウム中を経てカバーガス空間へ抜ける。

制御要素の型式には、冷却材であるナトリウムが制御要素内に浸入しないものとし、中性子吸収材充填部をヘリウム雰囲気とするヘリウムボンド型と、ベント機構から同部にナト

リウムを導入する構造のナトリウムボンド型がある。なお、ナトリウムボンド型制御要素の被覆管内面は、ほう素及び炭素の浸入を防ぐため、クロムコーティング等を施すものとする。後備炉停止制御棒の使用期間は、必要な制御能力を確保する上での制限である核的寿命と炭化ほう素ペレットのスエリングによる被覆管との相互作用による機械的寿命のいずれか短い方で決定される。

後備炉停止制御棒は中性子吸収材を充填したステンレス鋼製制御要素 7 本をクラスタとしてステンレス鋼製の円筒管（保護管）に収納した構造とする。保護管の下側には、後備炉停止制御棒が、原子炉スクラム時に、自重等により炉心に挿入され、着地する際に生じる衝撃を緩衝するためのダッシュラムを設ける。また、保護管の上側には、後備炉停止制御棒を後備炉停止制御棒駆動系と連結するためのハンドリングヘッドを設ける。冷却材は、炉心支持板低圧プレナムを経由し、後備炉停止制御棒保護管脚部の冷却材流入口から流入する。主要仕様を以下に示す。

本数 2 本

制御要素数 7 本／後備炉停止制御棒

制御要素

中性子吸収材材料 炭化ほう素

被覆管材料 SUS 3 1 6 相当ステンレス鋼

中性子吸収材有効長さ 約 65cm

中性子吸収材ペレット外径 約 16.3mm

被覆管肉厚 ヘリウムボンド型 約 0.8mm

ナトリウムボンド型 約 0.5mm

内圧調整機構 ベント型（ダイビングベル型）

核的寿命 10%（軸方向平均ほう素-10 燃焼度）

保護管

保護管材料 ステンレス鋼

外径 約 64.7mm

突起部外径 約 72.7mm

3.9.2.3.2 後備炉停止制御棒駆動系

原子炉施設には、制御材駆動設備として、各後備炉停止制御棒に使用する 2 式の独立した後備炉停止制御棒駆動系を設ける。後備炉停止制御棒駆動系は、後備炉停止制御棒駆動機構、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管及び後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管から構成する。

後備炉停止制御棒駆動機構は、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管と組み合わせて、炉心上部機構に設置される。後備炉停止制御棒は、ハンドリングヘッドにおいて、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管に収納されるエクステンションロッドを介して、後備炉停止制御棒駆動機構に吊り下げられる。エクステンションロッドは、後備炉停止制御棒をラッチ・デラッチするための内側エクステンションロッド、及び下部にグリップを有し、後備炉停止

制御棒の位置を調整する際に後備炉停止制御棒をラッチする外側エクステンションロッドから構成する。後備炉停止制御棒は、内側エクステンションロッドの下端が、外側エクステンションロッドの内側に収納され、下部のグリップを押し広げることで、ラッチされる。なお、当該ラッチ操作では、エクステンションロッドを下降しつつ、内側エクステンションロッドの下端を、後備炉停止制御棒のハンドリングヘッド底部に押し当てることで、内側エクステンションロッドの下端を外側エクステンションロッドの内側に収納する。また、上記ラッチ操作では、内側エクステンションロッドが外側エクステンションロッドに対して、相対的に上方に移動するため、内側エクステンションロッドの上部に設けられたアーマチュアと外側エクステンションロッドに接続された後備炉停止制御棒駆動機構の電磁石のギャップがなくなり、電磁石の励磁コイルを励磁することで、内側エクステンションロッドの位置を固定できる状態となる。後備炉停止制御棒ラッチ時にあっては、内側エクステンションロッドは、上部に設けられたアーマチュアが、外側エクステンションロッドに接続された後備炉停止制御棒駆動機構の電磁石に吸着されることで、その位置が固定されるため、後備炉停止制御棒は、エクステンションロッドと一体となり、後備炉停止制御棒駆動機構のケーシングに収納された駆動電動機（三相誘導電動機）により、減速機を介して、外側エクステンションロッドに接続されたボールナットスクリュを回転させることで、上下駆動される。駆動ストロークは約 65cm であり、通常運転時の高温状態において、後備炉停止制御棒は、当該ストロークに保持されるものとする。駆動電動機に設けられた電磁ブレーキにより、後備炉停止制御棒上下駆動の停止及び停止中の位置保持が行われる。後備炉停止制御棒の位置は、駆動電動機に設けられたシンクロ発信器により検出される。

内側エクステンションロッドが電磁石により固定され、後備炉停止制御棒をラッチした状態においては、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管に設けた加速スプリングが加速管を介して圧縮されるものとする。原子炉スクラム時には、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、内側エクステンションロッドは、自重及びスプリングにより下方に移動し、外側エクステンションロッドの外側に押し出されるため、後備炉停止制御棒がデラッチ（切り離し）される。後備炉停止制御棒は、自重及びスプリングにより加速されて、炉心に落下・挿入され、原子炉は停止する（バネ加速重力落下方式）。万一、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、通常運転時の高温状態において、原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できるものとする。炉心には、後備炉停止制御棒を所定の位置に導くため、ダッシュポットを有する後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管が設置されており、後備炉停止制御棒は、当該下部案内管内に落下・挿入される。なお、燃料交換時にあっては、全ての後備炉停止制御棒をデラッチし、炉心に挿入した状態とする。後備炉停止制御棒駆動系の主な仕様を以下に示す。

台数 2 式

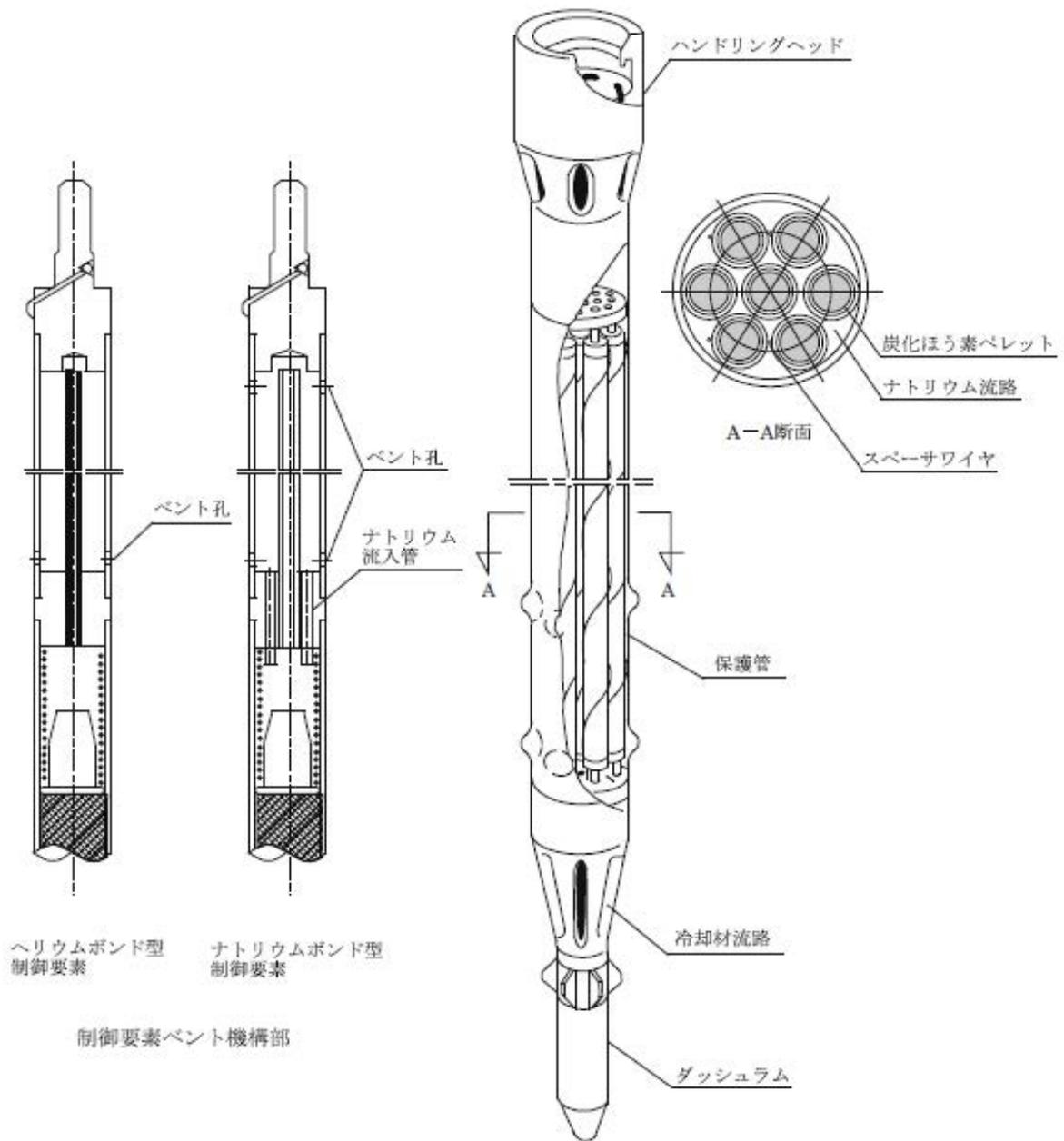
駆動方式 スクラム時 バネ加速重力落下方式

スクラム時挿入時間 0.8s 以下

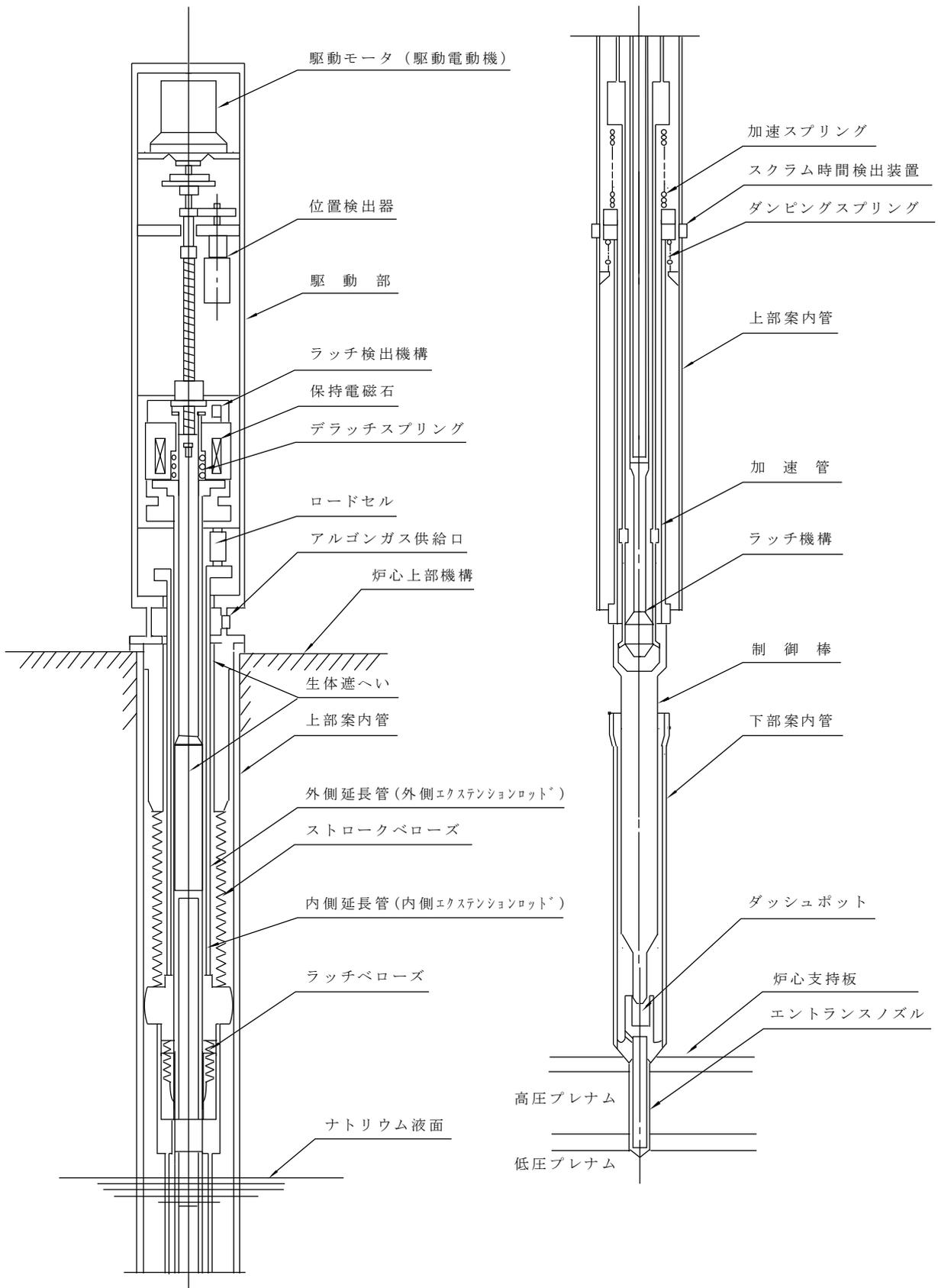
(後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断から後備炉停止制御棒反応度値 90%挿入までの時間)

駆動速度 引抜き 13cm/min 以下

挿入 13cm/min 以下
駆動ストローク 約 65cm



第 3.9.1 図 制御棒



第 3.9.2 図 制御棒駆動機構

3.10 炉心構造物

炉心構造物は、炉心支持構造物と炉心バレル構造物から構成する（第 3.10.1 図参照）。炉心支持構造物は、炉心支持板と支持構造体で構成され、炉心バレル構造物は、バレル構造体と中性子遮へい体で構成される。原子炉容器内における 1 次冷却材は、原子炉容器の下部に取り付けられた冷却材入口ノズルから、原子炉容器内に流入し、炉心支持構造物を經由し、燃料集合体に導入され、原子炉容器の上部に取り付けられた冷却材出口ノズルより流出する。炉心構造物は、その耐用年数において、炉心構成要素を所定の位置に確実に保持するとともに、炉心構造物を含めた原子炉容器内部構造物等は、その変形、破損及びはく離等により、燃料集合体の冷却機能が阻害される可能性が小さくなるように、材料選定、設計及び製作を行うとともに、1 次冷却材の流路は、原子炉容器内部構造物の変形、破損及びはく離等が生じた場合にあっては、炉心の冷却機能を維持するよう設計する。なお、炉心構造物については、原子炉容器内の熱的条件、化学的条件及び放射線条件を踏まえ、使用経験が豊富なオーステナイト系ステンレス鋼を使用するものとする。炉心構造物の主な仕様を以下に示す。

材料 オーステナイト系ステンレス鋼

全高 約 3,680mm

外径 約 2,520mm

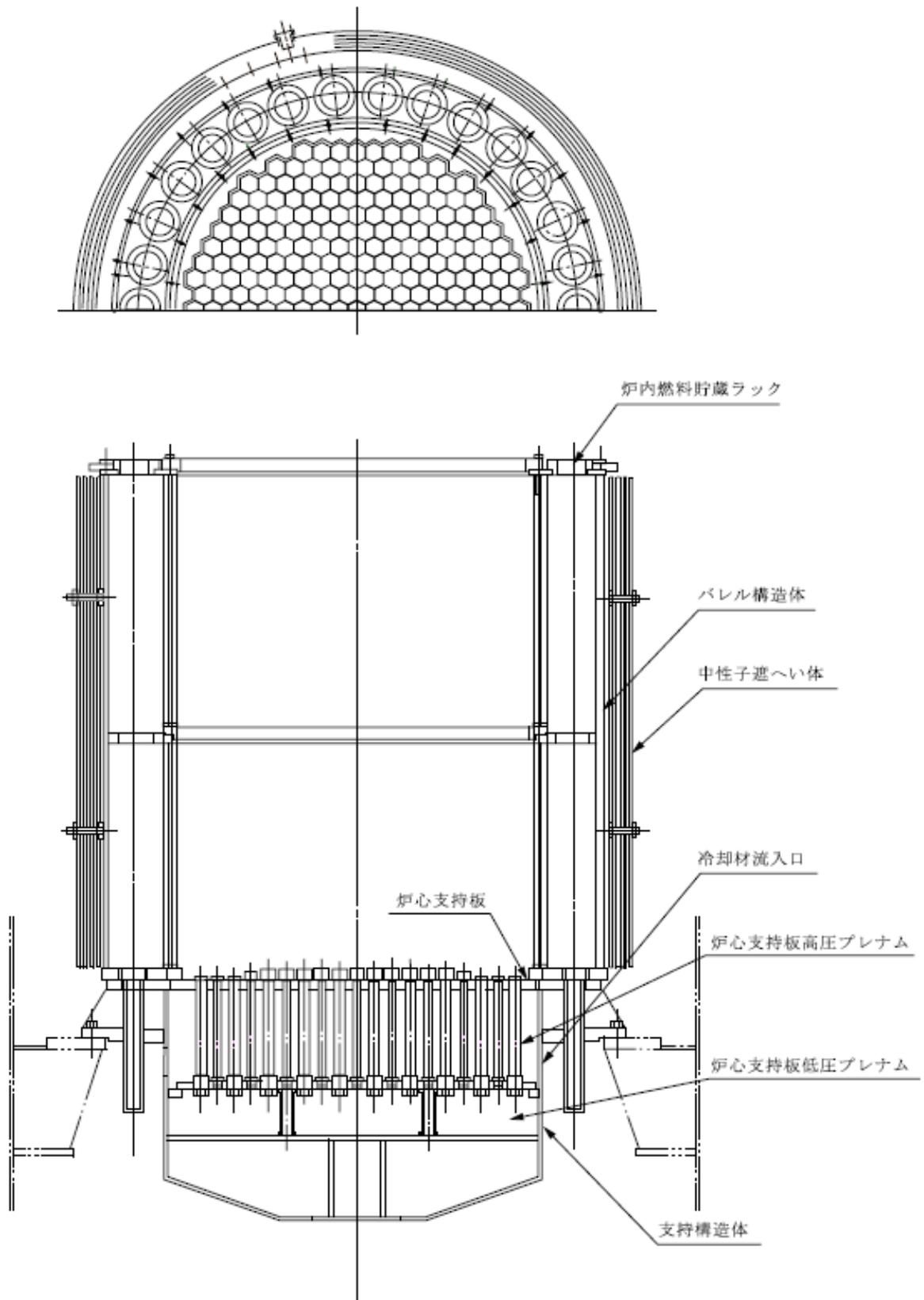
設計圧力（高圧プレナム圧力） $7.2\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.71\text{MPa}[\text{gage}]$ ）

炉心支持構造物は、炉心構成要素を下部から支持するとともに、原子炉容器内の 1 次冷却材の流路の一部を形成するものである。主な機能を以下に示す。

- (1) 炉心重量を支持する。
- (2) 炉心構成要素の下端の位置を決定し、整列させる。
- (3) 原子炉容器内の 1 次冷却材の流路の一部を形成するとともに、燃料集合体等に対して、その出力分布に応じた冷却材流量を配分する。なお、冷却材流量の配分は、十分な実験的研究に基づき、正確に行えるように配慮する。
- (4) ハイドロリックホールダウンにより、炉心燃料集合体を炉心支持板に保持する。

炉心バレル構造物は、炉心構成要素を側面から支持するとともに、原子炉容器の中性子照射量を低減するための遮蔽として機能するものとする。なお、バレル構造体には、炉内燃料貯蔵ラックが形成される。主な機能を以下に示す。

- (1) 炉心構成要素を側面から支持し、水平方向の所定の位置に整列させる。
- (2) 炉内燃料貯蔵ラックを形成し、炉心構成要素の一時貯蔵及び冷却を行う。なお、炉内燃料貯蔵ラックには、30 体の炉心構成要素を装荷できるものとする。
- (3) 炉心の外側に漏れ出る中性子を遮蔽する。



第 3.10.1 図 炉心構造物

3.11 原子炉容器

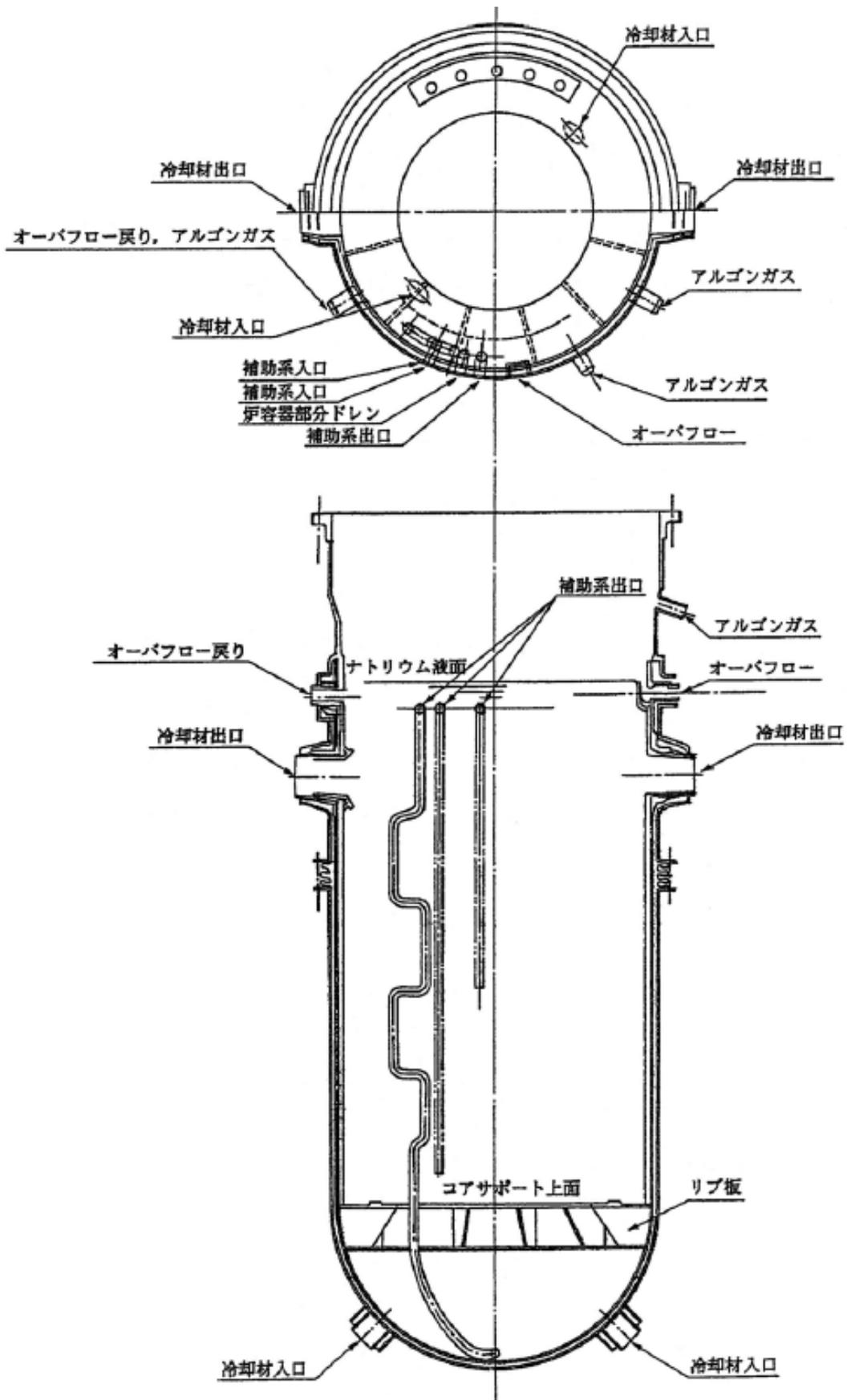
原子炉容器は、円筒形の胴部に、全半球形鏡板を底部に付した鋼製容器であり、所要のノズルを有する（第3.11.1図参照）。原子炉容器の主要ノズルは、冷却材入口ノズル及び冷却材出口ノズルであり、冷却材入口ノズルについては原子炉容器の下部の全半球形鏡板の2ヶ所に、冷却材出口ノズルについては原子炉容器の胴部の上部の2ヶ所に取り付けられる。また、原子炉容器の円筒胴の内部の下端付近には、炉心構造物を支持する炉心支持台（コアサポート）が設けられる。1次冷却材は、冷却材入口ノズルより原子炉容器内に流入し、原子炉容器底部の全半球形鏡板と炉心構造物の間に形成される高圧プレナムを經由して、炉心構造物内に導入される。その後、1次冷却材は、炉心構造物及び炉心構成要素を經由して、最終的に、冷却材出口ノズルより流出する。なお、原子炉容器の上部には、回転プラグが設けられる。

原子炉容器にあつては、原子炉容器本体が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、後述する回転プラグは原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するように設計する。また、原子炉容器において冷却材を保持する部分については、二重構造（リークジャケットを有する構造）とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙にナトリウム漏えい検出器を設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材（ナトリウム）の漏えいを検出できるものとする。なお、当該二重構造の間隙には、窒素ガス予熱系の予熱用窒素ガス加熱器により加熱された窒素ガスを通気し、原子炉容器を予熱できるものとする。

原子炉容器は、その上部フランジを、ペDESTAL（原子炉建物の一部）に固定し、支持されるものとする。また、原子炉容器の底部には、同心円筒振止め構造のスカートを設け、生体遮へいコンクリート（原子炉建物の一部）で支持するものとし、原子炉容器の熱膨張を吸収する一方で、地震力等による原子炉容器の振動を防止する。

高速中性子が照射される炉心部付近の原子炉容器壁は、不連続点や応力集中が生じない形状とするとともに、炉心の第9、10列に装荷された遮へい集合体や炉心構造物の中性子遮へい体（多層構造）等により、プラント寿命中の過度の高速中性子照射を防止し、有効運転時間20年間の寿命中に中性子照射に起因する損傷によって、原子炉の運転に支障が生じることがないものとし、かつ、原子炉容器は、中性子照射に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射による機械的性質の変化を監視するための各種試験片を、原子炉容器内で照射し、定期的に取り出して、その健全性を確認できる構造とする。また、原子炉スクラム時の急激な熱衝撃を低減するため、原子炉容器内壁には、熱遮へい板を取り付けるものとする。原子炉容器の主な仕様を以下に示す。

型式 たて置円筒形二重容器
材料 オーステナイト系ステンレス鋼 (SUS304)
全高 約 10m
胴内径 約 3.6m
胴厚さ 約 25mm
高圧プレナム壁厚さ 約 25mm
設計圧力 上部 $1.0\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $98\text{kPa}[\text{gage}]$)
高圧プレナム $7.2\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.71\text{MPa}[\text{gage}]$)
運転圧力 上部 約 $0.01\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ 以下 (約 $0.98\text{kPa}[\text{gage}]$ 以下) (カバーガス部)
高圧プレナム 約 $5\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ 以下 (約 $0.49\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下)
設計温度 550°C
運転温度 原子炉容器入口冷却材温度 約 350°C
原子炉容器出口冷却材温度 約 456°C
設計制限中性子照射量 ($>1\text{MeV}$) $10^{20}\text{n}/\text{cm}^2$
加熱冷却速度 $50^\circ\text{C}/\text{h}$



第 3.11.1 図 原子炉容器

3.12 放射線遮蔽体

原子炉施設には、原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラフィット及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。

3.12.1 回転プラグ

回転プラグは、大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構から構成する。炉心上部機構は小回転プラグに、小回転プラグは大回転プラグに設置される。また、小回転プラグには、炉心上部機構の他に、燃料交換機用孔（燃料出入孔と兼用）及び炉内検査孔（A）等が、大回転プラグには、小回転プラグの他に、炉内検査孔（B）及びマンホール等が設けられる。また、回転プラグには、窒素ガス冷却管等が付属される。

大回転プラグ及び小回転プラグは、異なる回転中心（偏心距離：500mm）を有し、独立に回転することができる。大回転プラグ及び小回転プラグの回転は、それぞれのプラグの外周に設けられた歯車を駆動することで行われる。なお、大回転プラグ及び小回転プラグの回転中においては、大回転プラグ及び小回転プラグはそれぞれのプラグ上面のフランジ下部に設けたボールベアリングにより支持される。当該フランジには、センターホールジャッキ機構が取り付けられており、回転時にのみ、プラグの荷重がボールベアリングに負荷されるものとする。原子炉運転中においては、小回転プラグは大回転プラグに、大回転プラグは、原子炉容器の上部フランジに直接支持されるため、ボールベアリングに負荷は生じない。また、原子炉カバーガス等のバウンダリとしての気密確保は、液体金属シールとバックアップシールにより行う。

回転プラグは、原子炉カバーガス等のバウンダリを構成するとともに、炉心からの放射線の遮蔽機能を有する。また、大回転プラグ及び小回転プラグは、燃料交換時において、小回転プラグの上面に設置される燃料交換機を所定の位置に移動させる機能等を有する。大回転プラグの直径は最大約 4,700mm、小回転プラグの直径は最大約 2,870mm である。回転プラグの構造を第 3.12.1 図に示す。

大回転プラグ及び小回転プラグに設ける遮蔽体は、4層に分類し、下方からステンレス鋼層、グラフィット層、ほう素入り鋼層、炭素鋼層から構成する。なお、ステンレス鋼層の最下層に位置する約 150mm の部分は、通常時において冷却材中に位置し、その発熱は、冷却材により除熱される。なお、当該部は、原子炉容器内冷却材液面の変動を抑制し、ガスの巻き込みを防止する機能も有する。また、大回転プラグ及び小回転プラグにおいて、原子炉容器内より上方に伝導される熱は、窒素ガスにより除熱される。

炉心上部機構は、通常運転時において、炉心の直上に位置し、遮蔽部、胴、整流板、熱電対及び熱電対案内フィンガ等から構成する（第 3.12.2 図参照）。上述のように、炉心上部機構は回転プラグの一部として、原子炉カバーガス等のバウンダリを構成するとともに、炉心からの放射線の遮蔽機能を有する。遮蔽部は、下方からステンレス鋼層、グラフィット層、ほう素入り鋼層、炭素鋼層から構成する。原子炉容器内より上方に伝導される熱は、窒素ガスにより除熱される。また、炉心上部機構は、その他に以下に示す主な機能を有する。

- (1) 下部に設けた熱電対案内フィンガに熱電対を案内保護し、燃料集合体及びその周辺部の集合体出口冷却材温度を測定する。なお、熱電対は、案内管により、炉心上部機構上面から熱電対案内フィンガ先端に導入される。

- (2) 制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管を所定の貫通孔にて案内保護し、制御棒を所定の位置に支持する。
- (3) 計測線付C型照射燃料集合体を使用する際には、計測線付C型照射燃料集合体を所定の貫通孔にて案内保護・支持する。貫通孔位置を第3.12.3図に示す。
- (4) 計測線付実験装置を使用する際には、計測線付実験装置を所定の貫通孔にて案内保護・支持する。

炉心上部機構の胴部は、熱電対案内フィンガ及び整流板等を保持するとともに、熱電対、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管、計測線付C型照射燃料集合体や計測線付実験装置の案内保護を行うものとし、炉心上部機構は、熱変形・熱衝撃を十分に考慮し、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管による制御棒のラッチ、また、集合体出口冷却材温度の測定を正しく行うことができるように、炉心と炉心上部機構の相対的位置が正しく保持されるよう注意して設計するものとする。なお、熱電対案内フィンガは、熱電対先端を保護するために、整流板は、目的の集合体出口冷却材温度を可能な限り外乱を排除して測定するために設けられるものである。また、炉心上部機構のうち、高温の冷却材中に位置するものの材料には、オーステナイト系ステンレス鋼を使用するものとする。

回転プラグの主な仕様を以下に示す。

大回転プラグ及び小回転プラグ

大回転プラグ最大直径 約 4,700mm

小回転プラグ最大直径 約 2,870mm

厚さ 約 2,500mm

主要材料 ステンレス鋼、炭素鋼及びグラファイト

シール方式 主シール 液体金属

バックアップ ラバー

回転速度 約 1/20r. p. m.

炉心上部機構

全高 約 6,300mm

胴径 約 1,000mm

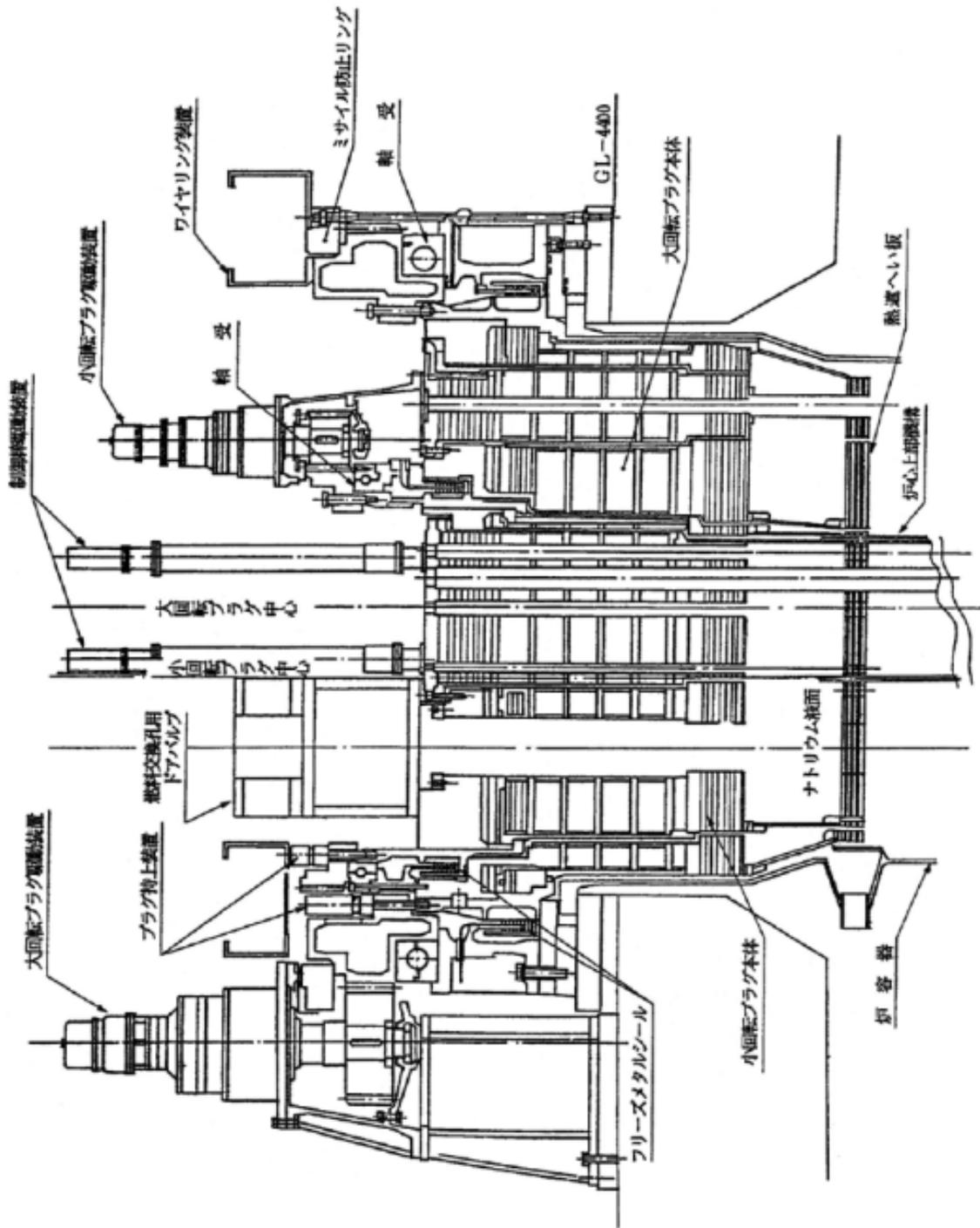
熱電対案内フィンガ数 炉心及び周辺部 115本

3.12.2 遮へいグラファイト及び生体遮へい体

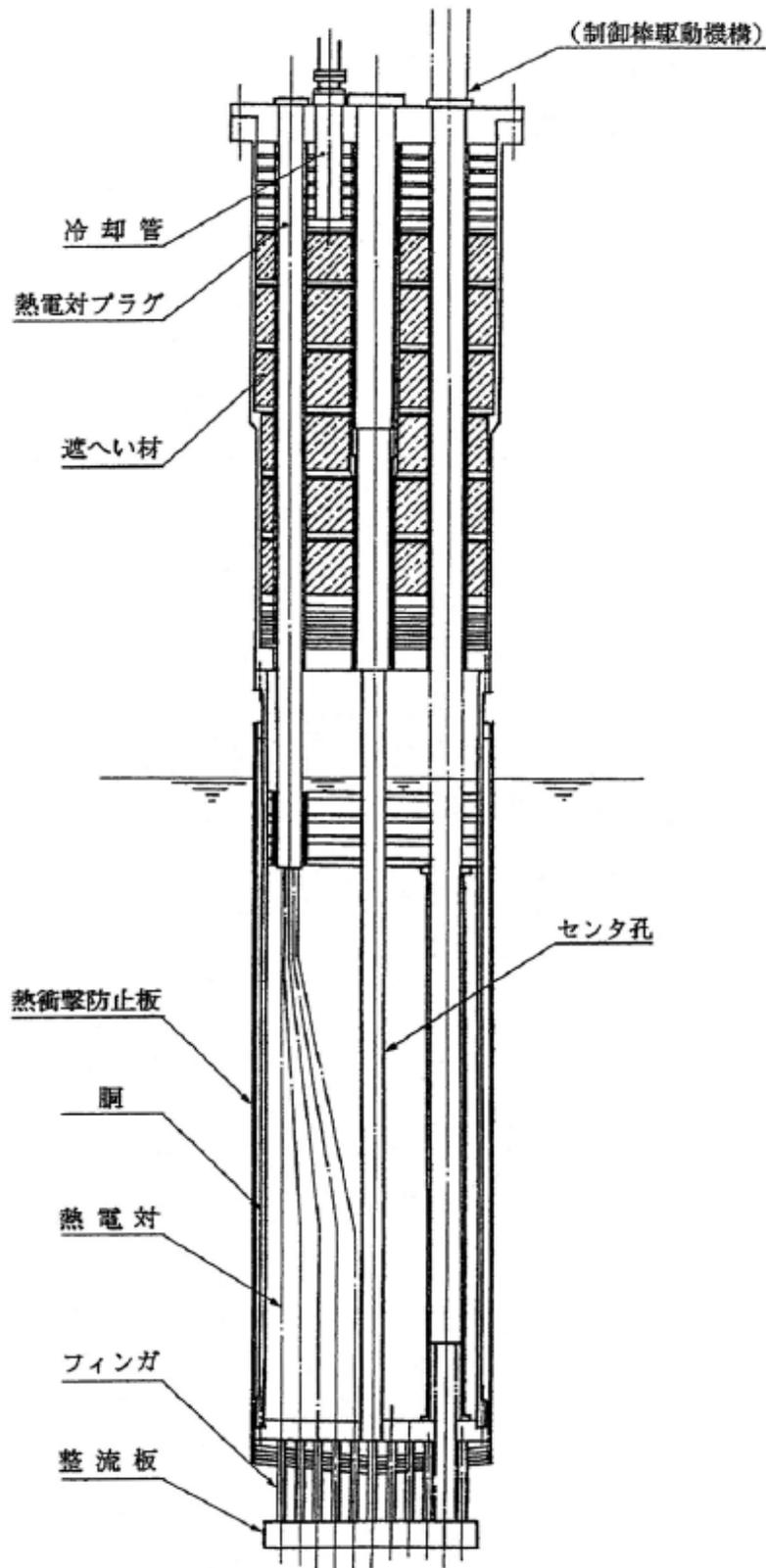
原子炉容器の周囲（側面及び下面）には、遮へいグラファイトが設置される。遮へいグラファイトは、安全容器に収納される。遮へいグラファイトは、機械加工されたグラファイトブロックを積層したもので、各ブロックはキーにより連結され、ピンにより安全容器に固定される。また、安全容器の周囲には、コンクリート製の生体遮へい体が設けられる。なお、生体遮へい体は、原子炉建物の一部を構成する。遮へいグラファイト及び生体遮へい体は、炉心から漏れ出る中性子の減速及びガンマ線の遮蔽を目的とする。主な仕様を以下に示す。

遮へいグラファイト

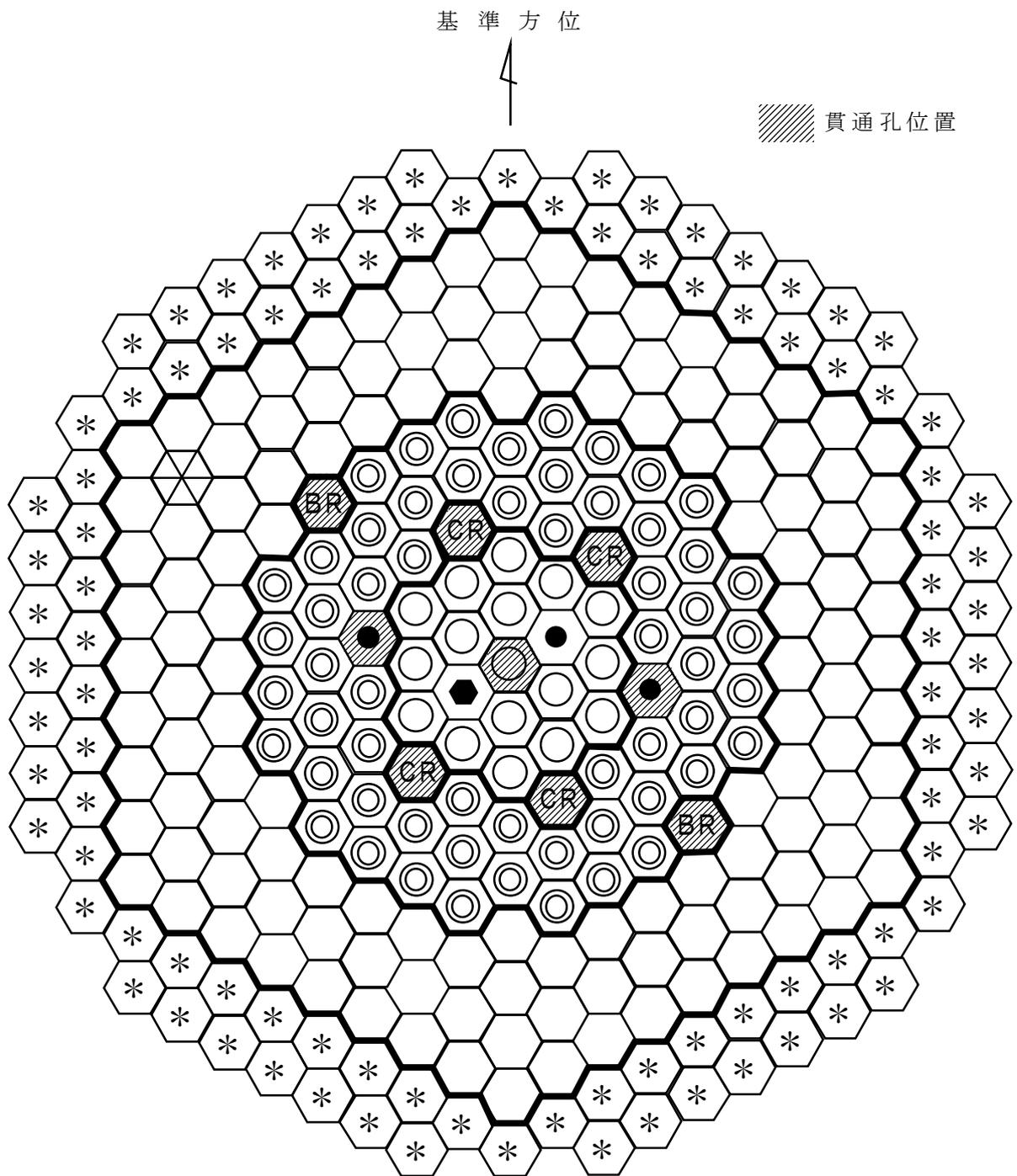
グラファイト厚さ 約 1,000mm
グラファイト材質 原子炉級
生体遮へい体
コンクリート厚さ 約 1,000mm



第 3.12.1 図 回転プラグ



第 3. 12. 2 図 炉心上部機構



第 3.12.3 図 貫通孔位置

5. 原子炉冷却系統施設

5.1 概要

原子炉冷却系統施設は、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備から構成する(第5.1.1図参照)。1次主冷却系及び2次主冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、炉心の冷却を行うとともに、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないように、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないように、さらに、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。なお、原子炉冷却系統施設にあつては、1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系の一部が原子炉冷却材バウンダリに該当し、2次主冷却系、2次補助冷却系並びに2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系の一部が冷却材バウンダリに該当する。また、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備にあつては、冷却材の自由液面を有するものがある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いるため、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。アルゴンガスは、シールガス及びパージガスとしても使用される。冷却材であるナトリウムと接しない部分にあつては、予熱又は冷却等用のガスとして窒素ガスを用いる。

原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。さらに、原子炉冷却材バウンダリを構成する1次主冷却系、1次補助冷却系の機器・配管については二重構造とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙にナトリウム漏えい検出器を設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材(ナトリウム)の漏えいを検出できるものとする。

原子炉冷却系統施設の基本的な運転方法の概要を以下に示す。

(1) 起動準備

1次主冷却系、2次主冷却系、ナトリウム充填・ドレン設備及びアルゴンガス設備等の弁の開閉、各種ポンプの運転及びプラント各部の温度・圧力・液面等が所定の状態にあることを確認する。

(2) 主循環ポンプの起動

1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプを起動し、回転数制御等により、1次主冷却系の冷却材流量を約2,700t/h(2ループの合計)に、2次主冷却系の冷却材流量を約2,400t/h(2ループの合計)とし、当該流量を保持する。

(3) 温度上昇及び保持

ナトリウム予熱設備、及び1次主循環ポンプ・2次主循環ポンプの運転に伴う入熱によ

り、1次冷却材温度を約250℃まで昇温し、保持する。

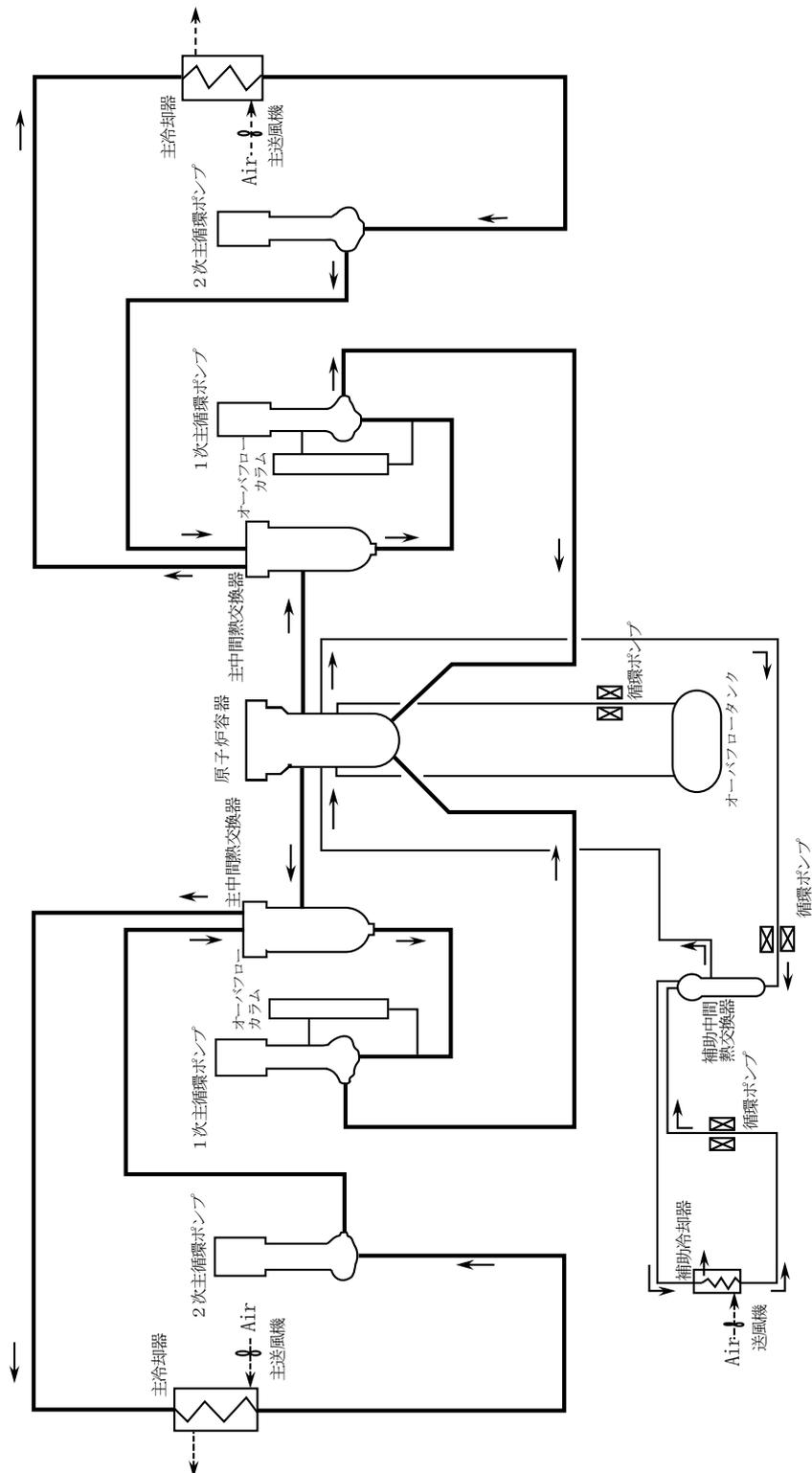
(4) 出力上昇

1次主冷却系の冷却材流量を約2,700t/h(2ループの合計)に、2次主冷却系の冷却材流量を約2,400t/h(2ループの合計)に保持し、冷却材温度が約250℃の等温状態とする。その後、制御棒を徐々に引き抜き、核加熱による系統昇温を実施する。なお、系統昇温中においては、主冷却機の主送風機を停止状態に、かつ、出入口ダンパ等を閉止した状態として、温度変化率が50℃/h以下となるように原子炉出力を調整する。また、原子炉入口冷却材温度が、目標温度(通常は350℃とし、試験目的に応じて250℃から350℃未満の温度にすることがある。)に到達後は、目標温度で一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する。

系統昇温終了後、制御棒を徐々に引き抜き、出力上昇を行う。出力上昇中における温度変化率は50℃/h以下とする。また、原子炉入口冷却材温度が、目標温度で一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する(主送風機起動を含む)。原子炉出力の監視には、核計装の指示値の他に、原子炉出口冷却材温度が用いられる。なお、試験目的に応じて、原子炉入口冷却材温度の目標温度を250℃から350℃未満とする場合は、目標出力(定格出力を上回らない出力)を定めて運転する。このような運転を必要とする試験は、材料の照射健全性を確保するために必要なデータを取得して、段階的に実施していく。

(5) 出力降下と停止

制御棒を徐々に挿入することで、出力を降下させる。出力降下時において、原子炉入口冷却材温度が、目標温度で一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する(主送風機停止を含む)。原子炉停止後、燃料交換等のため原子炉を長期に停止する場合には、必要に応じて、主冷却器の空気流量を調整し、系統降温を実施する。系統降温中における温度変化率は50℃/h以下とする。冷却材温度が約250℃に到達したところで、その温度が一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する。また、必要に応じて、ナトリウム予熱設備を使用する。



第 5.1.1 図 原子炉冷却系統図

5.2 1次主冷却系

5.2.1 概要

原子炉施設には、一次冷却設備として、1次主冷却系を設ける。1次主冷却系は、二つの回路から構成し、各回路には1次主循環ポンプを、また、1次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するため、オーバフローカラムを設ける。1次冷却材には、液体ナトリウムが用いられ、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、炉心の冷却を行った後、又は原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去した後、主中間熱交換器で2次冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流する。1次主冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、予想される静的及び動的圧力、熱応力、地震力等あるいはそれらの組合せに対し十分に耐えるように、また、2次主冷却系と相まって、適切な冷却能力を有するように設計する。主な仕様を以下に示す。

原子炉熱出力 100MW

全流量 約 2,700t/h

ループ（回路）数 2回路

1ループ当たりの流量 約 1,350t/h

原子炉出口冷却材温度 約 456℃*

原子炉入口冷却材温度 約 250～約 350℃

原子炉入口冷却材圧力 約 5kg/cm²[gage] (約 0.49MPa[gage])

*：原子炉入口冷却材温度約 350℃における値である。

設計温度 ホットレグ 550℃

コールドレグ 450℃

5.2.2 主要設備

5.2.2.1 主中間熱交換器

主中間熱交換器は、1次主冷却系の二つのループに1基ずつ設けられる。主中間熱交換器は、たて置シェルアンドチューブ型熱交換器（第5.2.1図参照）であり、1次冷却材は胴側側面の1次入口ノズルから流入し、伝熱管外側を下向きに流れ、胴側下方の出口ノズルから流出する。2次冷却材は上端中央入口ノズルから下降管を通過して下部プレナムに入り伝熱管内を上昇し、上部プレナムを通過して上端の出口ノズルから流出する。主中間熱交換器は保守点検が容易なように内部を引き出すことができる構造とする。また、下部プレナムの軸方向変位を可能とすることによって、伝熱管の熱応力を緩和する。なお、1次冷却材（1次主冷却系）の圧力は、2次冷却材（2次主冷却系）より低くするものとし、万一の伝熱管破損の場合に、1次冷却材が2次冷却材中に流入し、1次冷却材中の放射性物質が、2次冷却材中に混入すること（汚染が拡大すること）を防止できるものとする。主中間熱交換器の主な仕様を以下に示す。

型式 たて置シェルアンドチューブ型

基数 2基
容量(定格) 50MW/基
使用材料 ステンレス鋼
設計圧力(耐圧部) 胴部 $1\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $98\text{kPa}[\text{gage}]$)
管部 $5\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.49\text{MPa}[\text{gage}]$)
設計温度 550°C
1次冷却材流量 約 $1,350\text{t}/\text{h}/\text{基}$
2次冷却材流量 約 $1,200\text{t}/\text{h}/\text{基}$

5.2.2.2 1次主循環ポンプ

1次主循環ポンプは、1次主冷却系の二つのループに1基ずつ設けられる。1次主循環ポンプは、たて軸自由液面型遠心式ポンプ(第5.2.2図参照)であり、ポンプ本体(内部構造)と本体を収納するアウターケーシングから構成する。ポンプ本体は、インペラ、ディフューザ、軸、軸受、軸封機構、熱遮へい及びガンマ線遮へいプラグ等を組み立てたものであり、メンテナンス時には、配管に溶接されたアウターケーシングを残して、ポンプ本体のみを引き出すことができる構造を有する。外ケーシングのうち、冷却材であるナトリウムに接液する部分には、ジャケットを設け、二重構造とし、万一、当該部(原子炉冷却材バウンダリ)の破損が生じた場合にあっても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止できるものとする。また、当該二重構造の間隙にナトリウム漏えい検出器を設けることで、ナトリウム漏えいの早期検知を図る。

主中間熱交換器出口から、1次主循環ポンプに流入する冷却材は、アウターケーシングの吸込口から主循環ポンプ内部に導入され、インペラにより加圧された後、ディフューザを經由し、高圧室を通過して、吐出口から流出する。また、高圧の冷却材の一部は、ポンプ本体下部のナトリウム潤滑静圧軸受に供給され、当該静圧軸受から流出した冷却材は、主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するために設けたオーバフローノズルからオーバフローコラムに導入される。

1次主循環ポンプは、冷却材の自由液面を有する。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いる。また、その原子炉カバーガス等のバウンダリにおいては、メカニカルシールを使用する。1次主循環ポンプのメカニカルシール及び軸受には、潤滑油を用いるものとするが、潤滑油の供給等に用いる潤滑油ポンプ等については、密封回路とし、カバーガスの漏えいを防止できるものとするとともに、供給した潤滑油が冷却材中に混入することを防止できる構造とする。

ポンプ本体は、軸継手を介して、その上部に設置された駆動用主電動機と接続される。1次主循環ポンプの流量は、当該主電動機の回転数を制御することで調整する。流量調整範囲は、約10~100%の間で連続可変とする。また、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時(外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除く。)には、1次主循環ポンプの回転数が約10秒の時定数で慣性降下するものとし、1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転(低速運転:ランバック制御)にて一定流量で運転できるものとする。なお、1次主循環ポンプの駆動用主電動機の電源が喪失した場合にあっては、1次主循環ポンプの

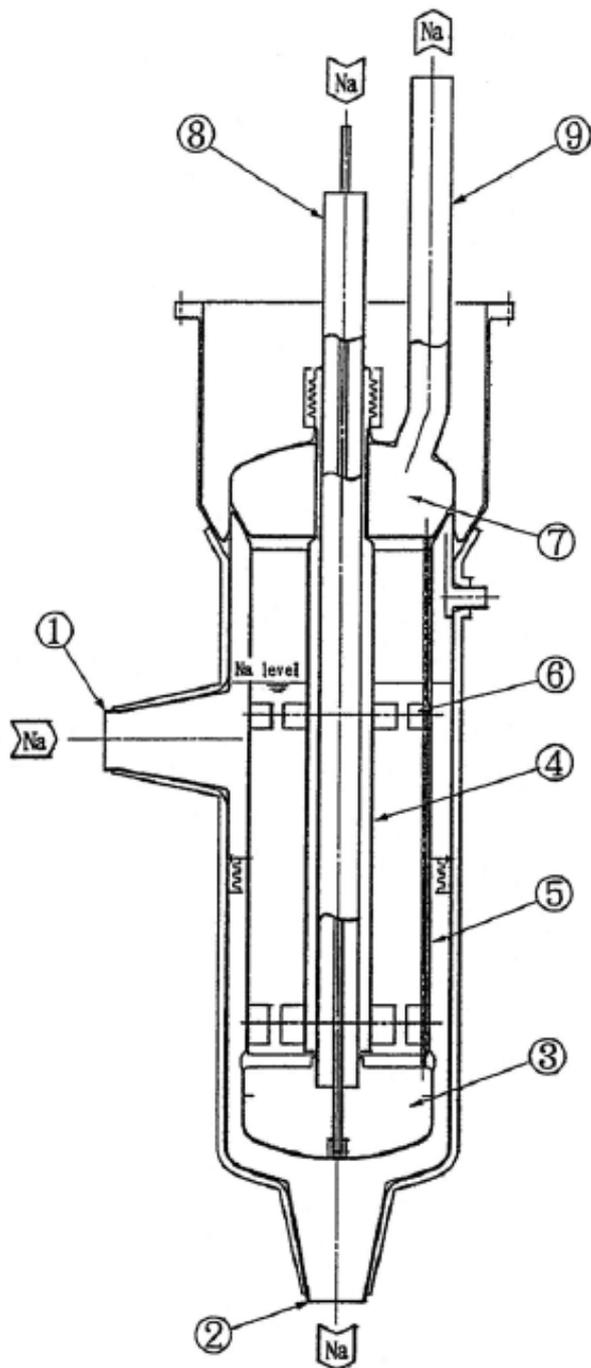
回転数が約 10 秒の時定数で慣性降下し、1 次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環運転による一定流量運転に移行するものとする。1 次主循環ポンプの主な仕様を以下に示す。

型式 たて軸自由液面型遠心式
基数 2 基
容量 (定格) 約 1,350t/h/基
揚程 (定格) 約 60mNa
運転温度 約 350°C
設計温度 450°C

5.2.2.3 配管

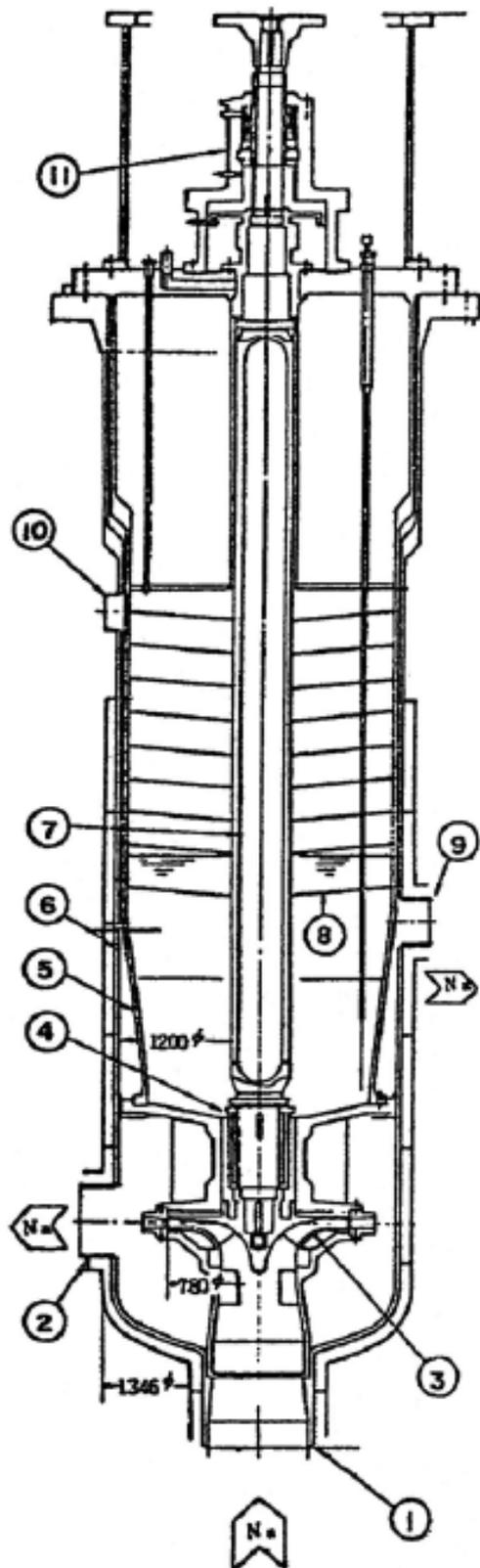
1 次冷却材は、原子炉容器出口ノズルより流出し、主中間熱交換器及び 1 次主循環ポンプを経由して、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に還流する。これらの機器を接続する配管は、ステンレス鋼製の二重管構造 (配管 (内側) 及び配管 (外側) から構成) とし、万一、原子炉冷却材バウンダリである配管 (内側) の破損が生じた場合にあっても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止できるものとする。また、1 次主冷却系には、1 次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するためのオーバフローカラム、及び原子炉容器入口ノズルの上流に原子炉容器内の 1 次冷却材が逆流することを防止するための逆止弁を設ける。配管の主な仕様を以下に示す。

材質 ステンレス鋼
外形寸法 約 510mm (原子炉容器出口配管)



5	外側シュラウド		
4	内側シュラウド	9	2次ナトリウム出口ノズル
3	2次側下部プレナム	8	2次ナトリウム入口ノズル
2	1次ナトリウム出口ノズル	7	2次側上部プレナム
1	1次ナトリウム入口ノズル	6	内 胴 窓

第 5.2.1 図 主中間熱交換器



		11	上部軸封部
5	インナーケーシング	10	Ar ガスノズル
4	ナトリウムベアリング	9	オーバーフローノズル
3	インペラ	8	熱媒へい板
2	吐出ノズル	7	シャフト
1	吸込ノズル	6	アウターケーシング

第 5.2.2 図 1 次主循環ポンプ

5.3 2次主冷却系

5.3.1 概要

原子炉施設には、二次冷却設備として、2次主冷却系を設ける。2次主冷却系は、二つの回路から構成し、各回路には2次主循環ポンプを、また、2次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するため、2次主冷却系オーバフロータンクを設ける。2次冷却材には、液体ナトリウムが用いられ、第5.1.1図に示すように、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、主中間熱交換器で1次冷却材と熱交換した後、空冷式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送し、主中間熱交換器に還流する。主な仕様を以下に示す。

全除熱量 100MW

ループ（回路）数 2回路

1ループ当たりの流量 約1,200t/h

主中間熱交換器出口冷却材温度 約440℃*

主中間熱交換器入口冷却材温度 約320℃*

*：原子炉入口冷却材温度約350℃における値である。

設計圧力 5kg/cm²[gage]（約0.49MPa[gage]）（2次主循環ポンプ出口）

設計温度 ホットレグ 520℃

コールドレグ 400℃

大気 40℃

5.3.2 主要設備

5.3.2.1 主冷却機

主冷却機は2基を1式とし、2次主冷却系の二つのループに1式ずつ設けられる。主冷却機は、多数のフィン付管を水平に配列した（フィン付空冷多管式）主冷却器及び主冷却器に空気を送り込む主送風機設備等から構成する（第5.3.1図参照）。2次冷却材は、主冷却器のフィン付管内に導入される。主送風機により送り込まれる空気は、フィン付管の下方から導入され、フィン付管外側のギャップを通過して上向きに流れ、熱交換した後、大気中に排出される。主送風機設備は、主送風機、インレットベーン、出入口ダンパ及びダクト類等から構成する。主送風機は、通常運転時において、一定出力で運転されており、主冷却器の空気流量は、インレットベーンと入口ダンパの開度を調整することで制御される（出口ダンパは一定開度で保持）。なお、インレットベーンと入口ダンパの開度は、原子炉冷却材温度制御系により調整される。各主冷却器の空気流量調整範囲は定格空気流量の約5～100%である。また、原子炉停止（原子炉保護系（スクラム）の作動によるものを含む。）時には、主送風機は停止され、除熱は自然通風により行われる。なお、主送風機には、主送風機の停止が必要となった場合に、その停止を迅速に行うための電磁ブレーキが設けられている。原子炉停止時における自然通風除熱時においては、原子炉冷却材温度制御系により、インレットベーンと入口ダンパの開度を調整できるものとするとともに、必要な場合に、手動操作によりインレットベーン及び出入口ダンパを開閉できるものとする。主冷却機の主な仕様を以下に示す。

型式 フィン付空冷多管式
数量 2式 (2基/式)
容量 (定格) 50MW/式 (25MW/基)
設計圧力 $3\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.29\text{MPa}[\text{gage}]$) (冷却材バウンダリ)
設計温度 520°C (冷却材バウンダリ)
 40°C (大気)
空気出口温度 約 330°C
最大空気流量 約 $8,500\text{Nm}^3/\text{min}/\text{基}$

5.3.2.2 2次主循環ポンプ

2次主循環ポンプは、2次主冷却系の二つのループに1基ずつ設けられる。2次主循環ポンプは、たて軸自由液面型遠心式ポンプ(第5.3.2図参照)であり、ポンプ本体(内部構造)と本体を収納するアウターケーシングから構成する。ポンプ本体は、インペラ、ディフューザ、軸、軸受、軸封機構及び熱遮へい等を組み立てたものであり、メンテナンス時には、配管に溶接されたアウターケーシングを残して、ポンプ本体のみを引き出すことができる構造を有する。

主冷却器出口から、2次主循環ポンプに流入する冷却材は、アウターケーシングの吸込口から主循環ポンプ内部に導入され、インペラにより加圧された後、ディフューザを経由し、高圧室を通過して、吐出口から流出する。

2次主循環ポンプは、冷却材の自由液面を有する。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いる。ポンプ本体は、軸継手を介して、その上部に設置された駆動用電動機と接続される。流量調整範囲は、約35~100%の間で可変とする。なお、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時には、2次主循環ポンプは停止し、2次主冷却系は、自然循環運転に移行するものとする。2次主循環ポンプの主な仕様を以下に示す。

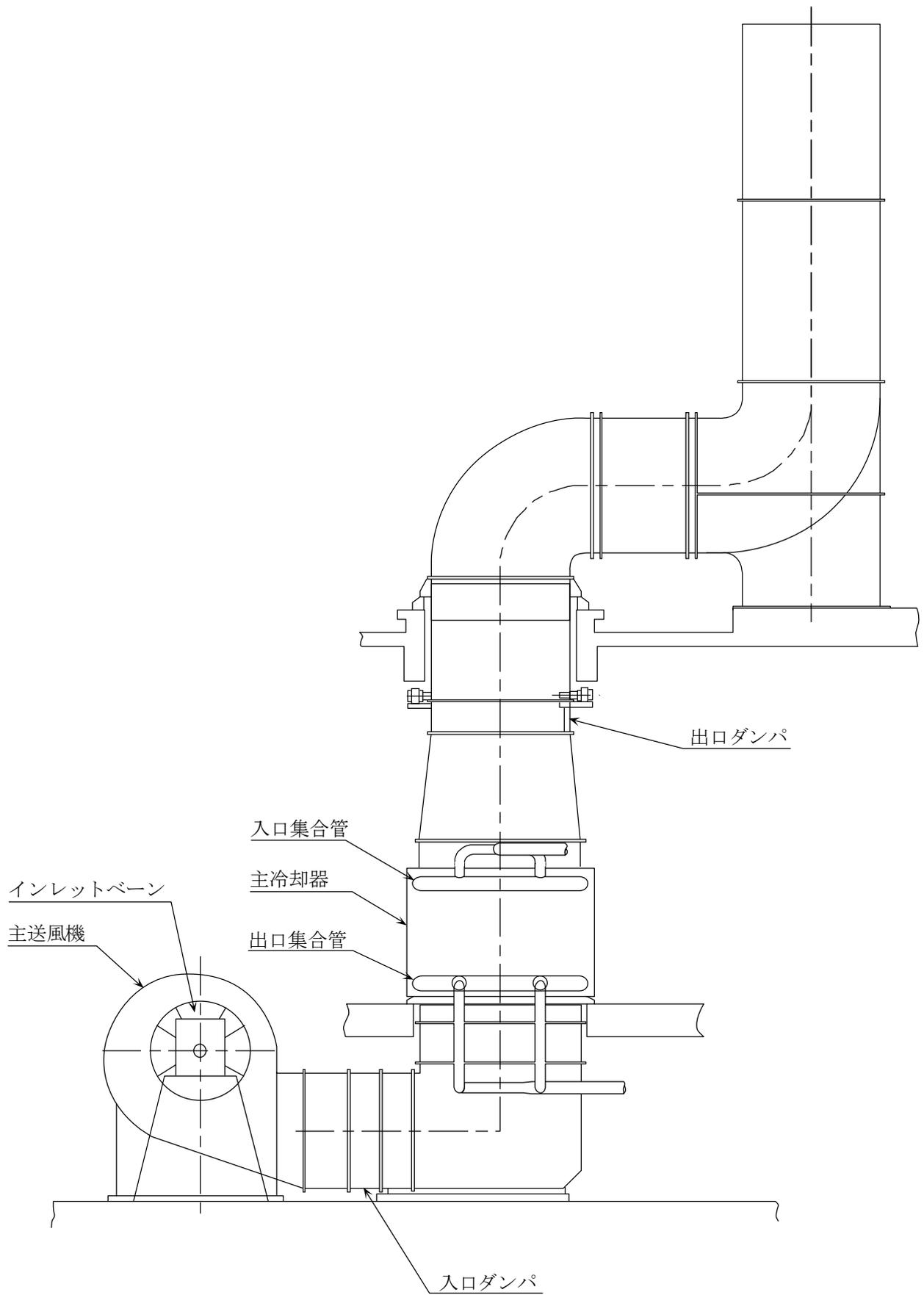
型式 たて軸自由液面型遠心式
基数 2基
容量 (定格) 約 $1,200\text{t}/\text{h}/\text{基}$
揚程 (定格) 約 40mNa
運転温度 約 320°C
設計温度 400°C

5.3.2.3 配管

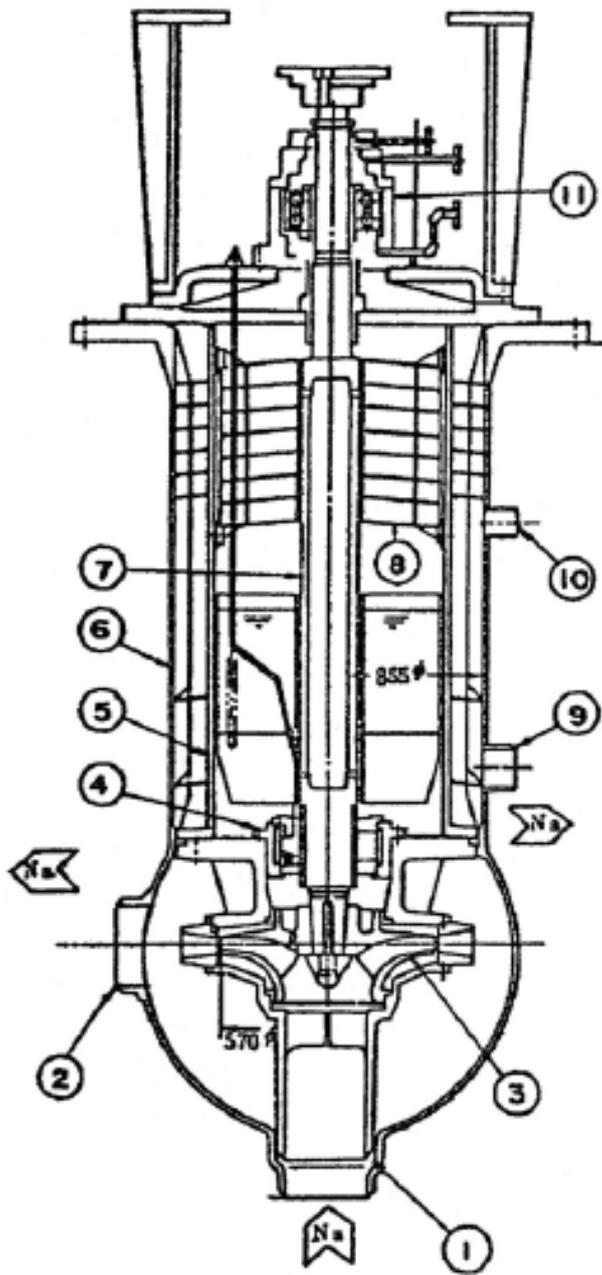
2次冷却材は、主中間熱交換器出口ノズルより流出し、主冷却器及び2次主循環ポンプを経由して、主中間熱交換器入口ノズルから主中間熱交換器内に還流する。これらの機器を接続する配管は低合金鋼製とする。また、2次主冷却系には、主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するためのオーバフロータンクを設ける。配管の主な仕様を以下に示す。

材質 低合金鋼 (2・1/4Cr-1Mo 鋼)

外形寸法 約 320mm (主中間熱交換器出入口配管)



第 5.3.1 図 主冷却機



		11	上部軸封部
5	インナーケーシング	10	Ar ガスノズル
4	ナトリウムベアリング	9	オーバフローノズル
3	インペラ	8	熱感へい板
2	吐出ノズル	7	シャフト
1	吸込ノズル	6	アウターケーシング

第 5.3.2 図 2 次主循環ポンプ

5.4 非常用冷却設備

1次主冷却系及び2次主冷却系は、以下の方針に基づき、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないよう、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないよう、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。

(1) 1次主冷却系

- (i) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転（低速運転：ランバック制御）により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去することを基本とする。ただし、外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除くものとする。
- (ii) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機の電源が喪失した場合に使用する非常用冷却設備として、直流無停電電源系より電源を供給するポニーモータを各1次主循環ポンプに設ける。1次主循環ポンプの駆動用主電動機の電源が喪失した場合にあっては、1次主循環ポンプの回転数が約10秒の時定数で慣性降下し、当該回転数が設定点に達すると自動的に、1次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環運転による一定流量運転に移行するものとする。1次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環運転により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去する。ポニーモータの主な仕様を以下に示す。

型式 たて軸直流電動機

基数 2基

出力 約2.5kW

電源 直流100V

ポニーモータ運転時の炉心流量 約5%/基（定格流量に対する割合）

- (iii) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機及びポニーモータが使用できない場合には、1次主冷却系の冷却材の自然循環により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去する。

(2) 2次主冷却系

2次主冷却系は、冷却材の自然循環により、主中間熱交換器で1次冷却材と熱交換した後、空冷式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する。

6. 計測制御系統施設

6.1 概要

原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御し、かつ、監視するための計測制御系統施設を設ける。計測制御系統施設は、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータを設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。

6.2 核計装

6.2.1 概要

原子炉施設には、炉心の中性子束密度を監視するため、核計装として、起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統を設ける。その計測範囲を第6.2.1図に示す。

起動系及び中間出力系については、原子炉容器の外側に位置する遮へいグラファイトの中に、線形出力系については、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）の間に設置するものとし、起動系及び中間出力系においては、その鉛直方向位置を調整できるものとする。なお、核計装は、原子炉保護系（スクラム）に係る信号の一つとして用いられる。当該信号については、起動系において1 out of 2を、中間出力系及び線形出力系において2 out of 3を用いる。

6.2.2 主要設備

(1) 起動系

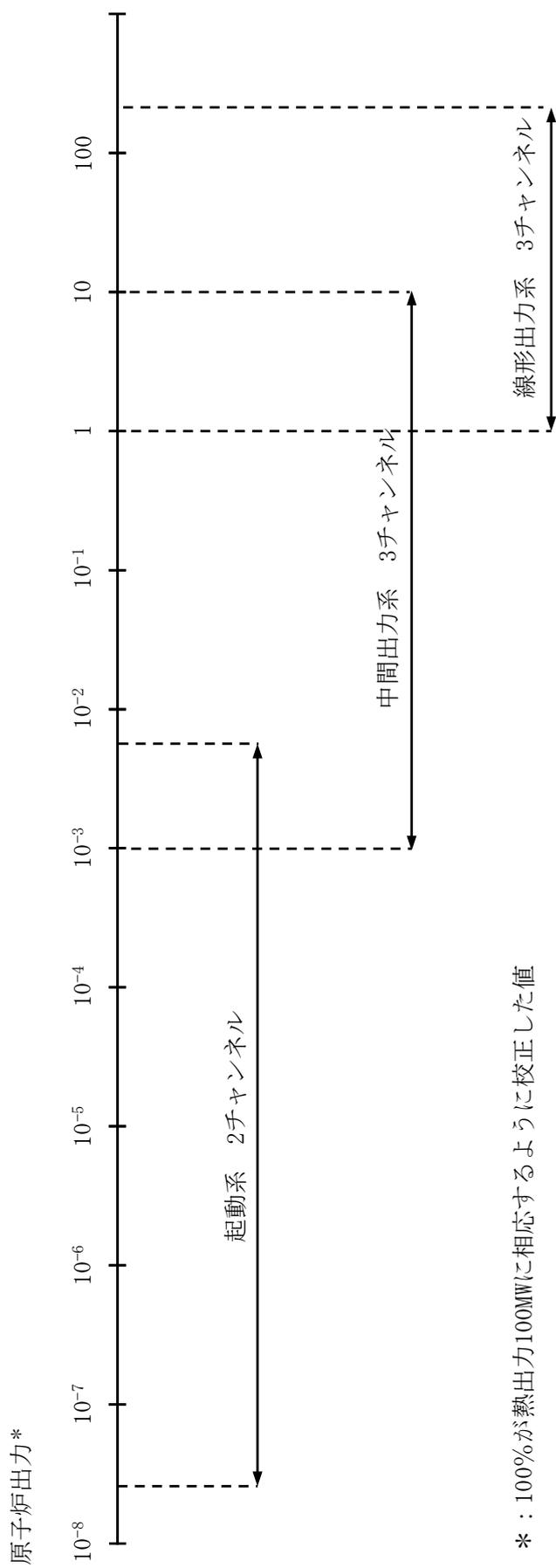
起動系は2チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、中性子検出器（核分裂計数管：FC）、高圧電源、前置増幅器、パルス増幅波高弁別器、対数計数率計及びペリオド計等から構成する（第6.2.2図参照）。

(2) 中間出力系

中間出力系は3チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、中性子検出器（核分裂計数管：FC）、高圧電源、前置増幅器、交流増幅器、整流平均回路、対数増幅器及びペリオド計等から構成する（第6.2.3図参照）。

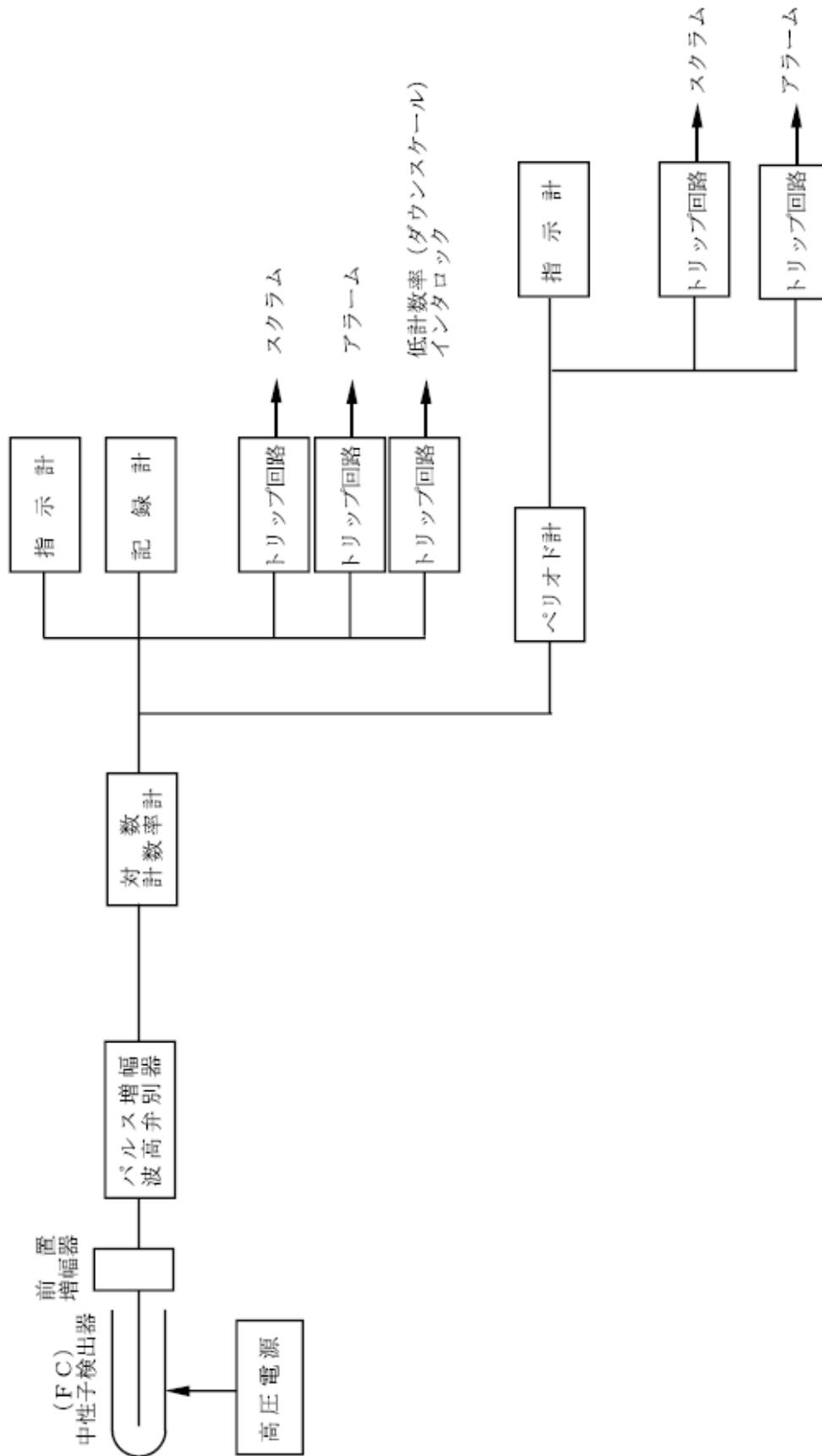
(3) 線形出力系

線形出力系は3チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、中性子検出器（ガンマ線補償型電離箱：CIC）、高圧電源、直流増幅器及びレンジ切替スイッチ等から構成する（第6.2.4図参照）。なお、線形出力系にあっては、レンジ切替スイッチにより、適切なレンジで用いるものとしており、そのレンジ切替は、直流増幅器の帰還回路に挿入された抵抗を切り替えることにより行う。

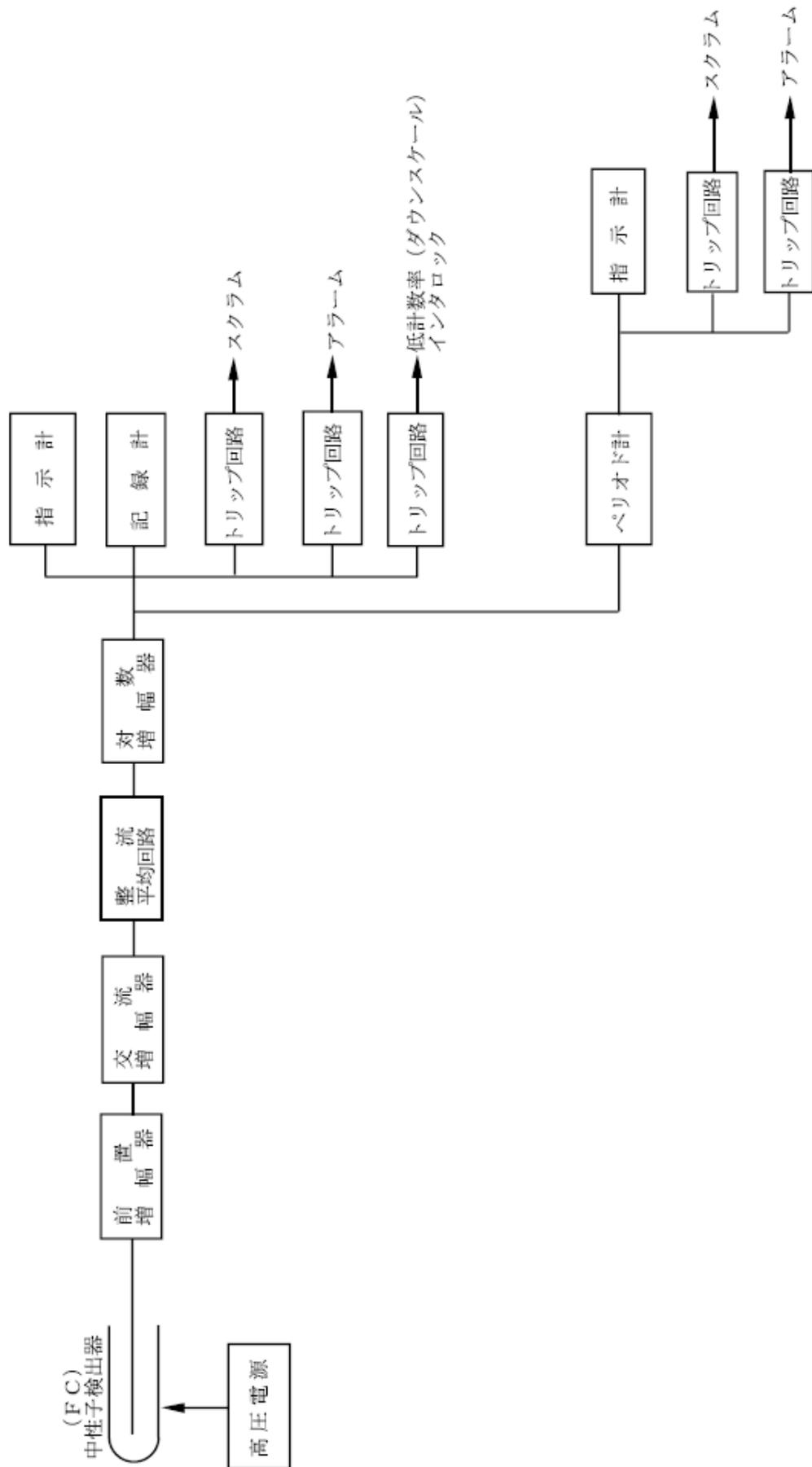


* : 100%が熱出力100MWに相応するように校正した値

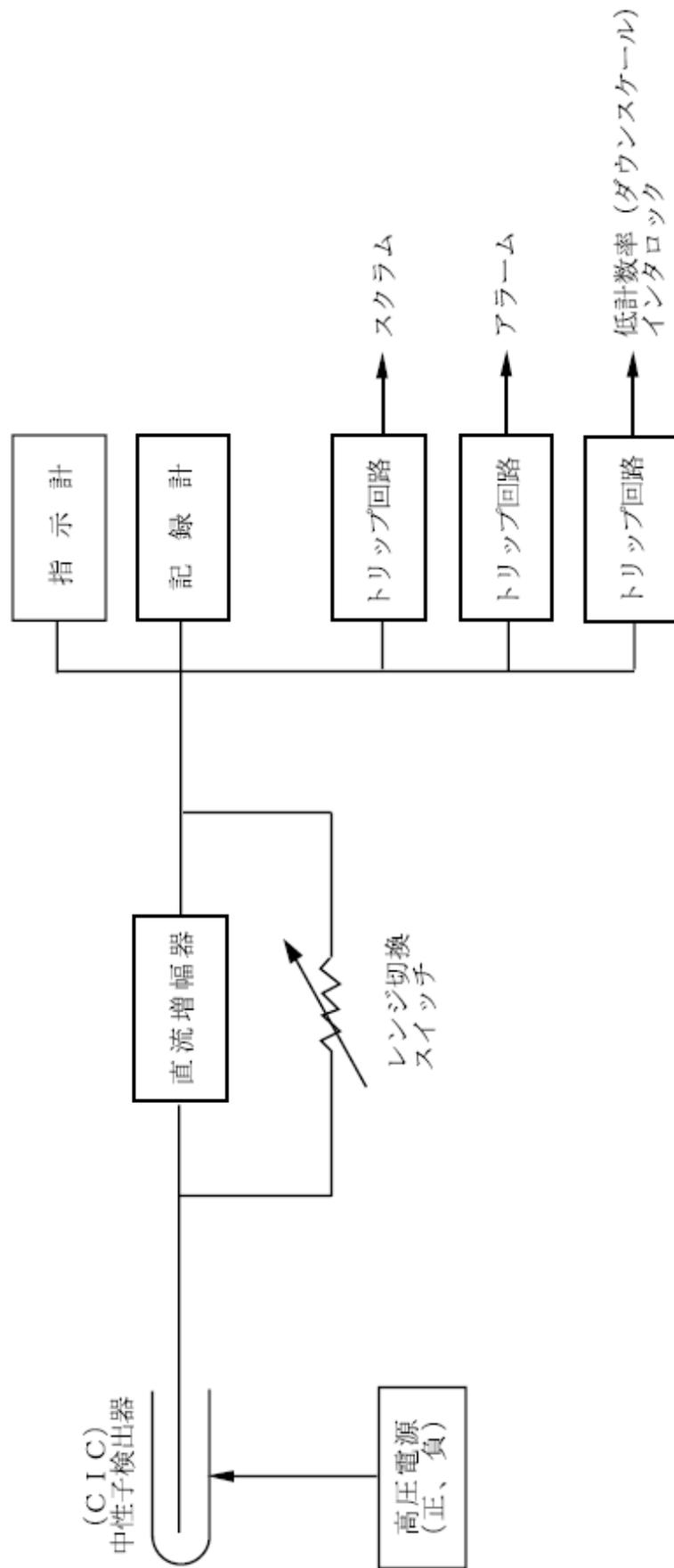
第 6. 2. 1 図 核計装計測範囲



第 6.2.2 図 核計装起動系構成図



第 6.2.3 図 核計装中間出力系構成図



第 6.2.4 図 核計装線形出力系構成図

6.3 プロセス計装

6.3.1 概要

原子炉施設には、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。

6.3.2 主要設備

プロセス計装は、原子炉容器及び原子炉容器まわりの計装、主冷却系計装、補助冷却系計装、純化系計装、制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装及びその他の計装から構成する。これらのプロセス計装には、用途に応じて、適切な検出器を設置する。主な検出器を以下に示す。

(1) 温度検出器

- (i) ナトリウムの温度：C A熱電対
- (ii) 容器及び管壁の温度：C A熱電対
- (iii) 空気、窒素ガス、アルゴンガス及び水の温度：測温抵抗体又はC A熱電対

(2) 圧力検出器

- (i) アルゴンガス及び窒素ガスの圧力
：ブルドン管、ダイヤフラム型差圧計又はベローズ式
- (ii) 空気の圧力：ブルドン管
- (iii) 水の圧力：ブルドン管
- (iv) ナトリウムの圧力：ブルドン管ダイヤフラム型

(3) 流量検出器

- (i) ナトリウムの流量：永久磁石式電磁流量計又は電磁コイル式電磁流量計
- (ii) アルゴンガス及び窒素ガスの流量
：オリフィス型差圧式、ピトー管型差圧式又は面積式
- (iii) 空気の流量：ピトー管型差圧式
- (iv) 水の流量：オリフィス型差圧式又は容積式

(4) 液面検出器

- (i) ナトリウムの液面：誘導式又は接点式
- (ii) 液体アルゴン及び液体窒素の液面：差圧式
- (iii) 水の液面：差圧式、電極式又はフロート式

(5) 漏えい検出器

- (i) ナトリウムの漏えい：通電式又は光学式

6.3.2.1 原子炉容器及び原子炉容器まわりの計装

原子炉容器の計装は、原子炉内ナトリウム液面計、燃料集合体出口ナトリウム温度計、原子炉容器壁部温度計及びナトリウム漏えい検出器等から構成する。原子炉容器まわりの計装は、回転プラグ内各部温度計及び回転プラグフリースील温度計等から構成する。また、格納容器には、格納容器（床上）及び格納容器（床下）の温度及び圧力を測定する

ための温度計及び圧力計を設ける。

原子炉内ナトリウム液面計は、誘導式液面検出器を有し、原子炉容器内のナトリウム液面を連続的又は断続的に測定するものであり、当該信号は、原子炉保護系に接続される。燃料集合体出口ナトリウム温度計は、熱電対を各々の炉心燃料集合体の出口に設けたものとし、炉心燃料集合体出口の冷却材温度の監視に用いる。また、異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。原子炉容器壁部温度計は熱電対を有し、主に、原子炉出力上昇時の原子炉容器壁の温度分布の測定に用いられる。

ナトリウム漏えい検出器は、通電式のものを用いる。ナトリウム漏えいを検出した場合には、警報回路を作動させるとともに、作動したナトリウム漏えい検出器の位置を把握できるよう設計する。

回転プラグ内各部温度計は、熱電対を有し、回転プラグ内部の温度分布の測定に用いる。回転プラグフリーズシール温度計は、回転プラグ操作時のフリーズシール部の温度測定に使用する。

格納容器内に設けた温度計及び圧力計により測定された格納容器（床上）及び格納容器（床下）の温度及び圧力に係る信号は、原子炉保護系に接続される。なお、格納容器（床下）の雰囲気については、酸素濃度計及び湿分濃度計を設置し、酸素濃度及び湿分濃度を監視できるものとする。

6.3.2.2 主冷却系計装

主冷却系には、流量計、温度計、液面計及びナトリウム漏えい検出器等を設ける。1次主冷却系にあっては、主な計装として、1次冷却材流量計、原子炉入口ナトリウム温度計、原子炉出口ナトリウム温度計や1次主循環ポンプ軸受及びモータコイル温度計等が設けられる。2次主冷却系についても、同様に、2次冷却材流量計、主冷却器入口及び出口ナトリウム温度計や2次主循環ポンプ軸受及びモータコイル温度計等が設けられる。これらの信号のうち、必要なものについては原子炉保護系に接続される。主冷却器においては、主な計装として、空気温度計、入口及び出口ダンパ開度計やインレットベーン開度計等を設ける。

ナトリウム漏えい検出器は、通電式又は光学式のものを用いる。ナトリウム漏えいを検出した場合には、警報回路を作動させるとともに、作動したナトリウム漏えい検出器の位置を把握できるよう設計する。

6.3.2.3 補助冷却系計装

補助冷却系計装は、補助冷却系中間熱交換器入口及び出口ナトリウム温度計、補助冷却系冷却器入口及び出口ナトリウム温度計、補助冷却系冷却器入口及び出口空気温度計、1次補助冷却系及び2次補助冷却系ナトリウム流量計、空気流量計や電磁ポンプコイル温度計等から構成し、異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。

6.3.2.4 純化系計装

冷却材であるナトリウムの純度は、プラグイン計及び化学分析により監視する。また、

1次純化系及び2次純化系には、コールドトラップ温度を監視・制御するためのコールドトラップ入口及び出口温度計やナトリウム流量計等を設ける。

6.3.2.5 制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装

制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装は、制御棒及び後備炉停止制御棒位置指示計や上限及び下限リミットスイッチ等から構成する。

6.3.2.6 その他の計装

その他の計装として、アルゴンガス設備、ナトリウム充填・ドレン設備及びガス供給設備等に係る計装があり、それぞれ圧力計、温度計、流量計又は液面計等を設けるものとする。

6.4 燃料破損検出系

6.4.1 概要

原子炉施設には、燃料破損検出系として、遅発中性子法燃料破損検出設備及びカバーガス法燃料破損検出設備を独立に設ける。これらのいずれかにおいて異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。

6.4.2 主要設備

(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備

遅発中性子法燃料破損検出設備は、検出器及びこれを収納するグラファイトブロック並びに計測装置等から構成し、1次主冷却系配管の近傍に設置される。検出器には、BF₃比例計数管等を使用する。

(2) カバーガス法燃料破損検出設備

カバーガス法燃料破損検出設備は、検出器及び計測装置等から構成し、カバーガス中の希ガス核分裂生成物の娘核種の放射能を測定する。検出器には、ヨウ化ナトリウムシンチレータを使用する。

6.5 安全保護回路

6.5.1 概要

計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにするため、安全保護回路を設ける(第6.5.1図参照)。安全保護回路は、原子炉保護系(スクラム)及び原子炉保護系(アイソレーション)から構成する。原子炉保護系(スクラム)は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させるように、原子炉保護系(アイソレーション)は、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるように設計する。なお、これらの作動値は通常運転時の設定値を超えない範囲で、到達させる原子炉の出力及び目標とする原子炉容器入口における冷却材の温度に応じて設定する。

原子炉保護系を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様性を確保するとともに、原子炉保護系を構成するチャンネルは、それぞれお互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保した設計とする。また、原子炉保護系は、フェイルセーフを基本方針とし、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。さらに、原子炉保護系は、計測制御系統施設の一部と共用する場合に、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、その安全保護機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。なお、原子炉保護系において、電子計算機を使用する場合には、ハードウェアの物理的分離又は機能的分離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等の措置を講じ、承認されていない動作や変更を防ぐものとし、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

6.5.2 主要設備

6.5.2.1 原子炉保護系（スクラム）

原子炉施設には、原子炉停止回路として、原子炉保護系（スクラム）を設ける。原子炉保護系（スクラム）は、以下の条件（作動設定値：第6.5.1表参照）に対して、自動的に原子炉停止系統を作動させて炉心を臨界未満とし、その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないものとする。

- a. 中性子束高（起動領域、中間領域及び出力領域）
- b. 炉周期短（起動領域及び中間領域）
- c. 原子炉出口冷却材温度高
- d. 原子炉入口冷却材温度高
- e. 1次冷却材流量低
- f. 2次冷却材流量低
- g. 炉内ナトリウム液面低
- h. 炉内ナトリウム液面高
- i. 1次主循環ポンプトリップ
- j. 2次主循環ポンプトリップ
- k. 格納容器内床上線量率高
- l. 格納容器内温度高
- m. 格納容器内圧力高
- n. 地震
- o. 電源喪失
- p. 手動アイソレーション
- q. 手動スクラム

原子炉保護系（スクラム）は、論理回路、補助継電器回路、制御棒保持電磁石電源装置及び後備炉停止制御棒保持電磁石電源装置から構成する。関連する核計装又はプロセス計装において作動設定値を超える信号を検出し、論理回路においてスクラム信号が発生した場合には、制御棒保持電磁石電源装置及び後備炉停止制御棒保持電磁石電源装置からの保持電磁石電流を遮断し、制御棒及び後備炉停止制御棒を切り離すことで、原子炉は停止される。なお、制御棒及び後備炉停止制御棒については、スプリングにより加速され、急速に炉心に挿入される。グリッパ機構については、制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の電動機により、通常で、制御棒及び後備炉停止制御棒に追従して炉心に挿入される。また、原子炉保護系（スクラム）の作動により原子炉が自動的に停止（スクラム）した場合には、1次主冷却系にあっては、外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除き、1次主循環ポンプをランバック制御に移行させ、1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転（低速運転：ランバック制御）、2次主冷却系にあっては、2次主循環ポンプ及び主送風機を停止し自然循環運転するものとする。

6.5.2.2 原子炉保護系（アイソレーション）

原子炉施設には、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるための安全保護回路として、原子炉保護系（アイソレーション）を設ける。原子炉保護系（アイソレーション）は、以下の条件（作動設定値：第6.5.1表参照）に対して、工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。なお、原子炉保護系（アイソレーション）作動時には、原子炉は自動的に停止（スクラム）される。

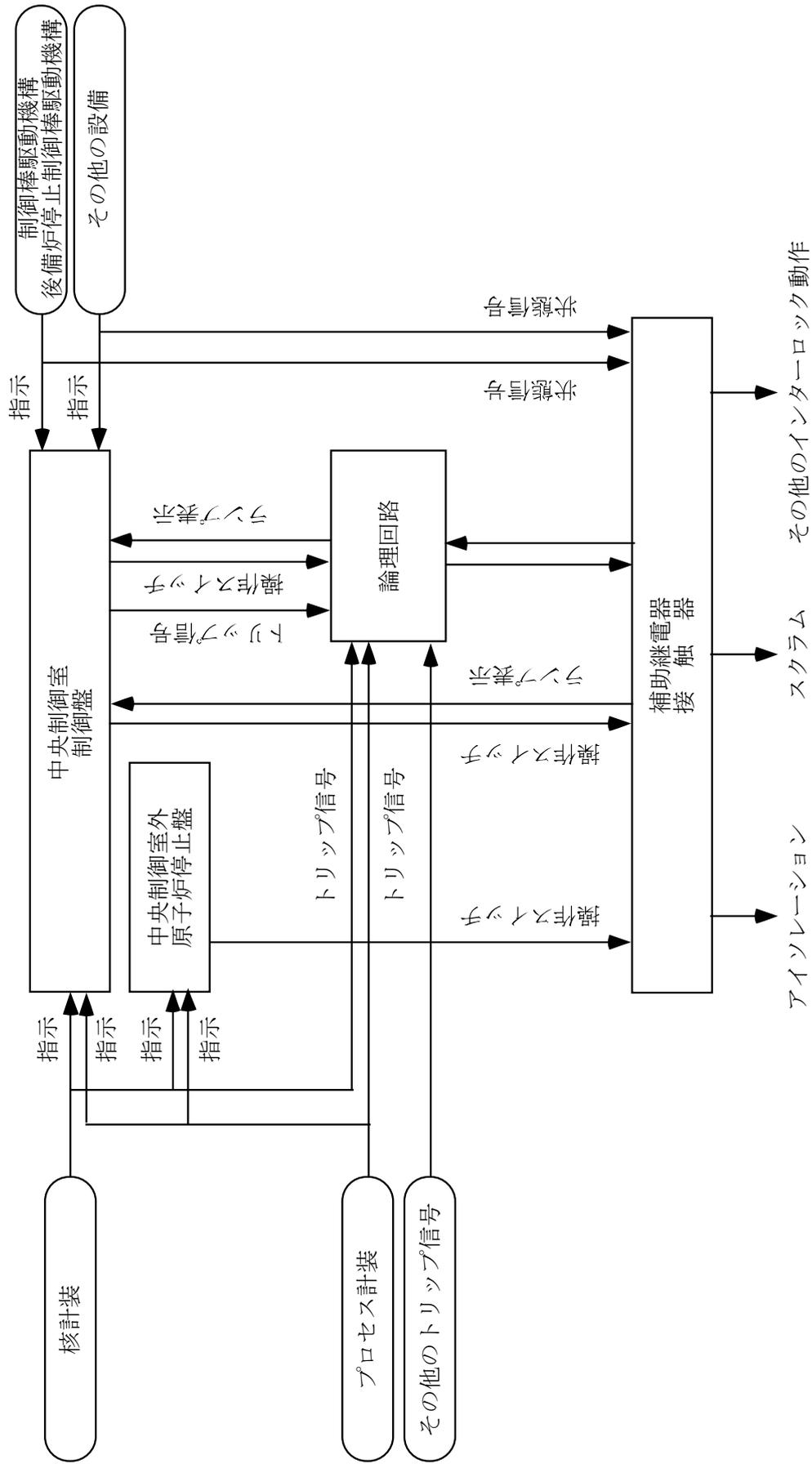
- a. 格納容器内床上線量率高
- b. 格納容器内温度高
- c. 格納容器内圧力高
- d. 手動アイソレーション

第 6.5.1 表 原子炉保護系作動設定値

No.	項目	作動設定値	スクラム	アイソレーション
1	中性子束高（出力領域）*1	高 105%	○	
2	中性子束高（中間領域）	高 フルスケール近く	○	
3	中性子束高（起動領域）	高 フルスケール近く	○	
4	炉周期短（中間領域）	+5 秒	○	
5	炉周期短（起動領域）	+5 秒	○	
6	原子炉出口冷却材温度高*1*2	高 464℃	○	
7	原子炉入口冷却材温度高*2	高 365℃	○	
8	1 次冷却材流量低	低 80%	○	
9	2 次冷却材流量低	低 80%	○	
10	炉内ナトリウム液面低	低 -100mm	○	
11	炉内ナトリウム液面高	高 +200mm	○	
12	1 次主循環ポンプトリップ	—	○	
13	2 次主循環ポンプトリップ	—	○	
14	格納容器内床上線量率高	高 1mSv/h	○	○
15	格納容器内温度高	高 60℃	○	○
16	格納容器内圧力高	高 29kPa[gage]	○	○
17	地震	水平 150gal	○	
18	電源喪失	—	○	
19	手動アイソレーション	—	○	○
20	手動スクラム	—	○	

*1： 先行試験においては、中性子束高（出力領域）の作動設定値を目標出力の 105%とし、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、目標出力時の原子炉出口冷却材温度より 8℃高い値とする。

*2： 原子炉入口冷却材温度の目標温度を 250℃から 350℃未満の温度とする場合は、原子炉入口冷却材温度高の作動設定値を目標温度より 15℃高い値にするとともに、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、原子炉入口冷却材温度の目標温度に対応した原子炉出口冷却材温度より 8℃高い値とする。



第 6.5.1 図 安全保護回路概要図

6.6 原子炉出力制御系

原子炉の出力は、制御棒及び制御棒駆動系（原子炉出力制御系）を用いて制御する。制御棒及び制御棒駆動機構の構造及び主な仕様等については、「3.9 制御設備及び非常用制御設備」に記載するものとする。運転員は、中央制御室において、核計装等の指示値を監視しながら、原子炉制御盤の引き抜き・挿入スイッチを手動操作することで、制御棒駆動系により、制御棒の位置を調整し、通常運転時の出力調整、臨界点調整及び燃料の燃焼による反応度低下に対する出力調整等を行う。また、制御棒の引き抜き操作にあつては、原子炉制御盤に設けた制御棒選択スイッチにより選択された制御棒のみを引き抜きできるものとし、複数の制御棒が同時に引き抜かれることを防止する。

6.7 原子炉制御系

6.7.1 概要

原子炉施設には、原子炉制御系として、原子炉冷却材温度制御系及び1次冷却材流量制御系を設ける（炉心の反応度（原子炉の出力）の制御に使用する制御棒及び制御棒駆動系を除く。）。原子炉制御系の概要図を第6.7.1図に示す。通常運転時にあつては、原子炉入口冷却材温度は、原子炉出力に関係なく一定に保持するものとする。また、1次主冷却系及び2次主冷却系の流量について、出力上昇時及び下降時も含めて一定に保持するものとする。

6.7.2 主要設備

6.7.2.1 原子炉冷却材温度制御系

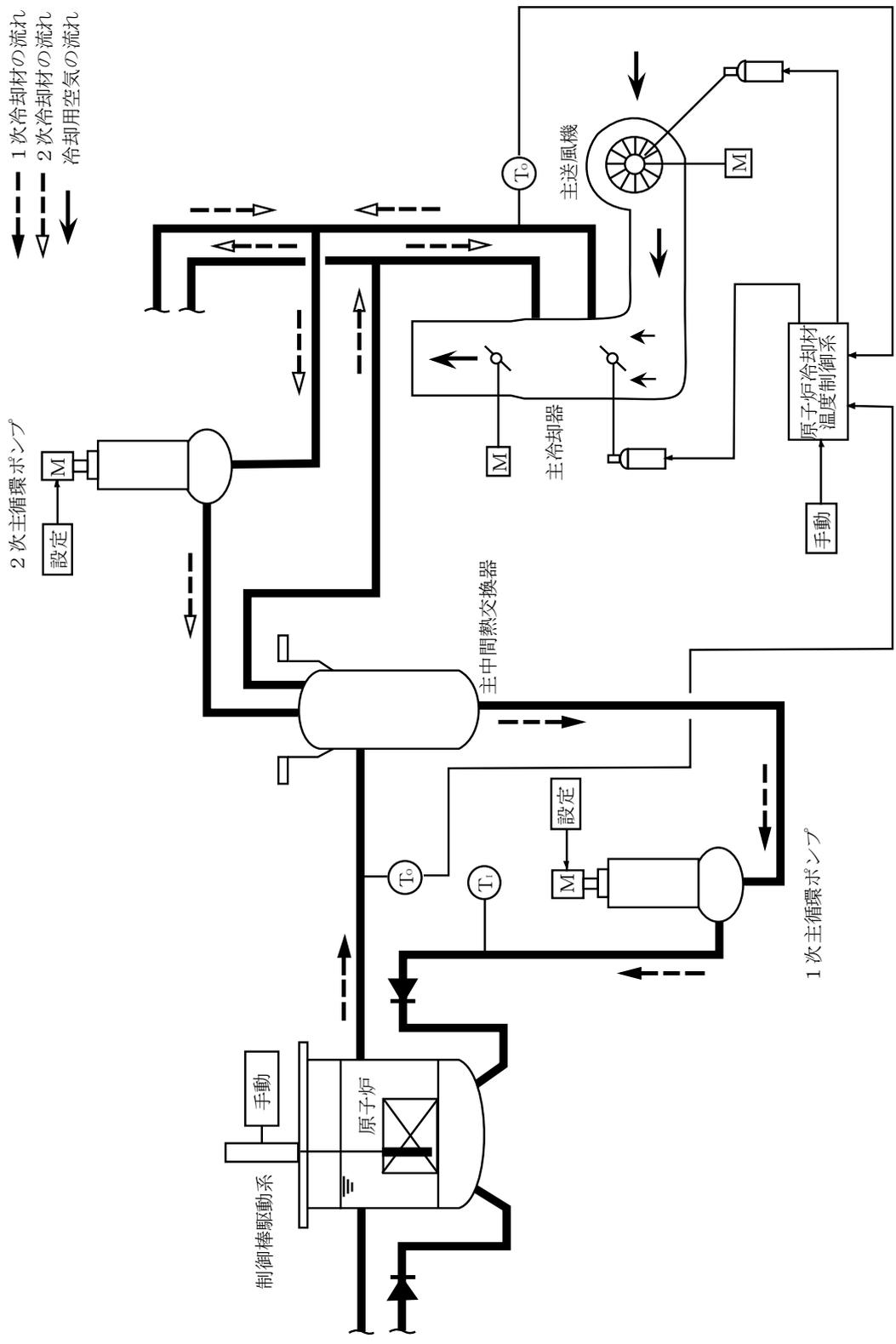
通常運転時の原子炉入口冷却材温度を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つように、主冷却器の空気流量を調整する原子炉冷却材温度制御系を設ける。空気流量は、手動又は自動で制御する。

主冷却器の空気流量は、4台の主冷却機の各々に設置されるインレットベーン又は入口ダンパの開度を調整することで制御される。インレットベーン及び入口ダンパの開度調整は、手動運転又は自動運転により行われる。なお、インレットベーン及び入口ダンパは圧縮空気により駆動される。インレットベーン及び入口ダンパの開度は連続的に変えることが可能であり、各主冷却器の空気流量調整範囲は定格空気流量の約5～100%である。空気流量の制御を手動運転により行う場合は、運転員が原子炉入口冷却材温度を監視しながら、これを一定に保つように、原子炉冷却材温度制御系の空気流量調節器を操作し、空気流量を制御する。自動運転の場合には、主冷却器出口冷却材温度の信号を、空気流量調節器の主冷却器出口冷却材温度設定の比較演算回路に入れ、主冷却器出口冷却材温度との偏差信号の大きさに応じて、インレットベーン又は入口ダンパを動作させ、空気流量を変化させて、原子炉入口冷却材温度を制御する。

6.7.2.2 1次冷却材流量制御系

通常運転時の1次冷却材流量を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つための1次冷却材流量制御系を設ける。1次冷却材流量は、手動又は自動で制御する。なお、1次冷却材流量は、1次主循環ポンプの回転数を変更することで調整される。

また、1次冷却材流量制御系は、原子炉スクラム時に、1次主循環ポンプをランバック制御に移行させ、1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転（低速運転：ランバック制御）により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去するように設計する。ただし、外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除くものとする。



第 6.7.1 図 原子炉制御系統図

6.8 警報回路

警報回路（アラーム）は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等が正常な範囲を逸脱した場合に、警報（ブザー又はベル）を発することで、運転員の注意を喚起し、その内容を表示できるものとする。なお、原子炉保護系に接続される計装にあっては、その作動設定値の下に、警報作動設定値を設けるものとする。

6.9 インターロック系

原子炉の運転に際し、運転員の誤操作等を防止するため、インターロック系として「運転モードスイッチ」、「制御棒電磁石励磁インターロック」及び「制御棒引抜きインターロック」を設ける。

(1) 運転モードスイッチ

運転モードスイッチは、以下に示す5種類のモードのうちの一つを原子炉の状況に応じて選択するものとする。

(i) 停止モード

停止モードは、原子炉停止中に使用されるものであり、全ての制御棒保持電磁石及び後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁回路を遮断するため、制御棒及び後備炉停止制御棒は、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系と切り離された状態で、炉心に全挿入される。ただし、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系については、制御棒及び後備炉停止制御棒が切り離されていることを条件に単独引き抜き・挿入操作又は全数引き抜き・挿入操作ができるものとする。

(ii) 起動モード

起動モードは、原子炉の起動時に使用されるものであり、中間出力系及び線形出力系核計装の「中性子束低」による制御棒引抜きインターロックをバイパスすることができるものとする。

(iii) 低出力モード

低出力モードは、原子炉の起動後の出力上昇時に使用されるものであり、線形出力系核計装の「中性子束低」による制御棒引抜きインターロック、及び起動系核計装の「中性子束高」又は「炉周期短」による原子炉保護系（スクラム）の作動をバイパスすることができるものとする。

(iv) 高出力モード

高出力モードは、原子炉の高出力運転時に使用されるものであり、起動系及び中間出力系核計装の「中性子束高」又は「炉周期短」による原子炉保護系（スクラム）の作動をバイパスすることができるものとする。

(v) 燃料交換モード

燃料交換モードは、原子炉停止中の燃料交換作業時に使用されるものであり、全ての制御棒保持電磁石及び後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁回路を遮断するため、制御棒及び後備炉停止制御棒は、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系と切り離された状態で、炉心に全挿入される。また、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系につ

いて、その引き抜き・挿入操作を阻止する。

(2) 制御棒電磁石励磁インターロック

制御棒電磁石励磁インターロックは、以下の条件を満足した場合に、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系により制御棒及び後備炉停止制御棒をラッチするため、制御棒電磁石及び後備炉停止制御棒電磁石を励磁できるものとする。

- (i) 運転モードスイッチが「起動モード」又は「低出力モード」であること。
- (ii) 原子炉保護系（スクラム）の条件がすべて解除されていること。
- (iii) ラッチリミットスイッチが作動していること。

(3) 制御棒引抜きインターロック

制御棒引抜きインターロックは、以下の条件を満足した場合に、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系によりラッチした制御棒及び後備炉停止制御棒を引き抜きできるものとする。なお、運転モードスイッチが「停止モード」の場合には、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系について、制御棒及び後備炉停止制御棒が切り離されていることを条件に単独引き抜き・挿入操作又は全数引き抜き・挿入操作ができるものとする。

- (i) 運転モードスイッチが「起動モード」、「低出力モード」又は「高出力モード」であること。
- (ii) 原子炉保護系（スクラム）の条件がすべて解除されていること。
- (iii) ラッチリミットスイッチが作動していること。
- (iv) 核計装の指示値が、運転モードスイッチの位置に応じた設定範囲内にあること。
- (v) 制御棒選択スイッチにより操作する制御棒又は後備炉停止制御棒が選択されていること。

7. 放射性廃棄物の廃棄施設

7.1 概要

原子炉施設には、周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減し、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」⁽¹⁾を参考に、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低くするよう、原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。また、原子炉施設において発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する能力を有する放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。

7.2 気体廃棄物の廃棄施設

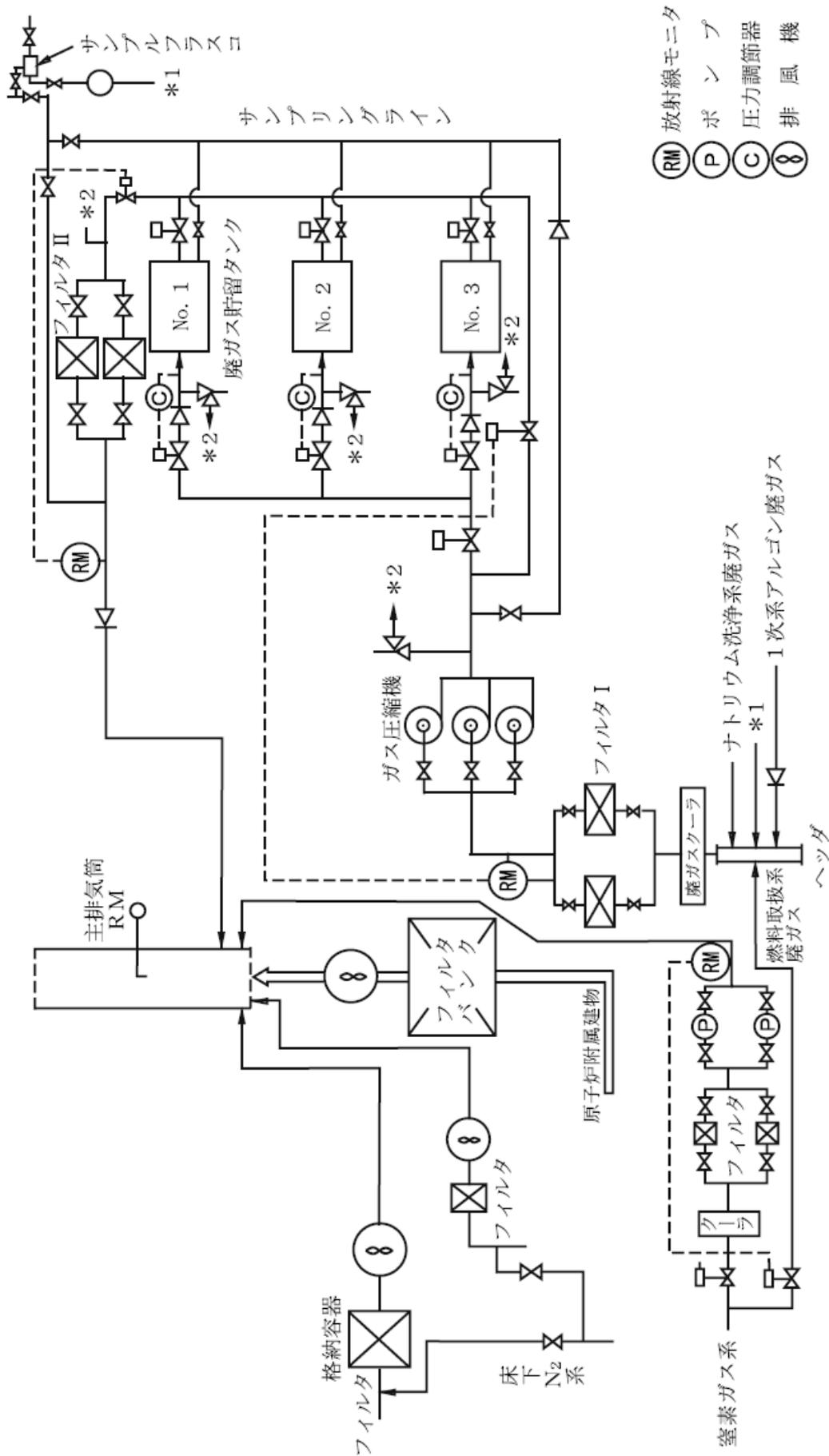
7.2.1 概要

放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスである。これらの放射性廃ガスを処理するため、気体廃棄物処理設備を設ける(第7.1図参照)。気体廃棄物処理設備は、フィルタ、送風機、圧縮機、貯留タンク及び配管等から構成する。放射性気体廃棄物は、主排気筒から大気に放出する。なお、主排気筒の排気口は、原子炉の炉心中心から北方向約30mの高さ約80m(T.P.約118m)に位置する。

7.2.2 主要設備

原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、コレクションヘッダに集約された後、廃ガスクーラ及び廃ガスフィルタを経由し、廃ガス圧縮機(3基(常用圧縮機2基(予備1基)及び非常用圧縮機1基))に導入される。アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガスフィルタを経由し、直接、主排気筒に送られる。なお、廃ガスフィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニット(2基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユニット(2基(予備1基):プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成)がある。また、換気設備等から主排気筒に送られる排気は、当該ガスを希釈するためにも用いられる。

放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が濃度限度を超える場合には、廃ガス圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。気体廃棄物処理設備には、1基当たり約2週間分の放射性気体廃棄物を貯蔵する能力を有する廃ガス貯留タンクを3基設ける(1基当たりの容量 $20\text{m}^3 \cdot \text{圧力 } 9\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.88\text{MPa}[\text{gage}]$)。このうち、廃ガス貯留タンク1基は、万一の事故等に備え、予備として運用するものとする。なお、遮へいコンクリート冷却系等より排出される廃ガスについては、当該廃ガス用のフィルタユニット(2基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタで構成)を経由し、送風機により直接、主排気筒に送られるが、窒素廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合には、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガスフィルタを経由し、主排気筒に送られる。



第 7.1 図 気体廃棄物処理系統図

8. 放射線管理施設

8.2 主要設備

8.2.1 屋内管理用の主要な設備

(1) 放射線監視設備

原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。また、中央制御室には、放射線管理に必要なエリアモニタ及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要なエリアモニタの指示又は記録を集中監視するための放射線監視盤を設ける。

(i) 放射線監視盤の設置場所

放射線管理に必要なエリアモニタの指示計、記録計及び警報回路は、中央制御室に設置する放射線監視盤に設けるものとし、中央制御室の放射線監視盤において、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は記録を集中監視できるものとする。

(ii) 主要な固定モニタと使用目的

原子炉保護系エリアモニタ： 格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定するものであり、設定値を超過した場合には、原子炉保護系（アイソレーション）が作動する。

格納容器内高線量エリアモニタ： 設計基準事故時等において、格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定する。

格納容器内中性子線エリアモニタ： 格納容器（床上）内の中性子線量率を測定する。

格納容器内空気汚染モニタ： 格納容器（床上）内の放射性ガス及び塵埃濃度を測定する。

配管路（コールド）エリアモニタ： 2次主冷却系の主中間熱交換器出口配管が通過するエリア（配管路（コールド））の線量率を測定することで、1次主冷却系から2次主冷却系への放射性物質の漏えいを検知する。

アルゴン廃ガスモニタ： アルゴン廃ガス中の放射性物質濃度を測定する。

窒素廃ガスモニタ： 窒素廃ガス中の放射性物質濃度を測定する。

9. 原子炉格納施設

9.1 概要

原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。

格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。

格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合及び計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する。

格納容器内には、鉄筋コンクリート造の原子炉建物を有する。原子炉建物は、運転床面を1階とし、地下中1階、地下1階、地下中2階及び地下2階の地下階を有する。運転床面のレベルは、概ねグラウンドレベルである。格納容器は、所員用及び非常用のエアロックを有し、通常、格納容器への出入りには所員用エアロックが用いられる。また、格納容器には、機器保修等の際に必要な大型機器の搬出入に使用する機器搬入口を設ける。機器搬入口には、通常、ハッチを設置するが、原子炉停止時に大型機器の搬出入等において、必要な場合には、当該ハッチを取り外せるものとする。なお、運転床面は、原子炉運転時にあっても、作業員等が立入りできるものとする。また、格納容器内には、機器保修等において使用する旋回式天井クレーン及び機器ピットを設ける。

格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリとし、格納容器（床上）を空気雰囲気に、格納容器（床下）を原則として窒素雰囲気とする（原子炉停止中において、機器保修等のために作業員が入域する場合にあつては、空気雰囲気にできるものとする）。これらの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部にあつては、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設備を設ける。アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ（アニュラス部常用排気フィルタ）を経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系（アイソレーション）が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に気体状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有す

る。

格納容器（床下）には、原子炉容器及び1次冷却材を保有する施設等が設置されるため、地下中1階床面は必要な遮蔽厚さを有するものとする。また、格納容器（床下）のコンクリート壁の必要な場所には、その放射線損傷を防止するため、遮蔽板を設けるものとする。なお、原子炉容器は、上端のフランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルのペDESTALに支持される。1次主冷却系の主循環ポンプ及び主中間熱交換器についても、その取付フランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルに支持される。また、これらの上部は区画されたピットに収納されており、原子炉容器にあつては、運転床面と概ね同じレベルに炉上部ピット蓋、主中間熱交換器にあつては、ピット蓋が設置される。

9.2 主要設備

9.2.1 格納容器

9.2.1.1 格納容器本体

格納容器は、半球形の頭部、円筒形の胴部及び半だ円形の底部から構成する炭素鋼製の上部半球形下部半だ円形鏡円筒型容器である（第9.1図参照）。この設計圧力及び設計温度については、1次冷却材であるナトリウムが空気中の酸素と反応し、燃焼した際の圧力及び温度上昇を考慮して設定するものとする。主な仕様を以下に示す。

型式 上部半球形下部半だ円形鏡円筒型

材料 炭素鋼

耐圧部については、ASME SA-516 Grade60 相当品とする。

寸法 上部半球形部半径 約 14m

円筒形部内径 約 28m

全高 約 54m

容積 約 30,000m³

設計圧力 内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage])

外圧 0.05kg/cm²[gage] (約 4.9kPa[gage])

設計温度（鋼壁温度） 最高 150℃

最低-15℃

漏えい率 3%/d 以下（原子炉停止状態にて設計圧力時において）

設計にあつては、内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage])・内部ガス温度 360℃の条件において、0.7%/d を設計漏えい率とする。なお、内部ガス温度を常温とした場合、当該設計漏えい率は、保守的に 0.45%/d となる。一方、運転開始後に実施される試験検査にあつては、原子炉容器及び1次主冷却系等にナトリウムを有し、これらを保温していること、また、これに関連して、格納容器雰囲気調整系を運転する必要があること、さらに、試験検査時にあつても、格納容器内圧力と原子炉容器内カバーガス圧力のバランスを保持する必要があることから、試験検査にあつては、測定される漏えい率に誤差が見込まれることから、内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage])・内部ガス温度

360℃の条件において、5%/d を設計漏えい率に相当する値とする。ただし、試験検査にあつては、内部ガス温度を 360℃とすることが困難であることから、内部ガス温度を常温とし、保守的に算出した 3%/d を、格納容器内にナトリウムを保有している場合の試験検査基準値とする。なお、格納容器内にナトリウムを保有していない場合には、試験検査基準値として 0.45%/d を使用する。

9.2.1.2 格納容器貫通部

(1) 配管貫通部及び電気配線貫通部

配管貫通部には、貫通部において配管の変位を許容する必要があるものとないものの 2 種類がある。配管の変位を許容する必要があるものとしては、アルゴンガス系の配管や 2 次主冷却系の高温配管等があり、これらについては、当該配管の温度変化に伴う熱膨張やその他の理由により、貫通部における配管の変位を許容する必要がある。これらの配管貫通部は、シールベローズ構造とすることで、配管の変位を許容し、かつ、貫通部の気密性を確保するものとする。また、圧力が高い配管については、ベローズを保護するための保護管を設ける。配管の変位を許容する必要があるものについては、配管を貫通部のノズルに直接溶接するものとし、貫通部の気密性を確保する。電気配線貫通部は、貫通スリーブの両端を密閉した二重シール構造とする。主要な貫通部については、運転開始後にも試験検査（漏えい率）を行うことができるものとする。また、配管貫通部及び電気配線貫通部の格納容器外側の端部は、アニュラス部に存在するよう設計する。

(2) エアロック及び機器搬入口

所員用及び非常用のエアロックは、格納容器内外に気密扉を設けた構造であり、これらの扉を同時に開放しないためのインターロック及び圧力平衡装置等を有する。また、機器搬入口には、二重ガスケットシール構造を有するハッチが設置される。当該ハッチは、ボルトにより機器搬入口に設置される。

所員用及び非常用のエアロックについては、エアロック内を加圧・減圧することで、試験検査（漏えい率）を行うことができるものとする。機器搬入口については、二重ガスケットシール部に設けた漏えい試験孔を介して、当該シール部を加圧・減圧することで、試験検査（漏えい率）を行うことができるものとする。なお、シール用ガスケットについては定期的に点検し、必要に応じて交換する。

(3) 隔離弁

格納容器を貫通する配管には、格納容器に接近した位置に隔離弁を設ける。隔離弁は、原子炉保護系（アイソレーション）の作動信号により、自動的に閉止されるものとする。また、中央制御室において、遠隔手動操作により、その閉止操作だけでなく、必要な場合には、隔離を解除することができるものとする。隔離弁は、非常用電源設備から電力を供給し、単一故障によっても隔離機能を喪失することがないものとする。また、隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合にあつても、隔離機能を喪失しないものとする。

原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において開口している配管については、格納容器の内側に1個及び外側に1個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側又は外側において開口している配管については、それぞれ格納容器の内側又は外側に1個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成している配管については、隔離弁を設けないことができる。逆止弁を用いる場合は、原子炉格納容器の壁を貫通する配管に、原子炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その逆止弁に対する逆圧がすべて喪失した条件においても、必要な隔離機能が重力等によって維持されるものとする。

なお、隔離弁の設計圧力及び設計温度については、格納容器の設計圧力及び設計温度、又は隔離弁の設置される配管の設計圧力及び設計温度のうち、保守的なものを使用する。

(4) バキュームブレーカ

格納容器（床下）において、1次冷却材の漏えい（設計基準事故のうち1次冷却材漏えい事故）が発生し、原子炉停止後に、その保守のために、格納容器（床下）を空気雰囲気とした際には、ナトリウムの燃焼が生じるおそれがある。隔離弁が閉止された状態にあっては、当該ナトリウム燃焼により、格納容器内の圧力及び温度が上昇するが、時間の経過に伴うナトリウム燃焼の終息（格納容器内の酸素の消費）により、圧力は徐々に減少し、負圧に至る。格納容器内の圧力が負圧に至るおそれが生じた場合に、設計圧力（外圧： $0.05\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $4.9\text{kPa}[\text{gage}]$ ））を超える負荷が生じることがないように、格納容器には、外気を導入するための弁を設ける。当該弁は、格納容器の内圧が負圧となった場合に使用することを想定するものとし、設計圧力（外圧）を下回る設定圧力で自動的に弁を開放し、外気を導入するバキュームブレーカとする。なお、外気の導入が必要となる時点にあっては、格納容器内の酸素がすでに消費されていることで、ナトリウム燃焼が終息し、当該ナトリウムの温度が低下しているため、外気を導入しても、大きなナトリウムの燃焼が再発することはない。

(5) トランスファロータ収納部

核燃料物質取扱設備の一つであるトランスファロータのうち、トランスファロータケーシング及びトランスファロータ駆動装置の一部を収納するため、格納容器には、トランスファロータ収納部（トランスファロータケーシング収納部及びトランスファロータ駆動装置収納部）を設ける。トランスファロータケーシング及びトランスファロータ駆動装置は、当該収納部に取り付けられる。トランスファロータ駆動装置収納部は隔壁構造を有し、格納容器バウンダリの一部を構成する。また、トランスファロータケーシング収納部については、取り付けられたトランスファロータケーシングの一部が格納容器バウンダリの一部を構成する。これらの隔壁等については、格納容器内の原子炉建物のコンクリートと接触することがないように、十分な空間を有するものとし、かつ、アニュラス部と当該空間を隔て、雰囲気を独立させることができるものとする。

9.2.2 外周コンクリート壁（アニュラス部を含む。）

外周コンクリート壁は、格納容器を取り囲むように設置するたて置円筒型の鉄筋コンク

リート建造物であり、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉した空間はアニュラス部を構成する。アニュラス部は、通常運転時において、アニュラス部排気設備により、その内部を負圧状態に維持される。主な仕様を以下に示す。

型式 たて置円筒型

材料 鉄筋コンクリート

寸法 内径×板厚 約 30m×約 0.5m

高さ 地上約 27 m・地下約 20m

設計気密度 約-0.1kPa[gage]の負圧条件において漏えい率 200%/d

9.2.3 アニュラス部排気設備（非常用換気設備を含む。）

アニュラス部排気設備は、通常運転時において、アニュラス部を負圧状態に維持するためのものであり、フィルタ、排風機及びこれらを結ぶ配管等から構成する（第 9.2 図参照）。また、アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ（アニュラス部常用排気フィルタ）を経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系（アイソレーション）が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。アニュラス部は、通常、約-0.1kPa[gage]に維持されるものとし、アニュラス部排気設備の排風機は、非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に気体状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。主な仕様を以下に示す。

(i) アニュラス部排風機

基数 2基（内予備1基）

処理風量 約 1,700m³/h/基

(ii) 非常用ガス処理装置

基数 2基（内予備1基）

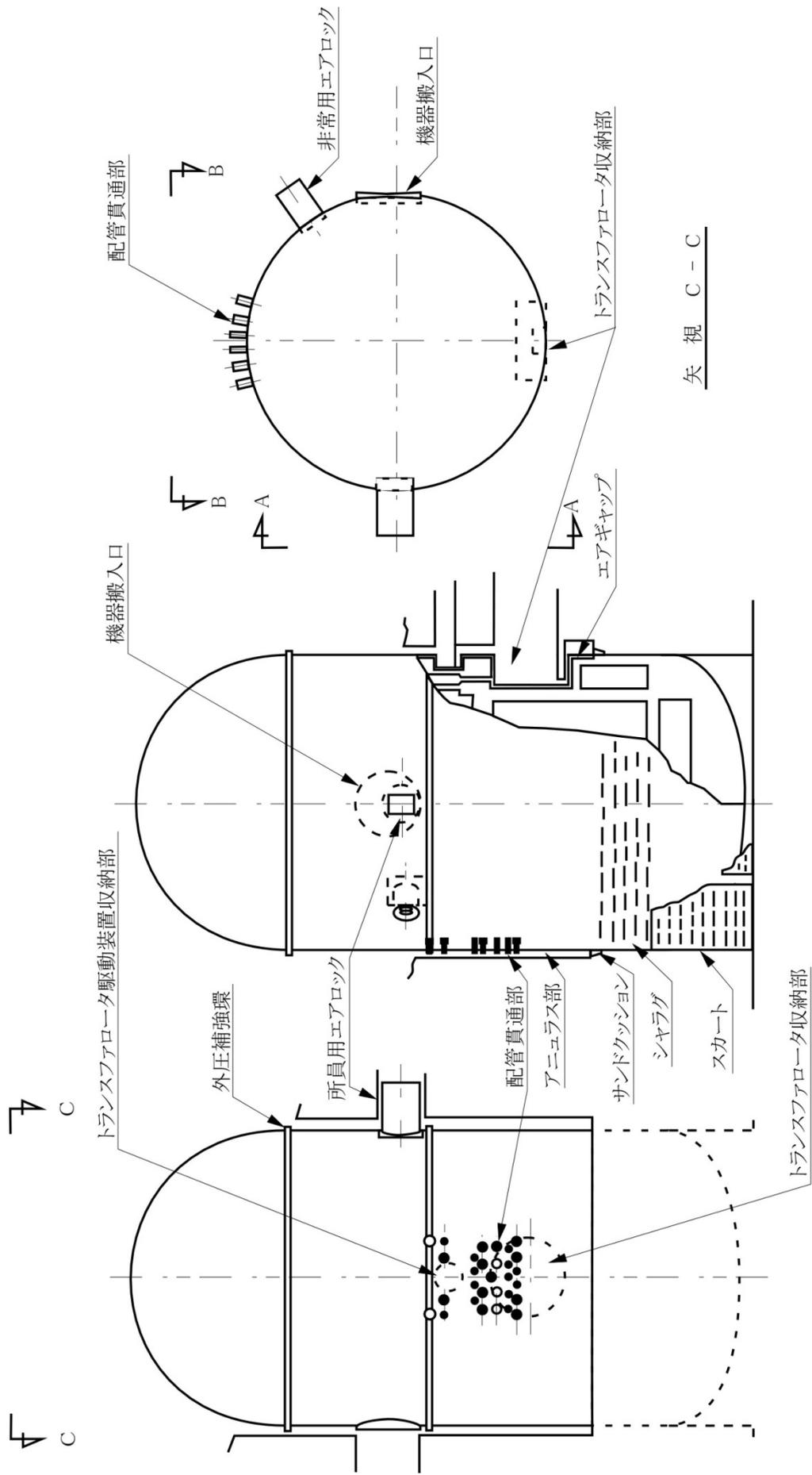
処理風量 約 1,700m³/h/基

系統よう素除去効率

無機よう素に対して 98%（ただし、湿度 80%以下において）

有機よう素に対して 92%（ただし、湿度 80%以下において）

粒子状浮遊物除去効率 98%（ただし、DOP 約 0.5 μm 粒子に対して）

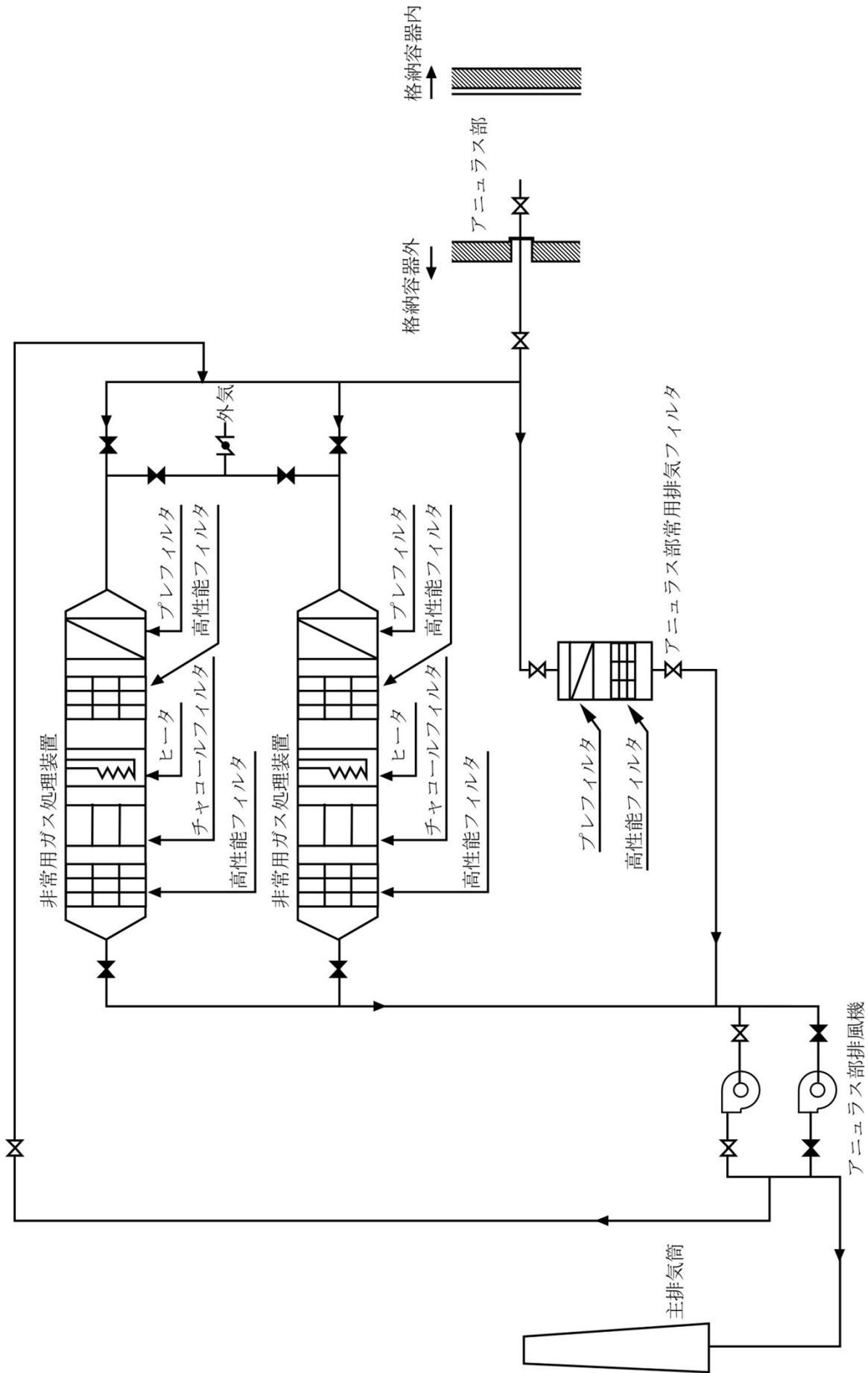


矢 視 A - A

矢 視 B - B

矢 視 C - C

第 9.1 図 格納容器



第 9.2 図 アモニアス部排気設備

添付書類十

1. 安全評価に関する基本方針

1.1 概要

原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように、また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計とし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。なお、運転時の異常な過渡変化は、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。また、設計基準事故は、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」⁽¹⁾、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽²⁾、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽³⁾等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。また、設計基準事故にあつては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、MS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能を第1.1表に示す。

また、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つて、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。

1.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る判断基準

(1) 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転

に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。「設置許可基準規則の解釈」に基づき、このことを判断する基準は以下のとおりとする。なお、具体的には、燃料中心最高温度（以下「燃料最高温度」という。）、被覆管最高温度（肉厚中心）及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、(i)～(iii)の基準を満足することを確認する。

- (i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。
- (ii) 冷却材は沸騰しないこと。
- (iii) 燃料最高温度が燃料溶融温度を下回ること。

熱設計基準値

- a. 燃料最高温度は、2,650℃とする。
- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、840℃とする。
- c. 冷却材最高温度は、910℃とする。

(2) 設計基準事故

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。「設置許可基準規則の解釈」に基づき、このことを判断する基準は以下のとおりとする。なお、具体的には、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、(i)の基準を満足することを確認する。また、「1次冷却材漏えい事故」を除き、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、原子炉冷却材バウンダリが健全であり、その外側に位置する格納容器の機能が阻害されないことで、(ii)の基準を満足することを確認する。「1次冷却材漏えい事故」においては、格納容器内の圧力及び最高温度が、設計圧力及び設計温度を超えないことで、格納容器が健全であり、(ii)の基準を満足することを確認する。(iii)の基準において、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。

- (i) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。
- (iii) 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析にあつては、以下に示す解析条件を使用する。

1.3.1 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。定格出力は、熱出力を100MWとし、1

次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプが100%の冷却材流量で運転されている状態として、主冷却機の主送風機が運転されることで、原子炉入口冷却材温度が約350℃に、原子炉出口冷却材温度が約456℃に制御されているものとする。ただし、1次主冷却系の運転温度の初期値として、解析の結果が厳しくなるよう定格値に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いることとし、ホットレグ温度を458℃、コールドレグ温度を352℃とする。

1.3.2 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て、自動的に制御棒保持電磁石の電源装置からの電流が遮断される。制御棒保持電磁石の電流が遮断されると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次主冷却系は、自然循環運転に移行し、主冷却機は、自然通風除熱により、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する。参考として、原子炉スクラム信号を受けて自動停止、あるいは自動動作する機器を第1.2表に示す。

原子炉トリップ信号の解析上の設定値は、計測誤差を考慮して余裕を見込んだものを用いる。また、プロセス量が解析上の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1.3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。

1.3.3 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挿入される。解析では、主炉停止系において、最も反応度価値の大きい制御棒1本が全引き抜き位置に固着して挿入されないものと仮定し、制御棒の挿入により付加される負の反応度を5.0% $\Delta k/k$ とする。ここでは、後備炉停止系における後備炉停止制御棒の挿入に期待しない。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秒とし、第1.1図に示す反応度挿入曲線を使用する。

1.3.4 反応度係数

解析で使用する反応度係数は計算精度等に対する適切な余裕を見込んだ値とする。第1.4表に解析に使用する反応度係数の値の範囲を示す。原子炉施設におけるドップラ係数、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はいずれも負の値とな

っている。使用に当たっては、解析結果が厳しくなるように、これらの最大値又は最小値を用いる。

なお、解析に当たってより厳しい結果を得るように、燃料温度係数は外乱により燃料温度が低下する場合にのみ、また、炉心支持板温度係数は原子炉容器入口冷却材温度が低下する場合にのみ、その最小値（絶対値が最大の負の値）を使用し、それ以外の場合は零とする。

1.3.5 崩壊熱

核分裂生成物及びアクチニドの崩壊熱は、F P G S コード⁽⁴⁾で計算される値に計算精度に対する適切な余裕を見込んだ値を用いる。解析で用いる崩壊熱を第 1.2 図に示す。

1.3.6 解析に当たって考慮する事項

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するとともに、原則として事象が収束することが合理的に推定できる時点まで解析を行う。また、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等のMSに属する構築物、系統及び機器の動作に関しては、機能別に結果を最も厳しくする単一故障を想定する。この場合、事象発生後短期間には動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、故障を仮定しない。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。さらに、工学的安全施設の作動が要求される場合は、外部電源の喪失の有無を考慮に入れる。なお、ランバック制御による1次主循環ポンプの低速運転は考えない。また、事象の影響を緩和するために運転員の手動操作を考える場合は、適切な時間的余裕を考慮する。

1.4 解析に用いる計算コード

異常状態の解析に使用する計算コードの概要を次に示す。

(1) MIMIR⁽⁵⁾

MIMIRは、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系における伝熱流動解析を行うコードであり、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系の主要な機器、原子炉保護系及び関連するインターロックをモデルに反映している。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 主中間熱交換器及び主冷却器の熱特性の計算には、伝熱管1本で代表させた1チャンネルモデルを使用する。
- b. 原子炉容器の上部及び下部プレナムには、有効体積に対する完全混合モデルを使用する。また、配管部には、輸送遅れモデルを使用する。
- c. 1次主冷却系及び2次主冷却系の機器・配管の圧力損失特性、弁特性、主循環ポンプ特性、流体慣性等を考慮して運動量保存式と質量保存式を解き、冷却材流量

の時間変化を計算する。

(2) Super-COPD⁽⁶⁾

Super-COPDは、ナトリウム冷却型高速炉を対象としたプラント冷却系の動特性解析機能と炉心の核熱安全解析機能を有する汎用モジュール型プラント動特性解析コードであり、炉心核計算、炉心及び原子炉容器内の熱流動計算、冷却系及び熱交換器の熱流動計算、動的機器（弁、ポンプ等）の計算、並びに原子炉保護系の計算等の機能を有する。運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析においては、炉心の核熱安全解析機能を使用する。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 核動特性の計算には、遅発中性子6群の1点近似動特性モデルを使用する。
- b. 炉心の熱計算では、ホットテストチャンネルと平均チャンネルの2チャンネルモデルで取り扱う。
- c. 各チャンネルは、半径方向及び軸方向に多分割した2次元円筒モデルとし、エネルギー保存式を解き、燃料、被覆管及び冷却材温度の時間変化を計算する。

(3) ASFRE⁽⁷⁾

ASFREは、ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的とした単相サブチャンネル解析コードである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路を1つの流路（サブチャンネル）としてモデル化する。
- b. 各サブチャンネル内でスパイラルワイヤの形状及び流れの方向を考慮して圧力損失を計算するとともに、サブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルとする。
- c. 流路閉塞時の計算では、サブチャンネルの一部を閉塞物又はガスで置換したモデルとする。

第1.1表 解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
MS-1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体 (A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置
	1次冷却材漏えい量の低減機能	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管 (外側) 又はリークジャケット	① 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後の除熱機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプボニーモータ 2) 逆止弁 ② 2次主冷却系 1) 主冷却機 (主送風機を除く。)	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。) ③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。)
	放射性物質の閉じ込め機能	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	① 原子炉保護系 (スクラム) ② 原子炉保護系 (アイソレーション)	① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
	安全上特に重要な関連機能	① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1に関連するもの) ② 交流無停電電源系 (MS-1に関連するもの) ③ 直流無停電電源系 (MS-1に関連するもの)	① 関連する補機冷却設備
MS-2	放射線の遮蔽及び放出低減機能	① 外周コンクリート壁 ② アニュラス部排気系 1) アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィルタを除く。) ③ 非常用ガス処理装置 ④ 主排気筒 ⑤ 放射線低減効果の大きい遮蔽 (安全容器及び遮へいコンクリート冷却系を含む。)	
	事故時のプラント状態の把握機能	① 事故時監視計器の一部	

第 1.2 表 原子炉トリップ信号発生時の動作

機器等	動作
原子炉保護系	原子炉スクラム信号発信
制御棒駆動機構	制御棒保持電磁石励磁断
1 次主循環ポンプ	ランバック制御運転（低速運転） 又はポニーモータ運転
2 次主循環ポンプ	停止
主送風機	停止

第 1. 3 表 解析に使用する原子炉トリップ設定値及び応答時間

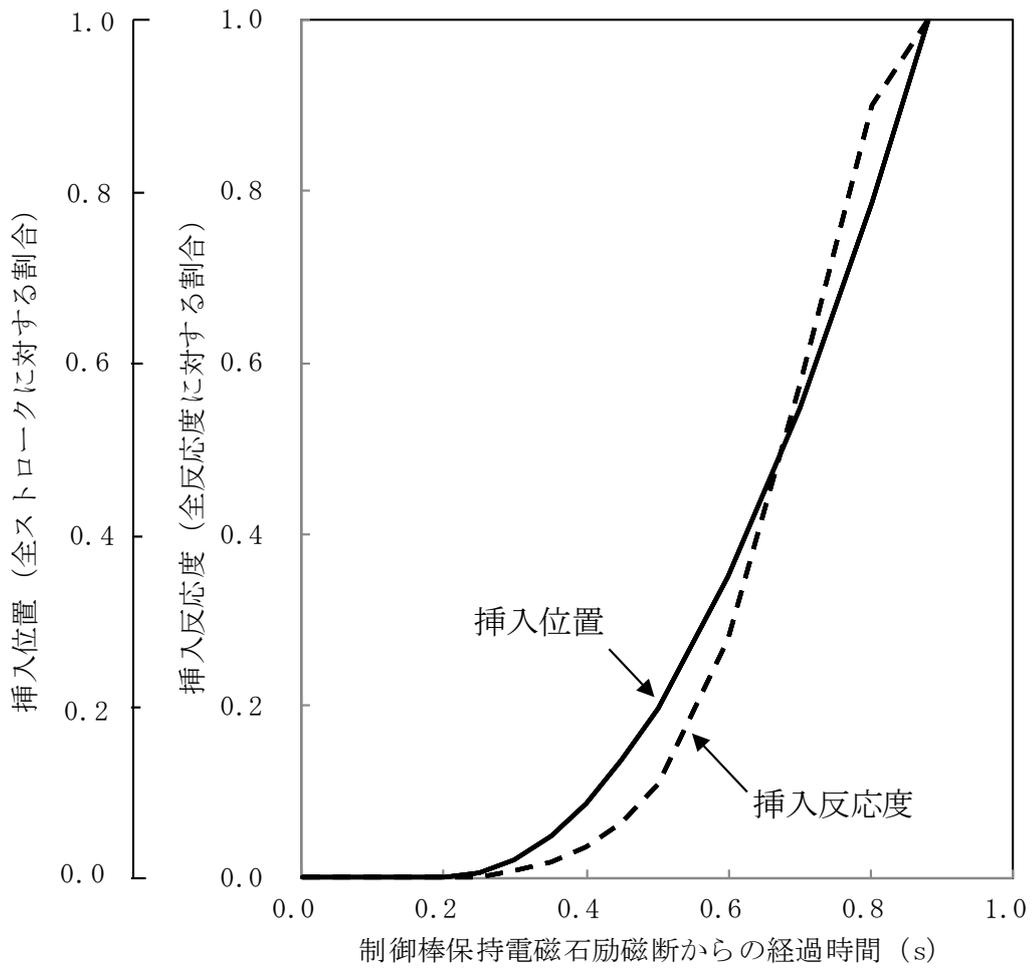
原子炉スクラム信号	解析に用いた原子炉トリップ設定値	応答時間（注 1）
中性子束高（出力領域）	107%（100MW に対して）	0.2 秒
原子炉入口冷却材温度高	373℃	0.4 秒
1 次冷却材流量低	77%（定格流量に対して）	0.4 秒
2 次冷却材流量低	77%（定格流量に対して）	0.4 秒
炉内ナトリウム液面低	NsL-140mm（注 2）	0.4 秒
電源喪失	—	1.2 秒

（注 1）プロセス量が原子炉トリップ設定値に達してから、制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間（むだ時間成分）を示す。なお、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間は、0.2 秒である。

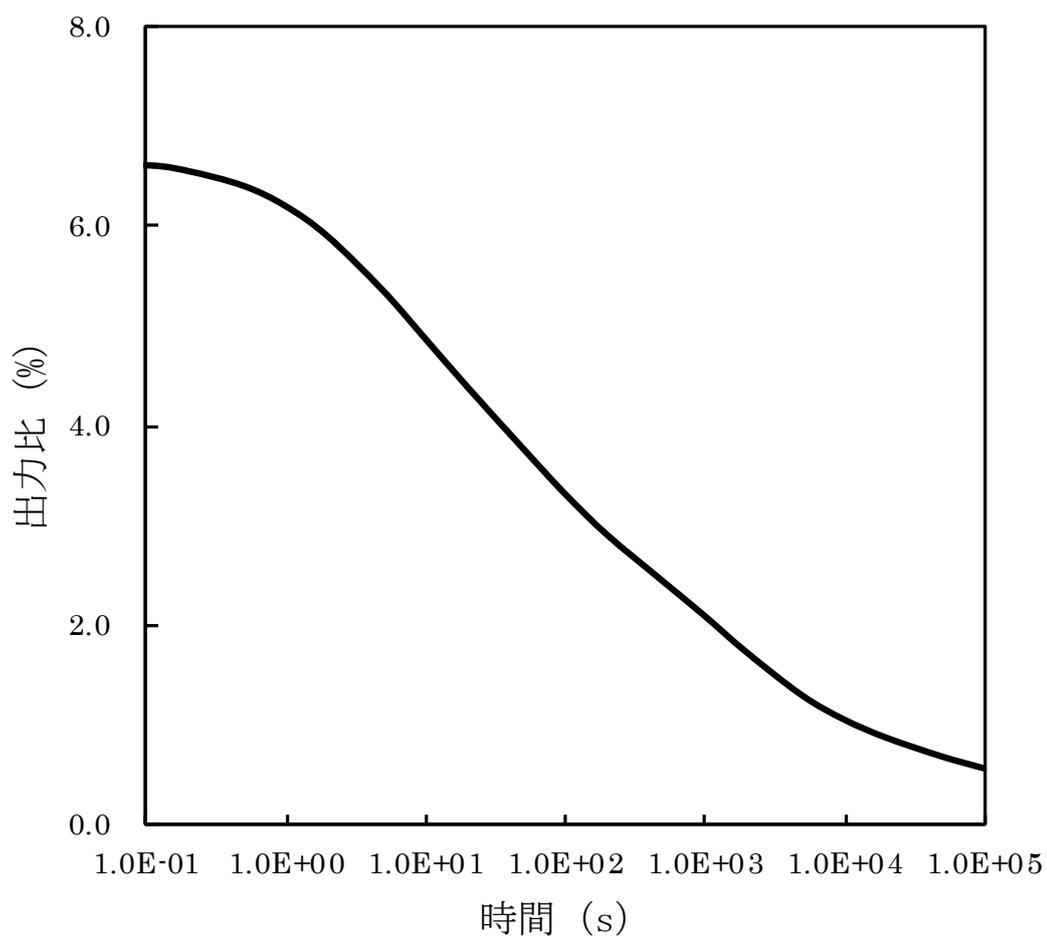
（注 2）NsL：原子炉容器通常ナトリウム液位

第 1. 4 表 解析に使用する反応度係数

項目	反応度係数
ドップラ係数	$(-1.1 \sim -3.5) \times 10^{-3}$ (Tdk/dT)
燃料温度係数	$(-1.9 \sim -4.5) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
冷却材温度係数	$(-5.7 \sim -14) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
構造材温度係数	$(-0.76 \sim -1.8) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
炉心支持板温度係数	$(-9.9 \sim -19) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)



第 1.1 図 原子炉スクラム反応度挿入曲線



第 1.2 図 崩壊熱曲線

2. 運転時の異常な過渡変化

2.1 代表的事象の選定

運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。事象の選定結果を以下に示す。

(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

- (i) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
- (ii) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

- (i) 1次冷却材流量増大
- (ii) 1次冷却材流量減少
- (iii) 外部電源喪失
- (iv) 2次冷却材流量増大
- (v) 2次冷却材流量減少
- (vi) 主冷却器空気流量の増大
- (vii) 主冷却器空気流量の減少

2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の起動時に運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引き抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される現象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 原子炉起動時の制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに引き抜くよう操作手順を定める。
- (ii) 原子炉出力制御系により同時に 2 本以上の制御棒を引き抜けないようにし、かつ、制御棒の駆動速度は 13cm/min 以下に制限する。
- (iii) 下記の起動条件を満足しなければ制御棒の引抜きをインターロックによりブロックする。
 - a. 原子炉保護系の作動条件が全て解除されていること。
 - b. 全ての制御棒が全挿入位置にあること。
 - c. 起動系の中性子計数率が 2 チャンネルとも設定値以上であること。
- (iv) 以上の防止対策にもかかわらず制御棒の連続的な引き抜きが生じ、中性子束が増加し続けた場合は、起動領域及び中間領域における「炉周期短」並びに起動領域、中間領域及び出力領域における「中性子束高」の警報が中央制御室に発せられ、更に制御棒が引き抜かれた場合には、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。また、これらの原子炉スクラム回路が作動可能状態になれば制御棒の引き抜きをインターロックによりブロックする。

2.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コード MIMIR 及び Super-COPD により解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態として、原子炉は臨界状態で、原子炉出力は定格出力の 10⁻⁷% とする。また、炉心の冷却材流量は定格値の 100%、原子炉容器入口冷却材温度は 352°C とする。
- (ii) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度 (13cm/min) で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は 5¢ / s とする。
- (iii) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.30W/cm²°C とする。
- (iv) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温

度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(v) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。なお、起動領域、中間領域における「炉周期短」及び起動領域、中間領域における「中性子束高」信号による自動停止は無視することとする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.1図に示す。

異常発生後、約19秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約234%である。ポンプの回転数が定格流量の約8%に相当する値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料中心最高温度（以下「燃料最高温度」という。）、被覆管肉厚中心最高温度（以下「被覆管最高温度」という。）及び冷却材最高温度は、それぞれ約1,270℃、約470℃及び約470℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.2.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高（出力領域）」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転している際に、運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引き抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される現象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに行うものとする。
- (ii) 原子炉出力制御系により同時に 2 本以上の制御棒を引き抜けないようにし、かつ、制御棒の駆動速度は 13cm/min 以下に制限する。
- (iii) 以上の防止対策にもかかわらず制御棒の連続的な引き抜きが生じた場合は、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に制御棒が引き抜かれた場合には、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

2.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コード MIMIR 及び Super-COPD により解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度 (13cm/min) で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は $5\phi/s$ とする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の 107%、応答時間は 0.2 秒とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.2 図に示す。

異常発生後、約 1.2 秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）

経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約110%である。ポンプの回転数が定格流量の約8%に相当する値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,390℃、約630℃及び約620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.3.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高(出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4 1次冷却材流量増大

2.4.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの回転数が上昇し、炉心流量が異常に増大する現象として考える。

炉心流量が異常に増大すると、炉心の冷却材及び構造材の温度が低下して正の反応度が付加され原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 炉心流量の増大により原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高(出力領域)」又は「原子炉入口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの1次主循環ポンプの主電動機の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの1次冷却材流量が増大して、炉心の冷却材流量が瞬時に110%に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.3 図に示す。

炉心流量の増大により、炉心の冷却材及び構造材の温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力は定格出力の約 104%まで上昇するが、その後、ドップラ効果等による負の反応度の付加により定格出力近傍まで緩やかに低下し静定する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度は約 2,410°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は初期値を超えない。

2.4.3 結論

この過渡変化では、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.5 1次冷却材流量減少

2.5.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの主電動機が停止して、1次冷却材流量が減少する現象として考える。

1次冷却材流量が減少すると炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 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)。
- (iii) 1次主循環ポンプの主電動機が停止した場合、「1次主循環ポンプトリップ」及び「1次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.5.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの1次主循環ポンプの主電動機が停止し、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ものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「1次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.4図に示す。

1ループの1次主循環ポンプの主電動機の停止と同時に他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も停止する。両ループの冷却材流量は減少し、約2.6秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約700℃及び約690℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.5.3 結論

この過渡変化では、「1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.6 外部電源喪失

2.6.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、送電系統の故障や電気設備の故障などにより系統機器の動力の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱される現象として考える。

この場合、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、1次冷却材流量、2次冷却材流量及び主冷却器空気流量が減少して炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに非常用電源が確保され、崩壊熱除去運転に移行して、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 電源設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 一般電源系は独立した2系統の母線で構成し、単一の母線が故障しても補機の電源の全ては失われないものとする。
- (iii) 外部電源喪失時は非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源系及び直流無停電電源系により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。
- (iv) 直流及び交流無停電電源系は、それぞれ蓄電池2組を持ち、蓄電池1組でそれぞれの系統の全負荷に2時間連続して給電できる容量を持つとともに、速やかに負荷投入できる設計とする。
- (v) 非常用ディーゼル電源系は、ディーゼル発電機2台を持ち、1台で全必要負荷に給電できる容量を持つとともに、外部電源喪失後30秒で負荷投入が可能な設計とする。したがって、蓄電池の放電終了前に余裕をもって蓄電池の充電を行うことができる。
- (vi) 外部電源喪失が生じた場合は、「電源喪失」、「1次主循環ポンプトリップ」、「1次冷却材流量低」、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (vii) 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。
- (viii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.6.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 一般電源系の電源が全て同時に失われるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 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。
- (v) 単一故障として、1ループにおける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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.5図に示す。

電源喪失が発生すると、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、約1.2秒後に「電源喪失」信号により原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約650°C及び約640°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.6.3 結論

この過渡変化では、「電源喪失」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.7 2次冷却材流量増大

2.7.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプの回転数が上昇し、2次冷却材流量が異常に増大する現象として考える。

2次冷却材流量が異常に増大すると、主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.7.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの2次主循環ポンプの電動機の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、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として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta\text{k/k}/^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta\text{k/k}/^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta\text{k/k}/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速

運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.6 図に示す。

1 ループの 2 次冷却材流量の増大により、当該ループの主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力は定格出力の約 106%まで上昇するが、その後、ドップラ効果等による負の反応度の付加により低下し、定格出力近傍で静定する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,440℃、約 630℃及び約 620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.7.3 結論

この過渡変化では、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.8 2次冷却材流量減少

2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプが停止して、2次冷却材流量が減少する現象として考える。

2次冷却材流量が減少すると、主中間熱交換器の1次側出口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 2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2次冷却材の流体慣性により、ポンプ停止の際の2次冷却材流量の減少率を小さくする。
- (iii) 2次主循環ポンプが停止した場合、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.8.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの2次主循環ポンプが停止するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「2次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.7 図に示す。

1 ループの 2 次主循環ポンプが停止すると、当該ループの冷却材流量は減少し、約 1.9 秒後に「2 次冷却材流量低」の設定値に達し、第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5%に相当する値まで低下した時点で 1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃及び約 610℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.8.3 結論

この過渡変化では、「2 次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.9 主冷却器空気流量の増大

2.9.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材温度制御系の故障等の原因により主冷却機のベーン、ダンパが全開状態となり、主冷却器空気流量が異常に増大する現象として考える。

主冷却器空気流量が異常に増大すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 計測制御設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.9.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの主冷却機1台のベーン、ダンパが全開となり、当該主冷却器の空気流量が瞬時に最大流量に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、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として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta\text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.8 図に示す。

1 ループの主冷却器空気流量が異常に増大すると、当該ループの主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器の除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇する。異常発生後、約 80 秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,440℃、約 630℃及び約 620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.9.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高（出力領域）」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.10 主冷却器空気流量の減少

2.10.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により主送風機が停止して、主冷却器空気流量が減少する現象として考える。

主冷却器空気流量が減少すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 主送風機、電源設備、送風機補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇すると、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.10.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 主送風機1台が停止するとともに、当該ループの他の1台の主送風機も同時に停止し、当該ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベル(約3%)まで減少するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 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 373°C 、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

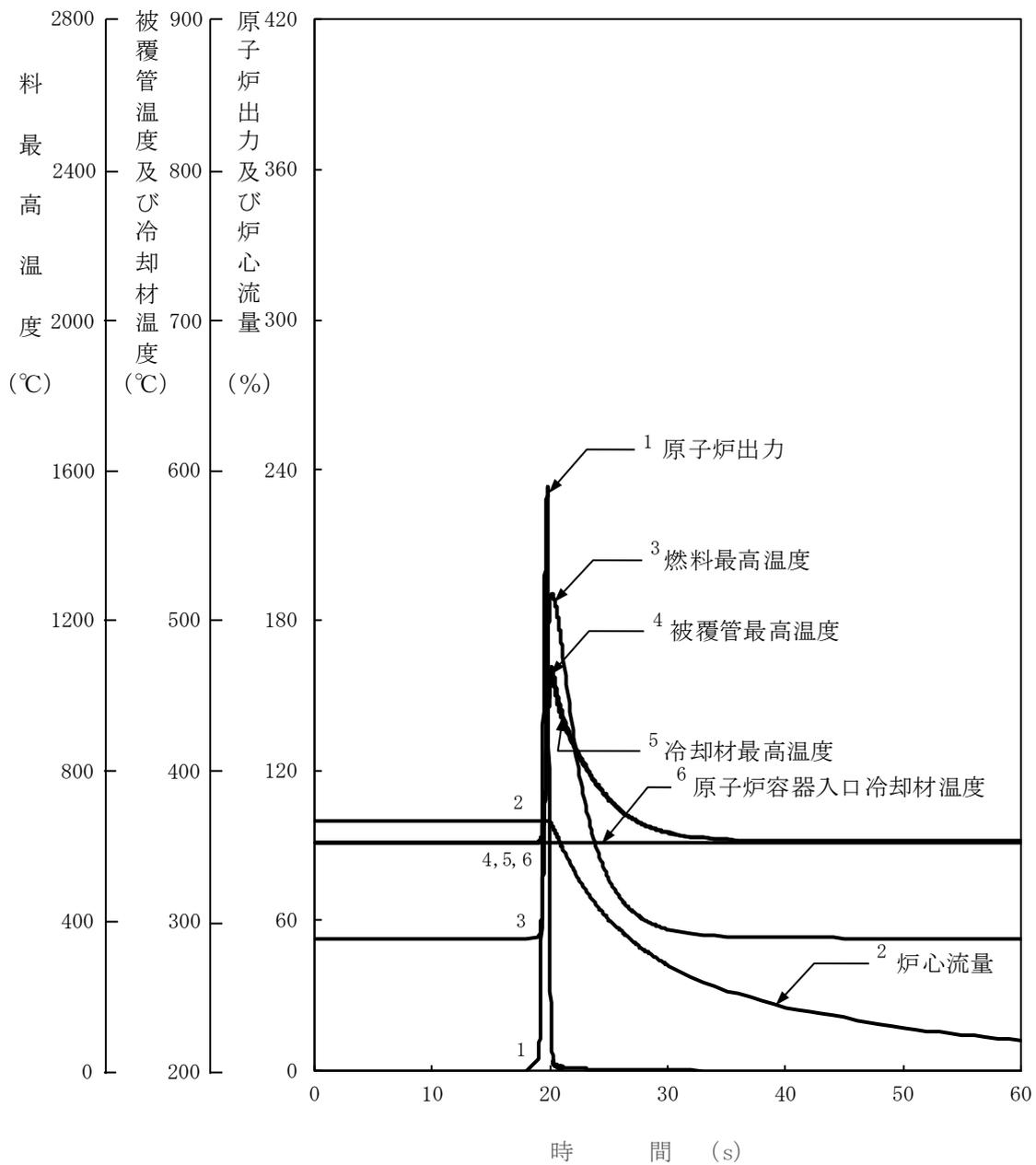
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.9 図に示す。

1 ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少すると、当該ループの主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱量が低下する。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約 90 秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

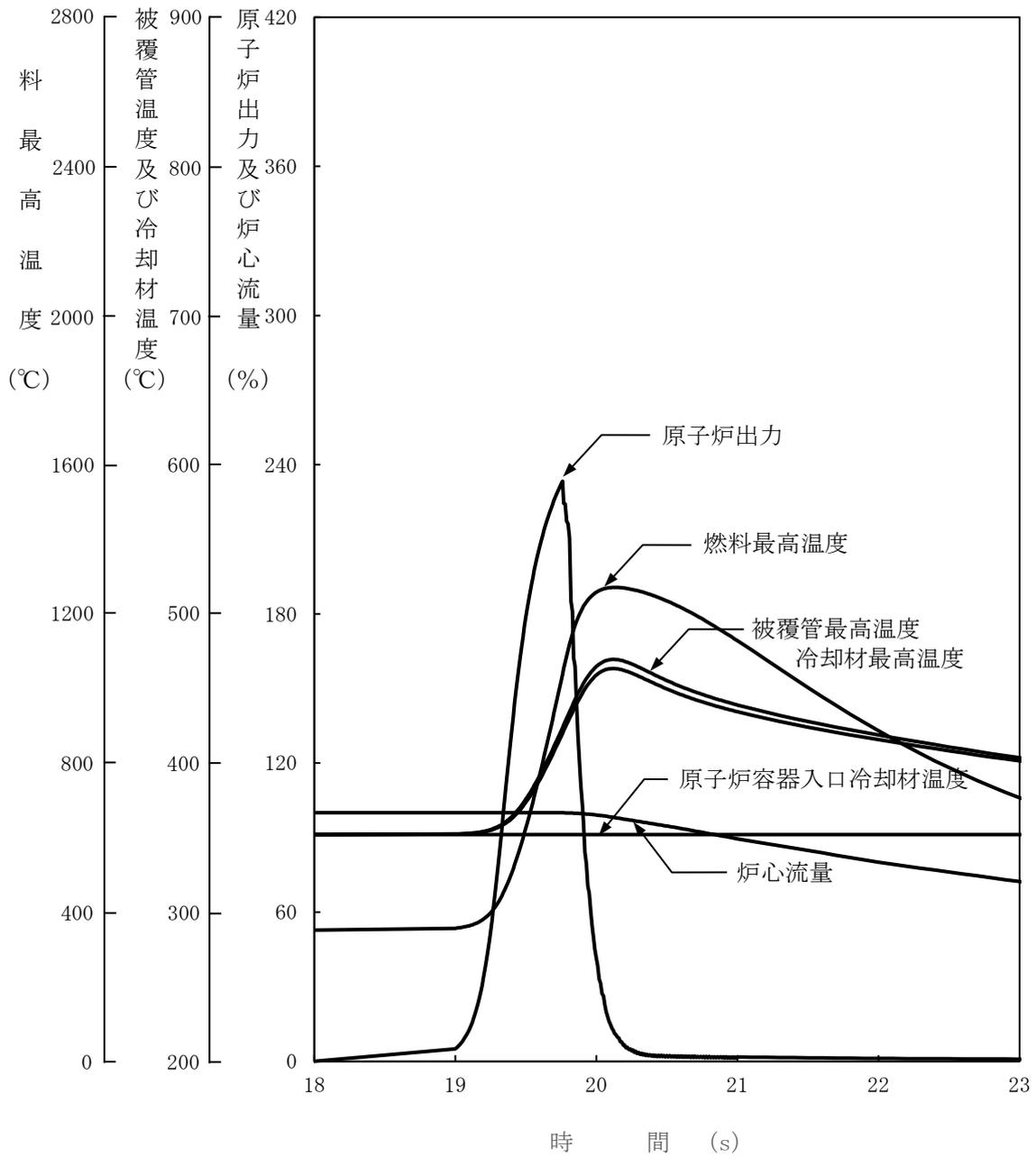
この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630°C 及び約 620°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.10.3 結論

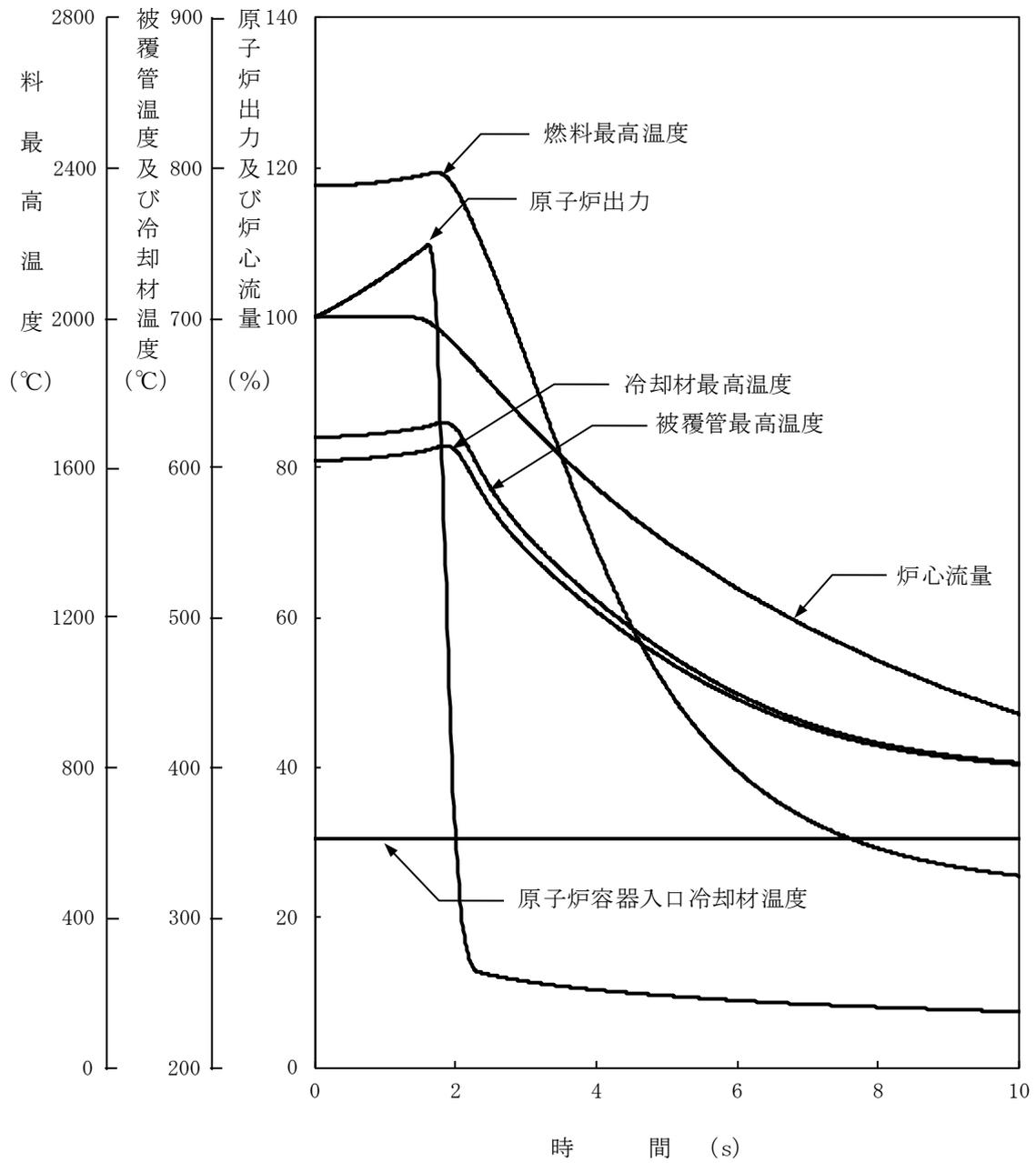
この過渡変化では、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。



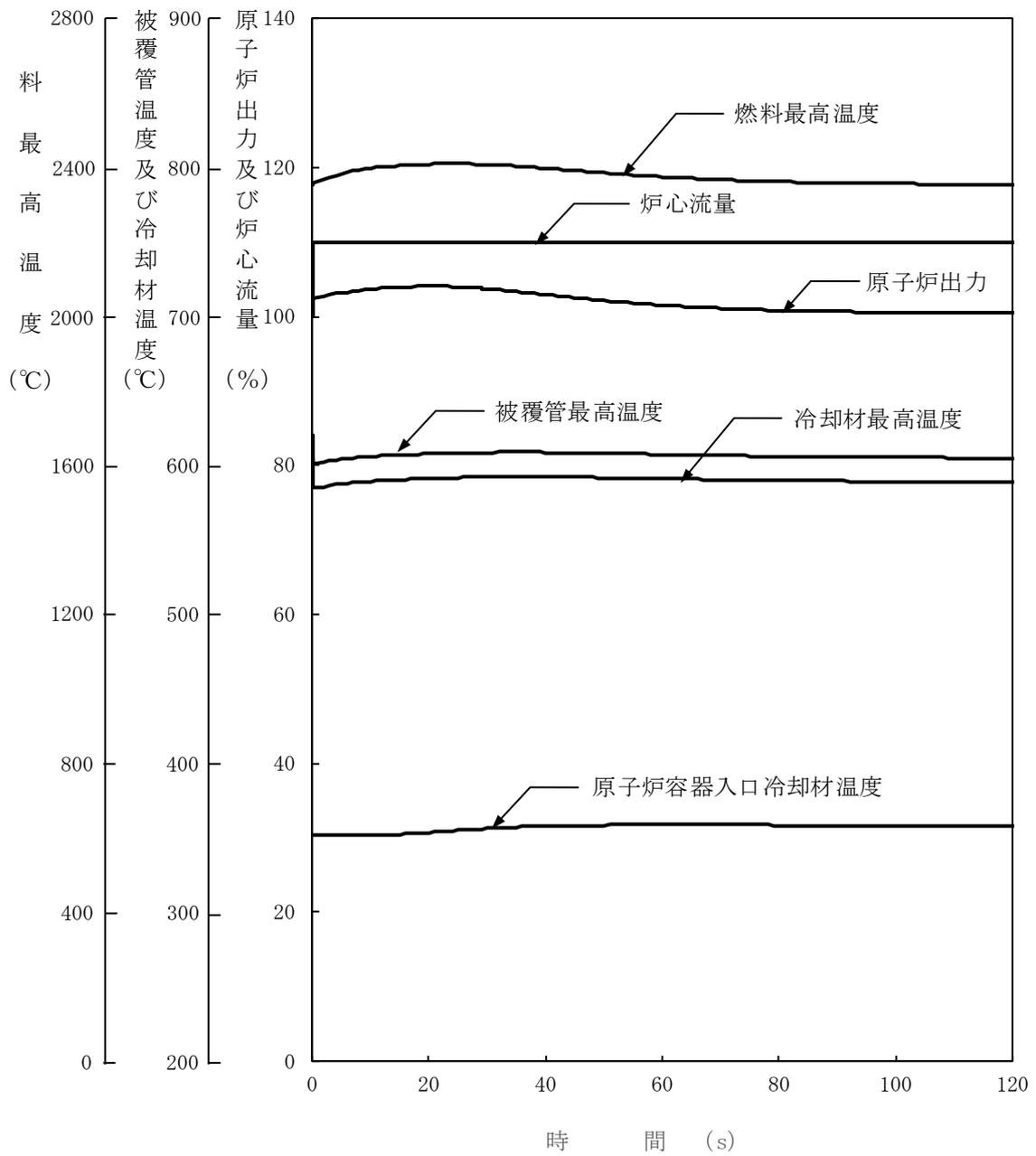
第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き (1/2)



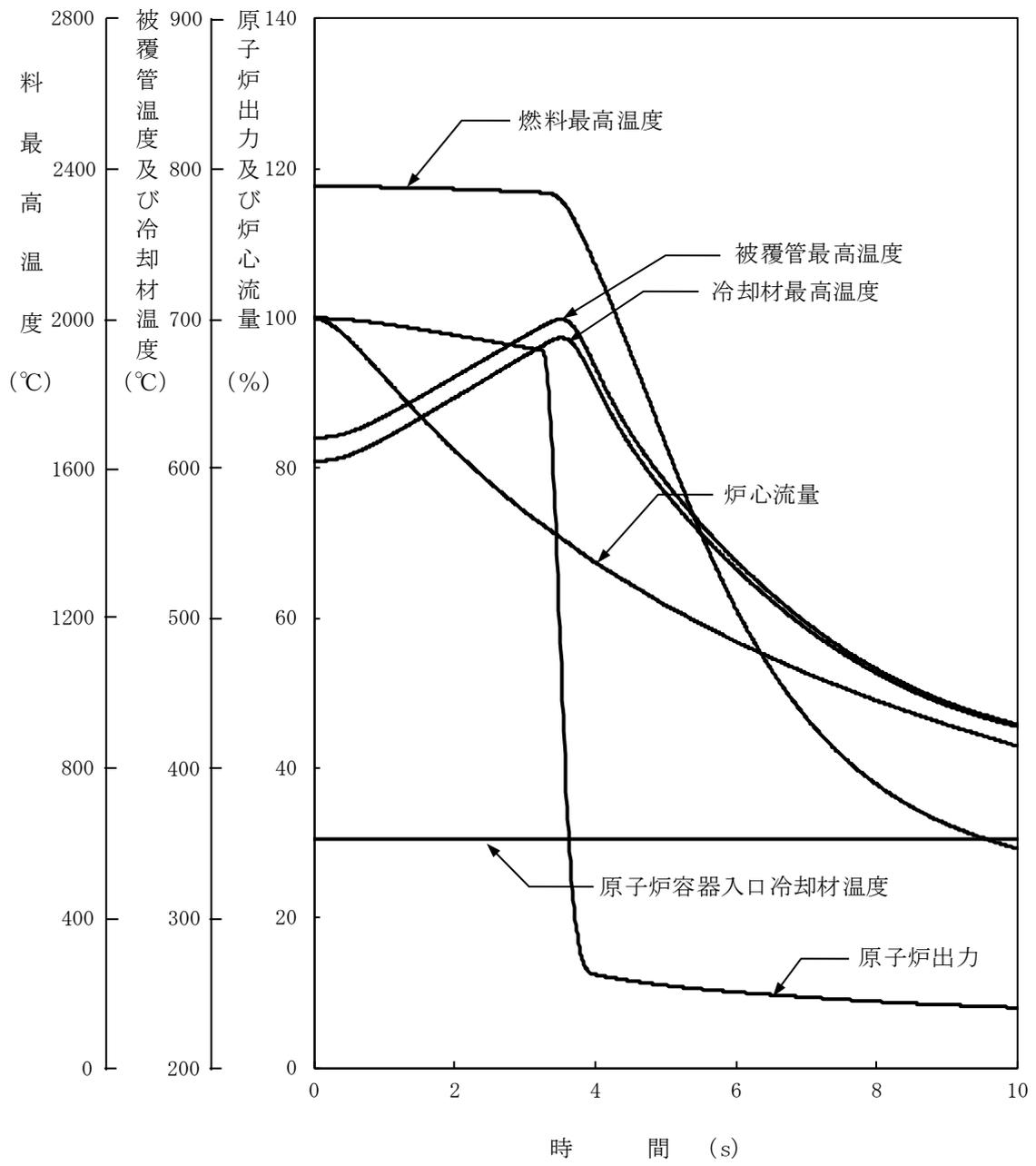
第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き (2/2)



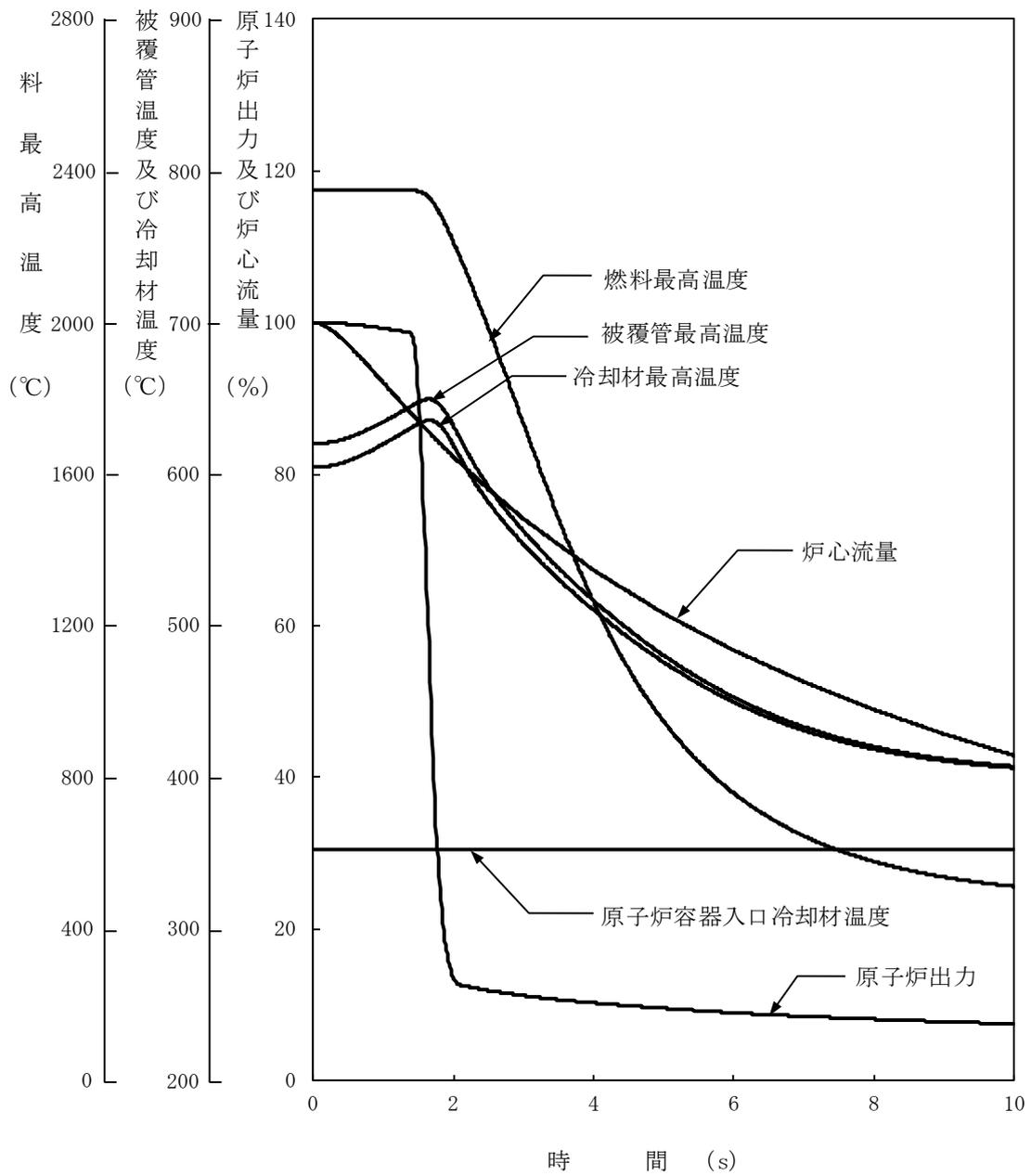
第 2.2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き



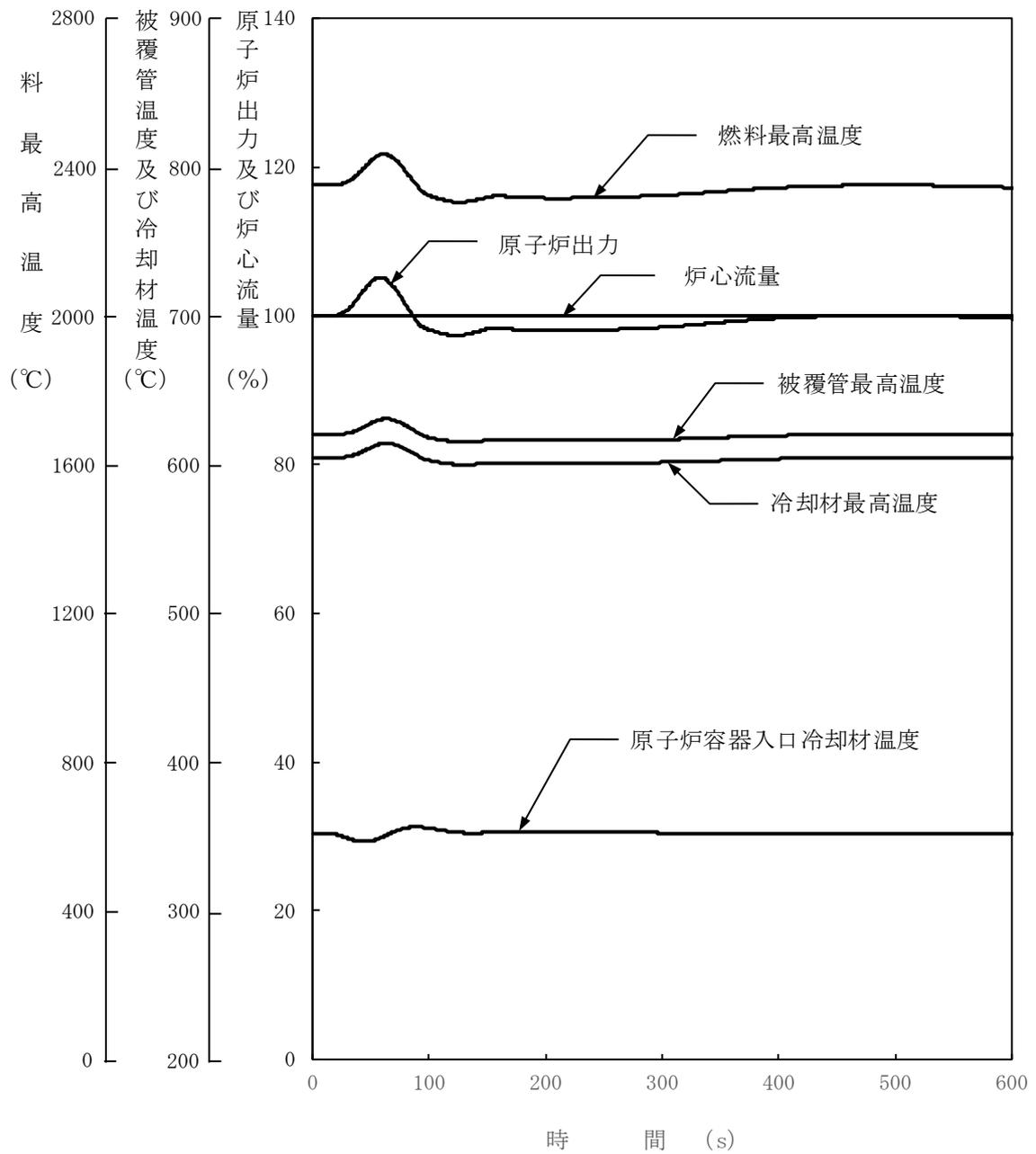
第 2.3 図 1 次冷却材流量増大



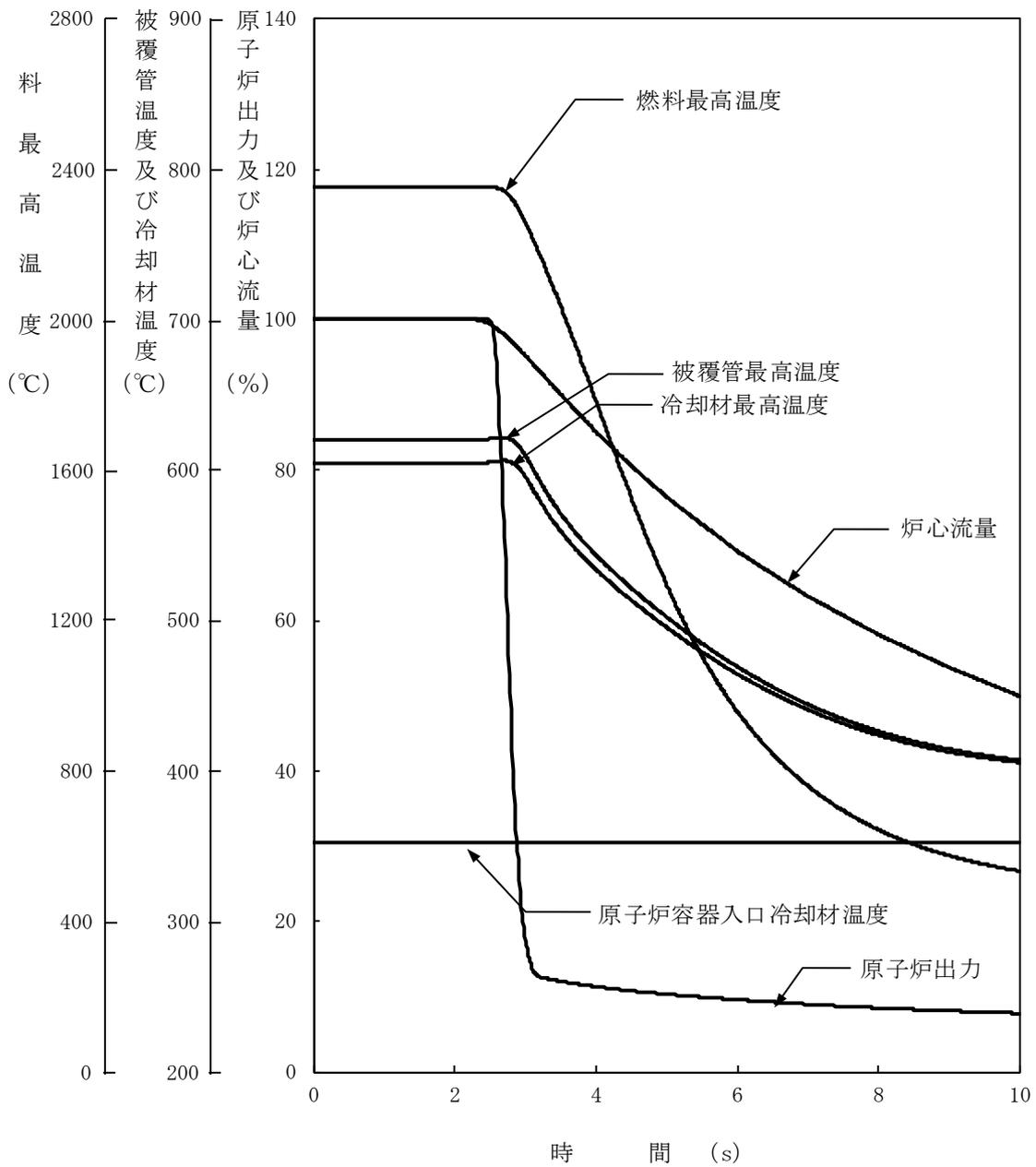
第 2.4 図 1 次冷却材流量減少



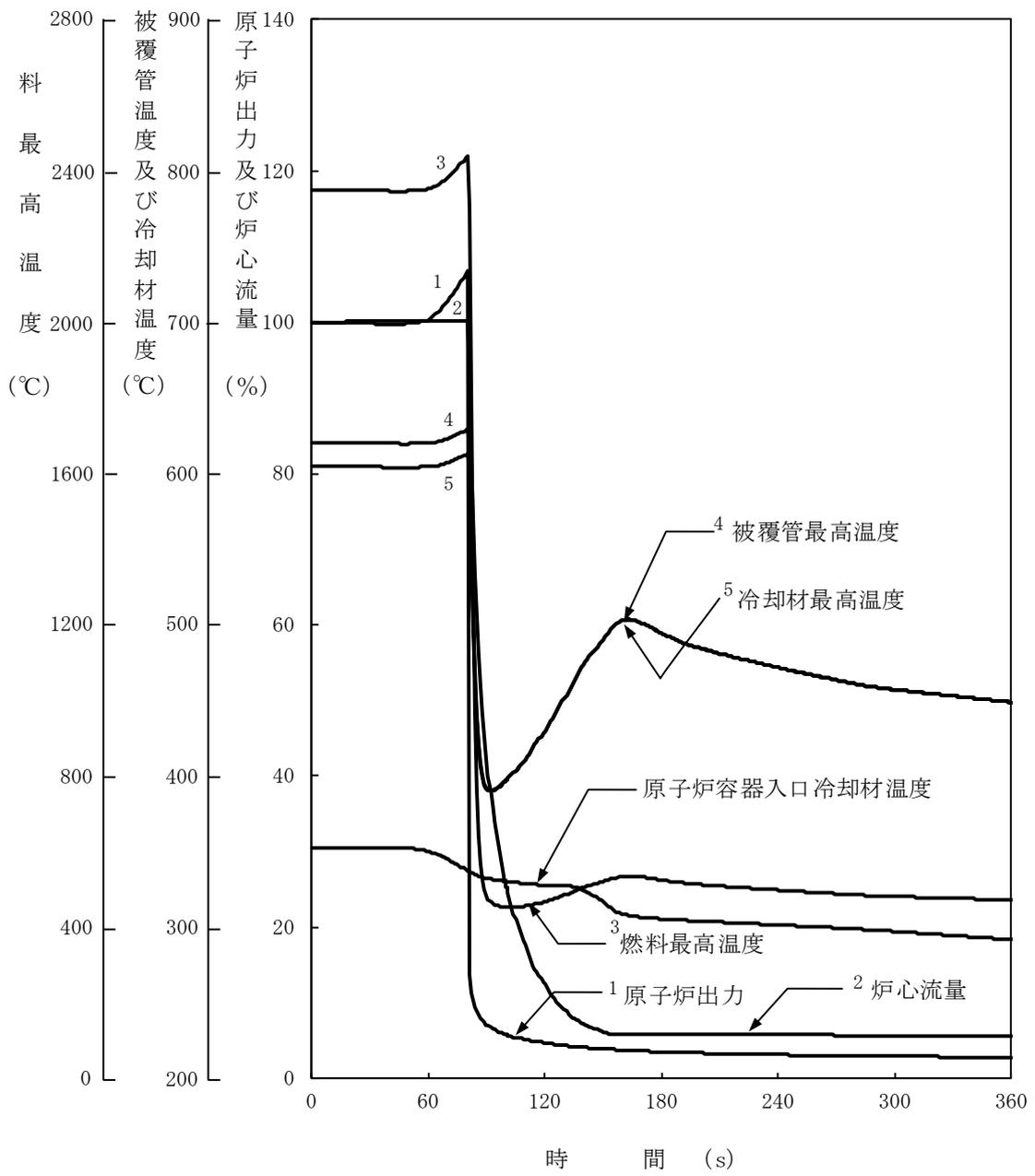
第 2.5 図 外部電源喪失



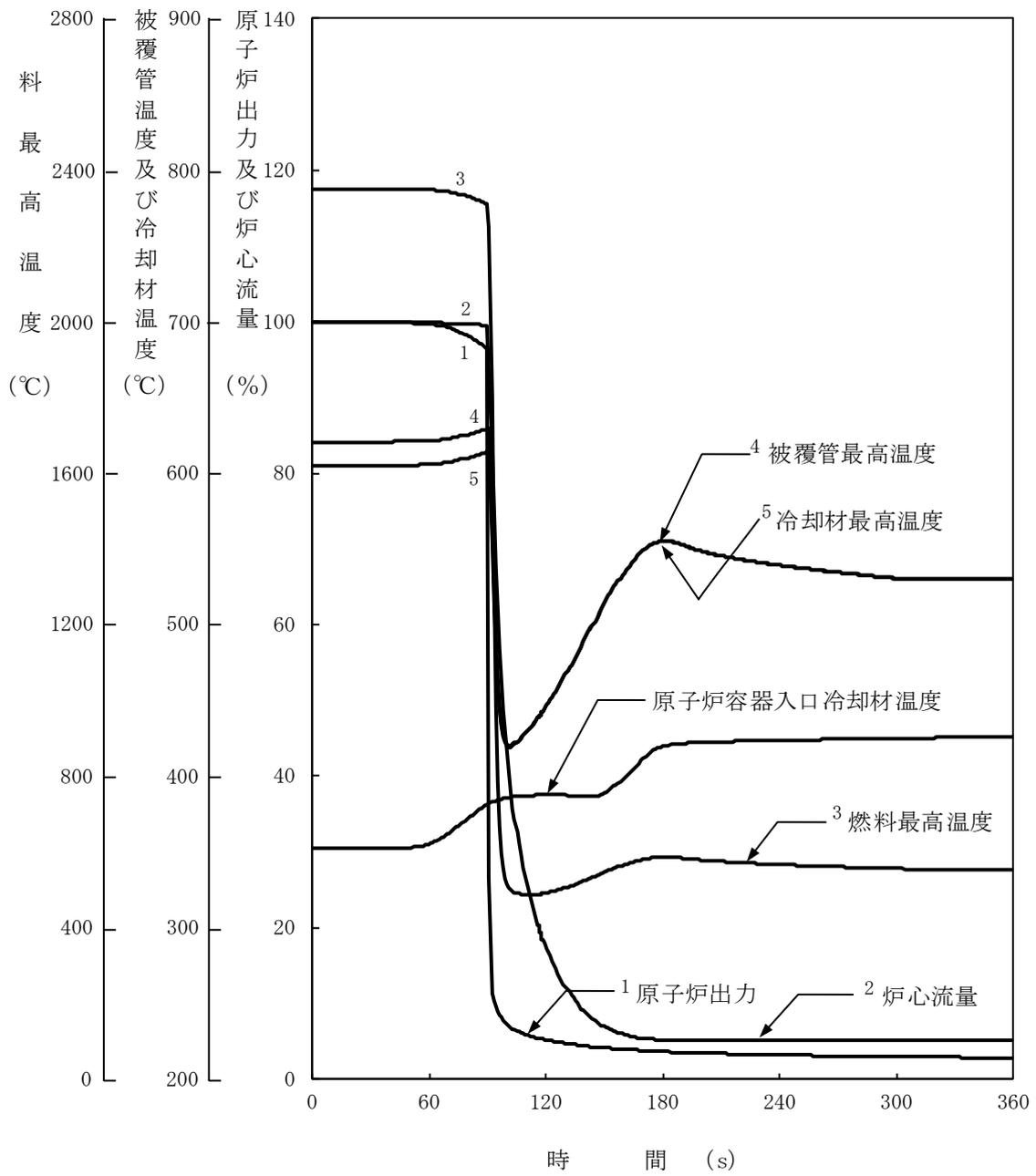
第 2.6 図 2 次冷却材流量増大



第 2.7 図 2 次冷却材流量減少



第 2.8 図 主冷却器空気流量の増大



第 2.9 図 主冷却器空気流量の減少

3. 設計基準事故

3.1 代表的事象の選定

設計基準事故にあつては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。事象の選定結果を以下に示す。

(1) 炉心内の反応度の増大に至る事故

(i) 燃料スランピング事故

(2) 炉心冷却能力の低下に至る事故

(i) 1次主循環ポンプ軸固着事故

(ii) 1次冷却材漏えい事故

(iii) 冷却材流路閉塞事故

(iv) 2次主循環ポンプ軸固着事故

(v) 2次冷却材漏えい事故

(vi) 主送風機風量瞬時低下事故

(3) 燃料取扱いに伴う事故

(i) 燃料取替取扱事故

(4) 廃棄物処理設備に関する事故

(i) 気体廃棄物処理設備破損事故

(5) ナトリウムの化学変化

(i) 1次冷却材漏えい事故

(6) 原子炉カバーガス系に関する事故

(i) 1次アルゴンガス漏えい事故

3.2 被ばく評価の方法

3.2.1 よう素の吸入摂取による実効線量

敷地境界外におけるよう素の吸入摂取による実効線量の評価に当たっては、小児を対象とし、以下の計算式を用いて評価する。また、よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等を第3.1表に示す。

$$H_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q)$$

$$Q_e = \sum_i (K_{Hi} / K_{He}) \cdot Q_i$$

ここで、 H_I ：よう素の吸入摂取による実効線量 (mSv)

K_{He} ：I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

M ：小児の呼吸率 (m^3/s)

Q_e ：よう素 (I-131換算) の放出量 (Bq)

(χ / Q) ：相対濃度 (s/m^3)

K_{Hi} ：核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

Q_i : 核種 i の放出量 (Bq)

3.2.2 希ガスからのガンマ線による実効線量

敷地境界外における希ガスからのガンマ線による実効線量の評価に当たっては、希ガスによる空気カーマを用いた相対線量に基づいて評価する。計算式を以下に示す。

$$H_\gamma = K \cdot (D/Q) \cdot Q_\gamma$$

ここで、 H_γ : 希ガスからのガンマ線による実効線量 (μ Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($K=1\text{Sv}/\text{Gy}$)

(D/Q) : 相対線量 (μ Gy / (MeV · Bq))

Q_γ : 希ガスの放出量 (MeV · Bq)

第 3.1 表 よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等^{(2), (8)}

パラメータ等	記号	単位	数値
核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数	K_{Hi}	mSv/Bq	I-131 : 1.6×10^{-4} I-132 : 2.3×10^{-6} I-133 : 4.1×10^{-5} I-134 : 6.9×10^{-7} I-135 : 8.5×10^{-6}
小児の呼吸率*	M	m^3/h	0.31 (活動時)
		m^3/d	5.16 (1日平均)

* : 小児の呼吸率については、よう素の放出の状況及び継続時間を踏まえ、燃料取替取扱事故及び気体廃棄物処理設備破損事故には $0.31\text{m}^3/\text{h}$ を、1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故には $5.16\text{m}^3/\text{d}$ を使用する。

3.3 燃料スランピング事故

3.3.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの熱的あるいは機械的原因で燃料ペレットが燃料被覆管内で下方に密に詰まり、炉心に異常な正の反応度が付加される事象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 燃料製造時には、燃料焼結、成形に十分な注意を払う。また、燃料要素の製作及び検査を厳格にする。
- (ii) 燃料集合体の運搬及び取扱い時には十分な注意を払い、燃料集合体に損傷を与えないようにする。
- (iii) 燃料集合体及び内側反射体においては、それぞれの出口に熱電対を備えて出口温度を常時監視し、異常が生じれば中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起する。
- (iv) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

3.3.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) スランピング現象は、最大の反応度値を持つ1体の燃料集合体内の全燃料要素で同時に発生するものとする。スランピングにより燃料は燃料被覆管内で下方に密に詰まり、理論密度の100%となる。その結果、20¢の正の反応度がステップ状に付加されるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3.1 図に示す。

スランピングにより正の反応度が付加されると原子炉出力は急激に上昇し、「中性子束高(出力領域)」の設定値に達し、第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では 0.2 秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約 127% である。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,410°C、約 640°C 及び約 630°C であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

3.3.3 結論

この事故において、「中性子束高(出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.4 1次主循環ポンプ軸固着事故

3.4.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、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する事象として考える。

1次冷却材流量が減少すると炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主循環ポンプの設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、軸固着のような事故の発生を防止する。
- (ii) 1次主循環ポンプの運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的にポンプを停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、ポンプ軸固着が生じた場合には、「1次主循環ポンプトリップ」及び「1次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 事故ループの1次主冷却系での逆流を防止するため、原子炉容器入口に近い配管部に逆止弁を設ける。
- (v) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.4.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、事故ループの1次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとし、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ものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times$

$10^{-6}\Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「1次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、事故ループの逆止弁が閉まらないことを仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.2図に示す。

1次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.1秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。健全ループの1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約4%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約4%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約730℃及び約720℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.4.3 結論

この事故において、「1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.5 1次冷却材漏えい事故

3.5.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管が破損し、1次冷却材が漏えいする事象として考える。

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。この場合、冷却材漏えいを早期に検出して原子炉を停止するとともに冷却材の循環に必要な原子炉容器の冷却材液位を確保して崩壊熱除去運転に移行することにより、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。

なお、漏えいした冷却材は配管・機器の二重壁内に保持されるが、原子炉停止後、保守のため格納容器(床下)を空気雰囲気置換した状態で1次主冷却系主配管の外管が破損し、冷却材が二重壁外に漏えいすることを想定すると、ナトリウムの燃焼により格納容器内の温度及び圧力が上昇し、格納容器の健全性に悪影響を与える可能性があるとともに、漏えいした冷却材とともに格納容器内に放出された核分裂生成物の一部が格納容器外へ漏えいする可能性がある。この場合、工学的安全施設の作動等により格納容器内の温度及び圧力の過度の上昇は防止され、また、周辺公衆への著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく事故を終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 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。
- (iii) 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。
- (iv) 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。
- (v) 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。
- (vi) 以上のような防止対策にもかかわらずナトリウム漏えいが万一生じた場合に備え、1次主冷却系及び1次補助冷却系で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、これらの二重壁内に漏えいしたナトリウムを保持するとともに、二重壁内を窒素雰囲気としてナトリウムの燃焼反応を防止する。
- (vii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の適切な箇所にナトリウム漏えい検出器を多数設置するとともに原子炉容器、1次冷却系のオーバフロータンク等に液面計を設置してナトリウム漏えいを確実かつ速やかに検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。

- (viii) 更にナトリウム漏えい量が増加した場合には、「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。
- (ix) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。
- (x) 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。
 - (x i) さらに、オーバフロー系の汲上電磁ポンプによるオーバフロータンク内ナトリウムの原子炉容器内への汲上げにより、原子炉容器等の冷却材液位を保持する。
 - (x ii) 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、二重壁外へナトリウムが漏えいした場合の燃焼反応を防止する。また、漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器が設置されている室には鋼製のライナを設置する。なお、二重壁内への漏えいが検出された場合、ナトリウム温度が空気中での発火点よりも低下した後か、あるいは、ナトリウムをドレンした後でなければ、格納容器（床下）を空気雰囲気中に置換しないものとする。
 - (x iii) 二重壁外へナトリウムが漏えいし、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、格納容器が自動的に隔離されて、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。なお、ナトリウムの燃焼により、格納容器内圧が負圧になる可能性があるため、格納容器にはバキュームブレーカを設置する。
 - (x iv) 格納容器から漏えいした核分裂生成物は、負圧に保たれるアニュラス部に集め、非常用換気設備のフィルタでろ過した後、主排気筒に導き、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。

3.5.2 炉心冷却能力の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1次主循環ポンプと原子炉容器の間の1次主冷却系主配管の下降部において、1次主冷却系主配管に接続するドレン系統の小口径配管が破断するものとし、**追補VII.の「1次冷却材漏えい事故」における配管破損規模の想定に示すように1次冷却系主配管における割れ状の漏えい口の大きさを包含するよう、漏えい口の**

大きさを**保守的に**約 22cm²とする。なお、当該位置は破損口の内側圧力が最も高く、最大の流出速度を与える。また、この漏えい口の大きさは、1 次主冷却系主配管及び 1 次補助冷却系配管における割れ状の漏えい口の大きさを包絡している。解析では、炉心流量が瞬時に 80kg/s 減少するものとする。

(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は $NsL-140 \text{ mm}$ 、応答時間は 0.4 秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3.3 図に示す。

1 次主冷却系の配管の破損が生じると、ナトリウムの漏えいに伴って原子炉容器のナトリウム液位が低下し、約 27 秒後に「炉内ナトリウム液面低」の設定値に達し、**第 1.3 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、**原子炉は自動停止するとともに 1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が**定格流量の約 5% に相当する値**まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。また、ナトリウムの漏えいは、1 次主冷却系の循環に支障を来す液位まで原子炉容器等のナトリウム液位が低下することなく終息する。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 650°C 及び約 640°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.5.3 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

(1) 解析条件

次のような仮定のもとに漏えいナトリウムによる熱的影響の解析を行い、格納容器内の温度、圧力等の時間的変化を求める。

(i) 二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器（床下）を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜るものとする。なお、プールの面積は 200m² とする。

(ii) ナトリウムと空気との反応速度は格納容器内の酸素濃度に比例し、雰囲気絶対温度の平方根に比例するものとする。なお、ナトリウム燃焼率の初期値は 5 lb/ft²・h (約 24kg/m²・h) とする。

(iii) 格納容器内の雰囲気及び構造材の温度の初期値は 300K とする。

- (iv) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考えるものとする。
- (v) 格納容器内の雰囲気は理想気体の法則が適用できるものとする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 3.4 図に示す。

格納容器内の圧力上昇は約 $0.5\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $49\text{kPa}[\text{gage}]$) であり、設計圧力を超えない。また、格納容器内の最高温度は、雰囲気温度については約 180°C 、鋼壁温度については約 110°C 、コンクリート壁内側温度については約 90°C であり、設計温度を超えない。したがって、格納容器の健全性は保たれる。

3.5.4 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、配管・機器の二重壁内及び二重壁外へのナトリウムの漏えいはきわめて考えにくい、漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第 3.5 図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の 1% に相当する量が、1 次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 原子炉停止後 7 日間の冷却を考慮することとする。
- (iii) 1 次冷却材中の希ガスの 100%、よう素の 10% が格納容器内に放出されるものとする。
- (iv) 格納容器内に放出されたよう素のうち、90% は無機よう素の形態をとり、残りの 10% は有機よう素の形態をとるものとする。無機よう素については、格納容器内でのプレートアウト等による半減期 1 時間の指数関数的な減衰を考慮するものとする。
- (v) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏えいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出されるもの及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるものを考えることとする。
- (vi) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率及びドーム部から大気中への漏えい率は格納容器内の圧力の平方根に比例するものとし、格納容器内の圧力の変動を考慮して設定することとする。
- (vii) 非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率は 90% とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。
- (viii) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、1 次冷却材漏えい事故及び原子炉停止後の 1 次冷却

系主配管の外管破損を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素（I-131 換算）：約 1.4×10^{10} Bq

希ガス（ガンマ線 0.5MeV 換算）：約 5.0×10^{11} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 4.0×10^{-3} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく：約 3.9×10^{-3} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく：約 8.3×10^{-5} mSv

3.5.5 結論

この事故において、「炉内ナトリウム液面低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉停止後、漏えいした冷却材が配管・機器の二重壁外に漏えいし、ナトリウムの燃焼が生じた場合でも、格納容器の健全性は確保され、また、前述の防止対策を踏まえた評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.6 冷却材流路閉塞事故

3.6.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、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次冷却材の流路が局部的に閉塞される事象として考える。また、燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、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。

燃料集合体内の1次冷却材の流路が閉塞すると、その除熱能力が低下し、燃料要素の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、集合体出口冷却材温度の監視により、冷却材流路の閉塞を早期に検出して、原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。また、万一、燃料要素が破損した場合であっても、燃料破損検出系による監視により、その破損を早期に検出することで、原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 原子炉容器内部構造物の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 原子炉容器内部構造物には、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。
- (iii) 原子炉容器内部構造物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。また、1次主循環ポンプは、1次冷却材への潤滑油の混入を防止する設計とする。
- (iv) 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。
- (v) 燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのワイヤスペーサを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- (vi) 以上のような防止対策にもかかわらず冷却材流路閉塞が万一生じた場合に備え、集合体出口冷却材温度を監視して冷却材流路の閉塞を早期に検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。
- (vii) さらに、仮に燃料要素の被覆管が破損した場合に備え、燃料破損検出系を設置して異常を早期に検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。

3.6.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードASFREにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 燃料集合体内のサブチャンネル1ヶ所が瞬時に完全閉塞された場合を想定する。
- (iii) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用する。
- (iv) 閉塞の軸方向位置は、被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心部上端とする。
- (v) 冷却材の流れによる軸方向の熱移行は考慮しない。
- (vi) 閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場合、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（ガスジェット）で、隣接する燃料要素が、一時的に高温になる可能性がある。当該評価における核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は $10,000\text{W}/\text{m}^2\text{K}$ とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.6図及び第3.7図に示す。

冷却材流路の閉塞事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度は約 690°C まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

また、冷却材流路の閉塞事故により、閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場合、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、当該燃料要素の被覆管最高温度は約 740°C まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。なお、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、その破損を検出することで、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。

3.6.3 結論

この事故において、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.7 2次主循環ポンプ軸固着事故

3.7.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により2次主循環ポンプ1台の軸が固着し、2次冷却材流量が減少する事象として考える。

2次冷却材流量が減少すると、主中間熱交換器の1次側出口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプの設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、軸固着のような事故の発生を防止する。
- (ii) 2次主循環ポンプの運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的にポンプを停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、ポンプ軸固着が生じた場合には、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.7.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、事故ループの2次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「2次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.8図に示す。

2次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.8秒後に「2次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約630℃及び約610℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.7.3 結論

この事故において、「2次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.8 2次冷却材漏えい事故

3.8.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、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次冷却材が漏えいする事象として考える。

2次主冷却材の漏えいが生じると、主中間熱交換器での除熱能力が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、冷却材漏えいを早期に検出して原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故は安全に終止できる。また、主冷却機建物でナトリウムの燃焼が生じる可能性があるが、種々の防止対策により大規模な火災になることはなく、事故は安全に終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主冷却系の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 2次主冷却系の配管は、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) 2次主冷却系の配管・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) 2次主冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、2次冷却材の純度を適切に管理する。
- (v) 以上のような防止対策にもかかわらずナトリウム漏えいが万一生じた場合に備え、2次冷却系の適切な箇所にナトリウム漏えい検出器を多数設置するとともに2次冷却系のオーバフロータンク等に液面計を設置してナトリウム漏えいを確実かつ速やかに検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。
- (vi) ナトリウム漏えいに伴って主中間熱交換器での除熱が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇する場合には、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」により警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (vii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。
- (viii) ナトリウム漏えいを検出した場合、2次主冷却系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして流出量を局限する。
- (ix) ナトリウム漏えいの可能性のある格納容器内及び主冷却機建物内の各部屋には

床面ライナ等を設置して、ナトリウムとコンクリートが直接接触することを避ける。さらに、格納容器内での漏えいに対しては、原子炉運転中、格納容器（床下）を窒素雰囲気とすることにより、ナトリウムの燃焼反応を防止する。また、主冷却機建物内での漏えいに対しては、漏えいしたナトリウムを連通管等を通じてナトリウム溜室に導き貯留するとともに、床面の設計によりナトリウムの流出面積を限定して、空気と接触するナトリウム量を最小限にする。

(x) 主冷却機建物の各所に特殊化学消火剤を設置し、また、防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等の消火支援器具を配置する。

3.8.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 破損が生じたループの1次主冷却系コールドレグ温度の上昇を保守的に評価するため、主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 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 373°C 、応答時間は0.4秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.9図に示す。

2次主冷却系主配管の破損により主中間熱交換器の2次側の除熱能力が喪失すると、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約44秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630°C 及び約 620°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

一方、主冷却機建物内でナトリウムの漏えいが生じた場合にはナトリウムの燃焼が生じるが、漏えい検出後、直ちに2次系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして漏えい量を局限するとともに、床面の設計により流出面積も限定して空気と接触するナトリウム量は最小限に止められ、かつ、特殊化学消火剤により消火できるので、大規模な火災になることはなく、他の異常状態の原因となる2次的損傷は生じない。また、2次系ナトリウムは放射化されず核分裂生成物も存在しないので、公衆に放射線被ばくをもたらすことはない。

3.8.3 結論

この事故において、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。また、漏えいしたナトリウムによる火災は大規模なものにはならない。

3.9 主送風機風量瞬時低下事故

3.9.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの電氣的又は機械的原因により主送風機1台の風量が瞬時に低下し、主冷却器空気流量が減少する事象として考える。

主冷却器空気流量が減少すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 主送風機的设计、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに品質管理や工程管理を十分に行い、電磁ブレーキの誤作動に伴う急制動のような事故の発生を防止する。
- (ii) 主送風機の運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的に主送風機を停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、主送風機風量の瞬時低下が生じて原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇する場合には、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」により警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.9.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、主送風機1台が瞬時に停止すると同時に当該ループの他の1台の主送風機も停止し、事故ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベルまで減少するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 -4.5

$\times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 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 $373^{\circ}C$ 、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける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失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.10図に示す。

主送風機風量瞬時低下事故が発生すると、事故ループの主冷却器空気流量は自然通風レベルまで減少し、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱が不足となる。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約90秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第1.3表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 $630^{\circ}C$ 及び約 $620^{\circ}C$ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.9.3 結論

この事故において、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.10 燃料取替取扱事故

3.10.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における燃料集合体の取扱中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 使用済燃料貯蔵設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 水冷却池内の使用済燃料の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料の保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料の落下を防止する。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、燃料集合体から原子炉附属建物内に核分裂生成物が放出された場合は、換気設備を通して主排気筒に導かれる。

3.10.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、燃料集合体の落下の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。**なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.11図に示す。**

- (i) 1体の燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に燃料集合体に蓄積される希ガスの100%に相当する量及びよう素の50%に相当する量が、瞬時に水中に放出されるものとする。なお、ここでは、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池にて、燃料集合体の落下が生じたものとする。
- (ii) 燃料集合体は、最高燃焼度に達した後、13日間の燃料交換、60日間の炉内燃料貯蔵ラックでの中間貯蔵及び5日間の燃料取扱作業における冷却を考慮することとする。
- (iii) 水中に存在する希ガスの100%、よう素の0.2%（除染係数：500）が原子炉附属建物内に瞬時に放出されるものとする。
- (iv) 原子炉附属建物内に放出される核分裂生成物の全量が直接大気中に放出されるものとする。
- (v) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、燃料取替取扱事故を想定した場合、大気中に放出され

る核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 3.0×10^{10} Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 3.7×10^{12} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 8.1×10^{-1} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 7.9×10^{-1} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 2.5×10^{-2} mSv

3.10.3 結論

この事故について評価した結果、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.11 気体廃棄物処理設備破損事故

3.11.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で気体廃棄物処理設備に破損が生じ、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 気体廃棄物処理設備の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 以上のような防止対策にもかかわらず、気体廃棄物処理設備から原子炉附属建物内に核分裂生成物が放出された場合は、換気設備を通して主排気筒に導かれる。

3.11.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、気体廃棄物処理設備の破損の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。 **なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.12図に示す。**

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 1次冷却材中に存在する希ガスの100%、よう素の $10^{-3}\%$ が1次アルゴンガス中に移行し、これらを含む1次アルゴンガスがダンプタンクを経由して廃ガス貯留タンクに流入するものとする。
- (iii) 廃ガス貯留タンクに流入した廃ガスは、同タンクの貯留容量に見合う最大量が貯留されているものとする。
- (iv) 廃ガス貯留タンク1基の破損を想定し、内蔵されている核分裂生成物の全量が、瞬時に原子炉附属建物内に放出されるものとする。
- (v) 原子炉附属建物内に放出される核分裂生成物のうち、10%は直接大気中に、90%は原子炉附属建物の換気設備から主排気筒を経て大気中に放出されるものとする。
- (vi) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、気体廃棄物処理設備破損事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 $1.6 \times 10^9 \text{Bq}$

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 $1.6 \times 10^{13} \text{Bq}$

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 1.8×10^{-2} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく：約 4.3×10^{-3} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく：約 1.4×10^{-2} mSv

3.11.3 結論

この事故について評価した結果、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.12 1次アルゴンガス漏えい事故

3.12.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次アルゴンガス系に破損が生じ、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 1次アルゴンガス系の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 以上のような防止対策にもかかわらず1次アルゴンガス漏えい事故が生じた場合は、呼吸ガスヘッダ圧力、カバーガス圧力等の異常を検出して中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は各種止め弁を閉鎖する等の漏えい抑制措置をとることができる。
- (iii) 1次アルゴンガスの漏えい量が増加して、格納容器内の床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、原子炉は自動停止する。また、格納容器が自動的に隔離され、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。
- (iv) 格納容器から漏えいした核分裂生成物は、負圧に保たれるアニュラス部に集め、非常用換気設備のフィルタでろ過した後、主排気筒に導き、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。

3.12.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、1次アルゴンガス系の破損の可能性はきわめて少ないが、1次アルゴンガスの漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.13図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 1次冷却材中に存在する希ガスの100%、よう素の $10^{-3}\%$ が1次アルゴンガス中に移行するものとする。
- (iii) 1次アルゴンガス中に移行した核分裂生成物の全量が格納容器内に瞬時に放出されるものとする。
- (iv) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏えいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出されるもの、及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるものを考えることとする。
- (v) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率及びドーム部から大気

中への漏えい率は、格納容器の内圧の変動を考慮して設定することとする。

(vi) 非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率は 90%とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。

(vii) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、1次アルゴンガス系からの1次アルゴンガス漏えい事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 9.2×10^7 Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 1.8×10^{13} Bq

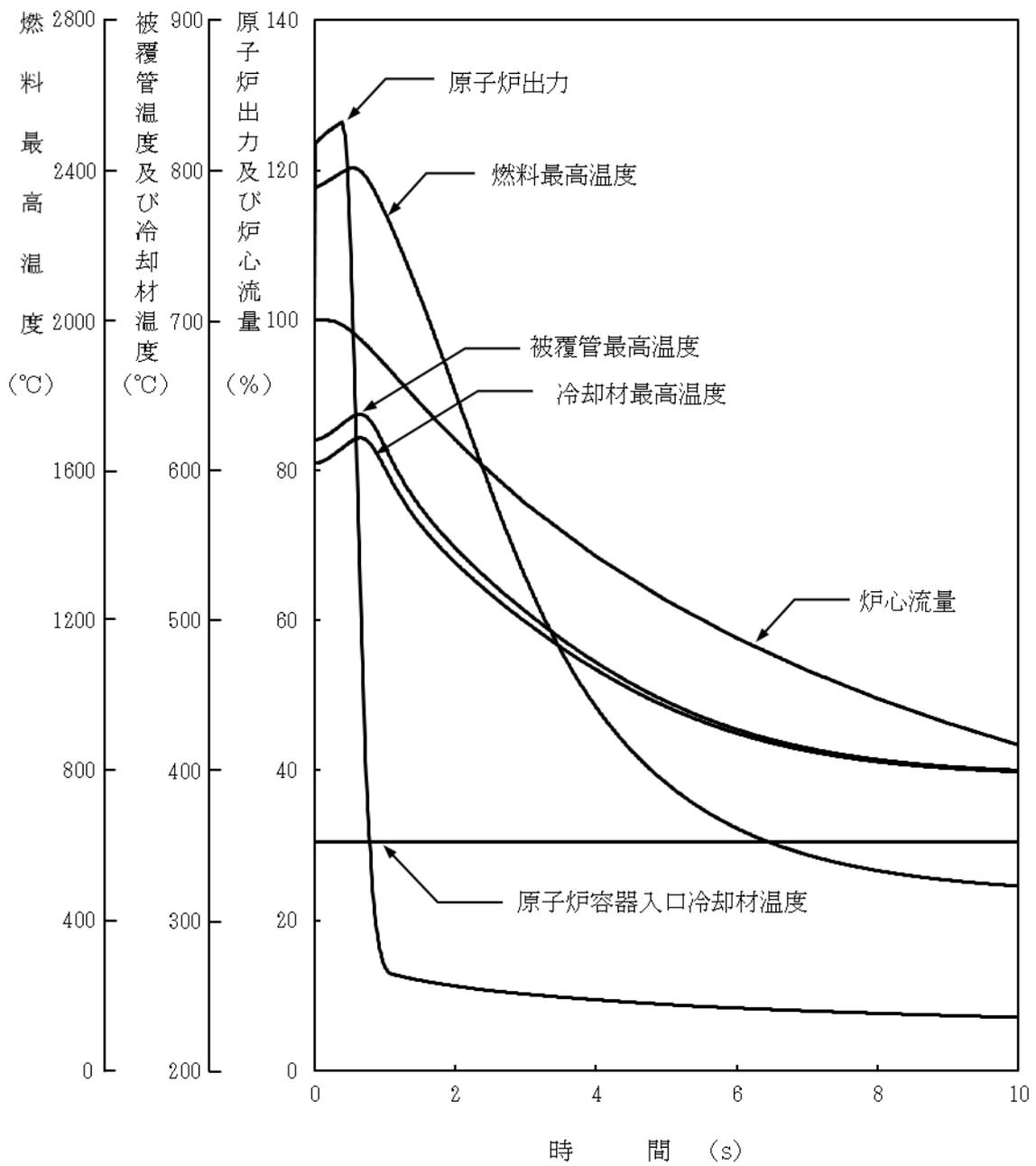
また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 3.1×10^{-3} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 2.6×10^{-5} mSv

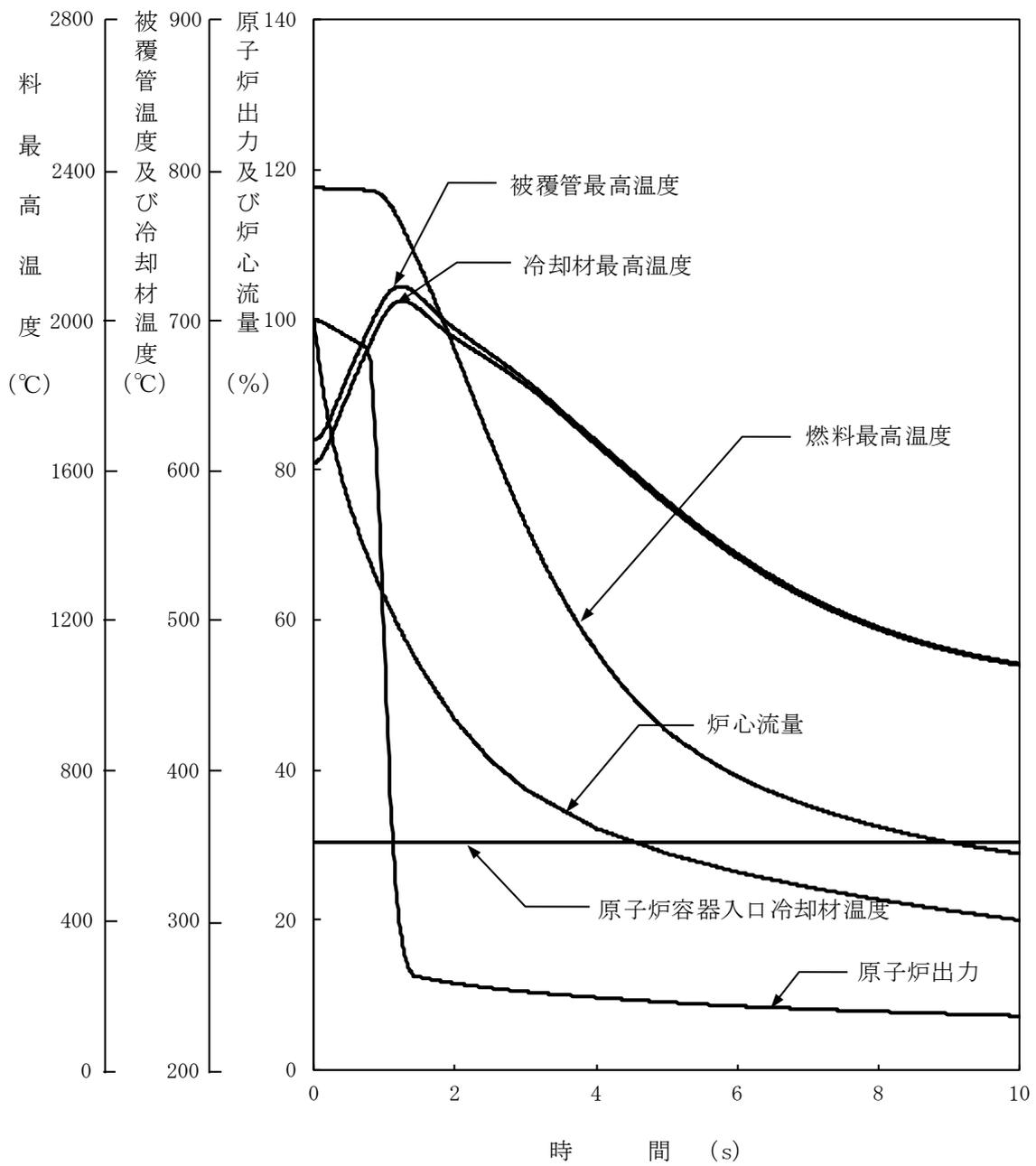
希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 3.1×10^{-3} mSv

3.12.3 結論

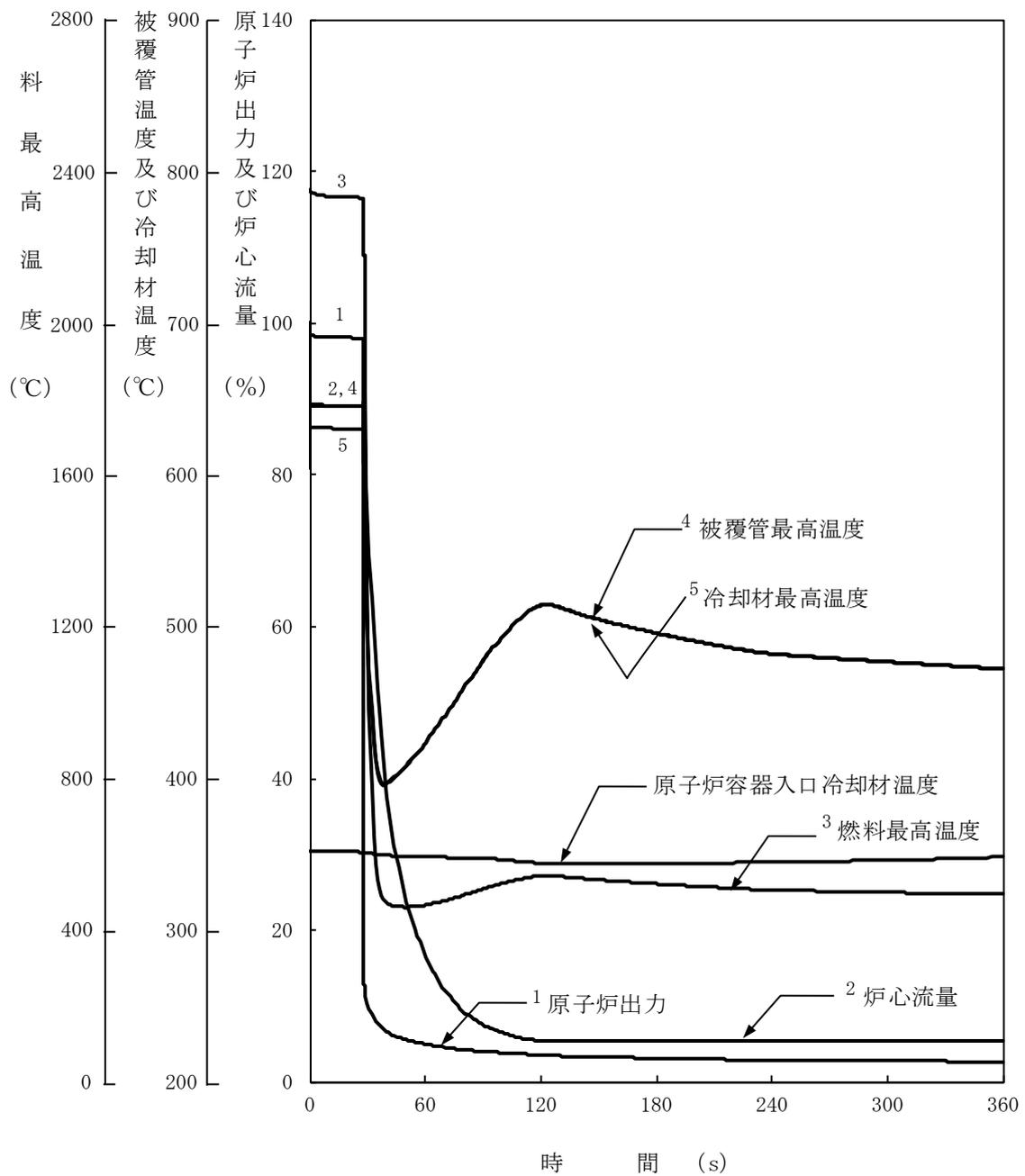
この事故において、前述の防止対策を踏まえた評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。



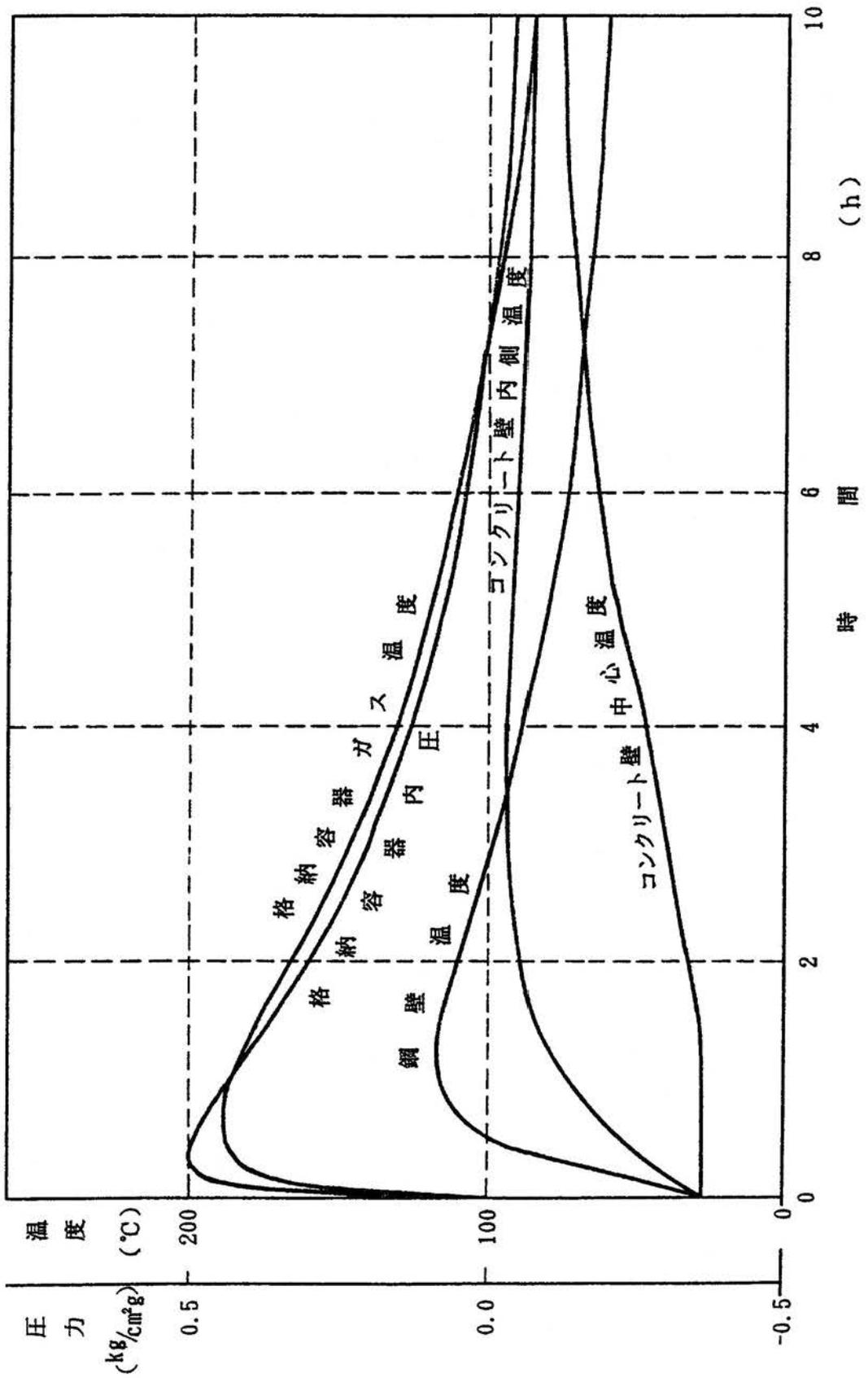
第 3.1 図 燃料スランピング事故



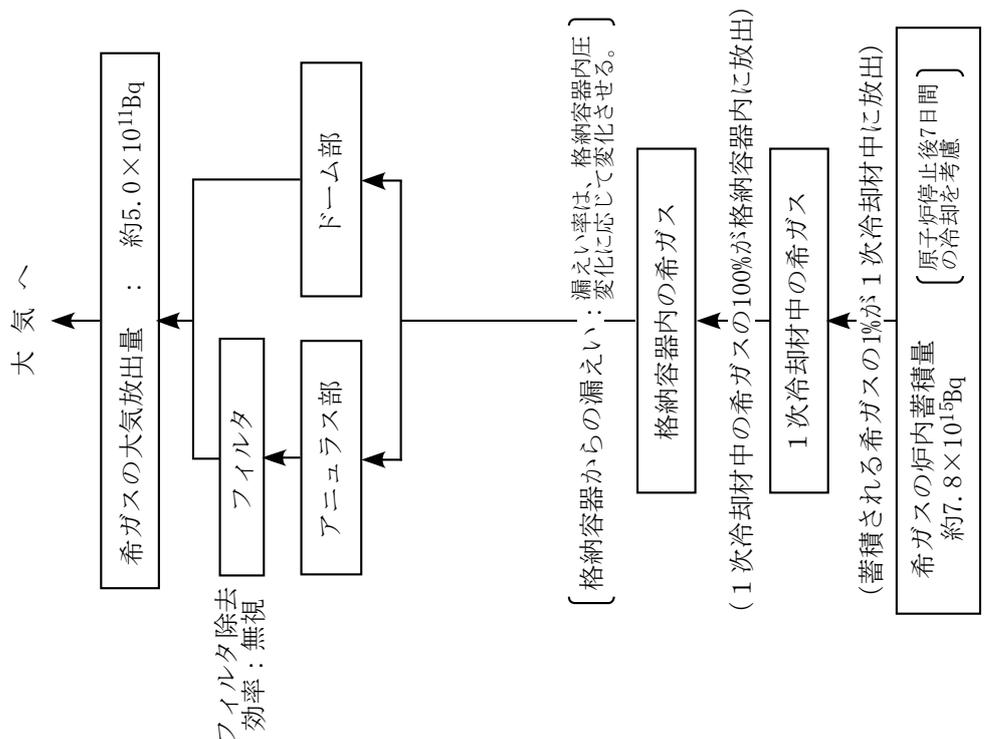
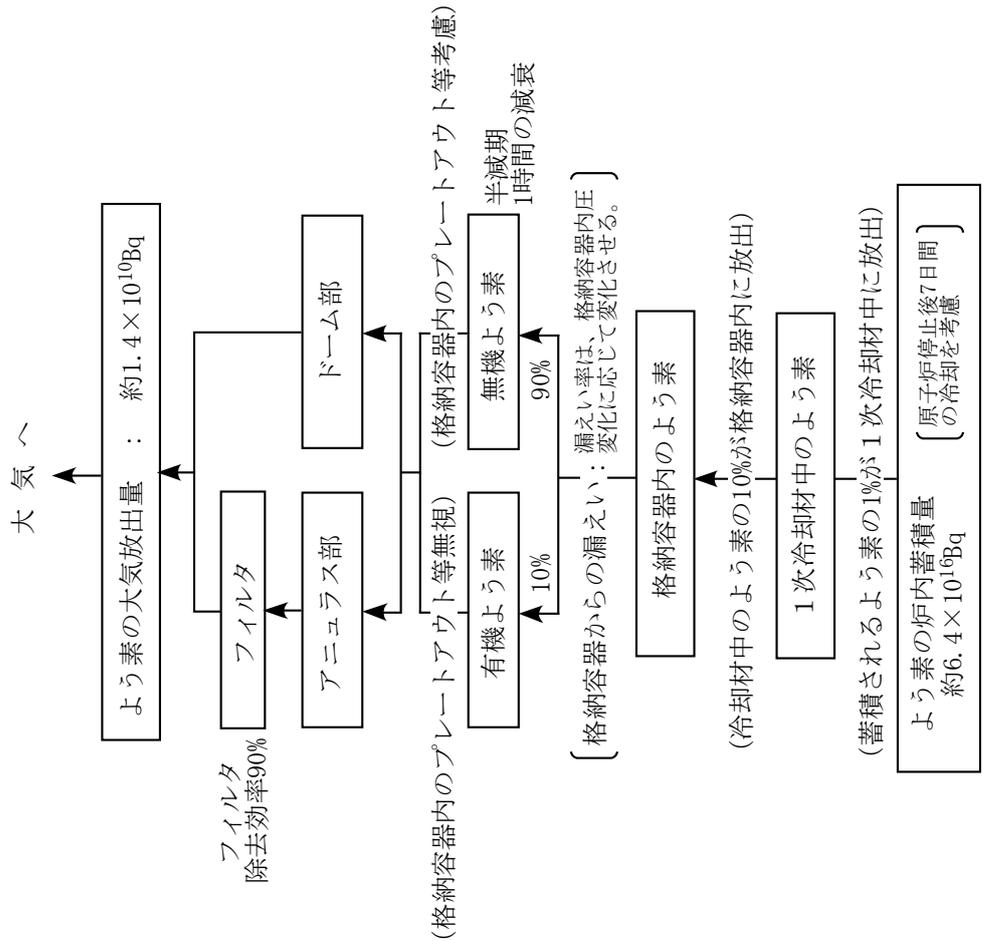
第 3.2 図 1 次主循環ポンプ軸固着事故



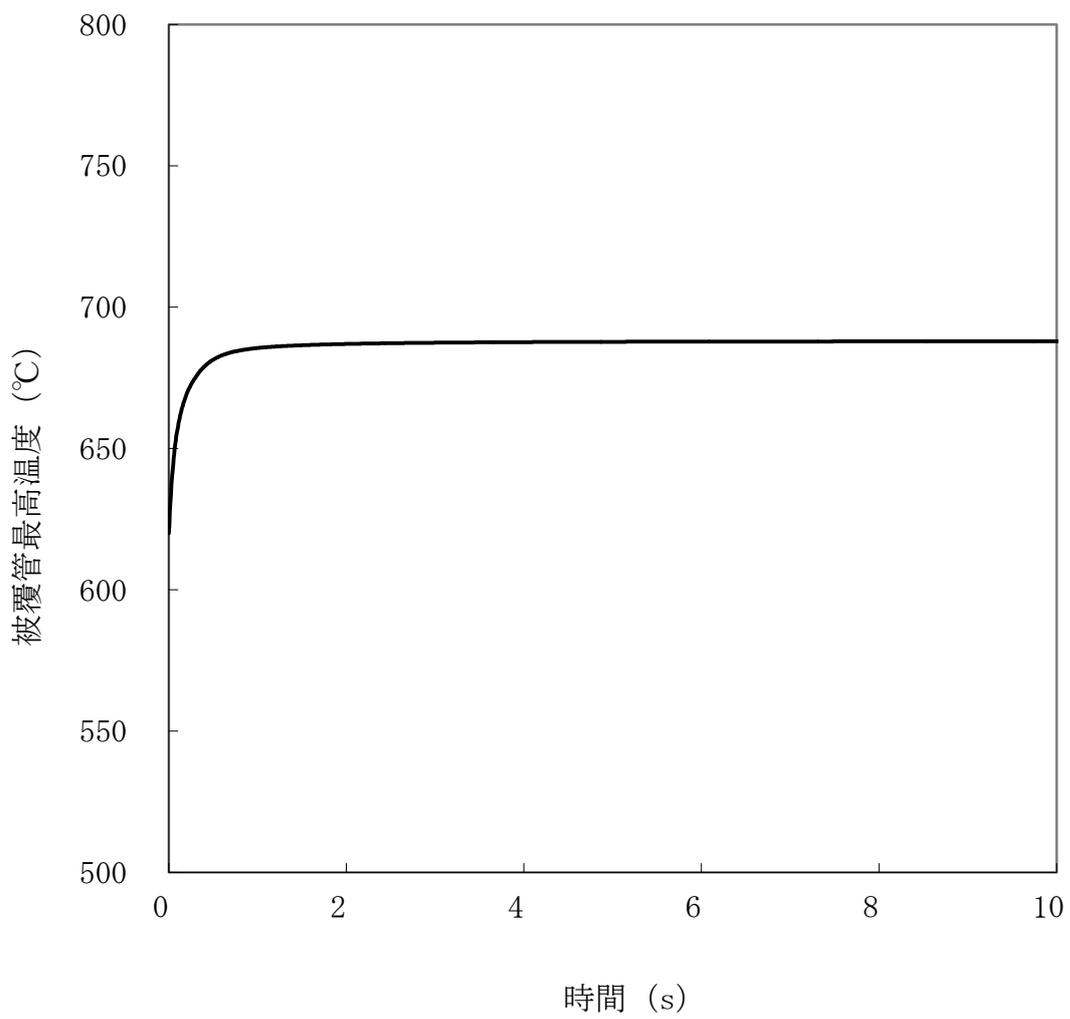
第 3.3 図 1 次冷却材漏えい事故 (炉心冷却能力の解析)



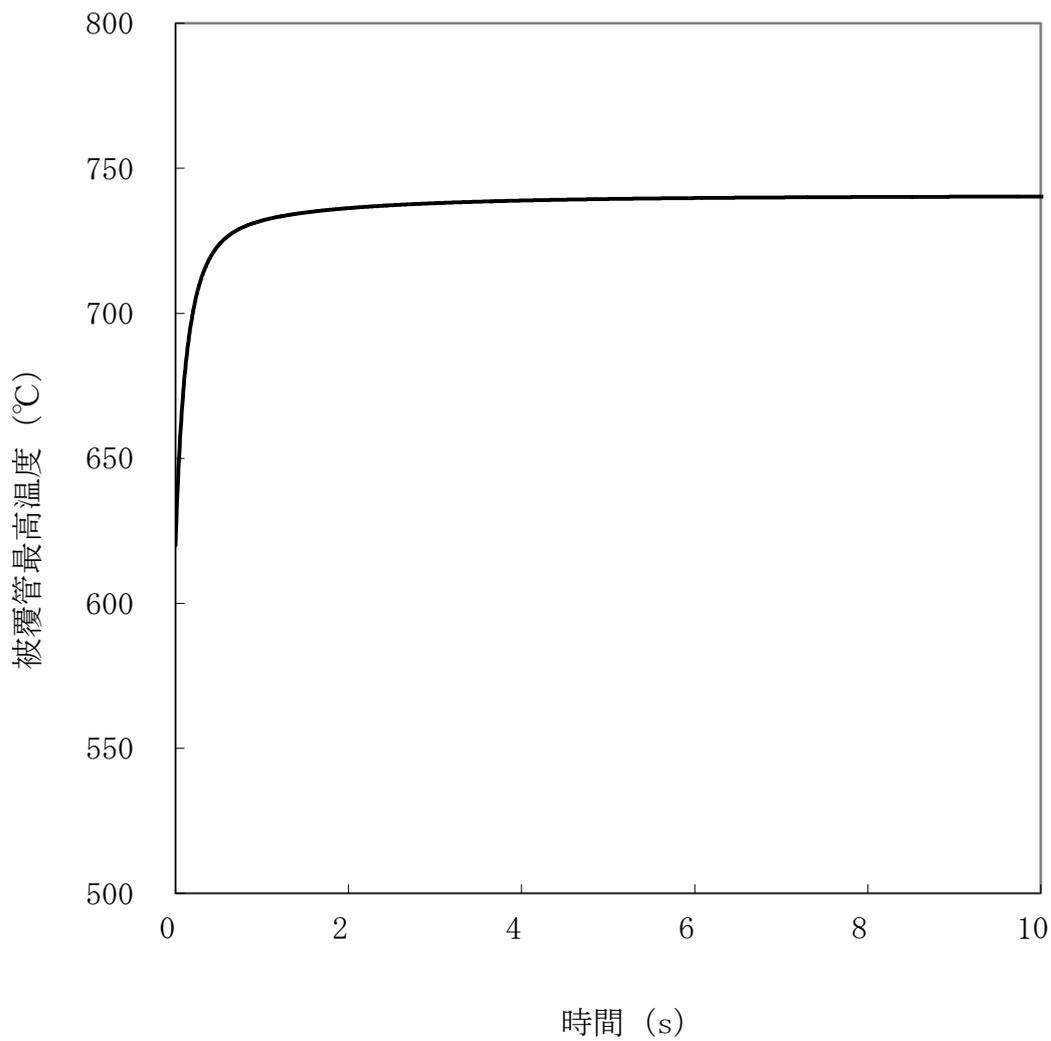
第 3.4 図 1 次冷却材漏えい事故 (漏えいナトリウムによる熱的影響の解析)



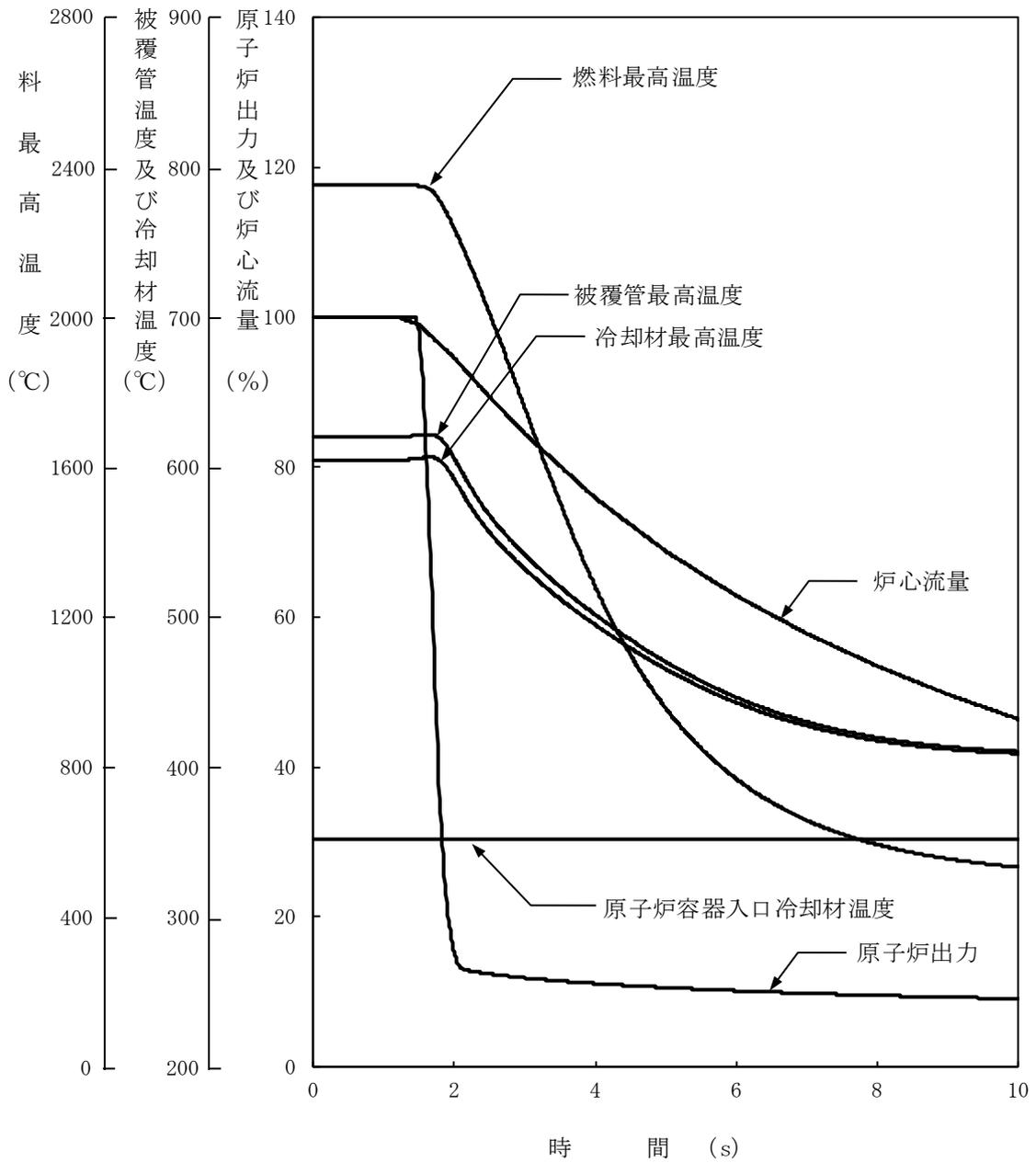
第 3.5 図 核分裂生成物の大気放出過程（1次冷却材漏えい事故）



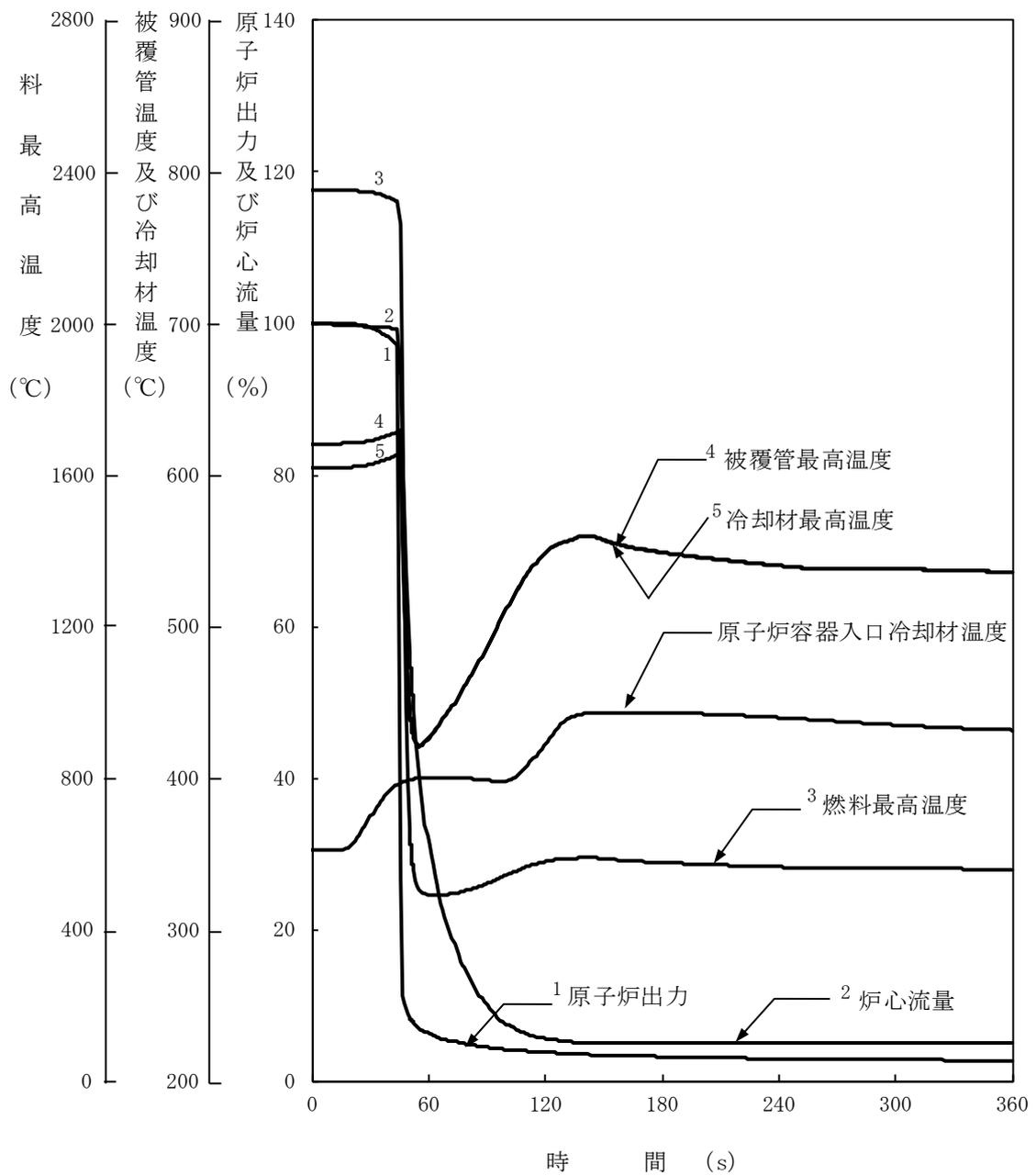
第 3.6 図 冷却材流路閉塞事故(流路閉塞による被覆管温度変化)



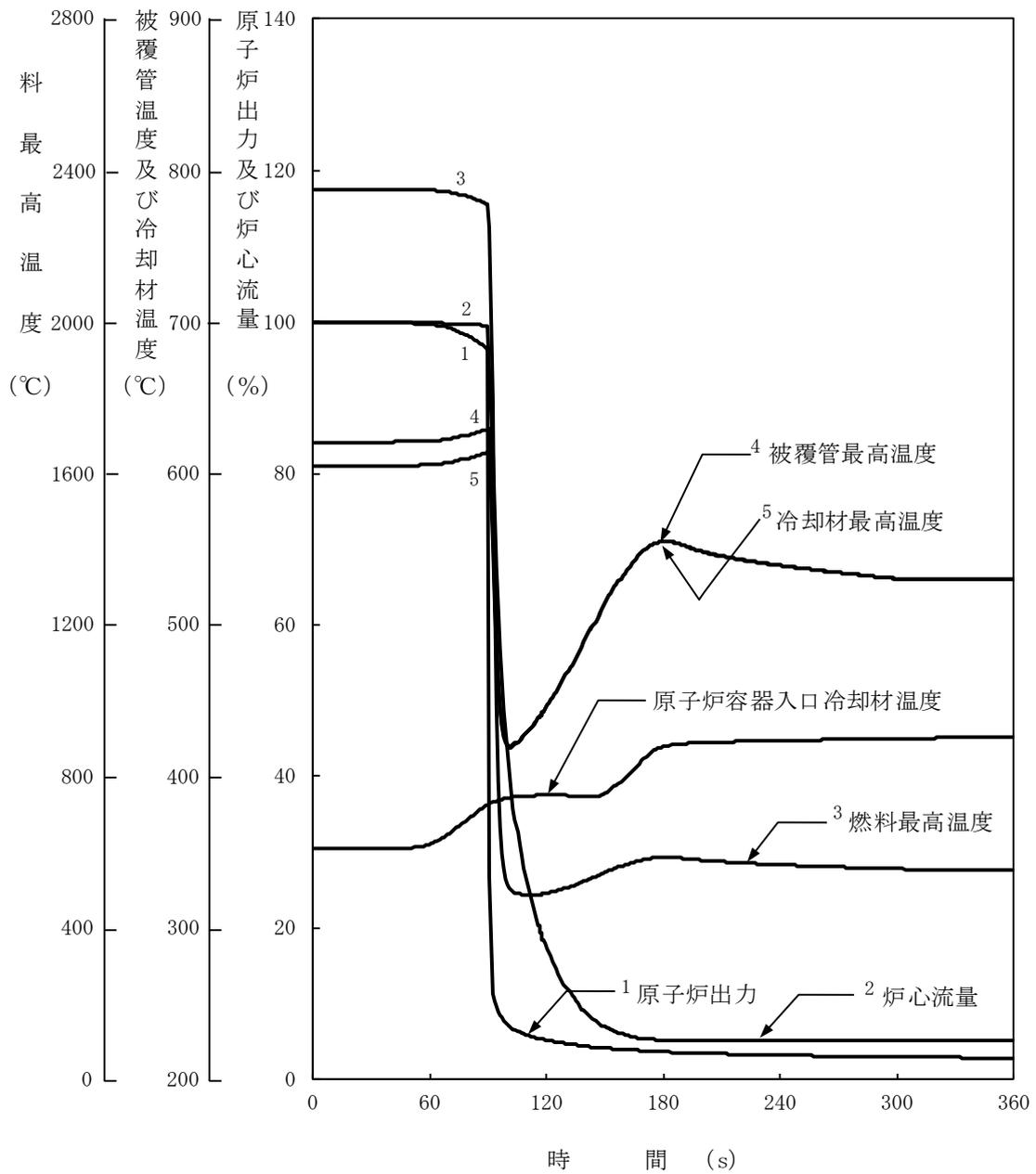
第 3.7 図 冷却材流路閉塞事故(核分裂生成ガスジェット衝突による隣接燃料被覆管温度変化)



第 3.8 図 2 次主循環ポンプ軸固着事故

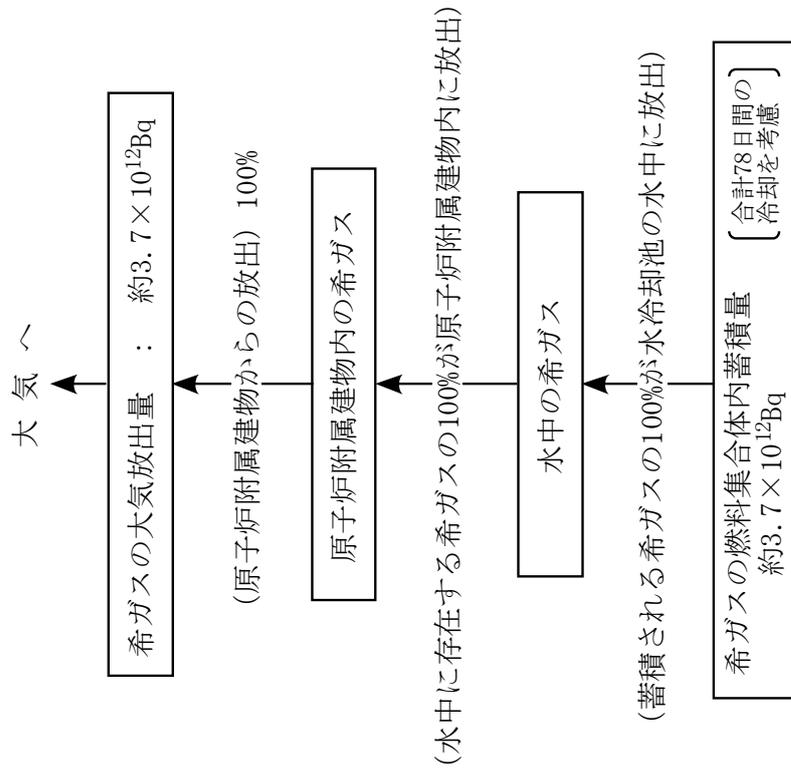


第 3.9 図 2 次冷却材漏えい事故

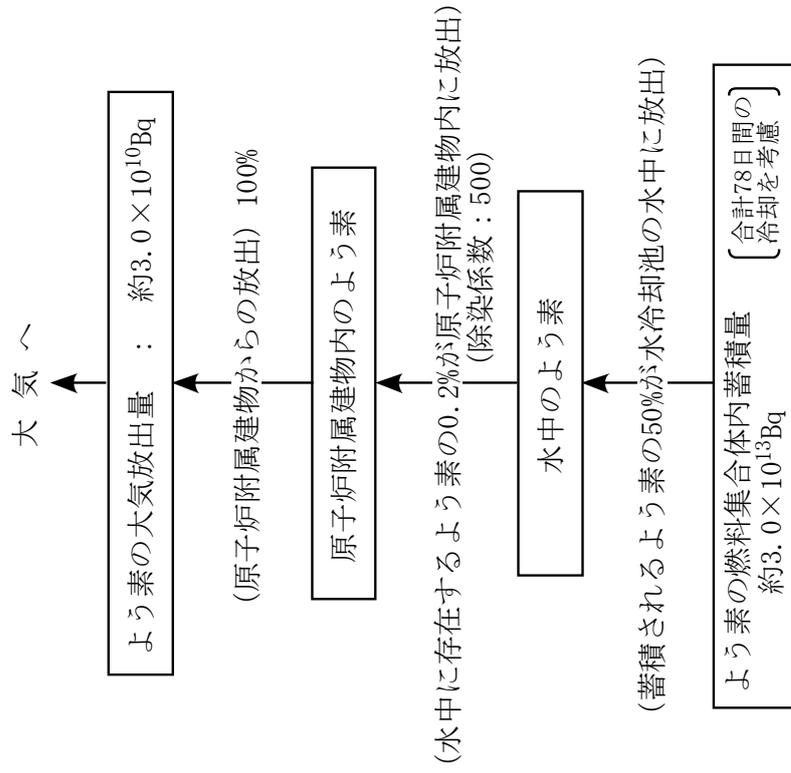


第 3.10 図 主送風機風量瞬時低下事故

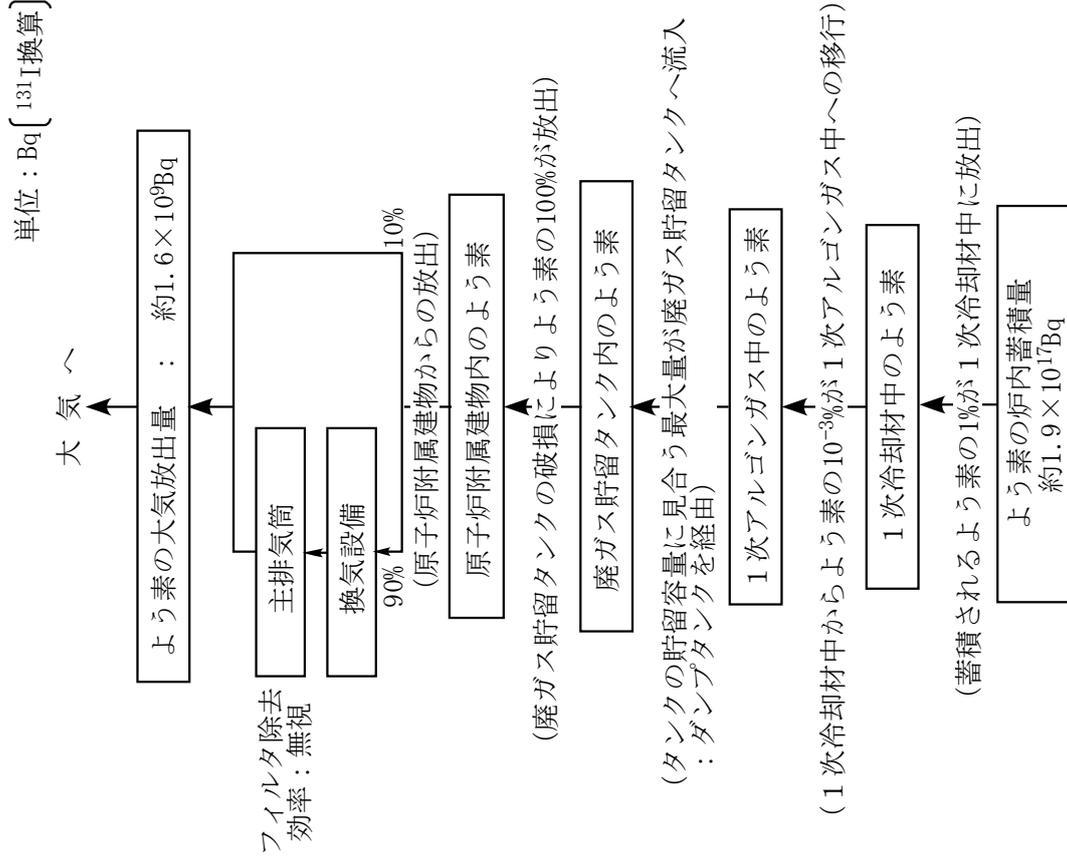
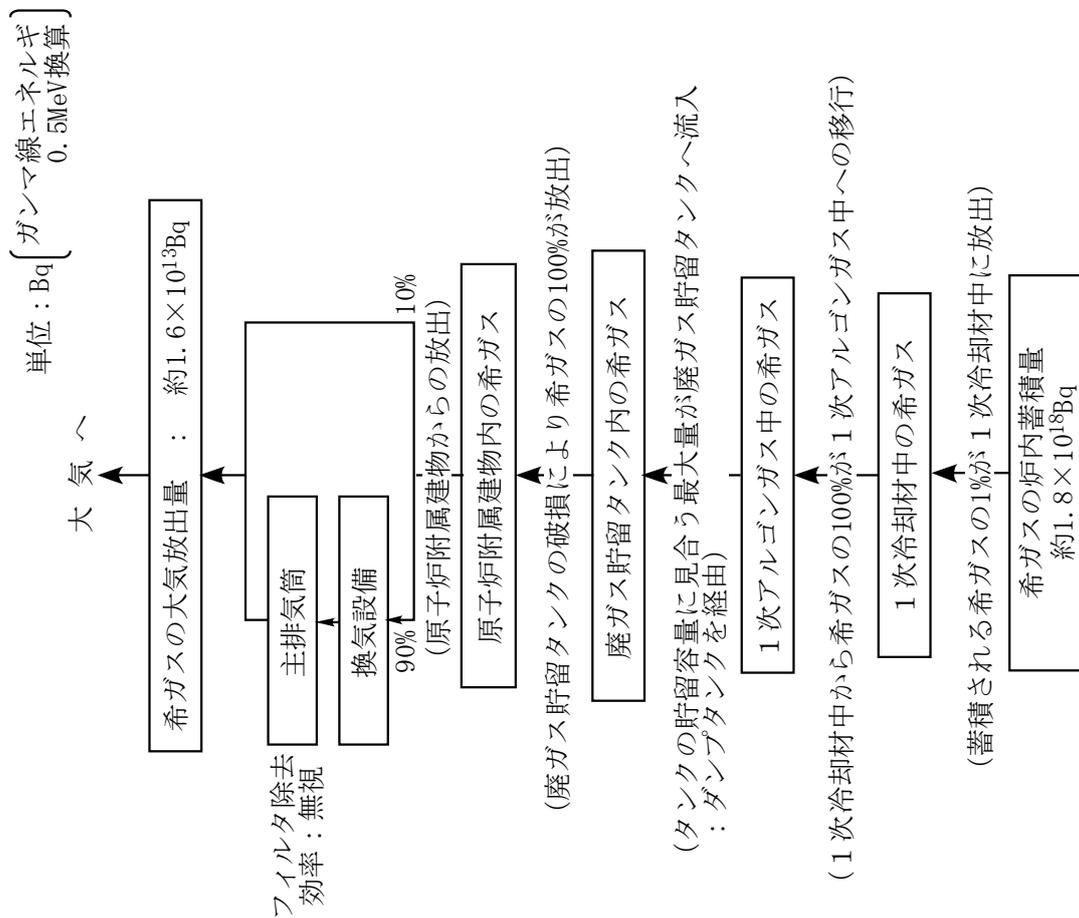
単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕



単位：Bq〔 ^{131}I 換算〕

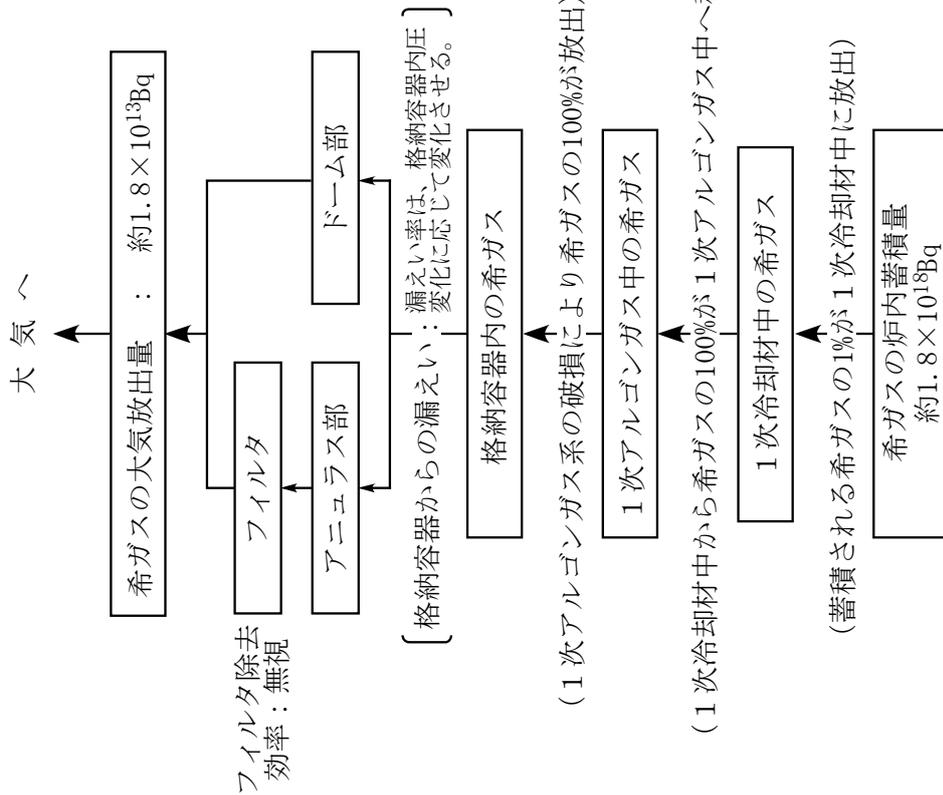


第 3.11 図 核分裂生成物の大気放出過程 (燃料取替事故)

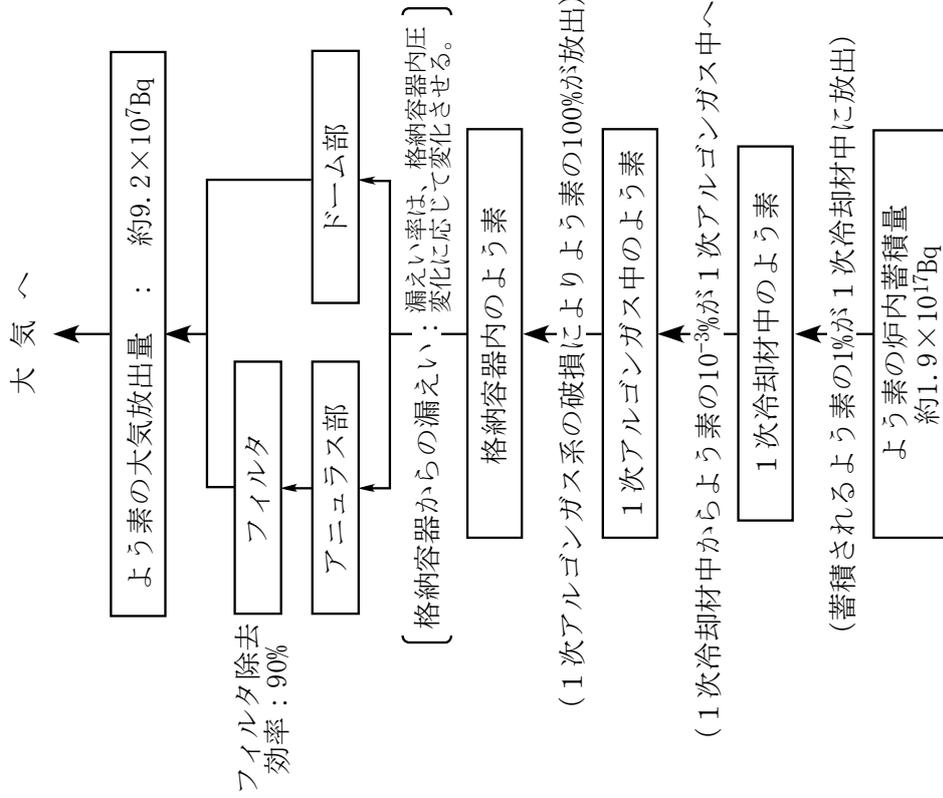


第3.12図 核分裂生成物の大気放出過程（気体廃棄物処理設備破損事故）

単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕



単位：Bq〔 ^{131}I 換算〕



第 3.13 図 核分裂生成物の大気放出過程 (1次アルゴンガス漏えい事故)

5. 参考文献

- (1) 原子力安全委員会、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、昭和 55 年 11 月 6 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- (2) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成 2 年 8 月 30 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- (3) 原子力安全委員会、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成 3 年 7 月 18 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- (4) 日本原子力研究所、「F P G S - 3 コードの改良と核データおよびγ線ライブラリーの更新（高速原型炉の崩壊熱解析－VI）」、JAERI-memo 57-056（1982）
- (5) 動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85-12(1985)
- (6) 日本原子力研究開発機構、「S u p e r - C O P D を用いた「もんじゅ」炉心安全解析モデルの構築」、JAEA-Data/Code 2010-023
- (7) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p. 323-333.
- (8) "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 4 Inhalation Dose Coefficients", ICRP Publication 71, 1995.

追補VI. FMEAによる事象選定の妥当性確認について (MK-IV炉心)

1. 目的

FMEA（故障モード影響解析）※により運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定について、当該事象選定に抜け漏れがないことを確認する。

※： FMEA とは、システムを構成する機器・部品の故障モードを洗い出し、各故障モードが引き起こすシステム機能に対する影響を特定することによる潜在的な故障の体系的な分析方法である。

2. 前提条件

①「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」、②「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」、③「環境への放射性物質の異常な放出」に至る要因等を対象とする。

FMEA における主なパラメータ（アイテム（構成品）/故障モード/故障影響/故障影響の大きさ/故障頻度）については、以下のとおり設定した。

- ・ アイテム（構成品）は、設置変更許可申請書添付書類八に記載された機器等に関連する構成部品等を対象（詳細化の度合いは、その影響に鑑み、技術的に判断）とする。
- ・ 故障モードは、対象とするアイテムについて、基本的に、構造上考えられる範囲を検討する（検討の度合いは、故障モードを発生させる原因の蓋然性に応じて、技術的に判断）。
- ・ 故障影響は、上記①～③への該当の有無を判断するための項目を設定する。
- ・ 故障影響の大きさは、「高」、「中」、「低」に分類する。
- ・ 故障影響の頻度は、「高」、「中」、「低」、「極低」に分類する。

3. 評価結果

評価結果を第1表～第3表に示す。FMEAにより抽出された事象は、設計上の措置により該当する事象がない等、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における範囲において設計上無視できるか又は運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として選定した事象で代表されることから、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として選定した事象に抜け漏れがないことを確認した。

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(1/10)

炉心構成要素	アイテム*1		機能	故障モード (観測するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 観測、 「-」: 非観測) 核分裂率、中性子吸収係数の変化	故障影響の大きさ*3	故障影響の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
	燃料集合体	制御棒									
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	核分裂率	燃料の組成変化	燃料に伴う超ウラン元素蓄積	○ ○	低	高	燃料に伴う核燃料物質の減少により、負の反応度が卓越するため、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
				燃料の組成変化	焼きしまり	○	-	低	高	炉内には影響がないが、燃料の組成変化による正の反応度影響は燃料燃焼率により、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	形状保持	燃料の組成変化 (スランピング)	スランピング	○	高	極低	燃料スランピングにより「炉心内」の反応度増大に相当する。ただし、スランピングによる正の反応度投入事象として、物理的に起こらない。	設計上無視できる。ただし、スランピングの反応度投入事象として、物理的に設計等事象(燃料スランピング事象)に設定	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
				核分裂生成物の移動	熱勾配	-	○	低	高	ベレット中の熱勾配による揮発性核分裂生成物のベレット内移動で、揮発性事象であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	核分裂生成物保持	核分裂生成物の放出	ベレットのクラック発生	-	低	高	揮発性核分裂生成物のベレット内移動が、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
				密度変化	熱収縮	-	○	低	高	炉内には影響がないが、炉内密度変化による正の反応度影響は燃料であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	燃料保持・冷却	構造材の密度変化	熱収縮、スエリング	○	低	高	炉内には影響がないが、炉内密度変化による正の反応度影響は燃料であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限)
				キャップコングダクタンスの低下	制御棒破断に伴うヘリウムガス漏えい	○	-	低	低	燃料温度上昇による負の反応度投入、燃料破断に起因する2次事象。	設計上無視できる。
炉心構成要素	燃料集合体	燃料集合体	冷却	燃料のトップブラ反応度の変化	温度低下によるトップブラ反応度投入	○ ○	中	中	燃料温度低下による正の反応度投入により「炉心内の反応度の異常な変化」に相当する。ただし、燃料温度低下のトップブラによる反応度投入の影響は、燃料温度低下事象として代表することができる。	他の温度事象(「1次冷却材流量減少」)で代表	設計(燃料要素)
				制御棒の体積膨張	スエリング	○	-	低	高	体積膨張に伴う負の反応度投入	設計上無視できる。

*1: 原子炉管轄内に設置・保持する構成部品等を基本単位に対象とする。
 *2: 「核分裂率の変化」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における設定を超過してパラメータの変動が生じるもの、「低」: 初期の影響が、通常の運転において想定される範囲の運転であり、顕在化しないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な温度変化に相当する事象、「低」: 設計基準事象に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本単位を要する方【】内: (故障影響の大きさ/程度)
 【中/低】: 事故として考慮する必要はないが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を温度事象として対応する場合はある。)
 【中/中】: 通常運転時に発生する可能性があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を温度事象として対応する場合はある。)
 【高/低】: 物理的に起こり得ないが、燃料上の状態により発生する可能性があるもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)
 【高/中】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合はある。)
 【高/高】: 通常運転時として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合はある。)
 【高/高】: 設計上の問題により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(2/10)

アイテム* 1		機能	故障モード (種目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 計測、「-」: 非計測) 核分裂率、中性子吸収係数の変化	故障影響の大きさ*3	故障影響の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
炉心構成要素	構成品									
炉心構成要素	燃料集合体	燃料要素	燃料の組成変化	調整、調整作	○	低	極低	外側燃料シンを内側燃料に調整するとしても、出力運転中の正の反応度投入率による炉心内の反応度の増大に起因しては、原子炉停止を要しない。調整の停止は、炉心内の反応度を調整し、制御を再開した場合は原子炉を停止するものとする。	設計上無視できる。	品質保証(製造管理) 運転制限(過熱反応度)
			径方向位置	要素曲線	○	低	高	燃料要素は相互に調整し、移動量が増える場合は、調整曲線による正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限値)
			径方向位置	地震位置	○	低	低	燃料要素は相互に調整し、移動量が限られるため、地震による径方向位置で生じる正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(地震加速度)
			核分裂生成物保持	核分裂生成物保持	-	低	低	負の反応度投入	設計上無視できる。	燃料調整格納系 原子炉の自動又は手動停止
燃料集合体	炉心燃料集合体	内側燃料集合体	配置の強化	調整荷	○	低	極低	外側燃料を内側燃料に調整したとしても、出力運転中の正の反応度投入率による炉心内の反応度の増大に起因しては、原子炉停止を要しない。調整の停止は、炉心内の反応度を調整し、制御を再開した場合は原子炉を停止するものとする。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(後熱制限値)
			径方向位置	炉心曲線	○	低	高	炉心構成要素は相互に調整し、移動量が限られるため、地震による正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、燃料) 運転制限(後熱制限値)
			径方向位置	地震位置	○	低	低	炉心構成要素は相互に調整し、移動量が限られるため、地震による径方向位置で生じる正の反応度影響は軽微であり、基本的に、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、燃料) 運転制限(地震加速度)
			制御棒と炉心の相対位置保持	地震位置	-	低	低	地震位置による相対的な制御棒引き込みによる正の反応度投入率による正の反応度影響は軽微であり、出力運転中の正の反応度投入率として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(原子炉構造、制御) 運転制限(地震加速度)

*1: 原子炉容器内に設置、保持する構成部品等を基本的に対象とする。

*2: 「核分裂率の増大」、「中性子吸収係数の減少」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子吸収係数の変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全限値超過の動作が生じるもの、「中」: 安全限値超過の動作を要しないが、通常の運転における想定を越えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は発生前に動作するもの

*4: 「高」: 故障の影響が、通常の運転において想定される範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は発生前に動作するもの、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づき故障影響評価の基本的な考え方【内】: (故障影響の大きさ/頻度)

【中/高】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/中】: 運転事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/低】: 運転事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【高/高】: 物理的に許容し得ない又は設計上の制限により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/中】: 物理的に許容し得ない又は設計上の制限により対応し、別事象に代表される場合がある。(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)

【高/低】: 物理的に許容し得ない又は設計上の制限により対応し、別事象に代表される場合がある。(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)

【低/高】: 設計上の制限により、発生する事象が存在しないもの

【低/中】: 設計上の制限により、発生する事象が存在しないもの

【低/低】: 設計上の制限により、発生する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(5/10)

アイテム*1	機能		故障モード (種目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「O」: 正常、「F」: 非正常) 核分裂数、中性子吸収係数の変化	故障影響の大きさ*3	故障影響の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
	機能	機能								
炉心構成要素	上部構造	案内管	上部案内管	熱収縮	-	○	-	高	反応度影響は軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置)
			下部案内管	熱収縮	-	○	-	高	反応度影響は軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置)
	燃料部	燃料部(可動部)	実装物の密度変化	熱膨張	-	-	○	低	反応度影響は軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置)
			実装物の移動	熱膨張	-	○	-	低	「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、熱膨張は、後動又は状態の変化が生じた場合にのみ反応度が異常に投入されないことを添付書第8で定めており、設計上防止されている。	設計(原子炉構造、実験装置)
	燃料部	燃料部(可動部)	実装物の密度変化	熱膨張	-	-	○	高	反応度影響は軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置)
			本体設備	熱膨張	-	-	○	高	反応度影響は軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置)
	燃料部	燃料部(可動部)	密度変化	熱収縮、スエリリング	-	-	○	低	反応度影響は軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置)
			配管の変化	熱収縮	-	-	○	低	軽微な影響であり、運転反応度が運転初期において高くなるのみであり、出力運転中の正の反応度の影響として顕在化しない。また、運転初期には、燃料部配管の膨張による出力運転中の反応度の増大に関しては、原子炉起動時に燃料部配管の膨張を抑制し、制限を設けた場合は原子炉を停止するものとしている。	運転管理(運転前停止)
	燃料部	燃料部(可動部)	密方向変位	炉心湾曲	-	-	○	高	反応度影響は軽微であり、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置)
			径方向変位	地震変位	-	-	○	低	運転時と炉心との相対位置変化により「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、燃料部湾曲とは異なり、燃料部小が湾曲する事象であり、出力運転中の正の反応度増大事象として顕在化しない。	設計(原子炉構造、実験装置)

*1: 原子炉管轄内に設置、保守する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「核分裂数の変化」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの。「中」: 安全保護回路の動作が生じるもの。「低」: 安全保護回路の動作が生じないもの、発生しないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時に発生することが想定される事象。「中」: 運転中の異常な過渡変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【中】内: (燃料部)に相当するもの
 【高/低】: 燃料部が正常に動作するもの(燃料部)に相当するもの
 【中/高】: 運転時と炉心との相対位置変化により「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当するもの(ただし、燃料部湾曲とは異なり、燃料部小が湾曲する事象であり、出力運転中の正の反応度増大事象として顕在化しないもの)【高/低】: 燃料部湾曲とは異なり、燃料部小が湾曲する事象であり、出力運転中の正の反応度増大事象として顕在化しないもの(ただし、燃料部湾曲とは異なり、燃料部小が湾曲する事象であり、出力運転中の正の反応度増大事象として顕在化しないもの)【高/中】: 運転時と炉心との相対位置変化により「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当するもの(ただし、燃料部湾曲とは異なり、燃料部小が湾曲する事象であり、出力運転中の正の反応度増大事象として顕在化しないもの)【高/高】: 設計上の制限により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(6/10)

アイテム* 1		機能		故障モード (科目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
炉心構成 要素	実施設備	照射用 実験装置	燃料用 実験装置	スペクトル 調整設備	集合体	故障影響*2 (「O」: 発生、「-」: 非発生) 核分裂率、中性子吸収 係数の変化		配置の変化	中性子吸収 係数の変化	中性子吸収 係数の変化	中性子吸収 係数の変化
						集合体 配置維持	中性子遮蔽				
炉心構造 物	炉心支持 構造物	炉心バレル 構造物			炉心支持板	低	低	低	低	設計上無碍できる。	設計(炉心支持構造)
	バレル構造体 (炉内燃料貯蔵ラック)				低	低	低	低	設計上無碍できる。	設計(炉心支持構造)	
炉心構成 要素	実施設備	照射用 実験装置	燃料用 実験装置	スペクトル 調整設備	集合体	低	低	低	低	設計上無碍できる。	設計(炉心支持構造、実験装置)
						低	低	低	低	設計上無碍できる。	設計(炉心支持構造)

*1: 炉心支持構体内に設置・保持する構成部品等を基本的に対象とする。

*2: 「核分裂率の変化」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子吸収係数の変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全係数回復の動作が生じないもの、「中」: 安全係数回復の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの

*4: 「高」: 通常の運転時において発生することが想定される場合、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事象に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づき故障影響評価の基本的名義を「高」/「中」/「低」/「極低」に分類するもの

【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)

【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)

【中/高】: 過渡事象として発生し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により発生する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)

【高/中】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/高】: 過渡事象として発生するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/極低】: 設計上の措置により、発生する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(8/10)

非常用制御設備	アイテム*1		機能	故障モード (種目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 発生、「-」: 非発生) 核分裂率、中性子吸収係数の変化	故障影響の大きさ*3	故障影響の程度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
	構成品	後備炉停止制御棒									
後備炉停止制御棒	後備炉停止制御棒	出力制御・停止	出力制御・停止	上下移動	落下	-	低	低	負の反応度投入	設計上無償できる。	設計(制御棒駆動機構、電源)
	後備炉停止制御棒駆動系	後備炉停止制御棒駆動機上層案内管	制御棒集合体駆動	上下移動	熱収縮	-	低	高	反応度影響は緩和されており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、制御棒駆動機構)
放射線運搬体	大回転フラグ	原子炉容器	制御棒と炉心の相対位置保持	原子炉容器の配置の変化	軸方向曲げ	-	低	高	反応度影響は緩和されており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計及び炉村量制限(寿命)
				上下移動	浮き上がり	-	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」は顕在化しない。中性子吸収係数は加圧されており、また、回転フラグは対称に動作される設計としており、正の反応度影響は緩和されており、出力運転中の正の反応度投入事象としては顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造インターロック)
	小回転フラグ	制御棒と炉心の相対位置保持	上下移動	浮き上がり	-	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」は顕在化しない。中性子吸収係数は加圧されており、また、回転フラグは対称に動作される設計としており、正の反応度影響は緩和されており、出力運転中の正の反応度投入事象としては顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、インターロック)	
	炉心上部機構	炉心上部機構	上下移動	浮き上がり	-	低	低	制御棒と炉心の相対位置変化により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」は顕在化しない。中性子吸収係数は加圧されており、また、回転フラグは対称に動作される設計としており、正の反応度影響は緩和されており、出力運転中の正の反応度投入事象としては顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造インターロック)	
運搬体	運搬体	運搬体	中性子遮蔽	グラファイトの密度変化	熱収縮	-	低	高	反応度影響は緩和されており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(炉心、遮蔽設計)
	生体運搬体	生体運搬体	生体運搬体	運搬体の密度変化	熱収縮	-	低	高	反応度影響は緩和されており、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(炉心、遮蔽設計)

*1: 原子炉容器内に設置・保持する構成部品等を基本的に対象とする。

*2: 「核分裂率の変化」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子捕えいの変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じないが、通常の運転における警報を越えてパラメータの変動が生じるもの。「中」: 安全保護回路の動作を発生しないが、顕在化しないもの。「低」: 安全保護回路の動作を発生しないもの

*4: 「高」: 通常の運転において発生することが想定される事象。「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象、「超底」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【】内: 「高」: 故障影響の大きさは安全側に動作し、設計上無償できるもの

【中/中】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)

【中/高】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合はある。)

【高/超底】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により発生しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/中】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/低】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【超底/中】: 設計上の措置により、発生する事象が存在しないもの

【超底/高】: 設計上の措置により、発生する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(9/10)

アイテム*	機能	故障モード (観測するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 観測、「-」: 非観測) 核分裂率、中性子吸収係数の変化	故障影響の大きさ*3	故障影響の頻度*4	故障影響*5	評価結果	条件等
1次主冷却系	主中間冷却器	熱交換の増大	冷却材流量増大 原子炉冷却材温度制御系 (2次側冷却材温度上昇)	○	高	中	原子炉入口冷却材温度低下により、炉心内の反応度の異常な変化(「2次冷却材流量増大」)又は「炉心内の反応度増大」に該当	運転時の異常な過渡変化(「2次冷却材流量増大」)、「主冷却器型気流量の増大」に設定	
		熱交換の減少	冷却材流量減少 原子炉冷却材温度制御系 (2次側冷却材温度上昇)	○	高	中	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の過渡現象(「2次冷却材流量減少」)で代表	
		熱交換の減少	伝熱管閉塞	○	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の事故現象(「2次主循環ポンプ軸回路事故」)で代表	
		熱交換の減少	伝熱管破損	○	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の事故現象(「2次主循環ポンプ軸回路事故」)で代表	
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当		中		他の過渡現象(「1次冷却材流量減少」)で代表	
		流量減少		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量増大		※ 「1次主循環ポンプの「本体」に同じ					
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次主循環ポンプの「本体」に同じ					
1次主循環ポンプ	本体	流量減少	機器故障 (羽根車破損等)	○	高	低	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の事故現象(「1次主循環ポンプ軸回路事故」)で代表	
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
		流量減少		※ 「1次主循環ポンプの「本体」に同じ					
		流量増大		※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ					
1次主循環ポンプ	主電動機	流量増大		○	高	中	原子炉入口冷却材温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	運転時の異常な過渡変化(「1次冷却材流量増大」)に設定	
		流量減少		※ 「1次主循環ポンプの「本体」に同じ					

*1: 原子炉管線内に設置・保する構成部品等を基本的に対象とする。

*2: 「核分裂率の変化」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子捕えいの変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないもの又は安全側に動作するもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの

*4: 「高」: 通常の運転において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「顕在」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的事象を要するもの

【中/低】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの

【中/高】: 異常として発生する必要があるが、別項に規定された代償措置を要しないもの(ただし、当該事象を過渡現象として対応する場合はある。)

【高/低】: 運転時・設計・施工・維持管理により対応し、影響が顕在化しない又は影響が明瞭に代表されるもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)

【高/中】: 経時的に起こり得ない又は設計上の措置により対応する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)

【高/高】: 事故として対応するもの(ただし、別項に代表される場合はある。)

【高/低】: 過渡現象として対応するもの(ただし、別項に代表される場合はある。)

【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第1表 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」(10/10)

アイテム*1 構成部品	機能	故障モード (科目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 軽微、「-」: 中程度)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
				核分裂率、中性子吸収係数の変化	中性子吸収係数の変化						
1次主冷却系	冷却材	配管(内管)	冷却材の保持	インベントリ減少	○	-	○	※ 「冷却材」に同じ			
		インベントリ増大	補助中間熱交換器故障、1次オーバーフロー系故障	○	-	○	中	炉入口冷却材温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の過渡現象(「1次冷却材流量増大」)で代表		
		冷却材の密度変化	熱収縮	○	○	○	高	冷却材固有の熱膨張率に起因するため、収縮量が限られ、熱収縮での密度変化による炉心内の反応度増大は、最終的に出力調整機構による反応度投入現象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計管理(原子炉本体)	
		冷却材の密度変化	制御棒からのヘリウム放出	○	○	○	低	ヘリウムベント孔は燃料より上方にあり、反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計管理(制御棒)	
		冷却材の密度変化	カーバースガス巻き込み	○	○	○	中	真の反応度投入	設計上無視できる。	設計管理(原子炉本体)	
		冷却材への不純物の混入	吸収材の混入	-	○	-	低	真の反応度投入	設計上無視できる。	設計管理(原子炉本体)	
		冷却材への不純物の混入	減速材(潤滑油等)の混入	○	-	-	中	「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、設計上防止されている。	他の事故現象(「燃料スランピン」)		
		インベントリ減少	1次冷却材漏えい	○	-	-	高	燃料温度低下により、「炉心内の反応度の異常な変化」に該当	他の事故現象(「炉心内い事故」)で代表		
		熱交換の増大									
		熱交換の減少									
2次主冷却系	冷却材	主冷却機	最終ヒートシンクへの熱輸送	風量増大							
				風量減少							
				風量増大							
				風量減少							
				風量増大							
				風量減少							
				風量増大							
				風量減少							
				風量増大							
				風量減少							
2次主循環ポンプ	本体	原予炉冷却材循環回路	最終ヒートシンクへの熱輸送	流量増大							
				流量減少							
				流量増大							
				流量減少							
				流量増大							
				流量減少							
				流量増大							
				流量減少							
				流量増大							
				流量減少							
配管	冷却材	ダクト類	最終ヒートシンクへの熱輸送	インベントリ増大							
				インベントリ減少							
				インベントリ増大							
				インベントリ減少							
				インベントリ増大							
				インベントリ減少							
				インベントリ増大							
				インベントリ減少							
				インベントリ増大							
				インベントリ減少							

ただし、温度を媒介として炉心反応度へ影響し、主中間熱交換器の熱交換の増大・減少する事象に包括

*1: 原子炉容器内に設置・保持する構成部品等を基本内に対象とする。
 *2: 「核分裂率の変化」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全係数回復の動作を発生しないが、通常の運転における程度を超えてパラメータの変動が生じるもの。
 「低」: 通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの。生じないもの又は安全圏内に動作するもの
 *4: 「高」: 通常の運転において発生することが想定される事象。「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象。「低」: 設計基準事象に相当する事象。「超底」: 発生頻度が設計基準事象よりも低いと想定される事象
 *5: 故障影響の大きさ及び顕在化の程度に基づく故障影響評価の基本的名義方【】内: (故障影響の大きさ/程度)
 【中/中】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡現象として対応する場合はある。)
 【中/高】: 過渡現象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡現象として対応する場合はある。)
 【高/超底】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの
 【高/高】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【超/中】: 過渡現象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)
 【超/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(2/5)

アイテム*1	機能	故障モード (構目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「O」: 発生、「-」: 非発生)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
				燃料温度の異常な増減/炉心温度の変化	炉心温度の変化					
1次主循環ポンプ	本体	流量増大	機器故障 (羽根車破損等)	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化(「1次冷却材流量減少」)に設定	
		流量減少	制御	-	○	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「1次主循環ポンプ制御事故」)に設定	
		インバントリ減少							※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ	
1次主冷却系	アウトターケーシング	流量増大						※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ		
		流量減少						※ 「1次主循環ポンプの「本体」に同じ		
		インバントリ減少						※ 「1次主循環ポンプの「本体」に同じ		
1次主冷却系	配管(内管)	流量増大	流量制御系故障	○	-	中	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過渡変化(「1次冷却材流量増大」)に設定	
		流量減少						※ 「1次主循環ポンプの「本体」に同じ		
		インバントリ増大	補助中間熱交換器減速・オーバフロー系故障	○	-	中	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	他の過渡現象で代表(「1次冷却材流量増大」)	
2次主冷却系	主冷却器	インバントリ減少	1次冷却材漏えい	-	○	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当	設計基準事故(「1次冷却材漏えい事故」)に設定	
		熱交換の増大	2次冷却材流量増大・流量増大 原子炉冷却材温度制御系故障等 (2次冷却材温度低下)	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終的な炉心の過熱化を防止する主冷却器の流量増大が(主冷却器の流量増大)に包摂	他の過渡現象で代表(「主冷却器空気流量増大」)	
		熱交換の減少	2次冷却材流量減少・流量減少 原子炉冷却材温度制御系故障等 (2次冷却材温度低下)	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終的な炉心の過熱化を防止する主冷却器の流量減少が(主冷却器の流量減少)に包摂	他の過渡現象(「主冷却器空気流量減少」)又は事故現象(「主冷却器流量増大」)に設定	
2次主冷却系	主冷却器	熱交換の減少	伝熱管閉塞又は冷却材イン故障	-	○	高	低	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終的な炉心の過熱化を防止する主冷却器の流量減少が(主冷却器の流量減少)に包摂	他の過渡現象(「主冷却器空気流量減少」)又は事故現象(「主冷却器流量増大」)に設定	
		熱交換の減少	伝熱管破損	-	○	高	低	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当する。ただし、最終的な炉心の過熱化を防止する主冷却器の流量減少が(主冷却器の流量減少)に包摂	他の過渡現象(「主冷却器空気流量減少」)又は事故現象(「主冷却器流量増大」)に設定	
		熱交換の減少						※ MSに該当する機器であり、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の異常現象に非該当		

*1: 最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象
 *2: 「燃料温度の変化」、「燃料温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における設定を踏まえてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 通常の運転において発生することが想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、至らないものは安全面に動作するもの
 *4: 「高」: 通常の運転において発生することが想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、至らないものは安全面に動作するもの、「中」: 設計基準事故に相当する現象、「低」: 設計基準事故よりも低いと判定される現象
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【内】: 故障影響の大きさ/頻度
 【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別現象に代表されるもの
 【中/中】: 事故として考慮する必要があるが、別現象に代表されるもの(ただし、当該現象を過渡現象として対応する場合がある。)
 【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別現象に代表される場合がある。)
 【高/中】: 過渡現象として対応するもの(ただし、別現象に代表される場合がある。)

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(3/5)

アイテム* 1	機能	故障モード (無目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「O」: 顕著、「F」: 非顕著)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等		
				燃料温度の 変化	炉心温度の 変化							
2次冷却系	主送風機 設備	主送風機 (電磁ブレーキを含む。)	風量増大	機械故障等 (抑振機構等)	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当 設計基準事故(「主送風機風量増大」)に設定	運転時の異常な過熱変化(「主送風機風量増大」)に設定			
			風量減少	制御機構又は 電磁ブレーキ動作	-	高	低	設計基準事故(「主送風機風量増大」)に該当			設計基準事故(「主送風機風量増大」)に設定	
			風量増大		0	-	高	中				「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当
		原子炉冷却材温度制御系	最終ヒートシンクへの熱輸送	風量増大	インレットバベーン		0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過熱変化(「主送風機風量増大」)に設定
				風量減少	出口ダンパ		0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	
				風量増大	ダクト漏		0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	
				風量減少	電動機		0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	
				風量増大			0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	
				風量減少			0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	
				風量増大			0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	
2次主循環ポンプ	本体	流量増大	インレットバベーン及び出入口ダンパの動作並びにバベーン・ダンパ・出口ダクト接続等による圧力損失の低下を含む。)		0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過熱変化(「主送風機風量増大」)に設定		
		流量減少	インレットバベーン及び出入口ダンパの動作並びにバベーン・ダンパ・出口ダクト接続等による圧力損失の低下を含む。)		0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
		流量増大	機械故障等 (抑振機構等)		0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
		流量減少	軸回滑		0	-	高	低	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
		インベントリ減少			0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
		流量増大	駆動用電源機への電圧供給増大		0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
		流量減少			0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
		流量増大			0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
		流量減少			0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
		インベントリ減少			0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
2次主循環ポンプ	配管	流量増大			0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	運転時の異常な過熱変化(「主送風機風量増大」)に設定		
		流量減少			0	-	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当			
2次主循環ポンプ	冷却材	インベントリ増大			0	-	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	他の過熱現象で代表(「2次冷却材流量増大」)			
		インベントリ減少			0	-	高	低		設計基準事故(「2次冷却材流量増大」)に該当		

*1: 最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象
 *2: 「燃料温度の変化」、「炉心温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全係数超過の動作が生じるもの、「中」: 安全係数超過の動作が生じないが、通常の運転における設定を越えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時に発生することが想定される事故、「中」: 運転時の異常な過熱変化に相当する事故、「低」: 設計基準事故に相当する事故、「超」: 設計基準事故よりも低いと判定される事故
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方
 【低/低】: 故障の影響が生じない又は発生前に動作し、設計士が検出できるもの
 【中/中】: 過熱現象として検出される必要があるが、閉塞等に代表されるもの(ただし、当該現象を過熱現象として対応する場合はある。)
 【高/高】: 事故として対応するもの(ただし、閉塞等に代表されるもの)
 【高/低】: 過熱現象として対応するもの(ただし、閉塞等に代表される場合がある。)

第2表 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」(4/5)

アイテム*1	機能	故障モード (発目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「O」: 異常、「F」: 非異常)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の程度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
				燃料温度の補償制御/冷却材温度の変化	冷却材温度の変化					
1次補助冷却系	補助中間換热器	最終ヒートシンクへの熱輸送(主冷却系が使用できない場合)	補助中間換熱器設備、1次オーバフロー系故障	○	-	中	中	他の過渡現象で代表(「1次冷却材流量増大」)		
	循環ポンプ	冷却材の保持	インベントリ増大							
	配管(内管)	最終ヒートシンクへの熱輸送(主冷却系が使用できない場合)	インベントリ増大							
	冷却材	冷却材の保持	インベントリ増大							
	補助冷却機	最終ヒートシンクへの熱輸送(主冷却系が使用できない場合)	インベントリ増大							
2次補助冷却系	循環ポンプ	冷却材の保持	インベントリ増大							
	配管	最終ヒートシンクへの熱輸送(主冷却系が使用できない場合)	インベントリ増大							
	冷却材	冷却材の保持	インベントリ増大							
	補助冷却機	最終ヒートシンクへの熱輸送(主冷却系が使用できない場合)	インベントリ増大							
	配管	冷却材の保持	インベントリ増大							
冷却材純化設備	1次ナトリウム純化系	冷却材の純化管理	冷却材中不純物の増大	-	○	○	低	異物の混入により冷却材流量の閉塞に至る場合には、「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当する。不純物は、閉塞物の一つと考へる。		他の過渡現象(「冷却材純化設備」)で代表
	2次ナトリウム純化系	冷却材の純化管理	冷却材中不純物の増大	-	○	○	低	異物の混入により冷却材流量の閉塞に至る場合には、「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当する。2次冷却材に与える影響は、最終ヒートシンクでの熱交換を阻害するものである。		他の過渡現象(「主冷却器空流の減少」)又は事故現象(「主冷却器直前直後低下事故」)で代表
	試料採取設備	冷却材の純化管理	冷却材の純化管理							
	1次オーバフロー系	通常運転時の原子炉/原子炉容器/炉内層の維持	通常運転時の原子炉/原子炉容器/炉内層の維持							
	1次ナトリウム充填・ドレン系	ナトリウムドレン	インベントリ増大							
ナトリウム充填・ドレン設備	2次ナトリウム充填・ドレン系	ナトリウムドレン	インベントリ増大							

*1: 最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象

*2: 「燃料温度の変化」、「補償温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常運転における異常な状態を相対的に評価して生じるもの、「低」: 通常の運転において想定される異常な状態を相対的に評価して生じるもの

*4: 「高」: 通常運転において発生することが想定される現象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する現象、「低」: 設計基準事故に相当する現象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される現象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【】内:【故障影響の大きさ/頻度】

[中/低]: 事故として考慮する必要はあるが、別現象に代表されるもの(ただし、当該現象を過渡現象として対応する場合はある。)

[中/高]: 過渡現象として考慮する必要はあるが、別現象に代表されるもの(ただし、当該現象を過渡現象として対応する場合はある。)

[高/低]: 事故として対応するもの(ただし、別現象に代表される場合がある。)

[高/中]: 過渡現象として対応するもの(ただし、別現象に代表される場合がある。)

[高/高]: 過渡現象として対応するもの(ただし、別現象に代表される場合がある。)

第3表 「環境への放射性物質の異常な放出」(4/4)

アイテム*1 構成品	機能	故障モード (番号/パラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 異常, 「-」: 非該当)		故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
				放射性物質の放出	放射性物質の放出					
液体廃棄物処理設備	液体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
固体廃棄物貯蔵設備	固体廃棄物の保持	放射性物質の放出	取納容器(例: ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
		放射性物質の放出	取納容器(例: ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
		放射性物質の放出	取納容器(例: ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
		放射性物質の放出	取納容器(例: ドラム缶)の破損	○		中	低	固体廃棄物は、取納容器が破損した場合であっても、貯蔵設備内(管理区域内)に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(貯蔵設備)
固体廃棄物貯蔵設備	固体廃棄物の保持	放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
		放射性物質の放出	タンクの破損	○		中	低	漏えいした液体廃棄物は、環等に管理区域内に保持されるため、「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当	設計上無視できる。	設計(種)
※1: 放射性物質を保有する構成品等を対象 ※2: 「放射性物質の放出」を即項目に設定 ※3: 「高」: 環境への放射性物質の放出が生じるもの、「中」: 放射性物質の放出が管理区域内に留まるもの、「低」: 放射性物質の放出が機器ハウジング内に留まるもの ※4: 「高」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象 ※5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方【】内:【故障影響の大きさ/頻度】 ※6: 「中/低」、「低/低」: 「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないもの ※7: 「中/低」、「低/低」: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)										

追補Ⅶ. 「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、漏えい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漏えい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。

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漏えい口の評価を第1表に示す。最新知見において、 $24 \leq D/t \leq 127$ の範囲の配管における漏えい口の大きさはDt/4、 $D/t < 24$ の範囲の小口径配管における漏えい口の大きさは $6t^2$ で評価できる^[1]。第1表に示すとおり、漏えい口の大きさは1次冷却材漏えい事故で想定している22cm²を大幅に下回る。

第1表 漏えい口の大きさ

区画	配管（内管）仕様 （D：配管外径、t：肉厚）	D/t	漏えい口の大きさ （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）

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。当該二重構造部は、原子炉容器廻り、1次主冷却系Aループ、1次主冷却系Bループ及び1次補助冷却系に区画化されており、各区画の二重構造の間隙の容積は、以下のとおりである。通常運転時の液位から約13m³の1次冷却材のインベントリの減少により1次主冷却系の循環に必要な液位を喪失するが、各区画の体積は、当該インベントリを下回る。

原子炉容器廻り : 約4 m³

1次主冷却系Aループ : 約6 m³

1次主冷却系Bループ : 約6 m³

1次補助冷却系 : 約1 m³

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

※ 漏えい口の大きさ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、貫通時の亀裂中央の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、貫通時の想定き裂長さも保守的に D/2 としている。