

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 3 月 8 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。 	<p>有</p>

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【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】。

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。この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。

(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。この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。また、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。

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4.3.1表に、解析で用いた原子炉トリップ設定値及び応答時間を示す【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4.3.2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して解析を行う【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。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。

第 4.3.1 表 解析に使用する原子炉トリップ設定値及び応答時間

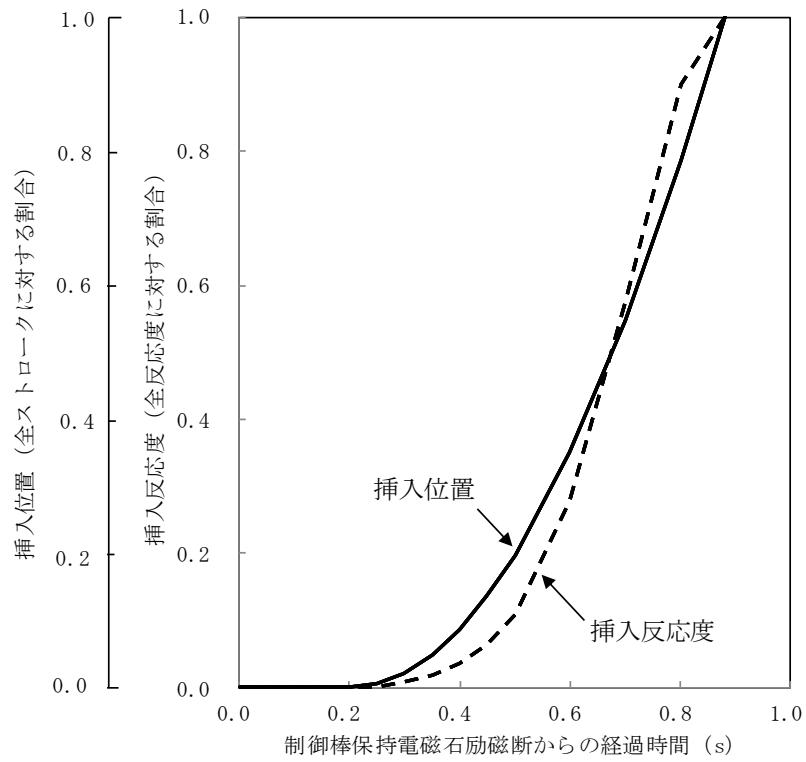
原子炉スクラム信号	解析に用いた原子炉トリップ設定値	応答時間 (注 1)
中性子束高 (出力領域)	107% (100MW に対して)	0.2 秒
原子炉入口冷却材温度高	373°C	0.4 秒
1 次冷却材流量低	77% (定格流量に対して)	0.4 秒
2 次冷却材流量低	77% (定格流量に対して)	0.4 秒
炉内ナトリウム液面低	NsL-140mm (注 2)	0.4 秒
電源喪失	—	1.2 秒

(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。

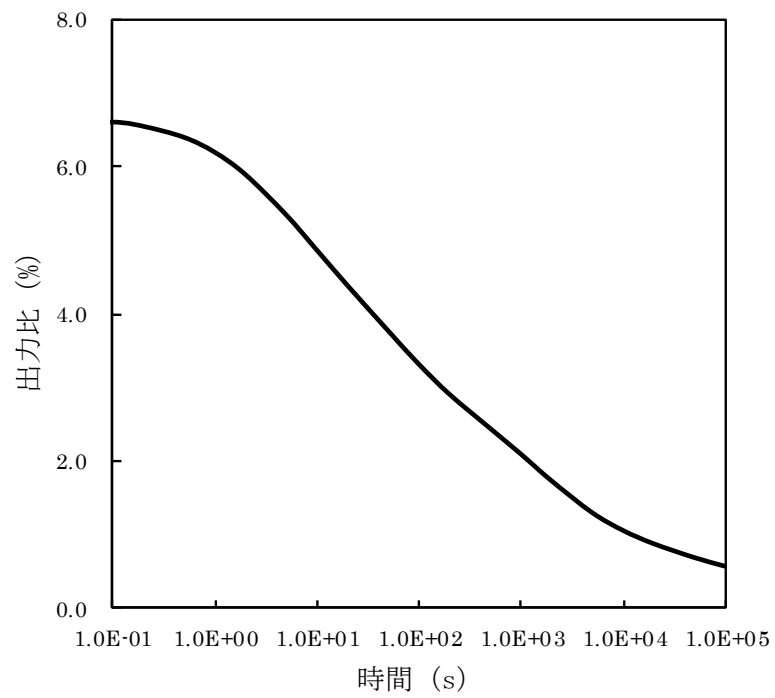
(注 2) N s L : 原子炉容器通常ナトリウム液位

第 4.3.2 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°C 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)」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき、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【「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 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 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 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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられ、本信号に基づき原子炉は自動停止する。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、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、本信号に基づき原子炉は自動停止する。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、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。

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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき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。ポンプの回転数が所定の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）」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき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。ポンプの回転数が所定の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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき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。ポンプの回転数が所定の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。

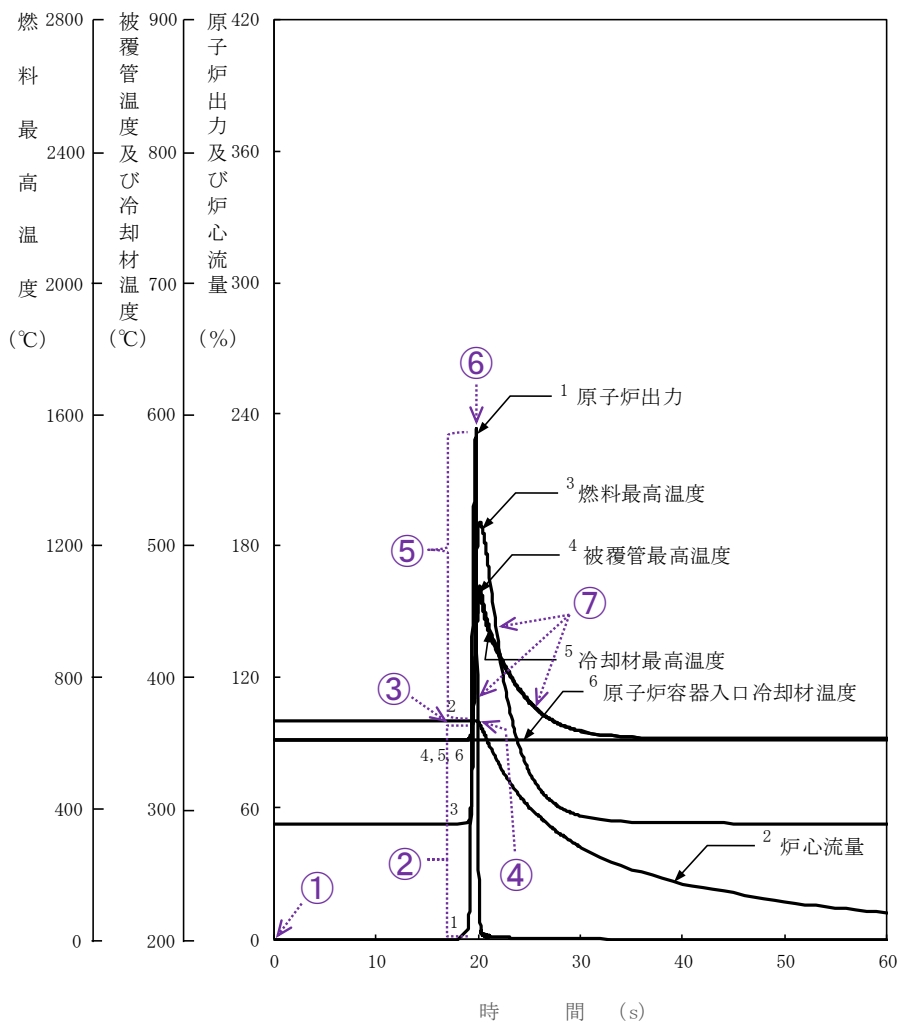
・主な事象推移

<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

・主な事象推移

<起因事象>

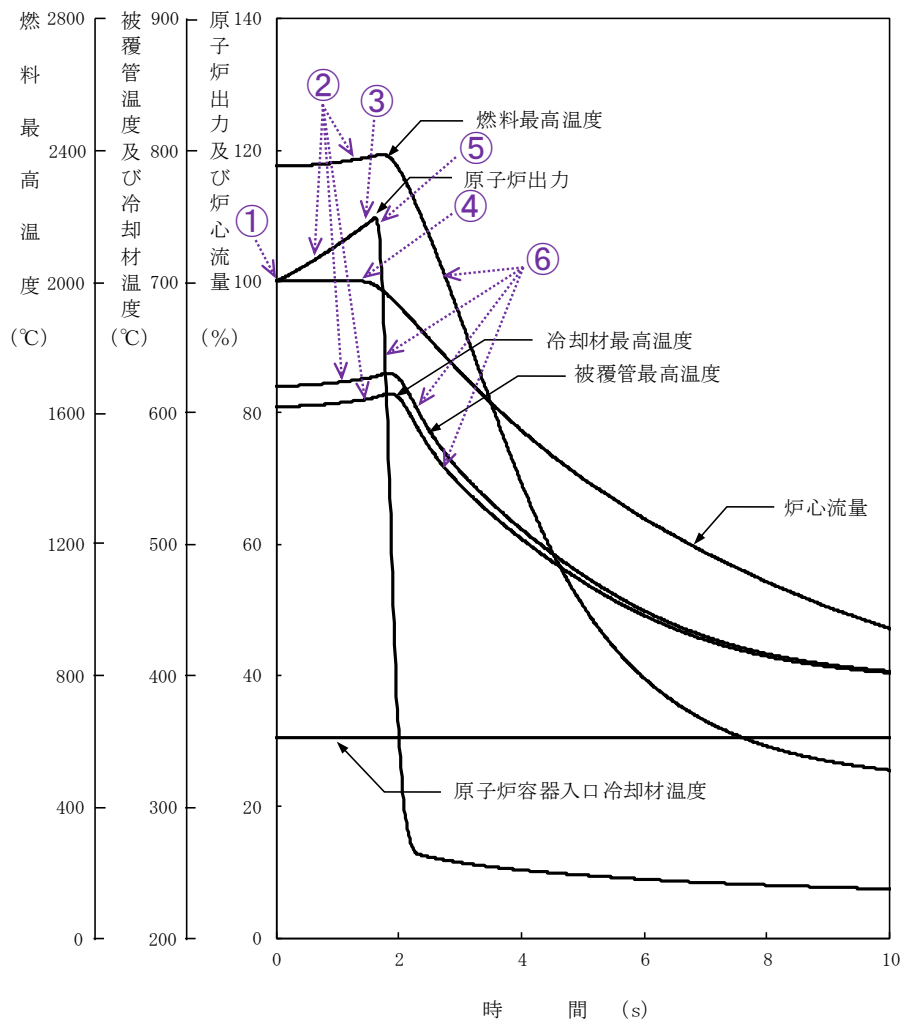
- ① 制御棒1本の誤引抜き発生（ランプ状の正の反応度（反応度添加率：5¢/s）が投入）

<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

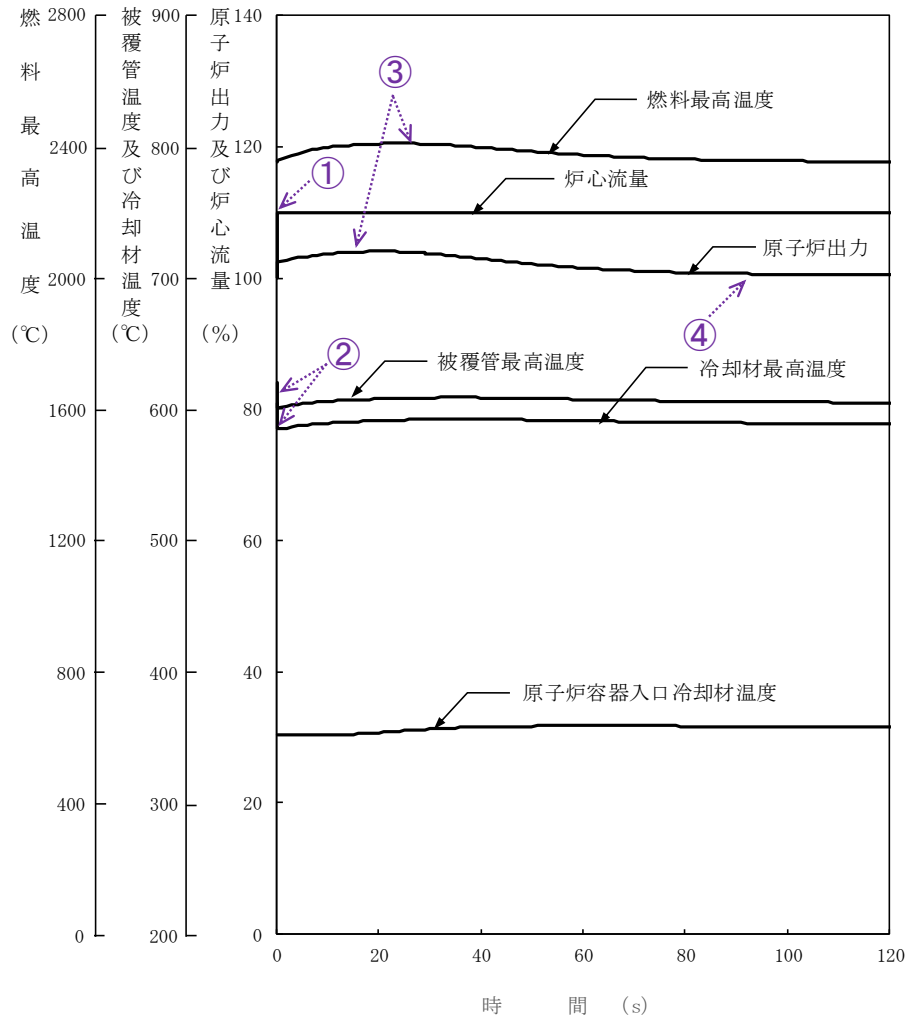
・主な事象推移

<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>

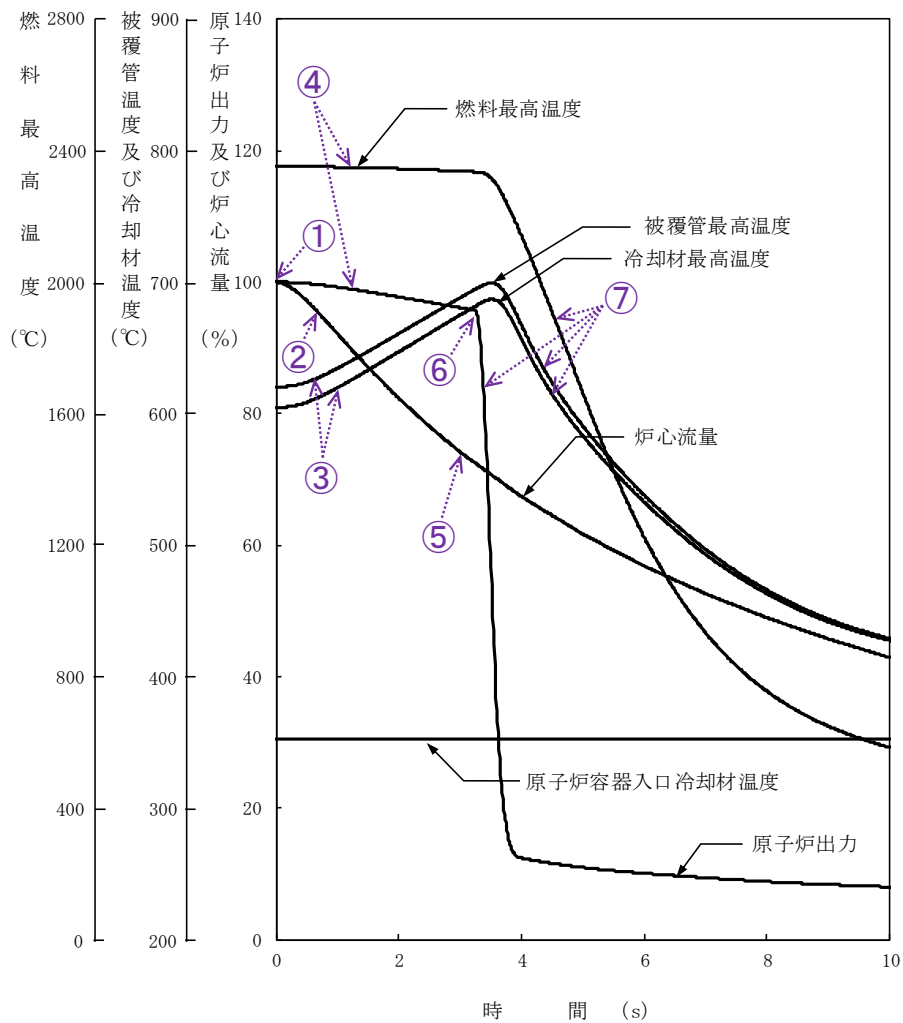
- ① 1次主循環ポンプの主電動機の停止発生（1次冷却材流量が減少）

<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>

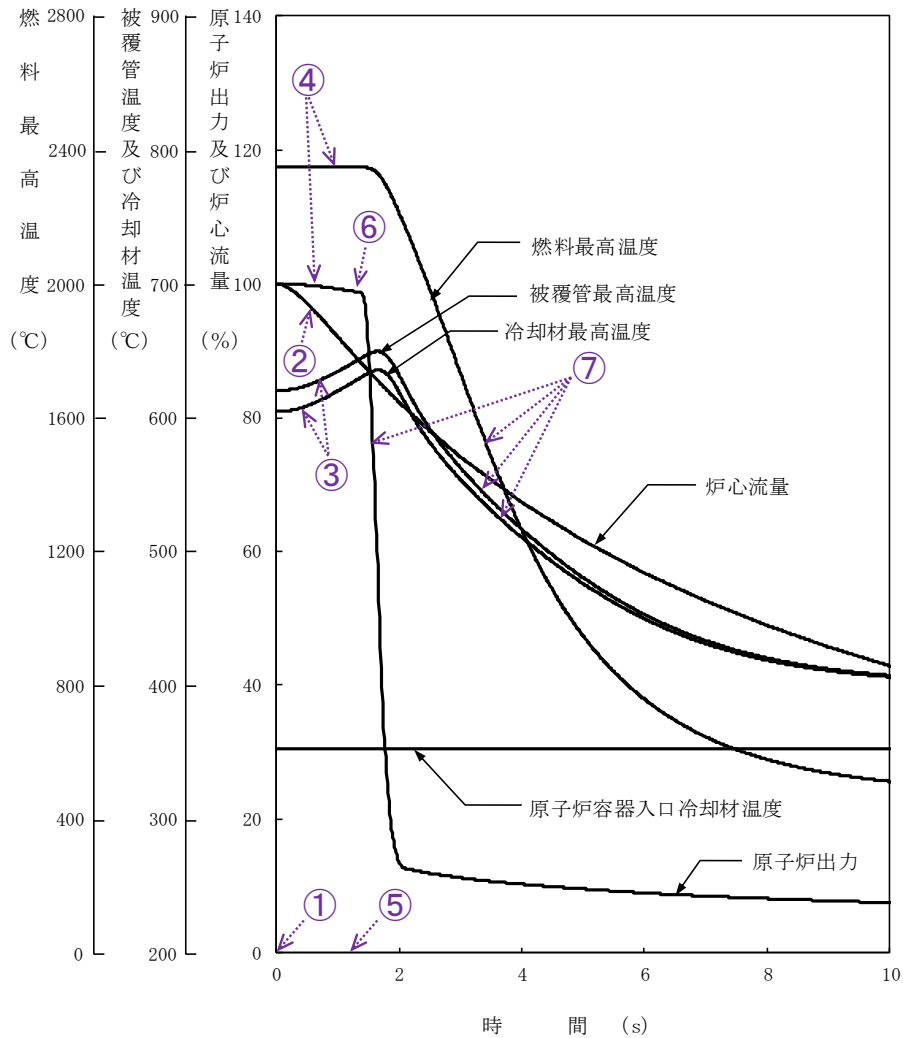
- ① 外部電源喪失発生（1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失）発生

<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

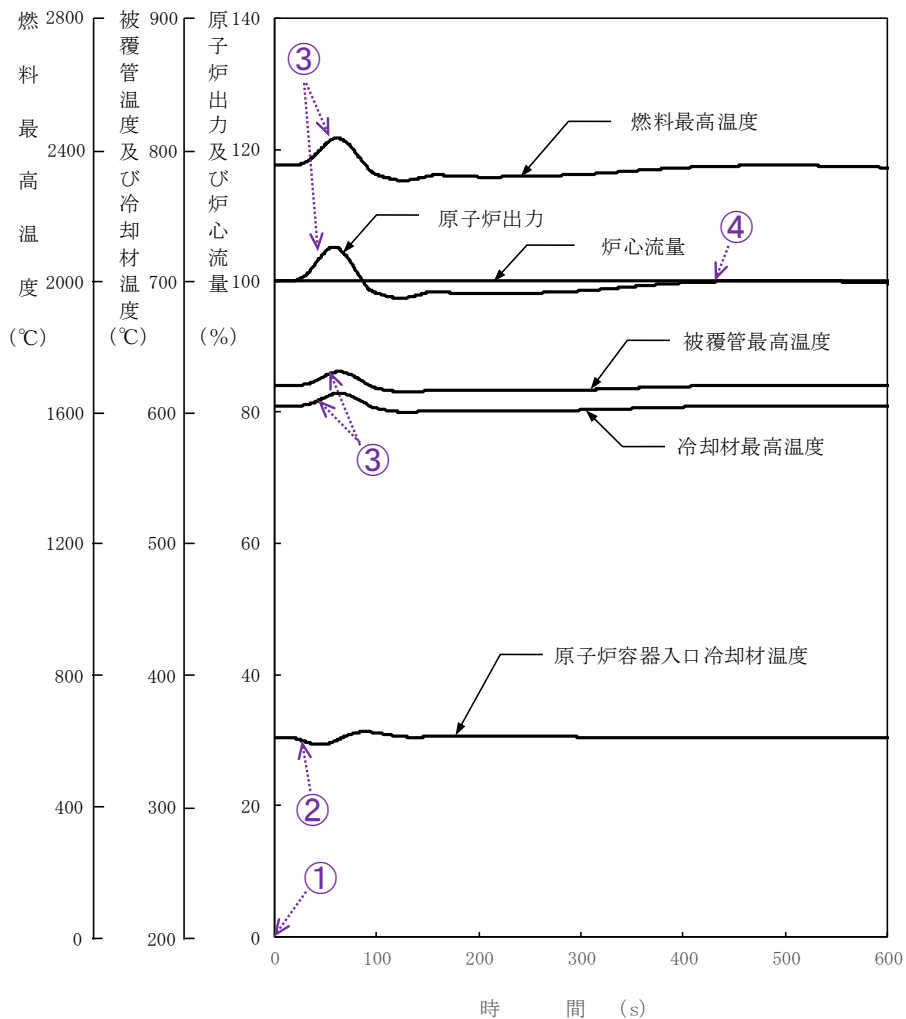
・主な事象推移

<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>

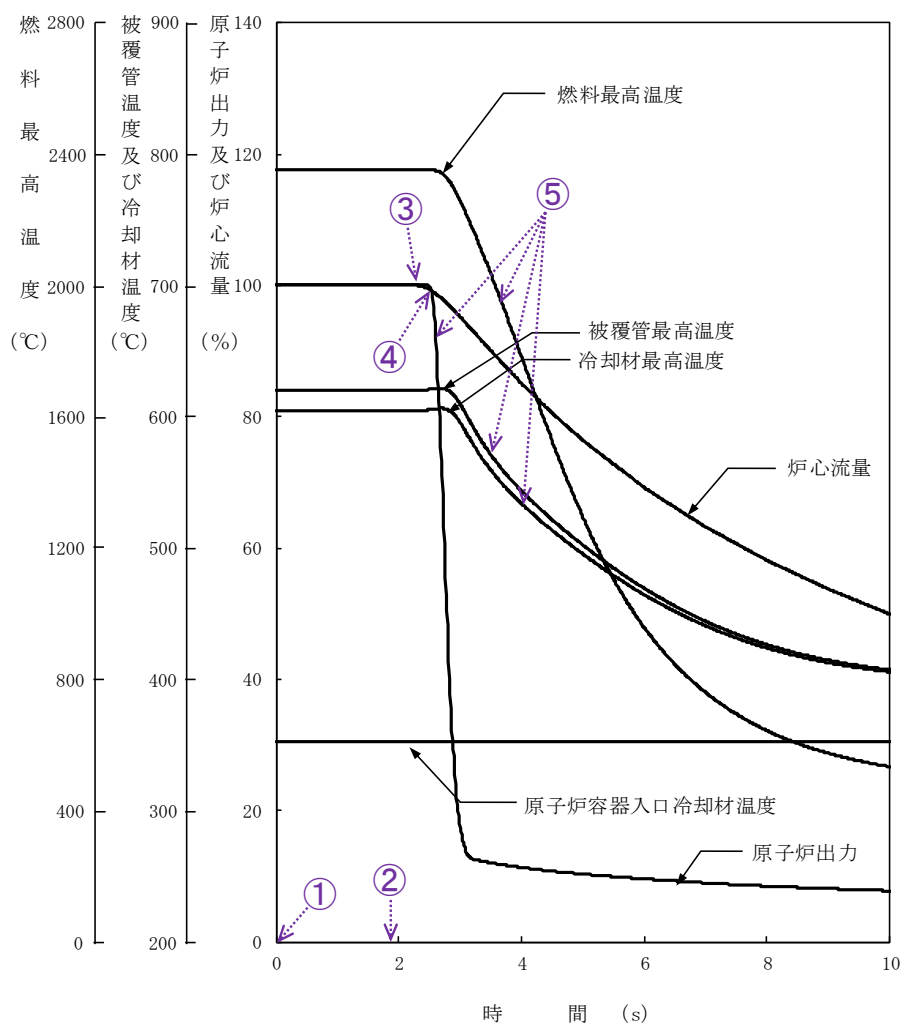
- ① 2次主循環ポンプの停止発生（2次冷却材流量が減少）

<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>

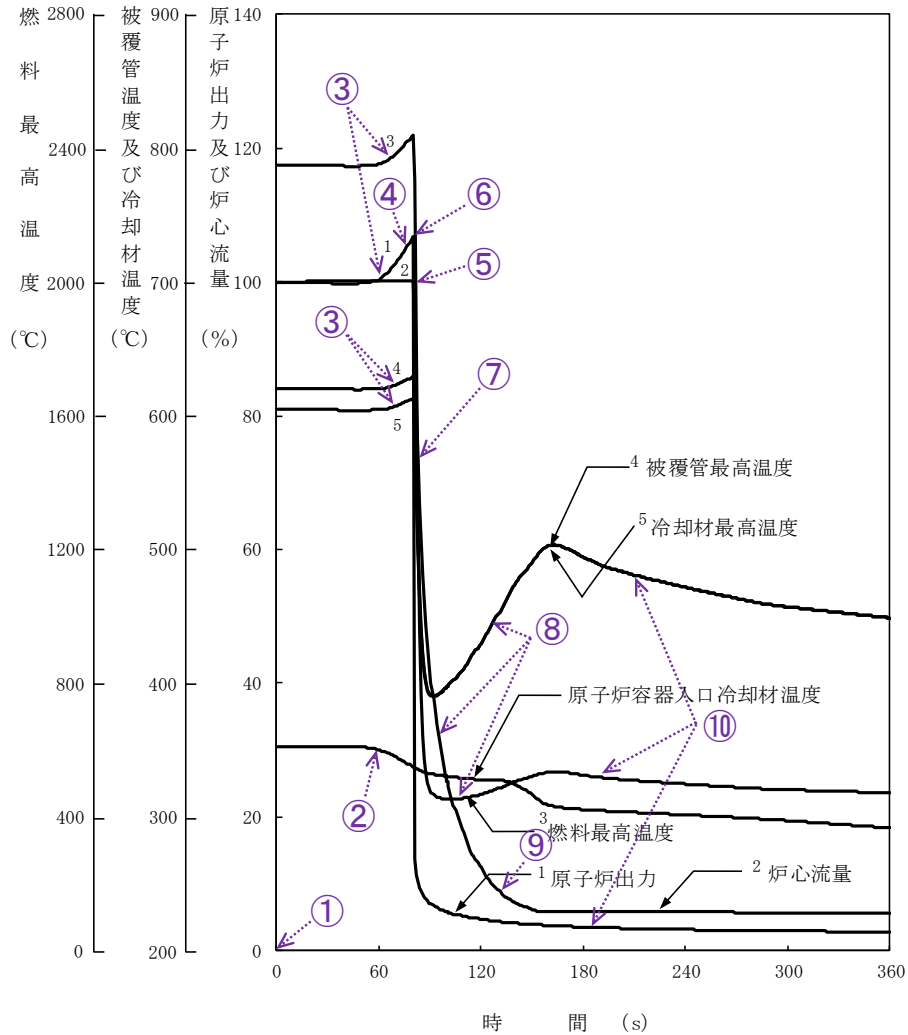
- ① 1台の主冷却機のベーン及びダンパの全開発生（主冷却器空気流量が増大）

<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>

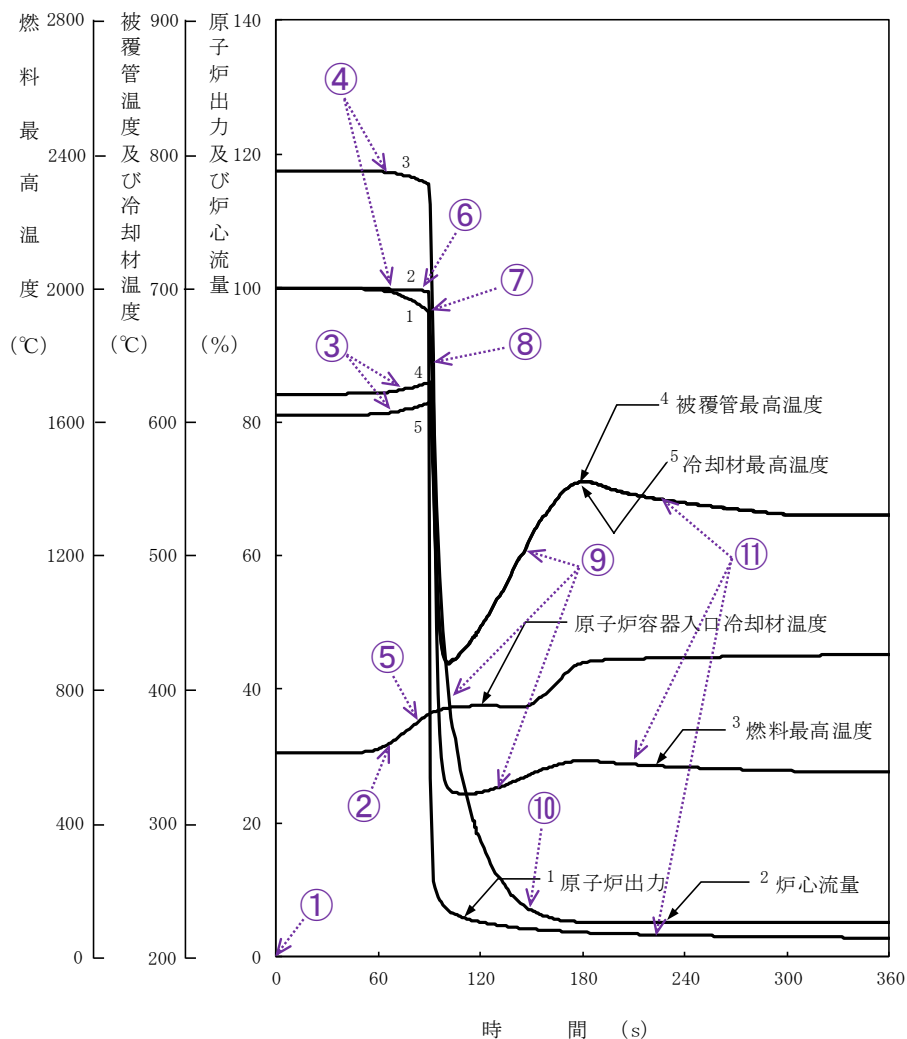
- ① 1ループの主送風機（1台）の停止発生（当該ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少（定格値の3%））

<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)」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき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。ポンプの回転数が所定の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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられ、本信号に基づき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所定の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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき、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。ポンプの回転数が所定の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、圧力等の時間的変化を求める【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）を空気雰囲気に変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、雰囲気中の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慮するものとする。

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。

(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、「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 $1.4 \times 10^{10}\text{Bq}$

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) 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4.5.5図及び第4.5.6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 4.5.7 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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき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。ポンプの回転数が所定の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4.5.8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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき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。ポンプの回転数が所定の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4.5.9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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき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。ポンプの回転数が所定の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。

- (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。

- (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、「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。

- (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) 1次冷却材中に存在する希ガスの100%、ヨウ素の $10^{-3}\%$ 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 9.2×10^7 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

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>

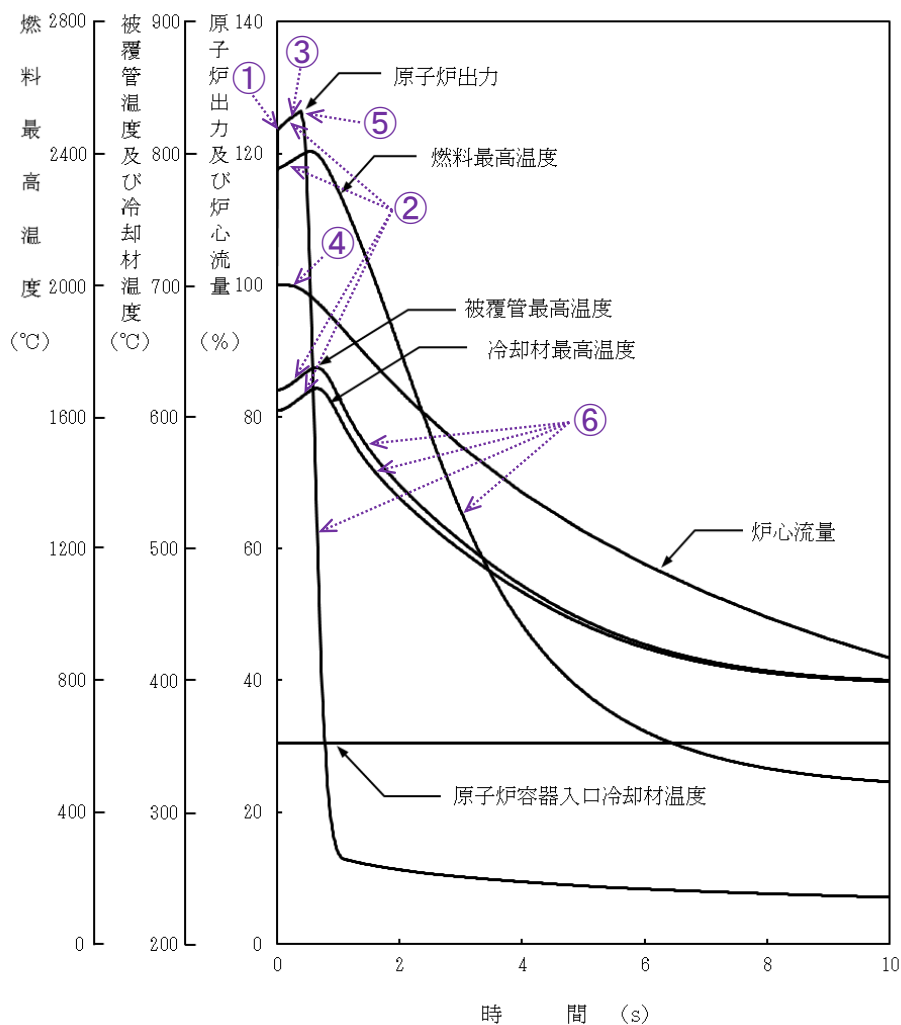
- ① 燃料スランピングの発生 (20¢の正の反応度がステップ状に付加)

<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



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＞

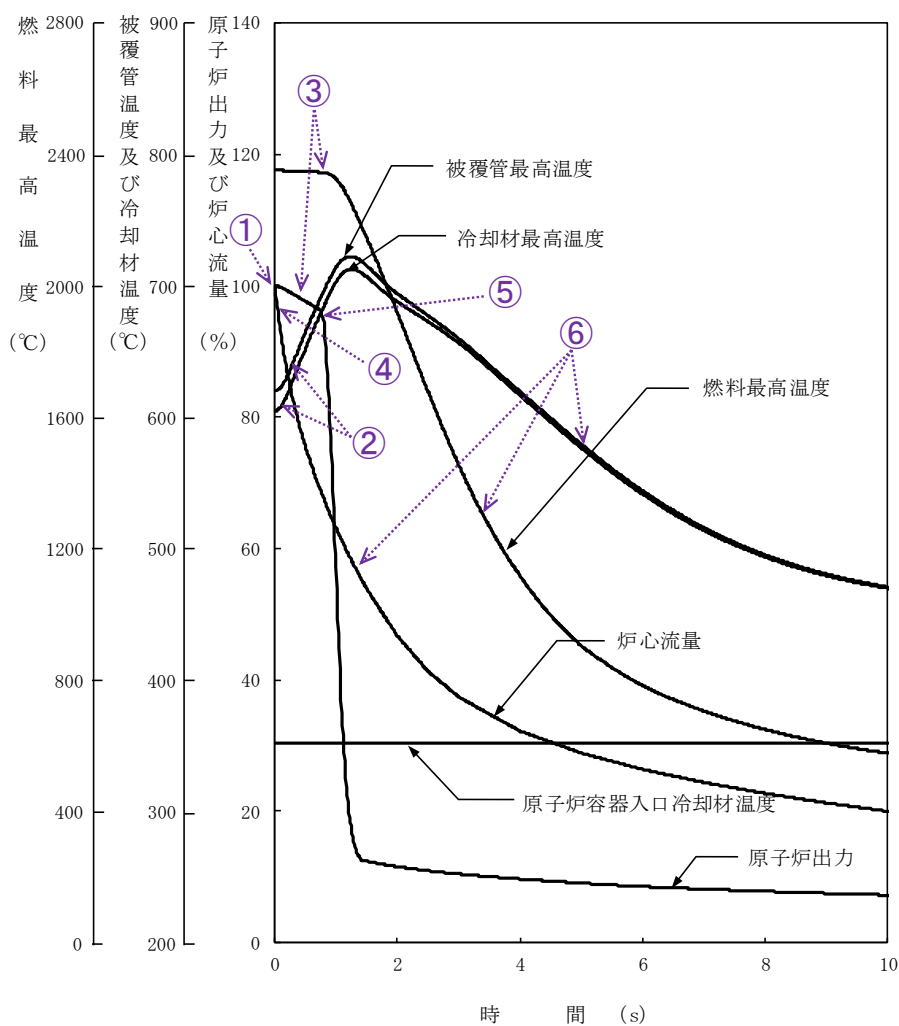
- ① 1ループの1次主循環ポンプの軸の固着発生（回転数が瞬時に零（炉心流量が減少））

＜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>

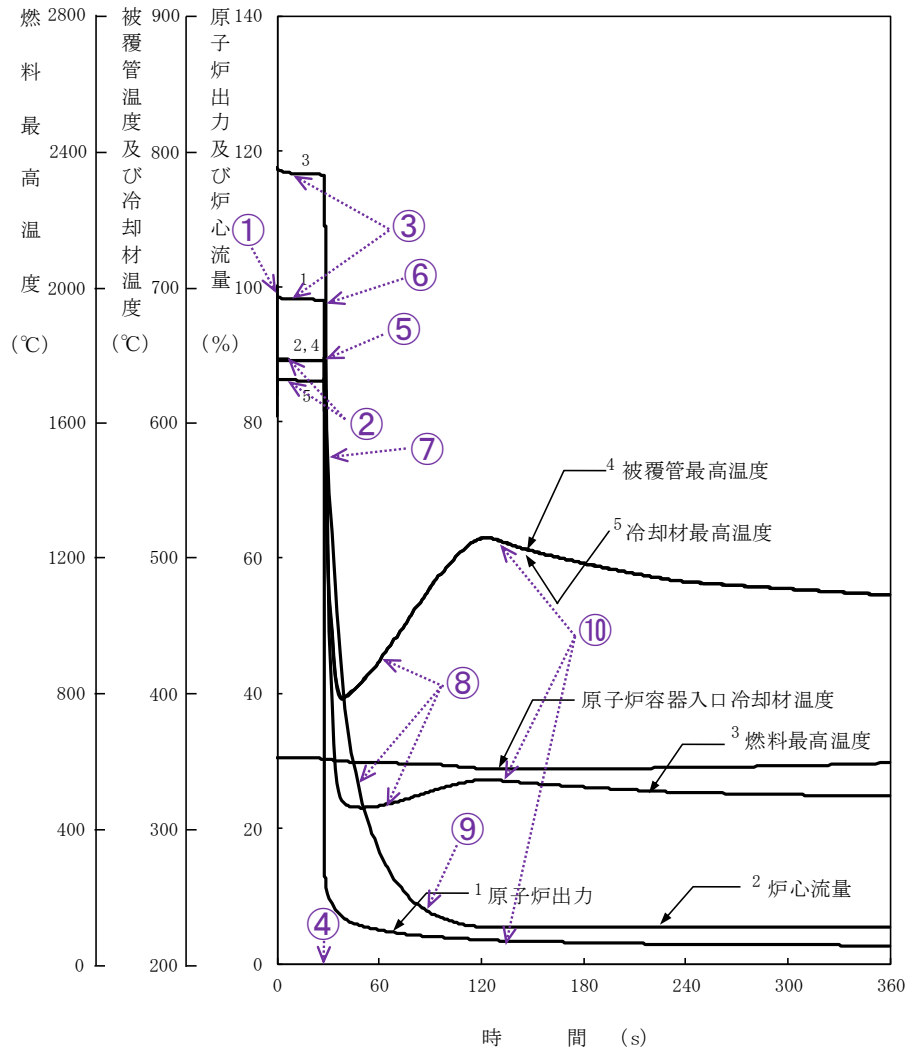
- ① 1次主冷却系主配管に接続する小口径配管の破断発生（原子炉冷却材液位が低下、及び炉心流量が減少）

<原子炉スクラムまでの事象推移>

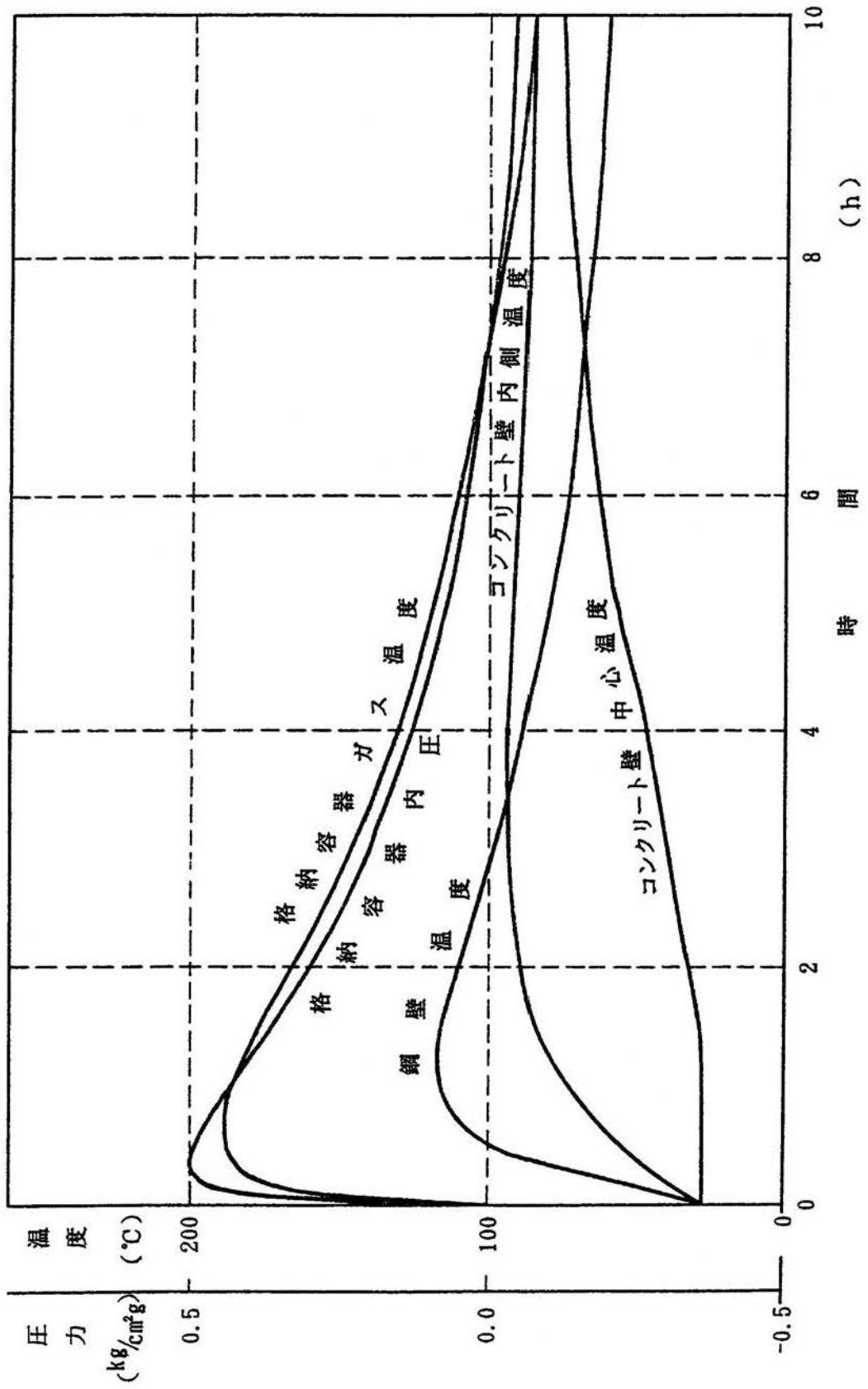
- ② 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ③ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ④ 約27秒後に炉内ナトリウム液面NsL-140mm（原子炉トリップ設定値）に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<原子炉スクラム後の事象推移>

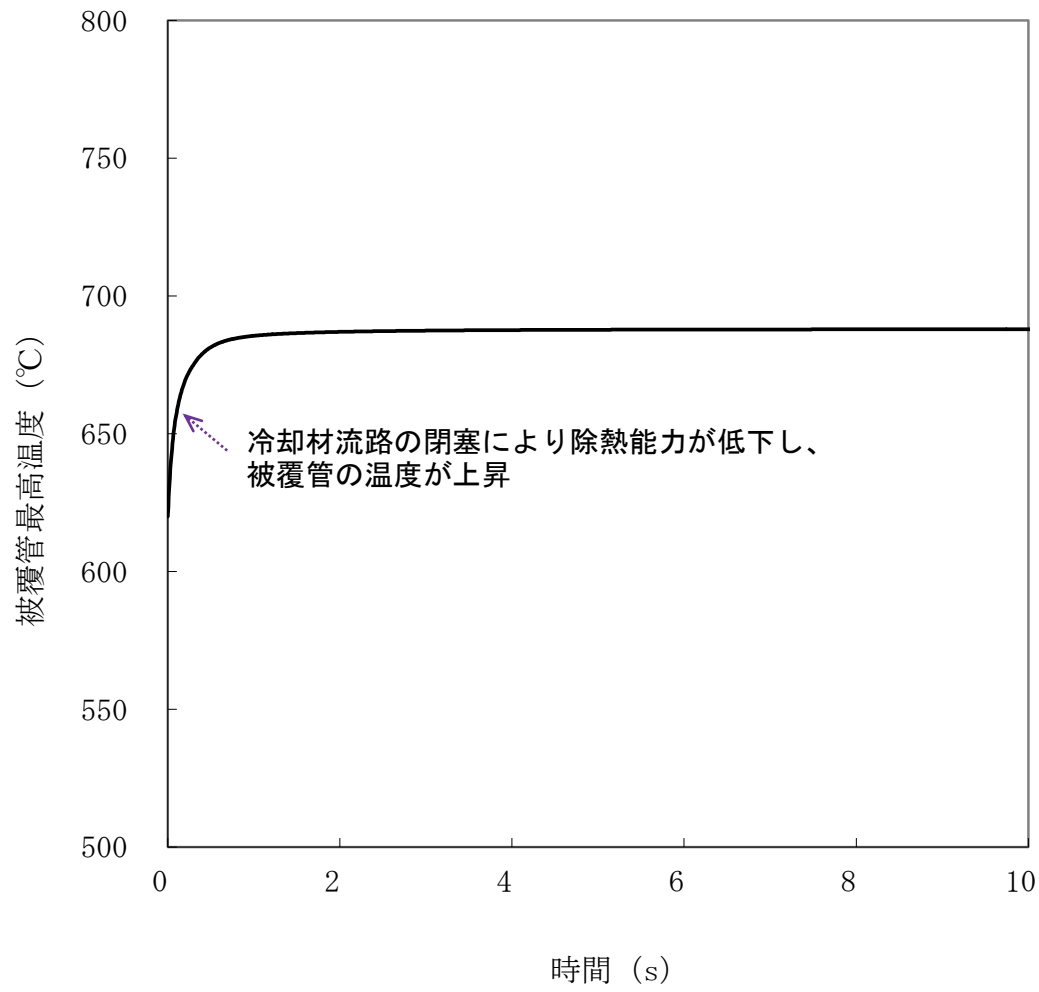
- ⑤ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ⑥ 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- ⑧ 炉心流量の低下（原子炉出力/炉心流量比の増大）により各部の温度が上昇
- ⑨ 1ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎ
- ⑩ 原子炉出力の低下（原子炉出力/炉心流量比の低下）に伴い各部の温度が低下



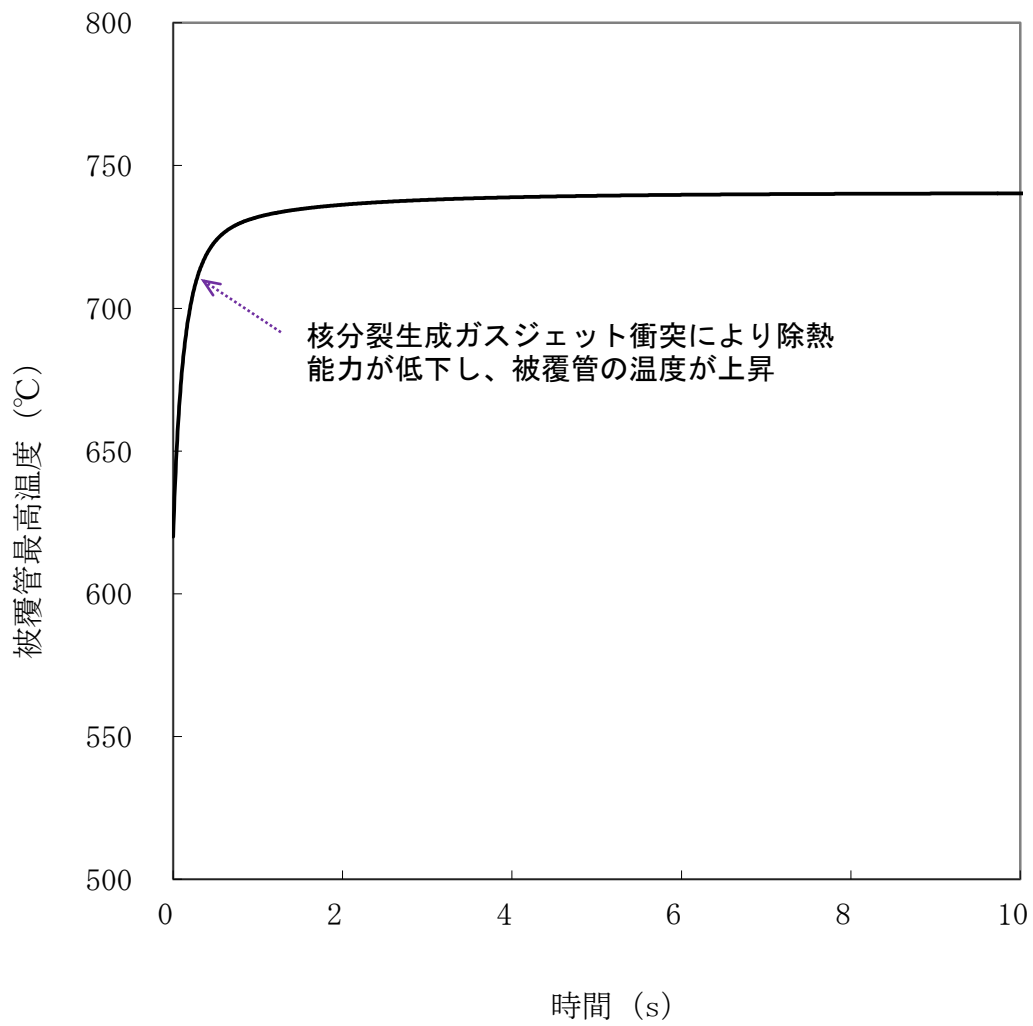
第 4.5.3 図 1次冷却材漏えい事故（炉心冷却能力の解析）



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 冷却材流路閉塞事故(流路閉塞による被覆管温度変化)



第 4.5.6 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>

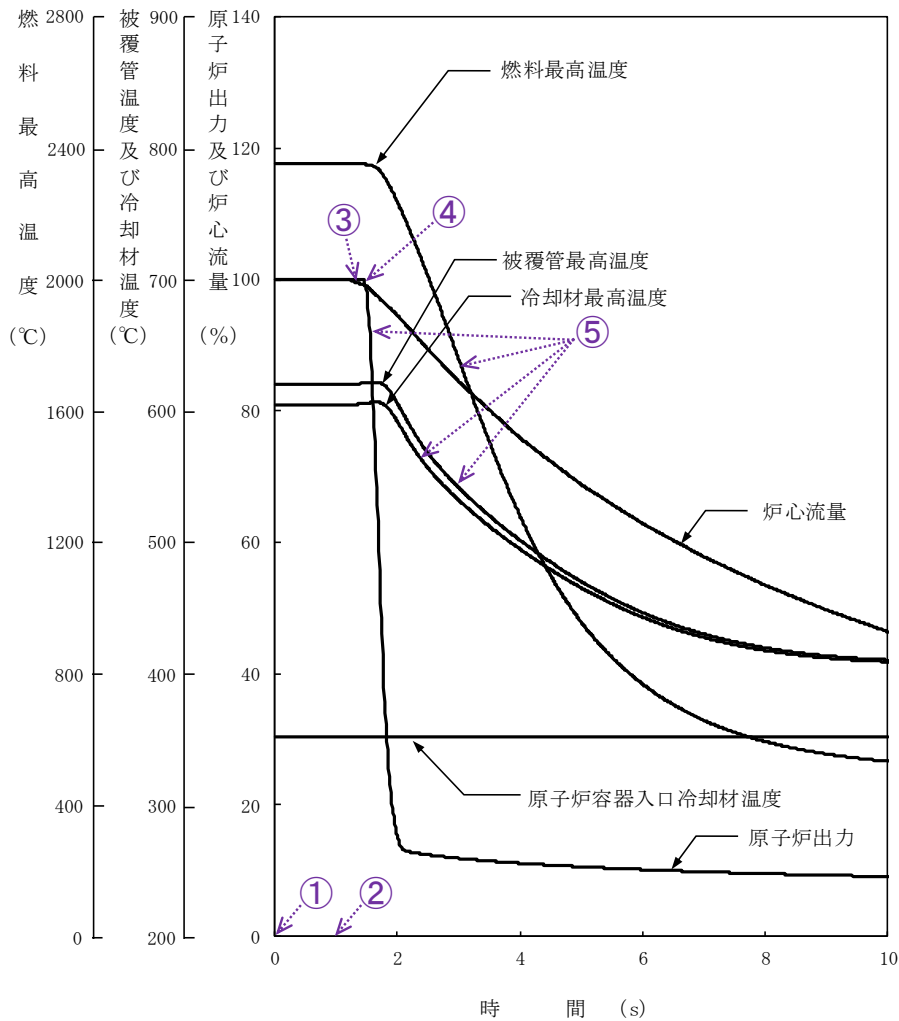
- ① 1ループの2次主循環ポンプの軸の固着発生（回転数が瞬時に零（2次冷却材流量が減少））

<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 4.5.7 図 2次主循環ポンプ軸固着事故

・主な事象推移

<起因事象>

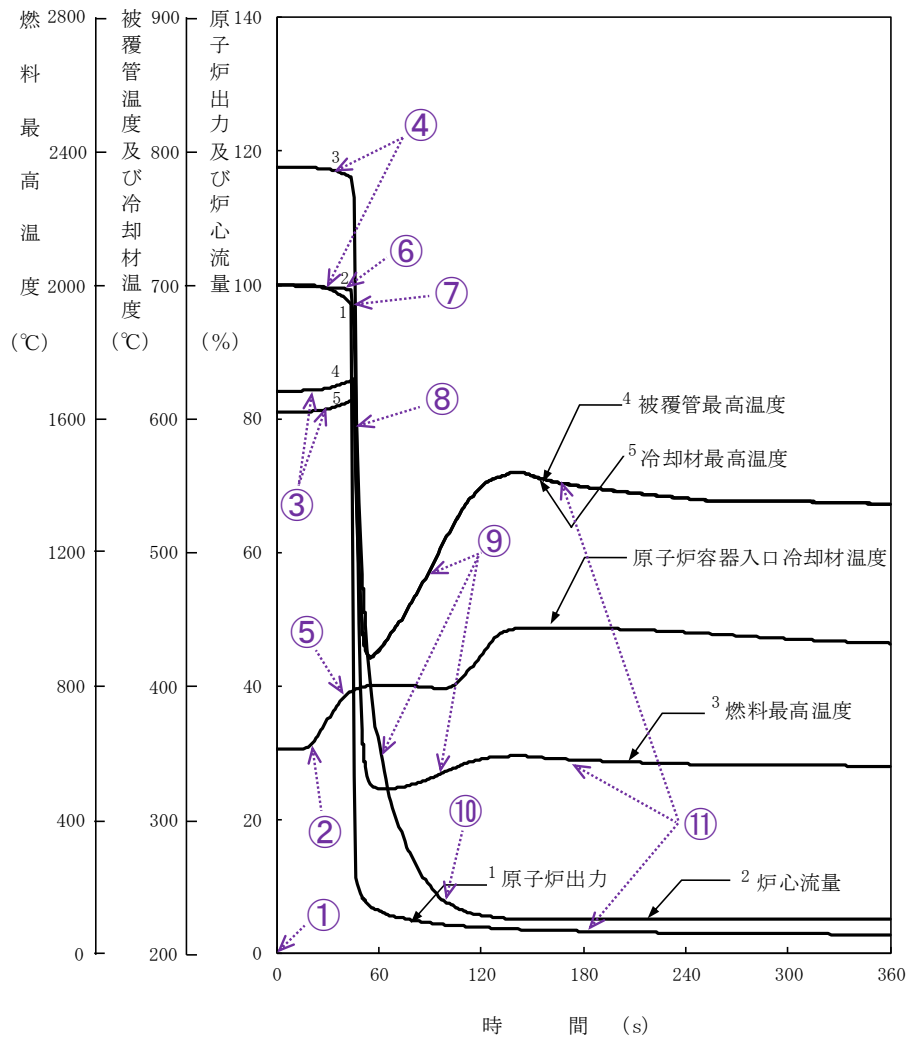
- ① 2次主冷却系の主配管の破損発生（当該ループの除熱能力喪失）

<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 4.5.8 図 2次冷却材漏えい事故

・主な事象推移

<起因事象>

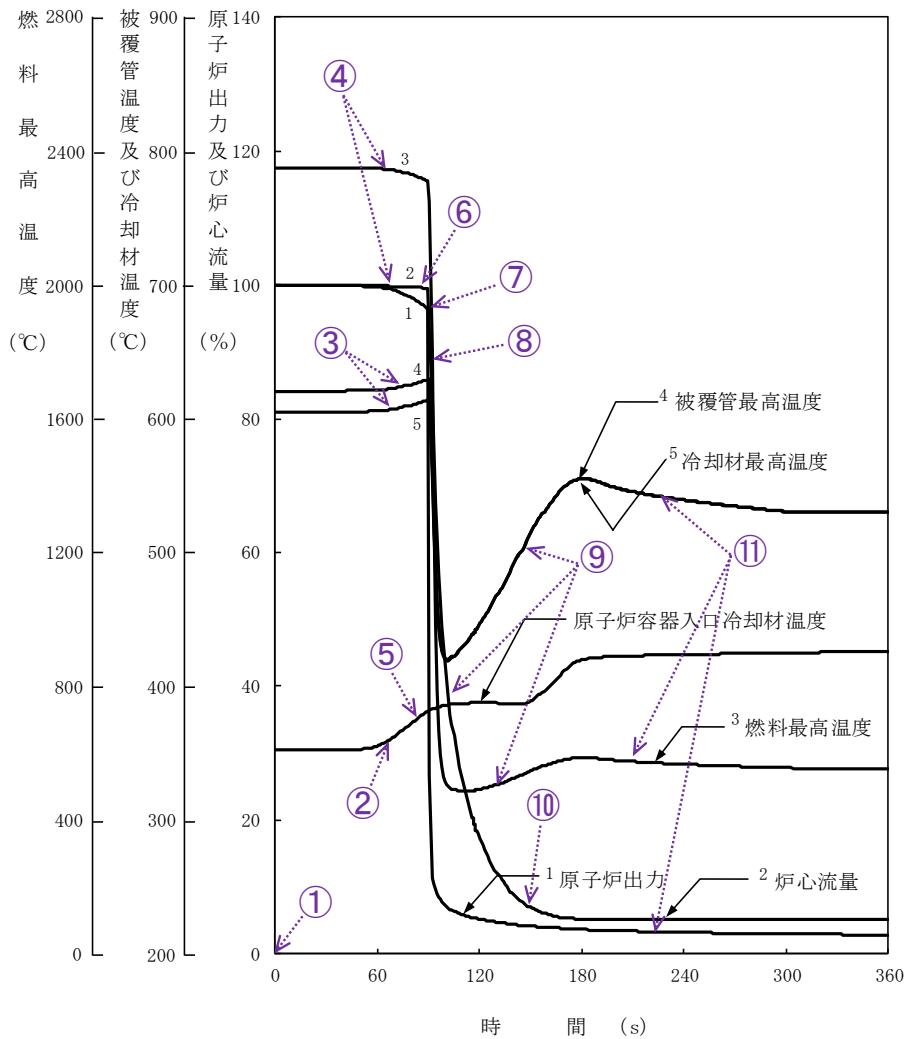
- ① 1ループの主送風機（1台）の風量の瞬時低下（当該ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少（定格値の3%））発生

<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 4.5.9 図 主送風機風量瞬時低下事故

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。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

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。

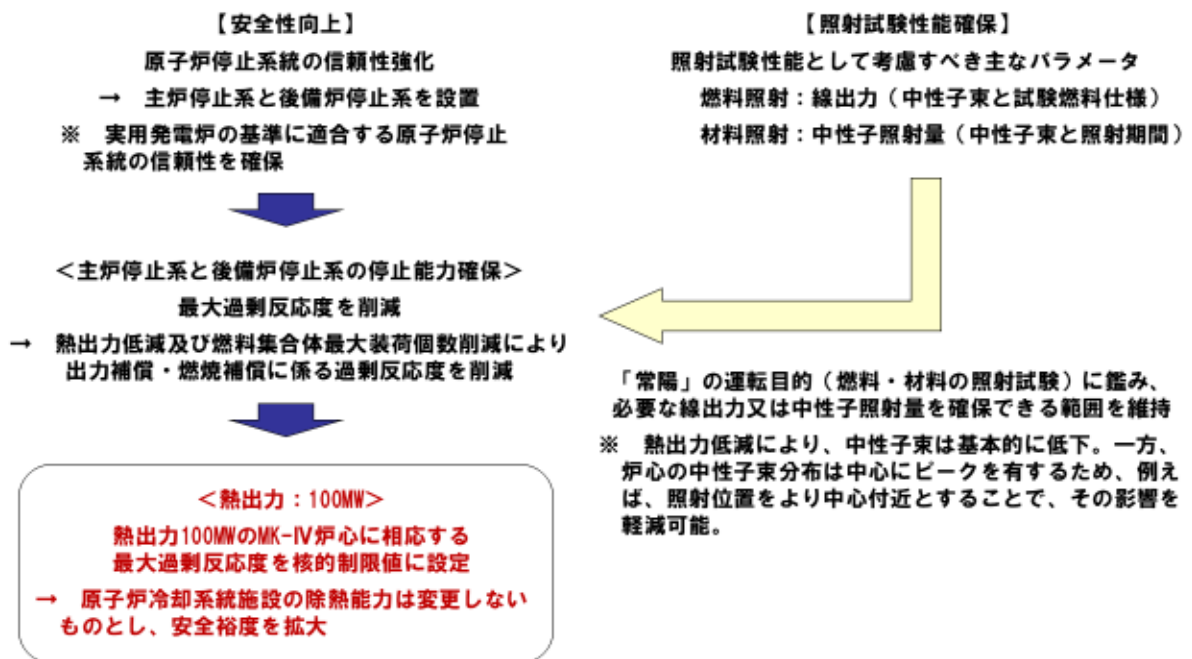
2. 「炉心の変更」に関する基本方針

「炉心の変更」は、改正された核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の施行に伴い、「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。

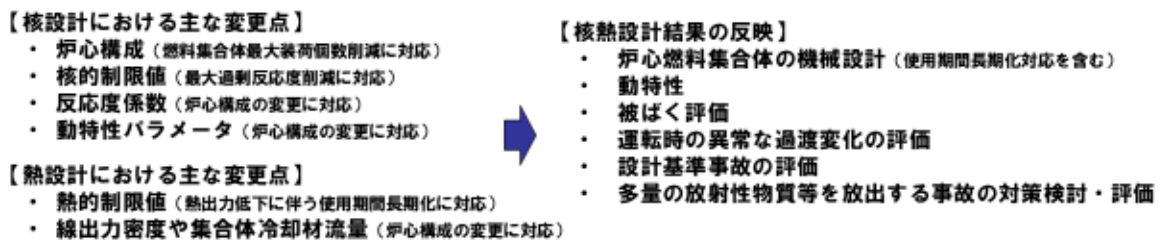
熱出力を100MWとしたMK-IV炉心は、これらの要件を満足するものであり、当該炉心に相応する最大過剰反応度を核的制限値とする。なお、原子炉冷却システム施設の除熱能力は変更しないものとし、安全裕度を拡大することとしている。

「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。本申請にあっては、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。



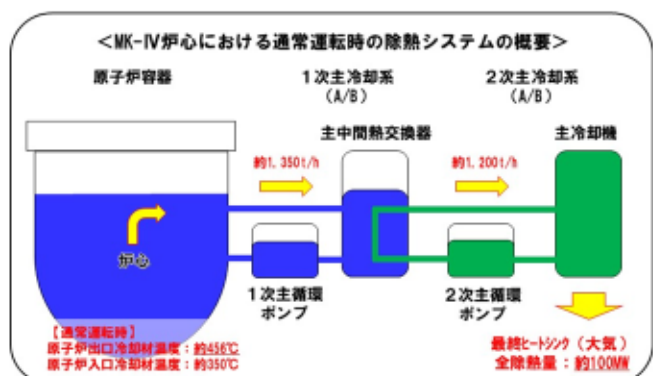
別図 1.1 「炉心の変更」に関する基本方針

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）



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いまって**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
その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化 その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	ナトリウムの化学変化 その他必要と認められる運転時の異常な過渡変化	※ 「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 ※ 「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	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」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
/	/		/
/	原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	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
/	/	ナトリウムの化学変化	※ 「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 ※ 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、さらに放射線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。 ポ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 	<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えい事故 蒸気発生器伝熱管破損事故 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材漏えい事故 	<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次アルゴンガス漏えい事故 	<ul style="list-style-type: none"> 1次アルゴンガス漏えい事故 	
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、電気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、電気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、電気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、電気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、電気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。
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
ナトリウムの化学変化	<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		
		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		
		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		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

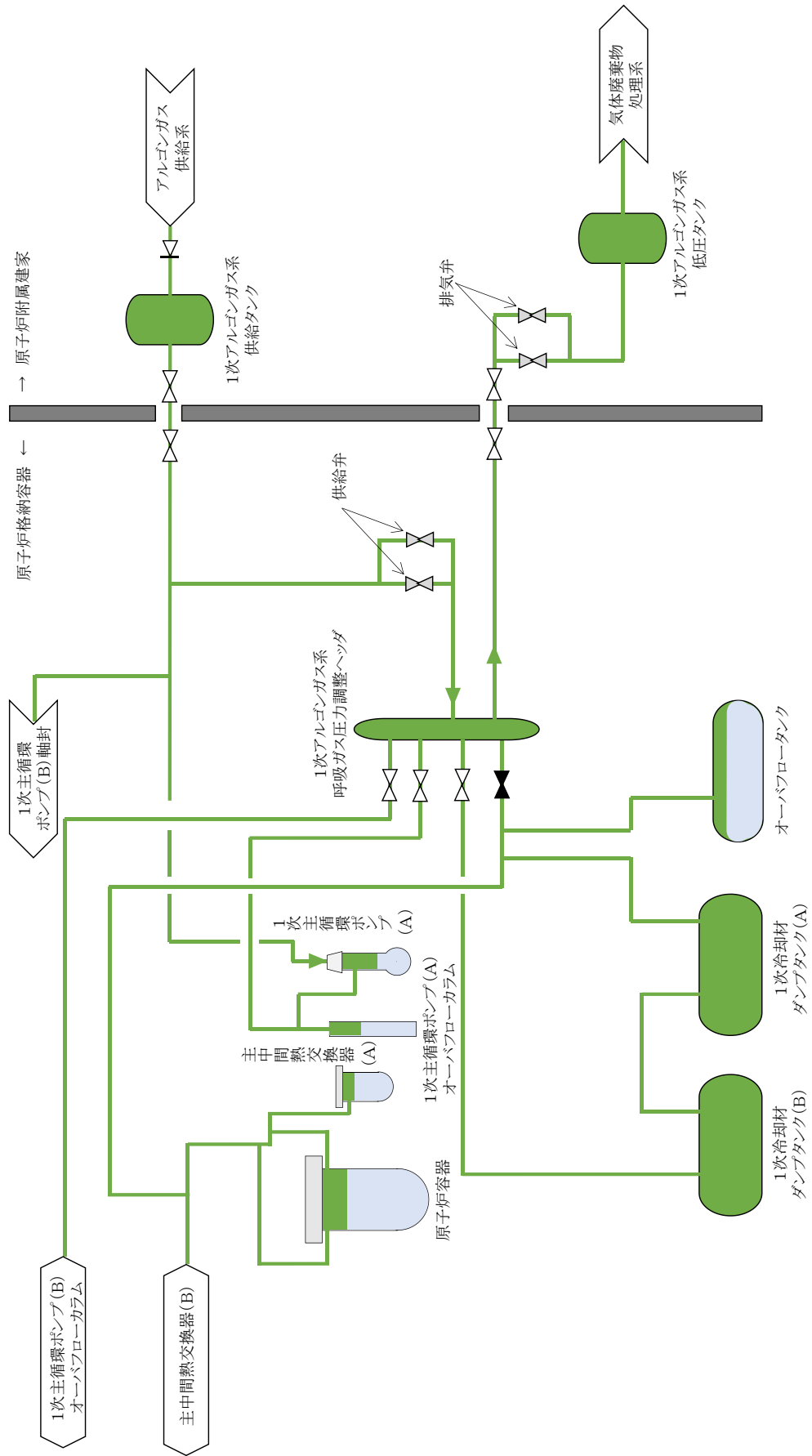
1 次アルゴンガス系は、1 次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、供給タンク、呼吸ガス圧力調整ヘッド、低圧タンク等から構成する。1 次主冷却系等のカバーガスは、呼吸ガス圧力調整ヘッドと連通しており、呼吸ガス圧力調整ヘッドは、供給タンク及び低圧タンクに接続される。1 次アルゴンガス系統の概略図を第 1 図に示す。

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次アルゴンガス系の概略図

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」(4/10)

炉心構成要素	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」: 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				積分量数の変化	中性子吸収係数の変化					
炉心構成要素	運へい集合体	運へい事業	中性子遮蔽	構造材の密度変化	熱収縮、スエリリング	-	○	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。	原計上無視できる。	原計(原子炉構造)運転制限
				配置の変化	調整荷	-	○	低	低	調整荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において発生するのみであり、出力運転中の正の反応度投入量として顕在化しない。また、調整荷等による調整荷増大時に調整荷投入量が増加することを想定し、制御を適切した場合は原子炉を停止するものとしている。	原計上無視できる。	運転管理(調整荷防止)
炉心構成要素	運へい集合体	集合体	中性子遮蔽	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。	原計上無視できる。	原計(原子炉構造、運転管理)
				径方向変位	調整荷	-	○	低	低	調整荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において発生するのみであり、出力運転中の正の反応度投入量として顕在化しない。また、調整荷等による調整荷増大時に調整荷投入量が増加することを想定し、制御を適切した場合は原子炉を停止するものとしている。	原計上無視できる。	原計(原子炉構造)運転制限
炉心構成要素	その他(中性子源)	中性子源集合体	中性子源	径方向変位	炉心湾曲	-	○	低	高	調整荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において発生するのみであり、出力運転中の正の反応度投入量として顕在化しない。	原計上無視できる。	原計(原子炉構造)運転制限(調整荷増大)
				配置の変化	調整荷	-	○	低	低	調整荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において発生するのみであり、出力運転中の正の反応度投入量として顕在化しない。また、調整荷等による調整荷増大時に調整荷投入量が増加することを想定し、制御を適切した場合は原子炉を停止するものとしている。	原計上無視できる。	原計(原子炉構造)運転制限(調整荷増大)
炉心構成要素	その他(中性子源)	中性子源	中性子源	構造材の密度変化	熱収縮、スエリリング	-	○	低	高	調整荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において発生するのみであり、出力運転中の正の反応度投入量として顕在化しない。	原計上無視できる。	原計(原子炉構造)運転制限(調整荷増大)
				配置の変化	調整荷	-	○	低	低	調整荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において発生するのみであり、出力運転中の正の反応度投入量として顕在化しない。また、調整荷等による調整荷増大時に調整荷投入量が増加することを想定し、制御を適切した場合は原子炉を停止するものとしている。	原計上無視できる。	原計(原子炉構造)運転制限(調整荷増大)
炉心構成要素	その他(中性子源)	中性子源	中性子源	径方向変位	炉心湾曲	-	○	低	高	調整荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において発生するのみであり、出力運転中の正の反応度投入量として顕在化しない。	原計上無視できる。	原計(原子炉構造)運転制限(調整荷増大)
				径方向変位	調整荷	-	○	低	低	調整荷したとしても、過剰反応度が運転サイクル初期において発生するのみであり、出力運転中の正の反応度投入量として顕在化しない。また、調整荷等による調整荷増大時に調整荷投入量が増加することを想定し、制御を適切した場合は原子炉を停止するものとしている。	原計上無視できる。	原計(原子炉構造)運転制限(調整荷増大)

*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: 「積分量数の変化」、「中性子吸収係数の変化」、「中性子源集合体の反応度増大」、「中性子源集合体の反応度増大」、「中性子源集合体の反応度増大」を判断項目に設定。
 *3: 「高」: 安全係数回復の動作が発生しないもの、「中」: 安全係数回復の動作が発生するものの発生しないもの又は安全係数回復の動作が発生するもの。「低」: 調整荷の異常な過剰投入に相当する事象、「正」: 設計基準事象に相当する事象、「負」: 設計基準事象に相当する事象より低いと想定される事象。
 *4: 「高」: 過剰反応度増大により発生することと想定される事象、「中」: 調整荷の異常な過剰投入に相当する事象、「低」: 調整荷の異常な過剰投入に相当する事象より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な考え方。【高】: 故障影響が顕微鏡であり、正の反応度の影響として顕在化しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)
 【中/高】: 調整荷増大により発生することと想定される事象。【中】: 調整荷増大により発生することと想定される事象より低いと想定される事象(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)
 【高/低】: 調整荷増大により発生することと想定される事象。【低】: 調整荷増大により発生することと想定される事象より低いと想定される事象(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)
 【高/中】: 調整荷増大により発生することと想定される事象。【中】: 調整荷増大により発生することと想定される事象より低いと想定される事象(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)
 【高/高】: 調整荷増大により発生することと想定される事象。【高】: 調整荷増大により発生することと想定される事象より低いと想定される事象(ただし、当該事象を事故として対応する場合はある。)

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」(5/10)

炉心構成要素	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 (「○」: 正常, 「-」: 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
	測定線付 実験装置	本体設備				核分裂率 中低子吸収 係数の変化	中低子吸収 係数の変化					
上部構造	案内管	上部案内管		上下移動	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。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、実験装置)
		下部案内管										
計測線付 実験装置	燃料部	燃料部 (可動有)	照射物	照射物の移動	熱膨張	-	-	○	低	「炉心内の反応度の異常な変化」又は「炉心内の反応度の異常な増大」は、熱膨張による燃料部の変位が生じた場合にのみ発生し、燃料部の変位は、燃料部の変位が燃料部の変位を発生させる原因となら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。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、実験装置)
		燃料部 (可動無)	照射物	照射物の密度変化	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。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、実験装置)
燃料用 実験装置	スペクトル 調整設備	スペクトル 調整要素	スペクトル 調整	密度変化	熱収縮、スエリング	-	-	○	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、実験装置)
		スペクトル 調整設備	スペクトル 調整	配置の変化	熱収縮	-	-	○	低	調整管理(調整停止)	設計上無償できる。	
燃料用 実験装置	スペクトル 調整設備	スペクトル 調整要素	スペクトル 調整	径方向変位	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。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、実験装置)
		スペクトル 調整設備	スペクトル 調整	径方向変位	地震変位	-	-	○	低	調整制限(地震加速度)	設計上無償できる。	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: 「核分裂率の変化」、「中低子吸収率の変化」、「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」: 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、顕在化しないもの又は安全側に動作するもの
 *4: 「高」: 通常運転時に発生し、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」: 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き故障影響の重大性を評価するもの(ただし、調整管理による影響が軽微な場合がある。)
 【高/高】: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、【中/高】: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、【低/高】: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 【中/中】: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、【中/低】: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、【低/中】: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 【高/中】: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、【中/中】: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、【低/中】: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象
 【高/低】: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、【中/低】: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、【低/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
 【高/高】: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、【中/高】: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、【低/高】: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

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*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	
	制御要素	制御機構									
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	ベレット溜積	-	低	強低	負の反応度投入	設計上無償できる。		
			上下移動	飛び出し	-	高	強低	制御棒飛び出しにより、「炉心内の反応度増大」に該当する。ただし、原子炉保護は加圧されており、また、運転中、制御棒はエレクトロニクス制御により自動的に、制御棒駆動機構に吊り下げられ、構造上起こらない。	設計上無償できる。	設計(制御棒駆動機構、低圧システム)	
			上下移動	浮き上がり	-	低	低	制御棒浮き上がりにより、「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、運転中、制御棒はエレクトロニクス制御により自動的に、制御棒駆動機構に吊り下げられ、構造上起こらない。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、制御棒)	
			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)	
			径方向移動	流力脈動	-	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。脈動は緩和されており、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無償できる。	設計(制御棒)	
	制御機構	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、正の反応度影響は緩和されており、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(原子炉構造) 運転制限(地震加速度)	設計上無償できる。	
			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。ただし、正の反応度影響は緩和されており、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(原子炉構造) 運転制限(地震加速度)	設計上無償できる。	
			上下移動	誤引抜(出力運転中)	-	高	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。運転中の制御棒の異常な引抜(「出力」)に設定	運転時の異常な過渡変化(「出力」)	設計上無償できる。	
			上下移動	誤引抜(未運転状態)	-	高	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。運転時の異常な過渡変化(「未運転」)に設定	運転時の異常な過渡変化(「未運転」)	設計上無償できる。	
			上下移動	制御棒集合体運動	-	高	強低	「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、制御棒駆動機構は、ボーンカナル方式でモータ駆動となっており、一定以上の速度は出ない設計としている。	設計(制御棒駆動機構)	設計上無償できる。	
制御棒駆動機構 機上内部	制御棒集合体運動	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)		

*1: 原子炉設備内に設置、保守する構成部品等を基本的に対象とする。
 *2: 「発生」: 発生、「-」: 非発生。
 *3: 「高」: 高、「中」: 中、「低」: 低。
 *4: 「高」: 高、「中」: 中、「低」: 低。
 *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/頻度。
 【高/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。)
 【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。)
 【中/高】: 故障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。)
 【中/中】: 設計上の計画により対応し、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。
 【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。)
 【低/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。
 【低/中】: 故障影響の基本的な考え/頻度。
 【低/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/低】: 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。
 【低/高】: 故障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。)
 【低/中】: 設計上の計画により、該当する事象が存しないもの。
 【低/低】: 設計上の計画により、該当する事象が存しないもの。

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 中性子遅延 の变化	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 後備炉停止制御棒駆動系 案内管	後備炉停止制御棒	後備炉停止制御棒駆動系	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	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。	設計上無償できる。	設計(原子炉構造、制御棒 駆動機構)
放射線 運搬体	回転フラク	大回転フラク	制御棒と炉心 の相対位置 保持	原子炉容器の配置の 変化	軸方向膨張	-	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。	設計上無償できる。	設計及び炉制御制限(機 密)
				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 は顕在化する。ただし、原子炉容器 は固定されており、原子炉構造は 固定されている。また、回転 フラクは炉心に対して固定される設計 としており、正の反応度影響は顕 微鏡であり、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)
	小回転フラク	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「炉心内の反応度投入」 は顕在化する。ただし、原子炉容器 は固定されており、原子炉構造は 固定されている。また、回転 フラクは炉心に対して固定される設計 としており、正の反応度影響は顕 微鏡であり、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「炉心内の反応度投入」 は顕在化する。ただし、原子炉容器 は固定されており、原子炉構造は 固定されている。また、回転 フラクは炉心に対して固定される設計 としており、正の反応度影響は顕 微鏡であり、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)	
運ヘクワアファイト	運ヘクワアファイト	運ヘクワアファイト	中性子遅延	クワアファイトの密度 変化	熱収縮	-	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。	設計上無償できる。	設計(炉心、運搬設計)
				運ヘクワアファイト の密度変化	熱収縮	-	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。	設計上無償できる。	設計(炉心、運搬設計)

*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」、「中性子吸収の変化」、「中性子遅延の変化」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状態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」: 通常の運転において発生することが想定されるもの。「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、「顕微」: 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微に基づく故障影響評価の基本となる考え方。【】内: (故障影響の大きさ/顕微)

【中/低】: 通常の運転において発生する必要があるが、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必要がある。)

【高/中】: 過渡事象として発生する必要があるが、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必要がある。)

【高/低】: 過渡事象として発生する必要があるが、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必要がある。)

【高/中】: 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/低】: 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/中】: 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/低】: 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。)

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*	構成品	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 (「○」: 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		
1次主冷却系	主中間冷却器	最終ヒートシンクへの熱輸送	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」)に設定	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									
			流量減少									
			流量減少									
			流量増大									
			流量減少									
			流量減少									
1次主循環ポンプ	主電動機	本体	流量減少	機殻破損 (羽根車破損等)	○	-	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									
1次冷却材流量制御系	1次冷却材流量制御系	1次冷却材流量制御系	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」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									
			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									

*1: 原子炉管線内に設置・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るもの、「中」: 安全保護回路の動作を遅延させる可能性があるもの、「低」: 安全保護回路の動作が生じないもの

*4: 「高」: 過渡運転時に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、「超低」: 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事象を考え方【】内:【故障影響の大きさ/程度】

【中/低】: 故障の影響が生じない又は発生前に動作し、設計上無視できるもの

【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、当該事象を過渡現象として対応する場合はある。)

【高/低】: 運転時・設計・機殻破損により発生する事象(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/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はある。)

【高/高】: 設計上の損傷により、該当する事象が生じないもの

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 (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)		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 の増大	中性子吸収 係数の減少					
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	○	-	中	炉心内反応度増大	他の過渡事象(「1次冷却材流量増大」)で代表	
		インベントリ増大	補助中間熱交換器破損、 1次オーバフロー系故障	○	-	高	中	炉心内反応度の異常な変化又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の過渡事象(「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密度変化による炉心内の反応度増大	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	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無視化しない。	設計上無視できる。	設計管理(制御棒)
		冷却材の密度変化	カーバースクーム	○	○	低	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	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	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。	他の事故事象(「燃料スランピン事故」)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」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の事故事象(「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	冷却材	配管	冷却材の保持	インベントリ減少	○	-	中	炉心内反応度増大	他の過渡事象(「1次冷却材流量増大」)で代表	
		インベントリ増大	補助中間熱交換器破損、 1次オーバフロー系故障	○	-	高	中	炉心内反応度の異常な変化又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の過渡事象(「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密度変化による炉心内の反応度増大	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	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無視化しない。	設計上無視できる。	設計管理(制御棒)
		冷却材の密度変化	カーバースクーム	○	○	低	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	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	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。	他の事故事象(「燃料スランピン事故」)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」又は「炉心内の反応度増大」に該当	他の事故事象(「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								

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例に対象とする。
 *2: 「核分裂率の増大」、「中性子吸収係数の減少」を判断項目に設定
 *3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じないが、通常の運転における状態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が生じないが、安全状態に動作するもの。
 「低」: 通常の運転において想定される変動の範囲であり、無視化しないもの。生じないものは安全状態に動作するもの。
 *4: 「高」: 異常運転状態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」: 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: (超底) 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/底】: 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(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】: 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。)
 【超底/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 (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 (「O」: 観測、「F」: 非観測)		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	炉心冷却能力の低下 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)	-	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当 ※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ	運転時の異常な過渡変化(「1次冷却材流量減少」)に設定	
		インベントリ減少	制御	-	○	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当 ※ 「配管(内管)」に同じ	設計基準事故(「1次主循環ポンプ制御事故」)に設定	
		流量増大 流量減少	流量増大 流量減少	※ 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事象に非該当	○	-	中	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当 ※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ	運転時の異常な過渡変化(「1次冷却材流量増大」)に設定
1次主冷却系	配管(内管)	流量増大 流量減少	流量増大 流量減少	○	-	中	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当 ※ 「1次主冷却系の「本体」に同じ	設計基準事故で代表(「1次冷却材流量増大」)	
		補助中間熱交換器破損・オーバーフロー系故障	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	
		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次側冷却材温度低下)	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、最終ヒートシンクへの熱輸送能力の喪失は、最終的な炉の過熱による主冷却材の流量減少によるものであり、冷却材流量の増大により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、最終ヒートシンクへの熱輸送能力の喪失は、最終的な炉の過熱による主冷却材の流量減少によるものであり、冷却材流量の増大により炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化に該当する。	他の過渡事象で代表(「主冷却材流量増大」)	
2次主冷却系	主冷却器	流量増大 流量減少	流量増大 流量減少	○	-	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、最終ヒートシンクへの熱輸送能力の喪失は、最終的な炉の過熱による主冷却材の流量減少によるものであり、冷却材流量の増大により炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化に該当する。	他の過渡事象(「主冷却器流量減少」)又は事故事象(「主冷却器流量増大」)に設定	
		伝熱管閉塞又は冷却フィン破損	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、最終ヒートシンクへの熱輸送能力の喪失は、最終的な炉の過熱による主冷却材の流量減少によるものであり、冷却材流量の増大により炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化に該当する。	他の過渡事象(「主冷却器流量減少」)又は事故事象(「主冷却器流量増大」)に設定	
		流量増大 流量減少	流量増大 流量減少	○	-	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、最終ヒートシンクへの熱輸送能力の喪失は、最終的な炉の過熱による主冷却材の流量減少によるものであり、冷却材流量の増大により炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化に該当する。	他の過渡事象(「主冷却器流量減少」)又は事故事象(「主冷却器流量増大」)に設定	

*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」、「冷却材温度の変化」を制御項目に設定
 *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離れ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」: 異常運転時に発生することが想定される事故、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事故、「低」: 設計基準事故に相当する事故、「観測」: 発生頻度が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【】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がある。)
 【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。)
 【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 (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、「F」: 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 異常な変化
1次補助 冷却系	補助中間交換器									
	循環ポンプ									
	配管(内管)	冷却材の保持	インベントリ減少							
	冷却材	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	補助中間交換器破損、 1次オーバフロー系故障	○	-	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当	他の過渡事象で代表(「1次冷却材流量増大」)	
	補助冷却機	冷却材の保持	インベントリ減少	1次冷却材漏えい	-	○	高	「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	
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)								
	循環ポンプ									
	配管	冷却材の保持								
	冷却材	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 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	1次アルゴンガス系 への空気混入等	-	○	○	低	異物の混入により冷却材循環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(「冷却材循環閉塞事故」)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	2次アルゴンガス系 への空気混入等	-	○	○	低	異物の混入により冷却材循環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次主冷却系に送られる冷却材との問題は、最終ヒートシンクの閉塞区間を阻害するものである。	他の過渡事象(「主冷却器空流流量の減少」)又は事故事象(「主送風機駆動時低圧事故」)で代表
	試料採取設備	冷却材の 純化管理								
	1次オーバフロー系	通常運転時の 原子炉管理 画面の維持	通常運転時の原子炉 管理画面維持機能喪失							
	1次ナトリウム充填・ドレン系	ナトリウム ドレン	インベントリ減少							
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項目に設定

*2: 「燃料温度の変化」、「循環管温度の変化」、「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異常を相対してパラメータの異常が生じるもの、「低」: 通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕微視しないもの、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、「最低」: 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。)

[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/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。)

[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がある。)

[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。)

[高/高]: 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。)

第3表 「環境への放射性物質の異常な放出」(2/4)

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 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」：重大、「△」：非重大)		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
				放射性物質の放出	放射性物質の放出					
燃料交換機	燃料の取扱い	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	低	低	燃料集合体は、原子炉容器内で取り扱われるため、放出された放射性物質は原子炉内へ落下し、原子炉内へ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(原子炉冷却材ポンプタリ、原子炉カバールガスバウンダリ)
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(コリアローテーション)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)で代表	
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(コリアローテーション)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)で代表	
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(キャスク)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)で代表	
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(燃料汚染箱)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)で代表	
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(燃料汚染箱)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)で代表	
燃料貯蔵設備	燃料の取扱い	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	低	低	燃料集合体は、原子炉容器内で取り扱われるため、放出された放射性物質は原子炉内へ落下し、原子炉内へ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(原子炉冷却材ポンプタリ、原子炉カバールガスバウンダリ)
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(コリアローテーション)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)に設定	
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(キャスク)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)に設定	
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(燃料汚染箱)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)に設定	
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(燃料汚染箱)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)に設定	
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(燃料汚染箱)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)に設定	
燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵設備	放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	低	低	燃料集合体は、原子炉容器内で取り扱われるため、放出された放射性物質は原子炉内へ落下し、原子炉内へ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(原子炉冷却材ポンプタリ、原子炉カバールガスバウンダリ)
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(コリアローテーション)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)に設定	
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(キャスク)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)に設定	
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(燃料汚染箱)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)に設定	
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(燃料汚染箱)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)に設定	
		放射性物質の放出	燃料集合体の落下・破損等	○	○	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、閉じ込め機能(燃料汚染箱)を有する。	他の事故事象(「燃料取替取換事故」)に設定	

*1: 放射性物質を保有する構成部品等を対象
 *2: 「燃料貯蔵設備」の放射性物質の放出が環境に与えるもの、「燃料貯蔵設備」の放射性物質の放出が環境に与えるもの
 *3: 「燃料貯蔵設備」の放射性物質の放出が環境に与えるもの、「燃料貯蔵設備」の放射性物質の放出が環境に与えるもの
 *4: 「燃料貯蔵設備」の放射性物質の放出が環境に与えるもの、「燃料貯蔵設備」の放射性物質の放出が環境に与えるもの
 *5: 故障影響の大きさ及び頻度に関する「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]: 「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]: 事故として対応するもの(ただし、閉鎖的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 (番号するパラメータ)	故障原因 (パラメータの駆動要因)	故障影響*2 (「○」: 重大, 「一」: 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
				放射線 の放出	放射性物質の放出					
液体廃棄物処理設備 固体廃棄物貯蔵設備	廃棄物処理建物廃液源タンク	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 より、管理区内に保持されるた り、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	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 より、管理区内に保持されるた り、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	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 より、管理区内に保持されるた り、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	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 より、管理区内に保持されるた り、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	設計(種)		
	廃棄物処理建物汚洗液タンク	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 より、管理区内に保持されるた り、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	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 より、管理区内に保持されるた り、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	設計(種)		
	廃棄物処理建物固体廃棄物A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	取納容器が破損し た場合に、管理区内に保持され るため、「環境への放射性物質 の異常な放出」に非該当	設計(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	取納容器が破損し た場合に、管理区内に保持され るため、「環境への放射性物質 の異常な放出」に非該当	設計(貯蔵設備)		
	原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備	放射性物質の放出	取納容器 (例: ドラム缶) の破損	○	中	低	取納容器が破損し た場合に、管理区内に保持され るため、「環境への放射性物質 の異常な放出」に非該当	設計(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	取納容器が破損し た場合に、管理区内に保持され るため、「環境への放射性物質 の異常な放出」に非該当	設計(貯蔵設備)		
第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備	放射性物質の放出	取納容器 (例: ドラム缶) の破損	○	中	低	取納容器が破損し た場合に、管理区内に保持され るため、「環境への放射性物質 の異常な放出」に非該当	設計(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	取納容器が破損し た場合に、管理区内に保持され るため、「環境への放射性物質 の異常な放出」に非該当	設計(貯蔵設備)			
メンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備	放射性物質の放出	取納容器 (例: ドラム缶) の破損	○	中	低	取納容器が破損し た場合に、管理区内に保持され るため、「環境への放射性物質 の異常な放出」に非該当	設計(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	取納容器が破損し た場合に、管理区内に保持され るため、「環境への放射性物質 の異常な放出」に非該当	設計(貯蔵設備)			
廃棄物処理建物固体廃棄物貯蔵設備	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 より、管理区内に保持されるた り、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	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 より、管理区内に保持されるた り、「環境への放射性物質の異常 な放出」に非該当	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」を別項目に設定
 *3: 「高」: 環境への放射性物質の放出が管理区内に留まるもの、「中」: 放射性物質の放出が管理区内に留まるもの、「低」: 放射性物質の放出が管理区内に留まるもの
 *4: 「高」: 運転中の異常な過渡変化に相当する事象、「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度の基本的な考え方 []内: 「放射線」に該当しないもの
 [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、別事象に代替される場合がある。)

「常陽」における気泡通過事故の取扱いについて

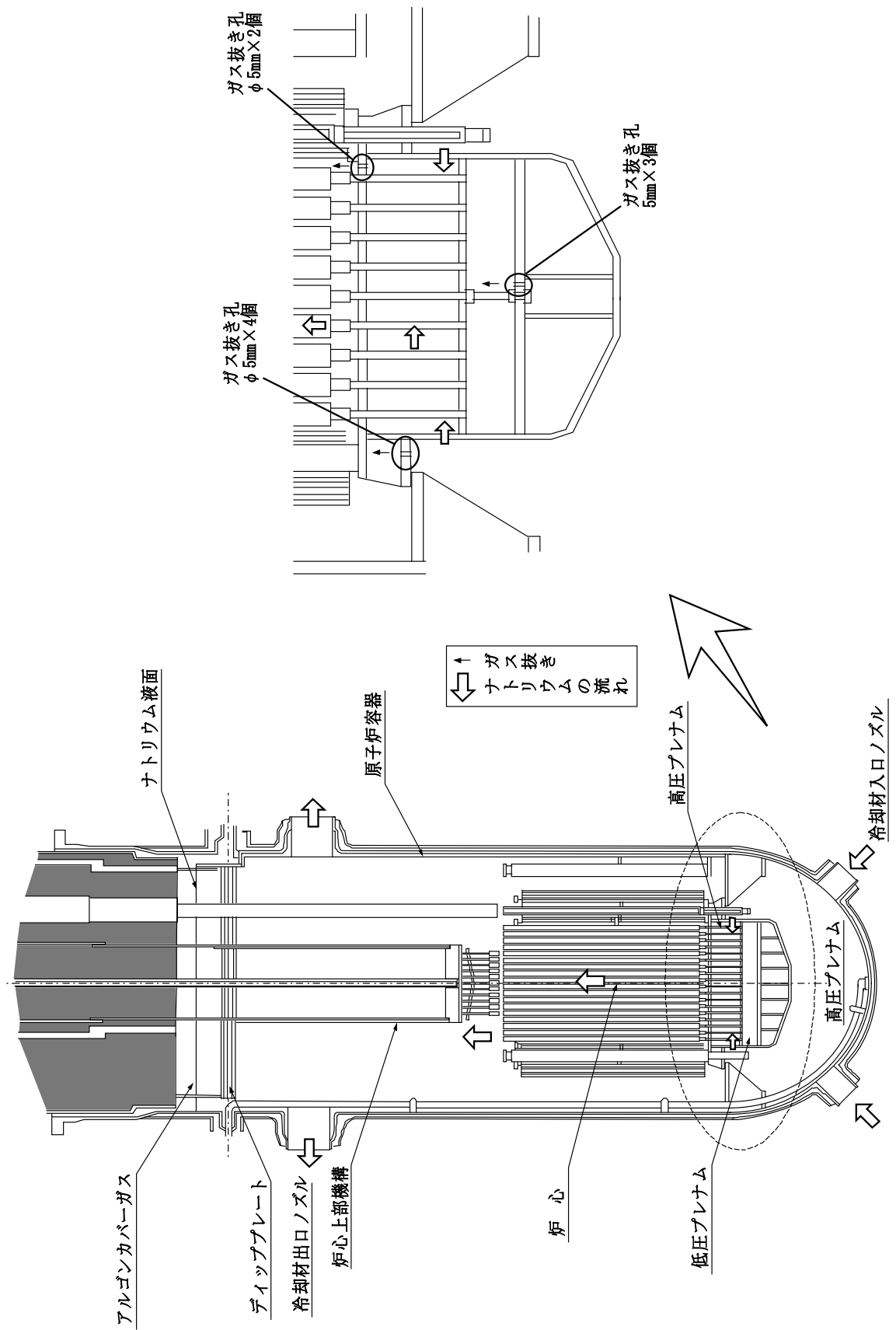
「もんじゅ」の添付書類十の安全評価では、気泡通過事故を反応度の異常な投入に係る設計基準事故の一つとしている。本事象は、「もんじゅ」の炉心特性上の特徴を踏まえて、反応度がパルス状に投入された場合の安全性を確認するために仮想的に設定されたものである^[1]。

「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。

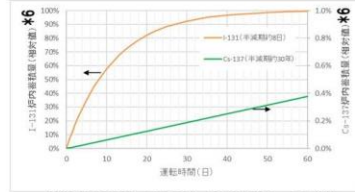
「常陽」は出力密度が高いため、最高燃焼度に達するまでの運転時間が短く、実用発電用原子炉と比べて本項は小さくなる。

「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。

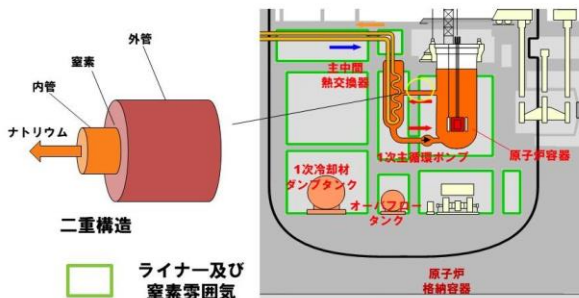


半減期の違いによる炉内蓄積量への影響

*6: 飽和値に対する割合 (%) を示す。

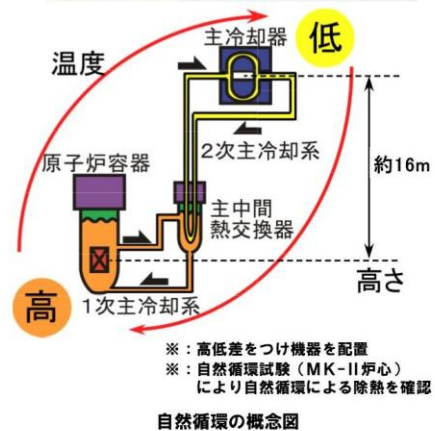
[1] 第290回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合、美浜発電所安全審査資料 (4-1 (改-1))

- ・ 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。



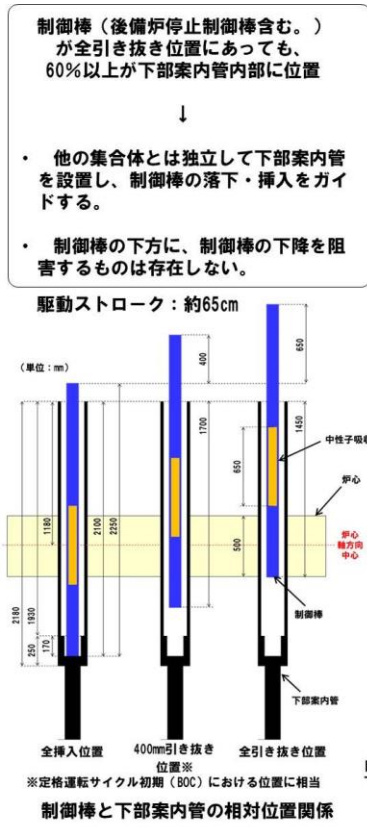
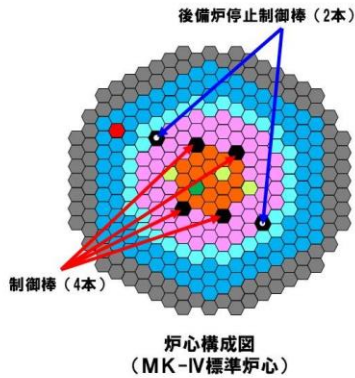
ナトリウムの主な特徴

- ・ 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 (空気雰囲気では燃焼)

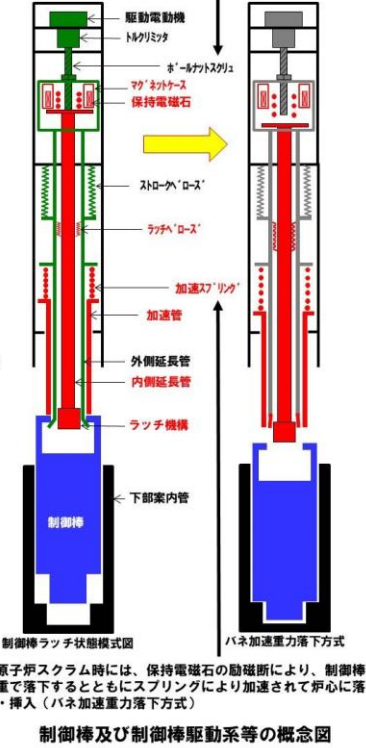


第1図 「常陽」の主な特徴 (1/2)

- 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	「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高いことから、「原子炉可能」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。）。	「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。
		ナトリウムの化学変化 ※ 「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。	「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。 「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。
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填・ドレン系の弁は、手動操作により開閉されるものであり、電気的な要因による誤「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・カハーフ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>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>

⇒ 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
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	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0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、炉心の溶融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次冷却材漏えい事故 ・主給水ポンプ軸固着事故 ・主給水管破断事故※ ・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」を設計基準事象として想定する。 ・主給水管破断事故 「常陽」は、水・蒸気系を有しないため、「主給水管破断事故」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 ・燃料取扱装置の設置の事故※	・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)
ナトリウムの化学変化	-	・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)

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。

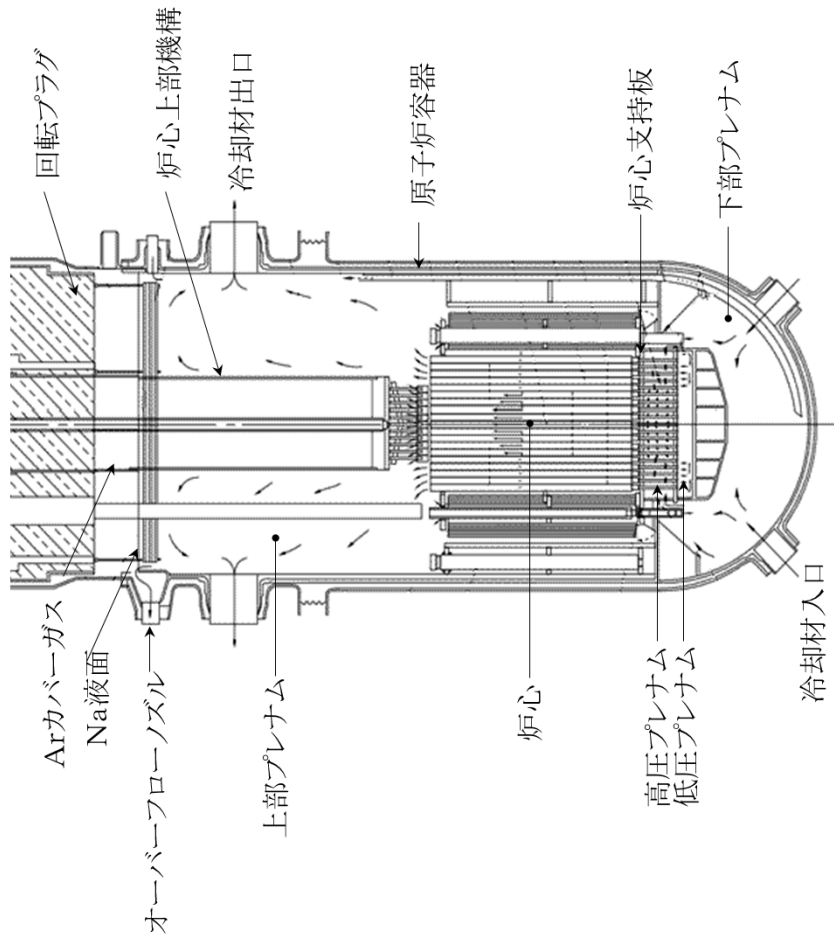
第1表 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設の一覧 (1/2)

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。)

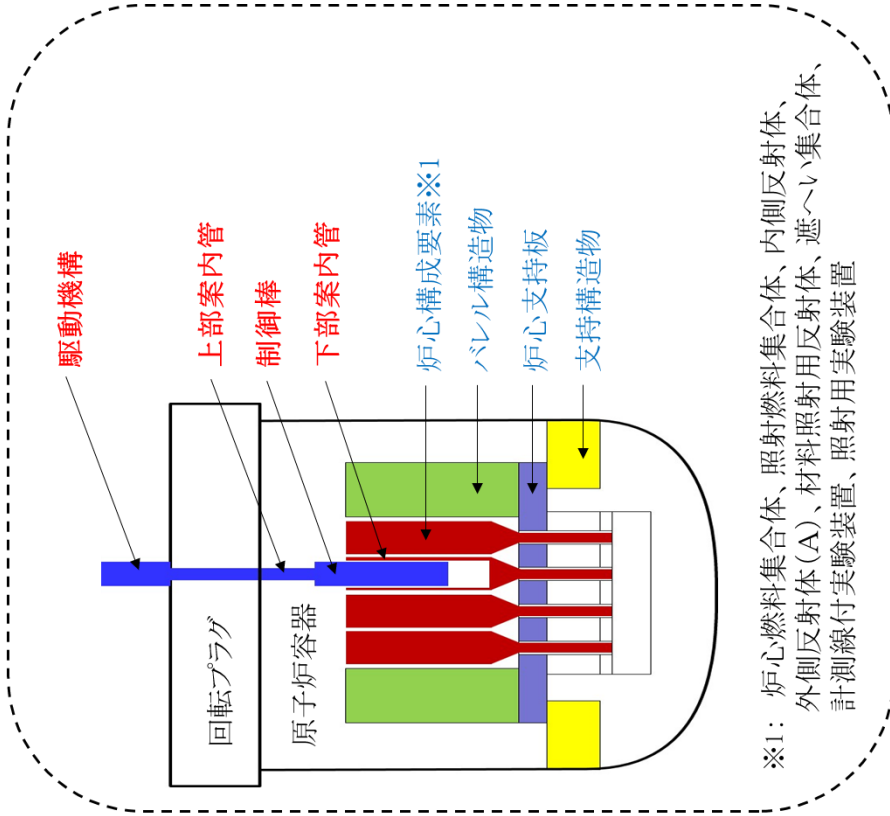
第 1 表 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設の一覧 (2/2)

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



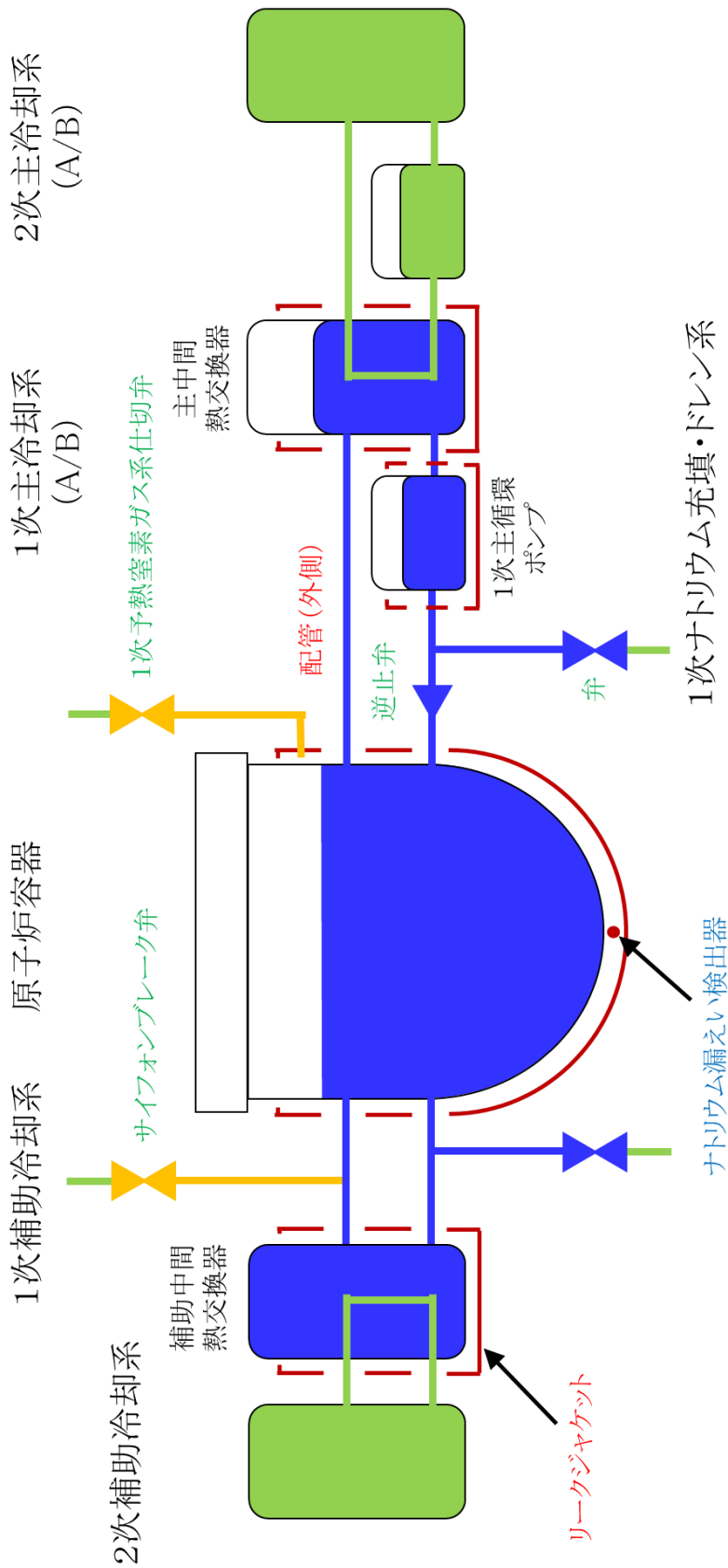
構造イメージ図



※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

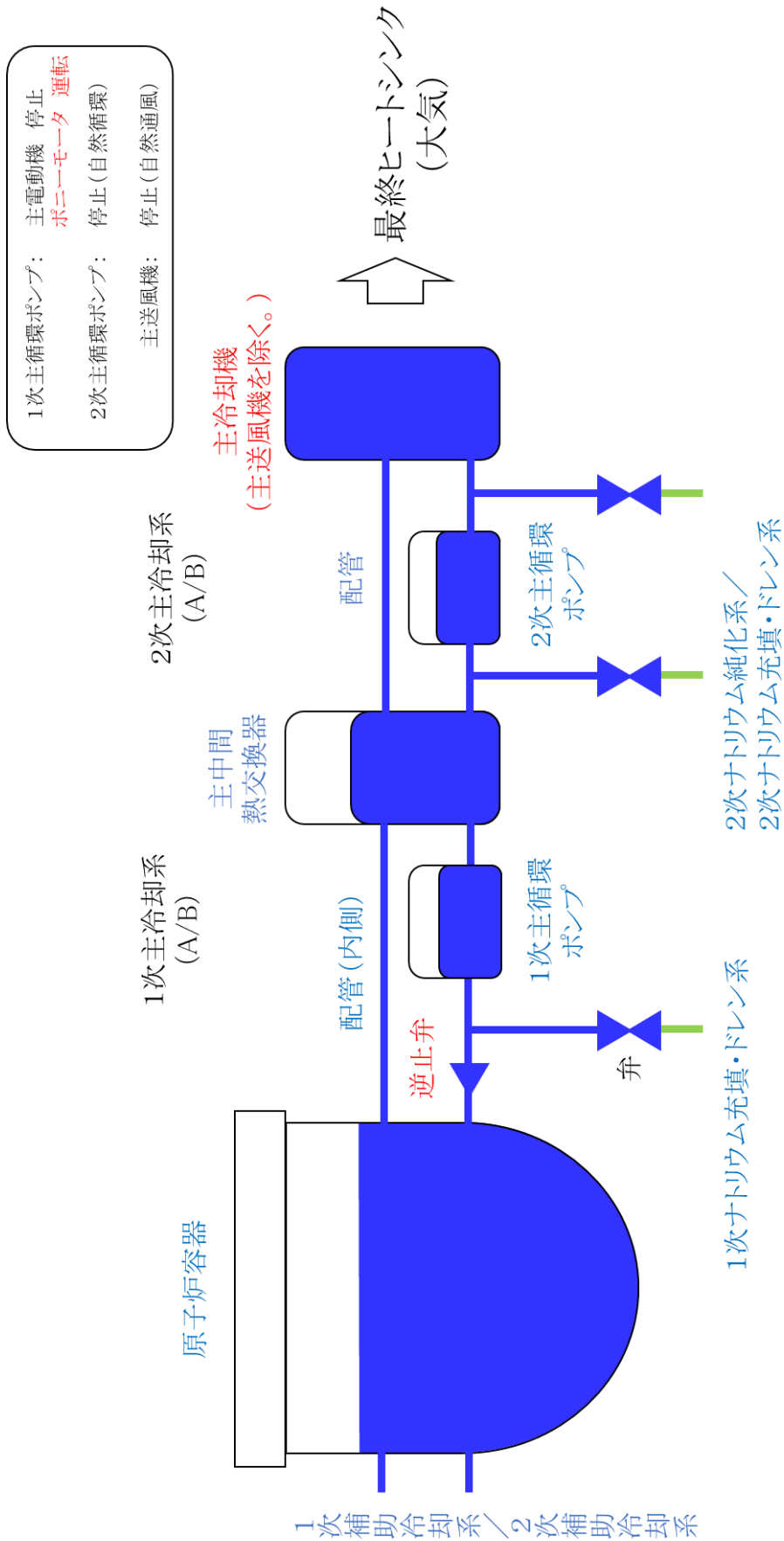
赤字 : 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能 (MS-1) に分類する構築物、系統又は機器
 青字 : 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能 (MS-1) の関連系

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

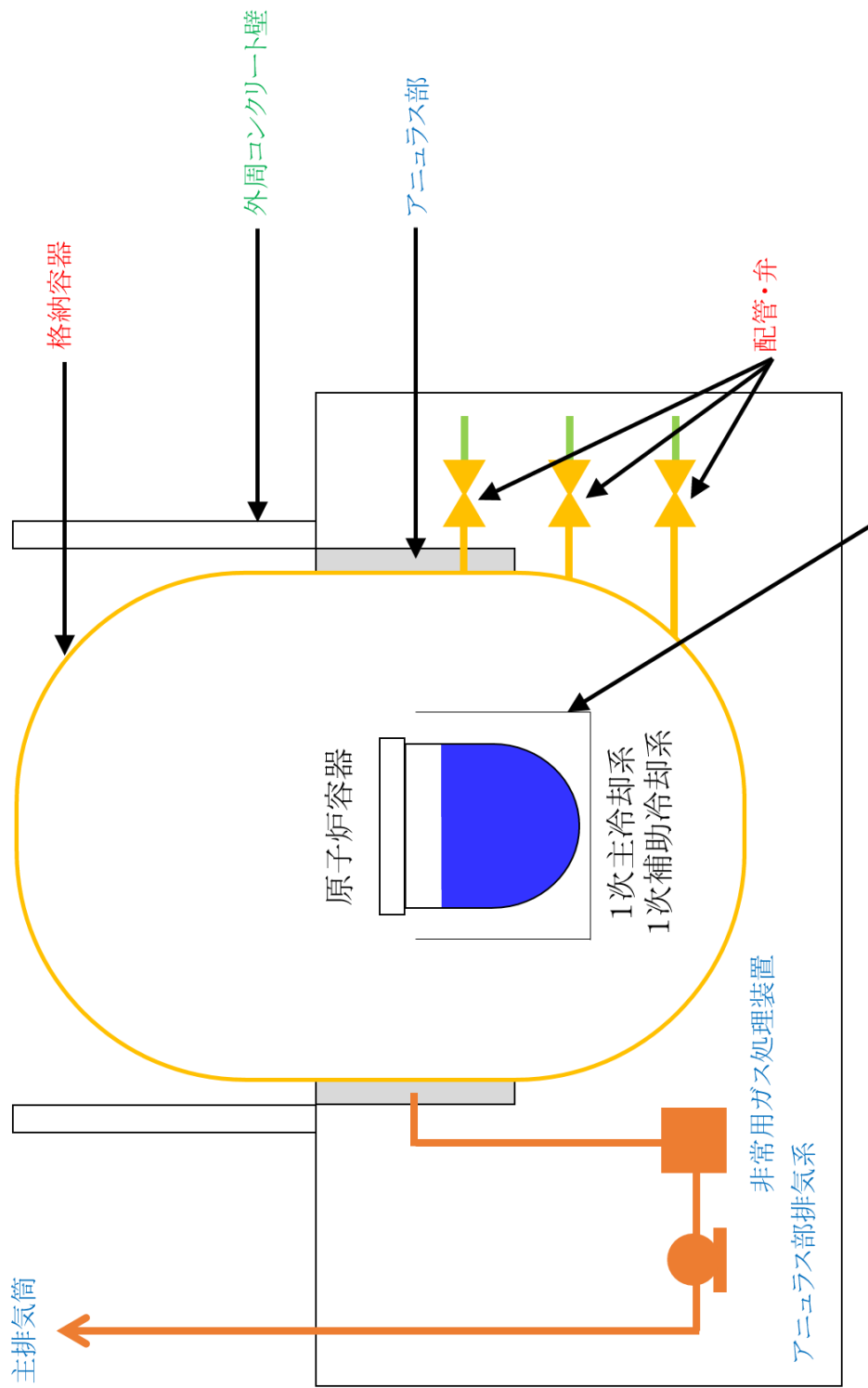


赤字 : 原子炉停止後の除熱機能 (MS-1) に分類する構築物、系統又は機器
 青字 : 原子炉停止後の除熱機能 (MS-1) の関連系※1

※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

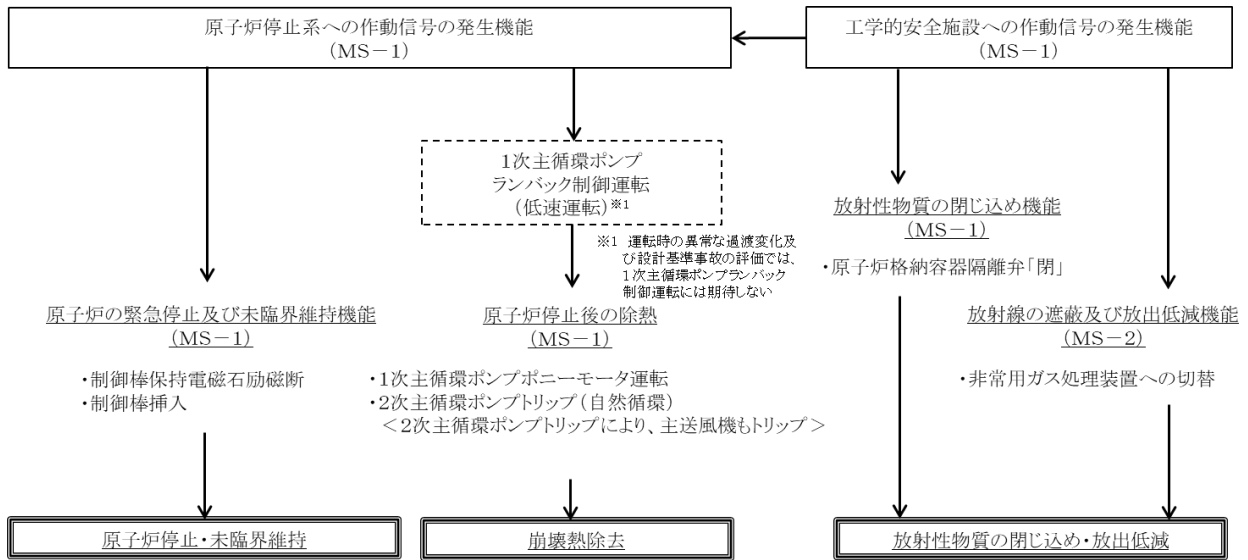


放射線低減効果の大きい遮蔽
(安全容器及び遮へいコンクリート冷却系を含む。)

- 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

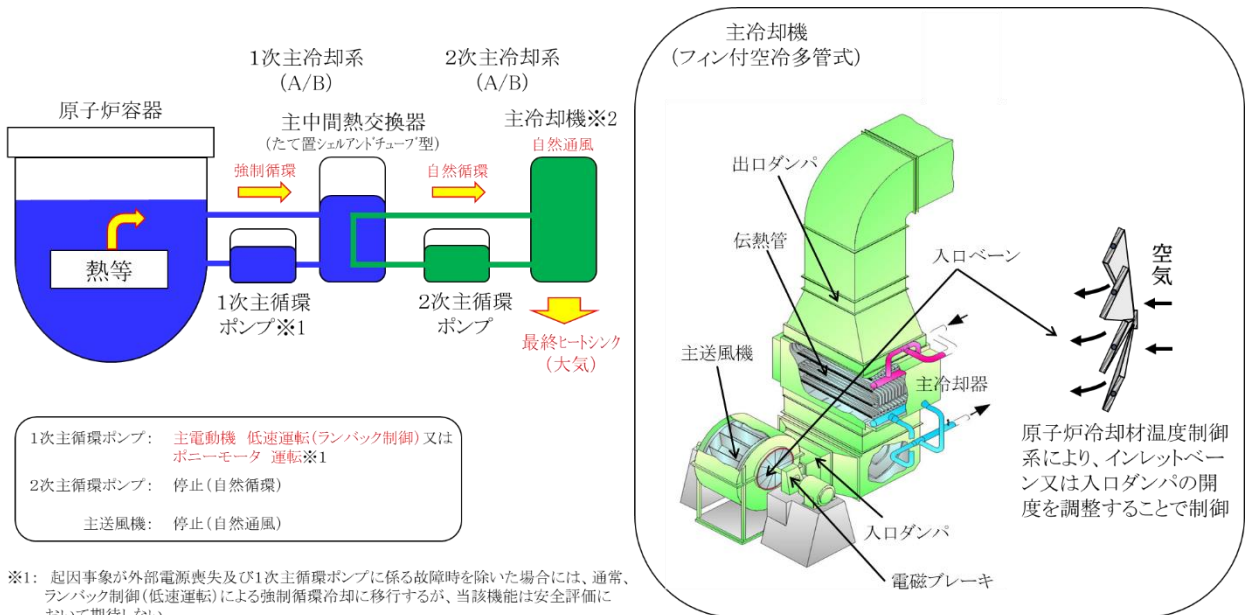
【参考】 原子炉保護系作動時のプラントの基本的な挙動



【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】 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ベーン・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。

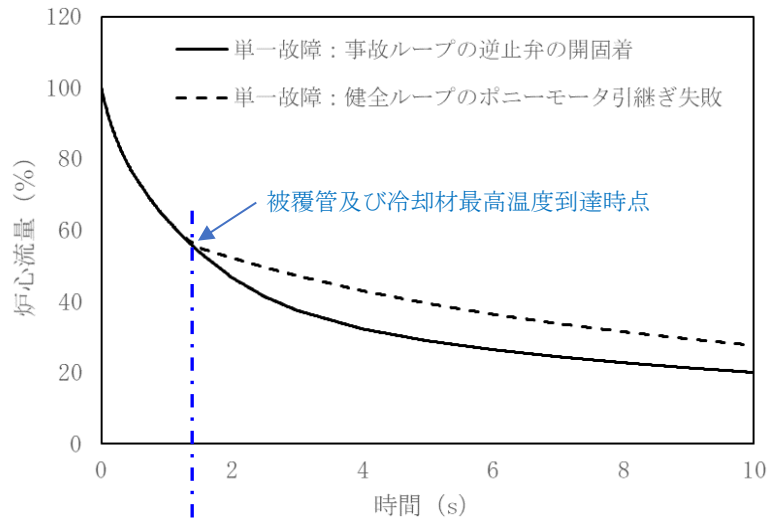
なお、これらの事象に対して単一故障として「1 ループのポニーモータ引継ぎ失敗」を仮定しても、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高温度は変わらない。

「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

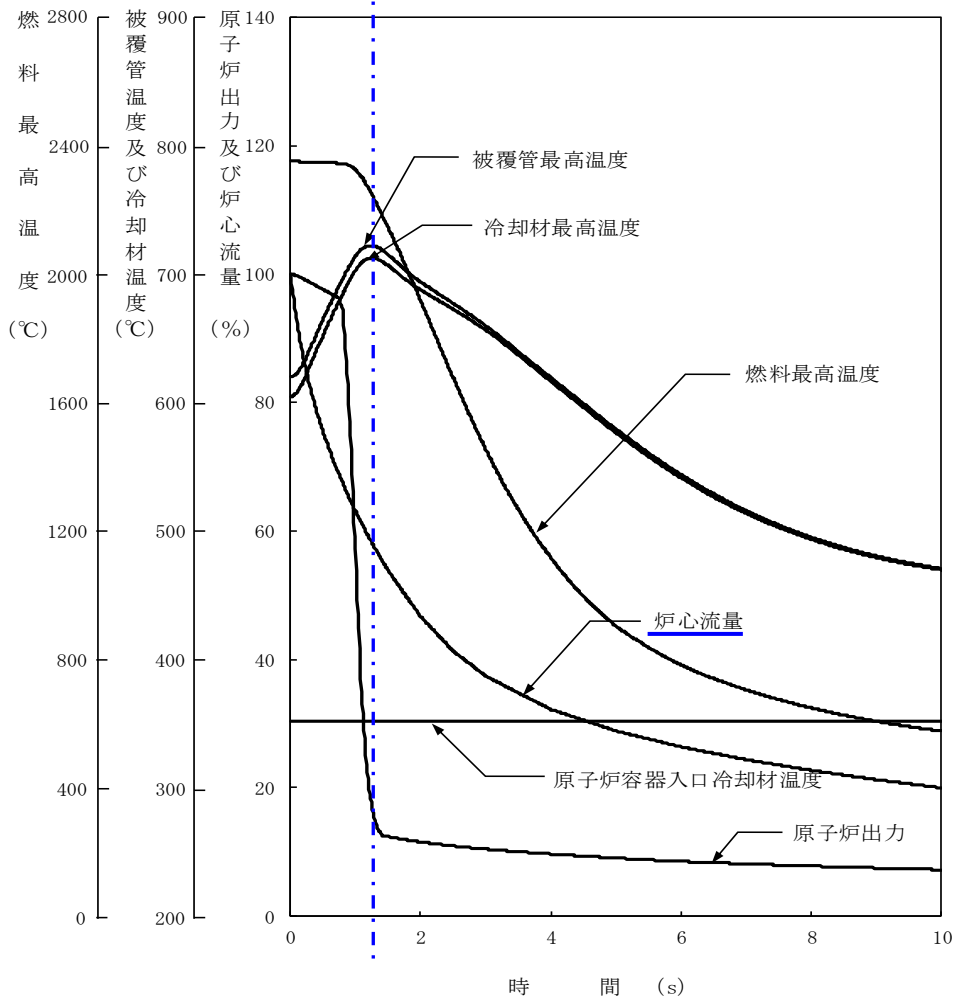
「1次主循環ポンプ軸固着事故」における単一故障として、「事故ループの逆止弁の開固着」又は「健全ループのポニーモータ引継ぎ失敗」を仮定した場合の炉心流量の解析結果を第1図に示す。

「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

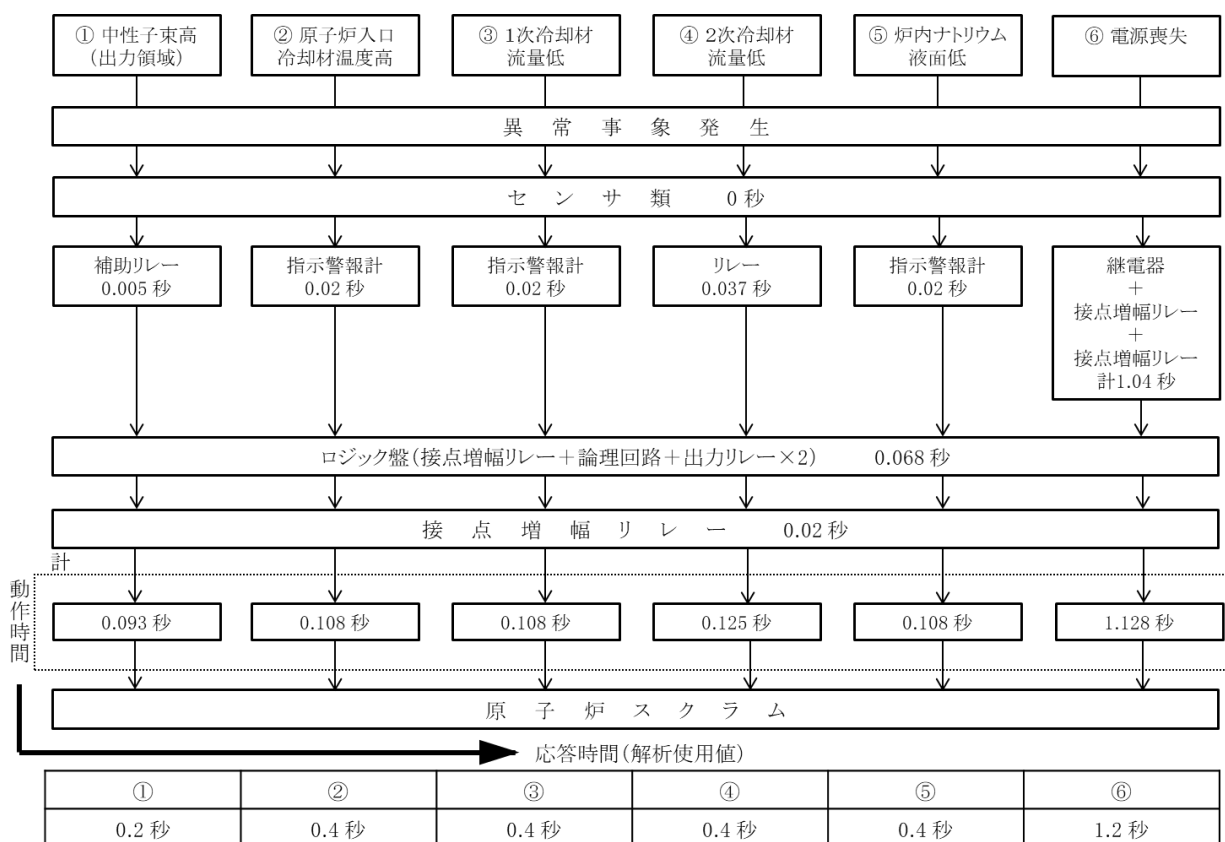
1. 原子炉トリップ設定値

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

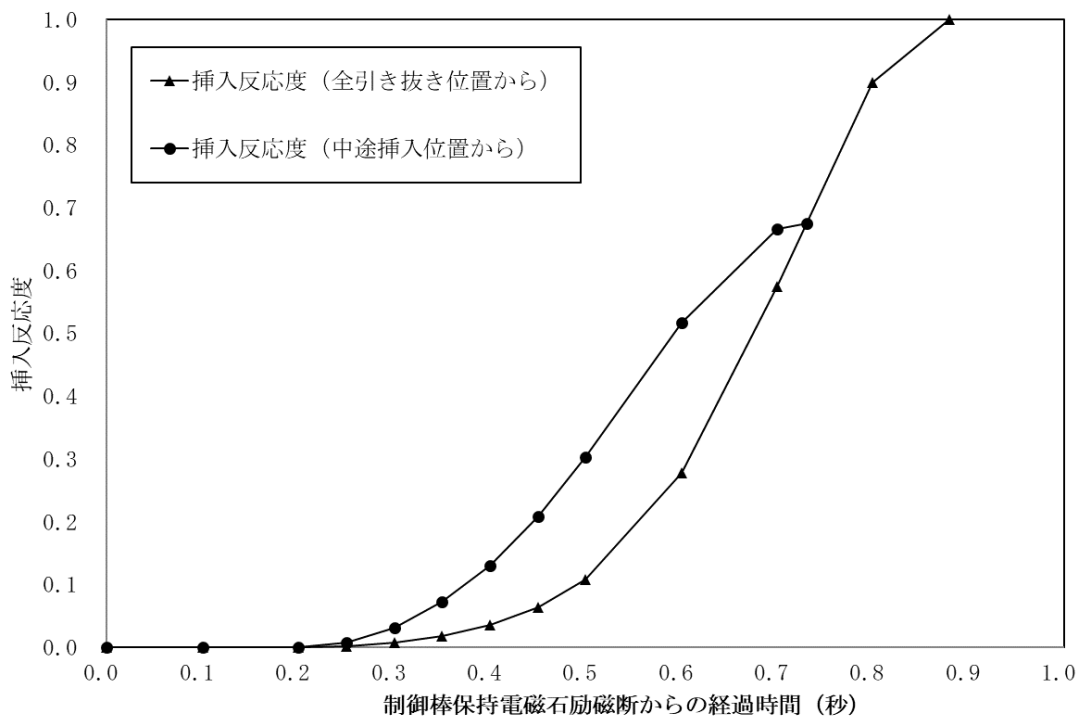
原子炉スクラム信号のうち、「原子炉入口冷却材温度高」については、原子炉保護系の応答時間の他に、温度検出器の保護管の伝熱遅れに起因する応答遅れの測定値（約 10 秒）に余裕を見込んだ 20 秒を用いる。

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)	零 (温度低下なし)	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					
	燃料スラッシング事故					
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)	零 (温度低下なし)	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					
除熱低下	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)	零 (温度低下なし)	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					
冷却材温度低下・出力上昇	主送風機風量瞬時低下事故					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。
	1次冷却材流量増大					
	2次冷却材流量増大					
主送風機風量瞬時低下事故	主送風機風量瞬時低下事故					
	主送風機風量瞬時低下事故					

※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。

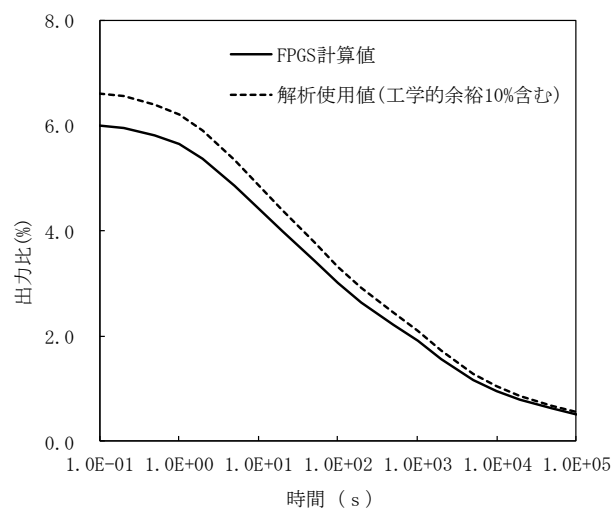
【主な解析条件】

- ・ 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)

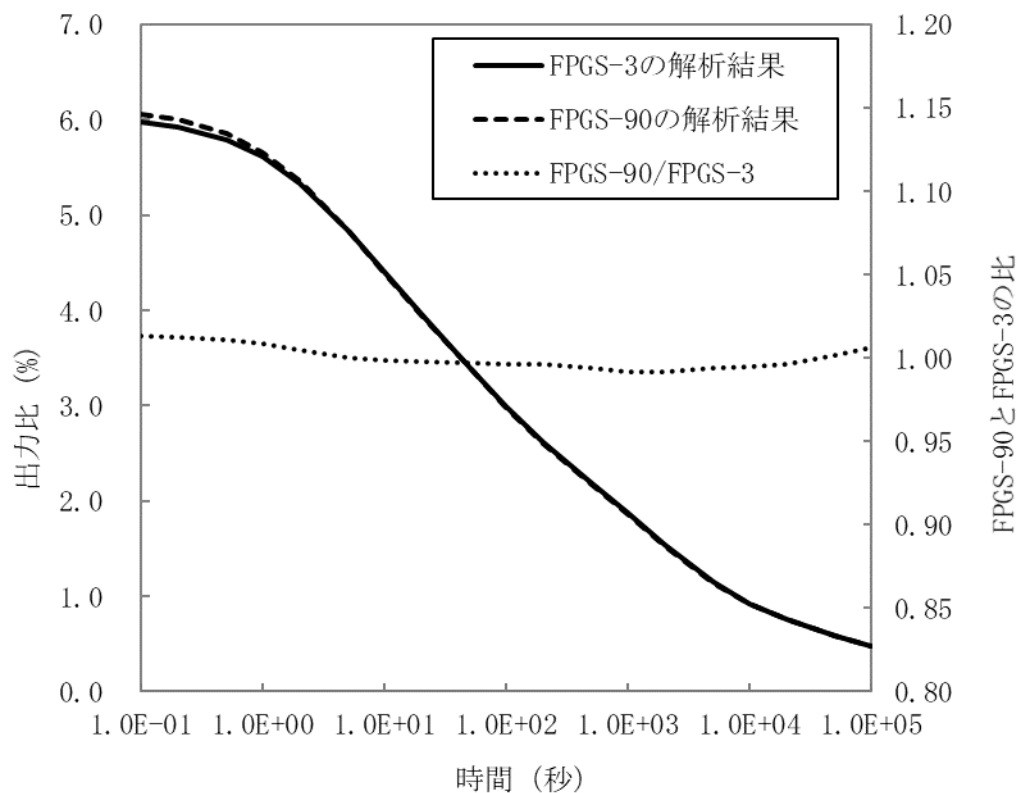
[3]: 日本原子力研究開発機構、「高速増殖原型炉もんじゅの重大事故防止対策の有効性評価に用いる崩壊熱の評価」、JAEA-Technology 2018-003 (2018)

第1表 FPGS-3の核データライブラリ

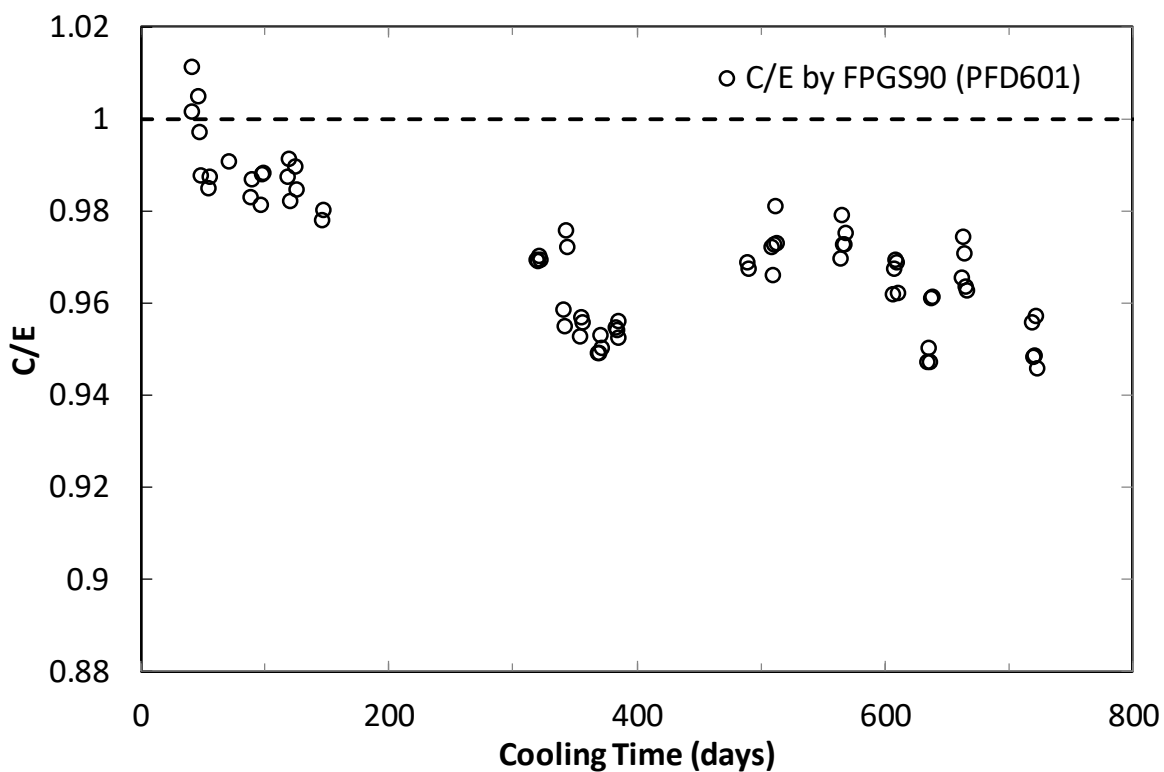
	崩壊熱		
	F P	アクチニド	構造材
反応断面積ライブラリー	ENDF/B-IV	JENDL-1 ENDF/B-V	JENDL-1
燃焼チェーン、分岐比	JNDC-V1.5	ENDF/B-IV	ENDF/B-IV
核分裂収率	JNDC-V1.5	—	—
崩壊形式、分岐比 崩壊定数 崩壊熱データ (崩壊エネルギー)	JNDC-V1.5	ENSDF	ENSDF

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°C及び 620°C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°C（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°C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°C）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

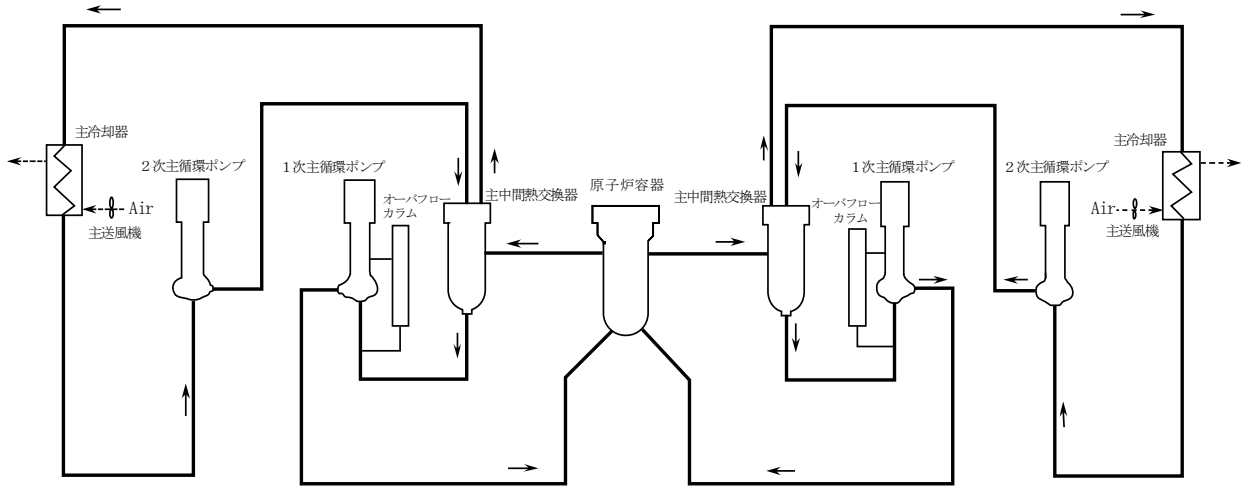
Super-COPDの炉心熱流動解析モデルを第3図(1)及び第3図(2)に示す。

Super-COPDでは、炉心の燃料ペレット、被覆管、冷却材、ラップ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。

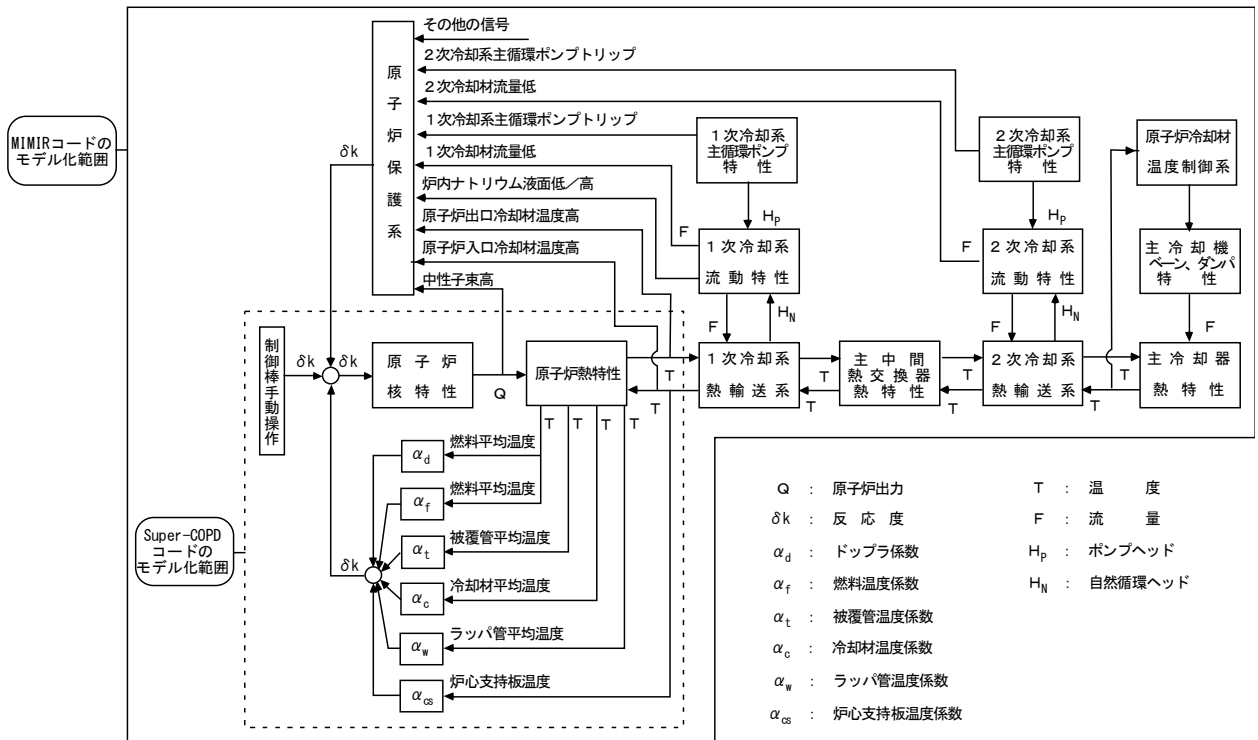
また、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高温度を評価するためのホットテストチャンネルを設定する(第3図(2)参照)。ホットテストチャンネルでは、最高温度が実際よりも厳しく評価されるよう、線出力及び冷却材流量を設定する。ホットテストチャンネルの燃料ペレットの径方向組成は、MK-IV炉心における燃料ペレットの組織変化の状況に対応させ、中心空孔、柱状晶領域、等軸晶領域、未変化領域の4領域でモデル化する。なお、原子炉熱出力が140MWであるMK-III炉心を経験した燃料は、MK-IV炉心と比較して組織変化が大きくなり、同一線出力における燃料温度の上昇は小さくなることから、MK-IV炉心における燃料の組織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

(2) MIMIR

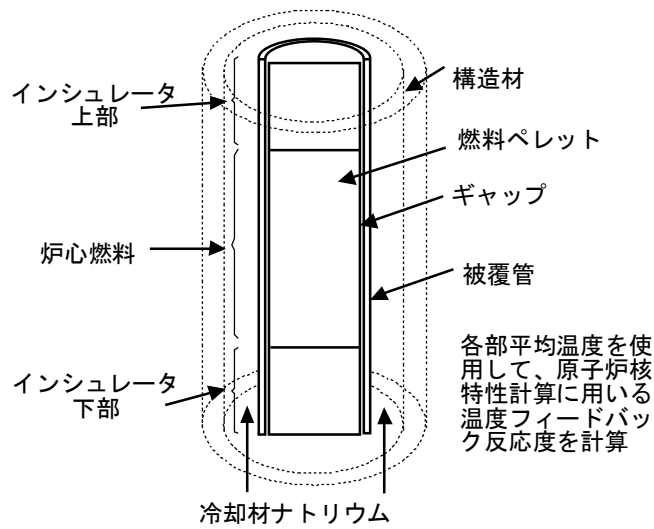
MIMIRでは、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系における伝熱流動解析を行うため、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系の主要な機器、原子炉保護系及び関連するインタロックをモデルに反映している(第2図参照)。



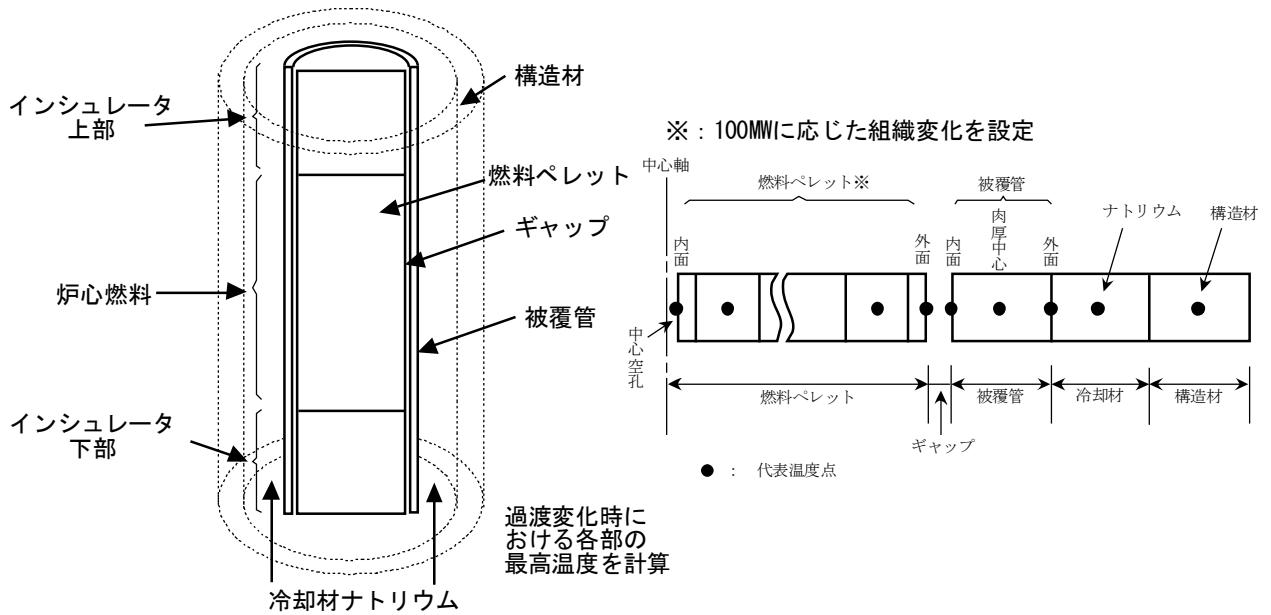
第1図 原子炉冷却系系統概略図



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態で、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。

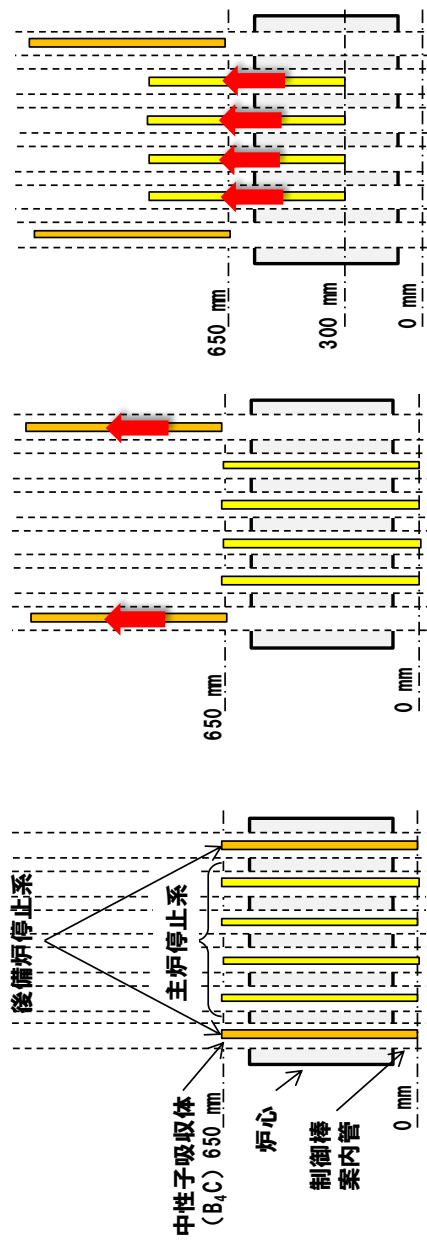
本事象は、原子炉起動時の異常を想定している。以下に原子炉起動時の制御棒操作を示し、各ステップにおける制御棒位置を第1図に示す。

- 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。

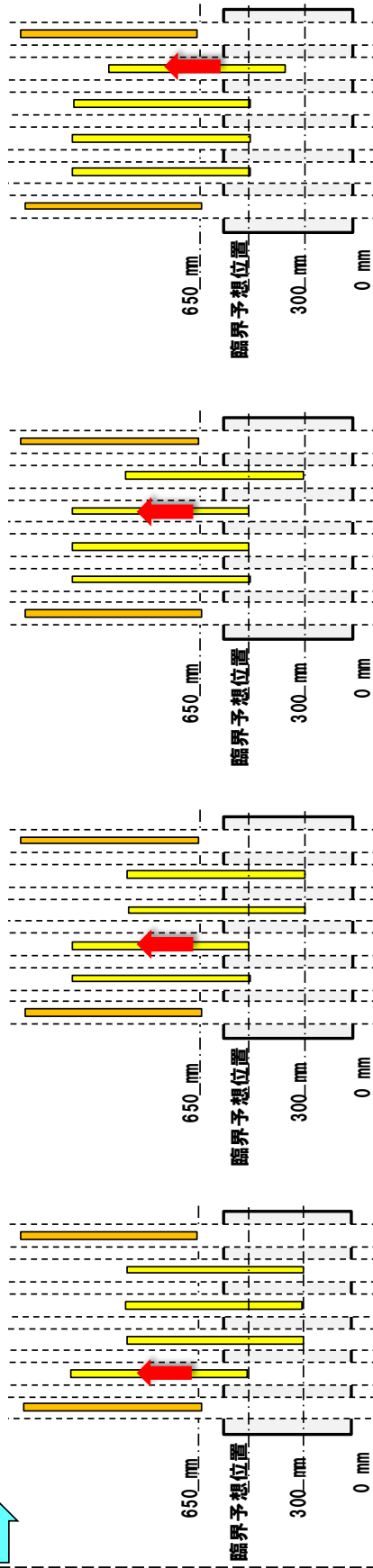


③

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¢/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 $5\phi/s$ （申請書記載の条件）、 $3\phi/s$ 、 $1\phi/s$ 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 $5\phi/s$ 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、反応度添加率が高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 $5\phi/s$ 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 $2,440^{\circ}\text{C}$ 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($^{\circ}\text{C}$)		
		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。

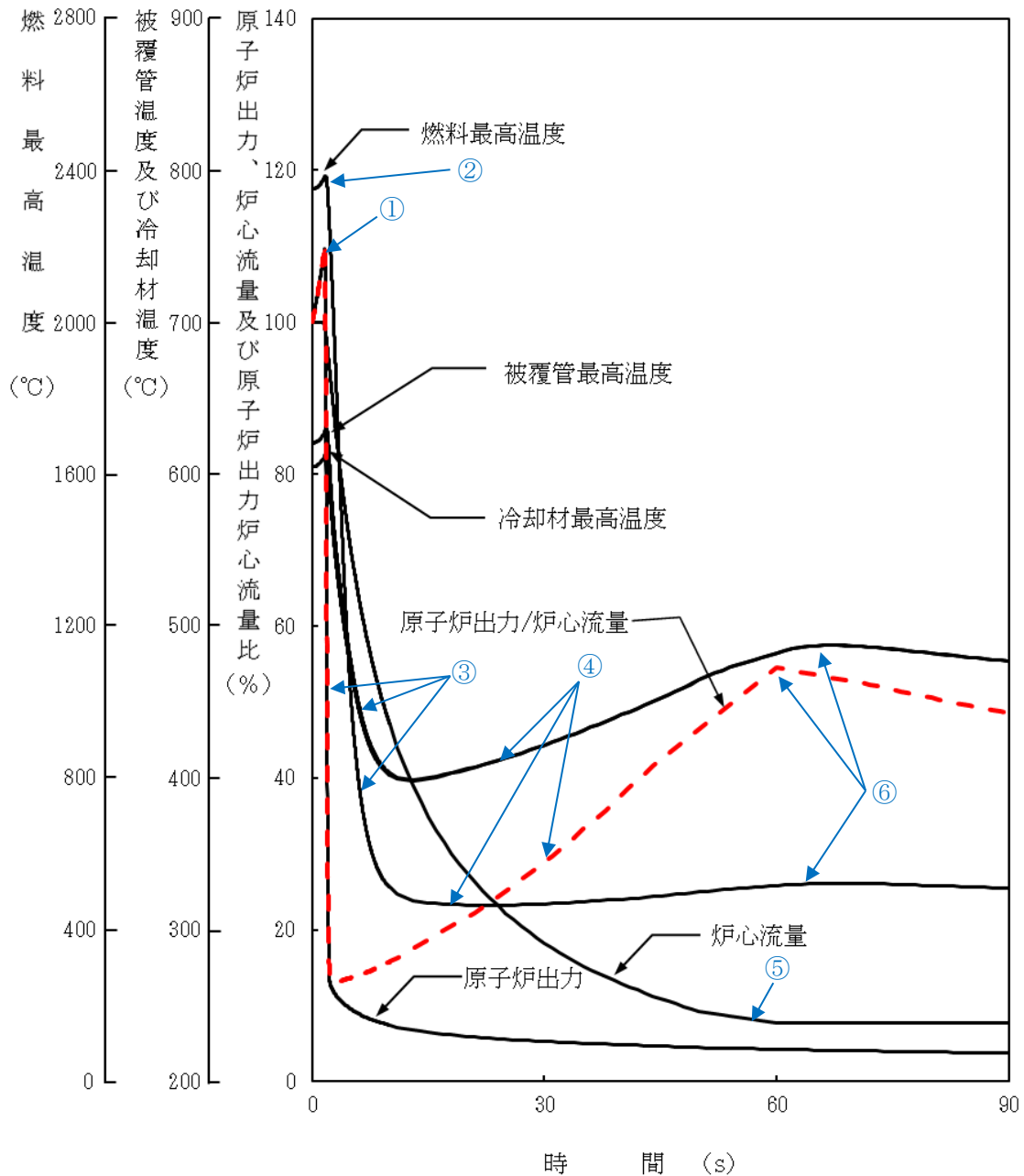
なお、上記推移は、原子炉の自動停止が生じる他の事象においても同様である。

- ・ 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

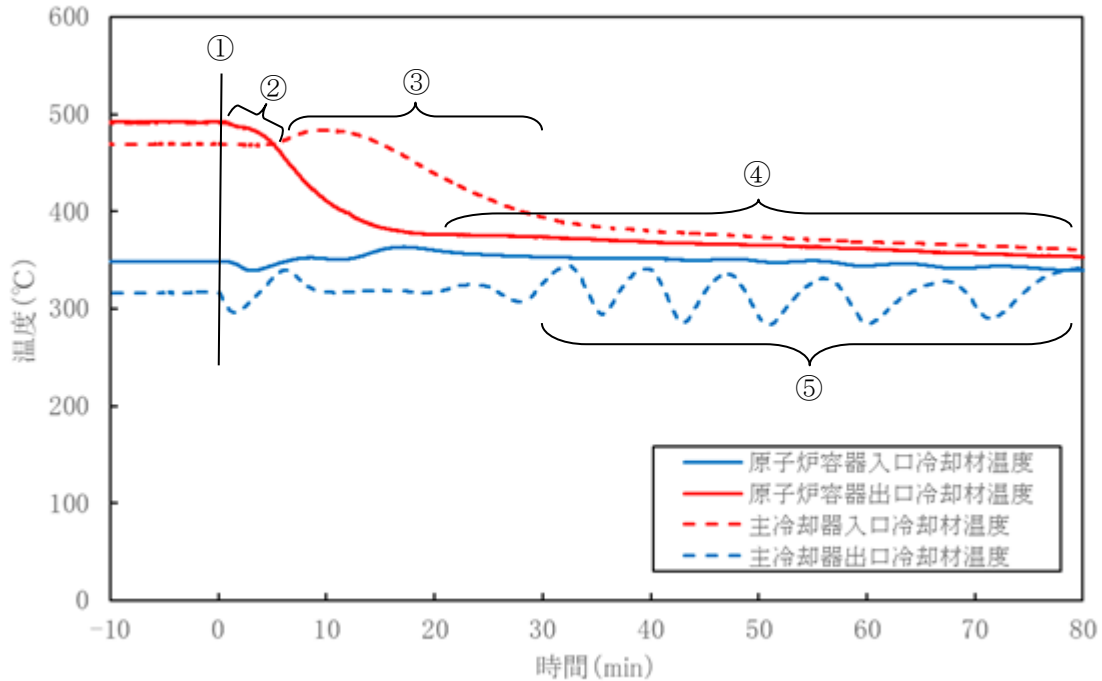
- ① 1次主循環ポンプの停止により炉心流量の減少（コーストダウン）開始
- ② 制御棒の切離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ③ 原子炉自動停止直後は、原子炉出力/炉心流量比が低下するため、各部の温度は低下
- ④ 炉心流量の継続的な減少により、原子炉出力/炉心流量比が増大するため、各部の温度は上昇
- ⑤ 2ループのポニーモータによる低速運転への引き継ぎ
- ⑥ ポニーモータによる低速運転へ引き継がれ炉心流量は一定流量が確保され、一方、原子炉出力は継続して低下し、原子炉出力/炉心流量比が低下に転じるため、各部の温度は低下し、2次ピークが生じる。



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。

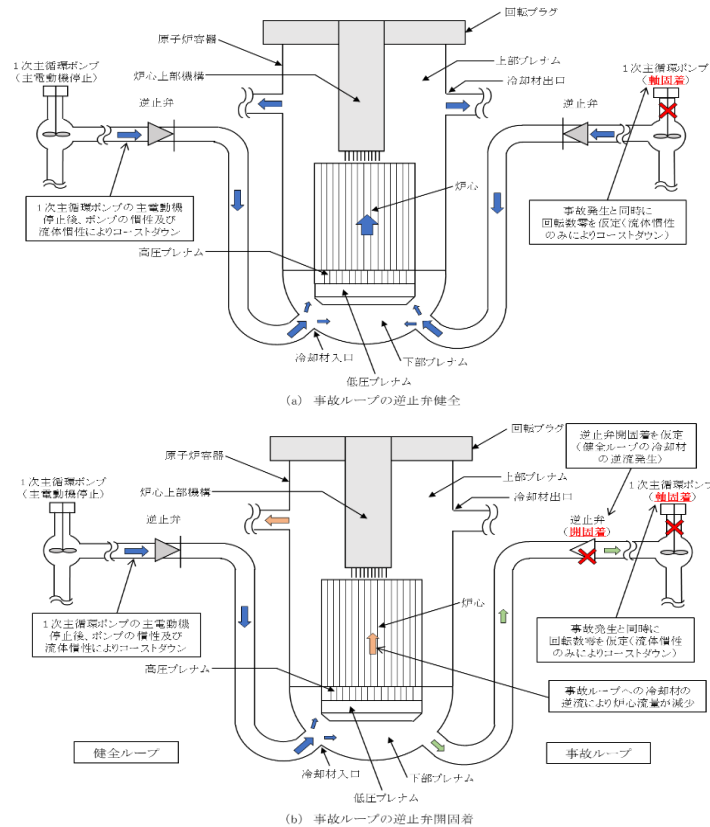
(v) 主冷却器出口冷却材温度の振動 (参考図 1 : ⑤)

- ・ 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。

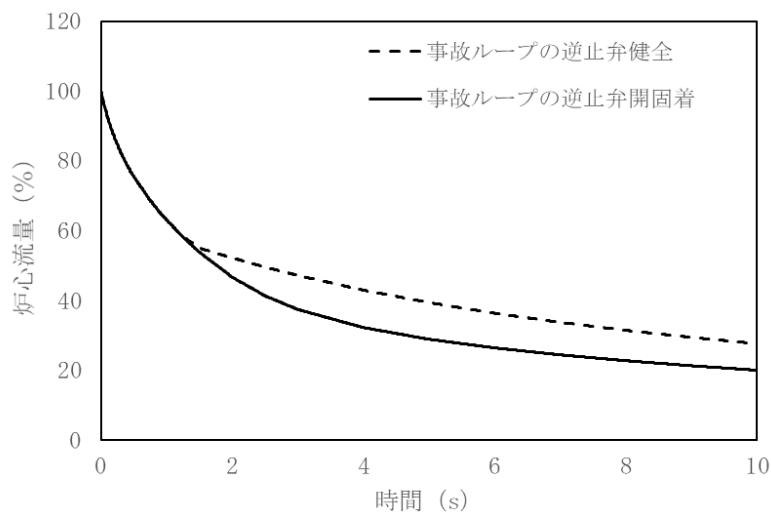
※： 上記の推移を経て、2 次主循環ポンプの起動条件が整った後、2 次主循環ポンプを起動し、主冷却機の自然通風除熱により、系統降温を行う。

「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

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

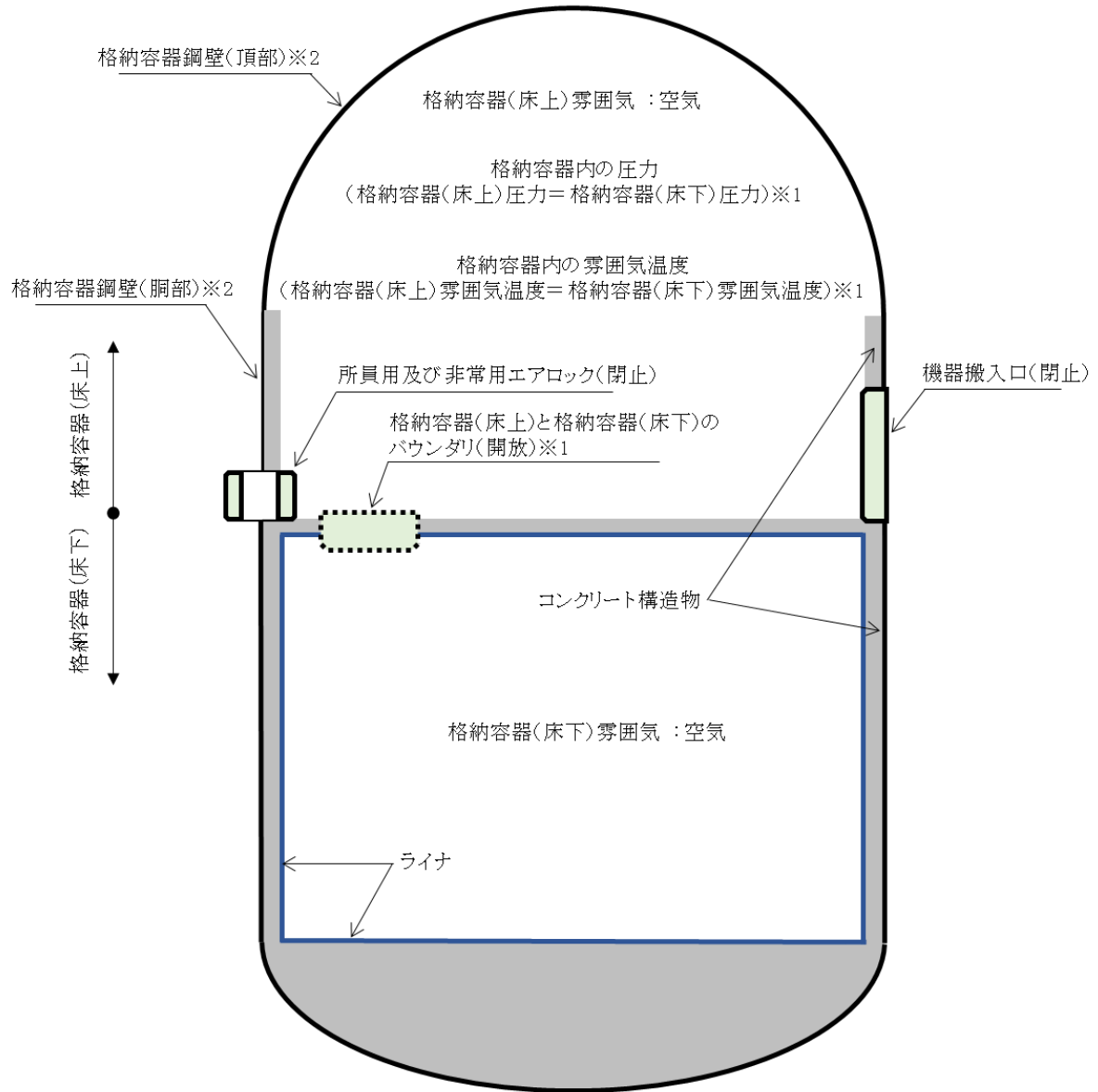
「1次冷却材漏えい事故」の漏えいナトリウムによる熱的影響の解析では、二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器（床下）を空気雰囲気中に置換した状態で二重壁外に漏えいすることを想定する。本解析の主な解析条件等を以下に示す。

- (1) 本解析における解析体系は、格納容器（床下）を空気雰囲気中に置換し、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 200m^2 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 70m^2 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 17m^3 ^{※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 86m^3 ^{※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°C における体積

【評価対象】

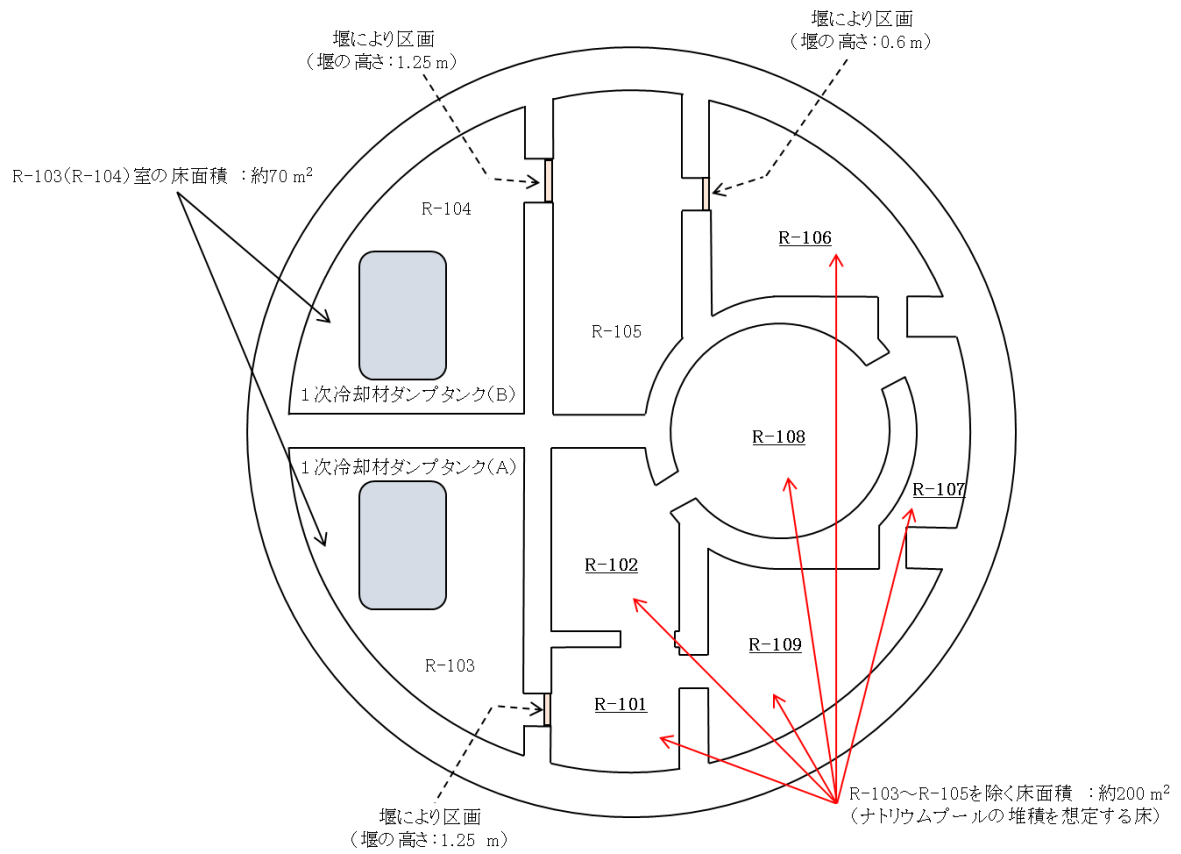
- ① 格納容器鋼壁温度：格納容器鋼壁(頂部)の温度
- ② 格納容器内の圧力：格納容器内の雰囲気全体の圧力



※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。

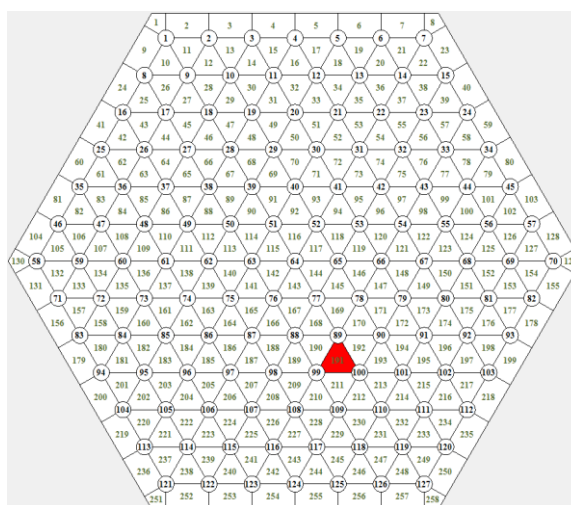
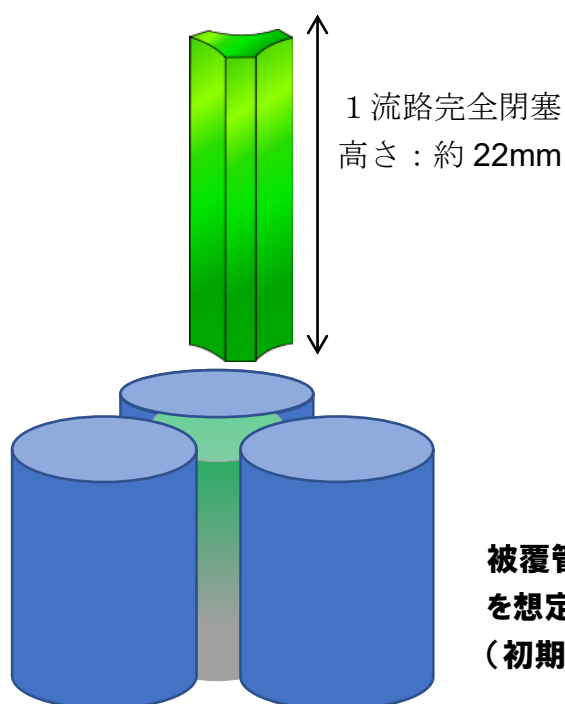
(4) 閉塞サブチャンネル数

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.

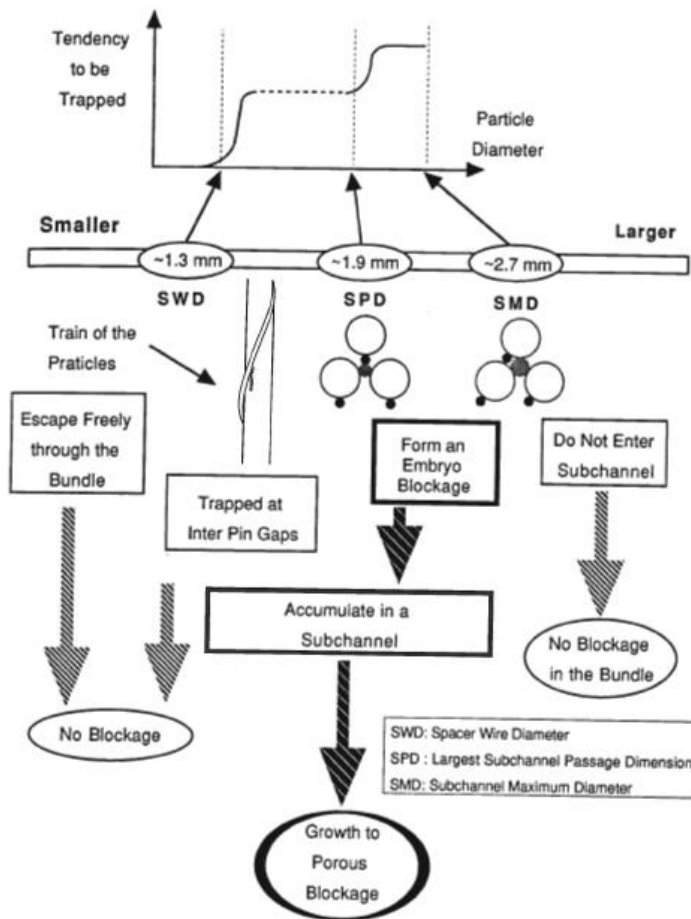
[2] 黒木修二, 高速増殖炉における燃料局所閉塞規模の研究, 三菱原子力技報 No.61 p.16-19, 1992

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)**

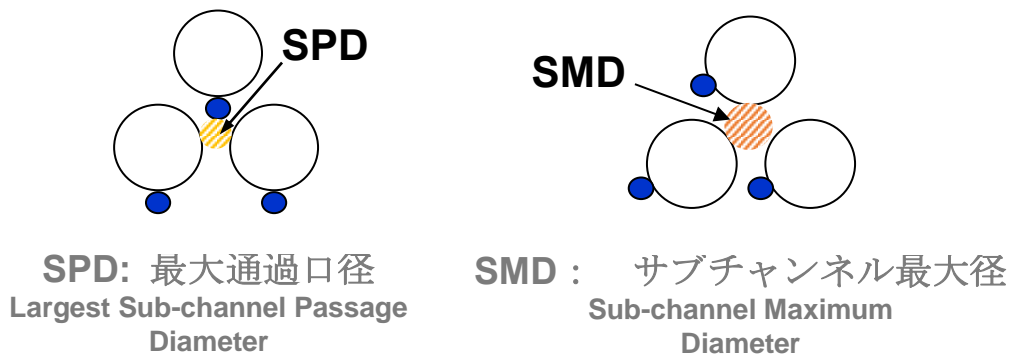
第 1 図 冷却材流路閉塞の想定



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

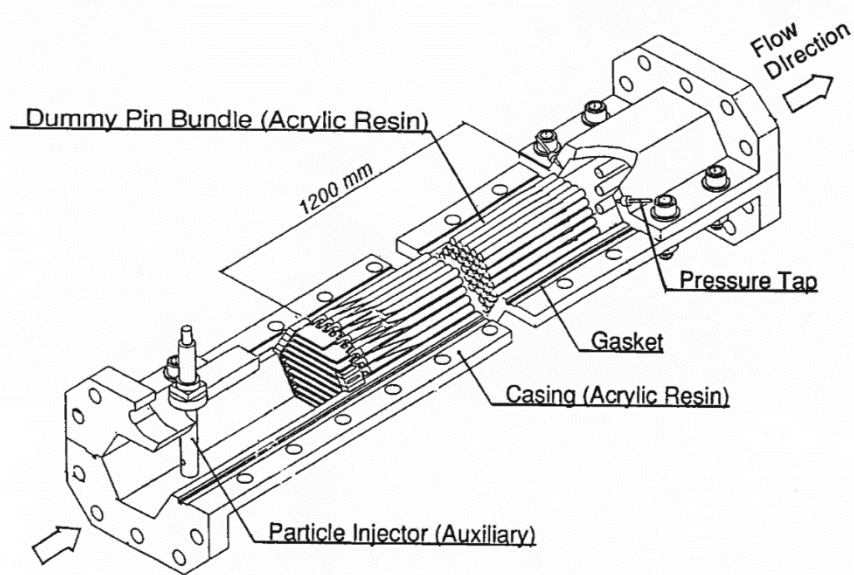


Fig. 3. Perspective View of the Visible Bundle

試験体構造図

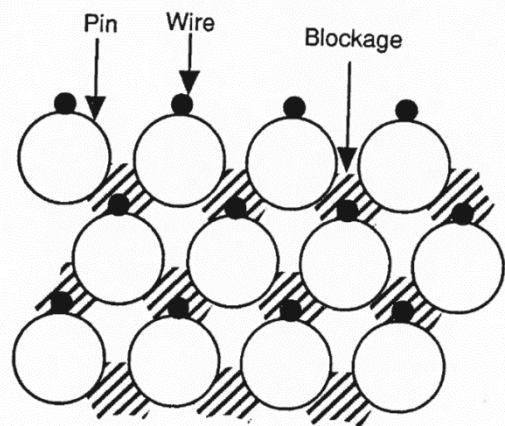
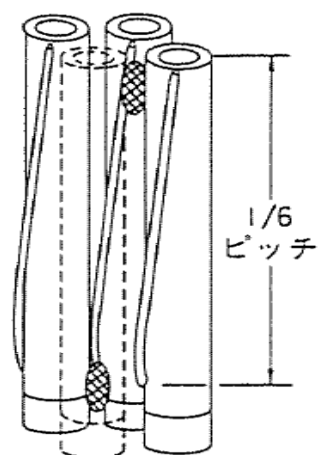
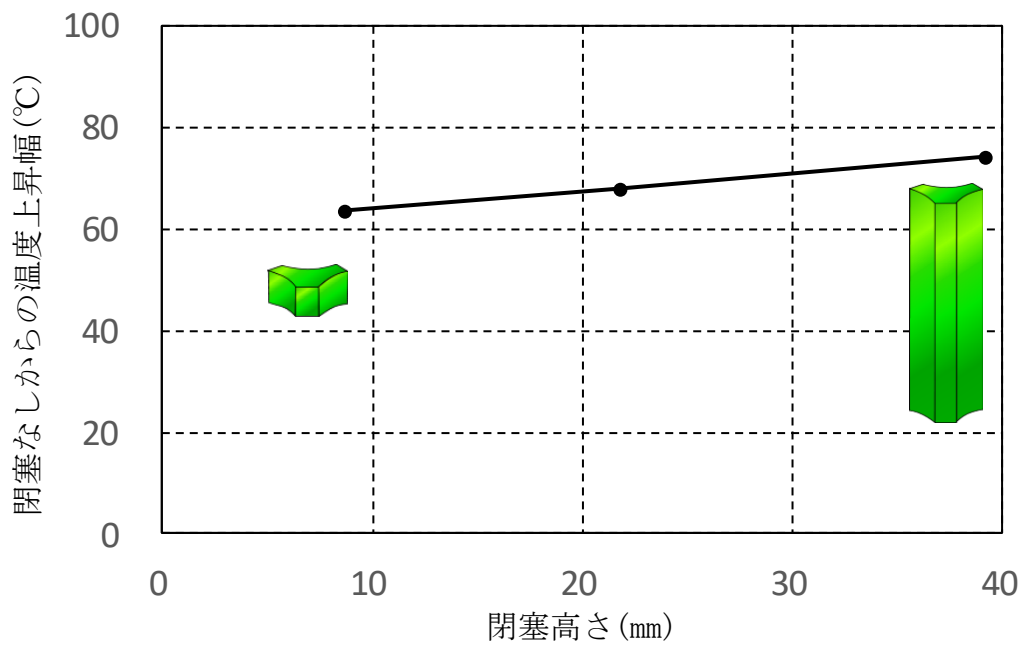


Fig. 7. Every-Other-Subchannel Type Blockage Pattern

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



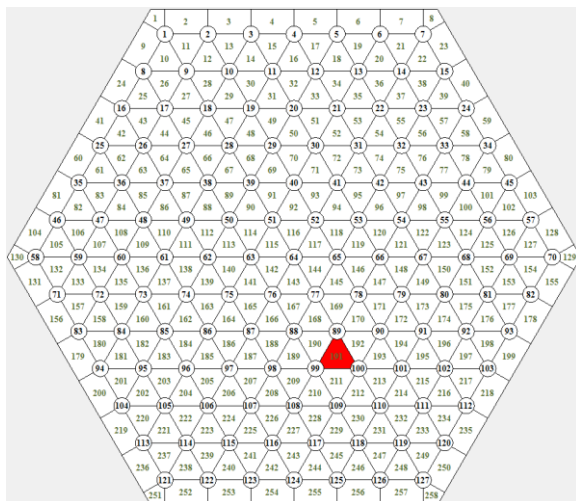
閉塞高さ	被覆管肉厚中心最高温度 [°C]	熱設計基準値 [°C]	集合体出口冷却材温度の上昇幅 ^{※1} [°C]
閉塞なし	620	840	—
約 9mm	684		0.04
約 22mm	688		0.04
約 39mm	694		0.05

※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

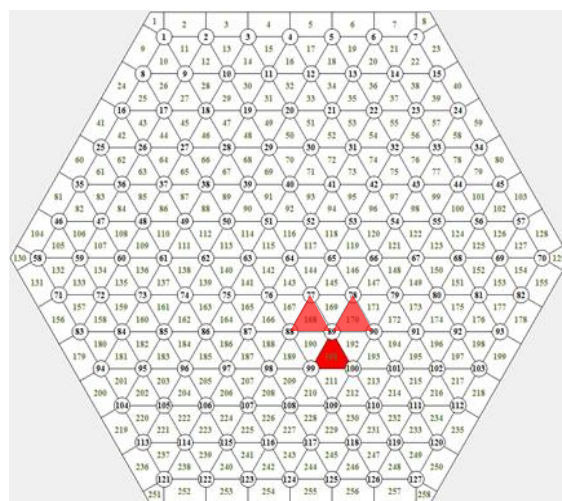
第 4 図 冷却材流路閉塞高さの感度解析結果

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)



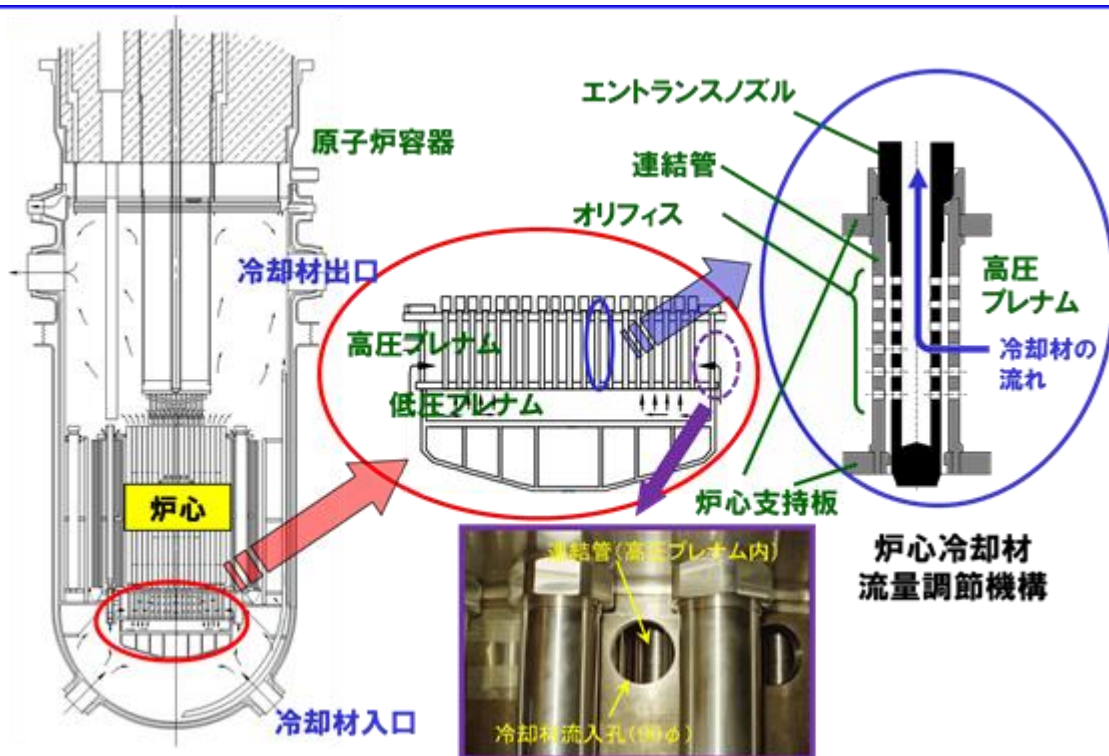
3 サブチャンネル閉塞 (赤色部閉塞)

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 (φ 65mm (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

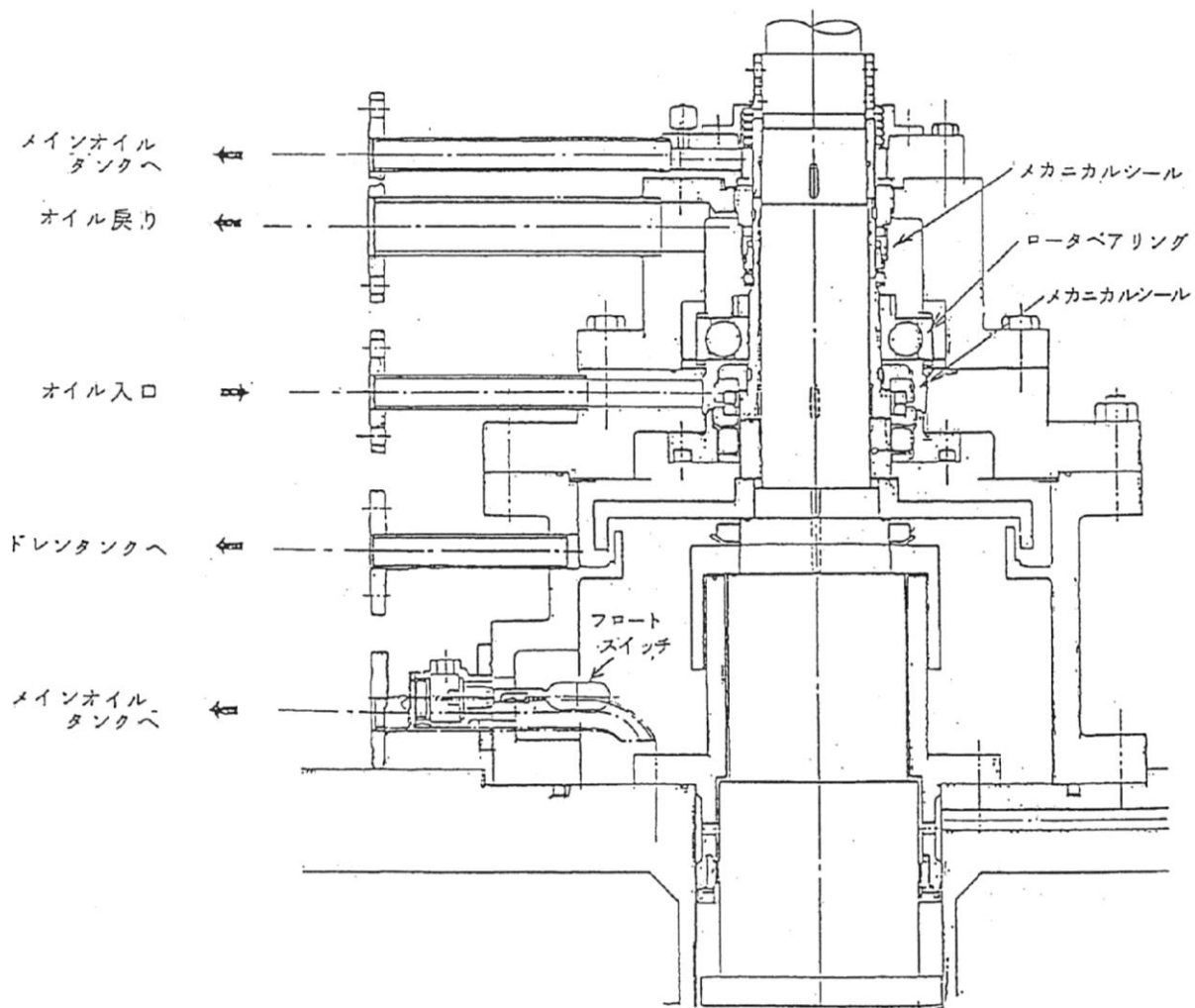
ナトリウム冷却型高速炉の冷却系においては、過去に PFR 炉、BOR-60 炉、FERMI 炉で 1 次主循環ポンプの潤滑油が混入した事例がある。「常陽」では、これらの事例を反映し、原子炉冷却系への潤滑油の混入を防止する設計としていることから、潤滑油に起因する閉塞物を想定していない。以下に、当該防止設計を説明する。

「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。

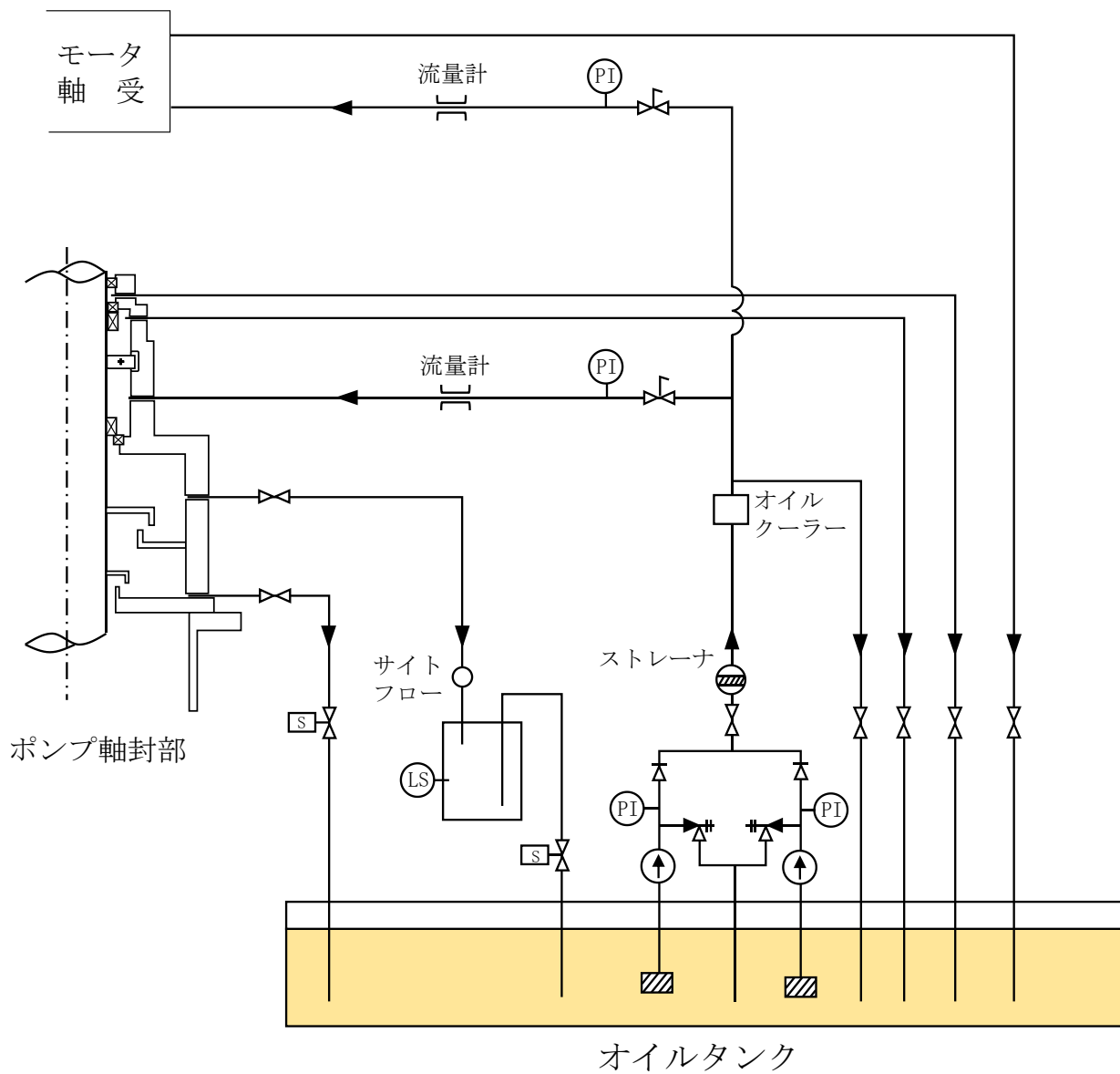
メカニカルシール部からの潤滑油の漏えい量は、適切な保全と潤滑油の管理により低く抑制されている（数ℓ/月）。

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

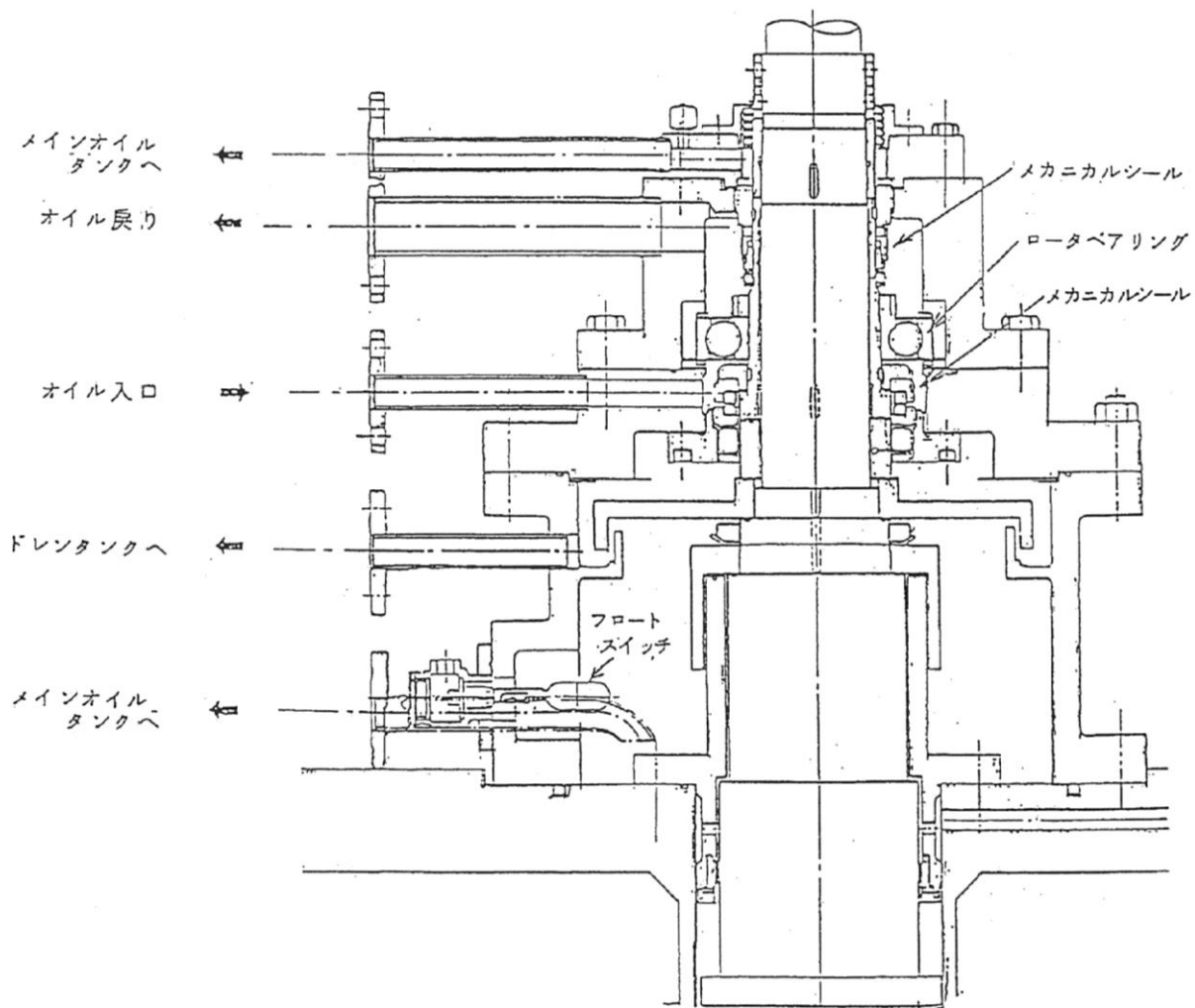
添付書類 10 の安全評価における「冷却材流路閉塞事故」の評価では、燃料集合体内の 1 次冷却材の流路が局部的に閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出される事象を想定している。

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。

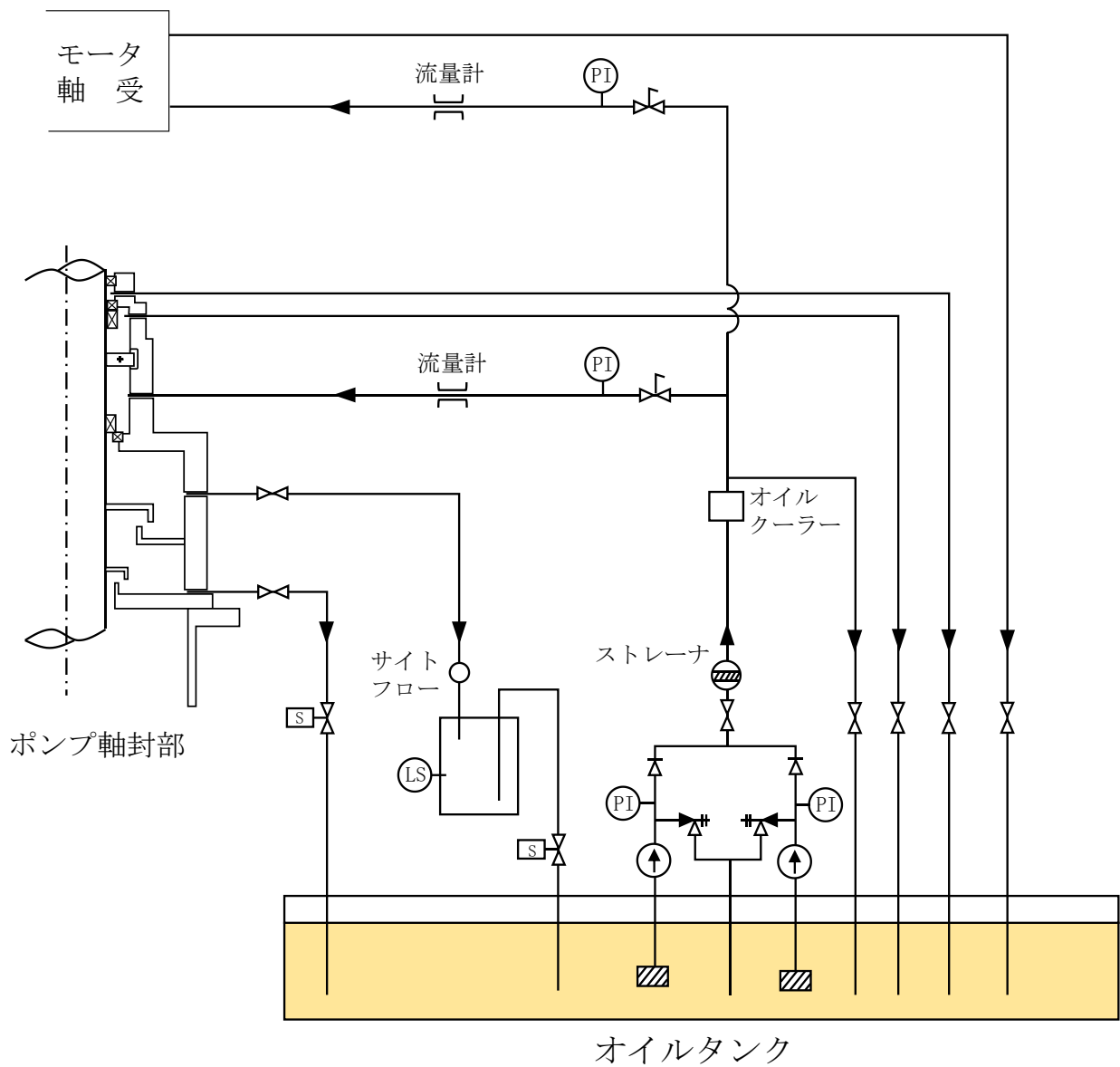
一方、核分裂生成ガスジェットによる機械的影響については、既往研究において、径方向の共振による変形に関する検討が実施^{[1], [2]}されており、「常陽」の燃料仕様においては、燃料要素の変形は起きない評価結果が得られている。

[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)



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

「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]。

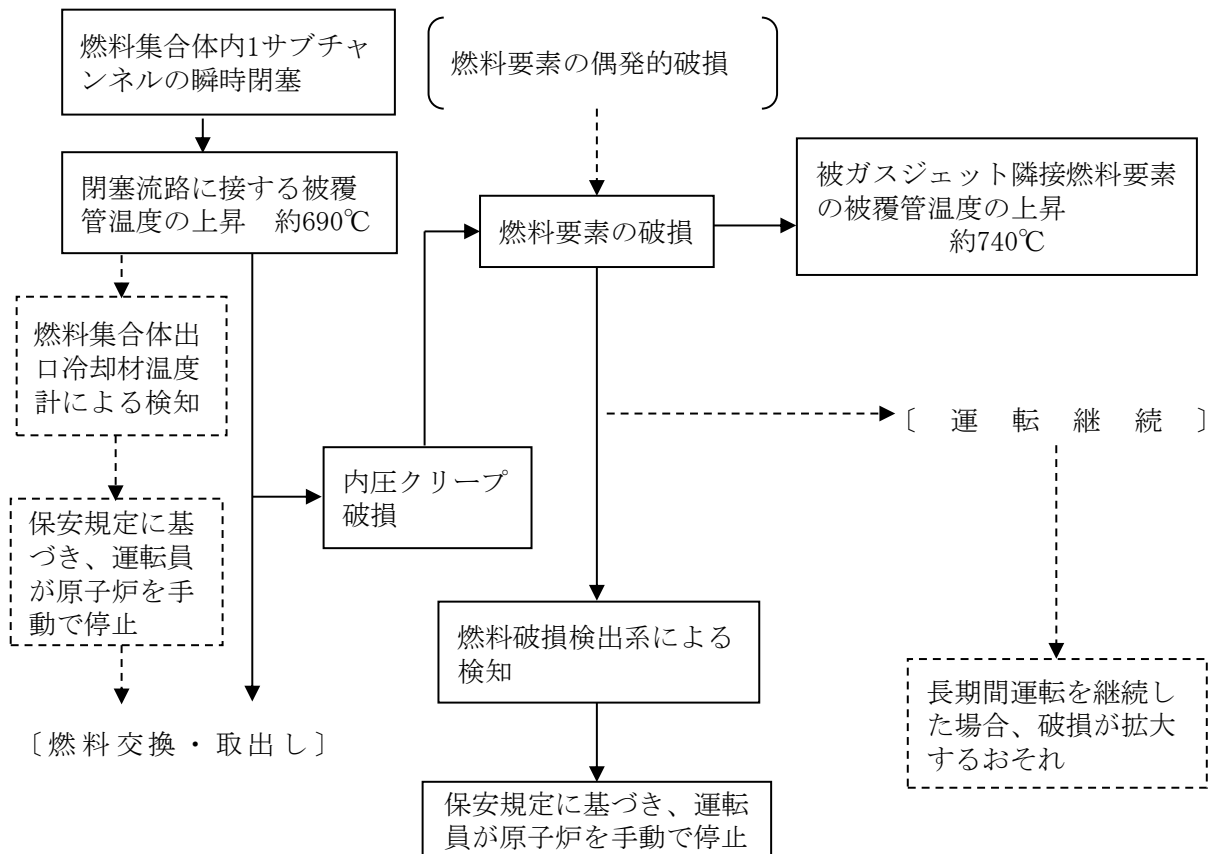
当該事例は、高速炉用燃料要素の破損後挙動の一般的な傾向を示しており、「常陽」において、一部の燃料要素に破損が生じた後、ある程度長期にわたってその集合体を継続使用した場合に、隣接する燃料要素への破損伝播が生じる可能性は極めて小さいと考えられる。

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

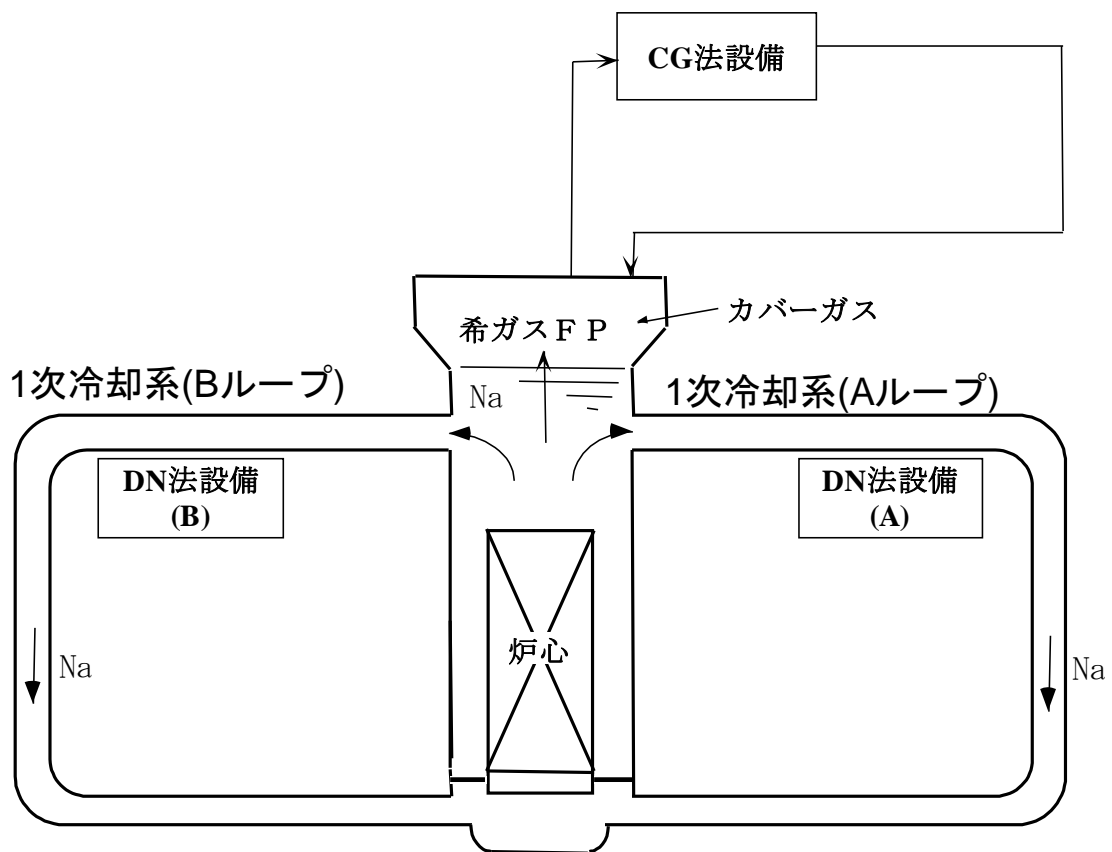
「常陽」でこれまでに実施した燃料破損検出技術の実証試験結果から、遅発中性子先行核の輸送時間遅れは約1分であり、燃料破損発生約1分後には、燃料破損を検知し、中央制御室に警報を発することが可能である。

(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

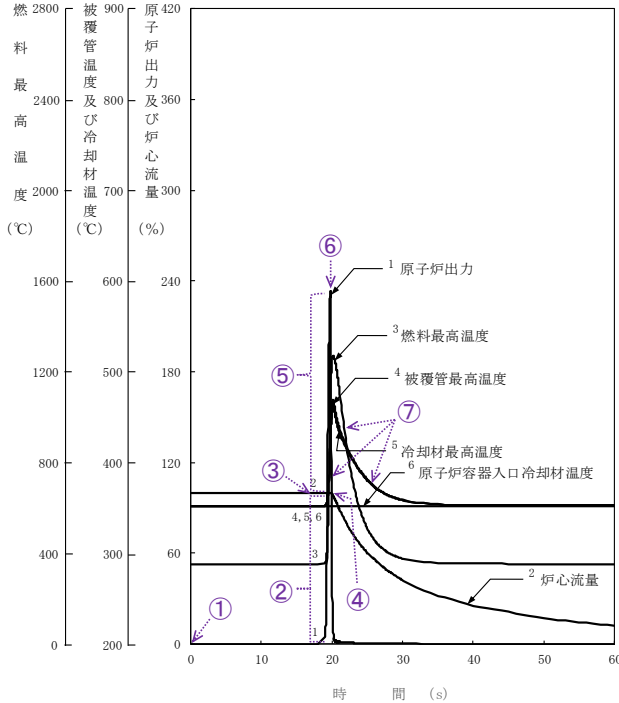
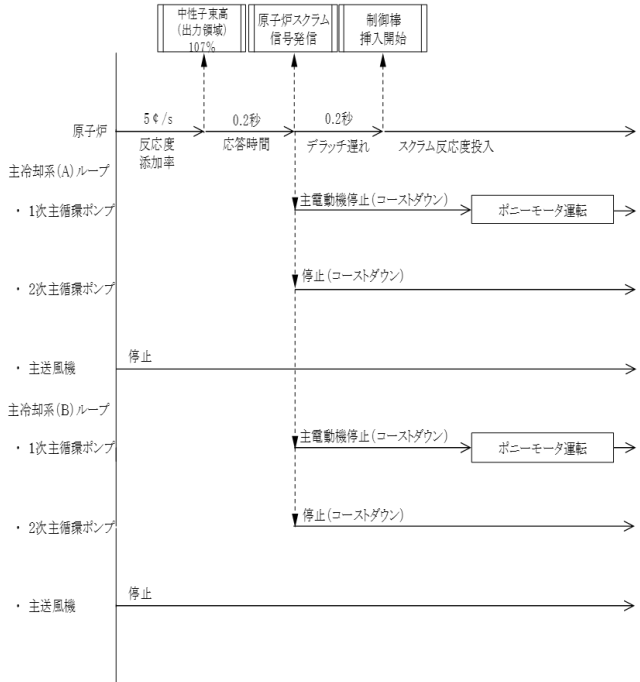
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における
事象推移等の整理

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

・主な解析結果

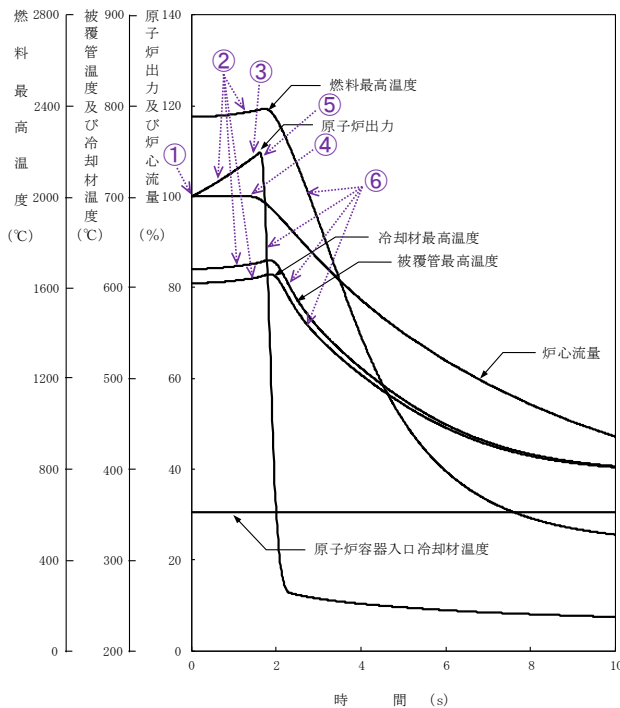
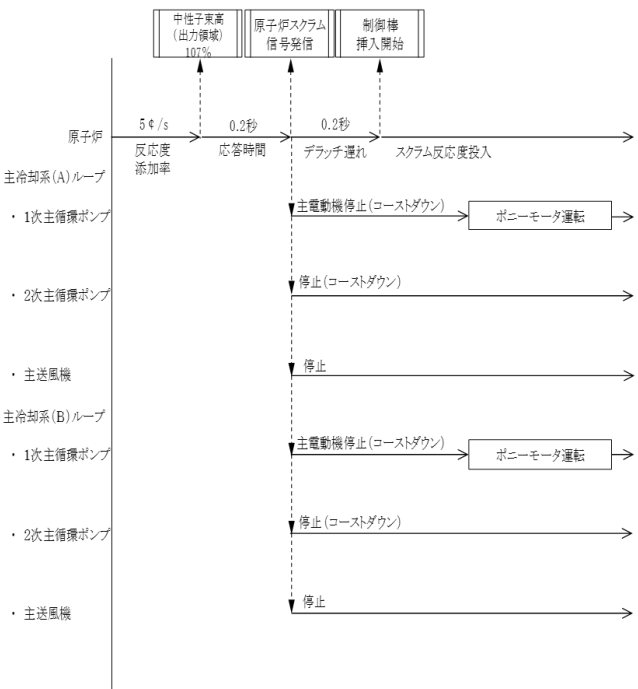
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約1,270 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約470 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約470 °C	910 °C

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 ϕ/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 ϕ/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(コールドダウン)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

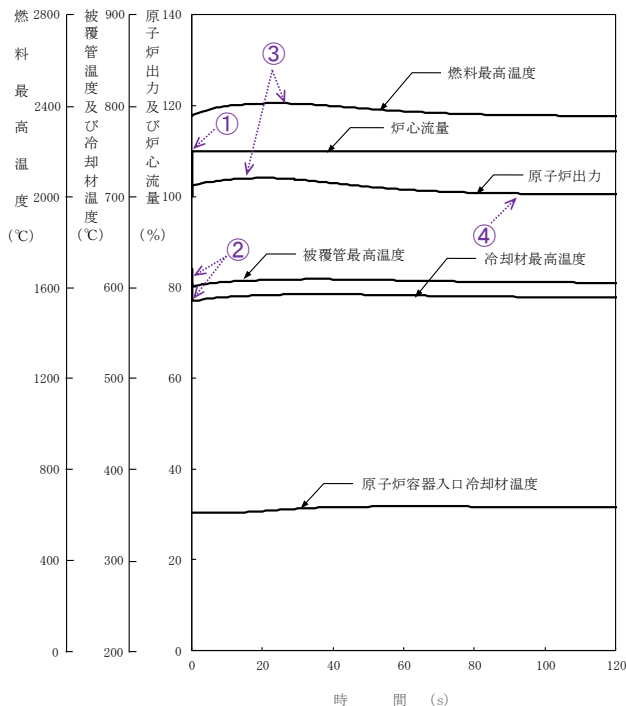
1次冷却材流量増大

・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	$-1.1 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 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	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

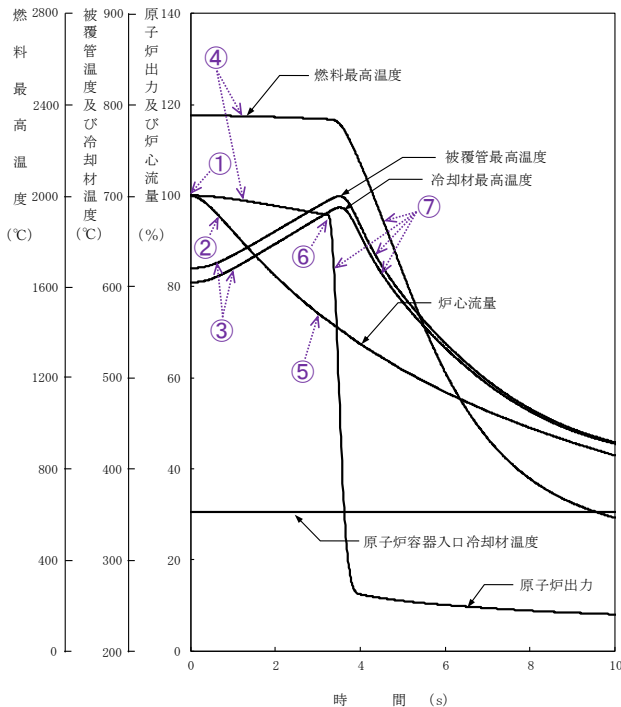
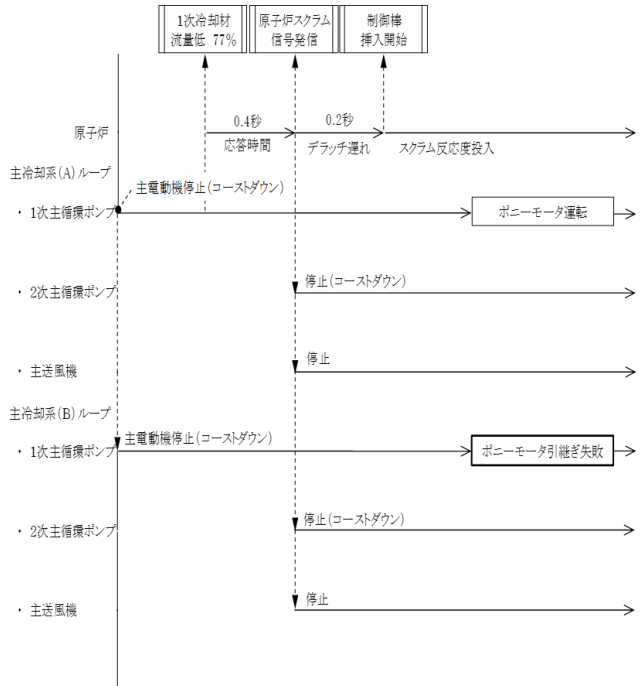
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,410 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	初期値を超えない	840 °C
冷却材最高温度:	初期値を超えない	910 °C

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

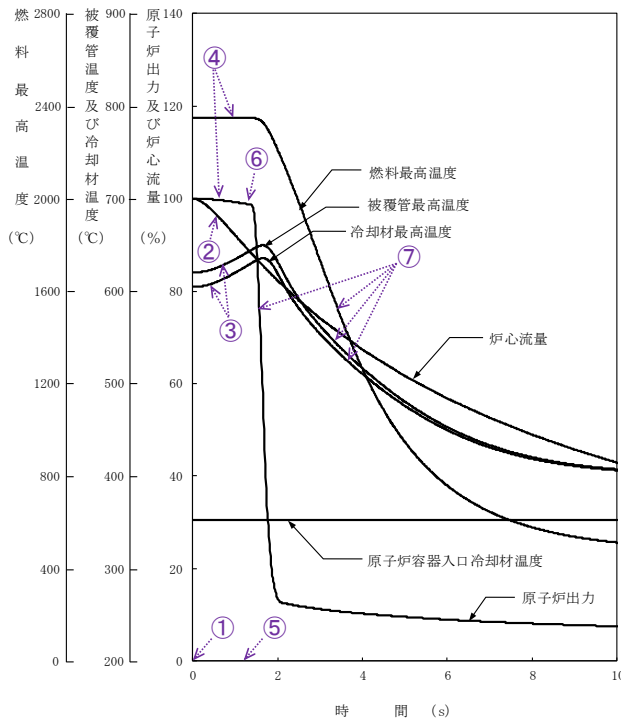
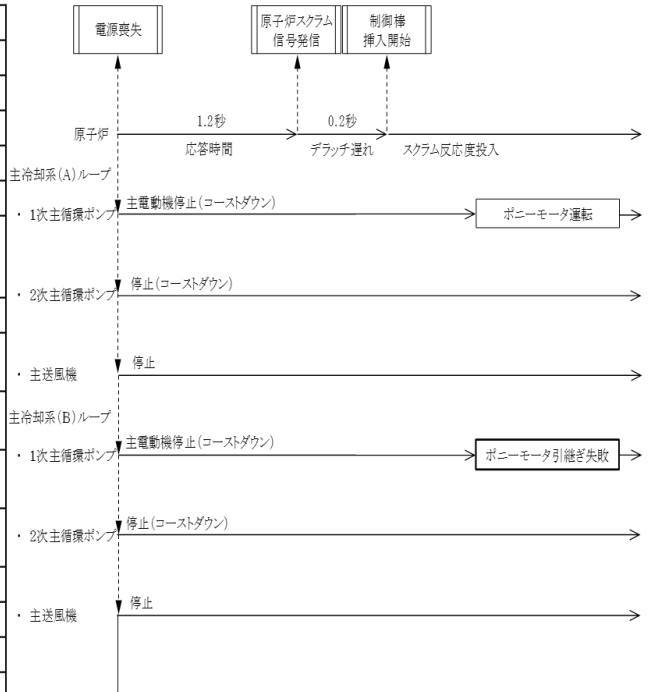
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約700 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約690 °C	910 °C

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

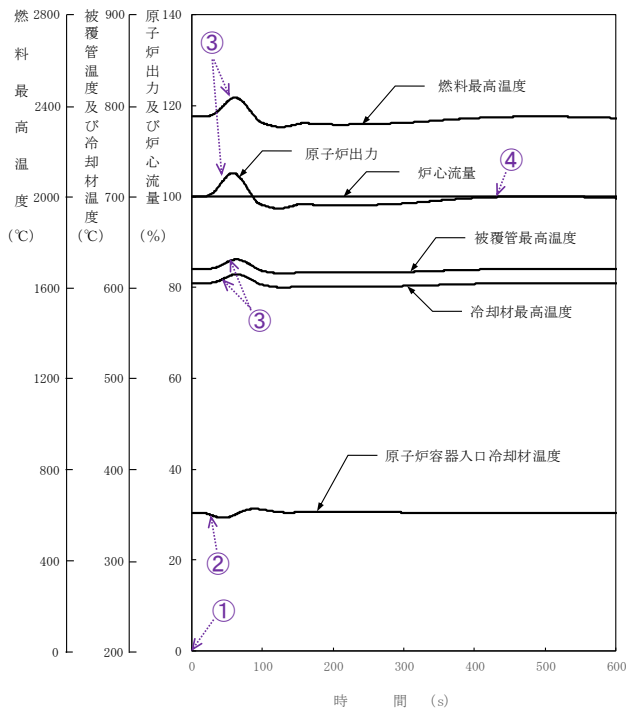
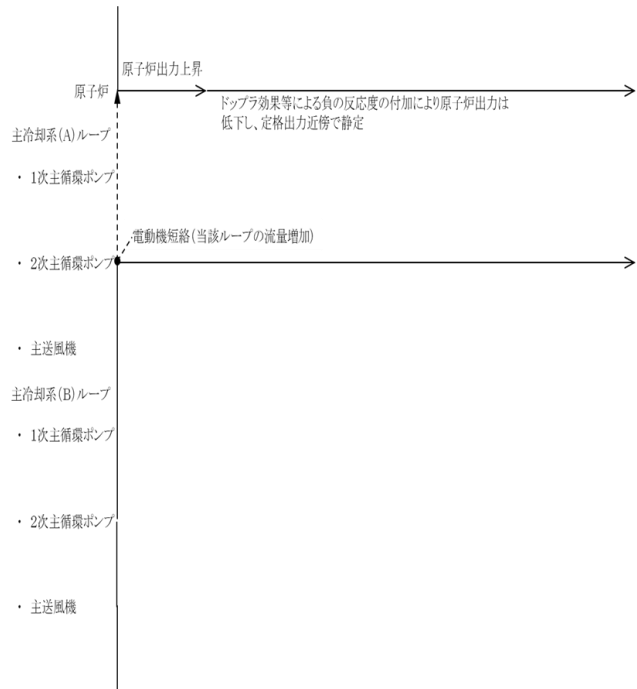
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約650 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約640 °C	910 °C

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

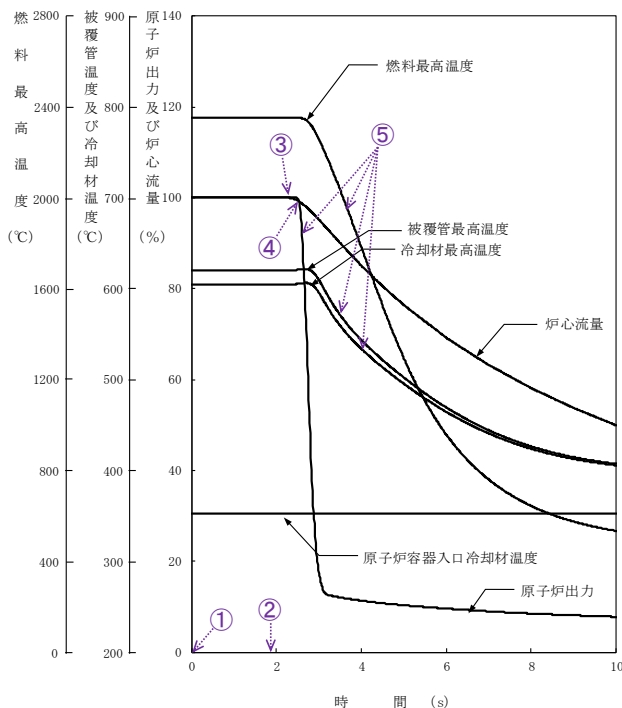
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,440 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

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	
起回事象	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

<起回事象>

- 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

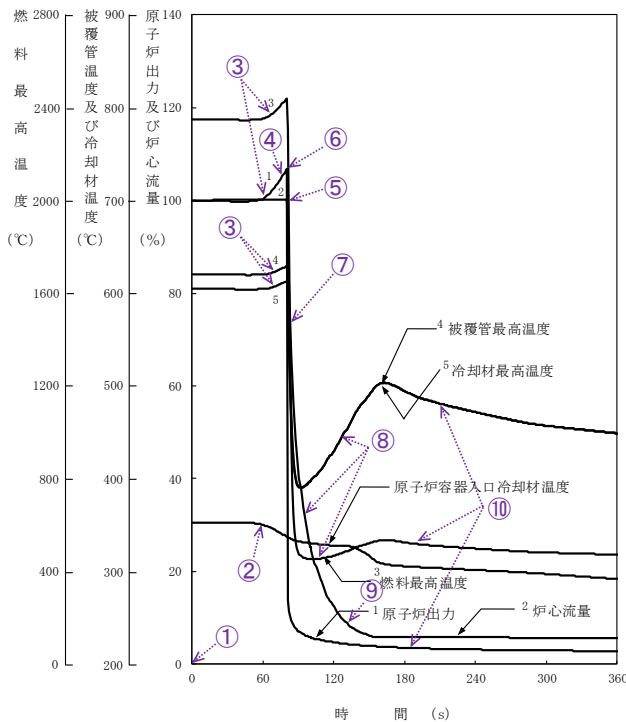
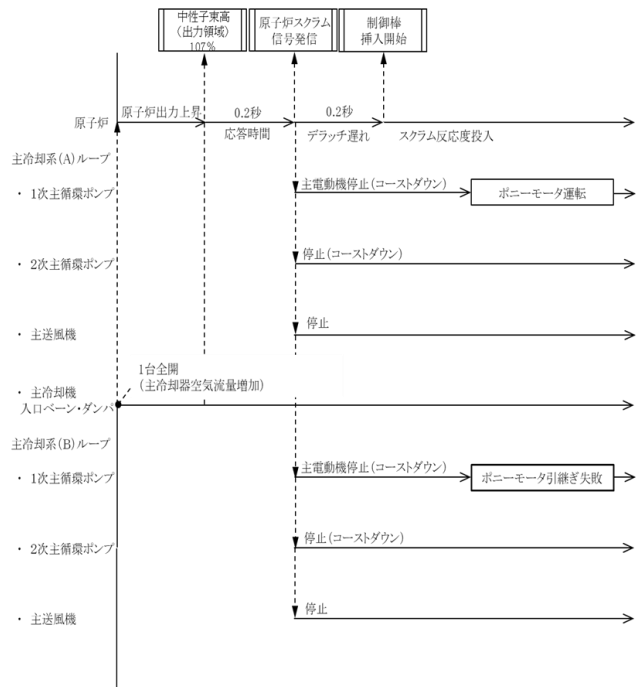
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約610 °C	910 °C

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
- 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

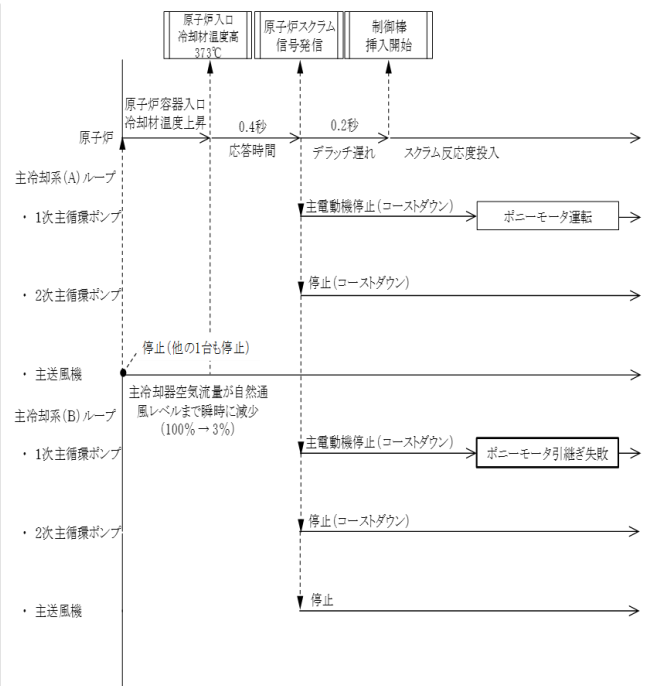
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,440 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

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>

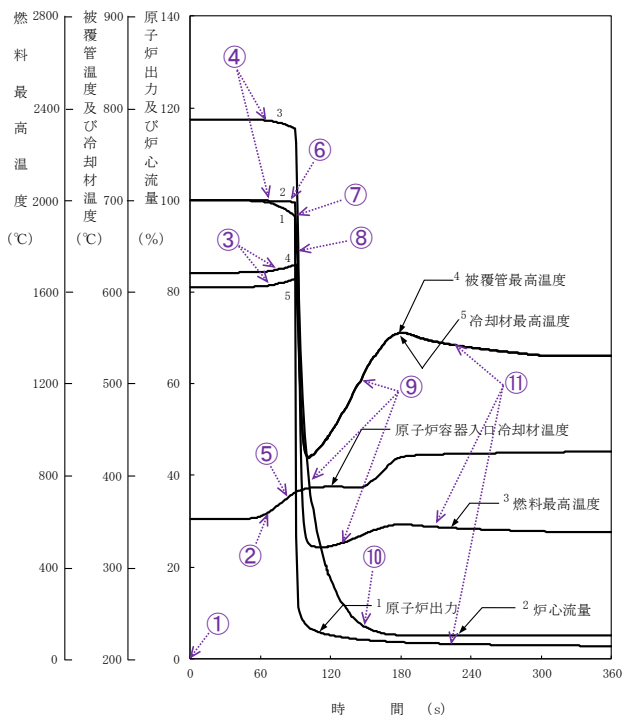
- ② 主冷却器空気流量の減少により当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器での除熱量が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- ③ 原子炉容器入口冷却材温度の上昇により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約90秒後に原子炉容器入口冷却材温度373°C(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<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

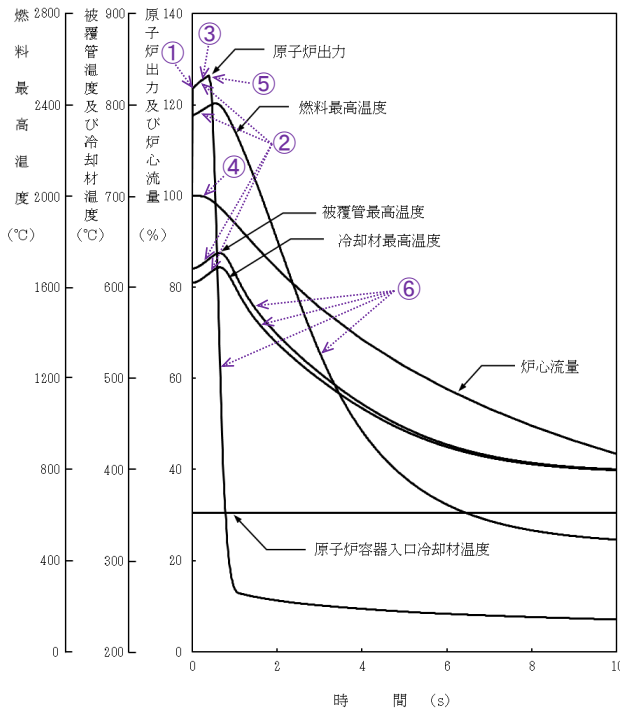
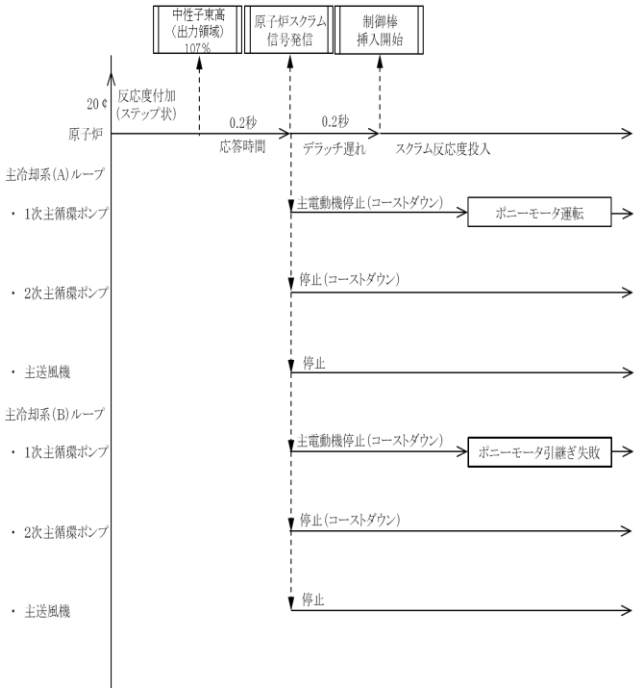


燃料スランピング事故

・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	
起因事象	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

・主な解析結果

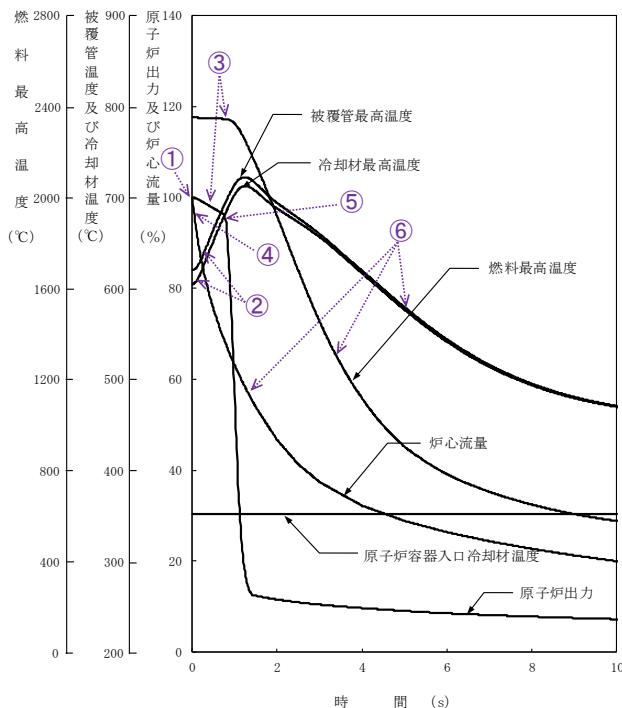
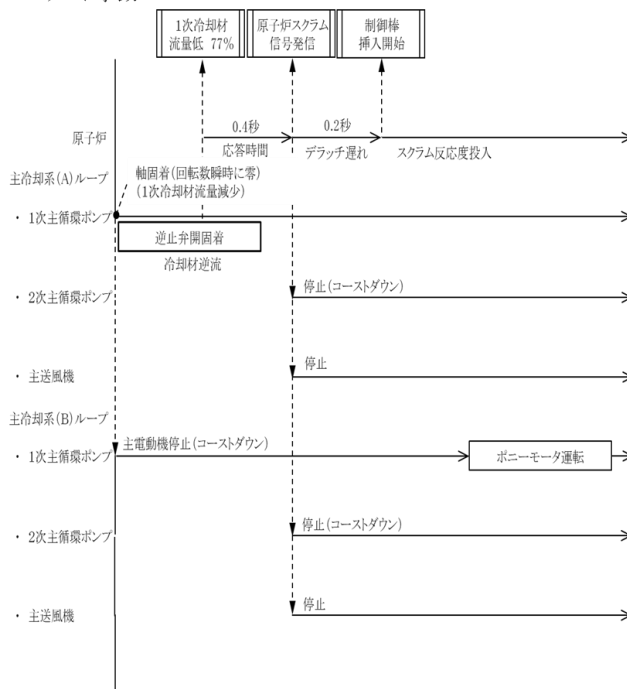
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,410 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約640 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約630 °C	910 °C

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

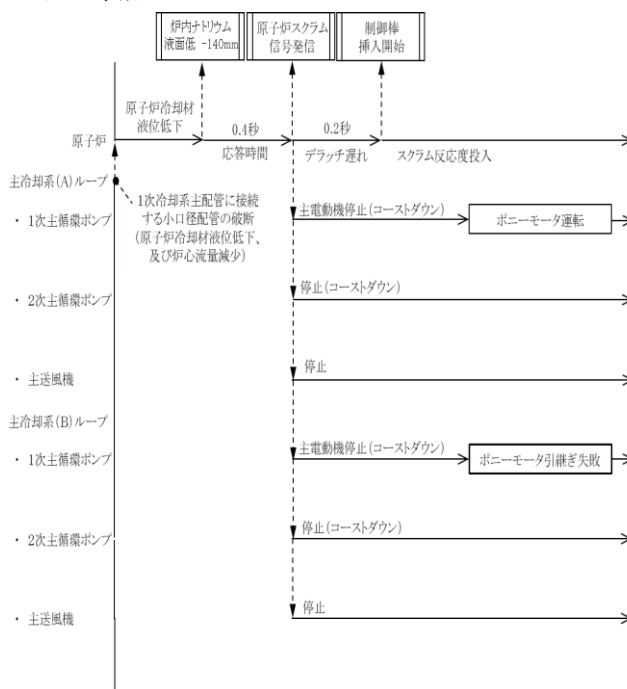
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約730 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約720 °C	910 °C

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	ドブプラ係数	-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 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>

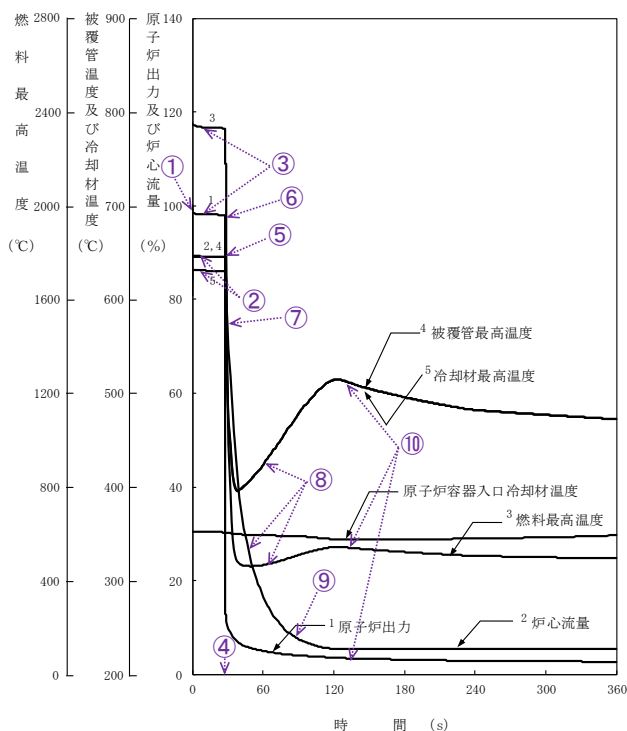
- ② 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ③ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ④ 約27秒後に炉内ナトリウム液面NsL-140mm(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<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ループのボ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

・主な解析結果

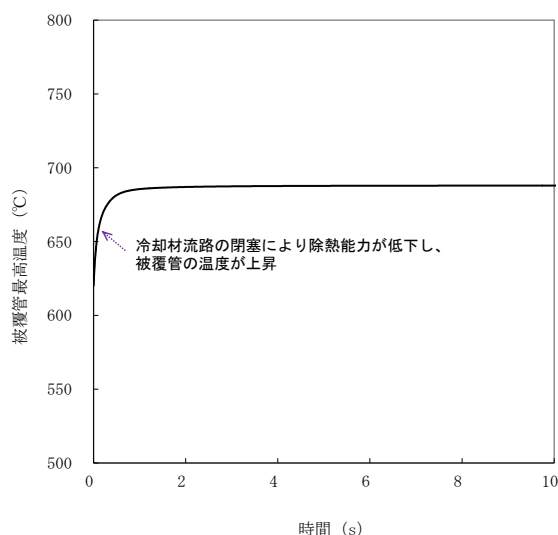
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約650 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約640 °C	910 °C



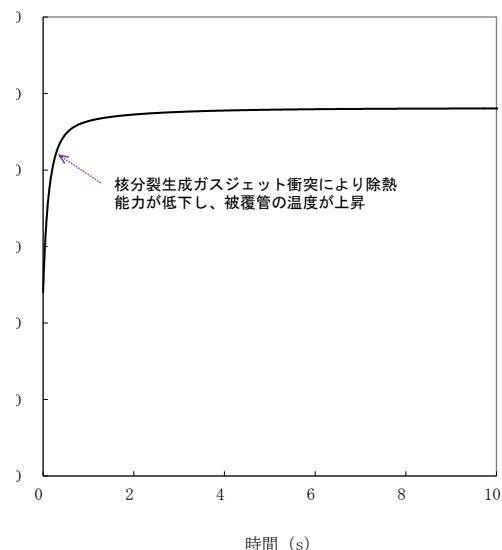
冷却材流路閉塞事故

・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

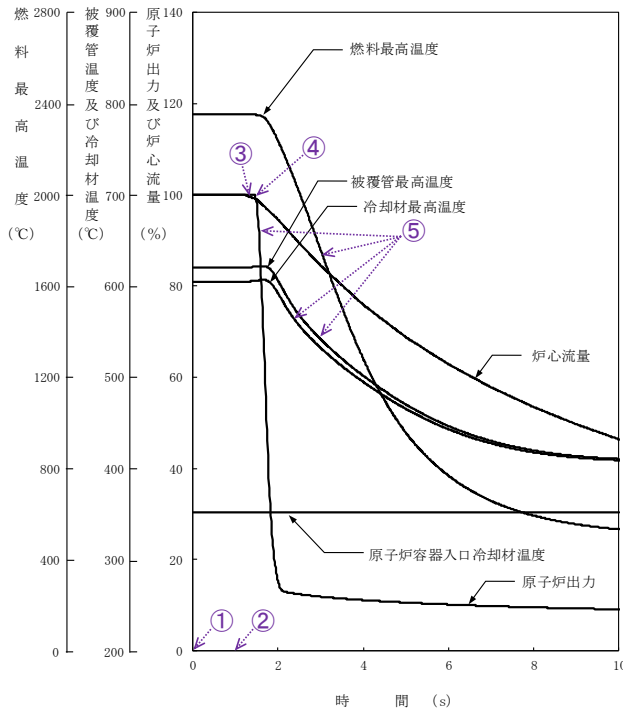
被覆管最高温度(肉厚中心)	解析結果	熱設計基準値
流路閉塞:	約690 °C	840 °C
核分裂生成ガスジェット衝突:	約740 °C	

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(コールドダウン)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

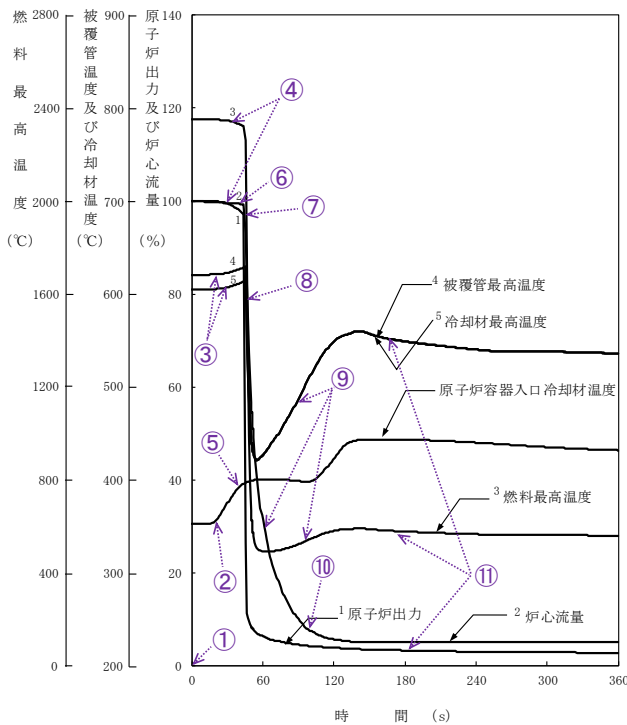
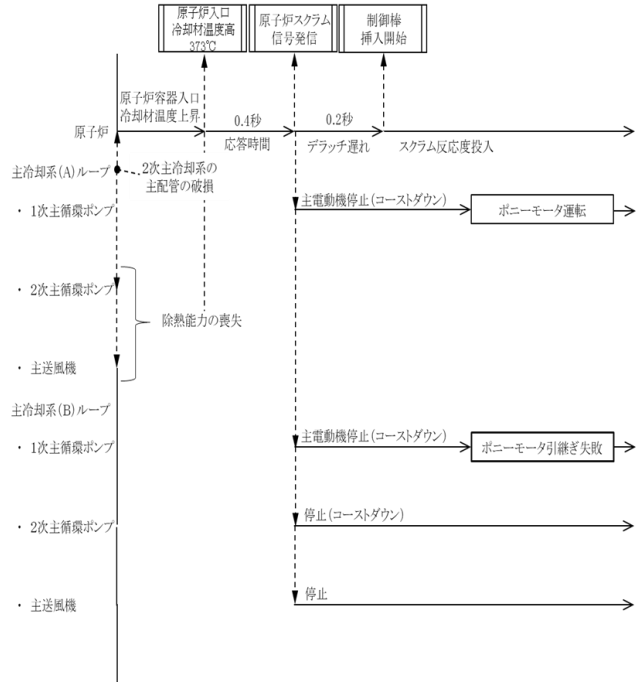
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約610 °C	910 °C

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

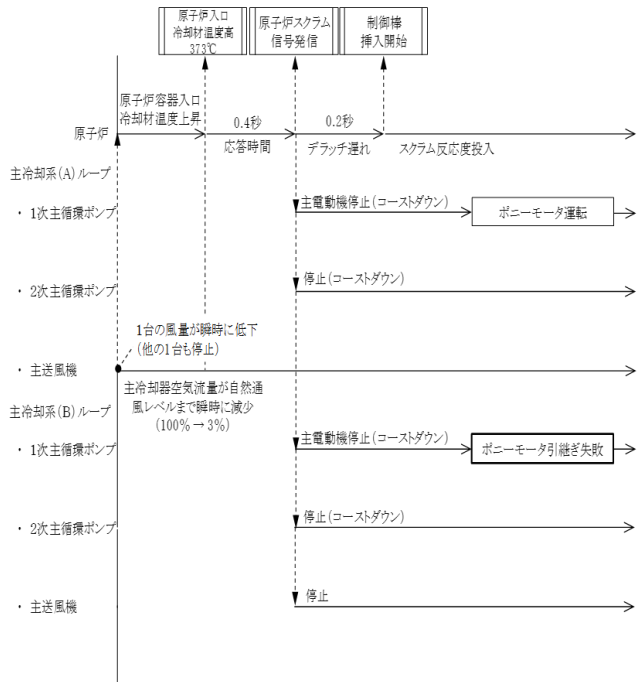
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

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>

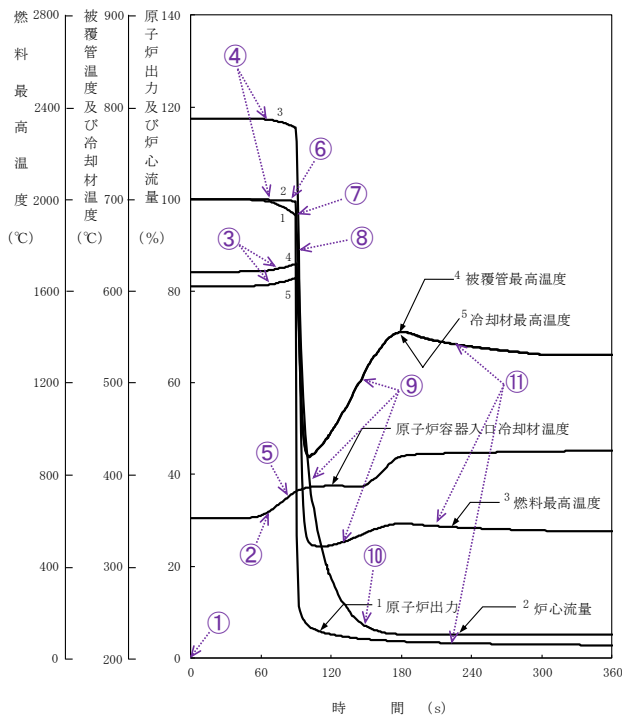
- 主冷却器空気流量の減少により当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器での除熱量が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- 原子炉容器入口冷却材温度の上昇により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- 約90秒後に原子炉容器入口冷却材温度373°C(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

<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、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、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。

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 (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	8.4 × 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)。
- *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 階の貯留タンク室に設置されている。廃ガス貯留タンクの破損事故が発生した場合、貯留タンク室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損事故」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。



<ナトリウムイッパイルブにおけるナトリウム中のよう素の加'-'ガ'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]

$$K: 6.2 \times 10^{-6} \text{ [mol/cm}^2 \cdot \text{s]} * 1$$

$$S: 1.5 \times 10^5 \text{ [cm}^2]$$

$$C: 0.99 \text{ [s}^{-1}]$$

$$A_0: 5.7 \times 10^6 \text{ [mol]}$$

*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)

$$\frac{A}{A_1} = 1.7 \times 10^{-7}$$

<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 × 10⁷ [cm³])
- V_N: ナトリウムの容積 (= 1.0 × 10⁸ [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'-'ガ'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見做すものとし、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	α/Q及びβ/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 ⁻³⁰ % コフィン漏えい率：2.5%/d*2	主排気筒 又は地上*4	α/Q：2時間*4 D/Q：2時間*4	約6.9×10 ⁻⁸ 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 ⁻³⁰ %	主排気筒：90%*5 地上：10%*5	α/Q：1時間*5 D/Q：1時間*5	約4.0×10 ⁻¹ mSv	約3.1×10 ⁻³ mSv	約3.5×10 ⁻³ mSv
燃料取扱い 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%	α/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	α/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： 燃料取扱い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

$$\begin{aligned} \text{実効放出継続時間(h)} &= \text{全放出量 (MeV} \cdot \text{Bq 換算)} / \text{1 時間当たりの最大放出量 (MeV} \cdot \text{Bq 換算)} \\ &= 7.4 \times 10^{10} / 3.1 \times 10^8 \\ &\doteq 239 \end{aligned}$$

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)
①1次主冷却系	約 2.3×10^9	約 2.0×10^{11}
②1次ナトリウム充填・ドレン系	約 3.7×10^9	約 1.6×10^{11}
③1次オーバフロー系 ^{※1}	約 6.6×10^8	約 9.1×10^{10}
④1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

- 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て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。炉心冷却機能にあつては、「1ループのポンプモーター引継ぎ失敗」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方位内の一様に分布すると仮定して(6-13)式により計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{3600 \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \sigma_{zi}^2}\right) \dots\dots\dots (6-13)$$

$(\chi/Q)_i$: 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)

年	風向	N	NNE	NE	ENE	E	ESE	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	CALM
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

年	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
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 2.5.4 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	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 SW	930	80	900	0
SW	940	80	910	0
W SW	930	80	920	0
W	880	80	870	0
W NW	690	80	690	0
NW	770	80	750	0
NNW	750	80	780	0
N	660	80	690	0
NNE	300	80	310	0
NE	200	80	210	0
E NE	180	80	180	0
E	170	80	180	0
E SE	180	80	190	0
SE	220	80	230	0
S SE	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 α/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 有効高さ 建屋投影面積	α/Q [h/m^3]		D/Q [$Gy/(MeV \cdot Bq)$]	
	1 時間		1 時間	
	計算地点まで の距離 (m)	97% 値	計算地点まで の距離 (m)	97% 値
着目方位				
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 α/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 有効高さ 建屋投影面積	α/Q [h/m^3]		D/Q [$Gy/(MeV \cdot Bq)$]	
	1 時間		1 時間	
	計算地点まで の距離 (m)	97% 値	計算地点まで の距離 (m)	97% 値
着目方位				
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・Bq)]	
	2時間	80m	2時間	80m
有効高さ	0m ²		0m ²	
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

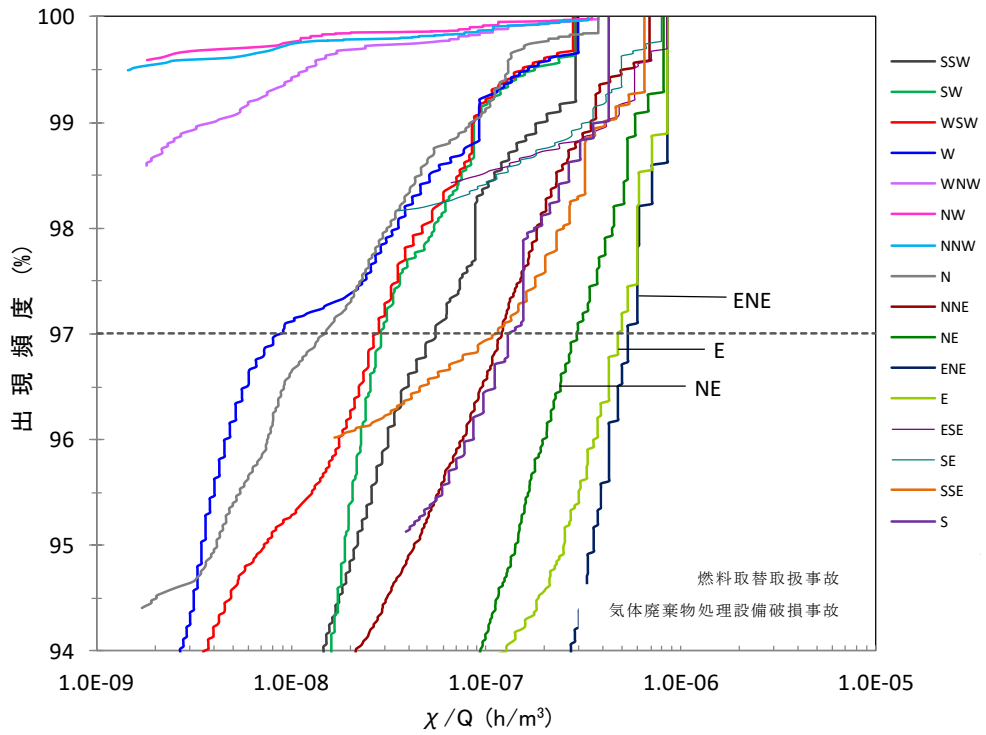
注 記：下線は被ばく評価に用いる値

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)

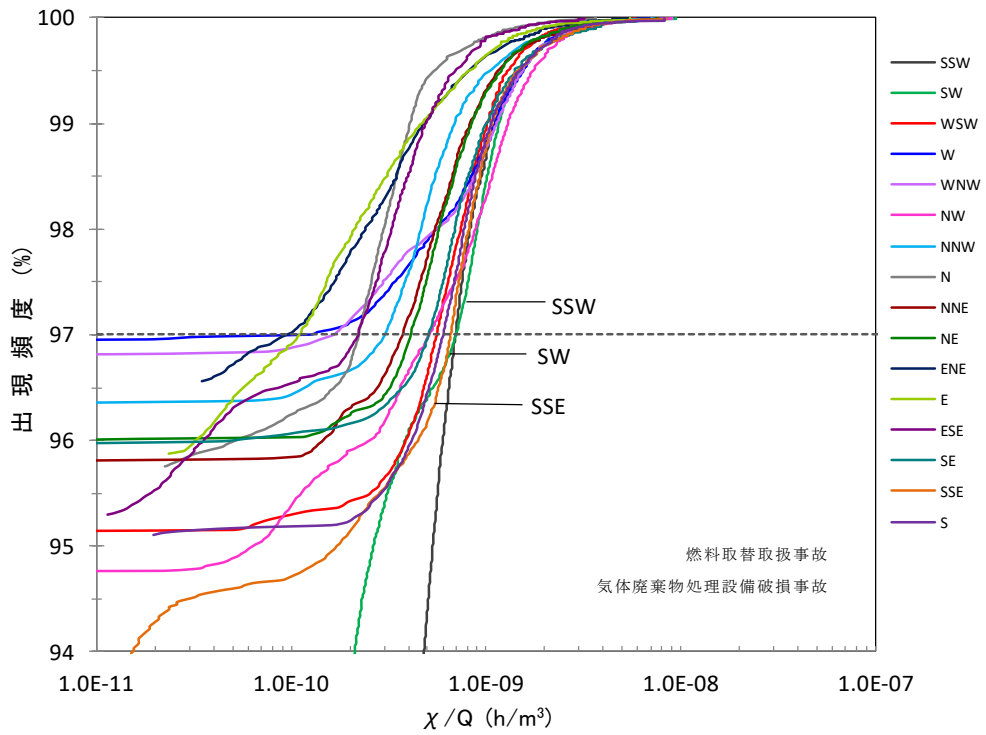
実効放出 継続時間	α/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	2時間	2時間	2時間	2時間
有効高さ	0m		0m	
建屋投影面積	1100m ²		1100m ²	
着目方位	計算地点までの距離(m)	97%値	計算地点までの距離(m)	97%値
S	610	1.3×10^{-7}	610	4.7×10^{-18}
SSW	900	5.5×10^{-8}	900	2.8×10^{-18}
SW	910	3.4×10^{-8}	910	1.7×10^{-18}
WSW	920	3.0×10^{-8}	920	1.6×10^{-18}
W	870	2.1×10^{-8}	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

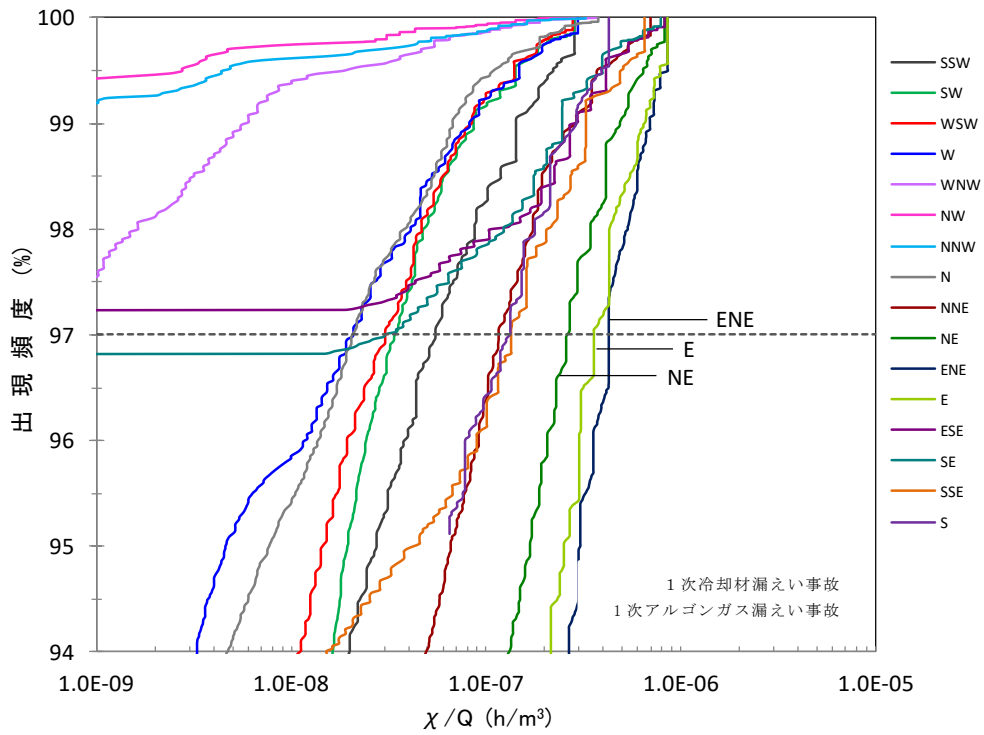
注 記：下線は被ばく評価に用いる値



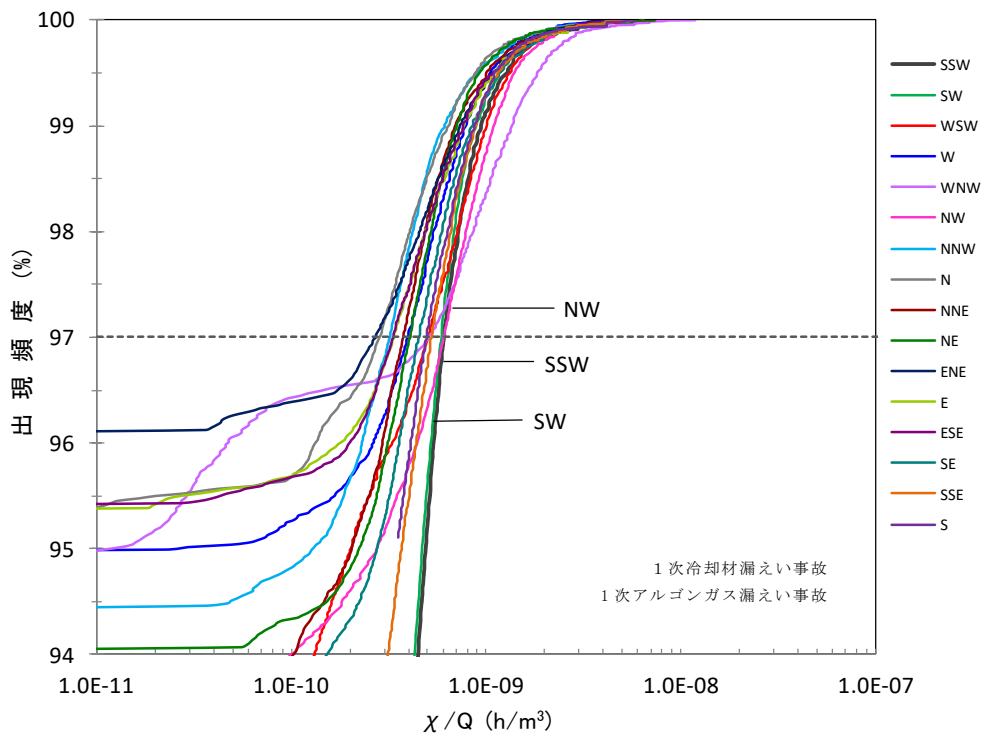
第 2.5.1 図(1) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:0m)



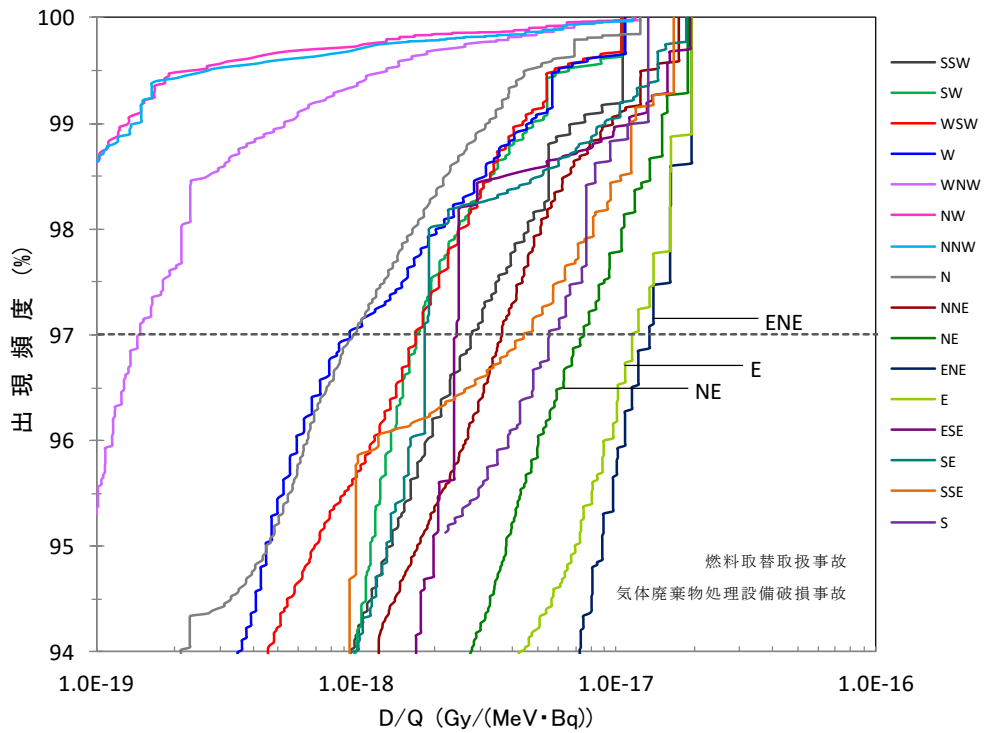
第 2.5.1 図(2) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:80m)



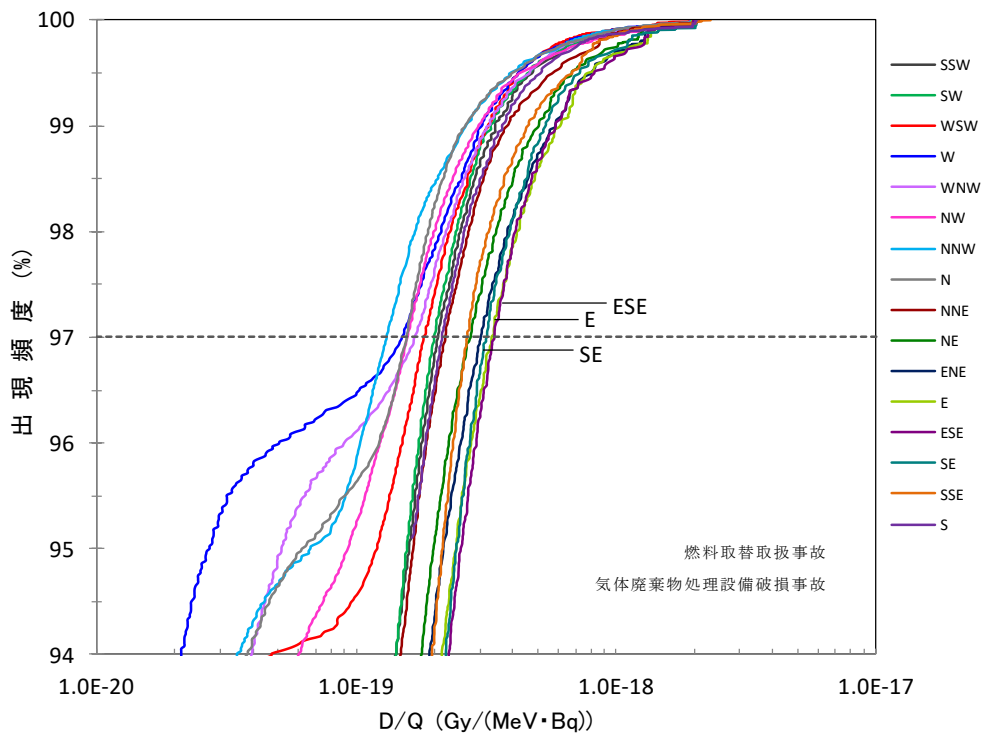
第 2.5.1 図(3) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ: 0m)



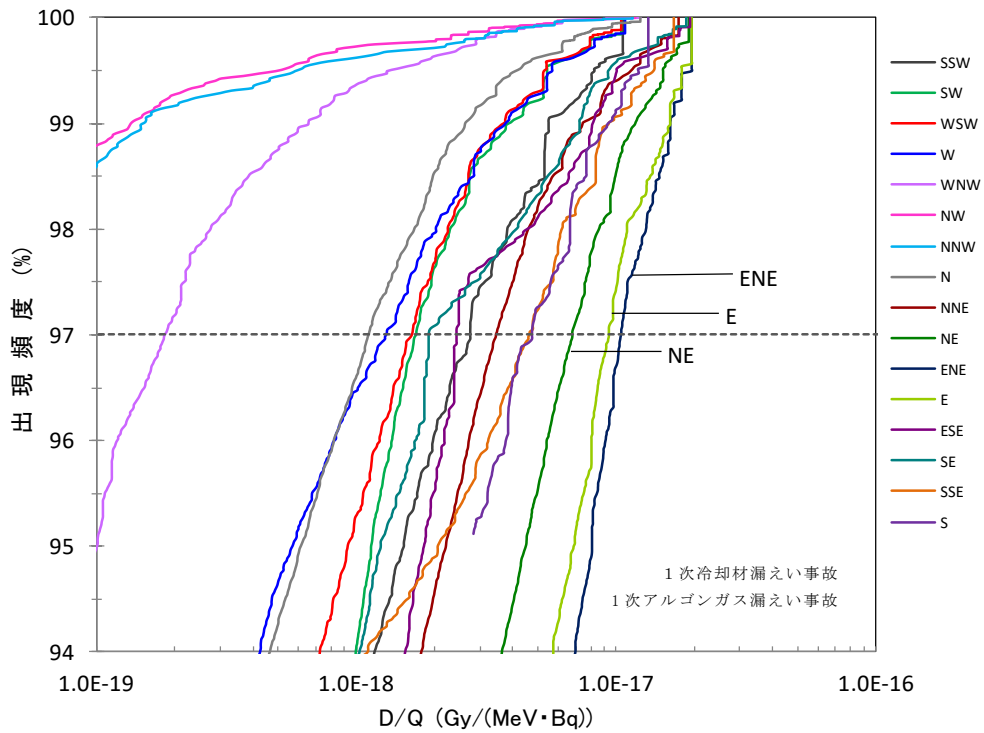
第 2.5.1 図(4) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ:80m)



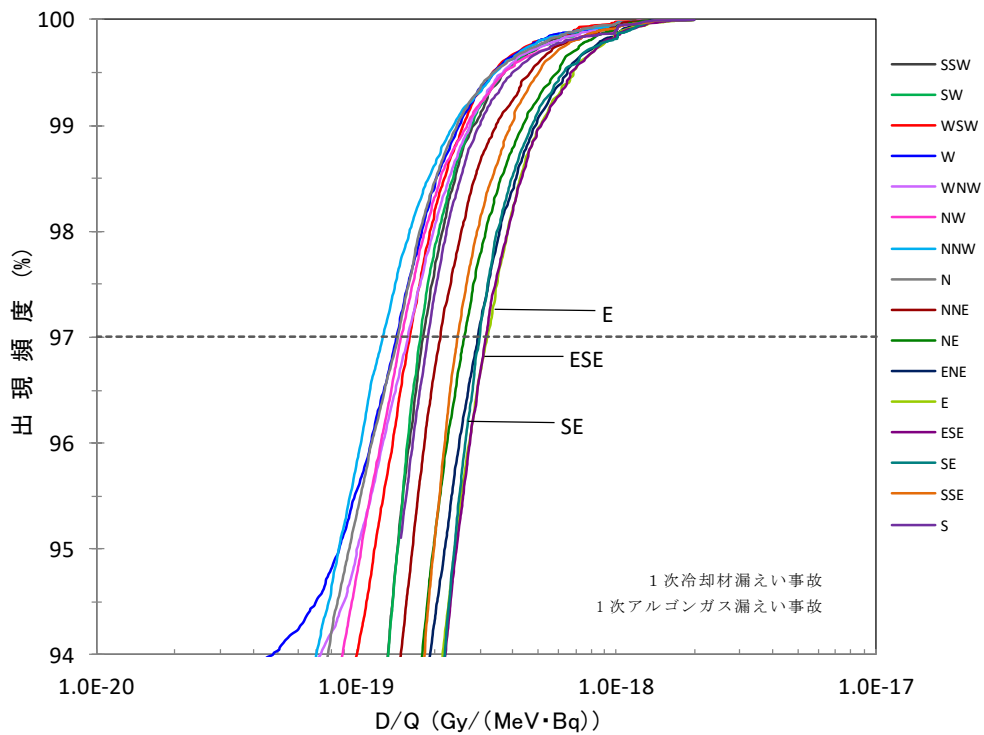
第 2.5.1 図(5) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ: 0m)



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。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。

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。この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。

(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。この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。また、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。

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 1.1 表に、解析で用いた原子炉トリップ設定値及び応答時間を示す。

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 1.2 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して解析を行う。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。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。

第 1.1 表 解析に使用する原子炉トリップ設定値及び応答時間

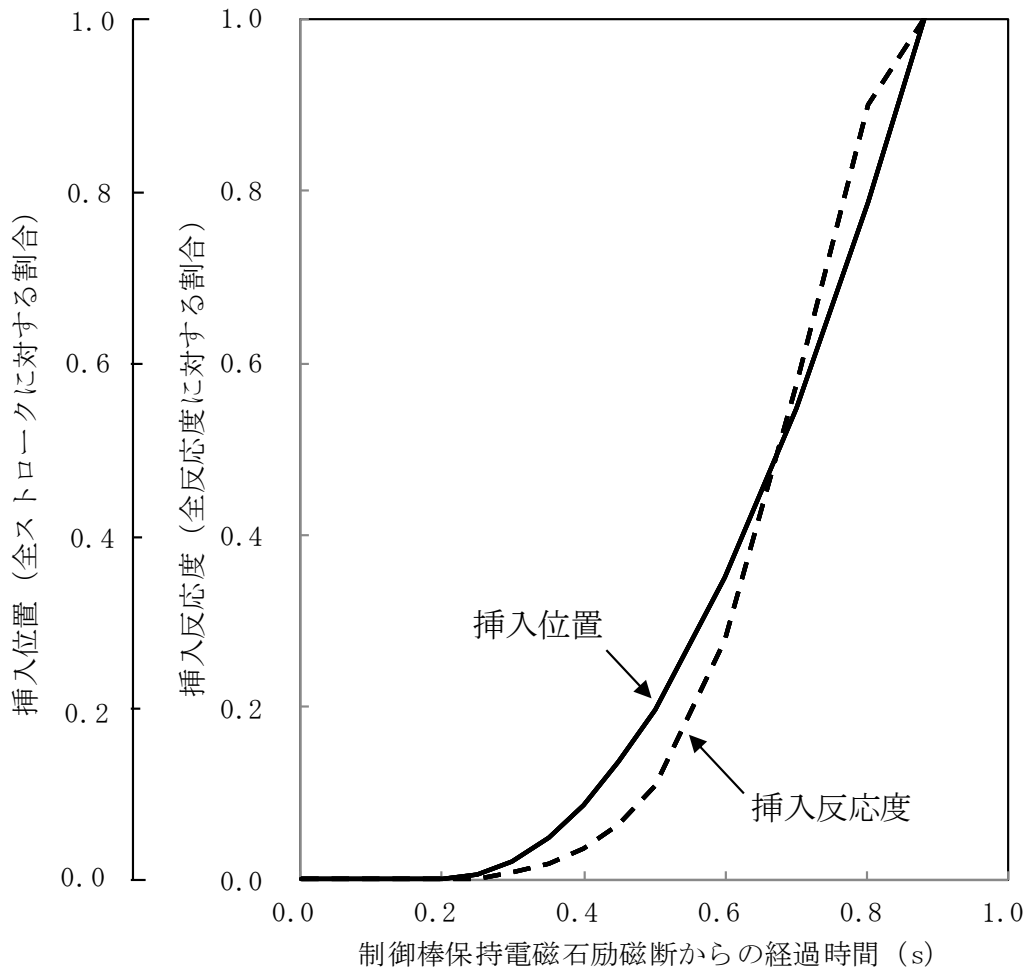
原子炉スクラム信号	解析に用いた原子炉トリップ設定値	応答時間（注 1）
中性子束高（出力領域）	107%（100MW に対して）	0.2 秒
原子炉入口冷却材温度高	373℃	0.4 秒
1 次冷却材流量低	77%（定格流量に対して）	0.4 秒
2 次冷却材流量低	77%（定格流量に対して）	0.4 秒
炉内ナトリウム液面低	NsL-140mm（注 2）	0.4 秒
電源喪失	—	1.2 秒

（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。

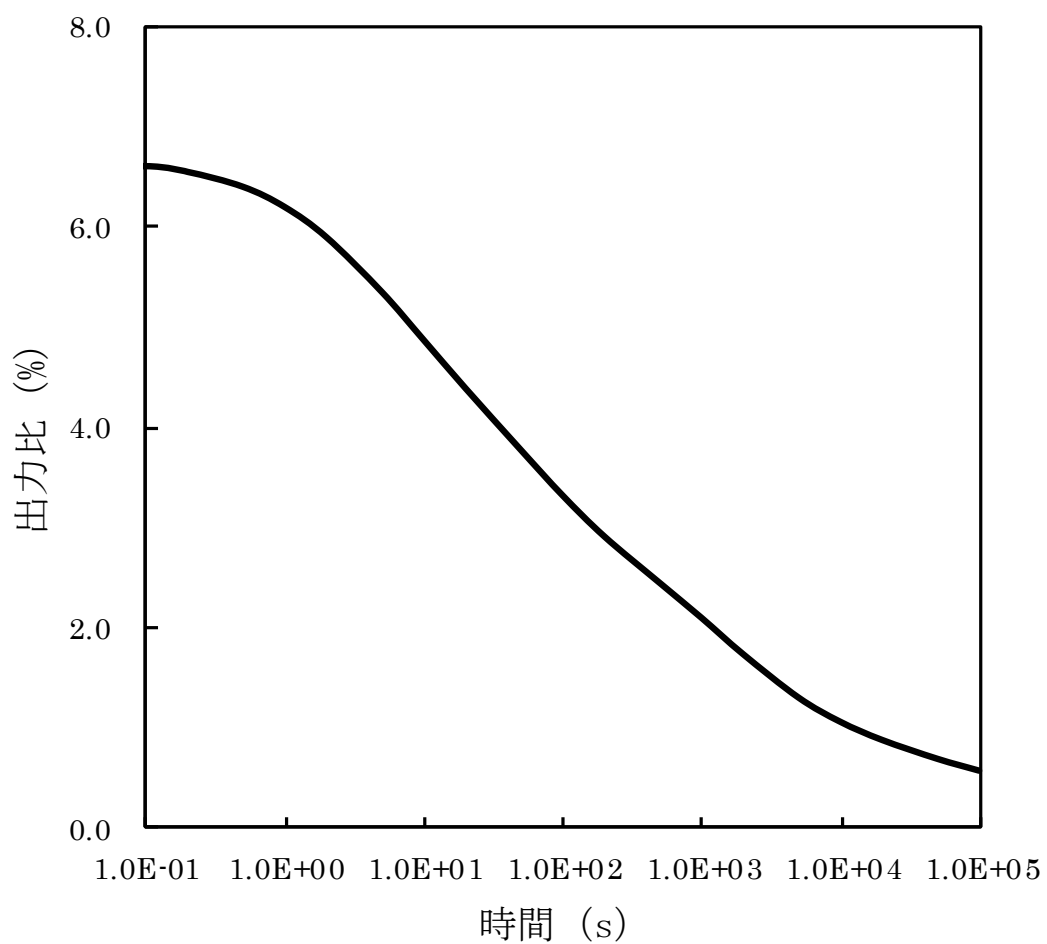
（注 2）NsL：原子炉容器通常ナトリウム液位

第 1.2 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⁽⁵⁾ 及び Super-COPD⁽⁶⁾ 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）」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき、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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられ、本信号に基づき原子炉は自動停止する。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、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、本信号に基づき原子炉は自動停止する。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、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 $-14 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 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 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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき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。ポンプの回転数が所定の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 610°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。

2.8.3 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）」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき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。ポンプの回転数が所定の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

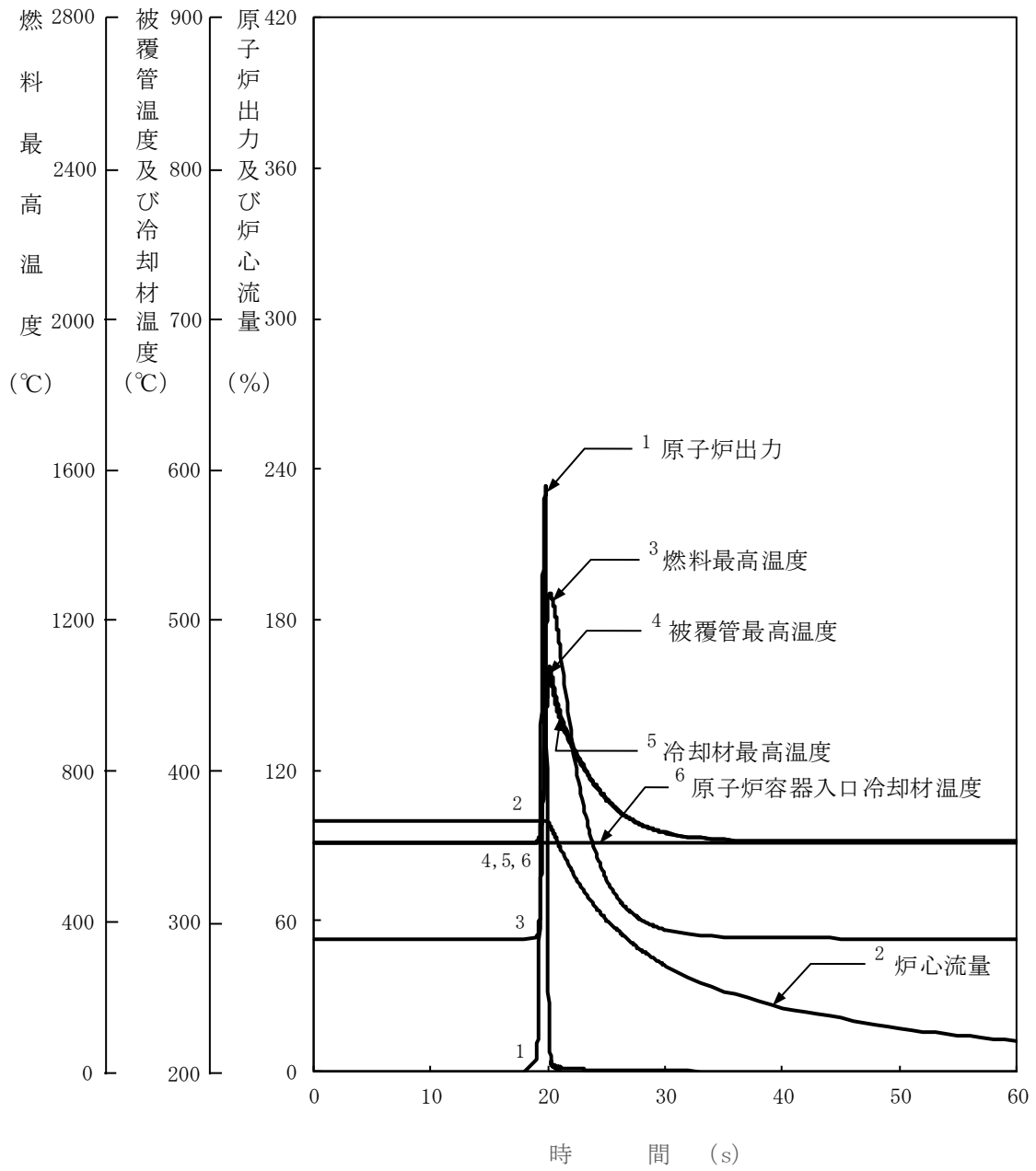
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.9 図に示す。

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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき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。ポンプの回転数が所定の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。

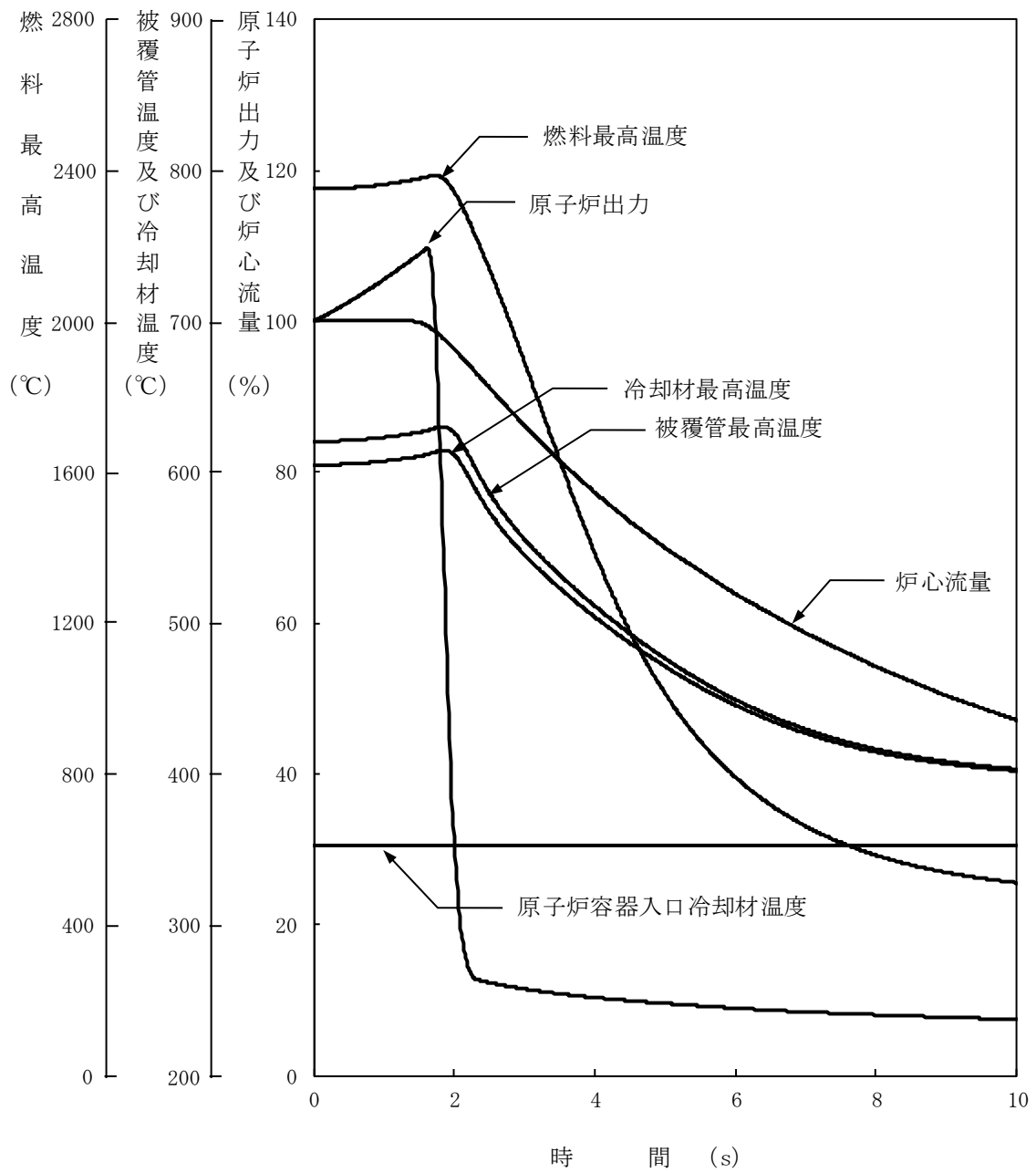
この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃及び約 620℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.10.3 結論

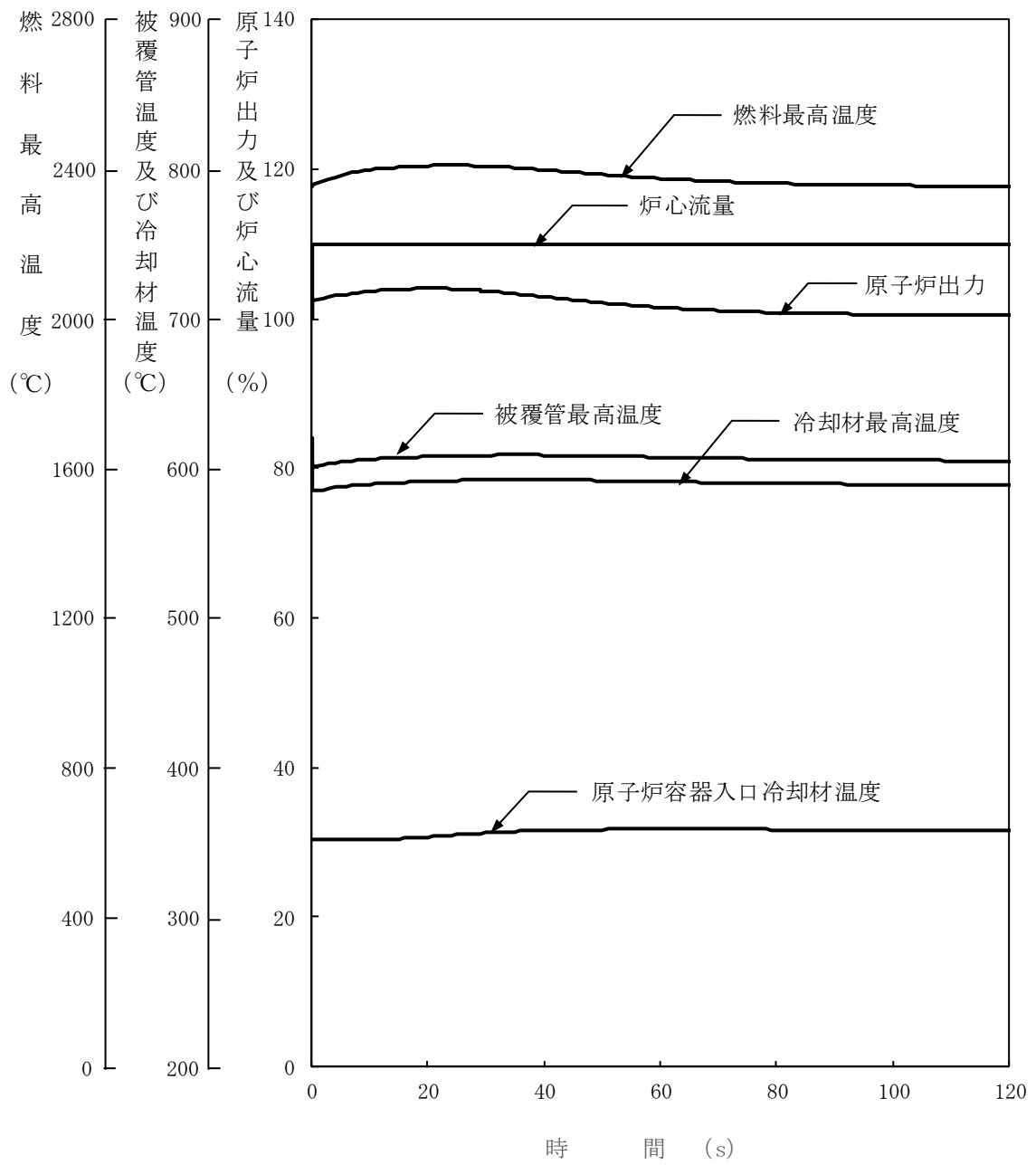
この過渡変化では、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。



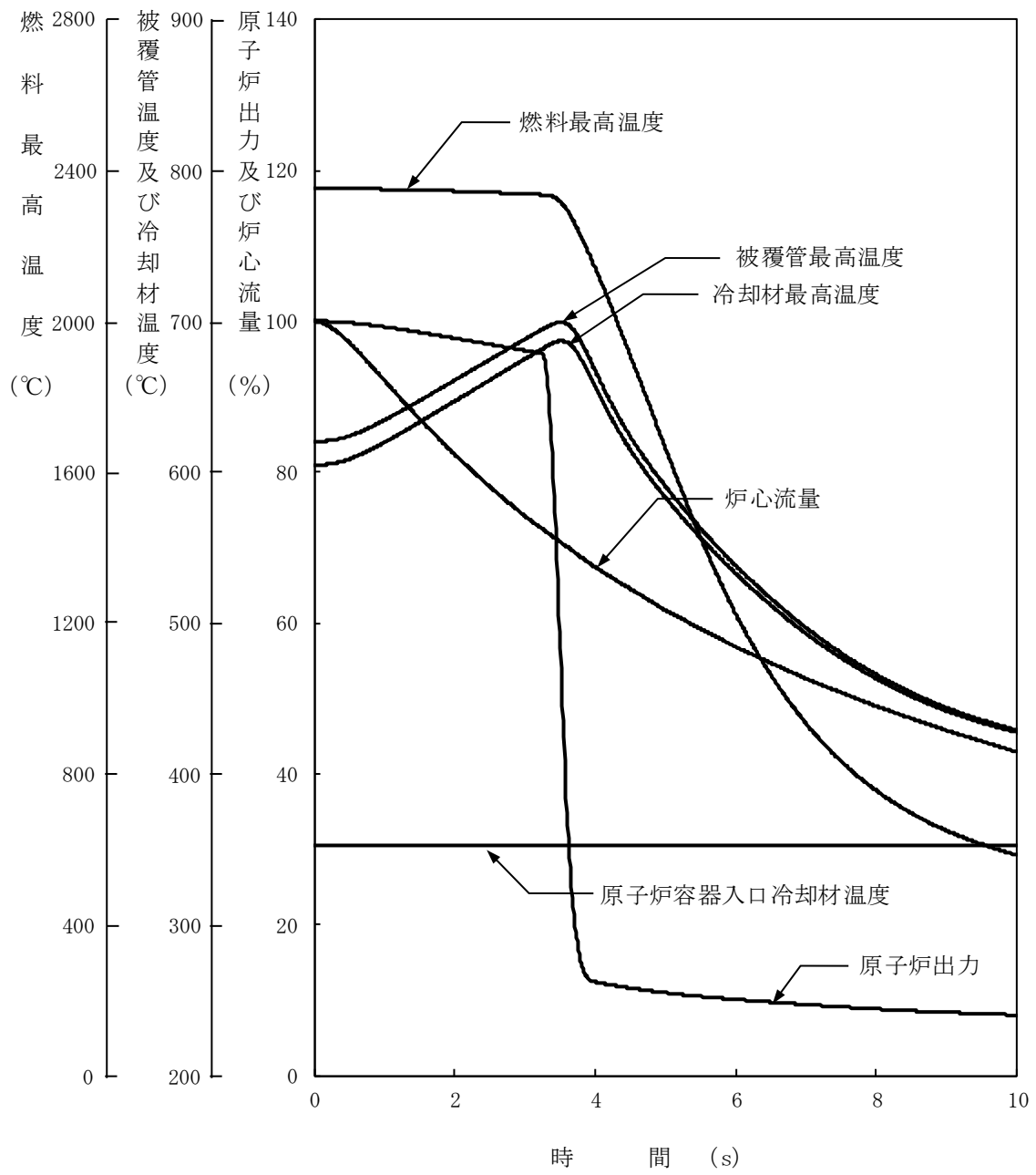
第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き



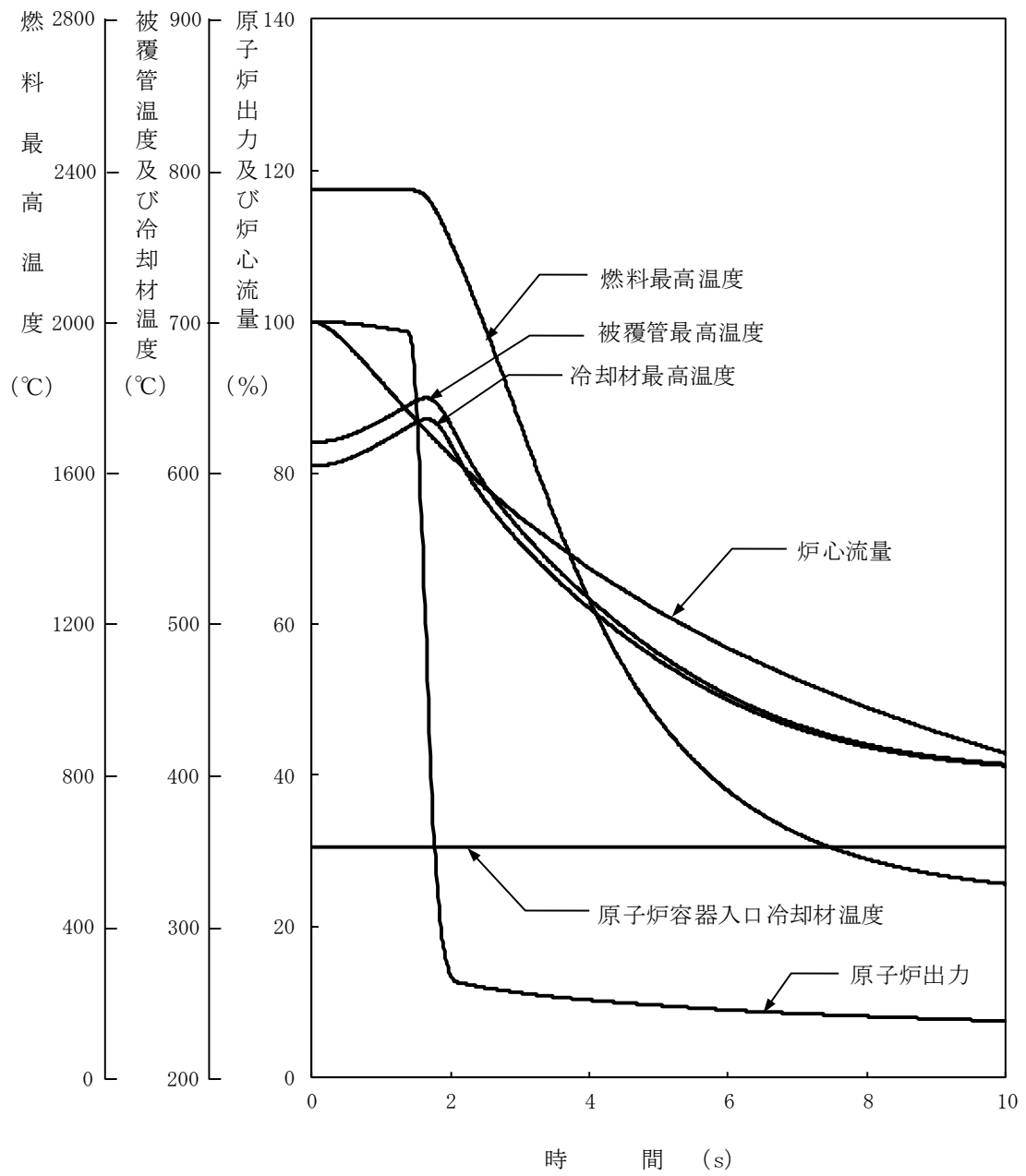
第 2.2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き



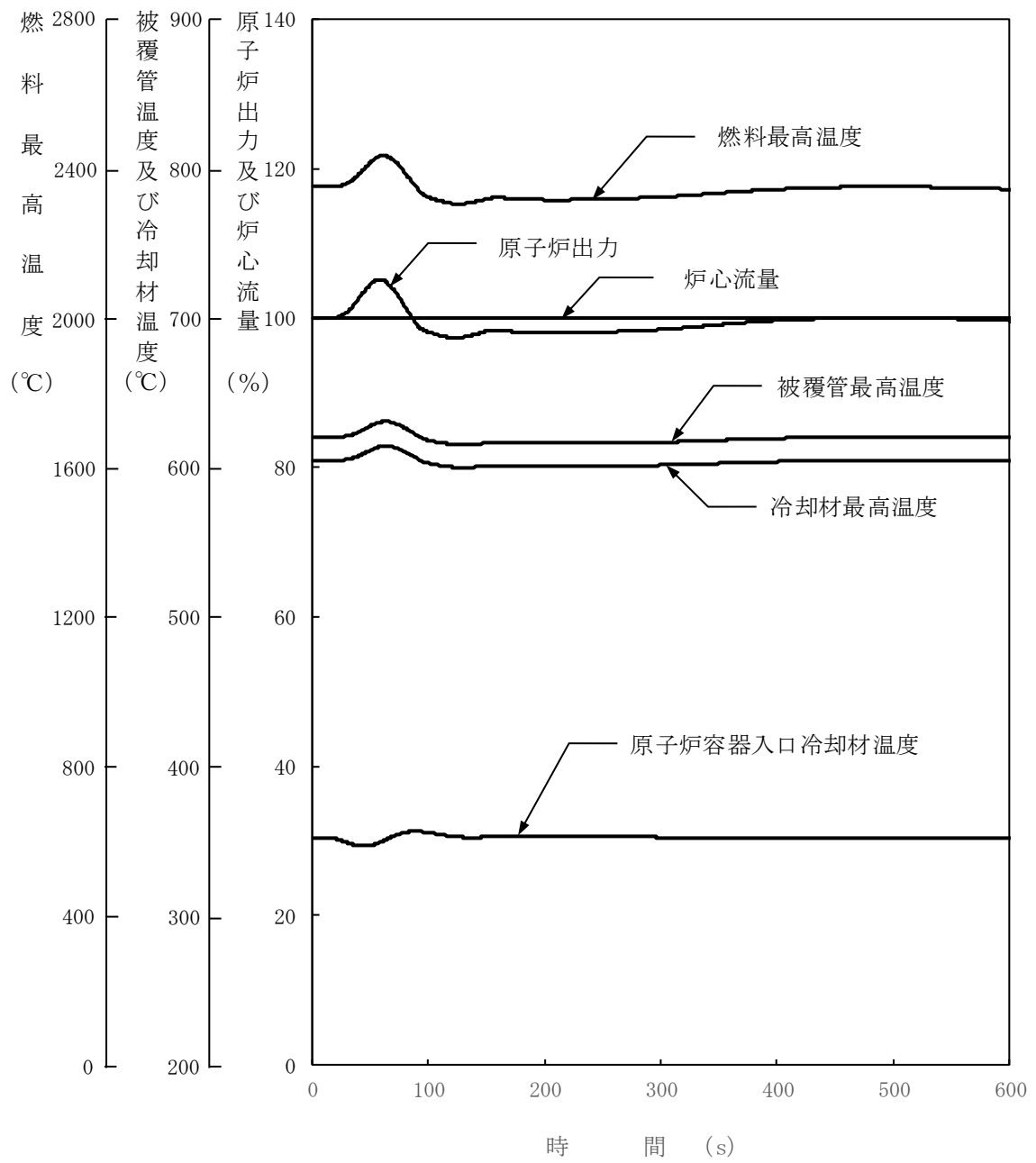
第 2.3 図 1 次冷却材流量増大



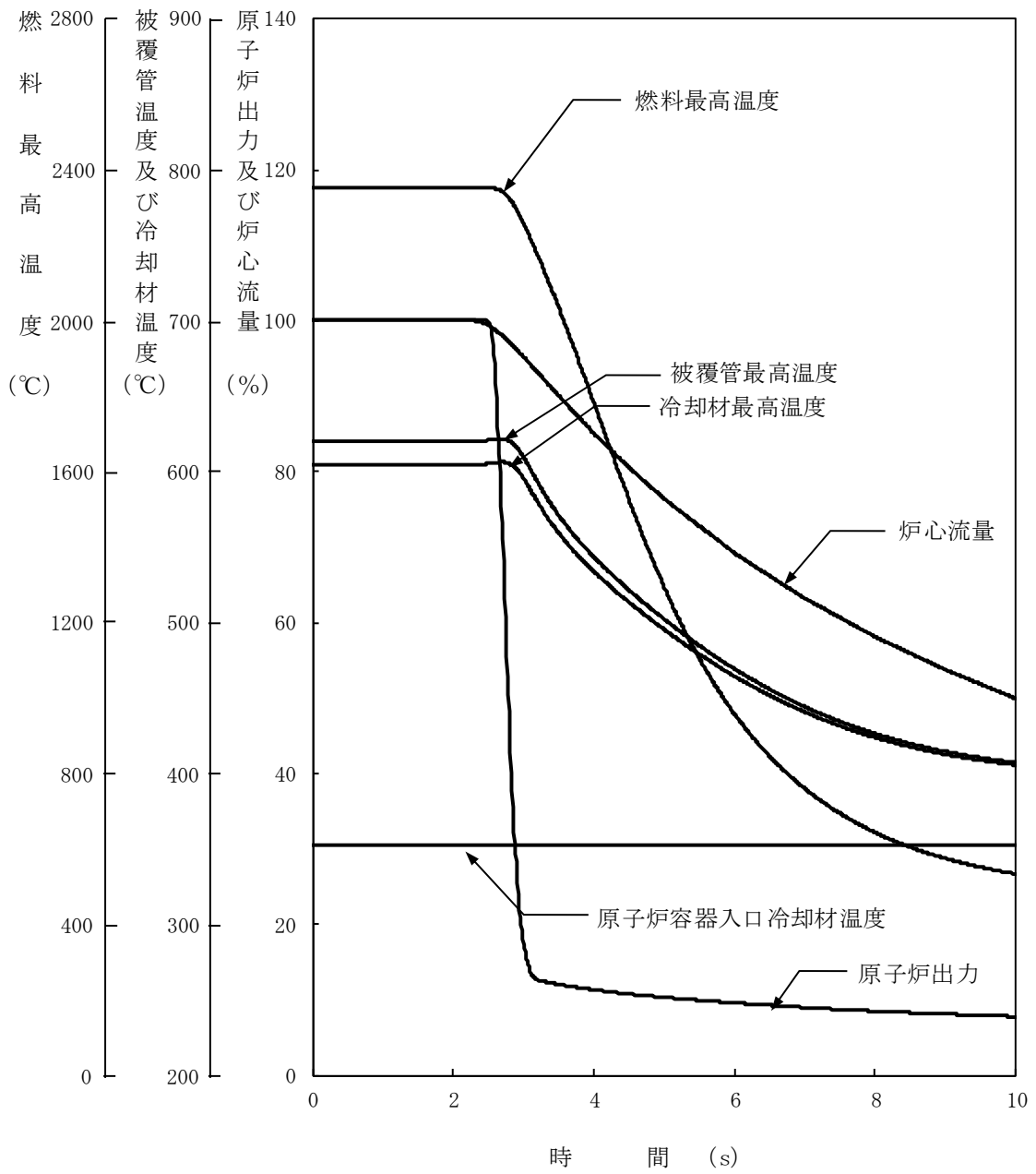
第 2.4 図 1 次冷却材流量減少



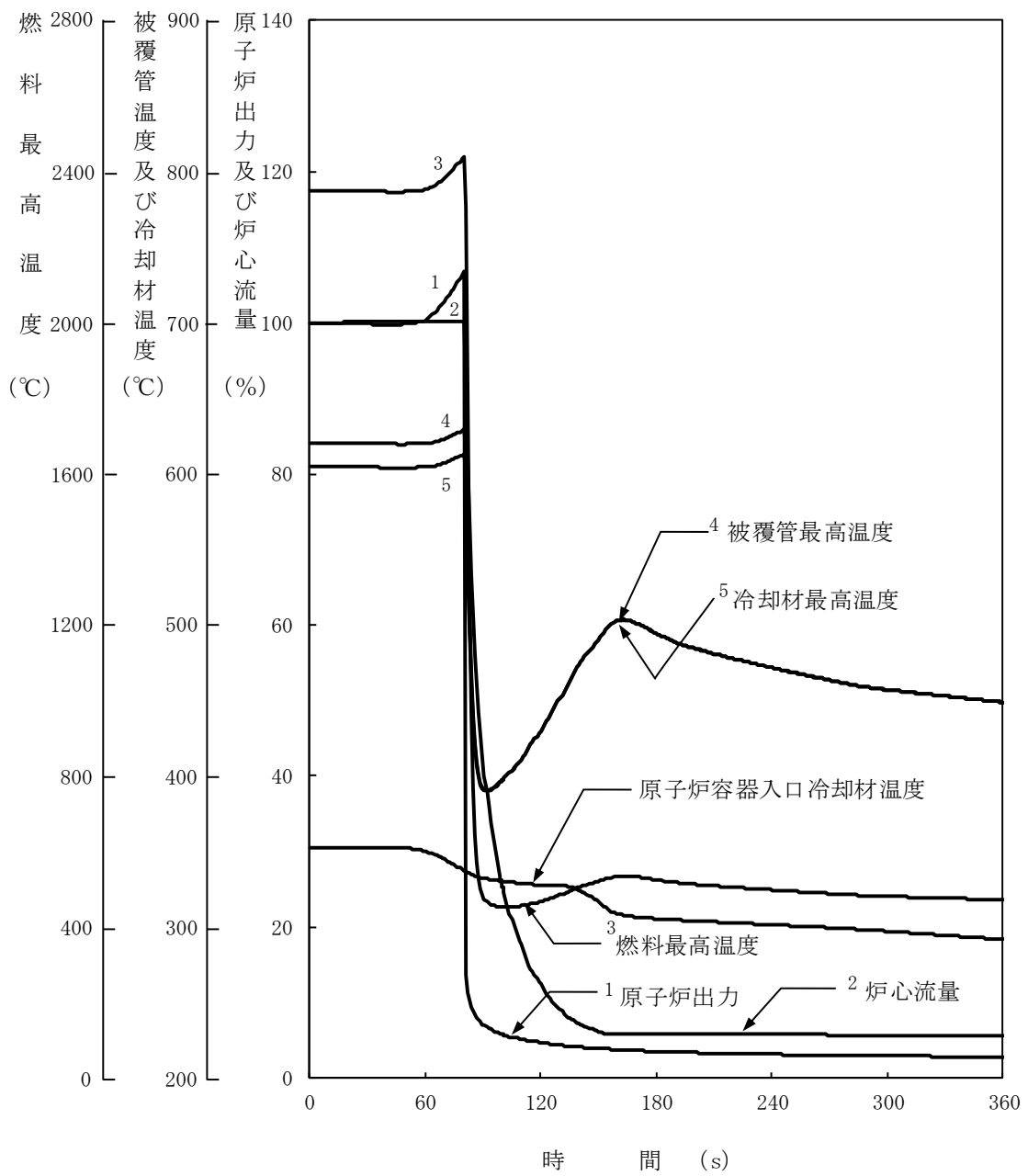
第 2.5 図 外部電源喪失



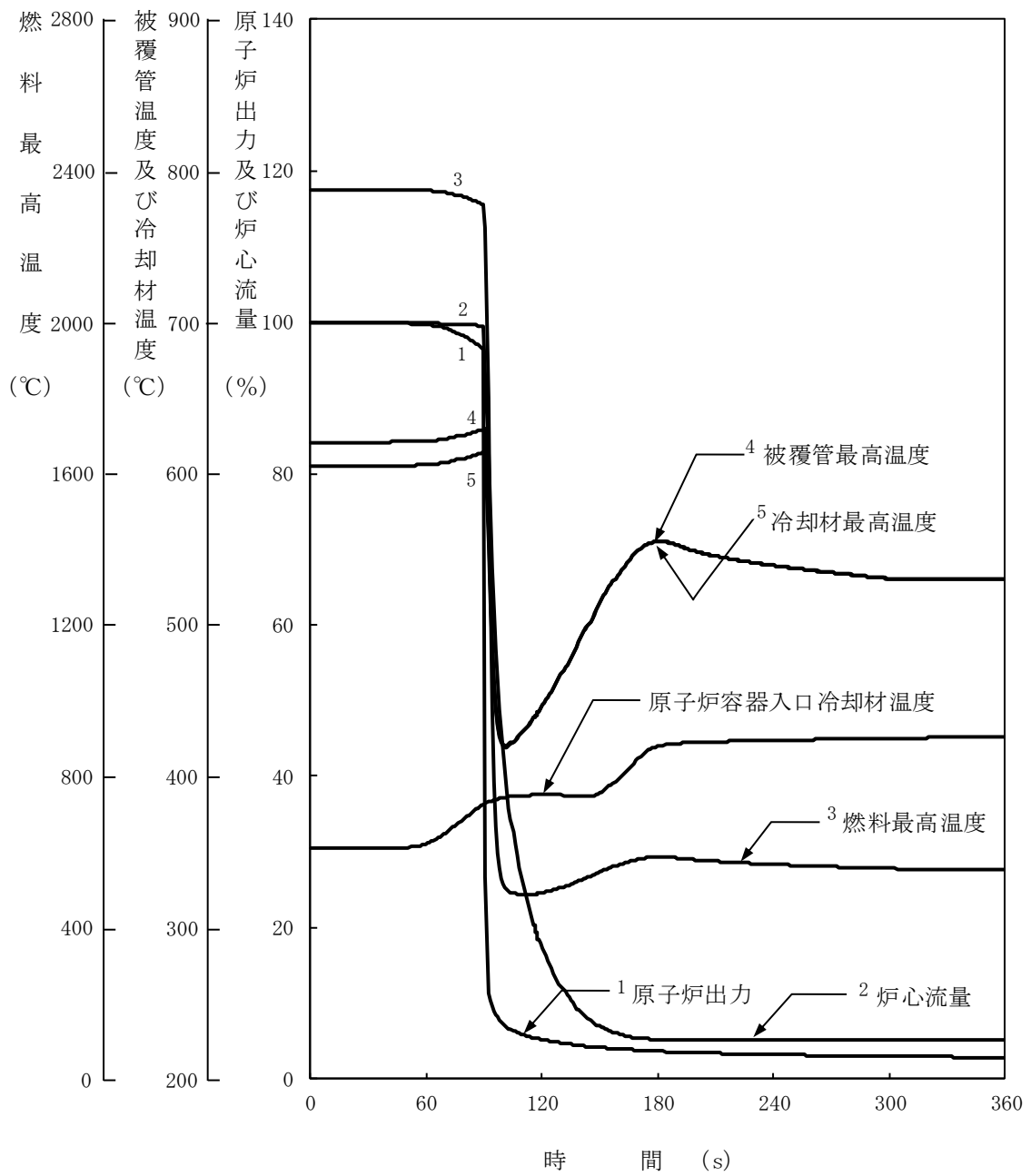
第 2.6 図 2 次冷却材流量増大



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

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、20φ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）」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき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。ポンプの回転数が所定の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 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times$

$10^{-6}\Delta k/k/^{\circ}C$ 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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられ、本信号に基づき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所定の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、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。

(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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき、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。ポンプの回転数が所定の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。

- (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を 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 $1.4 \times 10^{10}\text{Bq}$

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 $5.0 \times 10^{11}\text{Bq}$

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 $4.0 \times 10^{-3} \text{mSv}$ となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく：約 $3.9 \times 10^{-3} \text{mSv}$

希ガスのガンマ線による外部被ばく：約 $8.3 \times 10^{-5} \text{mSv}$

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A S F R E ⁽⁷⁾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) 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3.5図及び第3.6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3.7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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき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。ポンプの回転数が所定の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3.8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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき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。ポンプの回転数が所定の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 S u p e r - C O P D 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3.9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」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき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。ポンプの回転数が所定の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。

- (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。

- (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 1.6×10^9 Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 1.6×10^{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 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。

- (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

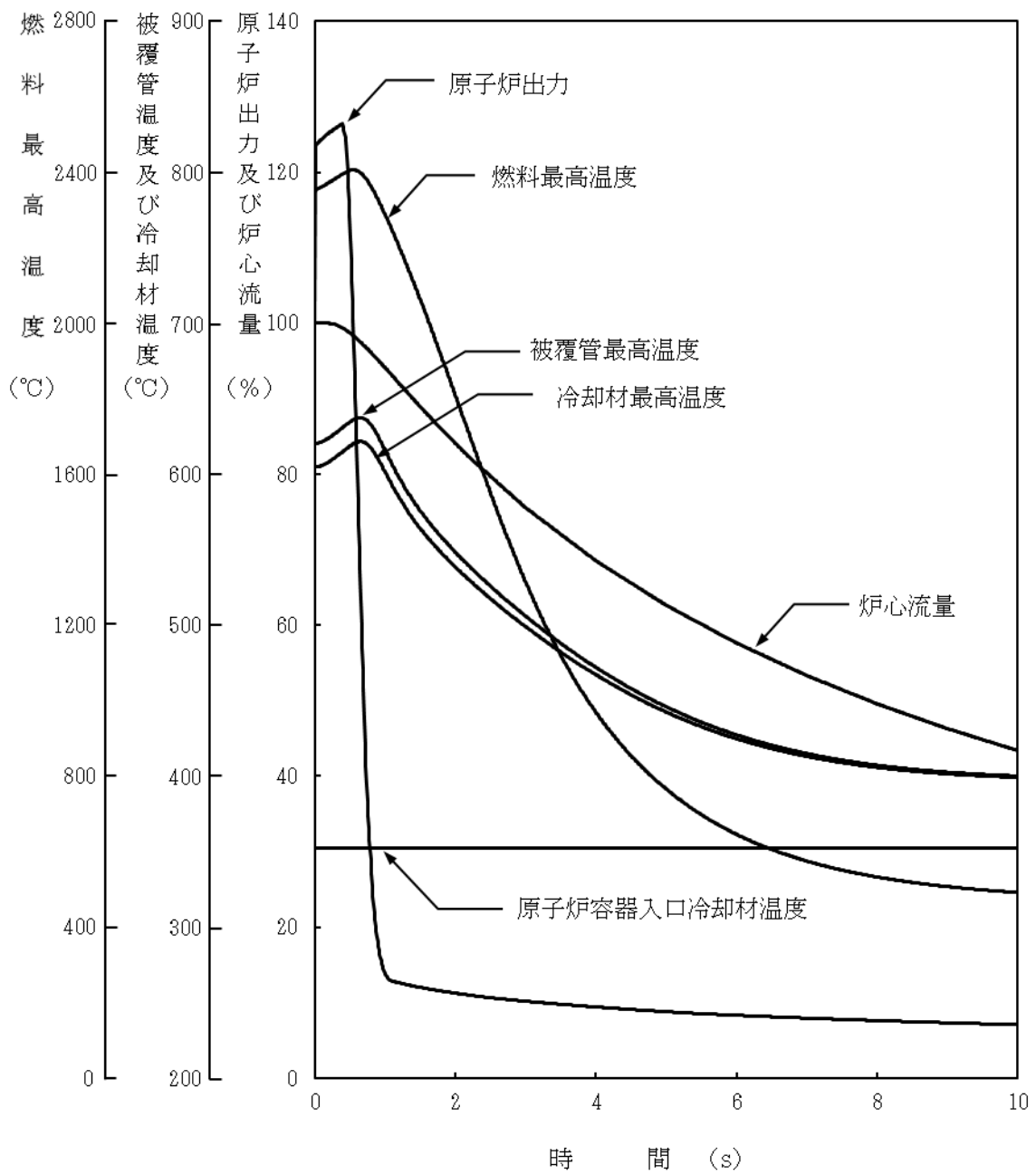
また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 3.1×10^{-3} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 2.6×10^{-5} mSv

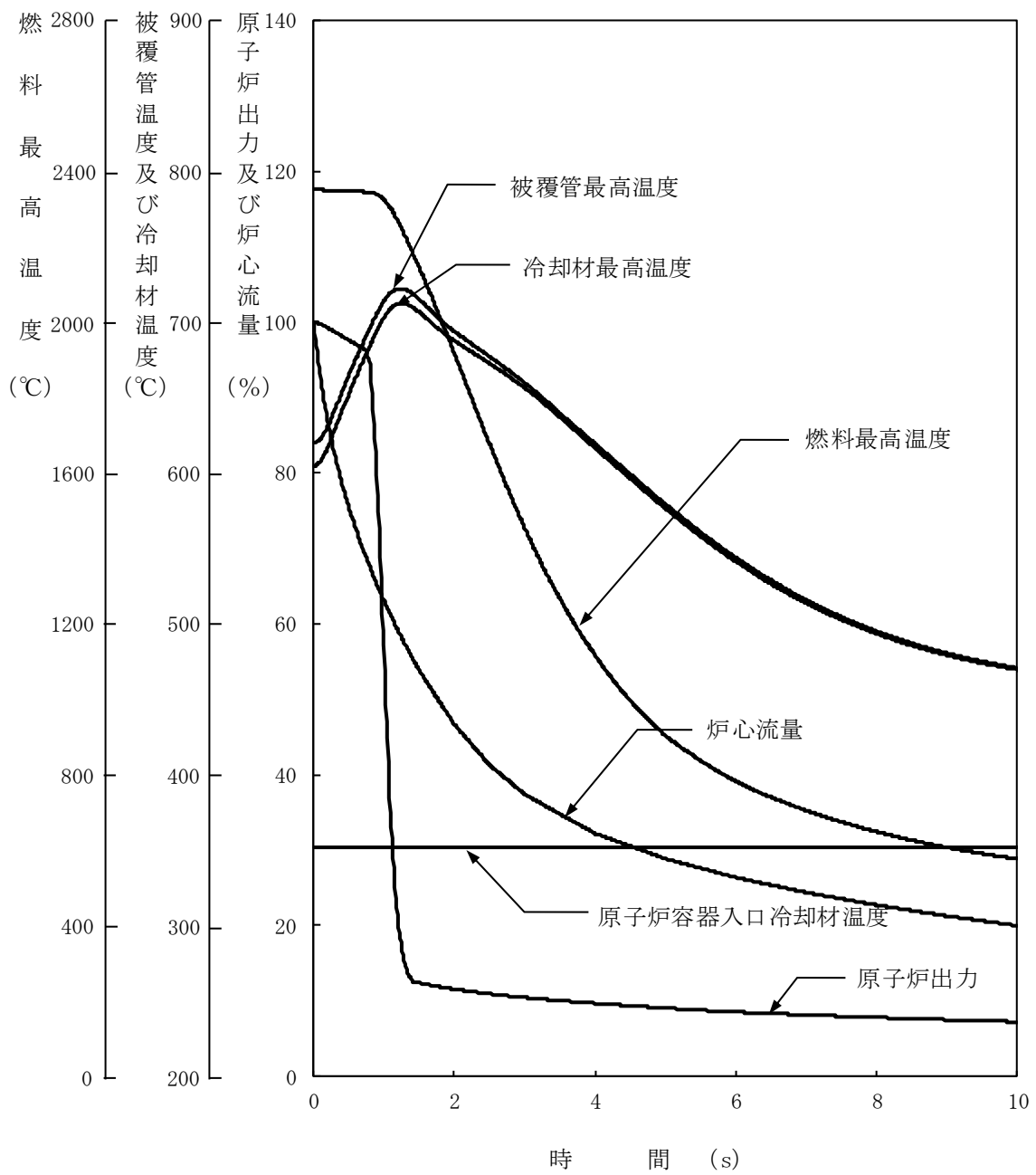
希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 3.1×10^{-3} mSv

3.12.3 結論

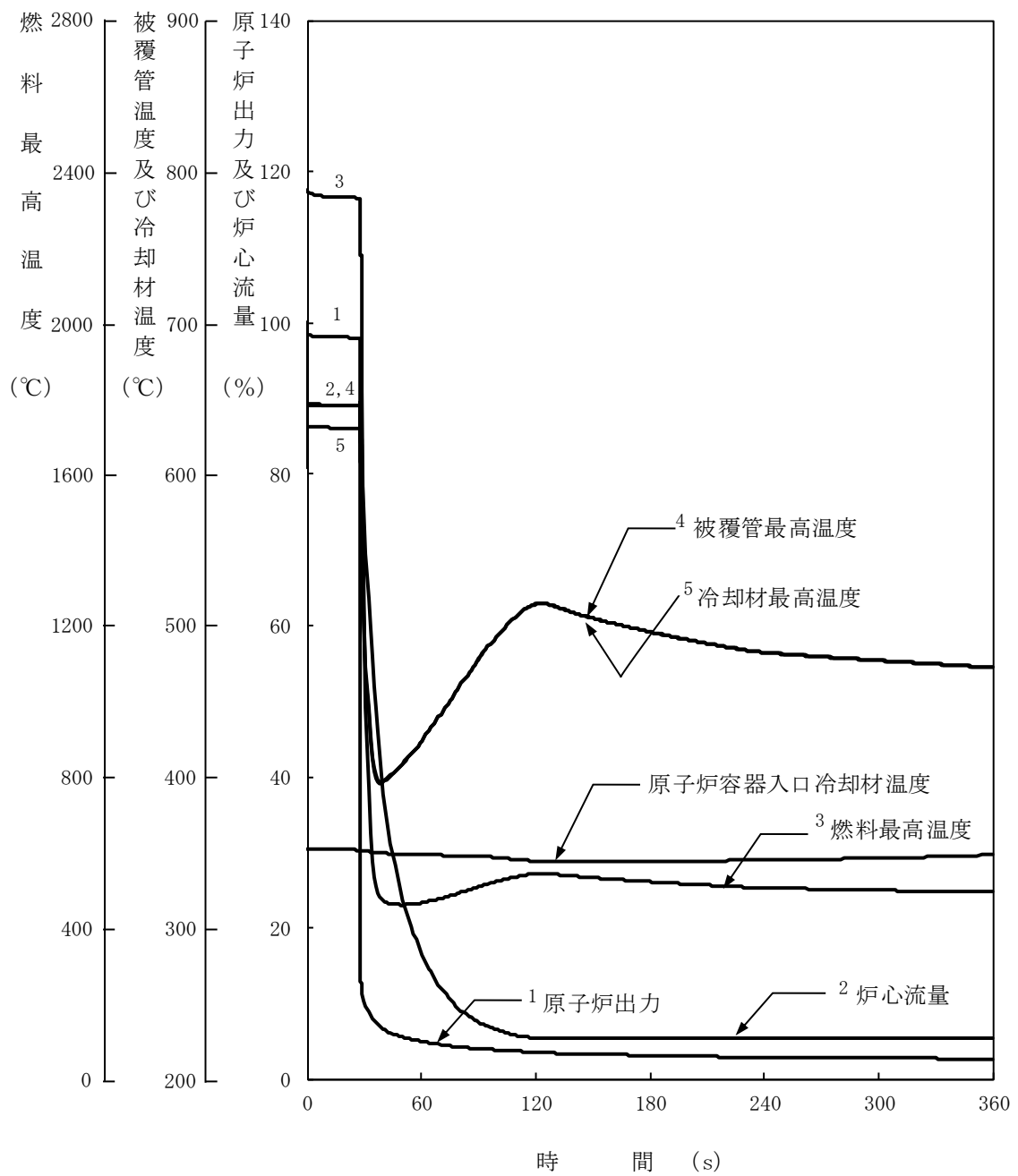
この事故において、前述の防止対策を踏まえた評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。



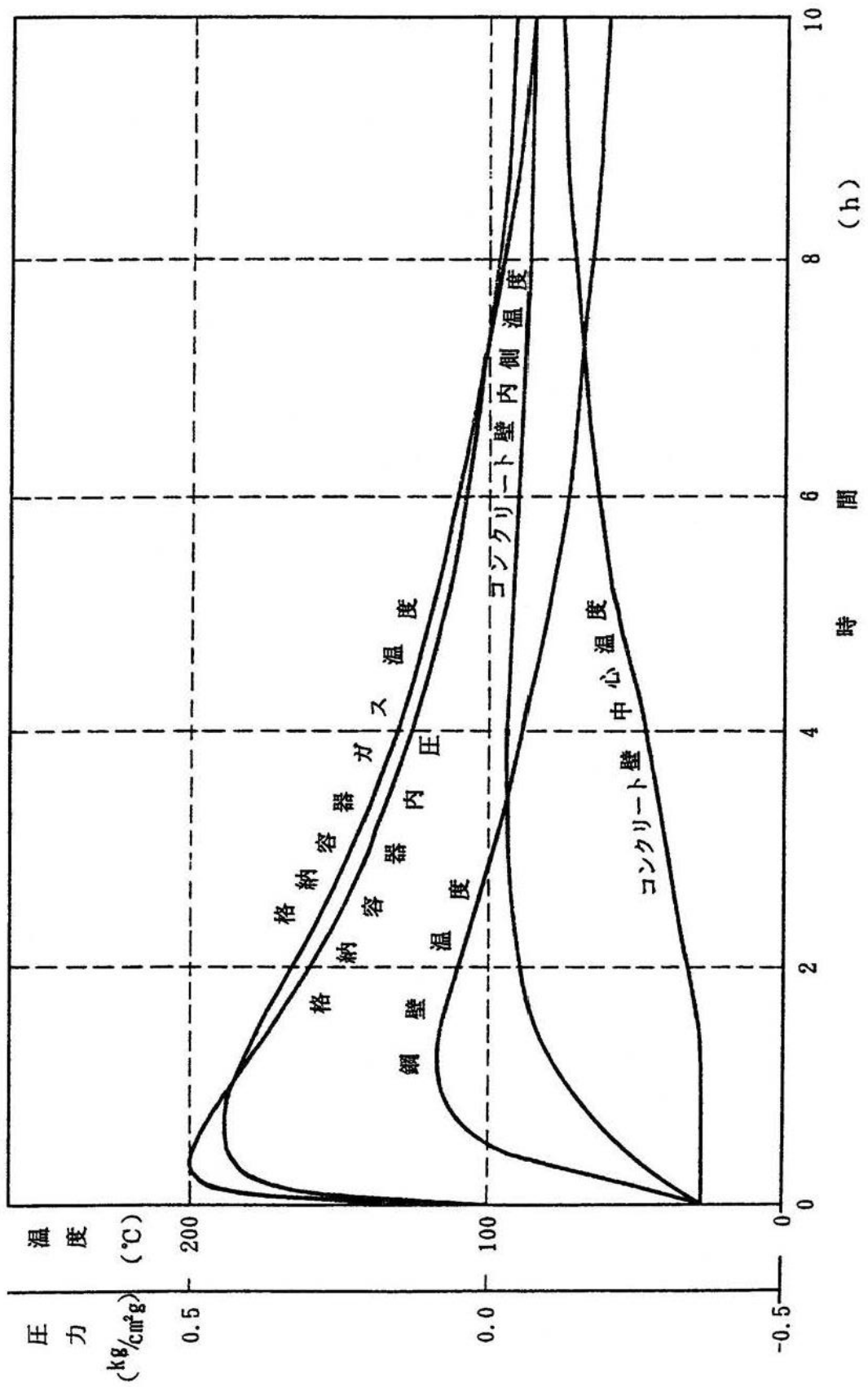
第 3.1 図 燃料スランピング事故



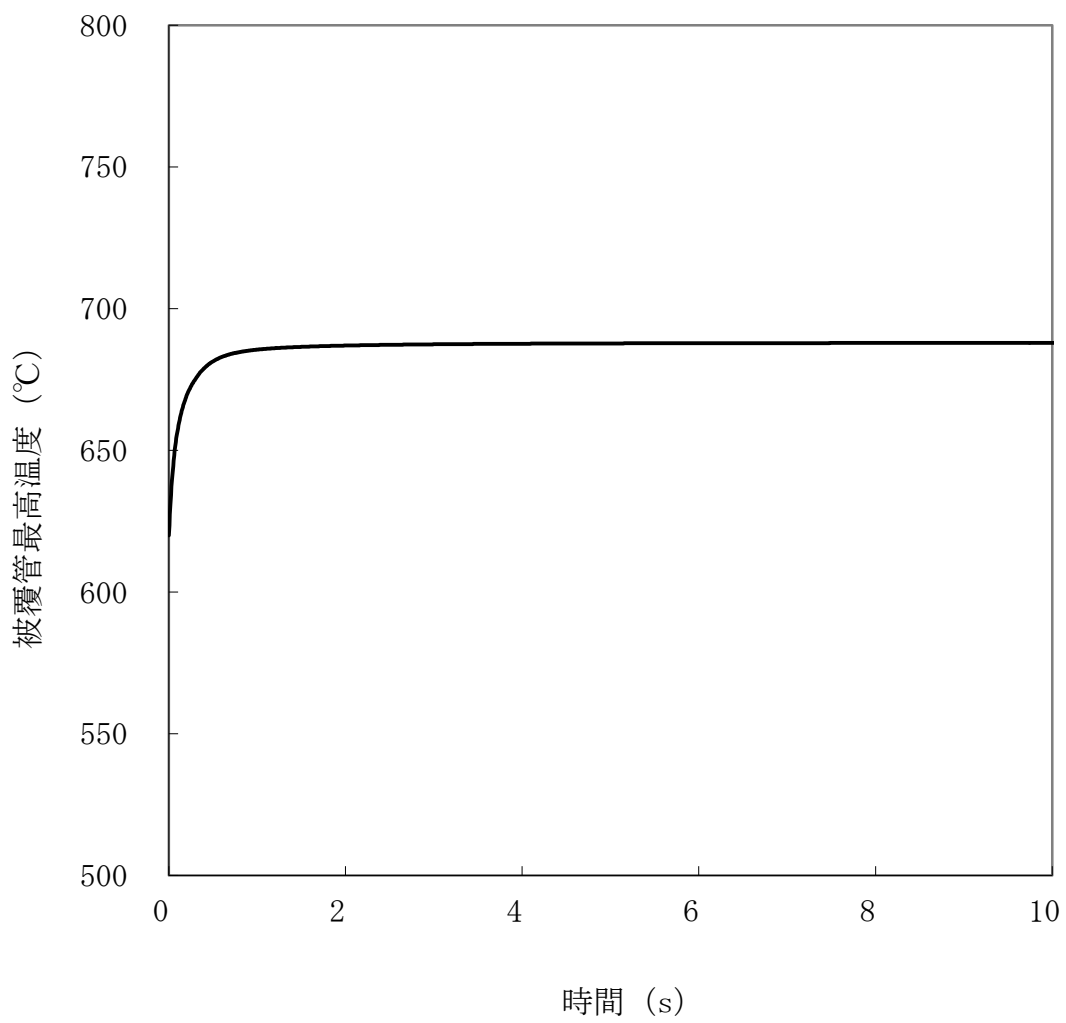
第 3.2 図 1 次主循環ポンプ軸固着事故



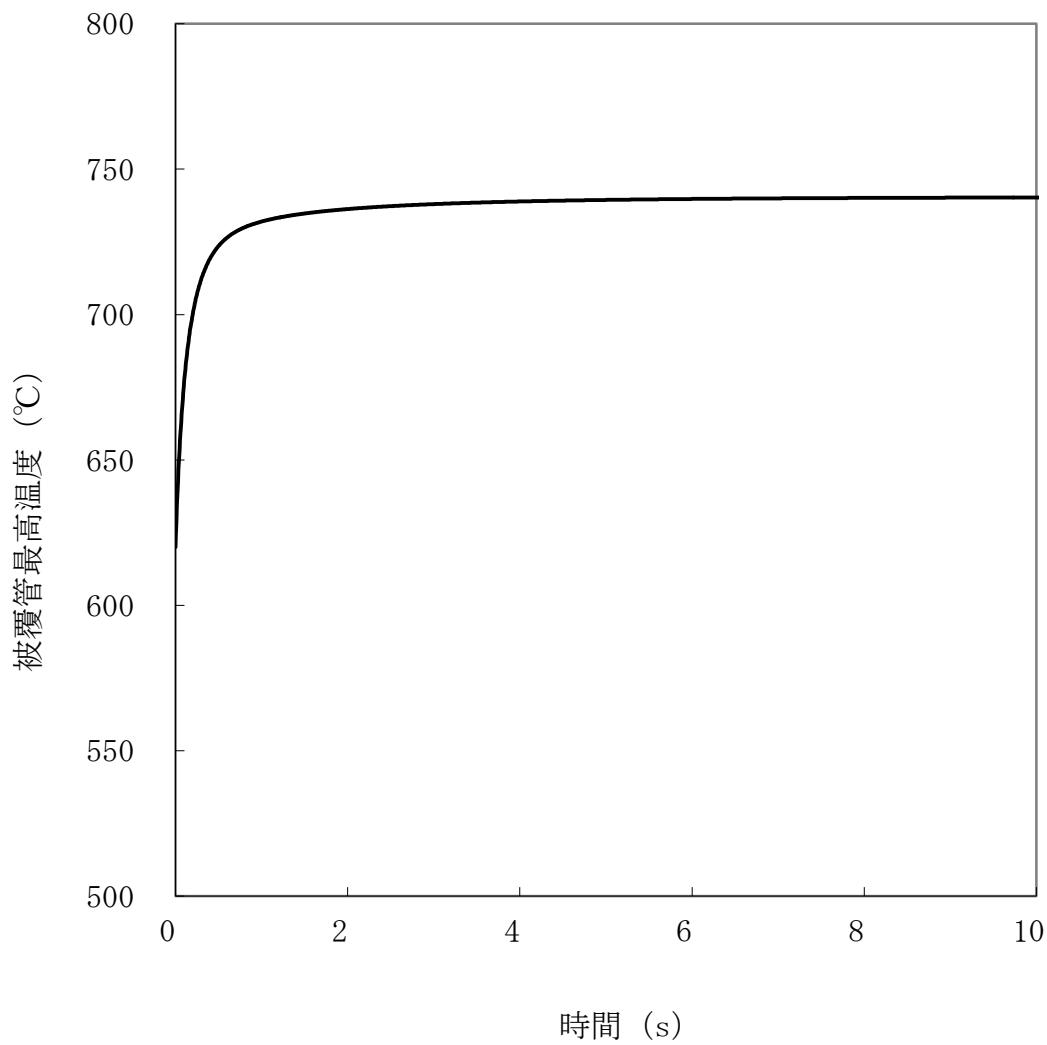
第 3.3 図 1 次冷却材漏えい事故 (炉心冷却能力の解析)



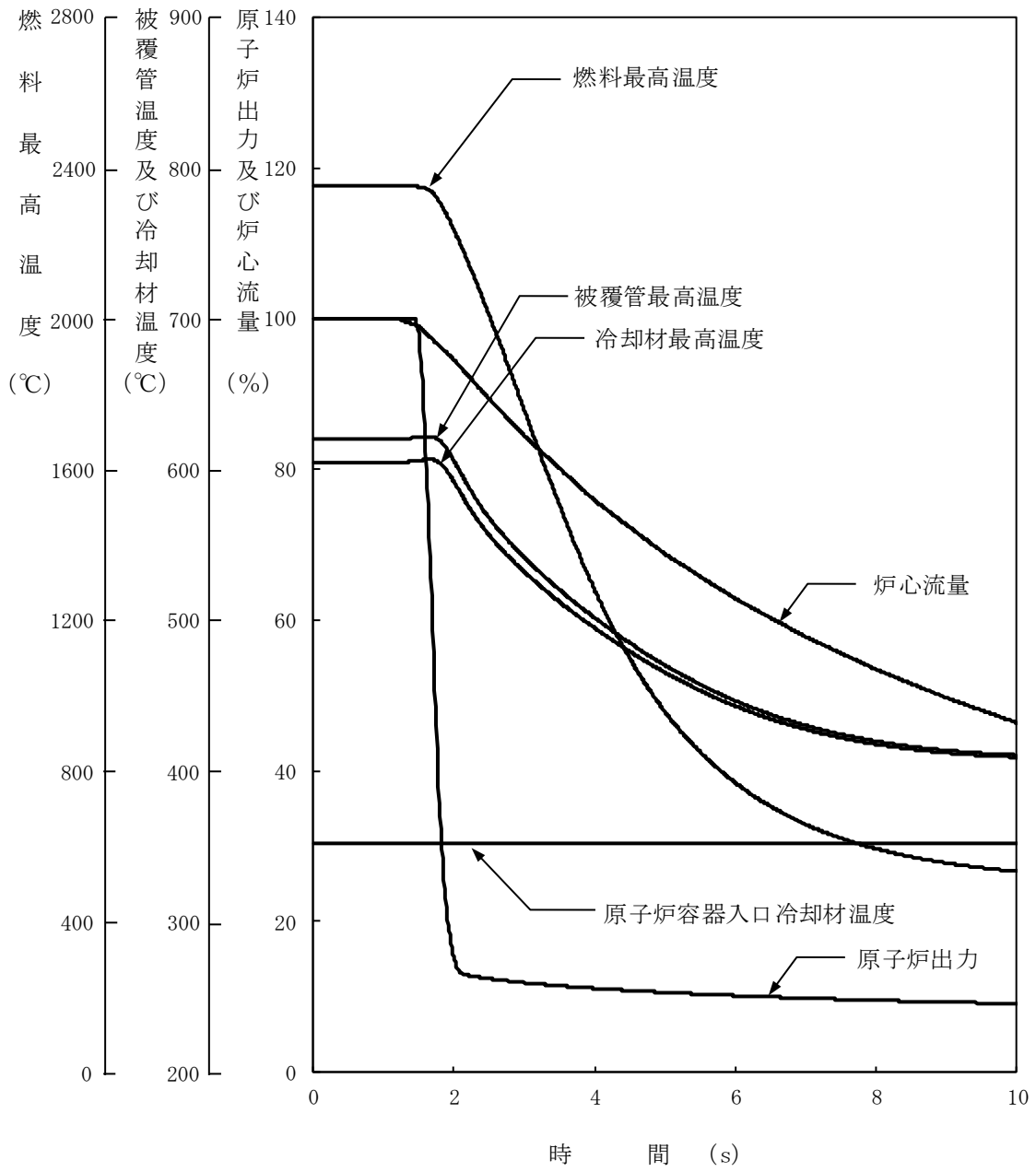
第 3.4 図 1 次冷却材漏えい事故 (漏えいナトリウムによる熱的影響の解析)



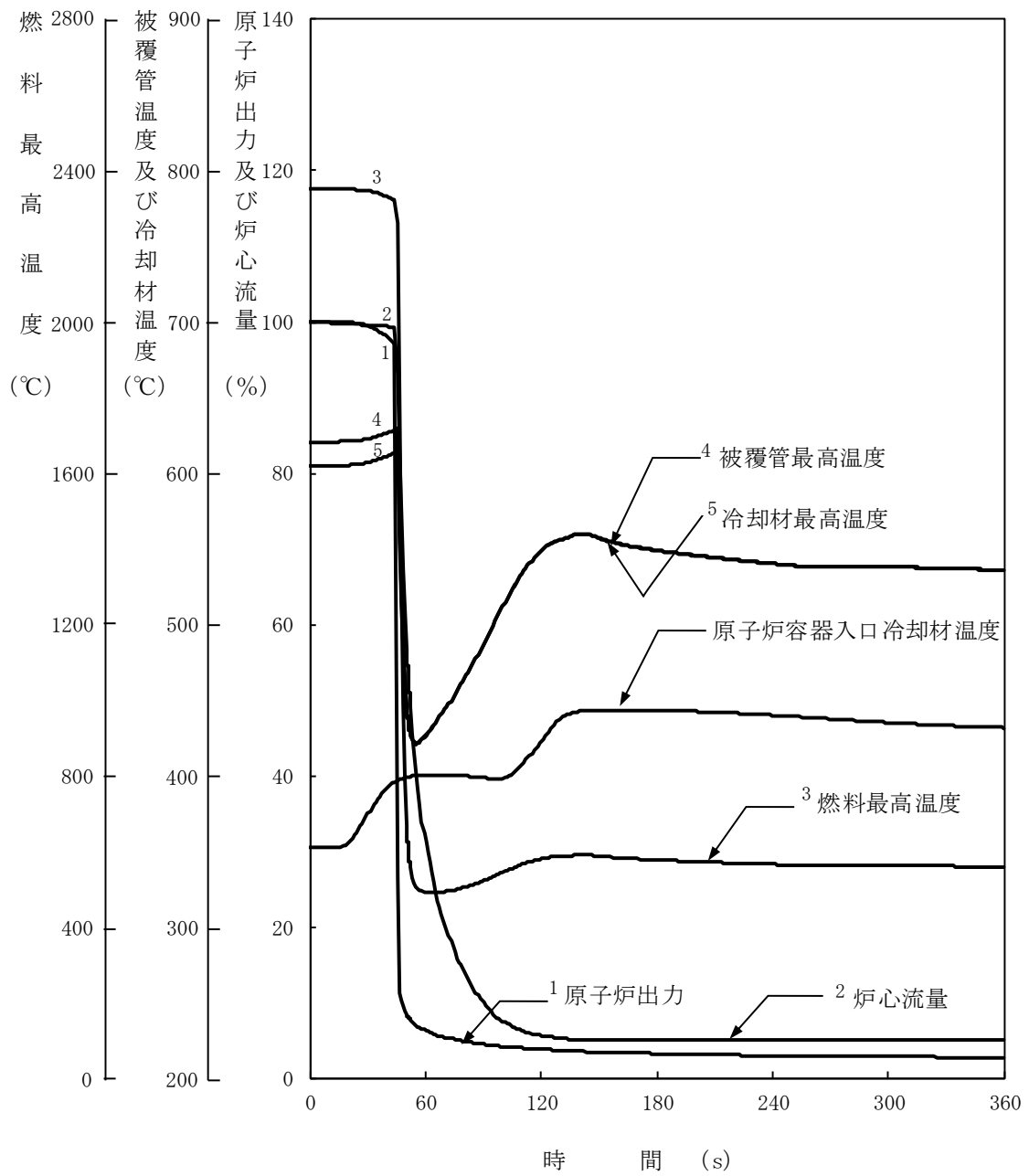
第 3.5 図 冷却材流路閉塞事故(流路閉塞による被覆管温度変化)



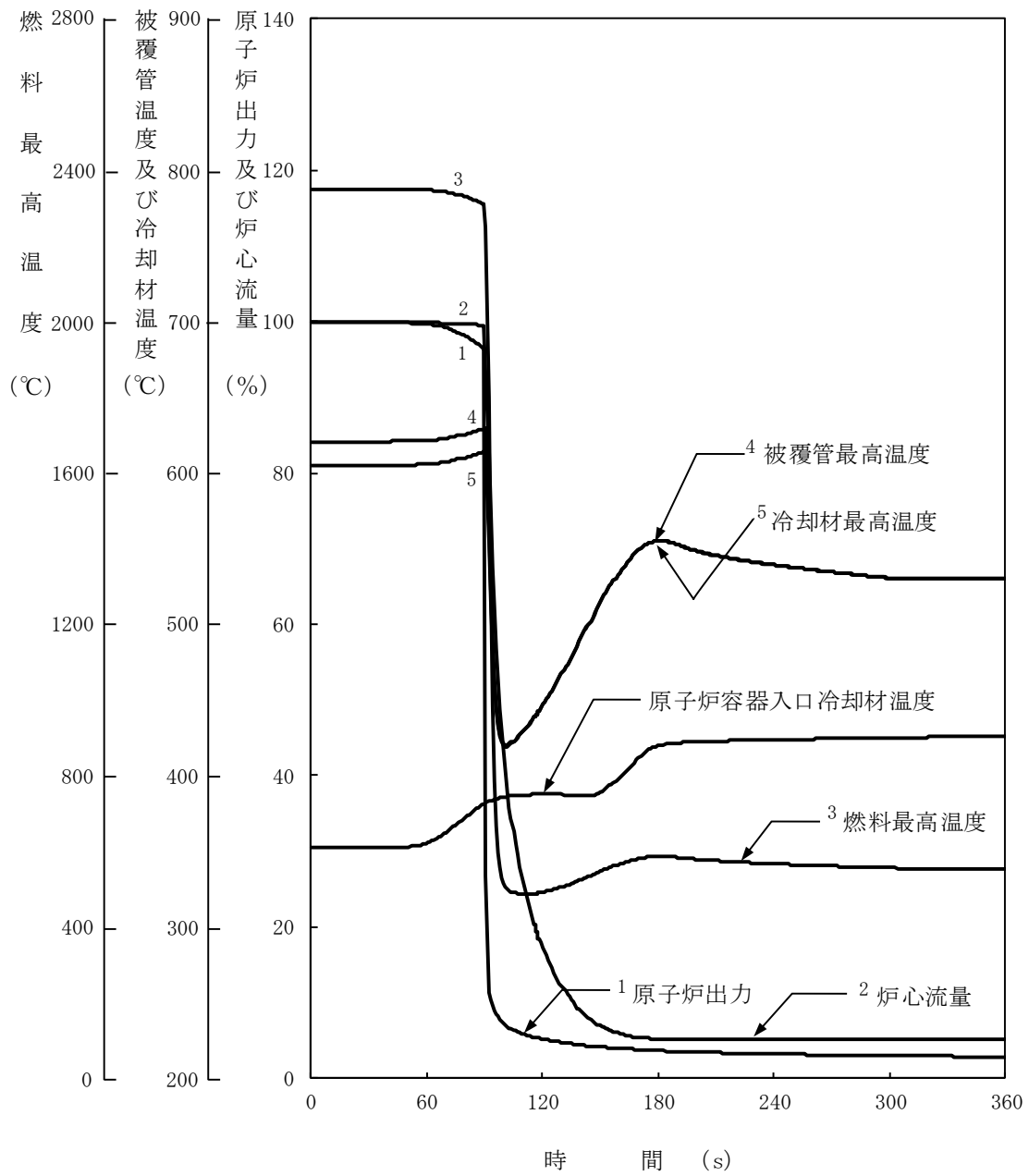
第 3.6 図 冷却材流路閉塞事故(核分裂生成ガスジェット衝突による隣接燃料被覆管温度変化)



第 3.7 図 2 次主循環ポンプ軸固着事故



第 3.8 図 2 次冷却材漏えい事故



第 3.9 図 主送風機風量瞬時低下事故