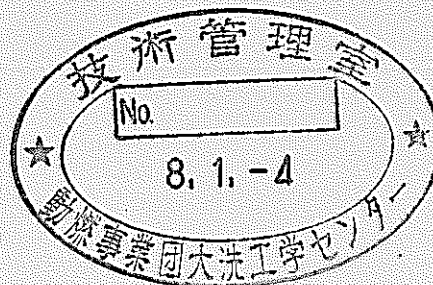


# 「常陽」MK-III計画に係る安全評価

## (3. 移行炉心の安全解析)

1995年9月



動力炉・核燃料開発事業団  
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

## 「常陽」MK-III計画に係る安全評価

## (3. 移行炉心の安全解析)

島川佳郎\*1

## 要 旨

本資料は、「常陽」MK-III計画に係る安全評価の一環として実施した移行炉心(MK-II炉心からMK-III炉心への移行過程における炉心)の炉心安全解析についてまとめたものである。

本安全解析では、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」として各種の代表事象を選定し、これらの事象が発生した際の炉心及びプラント全体の動特性の解析を行い、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高到達温度を評価することにより、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性の確認を行っている。

解析に当たっては、移行炉心の炉心 - III改造前のプラント特性等を勘案して、各事象の起因事象想定、反応系、炉保護系の特性、原子炉停止系の特性、単一故障想定等の解析条件を設定している。また、解析には動特性解析コード「MIMIR」及び「HARHO-IN」を使用している。

本解析の結果は以下に示すとおりであり、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」のいずれの事象においても、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高到達温度はそれらの熱設計基準値を超えないことが明かとなった。したがって、燃料の健全性が損なわれることはなく、MK-II炉心からMK-III炉心への移行過程においても、安全設計の基本方針が妥当であることが確認された。

## (1) 運転時の異常な過渡変化

- ① 燃料最高温度 : 2609℃ (主冷却器空気流量の増大)
- ② 被覆管最高温度 : 765℃ (1次冷却材流量減少)
- ③ 冷却材最高温度 : 749℃ (1次冷却材流量減少)

## (2) 事故

- ① 燃料最高温度 : 2592℃ (燃料スランピング事故)
- ② 被覆管最高温度 : 808℃ (1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)
- ③ 冷却材最高温度 : 796℃ (1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)

\*1 大洗工学センター 実験炉部技術課

## 目 次

1. 緒 言 .....	1
2. 解析事象 .....	5
3. 判断基準 .....	6
4. 解析条件 .....	7
5. 解析結果及び評価 .....	59
6. 結 言 .....	84
7. 謝 辞 .....	85
8. 参考文献 .....	86
付録-A 解析に使用した設計データ .....	87
付録-B 設置変更許可申請書の記載値について .....	99

## 表リスト

第4.1-1表	主要な解析条件（運転時の異常な過渡変化）
第4.1-2表	主要な解析条件（事故）
第4.2-1表	解析上のプラントヒート・マスバランス
第4.3-1表	最大反応度付加率及びスランピング反応度
第4.3-2表	流量増加事象における最大流量
第4.4-1表	各種反応度係数の最大値及び最小値
第4.4-2表	反応度係数の組み合わせ
第4.5-1表	原子炉保護系の設定値
第4.5-2表	原子炉保護系の応答時間
第4.6-1表	原子炉スクラム時の反応度挿入曲線
第4.6-2表	制御棒一斉挿入時の反応度挿入曲線
第4.8-1表	安全機能の分類及び単一故障の影響評価
第4.8-2表	原子炉保護系検出器の多重性
第4.8-3表	単一故障想定（運転時の異常な過渡変化）
第4.8-4表	単一故障想定（事故）
第4.9-1表	原子炉停止後の崩壊熱の計算条件
第4.9-2表	原子炉停止後の崩壊熱曲線
第5.2-1表	主要な解析結果（運転時の異常な過渡変化）
第5.2-2表	主要な解析結果（事故）

### （付録-A）

第A-1表	移行炉心の基本仕様
第A-2表	軸方向出力分布
第A-3表	制御棒反応度価値
第A-4表	各種反応度係数
第A-5表	動特性パラメータ

### （付録-B）

第B-1表	被覆管最高温度初期値のピーク温度に対する影響
-------	------------------------

## 図リスト

- |               |                               |
|---------------|-------------------------------|
| 第 1 - 1 図     | MK - II 炉心からMK - III 炉心への移行手順 |
| 第 1 - 2 図     | 移行炉心の安全解析作業の流れ                |
| 第 4. 1 - 1 図  | 解析条件 (未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き)     |
| 第 4. 1 - 2 図  | 解析条件 (出力運転中の制御棒の異常な引抜き)       |
| 第 4. 1 - 3 図  | 解析条件 (1次冷却材流量増大)              |
| 第 4. 1 - 4 図  | 解析条件 (1次冷却材流量減少)              |
| 第 4. 1 - 5 図  | 解析条件 (外部電源喪失)                 |
| 第 4. 1 - 6 図  | 解析条件 (2次冷却材流量増大)              |
| 第 4. 1 - 7 図  | 解析条件 (2次冷却材流量減少)              |
| 第 4. 1 - 8 図  | 解析条件 (主冷却器空気流量の増大)            |
| 第 4. 1 - 9 図  | 解析条件 (主冷却器空気流量の減少)            |
| 第 4. 1 - 10 図 | 解析条件 (燃料スランピング事故)             |
| 第 4. 1 - 11 図 | 解析条件 (1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)       |
| 第 4. 1 - 12 図 | 解析条件 (1次冷却材漏えい事故)             |
| 第 4. 1 - 13 図 | 解析条件 (2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)       |
| 第 4. 1 - 14 図 | 解析条件 (2次冷却材漏えい事故)             |
| 第 4. 1 - 15 図 | 解析条件 (主送風機軸固着事故)              |
| 第 4. 2 - 1 図  | 炉心部チャンネル構成 (「MIMIR」コード)       |
| 第 4. 2 - 2 図  | 炉心部チャンネル構成 (「HARHO-IN」コード)    |
| 第 4. 5 - 1 図  | 原子炉保護系の応答の流れ                  |
| 第 4. 6 - 1 図  | 原子炉スクラム時制御棒挿入特性               |
| 第 5. 1 - 1 図  | 解析結果 (未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き)     |
| 第 5. 1 - 2 図  | 解析結果 (出力運転中の制御棒の異常な引抜き)       |
| 第 5. 1 - 3 図  | 解析結果 (1次冷却材流量増大)              |
| 第 5. 1 - 4 図  | 解析結果 (1次冷却材流量減少)              |
| 第 5. 1 - 5 図  | 解析結果 (外部電源喪失)                 |
| 第 5. 1 - 6 図  | 解析結果 (2次冷却材流量増大)              |
| 第 5. 1 - 7 図  | 解析結果 (2次冷却材流量減少)              |
| 第 5. 1 - 8 図  | 解析結果 (主冷却器空気流量の増大)            |
| 第 5. 1 - 9 図  | 解析結果 (主冷却器空気流量の減少)            |
| 第 5. 1 - 10 図 | 解析結果 (燃料スランピング事故)             |
| 第 5. 1 - 11 図 | 解析結果 (1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)       |
| 第 5. 1 - 12 図 | 解析結果 (1次冷却材漏えい事故)             |
| 第 5. 1 - 13 図 | 解析結果 (2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)       |
| 第 5. 1 - 14 図 | 解析結果 (2次冷却材漏えい事故)             |
| 第 5. 1 - 15 図 | 解析結果 (主送風機軸固着事故)              |

(付録－A)

- 第 A－1 図 移行炉心の炉心構成
- 第 A－2 図 炉内流量配分
- 第 A－3 図 制御棒ストローク曲線

(付録－B)

- 第 B－1 図 被覆管最高温度初期値のピーク温度に対する影響  
(1次冷却材流量減少)
- 第 B－2 図 被覆管最高温度初期値のピーク温度に対する影響  
(1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)

## 1. 緒 言

高速実験炉「常陽」では、照射効率の向上、各種試験能力の拡充等を目指して、炉心及び冷却系の高性能化を図るMK-Ⅲ計画を進めている。本計画では、炉心及び冷却系の改造のための原子炉停止期間を短縮するとともに、照射試験計画等への影響を軽減し、かつ、MK-Ⅱ燃料の有効利用を図ることを目的として、第1-1図に示すようなMK-Ⅲ炉心への移行手順を採用することとしている。すなわち、燃料集合体を徐々にMK-Ⅱ燃料からMK-Ⅲ燃料に置換するとともに炉心の燃料集合体装荷数を増加させ、MK-Ⅲ初装荷炉心を組むことなく、段階的にMK-Ⅱ炉心からMK-Ⅲ炉心に移行することを計画している。本資料は、MK-Ⅲ計画に係る安全評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類10）の一環として実施した、移行炉心（MK-Ⅱ燃料とMK-Ⅲ燃料の混在する移行過程における炉心）を対象とした炉心安全解析についてまとめたものである。

本安全解析では、「運転時の異常な過渡変化」として9事象、「事故」として6事象を代表事象として選定し、これらの事象が発生した際の炉心及びプラント全体の動特性の解析を行い、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高到達温度を評価することにより、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性の確認を行っている。

解析に当たっては、移行炉心の炉心特性及びMK-Ⅲ改造前のプラント特性等を勘案して、それぞれの事象の解析条件を定めている。その際、移行炉心の炉心特性は、平成3年度及び平成4年度に実施した炉心設計<sup>(1)・(2)</sup>による移行炉心の炉心特性データに基づいて設定している。

なお、本解析には、動特性解析コード「MIMIR」及び「HARHO-IN」を使用した。第1-2図に移行炉心の安全解析作業の流れを示す。本解析では、まず、「MIMIR」コードを用いて炉心及び冷却系を含むプラント全体を対象とした動特性解析を行い、出力、温度、流量等の主要なプロセス量の過渡応答を計算している。続いて、「MIMIR」コードにより計算した炉心流量、炉心入口温度の過渡応答等を境界条件として、「HARHO-IN」コードを用いて炉心部のみを対象とした詳細な動特性解析を行い、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高到達温度を計算している。これらのコードの解析モデル等の妥当性については、種々の試験解析により十分な検証が行われている。また、これらのコードはMK-Ⅲ改造前の「常陽」及び原型炉「もんじゅ」の安全解析にも使用されており、十分な使用実績を有している。

本資料の記載内容は次のとおりである。

第2章では、本安全解析の代表事象選定の考え方についてまとめた。

第3章では、選定した解析事象についての評価に関する判断の基準についてまとめた。

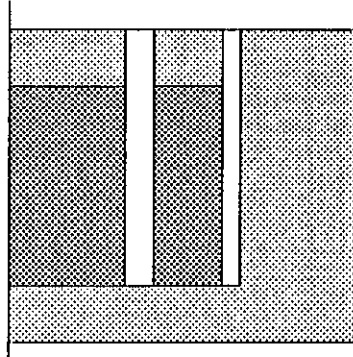
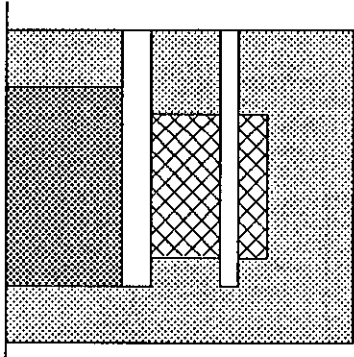
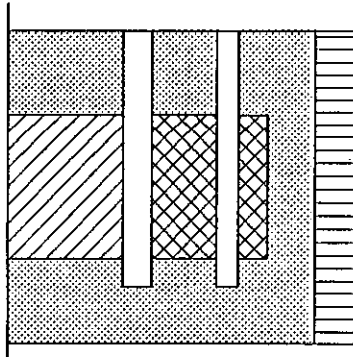
第4章では、選定した解析事象について、初期定常運転状態、起因事象想定、反応度係数、原子炉保護系の特性、原子炉停止系の特性、単一故障想定等の解析条件



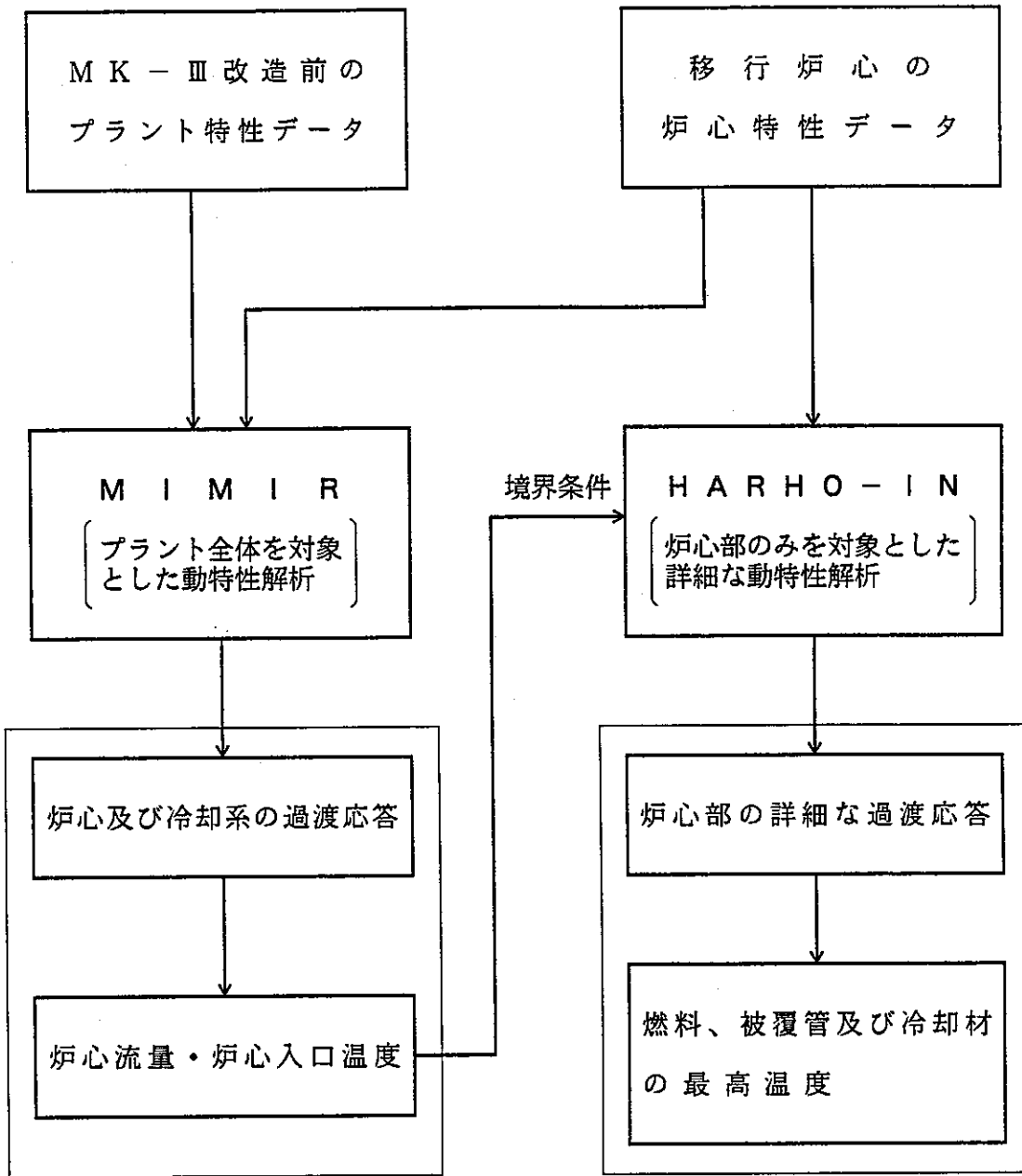
をまとめた。なお、これらの解析条件は炉心、冷却系等の設計データに基づき、実際よりも厳しい保守的な解析結果が得られるように設定している。

第5章では、各事象の解析結果及びその評価結果をまとめた。

また、付録－Aでは、本安全解析の解析条件を設定する際のベースとした移行炉心に関する設計データをまとめた。なお、本安全解析の実施後、初期定常運転状態に係わる条件が変更されたため、設置変更許可申請書には本安全解析で求められた解析結果を一部修正した値が記載されている。本安全解析の解析結果と設置変更許可申請書記載値との関係について、付録－Bにまとめた。

炉 心 名 称	M K - II 炉 心 (制 御 棒 移 設 炉 心)	移 行 炉 心	M K - III 炉 心
炉 心 構 成 ■: MK-II 燃料集合体 ▨: MK-III 燃料集合体 (内側炉心用) ▩: MK-III 燃料集合体 (外側炉心用) □: 反 射 体 ▤: 遮へい集合体 □: 制 御 棒	 <p>炉心中心</p>	 <p>炉心中心</p>	 <p>炉心中心</p>
原 子 炉 出 力	1 0 0 MW	1 0 0 MW	1 4 0 MW
燃 料 集 合 体 装 荷 数	6 5 体	8 5 体	8 5 体
炉 心 高 さ	5 5 cm	内側 5 5 cm, 外側 5 0 cm	5 0 cm
制 御 棒 配 置	3 列に 5 体, 5 列に 1 体	3 列に 5 体, 5 列に 1 体	3 列に 4 体, 5 列に 2 体

第 1 - 1 図 MK - II 炉心からMK - III 炉心への移行手順



第 1 - 2 図 移行炉心の安全解析作業の流れ

## 2. 解析事象

別途実施したMK-Ⅲ炉心の安全解析<sup>(3)</sup>では、炉心安全の観点から安全解析を実施し、燃料の健全性を確認すべき事象として、下記の事象を選定し、解析・評価を行っている。これらの事象は、基本的には変更前の事象に準じて選定されたものであるが、本来、安全評価における代表事象は、個々のプラントの設計上の特質を踏まえ、プラントの内外で予想される種々の異常の要因及び異常が生じた後の事象の推移について総合的な分析を行い、事象の包絡性を検討した上で定められるべきものである。そこで、代表事象として選定すべき事象については、「もんじゅ」の安全評価における代表事象の選定の手順を参考として別途詳細な検討を行い、これらの事象が代表事象として適切なものであることを確認している<sup>(4)</sup>。

MK-Ⅱ炉心からMK-Ⅲ炉心への移行過程においても、プラントの内外で予想される種々の異常の要因や異常が生じた後の事象の推移はMK-Ⅲ改造後と大きく異なることはないので、代表事象選定の基本的な考え方はMK-Ⅲ炉心の安全解析と同様と考えることができる。したがって、移行炉心の安全解析でも、下記の事象について炉心安全の観点から安全解析を実施することとした。

### (1) 運転時の異常な過渡変化

- ① 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」
- ② 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」
- ③ 「1次冷却材流量増大」
- ④ 「1次冷却材流量減少」
- ⑤ 「外部電源喪失」
- ⑥ 「2次冷却材流量増大」
- ⑦ 「2次冷却材流量減少」
- ⑧ 「主冷却器空気流量の増大」
- ⑨ 「主冷却器空気流量の減少」

### (2) 事故

- ① 「燃料スランピング事故」
- ② 「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」
- ③ 「1次冷却材漏えい事故」
- ④ 「2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」
- ⑤ 「2次冷却材漏えい事故」
- ⑥ 「主送風機軸固着事故」

### 3. 判断基準

選定した「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の各事象の評価に関する判断の基準は、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」<sup>(5)</sup>、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」<sup>(6)</sup>等を参考として、以下に示すとおりとした。

#### (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。

##### (a) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。

具体的には、被覆管肉厚中心最高温度は830℃以下であることとする。

なおこの温度は、被覆管が運転時の異常な過渡変化時に急速な温度上昇により破損することを防止するため、照射済燃料要素の被覆管の炉外急速加熱試験データを基に、適切な安全余裕を考慮して定められたものである。

##### (b) 冷却材は沸騰しないこと。

具体的には、冷却材最高温度は910℃以下であることとする。

なおこの温度は、運転時の異常な過渡変化時に冷却材が沸騰することにより被覆管表面の熱伝達特性が変化して、被覆管が過度の温度上昇により破損することを防止するため、冷却材が沸騰しない値として定められたものである。

##### (c) 燃料最高温度が燃料溶融温度を下回ること。

具体的には、燃料中心最高温度は2650℃以下であることとする。

なおこの温度は、運転時の異常な過渡変化時に燃料ペレットの溶融に起因して被覆管が破損することを防止するため、適切な安全余裕を考慮して定められたものである。

#### (2) 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恐れがなく、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、さらに核分裂生成物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。

(a) 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

(b) 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。

(c) 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。

## 4. 解析条件

### 4. 1 概要

本章では、選定した「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の各事象の解析における解析条件についてまとめた。これらの解析条件は、付録-Aに記載の移行炉心の設計データ等に基づき、保守的に解析結果が厳しくなるよう設定したものである。

これらの解析条件のうち、主要な事項について第4. 1-1表及び第4. 1-2表にまとめた。また、各事象ごとの解析条件を第4. 1-1図～第4. 1-15図にまとめた。

- (1) 初期定常運転状態
- (2) 起因事象想定
- (3) 反応度係数
- (4) 原子炉保護系の特性
- (5) 原子炉停止系の特性
- (6) インタロック及び制御系の特性
- (7) 単一故障想定
- (8) 原子炉停止後の崩壊熱除去

第4.1-1表 主要な解析条件（運転時の異常な過渡変化）

事象名	起因事象・炉停止までの事象推移		ド	燃	構	冷	支	原子炉保護系項目	単一故障想定
未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	反応度価値最大の制御棒1本の最大速度での引抜き	出力上昇 炉心燃料・冷却材温度上昇	最大値	-	最大値	最大値	-	出力領域中性子束高 (原子炉スクラム)	——
出力運転中の制御棒の異常な引抜き	反応度価値最大の制御棒1本の最大速度での引抜き	出力上昇 炉心燃料・冷却材温度上昇	最大値	-	最大値	最大値	-	出力領域中性子束高 (原子炉スクラム)	——
1次冷却材流量増大	1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の短絡	炉心流量増加 炉心冷却材温度低下 出力上昇	最大値	-	最小値	最小値	-	出力領域中性子束高 (原子炉スクラム)	2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
1次冷却材流量減少	1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止	炉心流量減少 炉心冷却材温度上昇 出力低下	最小値	最小値	最大値	最大値	-	1次冷却材流量低 (原子炉スクラム)	1ループのボニーマータ引継ぎ失敗
外部電源喪失	一般電源系統の全系統同時喪失	炉心流量減少 炉心冷却材温度上昇 出力低下	最小値	最小値	最大値	最大値	-	電源喪失 (原子炉スクラム)	1ループのボニーマータ引継ぎ失敗
2次冷却材流量増大	1ループの2次冷却系主循環ポンプの電動機の短絡	2次冷却材流量増加 炉心入口温度低下 出力上昇	最大値	-	最小値	最小値	最小値	出力領域中性子束高 (原子炉スクラム)	2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
2次冷却材流量減少	1ループの2次冷却系主循環ポンプの停止	2次冷却材流量減少	最小値	最小値	最大値	最大値	-	2次冷却材流量低 (制御棒一斉挿入)	2ループの主送風機の停止
主冷却器空気流量の増大	1ループの主冷却機1台のベーン、ダンパ全開	空気流量増加 炉心入口温度低下 出力上昇	最大値	-	最小値	最小値	最小値	出力領域中性子束高 (原子炉スクラム)	2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
主冷却器空気流量の減少	主送風機1台の停止	空気流量減少 炉心入口温度上昇 出力低下	最小値	最小値	最大値	最大値	-	原子炉入口冷却材温度高 (制御棒一斉挿入)	2ループの主送風機の停止

(注) ド：ドップラ係数、燃：燃料温度係数、構：構造材温度係数、冷：冷却材温度係数、支：炉心支持板温度係数

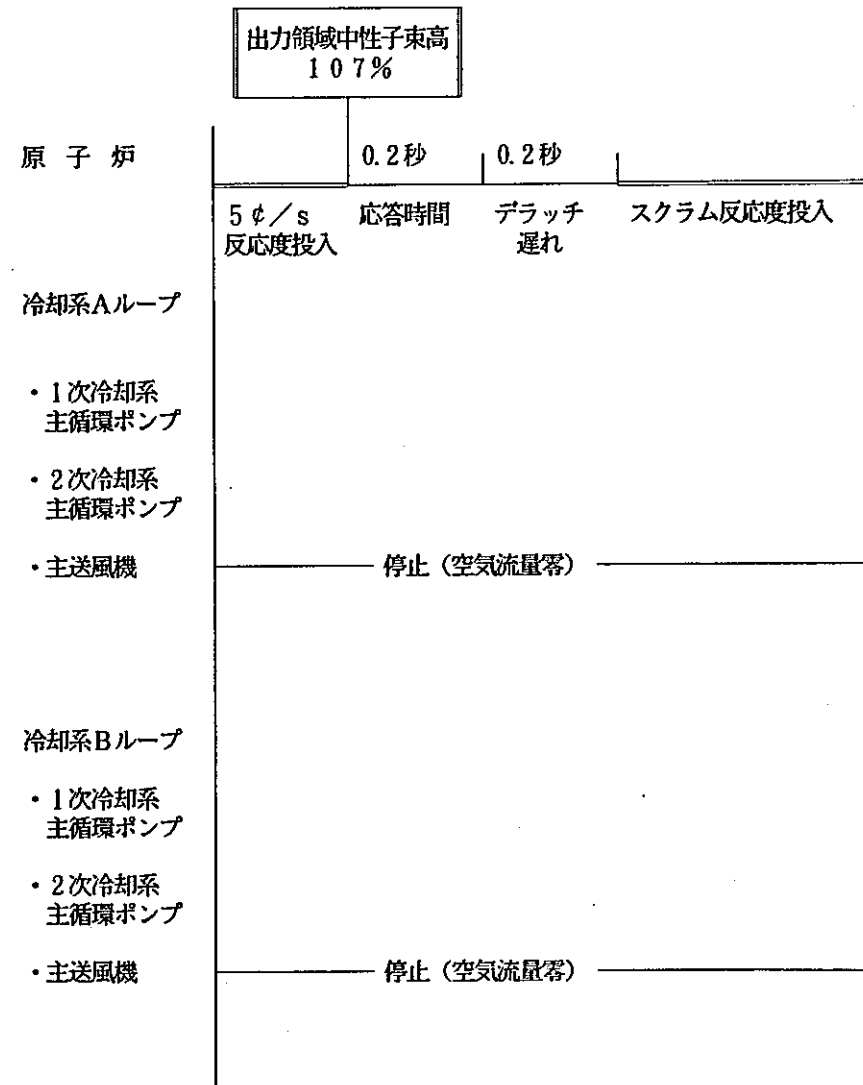
第4.1-2表 主要な解析条件（事故）

事象名	起因事象・炉停止までの事象推移		ド	燃	構	冷	支	原子炉保護系項目	単一故障想定
燃料スランピング事故	最大の反応度係数を持つ集合体1体の全燃料要素で同時にスランピングが発生	出力上昇 炉心燃料・冷却材温度上昇	最大値	-	最大値	最大値	-	出力領域中性子束高 (原子炉スクラム)	2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故	1ループの1次冷却系主循環ポンプの軸固着	炉心流量減少 炉心冷却材温度上昇 出力低下	最小値	最小値	最大値	最大値	-	1次冷却材流量低 (原子炉スクラム)	事故ループの逆止弁開固着
1次冷却材漏えい事故	ポンプ-炉容器間で1次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	炉心流量減少 炉心冷却材温度上昇 出力低下	最小値	最小値	最大値	最大値	-	炉内ナトリウム液面低 (原子炉スクラム)	2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故	1ループの2次冷却系主循環ポンプの軸固着	2次冷却材流量減少	最小値	最小値	最大値	最大値	-	2次冷却材流量低 (制御棒一斉挿入)	2ループの主送風機の停止
2次冷却材漏えい事故	1ループの主中間熱交換器2次側除熱能力の瞬時完全喪失	2次系完全断熱 炉心入口温度上昇 出力低下	最小値	最小値	最大値	最大値	-	原子炉入口冷却材温度高 (制御棒一斉挿入)	2ループの主送風機の停止
主送風機軸固着事故	主送風機1台の軸固着	空気流量減少 炉心入口温度上昇 出力低下	最小値	最小値	最大値	最大値	-	原子炉入口冷却材温度高 (制御棒一斉挿入)	2ループの主送風機の停止

(注) ド：ドップラ係数、燃：燃料温度係数、構：構造材温度係数、冷：冷却材温度係数、支：炉心支持板温度係数

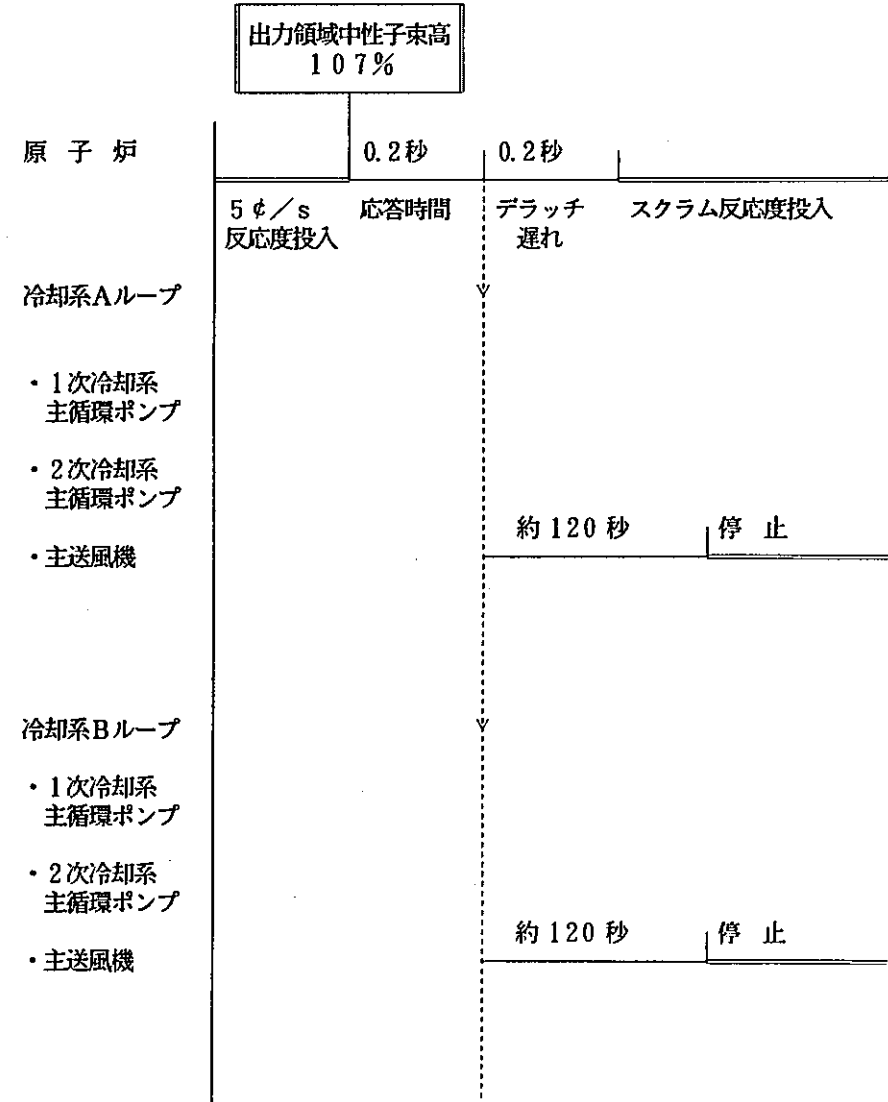


事象名		未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
初期状態	原子炉出力	核出力 10 <sup>-7</sup> %、熱出力 0.1W：臨界
	原子炉入口温度	372℃
	原子炉出口温度	372℃
起 因 事 象		反応度価値最大の制御棒一本の最大速度での引抜き。 5¢/sのランプ状の正の反応度投入。
炉停止までの事象推移		正の反応度投入により原子炉出力上昇。炉心燃料、炉心冷却材温度上昇。
反応度係数	ドップラ係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	燃料温度係数	考慮しない
	構造材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	冷却材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	支持板温度係数	考慮しない
原子炉保護系項目		出力領域中性子束高
設定値及び応答時間		107% ・ 0.2秒
単 一 故 障 想 定		該当なし
炉停止後の事象推移		1次冷却系主循環ポンプの通常運転による崩壊熱除去。



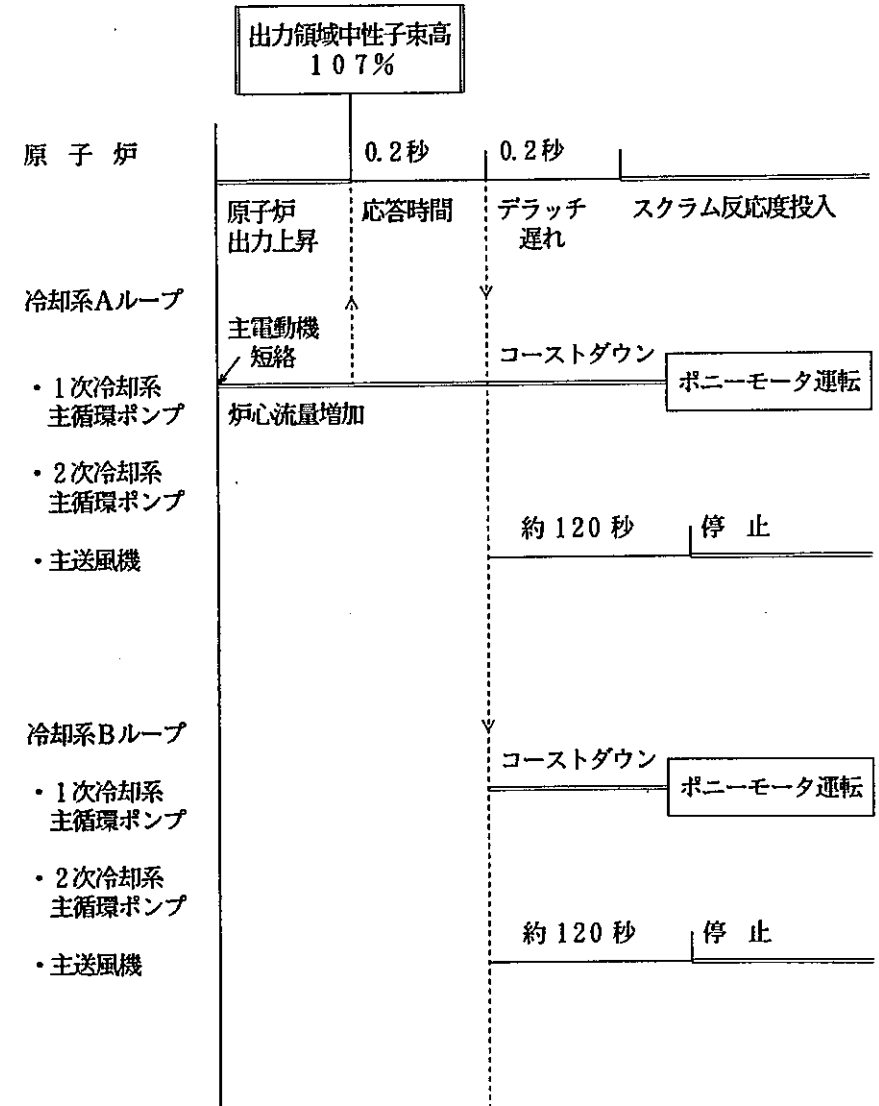
第 4. 1 - 1 図 解析条件（未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き）

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 MW
	原子炉入口温度	372 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起 因 事 象		反応度価値最大の制御棒一本の最大速度での引抜き。 5 $\phi$ /s のランプ状の正の反応度投入。
炉 停 止 まで の 事 象 推 移		正の反応度投入により原子炉出力上昇。炉心燃料、炉心冷却材温度上昇。
反 応 度 係 数	ドップラ係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	燃料温度係数	考慮しない
	構造材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	冷却材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	支持板温度係数	考慮しない
原子炉保護系項目		出力領域中性子束高
設定値及び応答時間		107% ・ 0.2秒
単 一 故 障 想 定		該当なし
炉停止後の事象推移		1次冷却系主循環ポンプの通常運転による崩壊熱除去。



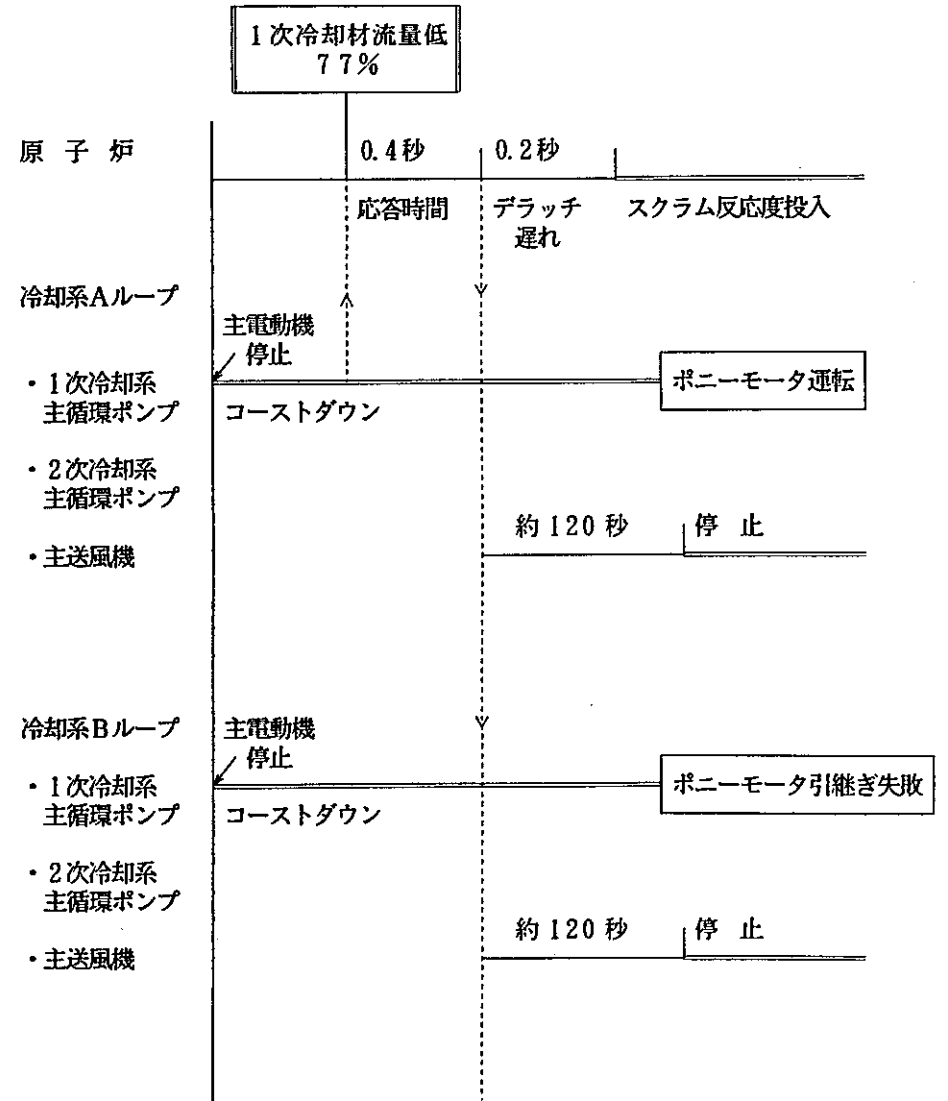
第 4. 1 - 2 図 解析条件（出力運転中の制御棒の異常な引抜き）

事象名		1次冷却材流量増大
初期状態	原子炉出力	100 MW
	原子炉入口温度	372 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起 因 事 象		1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の短絡。 炉心流量がステップ状に120%に増加。
炉停止までの事象推移		炉心流量増加により炉心冷却材温度低下。正の反応度フィードバックにより原子炉出力上昇。
反応度係数	ドップラ係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	燃料温度係数	考慮しない
	構造材温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	冷却材温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	支持板温度係数	考慮しない
原子炉保護系項目		出力領域中性子束高
設定値及び応答時間		107% ・ 0.2秒
単 一 故 障 想 定		2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
炉停止後の事象推移		2ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



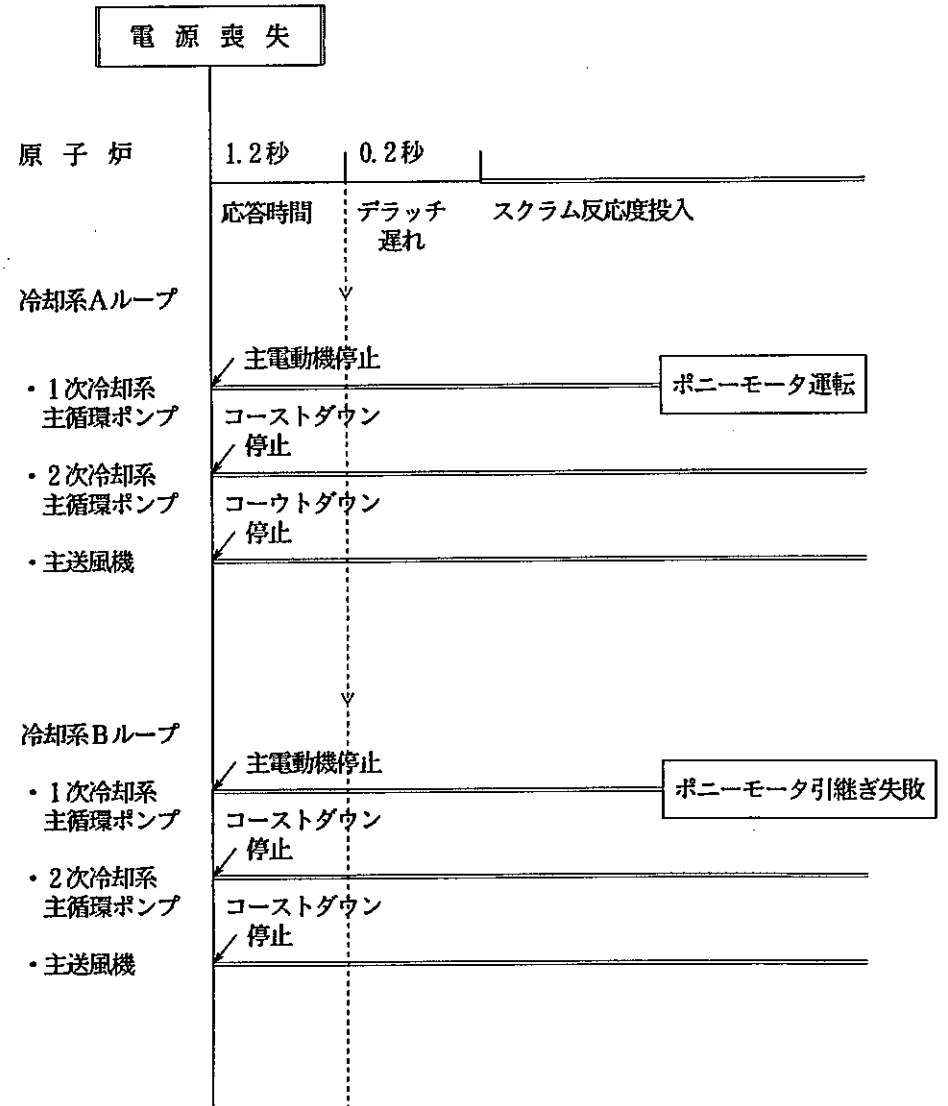
第4.1-3図 解析条件（1次冷却材流量増大）

事 象 名		1 次 冷 却 材 流 量 減 少
初期状態	原子炉出力	100 MW
	原子炉入口温度	372 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起 因 事 象		1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止。 当該ループ及び他の1ループの1次冷却材流量コストダウン。
炉 停 止 まで の 事 象 推 移		炉心流量減少により炉心冷却材温度上昇。負の反応度フィードバックにより原子炉出力低下。
反 応 度 係 数	ドップラ係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	燃料温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	構造材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	冷却材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	支持板温度係数	考慮しない
原子炉保護系項目		1次冷却材流量低
設定値及び応答時間		77% ・ 0.4秒
単 一 故 障 想 定		1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
炉停止後の事象推移		1ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



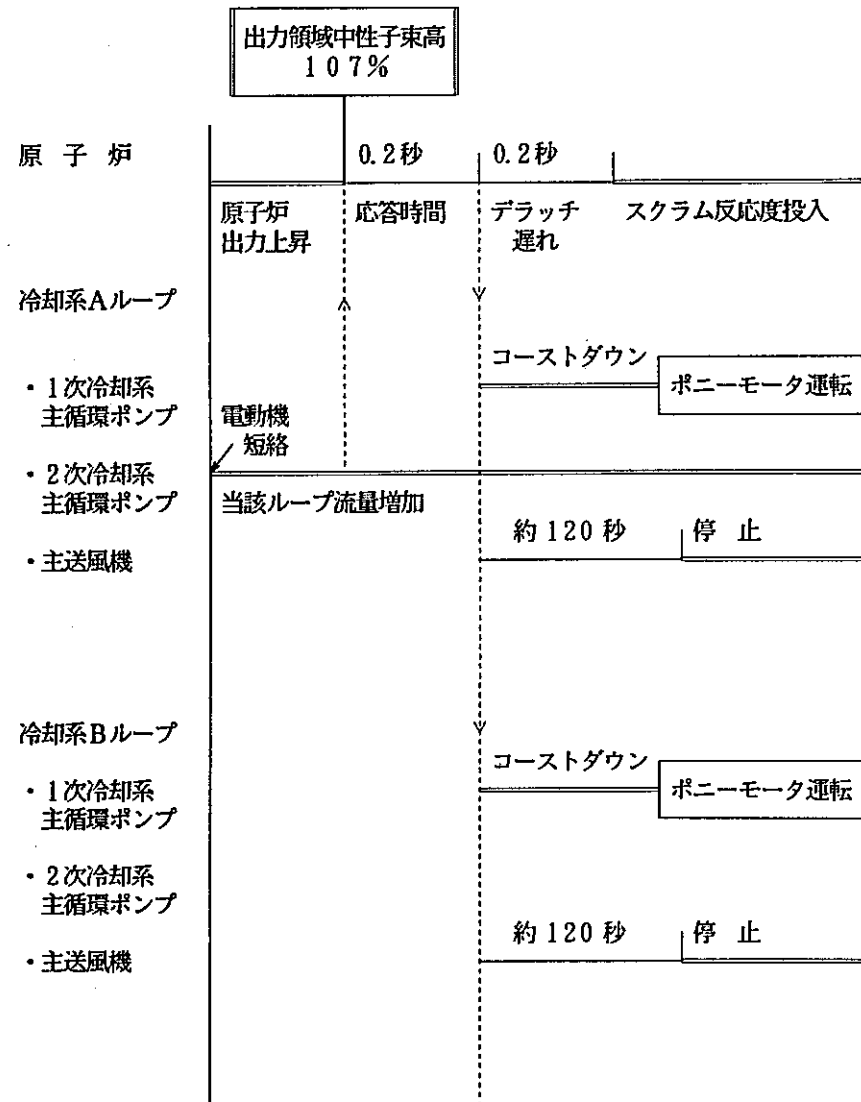
第 4. 1 - 4 図 解析条件（1次冷却材流量減少）

事 象 名		外 部 電 源 喪 失
初期状態	原子炉出力	100 MW
	原子炉入口温度	372 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起 因 事 象		一般電源系統の全系統同時喪失。 1次、2次冷却系主循環ポンプの主電動機及び主送風機停止。
炉 停 止 まで の 事 象 推 移		炉心流量減少により炉心冷却材温度上昇。負の反応度フィードバックにより原子炉出力低下。
反 応 度 係 数	ドップラ係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	燃料温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	構造材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	冷却材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	支持板温度係数	考慮しない
原子炉保護系項目		電源喪失
応 答 時 間		1.2秒
単 一 故 障 想 定		1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
炉停止後の事象推移		1ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



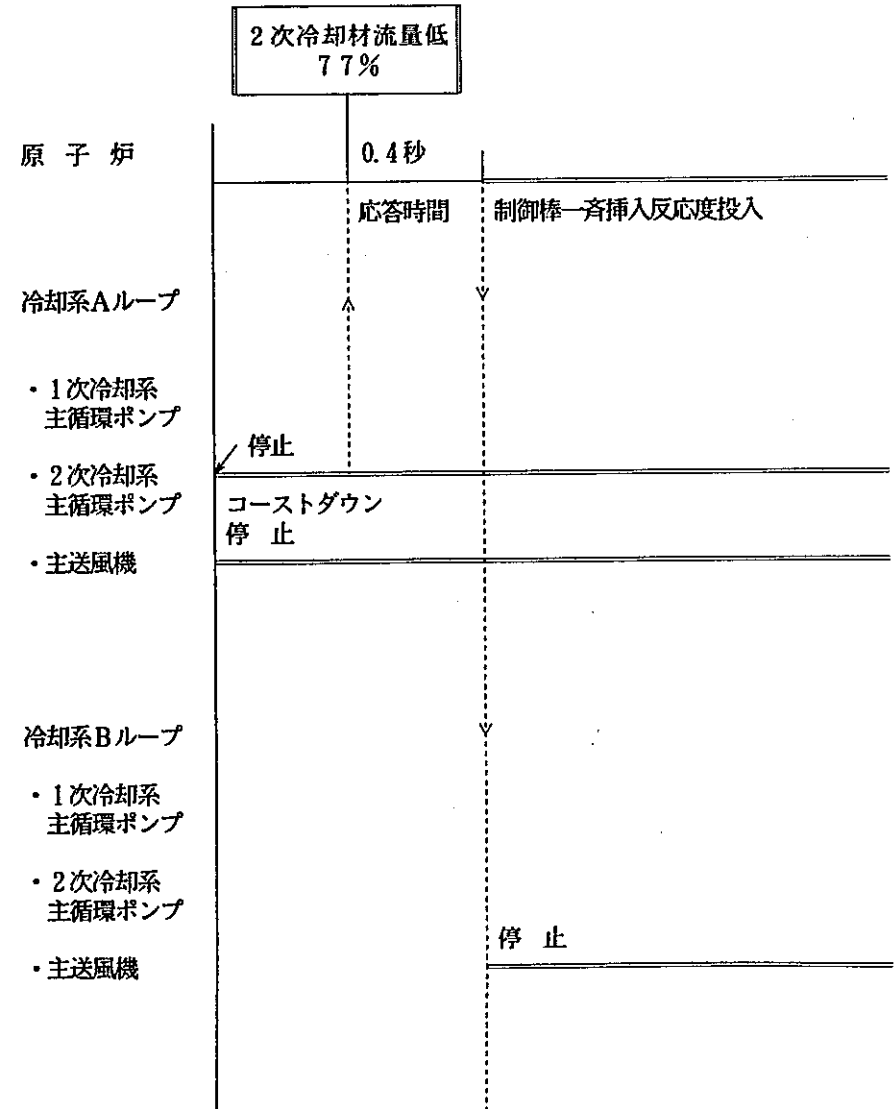
第 4. 1 - 5 図      解析条件（外部電源喪失）

事 象 名		2 次 冷 却 材 流 量 増 大
初期状態	原子炉出力	100 MW
	原子炉入口温度	372 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起 因 事 象		1 ループの2次冷却系主循環ポンプの電動機の短絡。 当該ループの2次冷却材流量がステップ状に120%に増加。
炉 停 止 ま だ の 事 象 推 移		2次冷却材流量増加により原子炉入口温度低下。正の反応度フィードバックにより原子炉出力上昇。
反 応 度 係 数	ドップラ係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	燃料温度係数	考慮しない
	構造材温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	冷却材温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	支持板温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
原子炉保護系項目		出力領域中性子束高
設定値及び応答時間		107% ・ 0.2秒
単 一 故 障 想 定		2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
炉停止後の事象推移		2ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



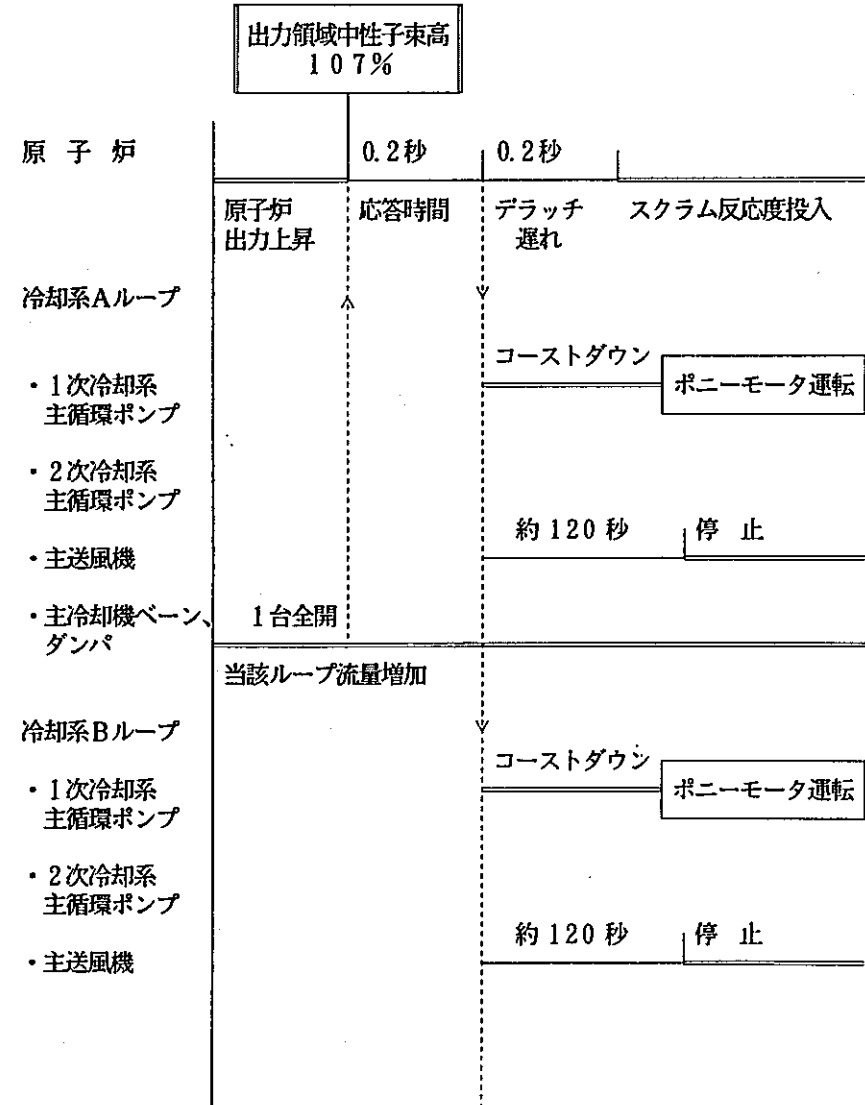
第 4. 1 - 6 図 解析条件（2次冷却材流量増大）

事 象 名		2 次 冷 却 材 流 量 減 少
初期状態	原子炉出力	100 MW
	原子炉入口温度	372 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起 因 事 象		1 ループの2次冷却系主循環ポンプの停止。 当該ループ2次冷却材流量コストダウン。
炉 停 止 ま だ の 事 象 推 移		2次冷却材流量減少。
反 応 度 係 数	ドップラ係数	最小値 (絶対値が最大の負の値)
	燃料温度係数	最小値 (絶対値が最大の負の値)
	構造材温度係数	最大値 (絶対値が最小の負の値)
	冷却材温度係数	最大値 (絶対値が最小の負の値)
	支持板温度係数	考慮しない
原子炉保護系項目		2次冷却材流量低
設定値及び応答時間		77% ・ 0.4秒
単 一 故 障 想 定		2ループの主送風機の停止
炉停止後の事象推移		1次冷却系主循環ポンプの通常運転による崩壊熱除去。



第 4. 1 - 7 図 解析条件 (2 次冷却材流量減少)

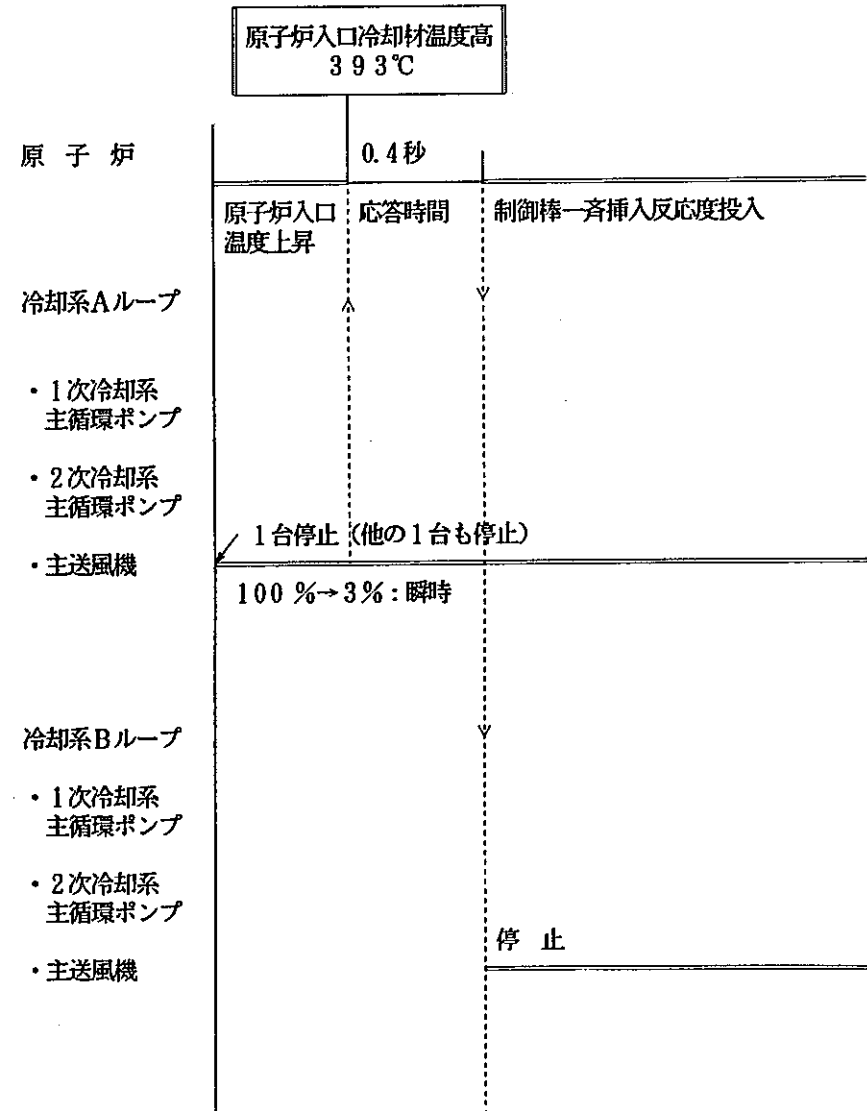
事 象 名		主冷却器空気流量の増大
初期状態	原子炉出力	100 MW
	原子炉入口温度	372 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起 因 事 象		1ループの主冷却機1台のベーン、ダンパ全開。当該主冷却器の空気流量がステップ状に 8650 m <sup>3</sup> /min /基に増加。
炉 停 止 まで の 事 象 推 移		空気流量の増加により原子炉入口温度低下。正の反応度フィードバックにより原子炉出力上昇。
反 応 度 係 数	ドップラ係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	燃料温度係数	考慮しない
	構造材温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	冷却材温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	支持板温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
原子炉保護系項目		出力領域中性子束高
設定値及び応答時間		107% ・ 0.2秒
単 一 故 障 想 定		2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
炉停止後の事象推移		2ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



第 4. 1 - 8 図 解析条件（主冷却器空気流量の増大）

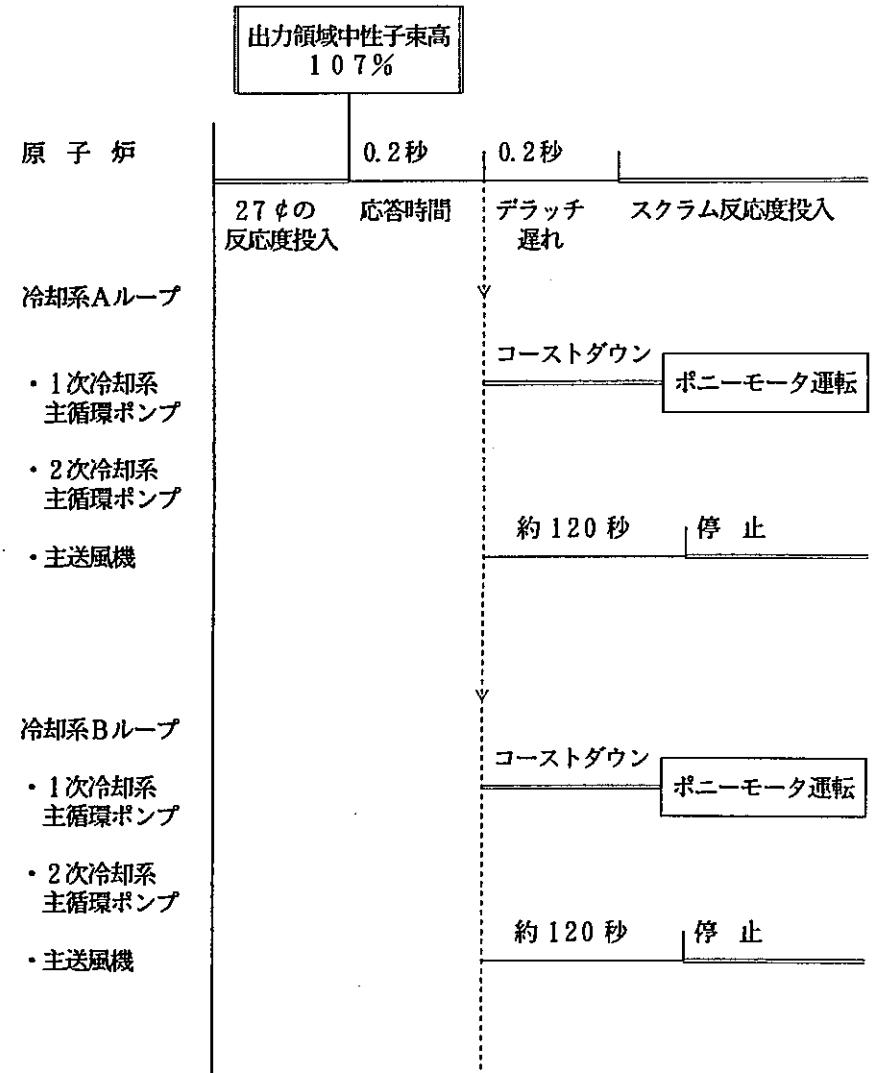


事 象 名		主冷却器空気流量の減少
初期状態	原子炉出力	100 MW
	原子炉入口温度	372 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起 因 事 象		主送風機1台の停止。当該ループの全空気流量がステップ状に自然通風レベルまで減少。
炉停止までの事象推移		空気流量減少により原子炉入口温度上昇。 負の反応度フィードバックにより原子炉出力低下。
反応度係数	ドップラ係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	燃料温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	構造材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	冷却材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	支持板温度係数	考慮しない
原子炉保護系項目		原子炉入口冷却材温度高
設定値及び応答時間		393 °C ・ 0.4秒
単 一 故 障 想 定		2ループの主送風機の停止
炉停止後の事象推移		1次冷却系主循環ポンプの通常運転による崩壊熱除去。



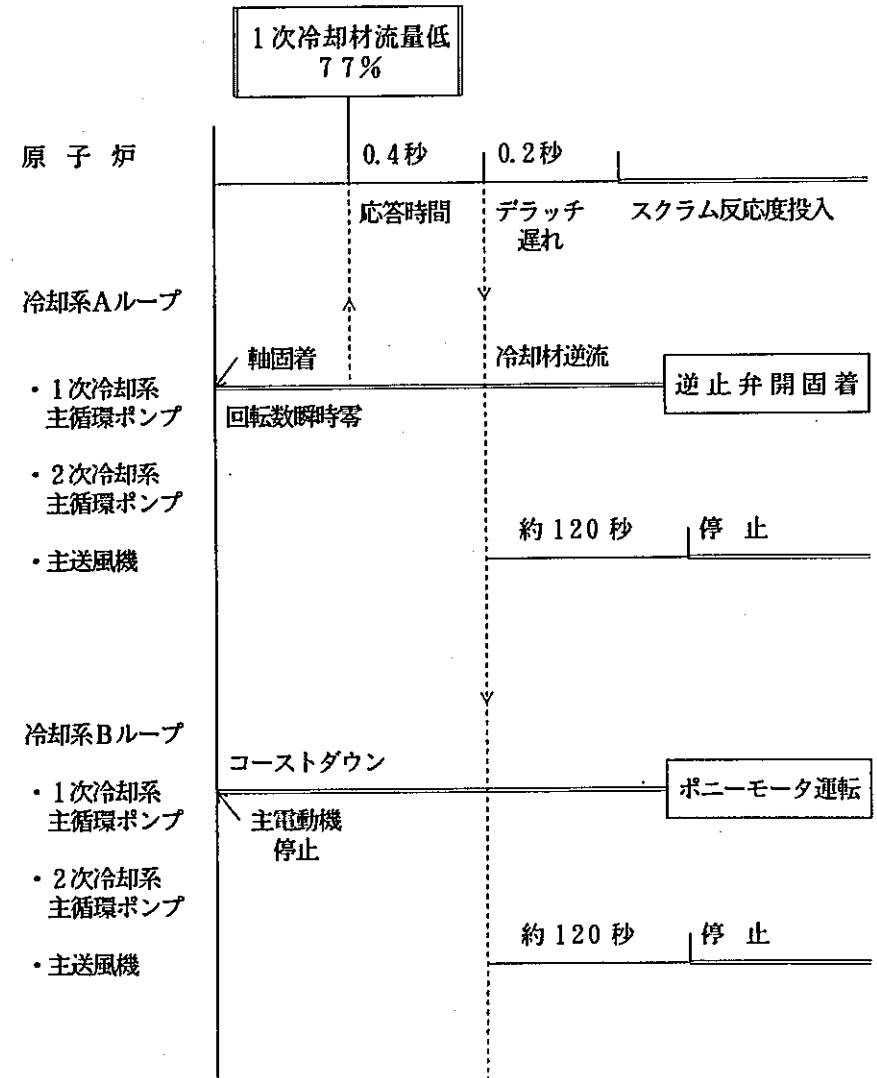
第 4. 1 - 9 図 解析条件（主冷却器空気流量の減少）

事象名		燃料スランピング事故
初期状態	原子炉出力	100 MW
	原子炉入口温度	372 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起 因 事 象		最大の反応度値を持つ1体の燃料集合体の全燃料要素で同時にスランピングが発生。 27φのステップ状の正の反応度投入。
炉 停 止 まで の 事 象 推 移		正の反応度投入より原子炉出力上昇。炉心燃料、炉心冷却材温度上昇。
反 応 度 係 数	ドップラ係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	燃料温度係数	考慮しない
	構造材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	冷却材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	支持板温度係数	考慮しない
原子炉保護系項目		出力領域中性子束高
設定値及び応答時間		107% ・ 0.2秒
単 一 故 障 想 定		2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
炉停止後の事象推移		2ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



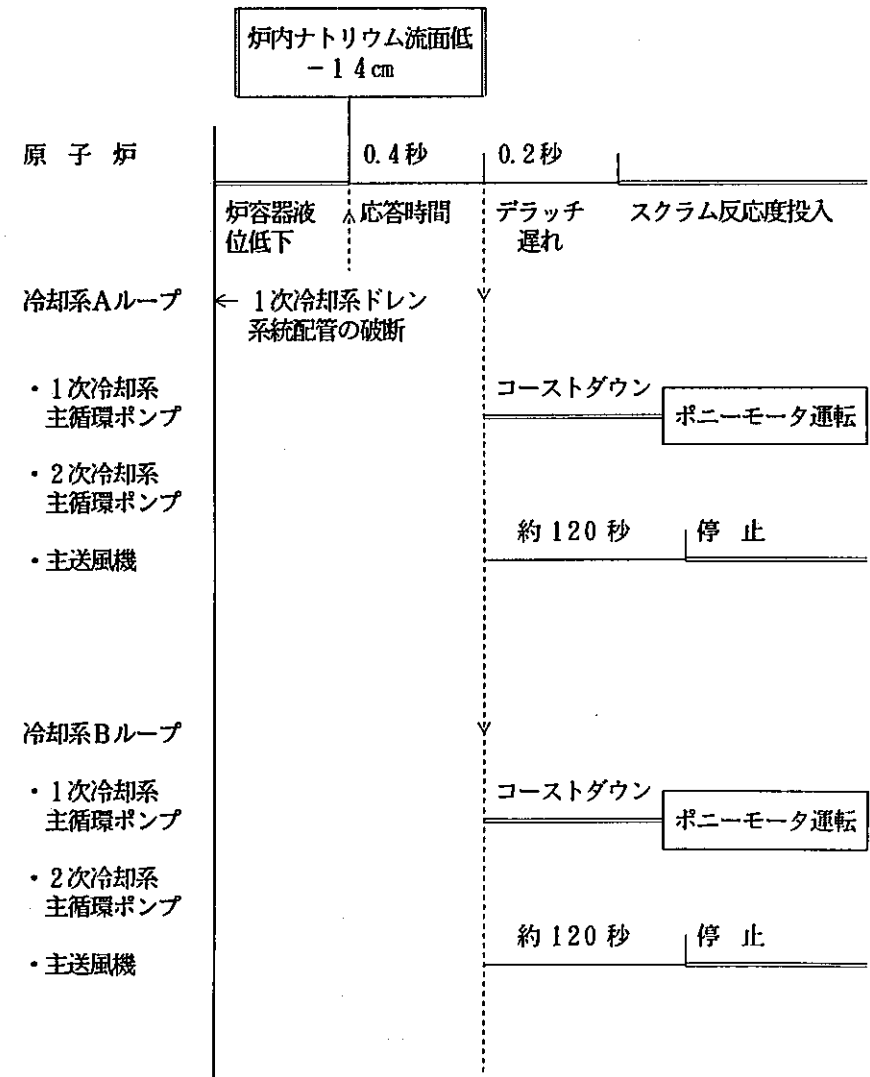
第 4. 1 - 10 図 解析条件（燃料スランピング事故）

事象名		1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故
初期状態	原子炉出力	100 MW
	原子炉入口温度	372 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起 因 事 象		1ループの1次冷却系主循環ポンプの軸固着。当該ポンプの回転数瞬時零。
炉停止までの事象推移		炉心流量減少により炉心冷却材温度上昇。負の反応度フィードバックにより原子炉出力低下。
反応度係数	ドップラ係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	燃料温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	構造材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	冷却材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	支持板温度係数	考慮しない
原子炉保護系項目		1次冷却材流量低
設定値及び応答時間		77% ・ 0.4秒
単 一 故 障 想 定		事故ループの逆止弁開固着
炉停止後の事象推移		1ループのボニーモータ運転による崩壊熱除去。



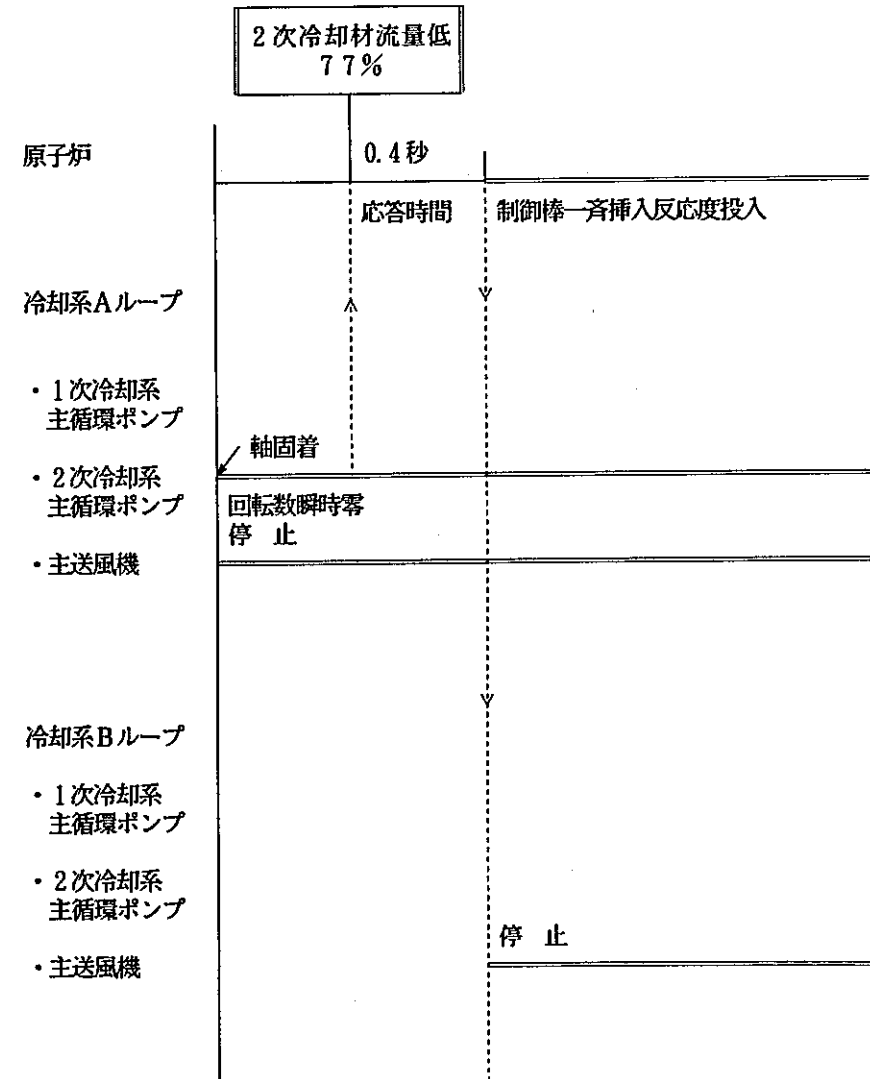
第 4. 1 - 11 図 解析条件（1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故）

事 象 名		1 次 冷 却 材 漏 え い 事 故
初期状態	原子炉出力	100 MW
	原子炉入口温度	372 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起 因 事 象		1次冷却系主循環ポンプと原子炉容器間の1次冷却系主配管に接続するドレン系統配管の破断。
炉 停 止 ま での 事 象 推 移		炉心流量減少により炉心冷却材温度上昇。負の反応度フィードバックにより原子炉出力低下。
反 応 度 係 数	ドップラ係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	燃料温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	構造材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	冷却材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	支持板温度係数	考慮しない
原子炉保護系項目		炉内ナトリウム液面低
設定値及び応答時間		- 14 cm ・ 0.4 秒
単 一 故 障 想 定		2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
炉停止後の事象推移		2ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



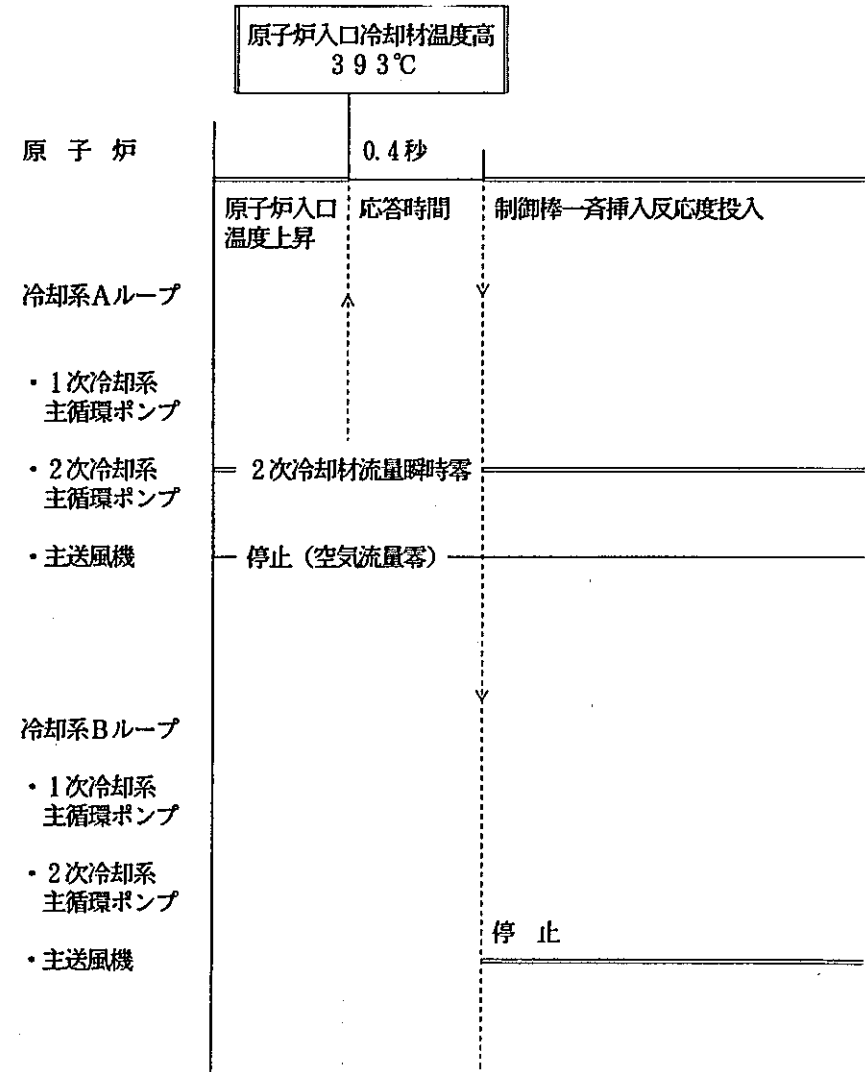
第 4. 1 - 12 図 解析条件（1次冷却材漏えい事故）

事 象 名		2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故
初期状態	原子炉出力	100 MW
	原子炉入口温度	372 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起 因 事 象		1ループの2次冷却系主循環ポンプの軸固着。当該ポンプの回転数瞬時零。
炉停止までの事象推移		2次冷却材流量減少。
反応度係数	ドップラ係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	燃料温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	構造材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	冷却材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	支持板温度係数	考慮しない
原子炉保護形項目		2次冷却材流量低
設定値及び応答時間		77% ・ 0.4秒
単 一 故 障 想 定		2ループの主送風機の停止
炉停止後の事象推移		1次冷却系主循環ポンプの通常運転による崩壊熱除去。



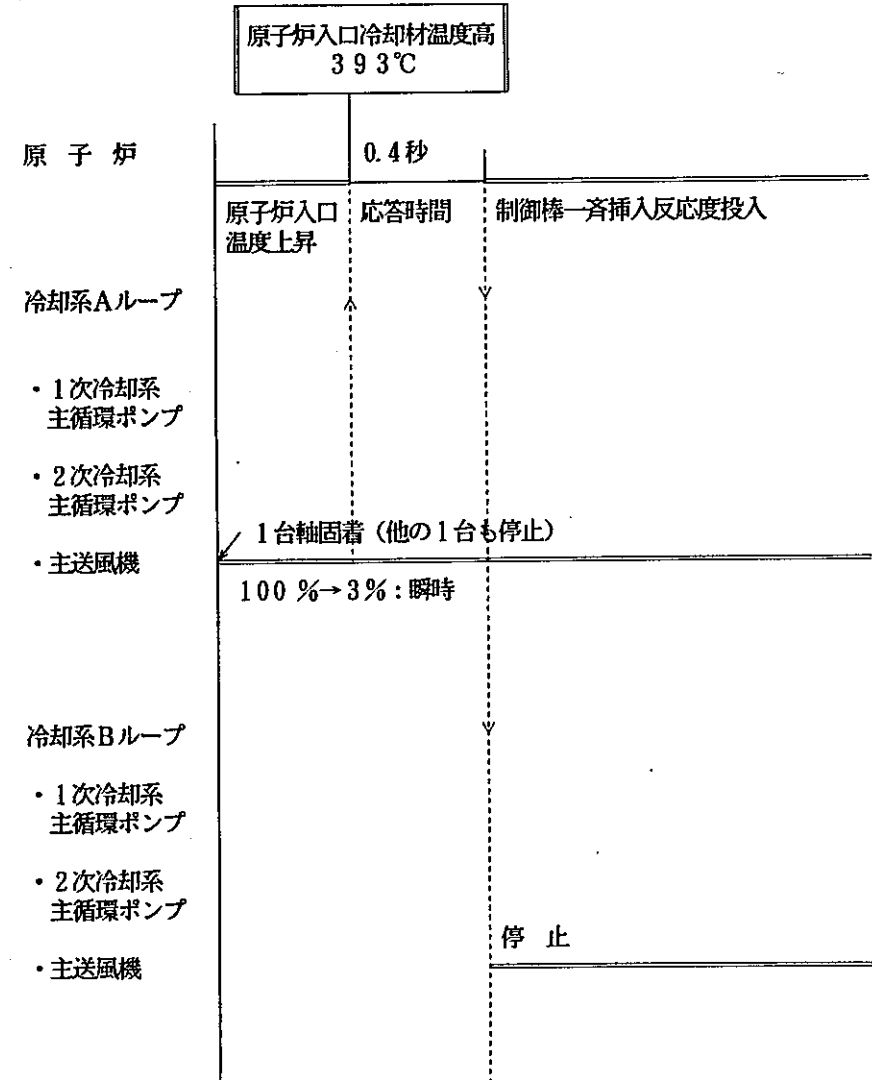
第 4. 1 - 13 図 解析条件（2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故）

事 象 名		2 次 冷 却 材 漏 え い 事 故
初期 状態	原子炉出力	100 MW
	原子炉入口温度	372 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起 因 事 象		1ループの主中間熱交換器2次側の除熱能力の瞬時完全喪失。1ループの2次冷却材流量瞬時零。
炉 停 止 ま で の 事 象 推 移		除熱能力喪失により原子炉入口温度上昇。負の反応度フィードバックにより原子炉出力低下。
反 応 度 係 数	ドップラ係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	燃料温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	構造材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	冷却材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	支持板温度係数	考慮しない
原子炉保護系項目		原子炉入口冷却材温度高
設定値及び応答時間		393 °C ・ 0.4 秒
単 一 故 障 想 定		2ループの主送風機の停止
炉停止後の事象推移		1次冷却系主循環ポンプの通常運転による崩壊熱除去。



第 4. 1 - 14 図 解析条件（2次冷却材漏えい事故）

事 象 名		主送風機軸固着事故
初期状態	原子炉出力	100 MW
	原子炉入口温度	372 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起 因 事 象		主送風機1台の軸固着。当該ループの全空気流量がステップ状に自然通風レベルまで減少。
炉 停 止 まで の 事 象 推 移		空気流量の減少により原子炉入口温度上昇。負の反応度フィードバックにより原子炉出力低下。
反 応 度 係 数	ドップラ係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	燃料温度係数	最小値（絶対値が最大の負の値）
	構造材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	冷却材温度係数	最大値（絶対値が最小の負の値）
	支持板温度係数	考慮しない
原子炉保護系項目		原子炉入口冷却材温度高
設定値及び応答時間		393 °C ・ 0.4秒
単 一 故 障 想 定		2ループの主送風機の停止
炉停止後の事象推移		1次冷却系主循環ポンプの通常運転による崩壊熱除去。



第 4. 1 - 15 図 解析条件（主送風機軸固着事故）

## 4. 2 初期定常運転状態

### (1) プラント初期状態

解析上、プラントの初期状態は定格出力運転状態とする。ただし、解析結果が厳しくなるよう、プラントヒート・マスバランスを第4. 2-1表のとおりとする。

1次冷却系のホットレグ及びコールドレグの温度初期値は、温度測定誤差が下記のとおりであることを考慮して、それぞれ502℃及び372℃とする。また、主冷却機の除熱能力を保守的に小さく評価するよう、主冷却器入口空気温度は、添付書類6に記載の最高温度を包絡する39℃とするが、「主冷却器空気流量の増大」では、空気流量増加幅を大きく評価するよう、添付書類6に記載の最低温度を包絡する-13℃とする。

測定温度範囲	誤差
0～400℃	±1.6℃
400℃以上	±(測定温度×0.4%)℃

なお、「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」では、原子炉出力の初期値が低いほど最高到達出力が高くなり、解析結果が厳しくなるので、解析上の初期状態を下記のとおりとする。

- ① 原子炉出力 : 10<sup>-7</sup>% (臨界)
- ② 1次冷却材温度 : 372℃
- ③ 炉心流量 : 100%

### (2) 炉心部初期状態

本安全解析では、炉心の動特性解析モデルとして、「MIMIR」コード、「HARHO-IN」コードとも、炉心全体の動特性を代表する平均チャンネルと炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高到達温度を評価するためのホットスポットチャンネルの2チャンネルより成るモデルを用いている。なお、「MIMIR」コードのホットスポットチャンネルは、「HARHO-IN」コードによって炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高温度を評価する際の参考とする目的で設定している。

以下、両コードにおける炉心部の初期状態について説明する。



(a) 「MIMIR」コード

「MIMIR」コードの炉心部チャンネル構成を第4. 2-1図に示す。同図に示す炉心部チャンネル構成は平成3年度炉心設計における第35サイクル炉心（ドライバー燃料集合体の装荷数がMK-II炉心とMK-III炉心の中間に近い）の炉心構成に基づいて設定したものである。すなわち、ホットスポットチャンネル及び平均チャンネルはそれぞれ燃料集合体1体及び77体を代表するものとし、その他に燃料集合体以外の炉心構成要素235体を代表する反射体・制御棒チャンネルを設けている。なお、ホットスポットチャンネル及び平均チャンネルはともにMK-II燃料であるものとする。

このような炉心部チャンネル構成を前提として、炉心部の初期状態を以下の条件に基づいて設定することとする。

- ① 平成3年度炉心設計における第35サイクル炉心の炉心流量配分（技-4-060「MK-III移行炉心における炉内流量配分及び被覆管最高温度計算」参照）に基づいて、各チャンネルの流量を第4. 2-1図に示すとおり設定する。また、炉心部（原子炉容器入口プレナム～原子炉容器出口プレナム）の圧力損失は、技-4-060で計算した値が次のとおりであることから、移行過程におけるすべての炉心の圧力損失を包絡する値として、 $3.1 \text{ kg/cm}^2$ と仮定する。

炉心	炉心部の圧力損失
移行炉心（第32サイクル）	$2.991 \text{ kg/cm}^2$
移行炉心（第33サイクル）	$2.759 \text{ kg/cm}^2$
移行炉心（第34サイクル）	$2.630 \text{ kg/cm}^2$
移行炉心（第35サイクル）	$2.524 \text{ kg/cm}^2$

- ② 原子炉出力はすべてホットスポットチャンネル及び平均チャンネルで発生するものとし、反射体・制御棒チャンネルでの熱発生は考えない。
- ③ 燃料ペレットの組織変化や中心空孔の生成を考慮しない。
- ④ ホットスポッ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熱的制限値である $2500^\circ\text{C}$ 及び $675^\circ\text{C}$ と等しくなるよう、ホットスポットチャンネルの最大線出力及び冷却材流量を調節して、繰り返し計算により設定する。なお、調節後の最大線出力は $443.9 \text{ W/cm}$ 、冷却材流量は $7.56 \text{ kg/s}$ である。

(b) 「HARHO-IN」コード

「HARHO-IN」コードの炉心部チャンネル構成を第4. 2-2図に示す。同図に示す炉心部チャンネル構成は、平成3年度炉心設計における第35サイクル炉心の炉心構成に基づいて設定したものである。すなわち、平

均チャンネルはドライバー燃料集合体74体を代表するものとし、ホットスポットチャンネルは燃料要素1本を代表するものとする。なお、ホットスポットチャンネル及び平均チャンネルはともにMK-II燃料であるものとする。

このような炉心部チャンネル構成を前提として、炉心部の初期状態を以下の条件に基づいて設定することとする。

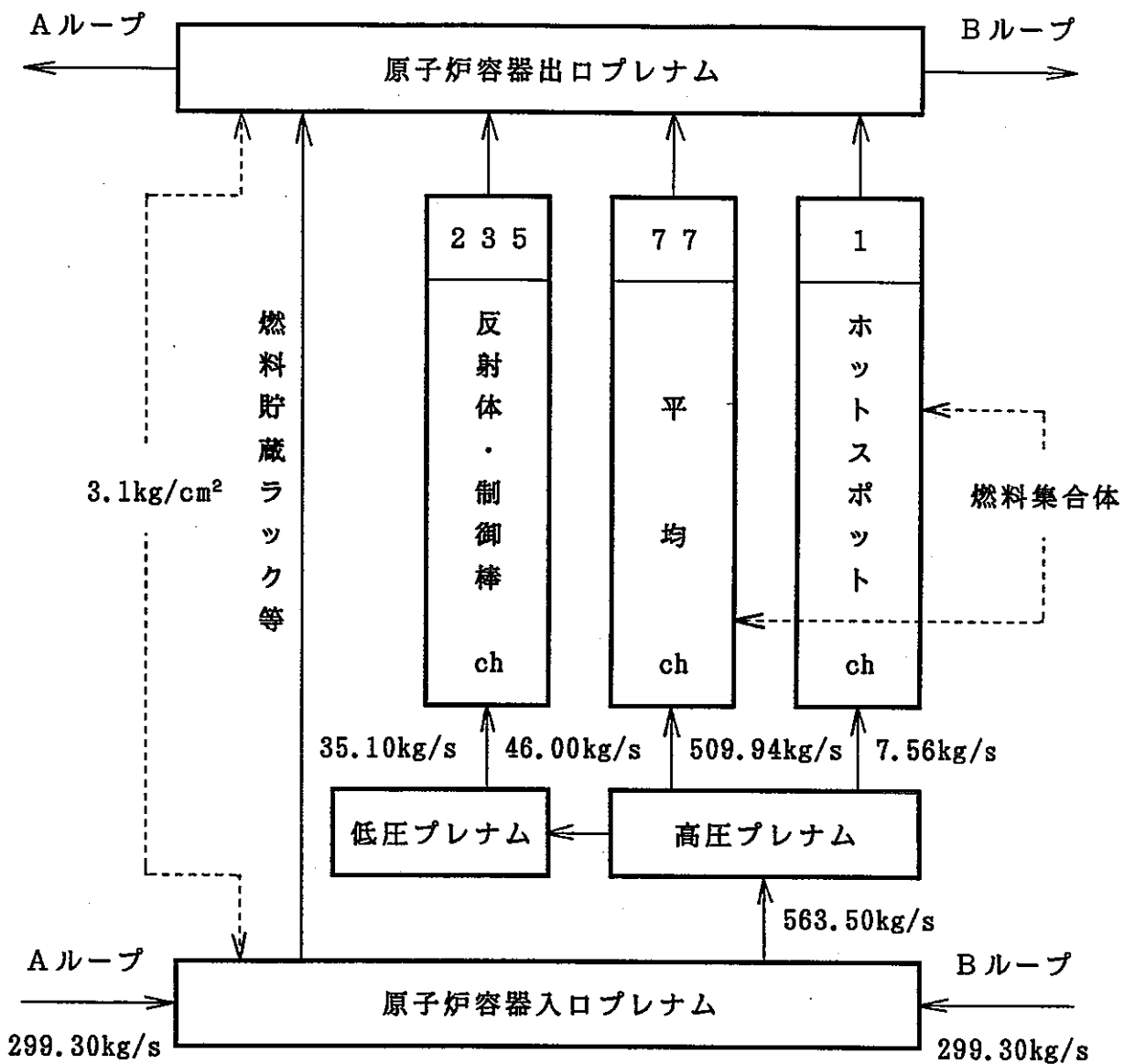
- ① 平成3年度炉心設計における第35サイクル炉心の炉心流量配分（技-4-060参照）に基づいて、ドライバー燃料集合体74体分の流量をもって平均チャンネルの流量とする。
- ② 平成3年度炉心設計より、第35サイクル炉心のドライバー燃料集合体74体分の発熱分担を94.5%とする。また、原子炉熱出力誤差を1.036、ピーキング係数（軸方向）を1.21とする。
- ③ 平均チャンネルでは、燃料ペレットの組織変化や中心空孔の生成を考慮しない。
- ④ ホットスポットチャンネルの初期温度分布は、燃料及び被覆管肉厚中心の最高温度が熱的制限値である2500℃及び675℃と等しくなるよう、燃料ペレットの組織変化（未変化、等軸晶、柱状晶）及び中心空孔の生成を考慮しつつホットスポットチャンネルの最大線出力及び冷却材流量を調節して、繰り返し計算により設定する。なお、調節後の最大線出力は448.0W/cm、冷却材流量は58.65g/sである。

なお、ホットスポットチャンネルの過渡時の冷却材流量は、炉心流量の変動割合を調節後の初期冷却材流量に乗じて計算する。

第4. 2-1表 解析上のプラントヒート・マスバランス

項目	数値
原子炉出力	100MW
1次冷却材流量	定格流量
2次冷却材流量	定格流量
1次冷却系ホットレグ温度	502℃
1次冷却系コールドレグ温度	372℃
2次冷却系ホットレグ温度	470℃
2次冷却系コールドレグ温度	340℃
主冷却器入口空気温度(注)	39℃

(注) 「主冷却器空気流量の増大」では-13℃とする。



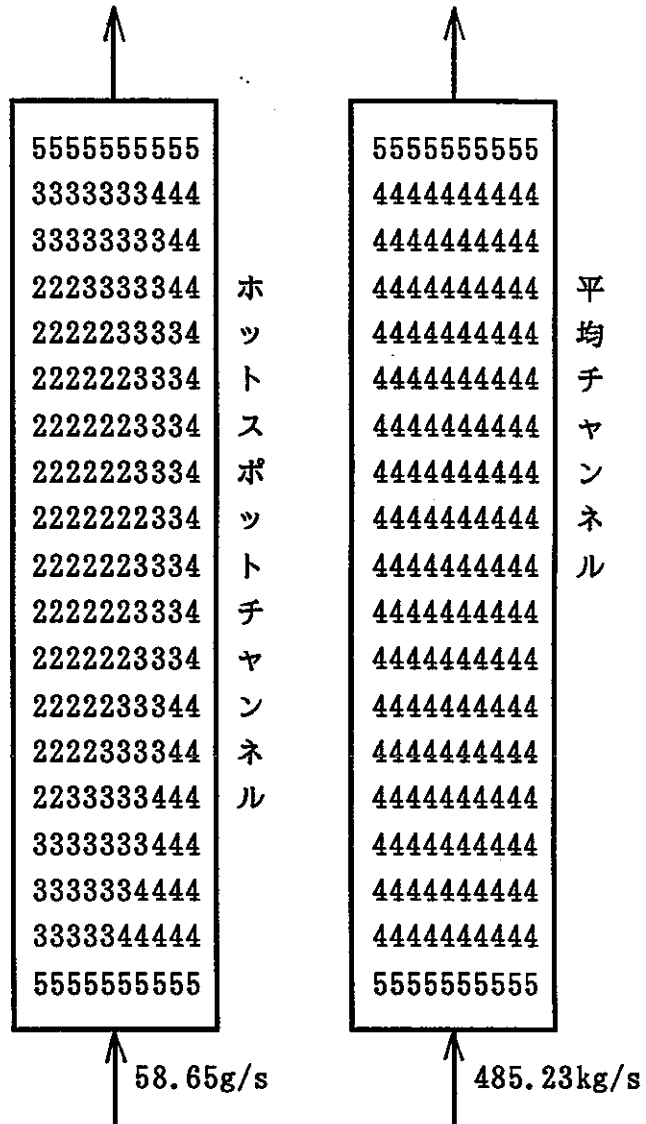
- (注1) ホットスポット ch: ドライバー燃料集合体 1体  
 平均 ch: ドライバー燃料集合体 73体 + 特殊燃料集合体 4体  
 反射体・制御棒 ch: 内側・外側反射体 227体 + MARICO 1体  
 + CMIR 1体 + 制御棒 6体

(注2) 冷却材流量及び圧力損失の記載値は目標値である。

第4. 2-1図 炉心部チャンネル構成 (「MIMIR」コード)

メッシュ幅    中心空孔径  
(cm)            (cm)

1.2065	0.0000
1.2935	0.0299
1.2065	0.0321
3.8460	0.0357
3.8460	0.0397
3.8460	0.0422
3.8460	0.0436
3.8460	0.0443
3.8460	0.0444
3.8460	0.0442
3.8460	0.0435
3.8460	0.0425
3.8460	0.0406
3.8460	0.0376
3.8460	0.0328
3.8460	0.0254
1.2046	0.0186
1.2954	0.0145
1.2046	0.0000



平均チャンネル

ペレット組織変化    2 : 柱状晶領域  
                               3 : 等軸晶領域  
                               4 : 未変化領域  
                               5 : インシュレータ

第4. 2-2図 炉心部チャンネル構成 (「HARHO-IN」コード)

#### 4. 3 起因事象想定

各事象の起因事象想定及びその解析上の取扱いは、以下に示すとおりとした。

##### (1) 運転時の異常な過渡変化

###### (a) 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」

- ① 起因事象 : 反応度価値最大の制御棒1本の最大速度での引抜き。
- ② 解析条件 : ランプ状の正の反応度を投入する。最大反応度付加率は、移行炉心の炉心特性計算で求めた値を包絡する5  $\phi$  /sとする(第4. 3-1表)。

###### (b) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」

- ① 起因事象 : 反応度価値最大の制御棒1本の最大速度での引抜き。
- ② 解析条件 : ランプ状の正の反応度を投入する。最大反応度付加率は、移行炉心の炉心特性計算で求めた値を包絡する5  $\phi$  /sとする(第4. 3-1表)。

###### (c) 「1次冷却材流量増大」

- ① 起因事象 : 1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の短絡。
- ② 解析条件 : 1ループの1次冷却材流量及び炉心流量をステップ状に増加する。増加後の炉心流量は、1ループの1次冷却系主循環ポンプの回転数が最大回転数となった際の流量を包絡する120%とする(第4. 3-2表)。また、増加後の1次冷却材流量は、異常発生ループで140%とし、他の1ループで100%とする。

###### (d) 「1次冷却材流量減少」

- ① 起因事象 : 1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止。
- ② 解析条件 : 1ループの1次冷却材流量コストダウン。解析結果が厳しくなるよう、他の1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機も同時に停止することとする。

###### (e) 「外部電源喪失」

- ① 起因事象 : 一般電源系統の全系統同時喪失。
- ② 解析条件 : 1次冷却系主循環ポンプ及び2次冷却系主循環ポンプの主電動機並びに主送風機がすべて同時に停止することとする。

(f) 「2次冷却材流量増大」

- ① 起因事象 : 1ループの2次冷却系主循環ポンプの電動機の短絡。
- ② 解析条件 : 1ループの2次冷却材流量をステップ状に増加する。  
増加後の2次冷却材流量は、2次冷却系主循環ポンプの回転数が最大回転数となった際の流量を包絡する120%とする(第4.3-2表)。

(g) 「2次冷却材流量減少」

- ① 起因事象 : 1ループの2次冷却系主循環ポンプの停止。
- ② 解析条件 : 1ループの2次冷却材流量コストダウン。

(h) 「主冷却器空気流量の増大」

- ① 起因事象 : 1ループの主冷却機1台のペーン、ダンパ全開。
- ② 解析条件 : 1ループの主冷却器1基の空気流量をステップ状に増加する。増加後の主冷却器空気流量は、主送風機の最大流量である8650 m<sup>3</sup>/min/基とする(第4.3-2表)。

(i) 「主冷却器空気流量の減少」

- ① 起因事象 : 主送風機1台の停止。
- ② 解析条件 : 解析結果が厳しくなるよう、当該ループの他の1台の主送風機も同時に停止するものとし、1ループの主冷却器空気流量をステップ状に自然通風レベル(初期値の3%)まで減少することとする。

(2) 事故

(a) 「燃料スランピング事故」

- ① 起因事象 : 最大の反応度価値を持つ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(燃料が燃料被覆管内で下方に密に詰まり理論密度の100%となる)が生じる。
- ② 解析条件 : ステップ状の正の反応度を投入する。スランピング反応度は、移行炉心の炉心特性計算で求められた値を包絡する27φとする(第4.3-1表)。

(b) 「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」

- ① 起因事象 : 1ループの1次冷却系主循環ポンプの軸固着。
- ② 解析条件 : 1ループの1次冷却系主循環ポンプの回転数を瞬時に零とする。解析結果が厳しくなるよう、他の1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機も同時に停止することとする。

(c) 「1次冷却材漏えい事故」

- ① 起因事象 : 1次冷却系主循環ポンプと原子炉容器の間の1次冷却系主配管の下降部で、1次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。
- ② 解析条件 : 炉心流量をステップ状に減少する。炉心流量の減少幅は、破断口からの最大の漏えい流量を包絡する80 kg/sとする。

(d) 「2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」

- ① 起因事象 : 1ループの2次冷却系主循環ポンプの軸固着。
- ② 解析条件 : 1ループの2次冷却系主循環ポンプの回転数を瞬時に零とする。

(e) 「2次冷却材漏えい事故」

- ① 起因事象 : 1ループの主中間熱交換器の2次側の除熱能力の瞬時完全喪失。
- ② 解析条件 : 1ループの2次冷却材流量を瞬時に零とする。

(f) 「主送風機軸固着事故」

- ① 起因事象 : 主送風機1台の軸固着。
- ② 解析条件 : 解析結果が厳しくなるよう、当該ループの他の1台の主送風機も同時に停止するものとし、1ループの主冷却器空気流量をステップ状に自然通風レベル(初期値の3%)まで減少することとする。



第4. 3-1表 最大反応度付加率及びスランピング反応度

項目	平成3年度炉心設計	平成4年度炉心設計	解析使用値
最大反応度付加率	0.000205 $\Delta$ k/k/s (4.80 $\phi$ /s)	0.000204 $\Delta$ k/k/s (4.69 $\phi$ /s)	5 $\phi$ /s
スランピング反応度	0.00083 $\Delta$ k/kk' (19.44 $\phi$ )	0.00084 $\Delta$ k/kk' (19.31 $\phi$ )	27 $\phi$

(注1) 第35サイクルの計算結果を示す。

(注2) 実効遅発中性子割合： $\beta_{\text{eff}}=4.27 \times 10^{-3}$  (平成3年度炉心設計)

$\beta_{\text{eff}}=4.35 \times 10^{-3}$  (平成4年度炉心設計)

第4. 3-2表 流量増加事象における最大流量

事象名	設計上の最大流量	解析上の最大流量
1次冷却材流量増大	2ループの1次冷却系主循環ポンプの回転数が定格値(930rpm)の時の炉心流量： → 115%	120%
2次冷却材流量増大	2次冷却系主循環ポンプの回転数が定格値(975rpm)の時の2次冷却材流量： → 108%	120%
主冷却器空気流量の増大	—	8650 m <sup>3</sup> /min (注)

(注) 1982年8月に測定されたMK-IIプラントにおけるベーン、ダンパ全開時の空気流量に基づき設定。「主冷却器空気流量の増大」で想定している主冷却器入口空気温度-13℃に重量流量一定として密度換算すると7400 m<sup>3</sup>/min程度になると考えられることから、十分な保守性が含まれている。

#### 4. 4 反応度係数

原子炉停止に至るまでの過程で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、構造材温度係数、冷却材温度係数及び炉心支持板温度係数は、精度等に対する適切な余裕を見込んだ最大値あるいは最小値を、各事象ごとに組み合わせて使用する。

第4. 4-1表に、各種反応度係数の最大値及び最小値を示す。これらの値は、移行炉心の炉心特性計算における各種反応度係数の誤差幅（炉心支持板温度係数±20%、その他±30%）に安全余裕を考慮して（炉心支持板温度係数±30%、その他±40%とする）解析上の最大値及び最小値を定め、さらにMK-Ⅲ炉心の安全解析に使用する各種反応度係数の値及び現申請書に記載されている各種反応度係数の値の範囲をも包絡するよう、最大値及び最小値の範囲を拡張して定めている。各事象ごとの反応度係数の組合せは第4. 4-2表に示すとおりである。

なお、第4. 4-2表に示すように、解析に当たってより厳しい解析結果を得るように、外乱により燃料温度が上昇して負の反応度が投入される事象では燃料温度係数による負の反応度フィードバックは考慮しないこととしている。また、原子炉容器入口冷却材温度が上昇して負の反応度が投入される事象でも、炉心支持板温度係数による負の反応度フィードバックは考慮しないこととしている。

##### (1) 出力上昇・冷却材温度上昇型事象

- 「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」
- 「燃料スランピング事故」

これらの事象では、炉心に正の反応度が投入されて原子炉出力が上昇する。原子炉出力の上昇に伴い炉心の燃料、被覆管、冷却材等の温度が上昇し、これらの温度上昇による負の反応度フィードバックにより原子炉出力の上昇が抑制される。したがって、反応度係数の組み合わせは次のとおりとする。

- ① ドップラ係数 : 最大値（絶対値が最小の負の値）
- ② 燃料温度係数 : 考慮しない
- ③ 構造材温度係数 : 最大値（絶対値が最小の負の値）
- ④ 冷却材温度係数 : 最大値（絶対値が最小の負の値）
- ⑤ 炉心支持板温度係数 : 考慮しない

##### (2) 出力上昇・冷却材温度低下型事象

- 「1次冷却材流量増大」
- 「2次冷却材流量増大」
- 「主冷却器空気流量の増大」

これらの事象では、炉心流量の増加あるいは系統除熱能力の増加により炉心の冷却材温度あるいは原子炉入口冷却材温度が低下し、正の反応度が炉心に投入されて原子炉出力が上昇する。続いて、原子炉出力の上昇に伴う燃料温度の上昇による負の反応度フィードバックにより原子炉出力の上昇が抑制される。したがって、反応度係数の組み合わせは次のとおりとする。

- ① ドップラ係数 : 最大値（絶対値が最小の負の値）
- ② 燃料温度係数 : 考慮しない
- ③ 構造材温度係数 : 最小値（絶対値が最大の負の値）
- ④ 冷却材温度係数 : 最小値（絶対値が最大の負の値）
- ⑤ 炉心支持板温度係数 : 最小値（絶対値が最大の負の値）  
(「1次冷却材流量増大」では考慮しない)

### (3) 出力低下・冷却材温度上昇型事象

- 「1次冷却材流量減少」
- 「外部電源喪失」
- 「2次冷却材流量減少」
- 「主冷却器空気流量の減少」
- 「1次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」

これらの事象では、炉心流量の減少あるいは系統除熱能力の減少により炉心の冷却材温度あるいは原子炉入口冷却材温度が上昇し、負の反応度が炉心に投入されて原子炉出力が低下する。続いて、原子炉出力の低下に伴う燃料温度の低下による正の反応度フィードバックにより原子炉出力の低下が抑制される。したがって、反応度係数の組み合わせは次のとおりとする。

- ① ドップラ係数 : 最小値（絶対値が最大の負の値）
- ② 燃料温度係数 : 最小値（絶対値が最大の負の値）
- ③ 構造材温度係数 : 最大値（絶対値が最小の負の値）
- ④ 冷却材温度係数 : 最大値（絶対値が最小の負の値）
- ⑤ 炉心支持板温度係数 : 考慮しない

第4.4-1表 各種反応度係数の最大値及び最小値

項目	現申請書記載値	平成3年度 炉心設計	平成4年度 炉心設計	解析使用値
ドップラ係数 ( $10^{-3}Tdk/dT$ )	-0.37~-2.2			-0.37~-3.1
・制御棒全引抜		-1.46~-2.70 (±30%)	-1.36~-2.64 (±30%)	
・制御棒中挿入		-1.20~-2.24 (±30%)	-1.25~-2.33 (±30%)	
温度係数 ( $10^{-6}\Delta k/k/^\circ C$ )				
・燃料	-2.5~-5.6	-2.6~-4.8 (±30%)	-2.7~-4.9 (±30%)	-2.2~-5.6
・構造材	-1.1~-2.5	-0.80~-1.5 (±30%)	-0.80~-1.5 (±30%)	-0.60~-2.5
・冷却材	-5.7~-14	-6.3~-12 (±30%)	-6.4~-12 (±30%)	-5.4~-14
・炉心支持板	-11~-19	-10~-15 (±20%)	-10~-15 (±20%)	-8.7~-19

(注1) 第35サイクルの計算結果を示す。

(注2) ドップラ係数については、平成3年度炉心設計(第35サイクル炉心)の誤差幅を±10%ずつ拡張(±30%→±40%)した値、MK-Ⅲ炉心の安全解析に使用する値及び現申請書記載値を包絡する値とした。

(注3) 各種温度係数については、平成3年度炉心設計(第35サイクル炉心)の誤差幅を±10%ずつ拡張(±30%→±40%、±20%→±30%)した値、MK-Ⅲ炉心の安全解析に使用する値及び現申請書記載値を包絡する値とした。

(注4) 構造材温度係数については、被覆管及びラッパ管の寄与率を、それぞれ80.7%及び19.3%とする。

第4.4-2表 反応度係数の組み合わせ

項目		解析使用値	出力上昇 冷却材温度 上昇型 事象	出力上昇 冷却材温度 低下型 事象	出力低下 冷却材温度 上昇型 事象
ドップラ係数 ( $T_{dk}/dT$ )	最大値 最小値	$-0.37 \times 10^{-8}$ $-3.1 \times 10^{-8}$	最大値	最大値	最小値
燃料温度係数 ( $\Delta k/k/^\circ C$ )	最大値 最小値	$-2.2 \times 10^{-6}$ $-5.6 \times 10^{-6}$	考慮 しない	考慮 しない	最小値
被覆管温度係数 ( $\Delta k/k/^\circ C$ )	最大値 最小値	$-0.48 \times 10^{-6}$ $-2.1 \times 10^{-6}$	最大値	最小値	最大値
冷却材温度係数 ( $\Delta k/k/^\circ C$ )	最大値 最小値	$-5.4 \times 10^{-6}$ $-14 \times 10^{-6}$	最大値	最小値	最大値
ラッパ管温度係数 ( $\Delta k/k/^\circ C$ )	最大値 最小値	$-0.11 \times 10^{-6}$ $-0.49 \times 10^{-6}$	最大値	最小値	最大値
炉心支持板温度係数 ( $\Delta k/k/^\circ C$ )	最大値 最小値	$-8.7 \times 10^{-6}$ $-19 \times 10^{-6}$	考慮 しない	最小値 (注)	考慮 しない

(注) 「1次冷却材流量増大」では考慮しない。

#### 4. 5 原子炉保護系の特性

原子炉保護系には、異常時における原子炉停止機能として、全制御棒を炉心内に急速に挿入して原子炉の運転を停止する原子炉スクラムと全制御棒を徐々に挿入して原子炉の出力を低下させる制御棒一斉挿入がある。原子炉スクラム時及び制御棒一斉挿入時の原子炉保護系の応答の流れを第4. 5-1図に示す。なお、原子炉スクラム及び制御棒一斉挿入の条件は下記のとおりである。

##### —原子炉スクラム—

- ① 「中性子束高（起動領域、中間領域、出力領域）」
- ② 「炉周期短（起動領域、中間領域）」
- ③ 「1次冷却材流量低」
- ④ 「炉内ナトリウム液面低」
- ⑤ 「1次冷却系主循環ポンプトリップ」
- ⑥ 「格納容器内温度高」
- ⑦ 「格納容器内圧力高」
- ⑧ 「格納容器内床上放射能レベル高」
- ⑨ 「電源喪失」
- ⑩ 「地震」
- ⑪ 「手動アイソレーション」
- ⑫ 「手動スクラム」

##### —制御棒一斉挿入—

- ① 「原子炉入口冷却材温度高」
- ② 「原子炉出口冷却材温度高」
- ⑥ 「炉内ナトリウム液面高」
- ③ 「2次冷却材流量低」
- ④ 「2次冷却系主循環ポンプトリップ」
- ⑥ 「1次冷却系オーパフローポンプトリップ」
- ⑦ 「手動制御棒一斉挿入」

##### (1) 原子炉保護系の設定値

原子炉保護系の解析上の設定値は、解析結果が厳しくなるよう、設定時の誤差範囲を考慮して余裕を見込んだ値を用いている（第4. 5-1表）。

## (2) 原子炉保護系の応答時間

原子炉保護系の応答時間は、原子炉スクラムの場合、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として定義し、制御棒一斉挿入の場合、プロセス量が解析上の設定値に達した時点から制御棒一斉挿入反応度投入開始までの時間として定義する。原子炉保護系の解析上の応答時間は、各信号に対して解析結果が厳しくなるよう第4.5-2表に示す値を用いている。すなわち、十分な実測データのある「電源喪失」については実測データを包絡するよう、また、「電源喪失」以外の項目については原子炉保護系を構成する機器の仕様上の動作時間の合計（実作動時間）の最大値を包絡するよう定めている。

なお、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デラッチ遅れ時間（原子炉スクラムの場合）についても、水中機能試験の実測データ（0.11秒）に対して余裕を見込んだ最大値として0.2秒を用いている。

## (3) 検出器の応答遅れ

なお、原子炉保護系の各項目のうち「原子炉入口冷却材温度高」に関しては、上記の原子炉保護系の応答時間の他に、温度検出器のウェルの伝熱遅れに起因する応答遅れを考慮する必要がある。

この温度検出器の応答遅れ（応答時定数）は10秒程度と測定されているが（PNC SN9410 89-082 参照）、保守的に制御棒一斉挿入の時間が遅れるよう、解析では次のように仮定する。すなわち、原子炉容器入口ノズル部の温度が原子炉保護系の設定値を超えた20秒後に原子炉入口冷却材温度の検出値が設定値に到達し、制御棒一斉挿入信号が発生するものと仮定する。

第4.5-1表 原子炉保護系の設定値

原子炉保護系項目	設定値	フルスケール	誤差範囲	解析使用値
出力領域中性子束高	106%	—	設定値±1%	107%
原子炉入口冷却材温度高	385℃	100~500℃	FS±2%	393℃
1次冷却材流量低	80%	0~1400m <sup>3</sup> /h	FS±2%	77%
2次冷却材流量低	80%	0~1600m <sup>3</sup> /h	FS±2%	77%
炉内ナトリウム液面低	-10cm	-160~35cm	FS±2%	-14cm

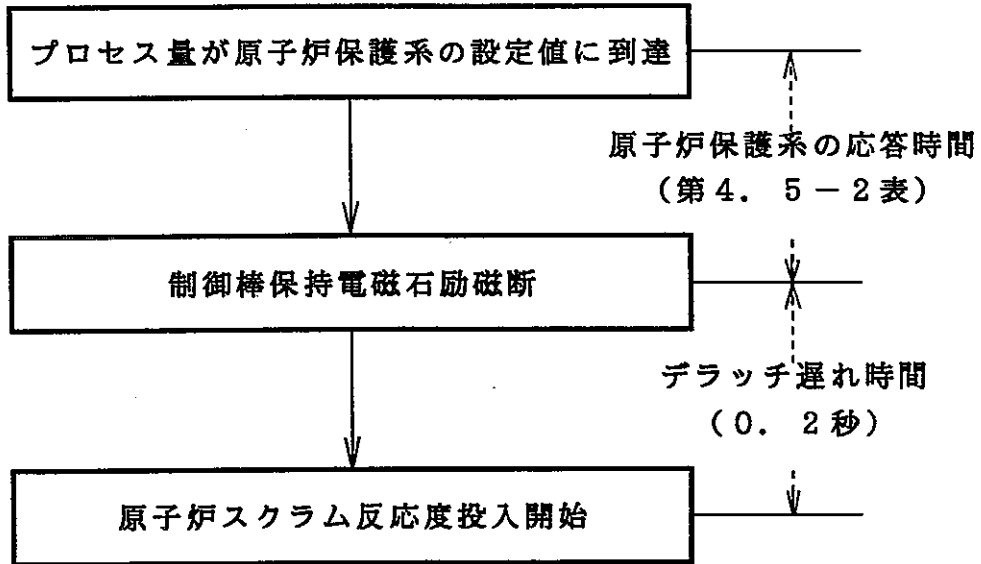
(注) FS：フルスケール

第4.5-2表 原子炉保護系の応答時間

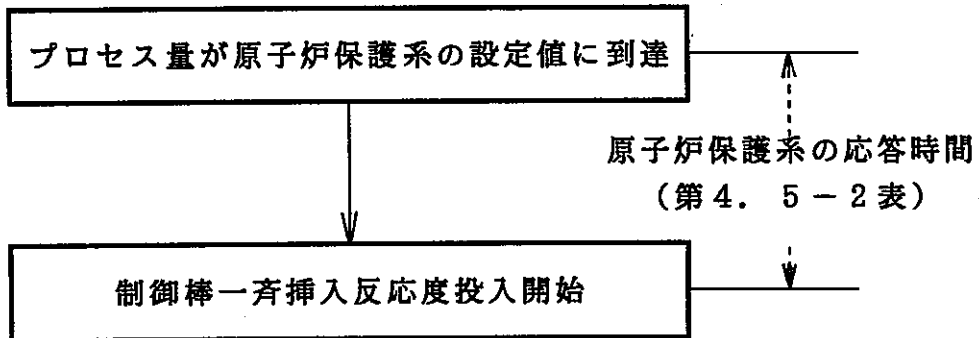
原子炉保護系項目	実作動時間 (最大値)	解析使用値
出力領域中性子束高	93ms	0.2秒
原子炉入口冷却材温度高	108ms	0.4秒
1次冷却材流量低	108ms	0.4秒
2次冷却材流量低	125ms	0.4秒
炉内ナトリウム液面低	108ms	0.4秒
電源喪失	1128ms	1.2秒



— 原子炉スクラムの場合 —



— 制御棒一斉挿入の場合 —



第4.5-1図 原子炉保護系の応答の流れ

#### 4. 6 原子炉停止系の特性

原子炉スクラムあるいは制御棒一斉挿入により制御棒はすべて炉心下端まで挿入されるが、反応度挿入曲線の作成に当たっては、解析結果が厳しくなるよう、制御棒の投入反応度及び制御棒の挿入特性に関して次の事柄を仮定している。

##### (1) 制御棒の投入反応度

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もの(ワン・ロッド・スタック)とし、移行炉心の炉心特性計算で求められたワン・ロッド・スタック時の制御棒価値(下記)を包絡する最小値として、制御棒の挿入により炉心に投入される負の反応度を $0.070 \Delta k/kk'$ とする。

- ① 平成3年度炉心設計(第35サイクル炉心) :  $0.0735 \Delta k/kk'$
- ② 平成4年度炉心設計(第35サイクル炉心) :  $0.0718 \Delta k/kk'$

##### (2) 原子炉スクラム時の制御棒挿入特性

第4.6-1図に原子炉スクラム時の制御棒挿入特性を示す。本制御棒挿入特性は、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を設計上の最大値である0.8秒とし、さらに、制御棒切り離し後のスプリングによる加速効果を見捨て、原子炉スクラム反応度投入開始から制御棒反応度価値90%挿入までの0.6秒間に制御棒が等加速度で落下するものと仮定して作成したものである。

##### (3) 制御棒一斉挿入時の制御棒挿入特性

制御棒一斉挿入時の制御棒駆動速度は、定期検査時の駆動速度に関する判定基準が $115 \text{ mm/min} \sim 130 \text{ mm/min}$ であることから、保守的に $115 \text{ mm/min}$ とする。

上記の制御棒投入反応度及び制御棒挿入特性並びに平成3年度炉心設計の制御棒ストローク曲線に基づき、原子炉スクラム時及び制御棒一斉挿入時の反応度挿入曲線を第4.6-1表及び第4.6-2表に示すとおり作成する。

第4.6-1表 原子炉スクラム時の反応度挿入曲線

時間 (秒)	制御棒位置 (mm)	スクラム反応度 (% $\Delta$ k/k)
0.00	650.0	0.0
0.10	650.0	0.0
0.20	650.0	0.0
0.25	646.4	-0.007572
0.30	635.6	-0.035203
0.35	617.5	-0.096695
0.40	592.2	-0.21104
0.45	559.7	-0.40184
0.50	520.0	-0.69947
0.60	418.9	-1.79631
0.70	288.9	-3.85491
0.80	130.0	-6.3 (注2)
0.87	~0.0	-7.0

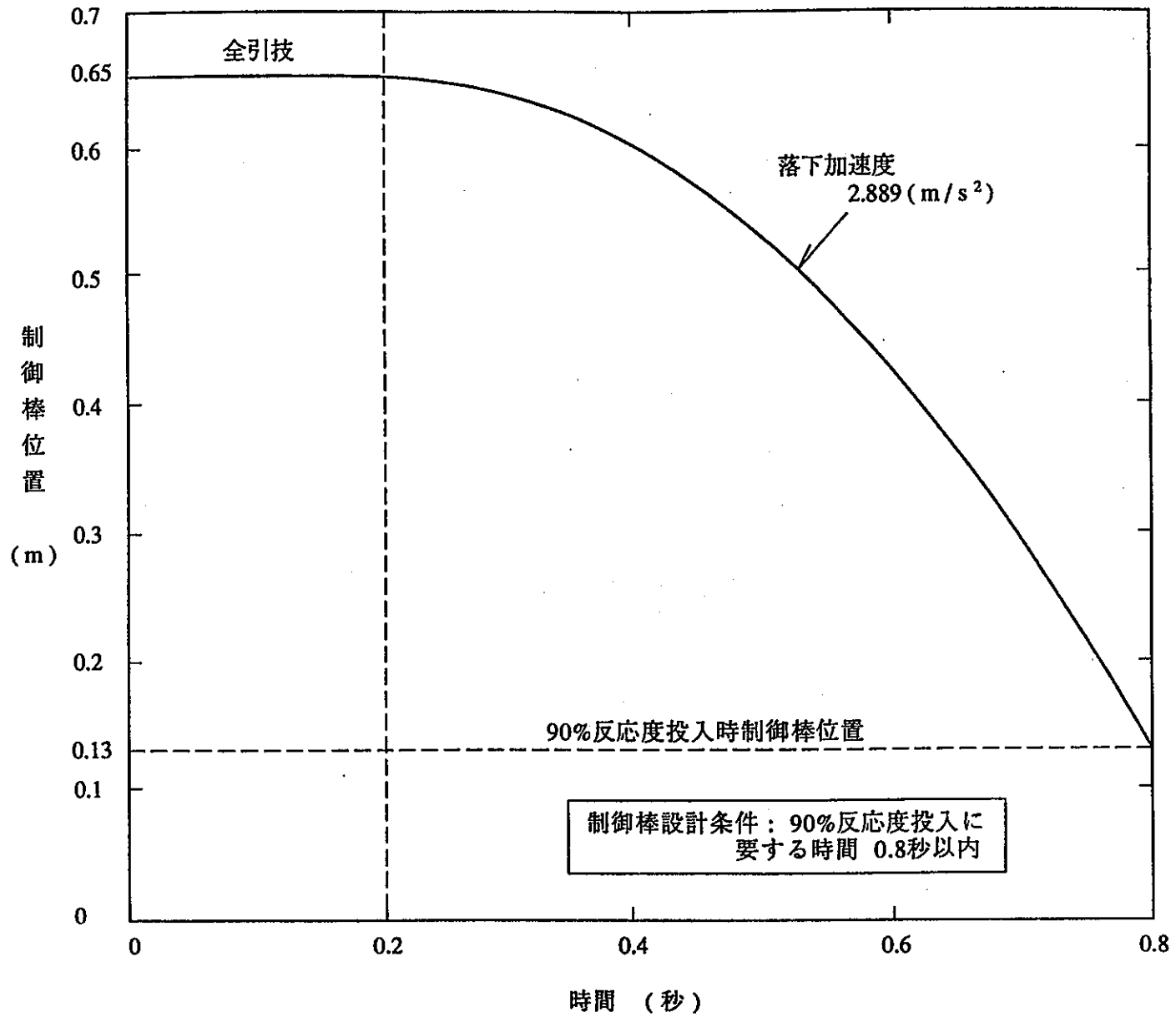
(注1) 時間は制御棒保持電磁石励磁断からの経過時間。

(注2)  $-7.0 \times 0.9$  (% $\Delta$ k/k)

第4.6-2表 制御棒一斉挿入時の反応度挿入曲線

時間 (秒)	制御棒位置 (mm)	制御棒一斉挿入反応度 (% $\Delta k/k$ )
0.0	650.0	0.0
5.0	640.4	-0.022036
10.0	630.8	-0.049729
20.0	611.7	-0.12011
30.0	592.5	-0.20951
40.0	573.3	-0.31619
50.0	554.2	-0.43883
75.0	506.3	-0.81899
100.0	458.3	-1.3091
125.0	410.4	-1.9113
150.0	362.5	-2.6199
175.0	314.6	-3.4108
200.0	266.7	-4.2413
225.0	218.8	-5.0531
250.0	170.8	-5.7809
275.0	122.9	-6.3592
300.0	75.0	-6.7475
339.1	0.0	-7.0

(注) 時間は制御棒一斉挿入反応度投入開始からの経過時間。



第4. 6-1図 原子炉スクラム時の制御棒挿入特性

#### 4. 7 インタロック及び制御系の特性

##### (1) インタロックの特性

下記のインタロック動作は、炉心安全の観点からのみ見た場合、その正常な作動によりシーケンスが非安全側となることがありうるため、解析上考慮するものとする。なお、これらのインタロックの動作遅れ時間は保守的に零とする。

(a) 1次冷却系主循環ポンプ停止 → 他ループの1次冷却系主循環ポンプ停止

- ① 考慮する事象 : 「1次冷却材流量減少」及び「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」。
- ② 考慮する理由 : 考慮しない場合、炉心冷却能力を過大評価することとなるため。

(b) 2次冷却系主循環ポンプ停止 → 当該ループの主送風機停止

- ① 考慮する事象 : 「2次冷却材流量減少」及び「2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」。
- ② 考慮する理由 : 考慮しない場合、主冷却機での除熱能力を過大評価することとなるため。

(c) 主送風機停止 → 当該ループの他の1台の主送風機停止

- ① 考慮する事象 : 「主冷却器空気流量の減少」及び「主送風機軸固着事故」。
- ② 考慮する理由 : 考慮しない場合、主冷却機での除熱能力を過大評価することとなるため。

##### (2) 制御系の特性

本安全解析では、制御系の動作等に関して次のように仮定する。

- (a) 起回事象発生から原子炉停止に至るまでの間は、原子炉冷却材温度制御系は動作しないものとし、保守的に同制御系による影響緩和能力に期待しない。
- (b) 原子炉停止後、主冷却器入口ナトリウム温度が低下すると、主送風機は運転員操作により停止される。解析では、原子炉停止の2分後に主送風機は停止されるものとする。
- (c) 主送風機停止後、原子炉冷却材温度制御系により主冷却器出口ナトリウム温度は一定温度(340℃)に制御されるが、解析上、主送風機停止後の主冷却器空気流量を、自然通風によるもれ流量を想定して初期流量の3%(一定)と仮定する。

#### 4. 8 単一故障想定

本安全解析では、想定された起因事象に加え、作動を要求される安全系に機能別に結果を最も厳しくする単一故障を想定している。単一故障想定は、下記の「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の考え方を基本原則とし、さらにプラント設計上の特質を考慮して設定している。

##### 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」より抜粋

解析に当たっては、想定された事象に加えて、「事故」に対処するために必要な系統、機器について、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行わなければならない。この場合、事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しなくてもよい。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しなくてもよい。

#### (1) 安全機能の分類及び単一故障の影響評価

想定された起因事象により起こされる結果を抑制するため、通常複数の系統・設備が働く。これらの系統・設備を安全機能別に分類し、単一故障を想定した場合の影響を評価した結果をまとめると、第4.8-1表のようになる。同表に示すように、系統・設備の多重化あるいは適切な設計上の考慮により、単一故障ではその安全機能を喪失しない設計となっている。

#### (2) 安全解析で想定した単一故障

しかしながら、安全機能の特質や系統・設備設計上の構成によっては、単一故障を想定した場合、その能力の一部を喪失するものがある。第4.8-1表でまとめた結果によると、このような安全機能として次の項目が摘出される。

(a) 原子炉停止時の反応度の投入

「ワン・ロッド・スタック」による原子炉スクラム時及び制御棒一斉挿入時の投入反応度の減少。

(b) 崩壊熱除去

「1ループのポニーモータ引継ぎ失敗」による崩壊熱除去能力の低下。

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」では、ワン・ロッド・スタックによる炉停止反応度の減少は、炉停止系が設計上保有すべき余裕であり、単一故障の仮定とは趣旨の異なるものとされている。そのため、本解析では、上記(a)のワン・ロッド・スタックによる炉停止反応度の減少は、単一故障として扱わないものとする(ただし、解析上は考慮されている)。

また、崩壊熱除去に係わる上記(b)は、下記の3事象(1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止を起因事象として想定する事象)における単一故障想定とする。ただし、「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」に対しては、炉心の被覆管及び冷却材の1次ピーク温度がより厳しくなる可能性の高い「事故ループの逆止弁開固着」を単一故障として想定する。

「1次冷却材流量減少」

「外部電源喪失」

「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」

なお、上記の3事象以外の事象に対しても、原子炉停止後の崩壊熱除去能力を小さくする単一故障として、過剰な想定ではあるが、次の事柄を想定するものとしている。

「1次冷却材流量増大」

「2次冷却材流量増大」

「主冷却器空気流量の増大」

「燃料スランピング事故」

「1次冷却材漏えい事故」

これらの5事象は、「出力領域中性子束高」または「炉内ナトリウム液面低」により原子炉スクラムとなる事象である。本安全解析では、原子炉スクラム後直ちに2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機が停止するものとする。

「2次冷却材流量減少」

「主冷却器空気流量の減少」

「2次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」



これらの5事象は、「2次冷却材流量低」または「原子炉入口冷却材温度高」により制御棒一斉挿入となる事象である。本安全解析では、制御棒一斉挿入開始後直ちに2ループの主送風機が停止するものとする。

各事象で想定した単一故障を、第4.8-3表及び第4.8-4表にまとめて示す。

第4.8-1表(1/2) 安全機能の分類及び単一故障の影響評価

機能	関与する系統・設備	単一故障の影響	評価
原子炉停止 (異常の検出)	原子炉保護系 (検出器)	解析で使用するスクラム項目については、1つの検出量に対して多重の検出器を設けており、単一故障ではその機能を喪失しない(第4.8-2表参照)。	無
	原子炉保護系 (論理回路)	論理回路は独立した2系統で構成されており、単一故障ではその機能を喪失しない。	無
原子炉停止 (原子炉停止系の作動)	原子炉保護系	最大の反応度価値を有する制御棒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)を想定しても、原子炉を低温状態で未臨界にすることが可能。なお、各制御棒の構造は単純で独立しており、信頼性が高く、その数が停止に必要な数に比し十分な余裕を持っているので、実質的に2つ以上の独立した系統とみなすことができる。	有
炉心冷却 (冷却材の確保)	原子炉冷却材バウンダリ	1次冷却系の配管・機器は高品質に設計、製作、検査等がなされるため、1次冷却材漏えい後、さらに別の漏えいが発生する確率はきわめて低いと考えられるので、静的故障は想定しない。	無

(注) 「評価」は、解析結果に対する影響の有無を示す。

第4. 8-1表(2/2) 安全機能の分類及び単一故障の影響評価

機能	関与する系統・設備	単一故障の影響	評価
炉心冷却 (冷却材の確保)	外管及びリークジャケット	1次冷却材漏えい時にも大きな荷重は加わらないので、静的故障は想定しない。	無
	1次冷却系主循環ポンプ (トリップ信号)	1次冷却材漏えい時に1次冷却系主循環ポンプをトリップさせる信号は複数存在するので単一故障では炉容器内の冷却材を汲み出すことはない。	無
	1次オーバフロー系	1次冷却材漏えい時、オーバフロー系による冷却材汲み上げに期待しなくても、1次冷却系の循環に支障を来たすことなく炉心冷却を行える炉容器液位を確保できる。	無
炉心冷却 (崩壊熱の除去)	1次冷却系主循環ポンプのポニーモータ	1ループのポニーモータへの引継ぎ失敗を想定しても、崩壊熱除去のために必要な炉心流量を確保できる。	有
放射能閉じ込め	炉心安全に係わる事象(「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」)には、燃料要素の破損等による核分裂生成物の放出に至るものはないので、該当する項目はない。		

(注) 「評価」は、解析結果に対する影響の有無を示す。

第4. 8-2表 原子炉保護系検出器の多重性

原子炉保護系の項目	検出器
中性子束高（出力領域）	3 ch
中性子束高（中間領域）	3 ch
中性子束高（起動領域）	2 ch
炉周期短（中間領域）	3 ch
炉周期短（起動領域）	2 ch
原子炉出口冷却材温度高	3 ch（各グループ）
原子炉入口冷却材温度高	3 ch（各グループ）
1次冷却材流量低	3 ch（各グループ）
2次冷却材流量低	3 ch（各グループ）
炉内ナトリウム液面低	3 ch
炉内ナトリウム液面高	3 ch
1次冷却系主循環ポンプトリップ	1 ch（各グループ）（注1）
2次冷却系主循環ポンプトリップ	1 ch（各グループ）（注1）
1次冷却系オーバフローポンプトリップ	1 ch
格納容器内床上放射能レベル高	3 ch
格納容器内温度高	3 ch（床下・床上）
格納容器内圧力高	3 ch（床下・床上）
地震	3 ch
電源喪失	2 ch（注2）
手動アイソレーション	—
手動スクラム	—
手動制御棒一斉挿入	—

（注1）移行炉心の安全解析において作動を想定していない。

（注2）1 A母線及び1 B母線についてそれぞれ1 out of 1のロジック。

第4. 8-3表 単一故障想定（運転時の異常な過渡変化）

事象名	単一故障想定
未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	該当せず（注）
出力運転中の制御棒の異常な引抜き	該当せず（注）
1次冷却材流量増大	2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
1次冷却材流量減少	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
外部電源喪失	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
2次冷却材流量増大	2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
2次冷却材流量減少	2ループの主送風機の停止
主冷却器空気流量の増大	2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
主冷却器空気流量の減少	2ループの主送風機の停止

（注）反応度異常に着目した評価のため。

第4. 8-4表 単一故障想定（事故）

事象名	単一故障想定
燃料スランピング事故	2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故	事故ループの逆止弁開固着（注）
1次冷却材漏えい事故	2ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止
2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故	2ループの主送風機の停止
1次冷却材漏えい事故	2ループの主送風機の停止
主送風機軸固着事故	2ループの主送風機の停止

（注）1次ピークがより厳しくなる可能性の高い、「事故ループの逆止弁開固着」を単一故障想定とした。

#### 4. 9 原子炉停止後の崩壊熱除去

「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」を除き、原子炉停止後の崩壊熱として、「FPGS」コードで計算される値に対して計算精度に対する適切な余裕を見込んだ最大値を用いている。原子炉停止後の崩壊熱の計算条件を第4. 9-1表に、また、計算結果を第4. 9-2表に示す。

なお、単一故障を第4. 8節に記したとおり想定しているので、本安全解析における原子炉停止後の崩壊熱除去運転は次の3とおりに分類される。

##### (1) 1次冷却系主循環ポンプの通常運転による崩壊熱除去

- 「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」
- 「2次冷却材流量減少」
- 「主冷却器空気流量の減少」
- 「2次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」

これらの事象では、2ループの1次冷却系主循環ポンプの通常運転により、原子炉停止後100%の炉心流量が確保される。崩壊熱は、1ループ2台または2ループ4台の主冷却機に伝達・除去される。

##### (2) 2ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去

- 「1次冷却材流量増大」
- 「2次冷却材流量増大」
- 「主冷却器空気流量の増大」
- 「燃料スランピング事故」
- 「1次冷却材漏えい事故」

これらの事象では、2ループの1次冷却系主循環ポンプのポニーモータ運転により、原子炉停止後の炉心流量が確保される。崩壊熱は、2ループ4台の主冷却機に伝達・除去される。

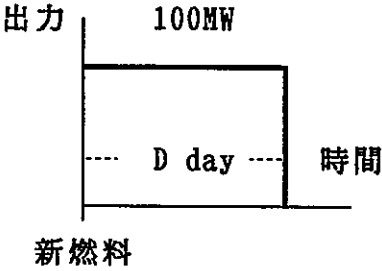
##### (3) 1ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去

- 「1次冷却材流量減少」
- 「外部電源喪失」
- 「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」

これらの事象では、1ループのみの1次冷却系主循環ポンプのポニーモータ運転により、原子炉停止後の炉心流量（5%以上）が確保される。崩壊熱は、1ループ2台の主冷却機に伝達・除去される。

なお、「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」では、単一故障として事故ループの逆止弁開固着を想定するため、原子炉停止後の炉心流量は5%以下となる。

第4.9-1表 原子炉停止後の崩壊熱の計算条件

項目	計算条件
計算コード	「FPGS」
核データライブラリ	「JNDC-V1.5」相当
全崩壊熱	FP崩壊熱+アクチニド崩壊熱+構造材の発熱
炉心構成	内側：25体（MK-II燃料集合体（J2燃料）） 外側：60体（MK-III燃料集合体（外側燃料））
燃料組成	プルトニウム富化度：30.0w/o ウラン濃縮度：18.0w/o（内側） :15.6w/o（外側）
中性子束	$2.32 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2\text{s}$ （全炉心平均）
中性子スペクトル	平成3年度炉心設計における第32サイクル炉心の70群スペクトルを25群に縮約。
運転履歴	 <p>出力 100MW</p> <p>時間</p> <p>D day</p> <p>新燃料</p> <p>運転日数Dはすべての燃料要素の燃焼度が75000 Mwd/tに達する日数を逆算して求める。</p>
不確かさ幅	+10%



第4.9-2表 原子炉停止後の崩壊熱曲線

冷却時間 (秒)	崩壊熱最大値 (-)
0.0	6.576E-2
1.0E-1	6.515E-2
2.0E-1	6.459E-2
5.0E-1	6.311E-2
1.0E+0	6.109E-2
2.0E+0	5.808E-2
5.0E+0	5.264E-2
1.0E+1	4.786E-2
2.0E+1	4.306E-2
5.0E+1	3.693E-2
1.0E+2	3.239E-2
2.0E+2	2.831E-2
5.0E+2	2.370E-2
1.0E+3	2.025E-2
2.0E+3	1.666E-2
5.0E+3	1.241E-2
1.0E+4	1.003E-2
2.0E+4	8.243E-3
5.0E+4	6.400E-3
1.0E+5	5.249E-3

(注) 崩壊熱は定格出力に対する割合を示す。

## 5. 解析結果及び評価

### 5. 1 解析結果

第4章にまとめた解析条件に基づいて実施した「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の各事象の解析結果を以下に示す。

#### (1) 運転時の異常な過渡変化

##### (a) 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」

解析結果を第5. 1-1図に示す。

制御棒の引抜きによる $5\phi/s$ のランプ状の正の反応度投入により、原子炉出力は急激に上昇する。異常発生後19. 3秒に原子炉出力は「出力領域中性子束高」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。この場合の最大出力は定格出力の505%である。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、2069℃、608℃及び569℃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。

##### (b) 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」

解析結果を第5. 1-2図に示す。

制御棒の引抜きによる $5\phi/s$ のランプ状の正の反応度投入により、原子炉出力は急激に上昇する。異常発生後1. 2秒に、原子炉出力は「出力領域中性子束高」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。この場合の最大出力は定格出力の110%である。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、2536℃、683℃及び664℃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。

##### (c) 「1次冷却材流量増大」

解析結果を第5. 1-3図に示す。

炉心流量がステップ状に20%増加することにより、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、原子炉出力が上昇する。異常発生後2. 9秒に、原子炉出力は「出力領域中性子束高」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。この場合の最大出力は定格出力の107%である。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度は2563℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は初期値を超えない。

(d) 「1次冷却材流量減少」

解析結果を第5. 1-4図に示す。

1ループの1次冷却系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次冷却系主循環ポンプの主電動機も停止して、両ループの冷却材流量は減少する。異常発生後2. 5秒に、1次冷却材流量は「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。

この過渡変化における炉心の被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、765℃及び749℃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。

(e) 「外部電源喪失」

解析結果を第5. 1-5図に示す。

電源喪失が発生すると、1次冷却系主循環ポンプの主電動機、2次冷却系主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失する。異常発生後1. 2秒に「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。

この過渡変化における炉心の被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、713℃及び696℃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。

(f) 「2次冷却材流量増大」

解析結果を第5. 1-6図に示す。

1ループの2次冷却材流量がステップ状に20%増加することにより、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。しかしながら「出力領域中性子束高」の原子炉トリップ設定値には達しないため、原子炉の自動停止には至らない。この場合の最大出力は定格出力の104%である。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、2563℃、684℃及び664℃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。

(g) 「2次冷却材流量減少」

解析結果を第5. 1-7図に示す。

1ループの2次冷却系主循環ポンプが停止すると、当該ループの冷却材流量が減少する。異常発生後1. 8秒に、2次冷却材流量は「2次冷却材流量低」の設定値に達して制御棒一斉挿入信号が発せられ、本信号に基づき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、被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度はいずれも初期値を超えることはない。

(h) 「主冷却器空気流量の増大」

解析結果を第5. 1-8図に示す。

主冷却機1台の空気流量がステップ状に $8650\text{ m}^3/\text{min}$ に増加することにより、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、主中間熱交換器の除熱が過大となる。その結果、原子炉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120.4秒に、原子炉出力は「出力領域中性子束高」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。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、 $2609^\circ\text{C}$ 、 $695^\circ\text{C}$ 及び $675^\circ\text{C}$ 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。

(i) 「主冷却器空気流量の減少」

解析結果を第5. 1-9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して、原子炉容器入口冷却材温度が上昇する。異常発生後111.0秒後に、原子炉入口冷却材温度は「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達して制御棒一斉挿入信号が発せられ、本信号に基づき原子炉は自動停止する。

この過渡変化における炉心の被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、 $682^\circ\text{C}$ 及び $664^\circ\text{C}$ 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) 事故

(a) 「燃料スランピング事故」

解析結果を第5. 1-10図に示す。

燃料スランピングによる $27\phi$ のステップ状の正の反応度投入により、原子炉出力は急激に上昇する。事故発生後0.01秒に、原子炉出力は「出力領域中性子束高」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。

この事故における炉心の燃料最高温度、被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、 $2592^\circ\text{C}$ 、 $704^\circ\text{C}$ 及び $685^\circ\text{C}$ 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。

(b) 「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」

解析結果を第5. 1-11図に示す。

1次冷却系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する。事故発生後0.2秒に、事故ループの1次冷却材流

量は「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。

この事故における炉心の被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、808℃及び796℃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。

(c) 「1次冷却材漏えい事故」

解析結果を第5. 1-12図に示す。

1次冷却系主配管の破損が生じると、ナトリウムの漏えいに伴って炉心流量がステップ状に80 kg/s減少するとともに、原子炉容器のナトリウム液位が低下する。事故発生後27. 0秒に、原子炉容器のナトリウム液位は「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、本信号に基づき原子炉は自動停止する。また、ナトリウムの漏えいは、原子炉容器等の冷却材液位が1次冷却系の循環に支障を来たす液位まで低下する以前に終息する。

この事故における炉心の被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、712℃及び695℃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。

(d) 「2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」

解析結果を第5. 1-13図に示す。

2次冷却系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する。事故発生後0. 9秒に、事故ループの2次冷却材流量は「2次冷却材流量低」の設定値に達して制御棒一斉挿入信号が発せられ、本信号に基づき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、被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度はいずれも初期値を超えることはない。

(e) 「2次冷却材漏えい事故」

解析結果を第5. 1-14図に示す。

2次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する。事故発生後47. 0秒に、原子炉容器入口冷却材温度は「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達して制御棒一斉挿入信号が発せられ、本信号に基づき原子炉は自動停止する。

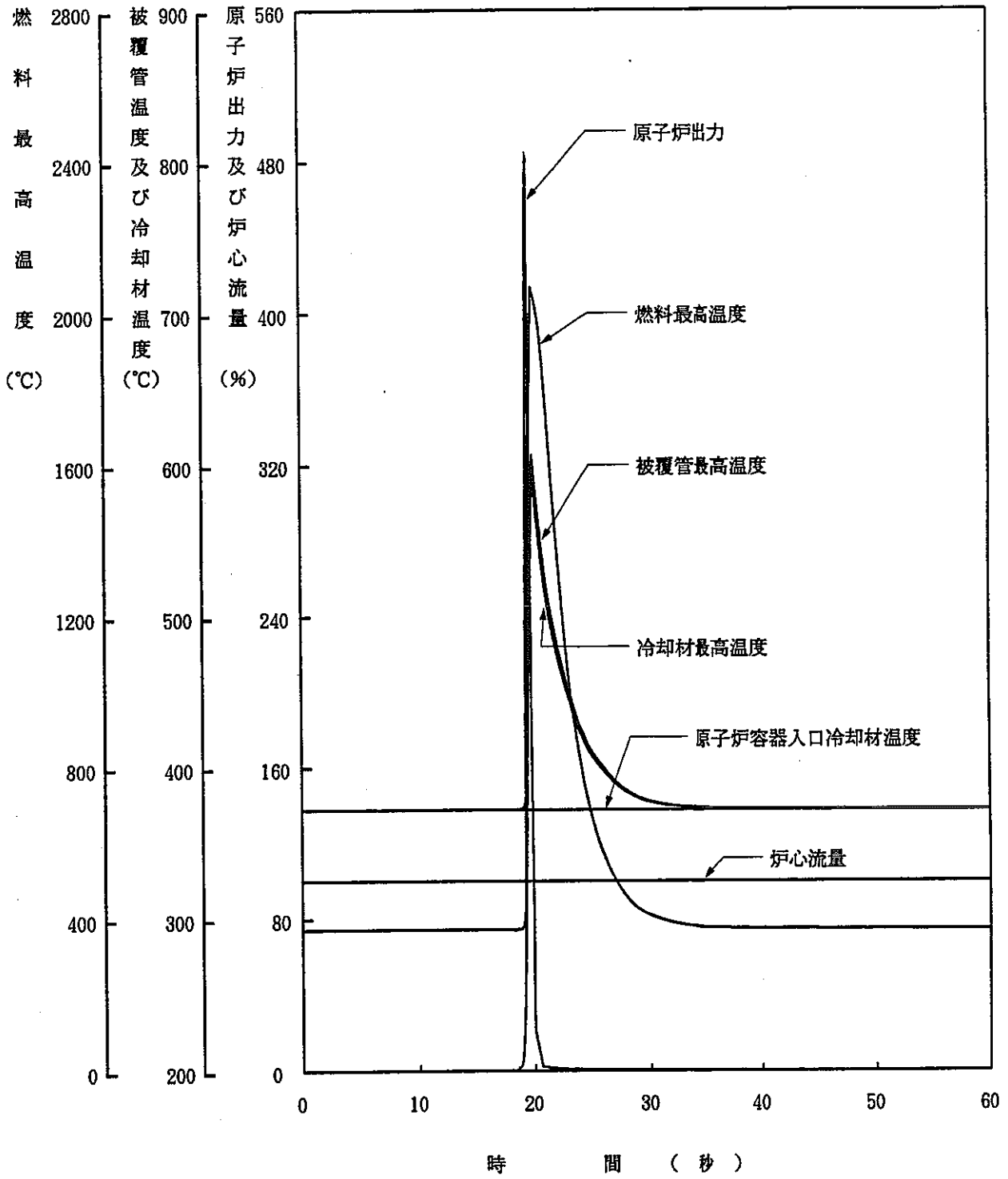
この事故における炉心の被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、688℃及び670℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

(f) 「主送風機軸固着事故」

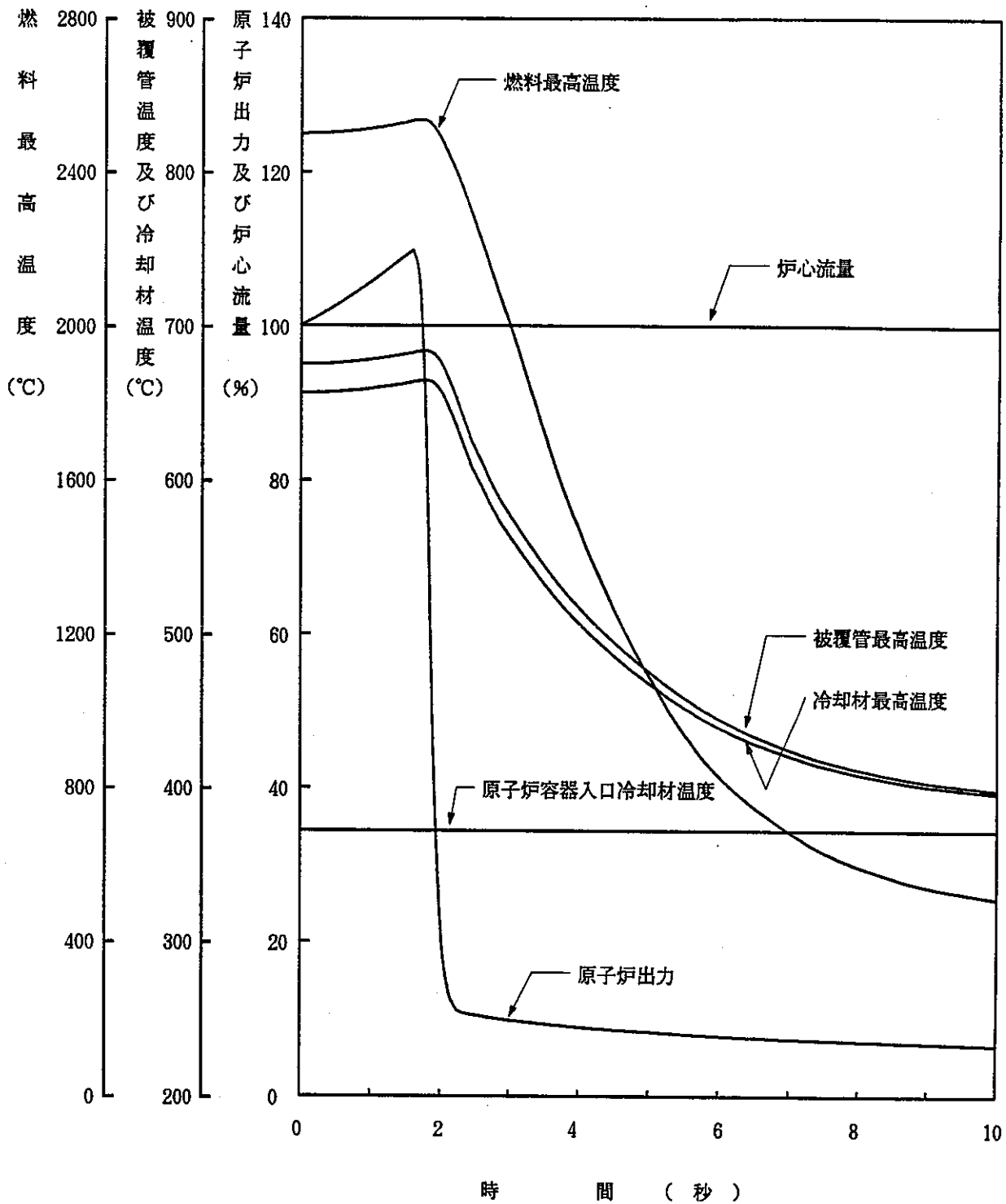
解析結果を第5. 1-15図に示す。

主送風機の軸固着事故が発生すると、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量が低下して、原子炉容器入口冷却材温度が上昇する。事故発生後111.0秒に、原子炉入口冷却材温度は「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達して制御棒一斉挿入信号が発せられ、本信号に基づき原子炉は自動停止する。

この事故における炉心の被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、682℃及び664℃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。

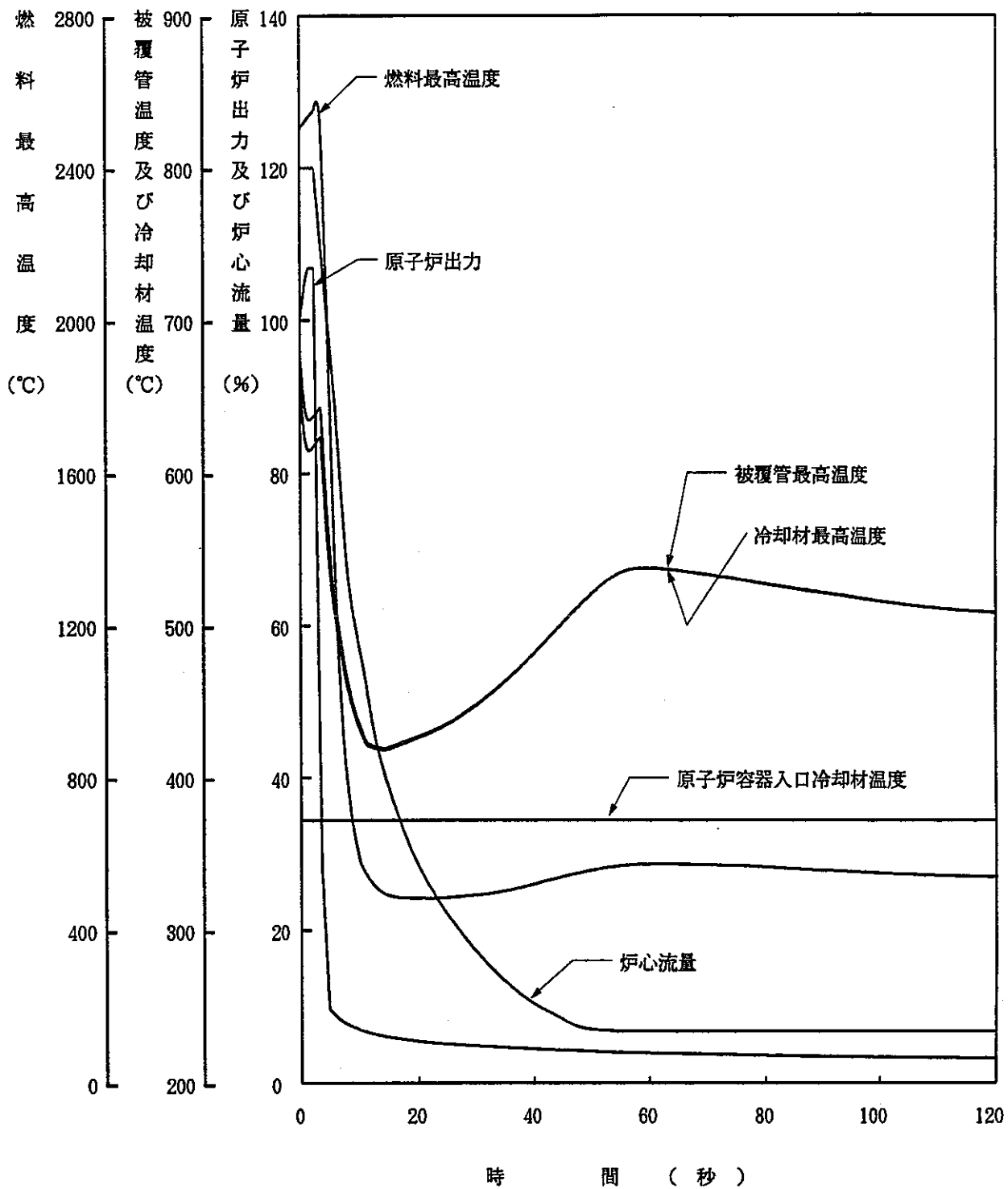


第5.1-1図 解析結果 (未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き)

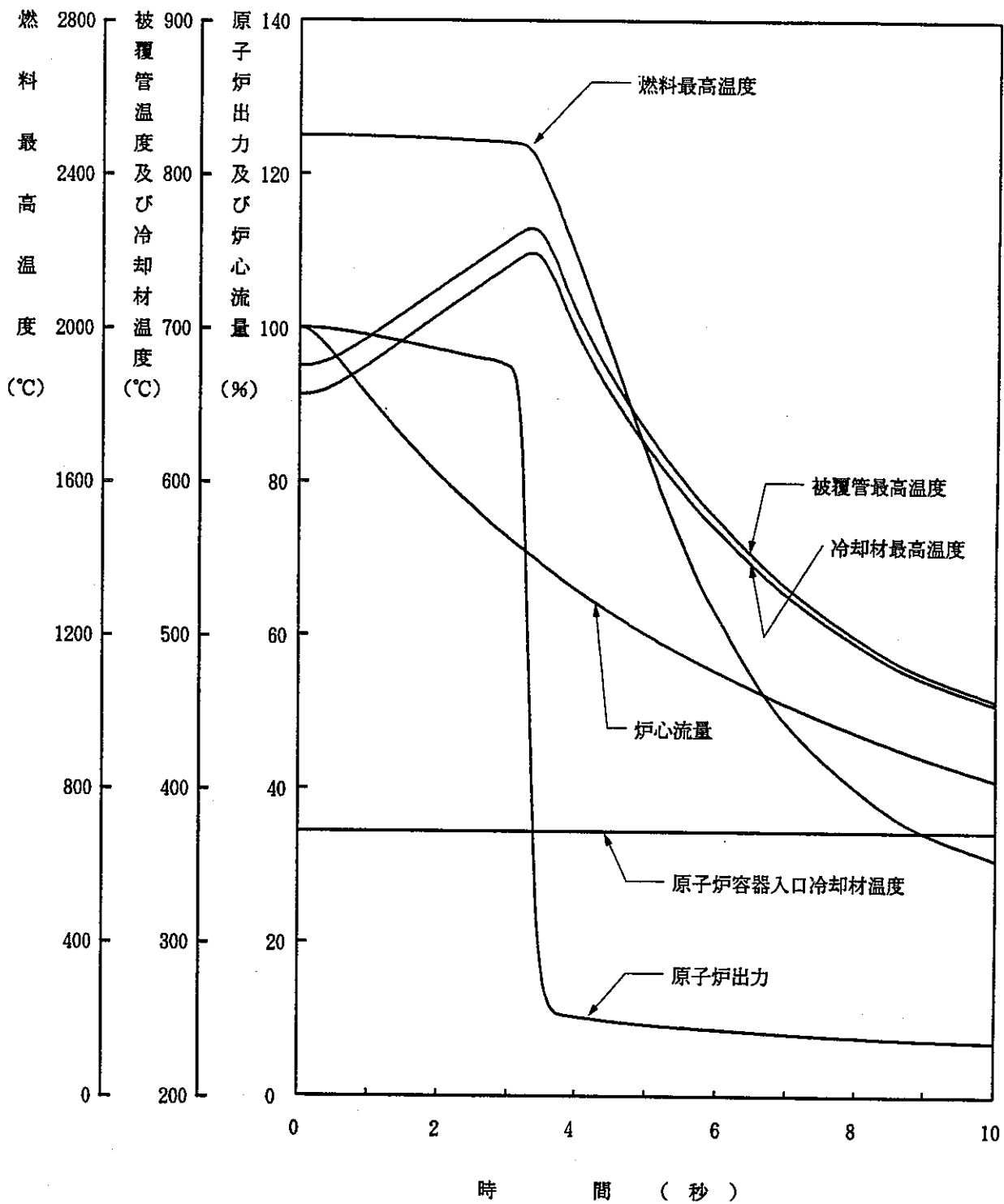


第5.1-2図 解析結果 (出力運転中の制御棒の異常な引抜き)

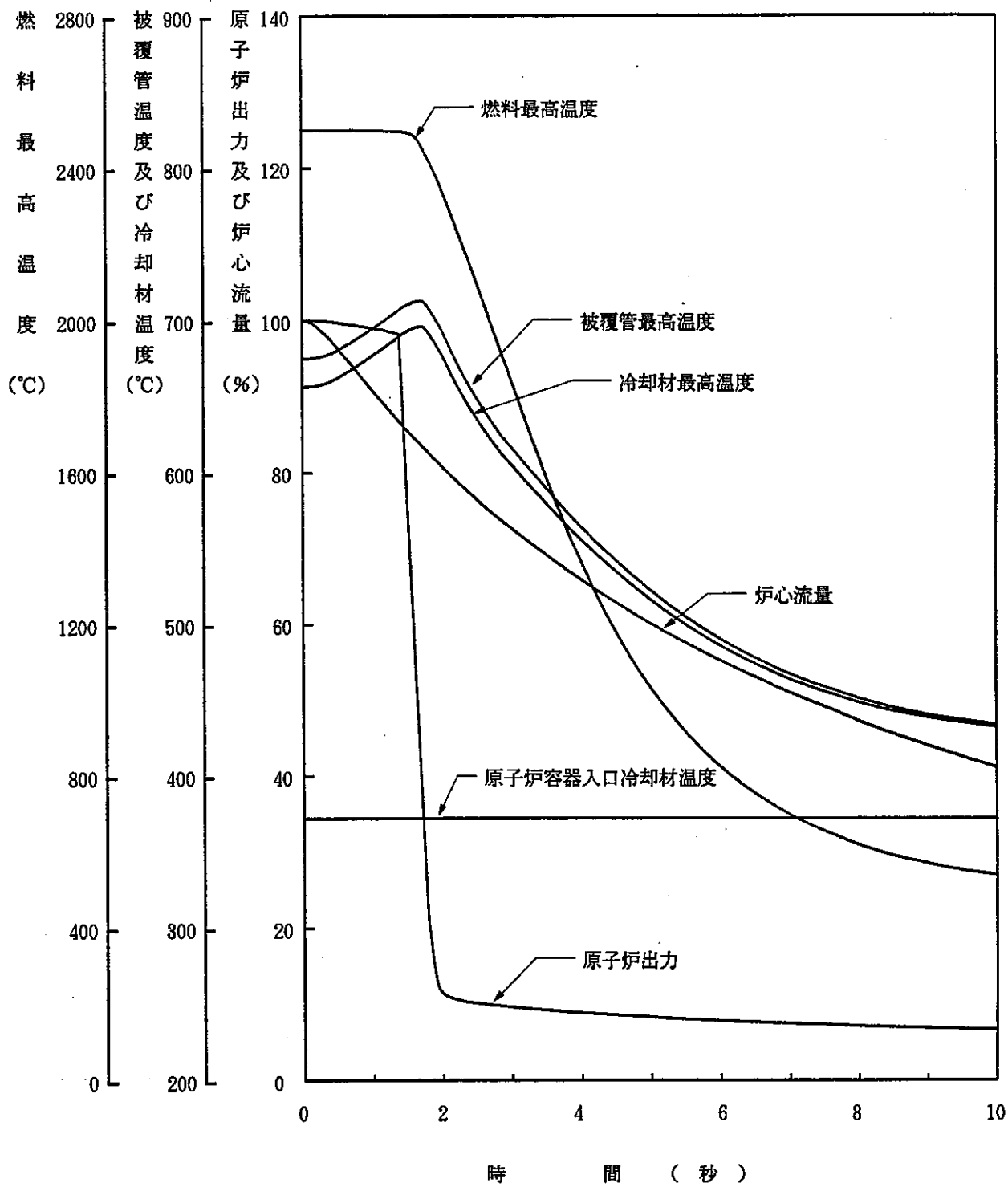




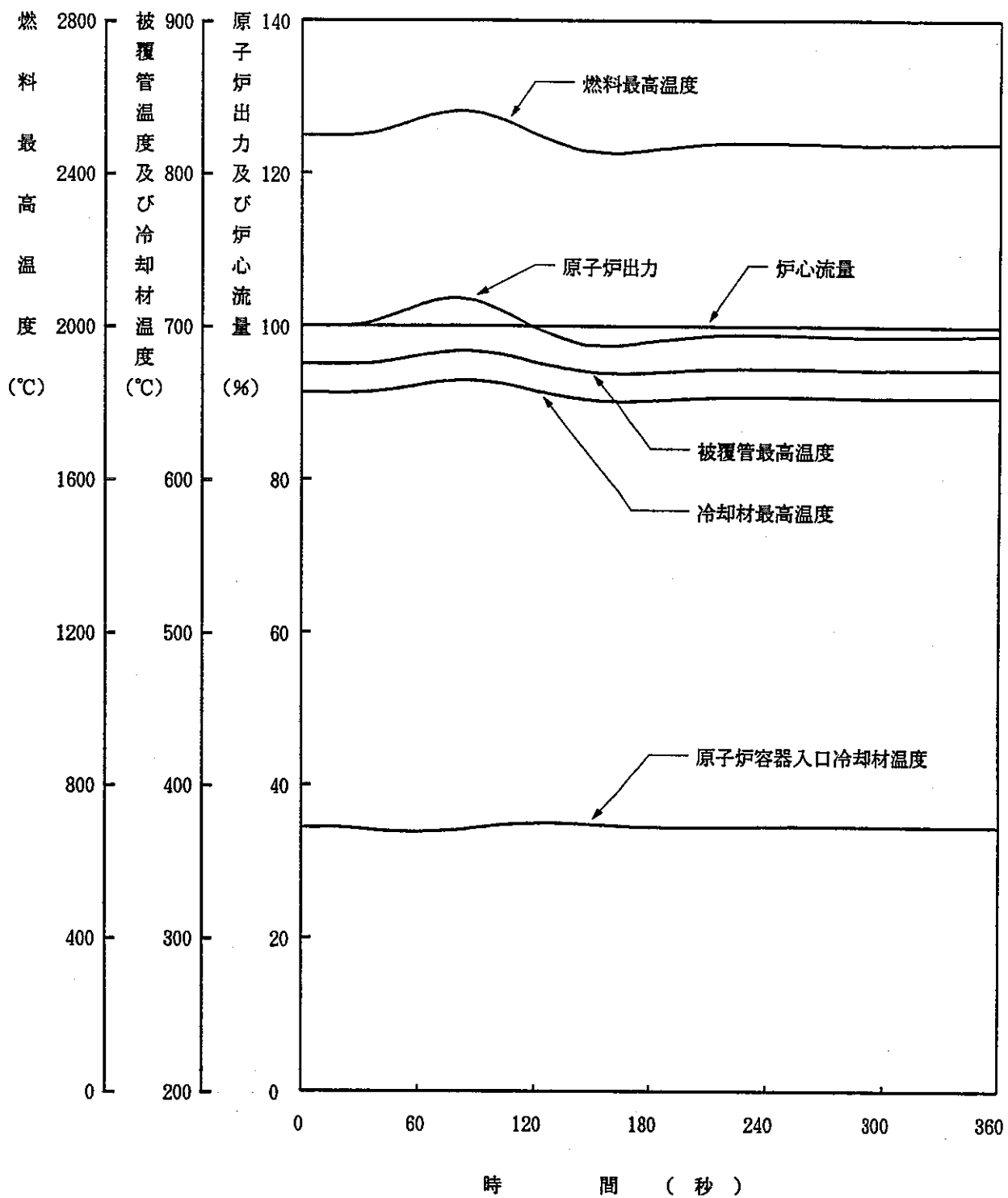
第5.1-3図 解析結果 (1次冷却材流量増大)



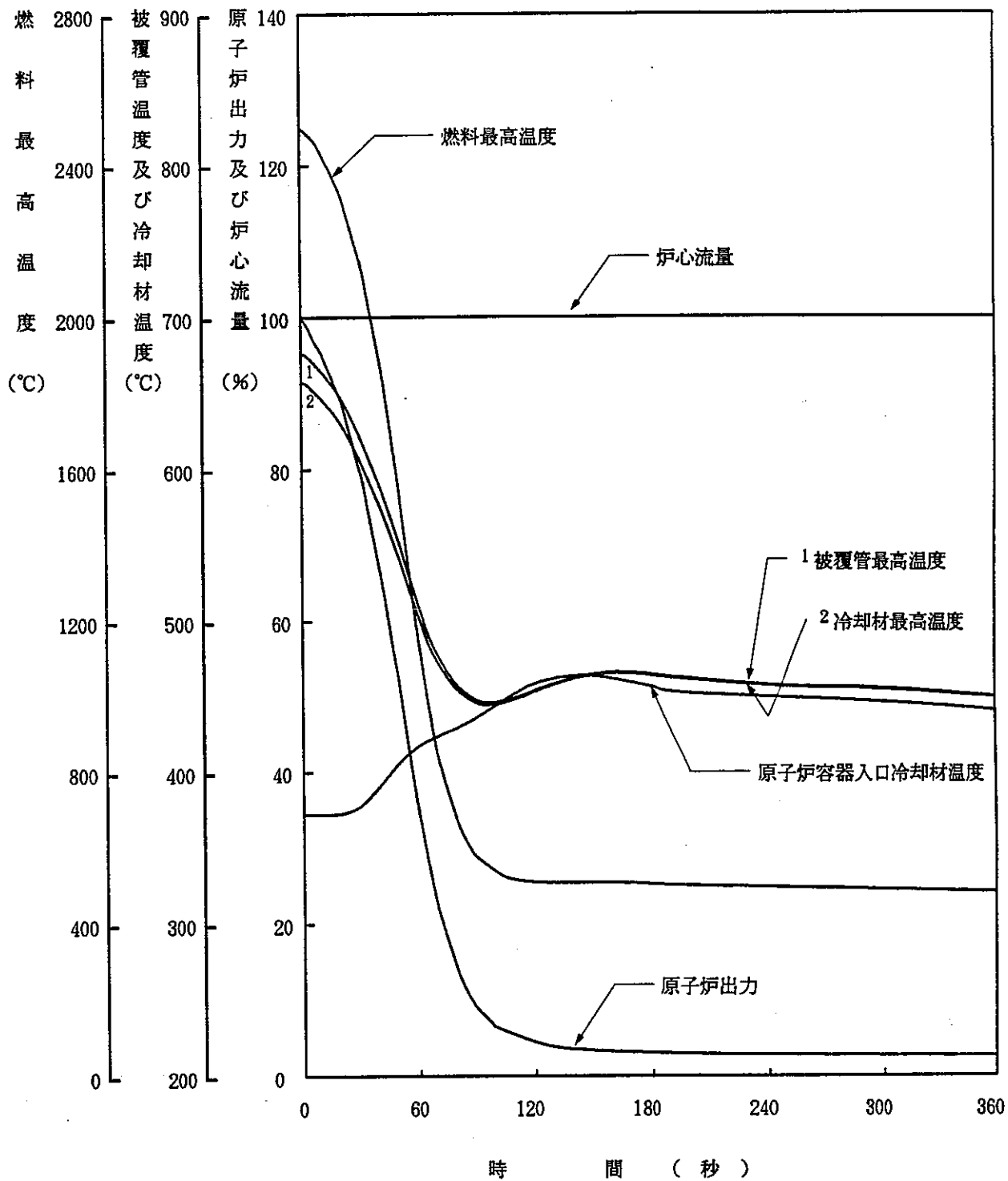
第5.1-4図 解析結果 (1次冷却材流量減少)



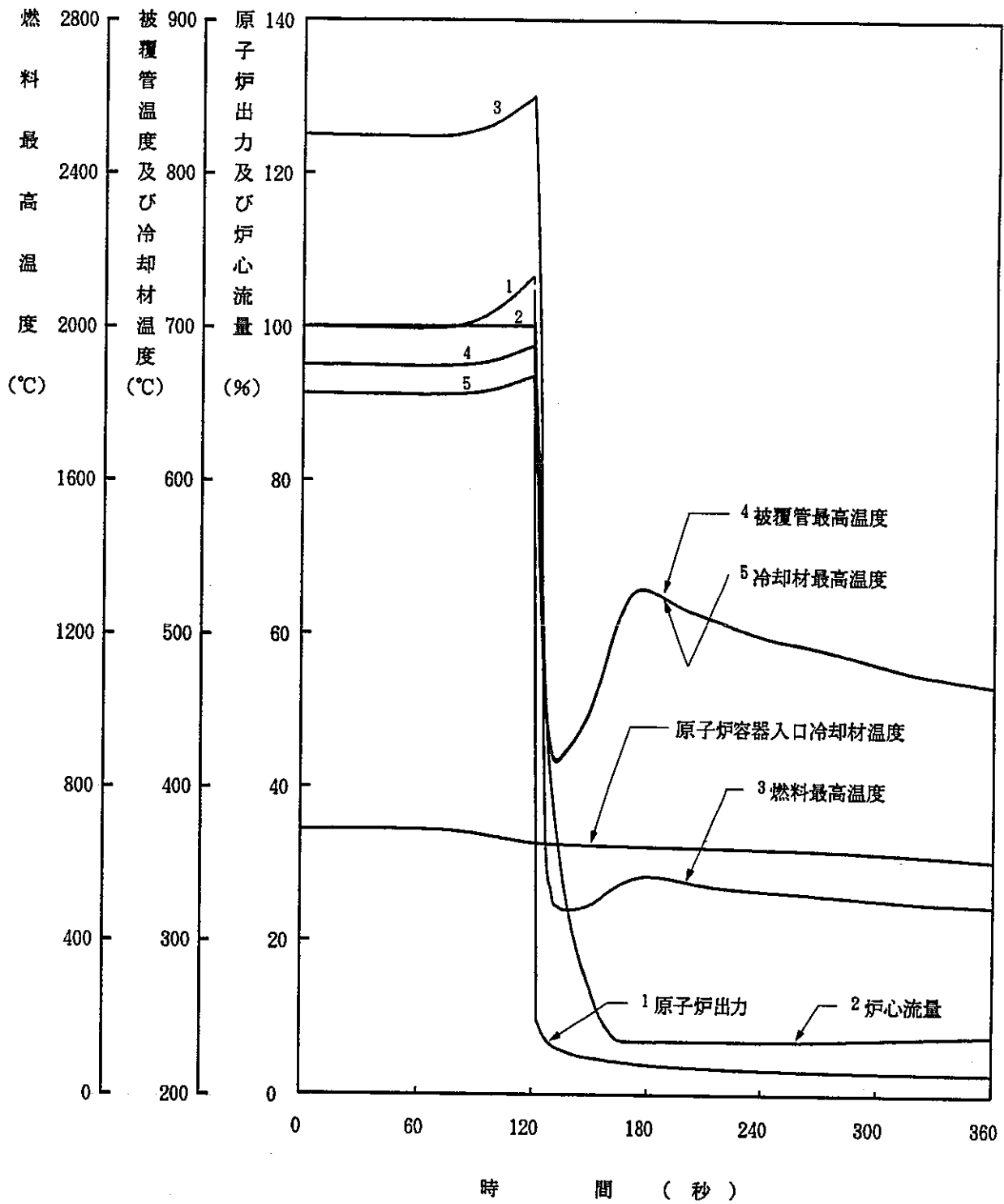
第5.1-5図 解析結果 (外部電源喪失)



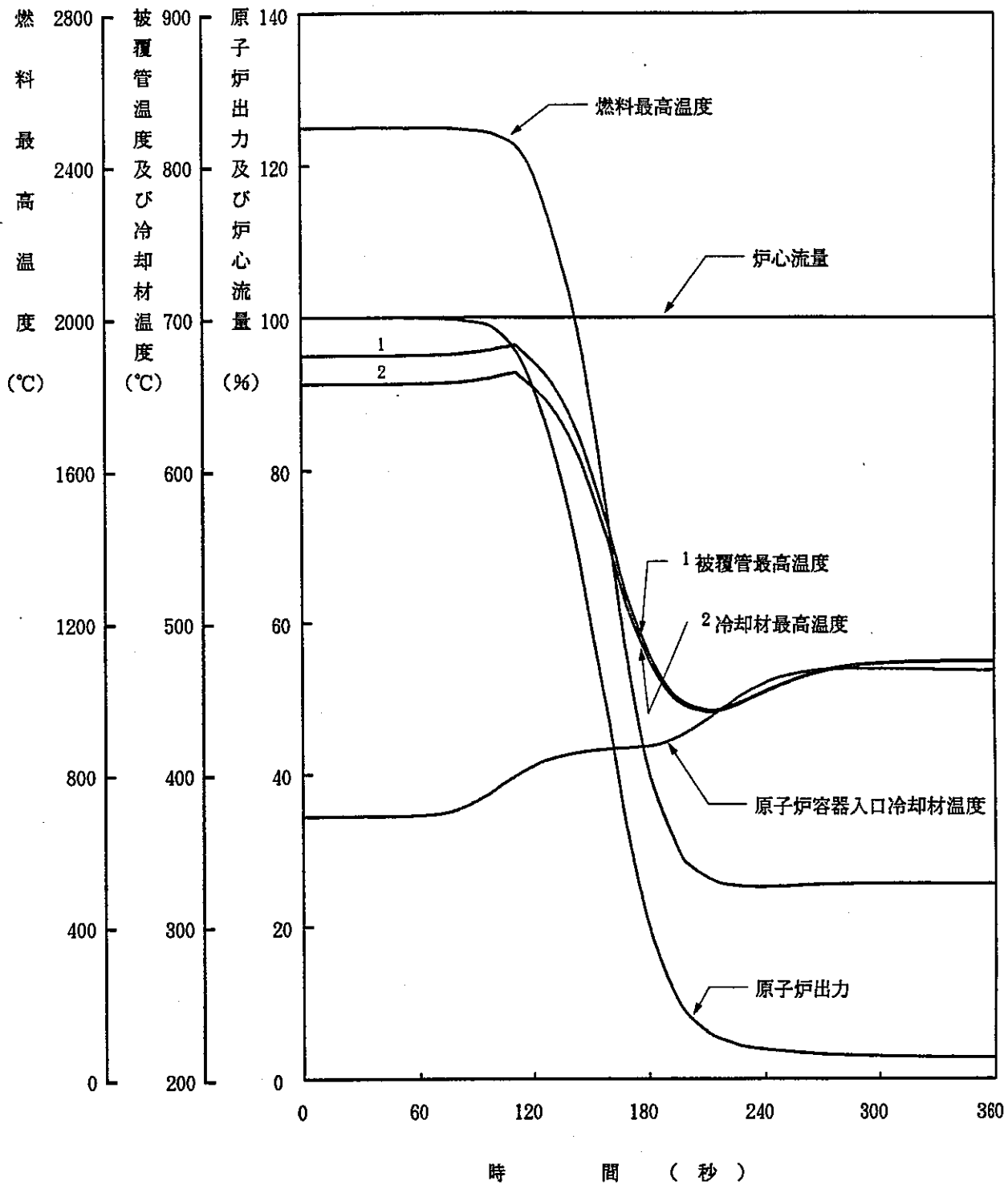
第5.1-6图 解析結果 (2次冷却材流量增大)



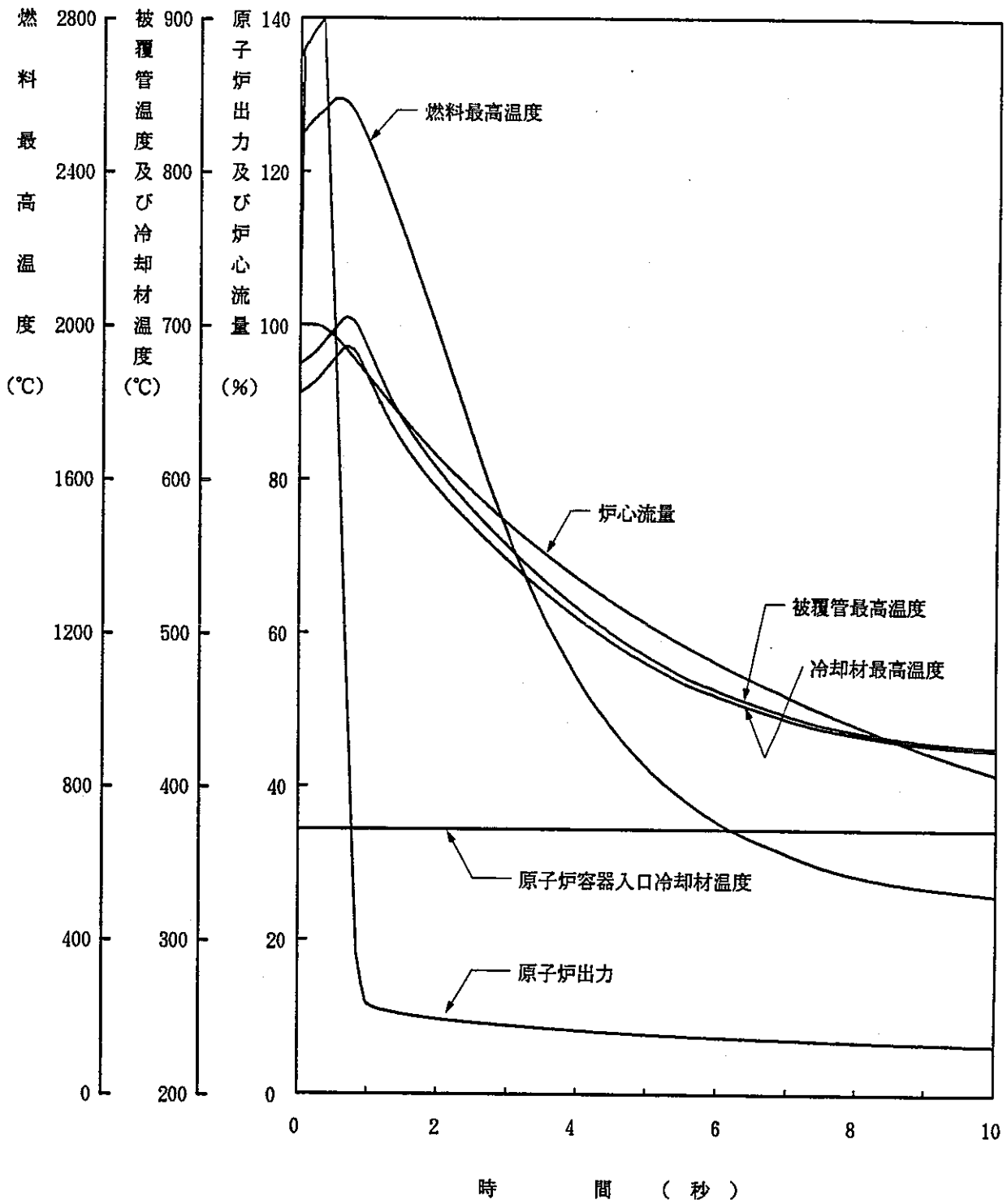
第5.1-7図 解析結果 (2次冷却材流量減少)



第5.1-8図 解析結果 (主冷却器空気流量の増大)

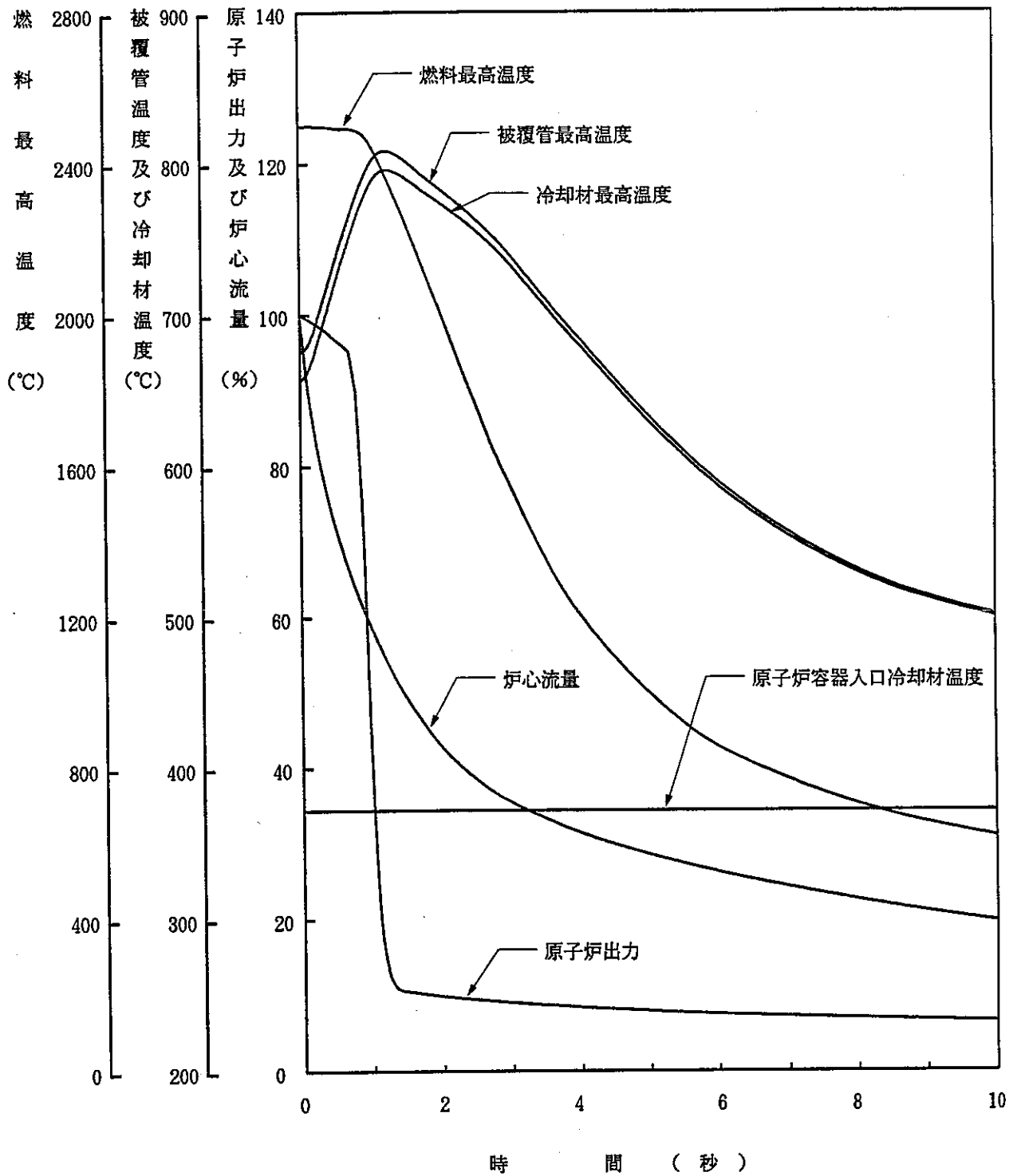


第5.1-9図 解析結果 (主冷却器空気流量の減少)

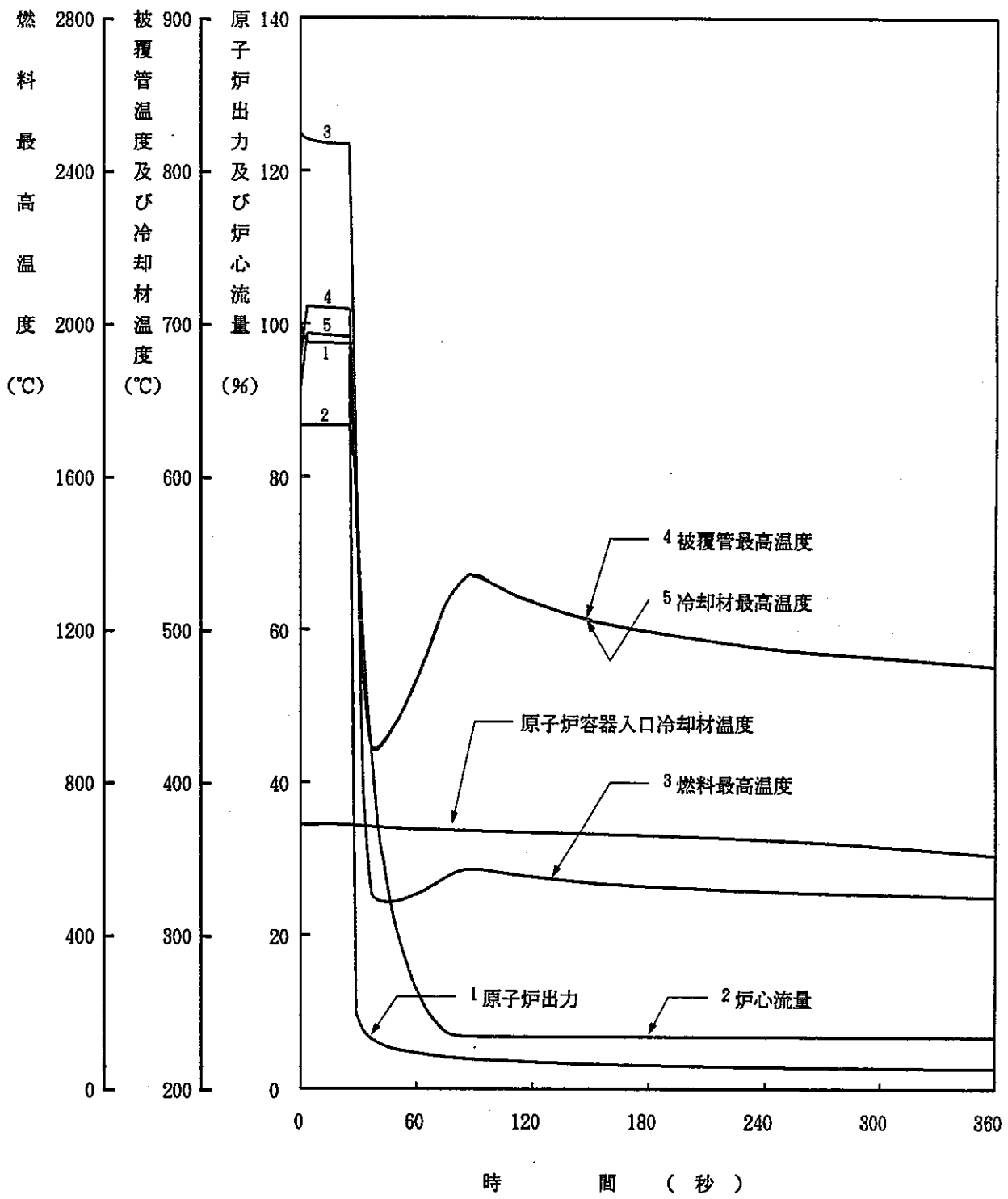


第5.1-10図 解析結果（燃料スランピング事故）

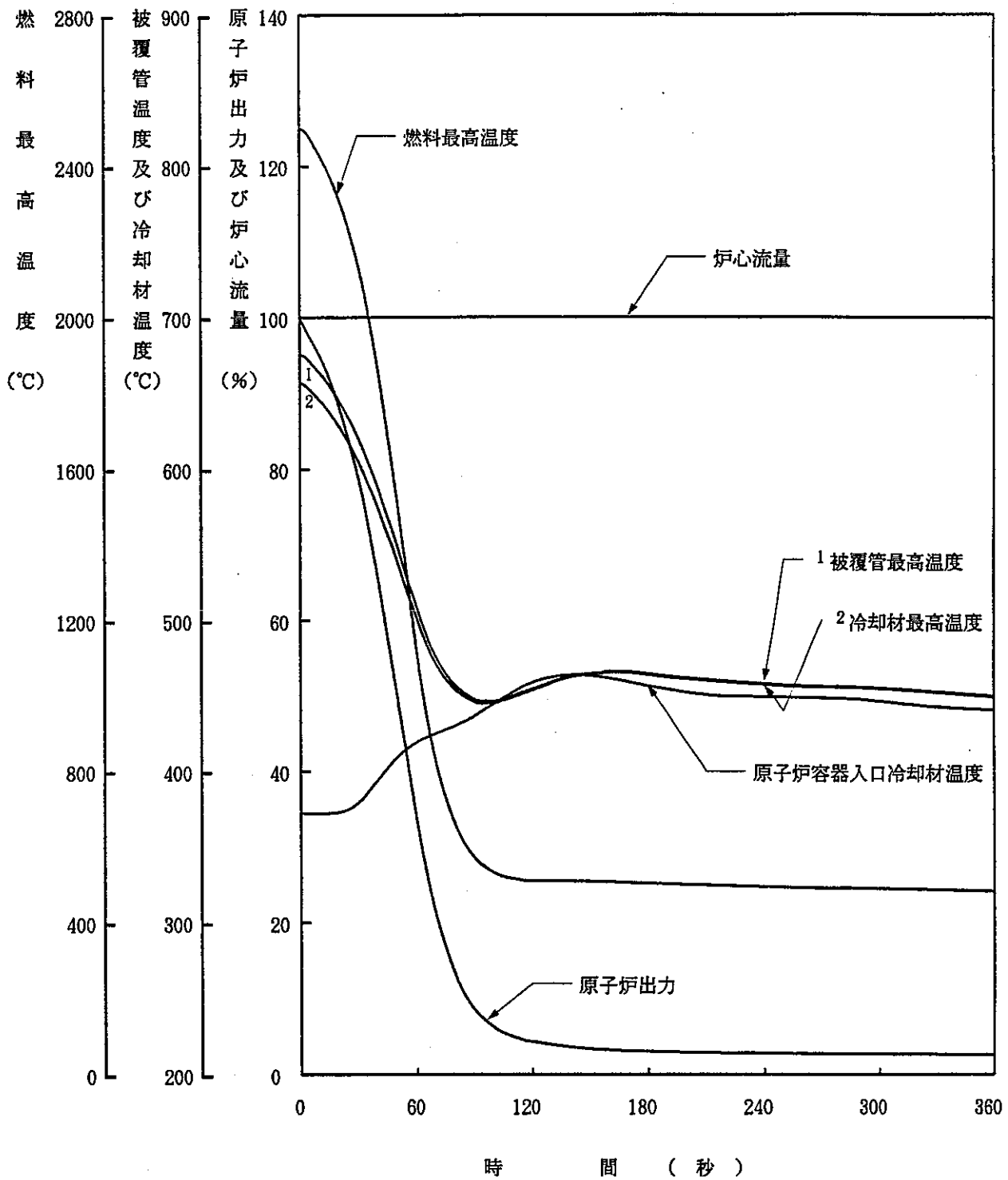




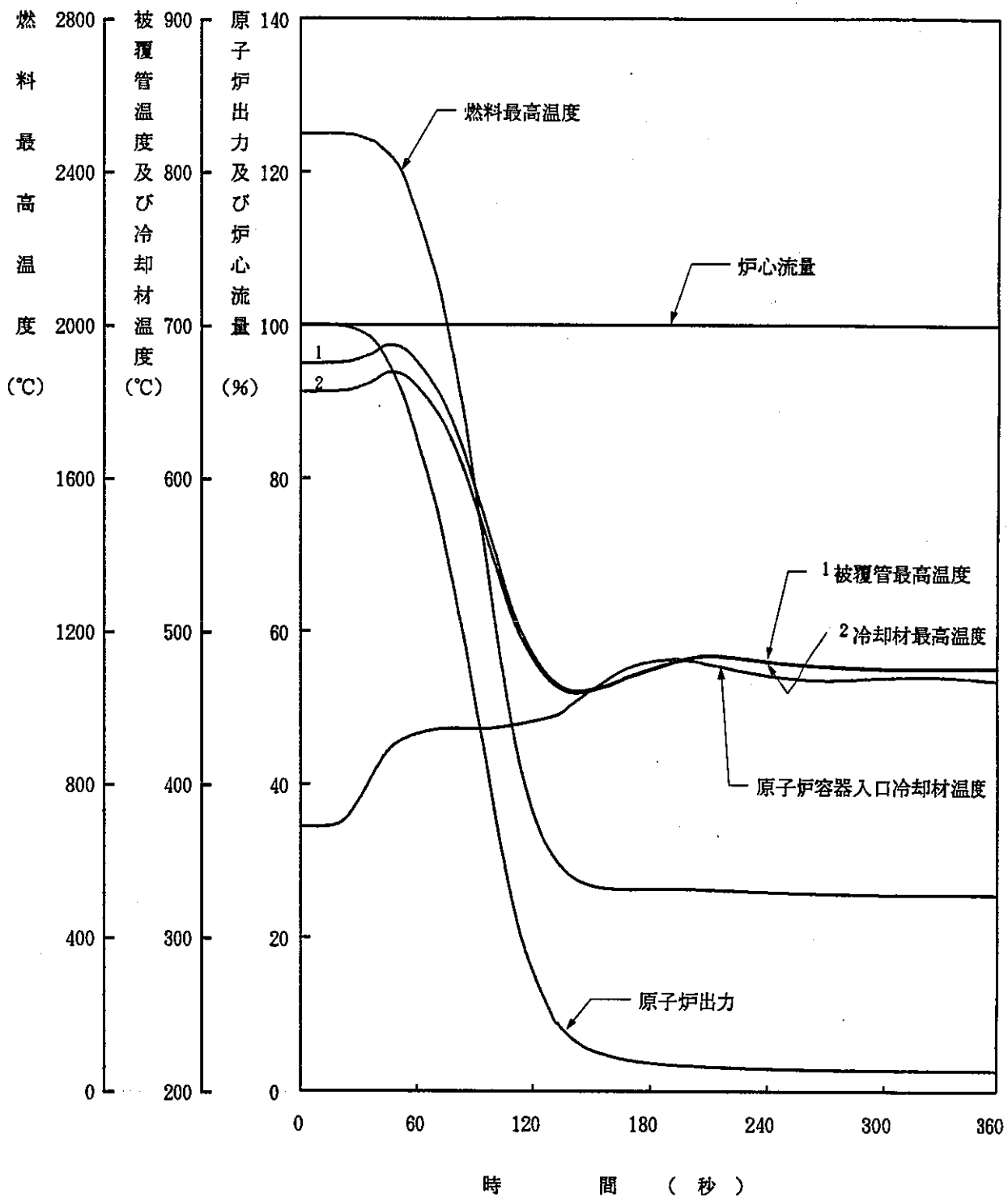
第5.1-11図 解析結果 (1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)



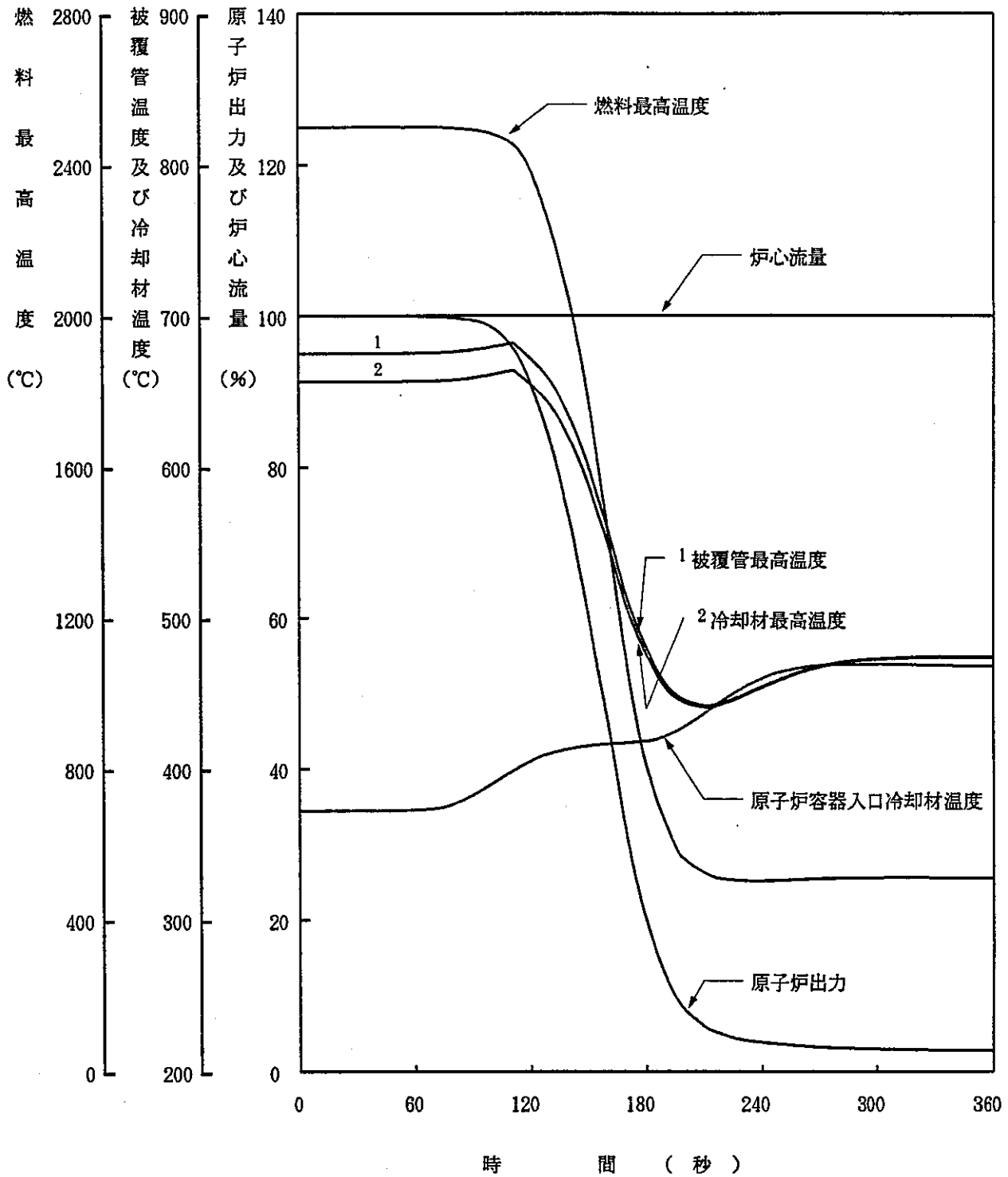
第5.1-12図 解析結果（1次冷却材漏えい事故）



第5.1-13図 解析結果（2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故）



第5.1-14図 解析結果 (2次冷却材漏えい事故)



第5.1-15図 解析結果（主送風機軸固着事故）

## 5. 2 評価

「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の各事象について、主要な解析結果を第5. 2-1表及び第5. 2-2表にまとめた。炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高到達温度は次のとおりとなった。

### (1) 運転時の異常な過渡変化

- (a) 燃料最高温度 : 2609℃ (109℃の上昇)  
(「主冷却器空気流量の増大」)
- (b) 被覆管肉厚中心最高温度 : 765℃ (90℃の上昇)  
(「1次冷却材流量減少」)
- (c) 冷却材最高温度 : 749℃ (93℃の上昇)  
(「1次冷却材流量減少」)

### (2) 事故

- (a) 燃料最高温度 : 2592℃ (92℃の上昇)  
(「燃料スランピング事故」)
- (b) 被覆管肉厚中心最高温度 : 808℃ (133℃の上昇)  
(「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」)
- (c) 冷却材最高温度 : 796℃ (140℃の上昇)  
(「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」)

「運転時の異常な過渡変化」における炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高到達温度は、第3章に記載した運転時の異常な過渡変化時の判断基準を満足しており、燃料被覆管の機械的破損、冷却材の沸騰及び燃料ペレットの熔融が生じることはないと判断できる。したがって、想定した事象が生じて、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が確認された。

また、「事故」における炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高到達温度は、第3章に記載した運転時の異常な過渡変化時の判断基準を超えない範囲に留まっており、炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であると判断できる。したがって、想定した事象が生じて、炉心の熔融あるいは著しい損傷の恐れがなく、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次的損傷が生じないことが確認された。

第5.2-1表(1/2) 主要な解析結果(運転時の異常な過渡変化)

事象名	原子炉保護系項目	設定値	原子炉スクラム 又は 制御棒一斉挿入	解析コード	時間(秒)		
					プロセス量が 設定値に到達	制御棒保持電 磁石励磁断又 は制御棒一斉 挿入信号発信	反応度 投入開始
未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	出力領域中性子束高	107%	原子炉スクラム	HARHO-IN	19.31	19.51	19.71
				MIMIR	19.50	19.70	19.90
出力運転中の制御棒の異常な引抜き	出力領域中性子束高	107%	原子炉スクラム	HARHO-IN	1.20	1.40	1.60
				MIMIR	1.25	1.45	1.65
1次冷却材流量増大	出力領域中性子束高	107%	原子炉スクラム	HARHO-IN	2.85	3.05	3.25
				MIMIR	4.40	4.60	4.80
1次冷却材流量減少	1次冷却材流量低	77%	原子炉スクラム	HARHO-IN	2.45	2.85	3.05
				MIMIR	2.45	2.85	3.05
外部電源喪失	電源喪失	—	原子炉スクラム	HARHO-IN	—	1.20	1.40
				MIMIR	—	1.20	1.40
2次冷却材流量増大	出力領域中性子束高	107%	原子炉スクラム	HARHO-IN	—	—	—
				MIMIR	—	—	—
2次冷却材流量減少	2次冷却材流量低	77%	制御棒一斉挿入	HARHO-IN	1.75	2.15	2.15
				MIMIR	1.75	2.15	2.15
主冷却器空気流量の増大	出力領域中性子束高	107%	原子炉スクラム	HARHO-IN	120.40	120.60	120.80
				MIMIR	119.00	119.20	119.40
主冷却器空気流量の減少	原子炉入口冷却材温度高	393℃	制御棒一斉挿入	HARHO-IN	111.00	111.40	111.40
				MIMIR	111.00	111.40	111.40

第5.2-1表(2/2) 主要な解析結果(運転時の異常な過渡変化)

事 象 名	解析コード	燃 料 温 度				被 覆 管 肉 厚 中 心 温 度				冷 却 材 温 度			
		初 期 (°C)	最 高 (°C)	上 昇 (°C)	時 間 (秒)	初 期 (°C)	最 高 (°C)	上 昇 (°C)	時 間 (秒)	初 期 (°C)	最 高 (°C)	上 昇 (°C)	時 間 (秒)
未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	HARHO-IN	372	2069	1697	20.08	372	608	236	20.09	372	569	197	20.08
	MIMIR	372	1967	1595	20.30	372	585	213	20.35	372	574	202	20.35
出力運転中の制御棒の異常な引抜き	HARHO-IN	2500	2536	36	1.72	675	683	8	1.77	656	664	8	1.78
	MIMIR	2500	2540	40	1.75	675	684	9	1.80	658	667	9	1.85
1次冷却材流量増大	HARHO-IN	2500	2563	63	3.31	675	—	—	—	656	—	—	—
	MIMIR	2500	2572	72	4.50	675	—	—	—	658	—	—	—
1次冷却材流量減少	HARHO-IN	2500	—	—	—	675	765	90	3.33	656	749	93	3.34
	MIMIR	2500	—	—	—	675	765	90	3.35	658	750	92	3.35
外部電源喪失	HARHO-IN	2500	—	—	—	675	713	38	1.68	656	696	40	1.68
	MIMIR	2500	—	—	—	675	711	36	1.70	658	696	38	1.70
2次冷却材流量増大	HARHO-IN	2500	2563	63	82.00	675	684	9	83.80	656	664	8	84.00
	MIMIR	2500	2572	72	82.00	675	685	10	84.00	658	667	9	85.00
2次冷却材流量減少	HARHO-IN	2500	—	—	—	675	—	—	—	656	—	—	—
	MIMIR	2500	—	—	—	675	—	—	—	658	—	—	—
主冷却器空気流量の増大	HARHO-IN	2500	2609	109	120.80	675	695	20	121.10	656	675	19	121.10
	MIMIR	2500	2611	111	119.00	675	689	14	119.00	658	673	15	120.00
主冷却器空気流量の減少	HARHO-IN	2500	—	—	—	675	682	7	111.66	656	664	8	111.68
	MIMIR	2500	—	—	—	675	680	5	112.00	658	663	5	110.00



第5.2-2表(1/2) 主要な解析結果(事故)

事象名	原子炉保護系項目	設定値	原子炉スクラム 又は 制御棒一斉挿入	解析コード	時間(秒)		
					プロセス量が 設定値に到達	制御棒保持電 磁石励磁断又 は制御棒一斉 挿入信号発信	反応度 投入開始
燃料スランピング事故	出力領域中性子束高	107%	原子炉スクラム	HARHO-IN	0.01	0.21	0.41
				MIMIR	0.01	0.21	0.41
1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故	1次冷却材流量低	77%	原子炉スクラム	HARHO-IN	0.15	0.55	0.75
				MIMIR	0.15	0.55	0.75
1次冷却材漏えい事故	炉内ナトリウム液面低	-14cm	原子炉スクラム	HARHO-IN	27.00	27.40	27.60
				MIMIR	27.00	27.40	27.60
2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故	2次冷却材流量低	77%	制御棒一斉挿入	HARHO-IN	0.90	1.30	1.30
				MIMIR	0.90	1.30	1.30
2次冷却材漏えい事故	原子炉入口冷却材温度高	393℃	制御棒一斉挿入	HARHO-IN	47.00	47.40	47.40
				MIMIR	47.00	47.40	47.40
主送風機軸固着事故	原子炉入口冷却材温度高	393℃	制御棒一斉挿入	HARHO-IN	111.00	111.40	111.40
				MIMIR	111.00	111.40	111.40

第5.2-2表(2/2) 主要な解析結果(事故)

事象名	解析コード	燃料温度				被覆管肉厚中心温度				冷却材温度			
		初期(°C)	最高(°C)	上昇(°C)	時間(秒)	初期(°C)	最高(°C)	上昇(°C)	時間(秒)	初期(°C)	最高(°C)	上昇(°C)	時間(秒)
燃料スランピング事故	HARHO-IN	2500	2592	92	0.60	675	704	29	0.70	656	685	29	0.71
	MIMIR	2500	2595	95	0.60	675	702	27	0.70	658	685	27	0.70
1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故	HARHO-IN	2500	—	—	—	675	808	133	1.26	656	796	140	1.28
	MIMIR	2500	—	—	—	675	799	124	1.40	658	789	131	1.45
1次冷却材漏えい事故	HARHO-IN	2500	—	—	—	675	712	37	27.80	656	695	39	27.80
	MIMIR	2500	—	—	—	675	719	44	1.00	658	704	46	1.00
2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故	HARHO-IN	2500	—	—	—	675	—	—	—	656	—	—	—
	MIMIR	2500	—	—	—	675	—	—	—	658	—	—	—
2次冷却材漏えい事故	HARHO-IN	2500	—	—	—	675	688	13	47.87	656	670	14	47.93
	MIMIR	2500	—	—	—	675	679	4	45.00	658	663	5	47.00
主送風機軸固着事故	HARHO-IN	2500	—	—	—	675	682	7	111.66	656	664	8	111.68
	MIMIR	2500	—	—	—	675	680	5	112.00	658	663	5	110.00

## 6. 結 言

「常陽」MK-Ⅲ計画に係る安全評価の一環として、MK-Ⅱ炉心からMK-Ⅲ炉心への移行過程における炉心（移行炉心）を対象とした、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の炉心安全解析を実施した。

本解析の結果、運転時の異常な過渡変化時及び事故時を通じて、燃料最高温度は2609℃（「主冷却器空気流量の増大」）、被覆管及び冷却材の最高温度は、それぞれ、808℃及び796℃（「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」）であり、いずれの事象においても炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高到達温度はそれらの熱設計基準値を超えないことが示された。したがって、燃料の健全性が損なわれることはなく、MK-Ⅱ炉心からMK-Ⅲ炉心への移行過程においても、安全設計の基本方針が妥当であることが確認された。

## 7. 謝 辞

本安全解析における「MIMIR」コードによる解析作業はアイ・ティ・ジェイ株式会社の榎本雅己氏、野口芳宏氏、榊茂之氏によるものである。また、「HARHO-IN」コードによる解析作業は三菱原子力工業株式会社（現 三菱重工業株式会社）の森井正氏、千歳敬子氏によるものである。ここに、以上の方々に感謝の意を表す。

## 8. 参考文献

- (1) PNC ZJ9214 92-004 : 移行炉心の詳細核熱計算
- (2) PNC ZJ9214 93-003 : 移行炉心の詳細核熱計算 (II)
- (3) 部内資料: 「常陽」MK-III計画に係る安全評価 (MK-III炉心の安全解析)
- (4) 部内資料: 「常陽」MK-III計画に係る安全評価 (代表事象の選定)
- (5) 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」  
(昭和55年11月決定、平成2年8月一部改訂 原子力安全委員会)
- (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」  
(平成2年8月決定 原子力安全委員会)

## 付録－A

### 解析に使用した設計データ

## 付録-A 解析に使用した設計データ

ここでは、平成3年度及び平成4年度の炉心設計（三菱原子力工業実施）による移行炉心の炉心特性データのうち、特に炉心の安全解析に関連の深いデータについてまとめる。

### (1) 炉心の基本仕様及び炉心構成

移行炉心の基本仕様を第A-1表に示す。また、移行炉心（第32サイクル～第35サイクル）の炉心構成を第A-1図に示す。なお、移行炉心における炉心構成要素の内訳は下記のとおりである。

#### 第32／第33／第34／第35サイクル炉心

① 内側炉心燃料集合体	58体／54体／47体／35体
② 外側炉心燃料集合体	9体／17体／26体／39体
③ A型特殊燃料集合体	2体
④ B型特殊燃料集合体	1体
⑤ C型特殊燃料集合体	1体
⑥ CMIR	1体
⑦ MARICO	1体
⑧ 制御棒	6体
⑨ 内側反射体	42体／38体／36体／35体
⑩ 外側反射体	192体

### (2) 出力分布及び炉内流量配分

第A-2表に第35サイクル炉心の軸方向出力分布を示す。また、第A-2図に第35サイクルの炉内流量配分を示す。

### (3) 制御棒反応度価値

第A-3表に制御棒反応度価値の計算結果を示す。また、第A-3図に制御棒ストローク曲線を示す。なお、制御棒の最大微分反応度及び制御棒の最大引抜速度を130mm/minとして計算した第35サイクル炉心の最大反応度付加率は下記のとおりである。

平成3年度炉心設計    平成4年度炉心設計

	平成3年度炉心設計	平成4年度炉心設計
① 制御棒の最大微分反応度 ( $\Delta k/k/mm$ )	$9.45 \times 10^{-5}$	$9.40 \times 10^{-5}$
② 最大反応度付加率 ( $\Delta k/k/秒$ )	$2.05 \times 10^{-4}$	$2.04 \times 10^{-4}$

(4) 反応度係数及び動特性パラメータ

第A-4表に各種反応度係数を示す。また、第A-5表に動特性パラメータを示す。なお、第35サイクル炉心において、最大の反応度価値を持つ1体の燃料集合体の全燃料要素でスランピングが発生した場合に炉心に投入されるスランピング反応度は、下記のとおりである。

平成3年度炉心設計    平成4年度炉心設計

	平成3年度炉心設計	平成4年度炉心設計
① スランピング反応度 ( $\Delta k/k$ )	$8.3 \times 10^{-4}$	$8.4 \times 10^{-4}$



第A-1表 移行炉心の基本仕様

項目	数値
炉心熱流力条件 ・原子炉熱出力 ・1次冷却材流量 ・原子炉入口冷却材温度 ・原子炉出口冷却材温度	100MW 2200t/h(2ループ合計) 370℃ 500℃
燃料集合体及び燃料要素 ・燃料集合体装荷数 ・燃料要素本数 ・被覆管、ラッパ管材質 ・被覆管寸法 ・燃料領域高さ	最大85体 127本/集合体 MK-II燃料: SUS316相当鋼 MK-III燃料: PNC1520 内径4.8mm/外径5.5mm MK-II燃料: 550mm MK-III燃料: 500mm(注)
燃料ペレット ・ペレット材質 ・ペレット寸法 ・ウラン濃縮度 ・プルトニウム富化度 ・ペレット初期密度 ・O/M比	プルトニウム・ウラン混合酸化物 直径4.63mm MK-II燃料: 約18 w/o MK-III燃料: 約15.6 w/o(平成3年度炉心) : 約18 w/o(平成4年度炉心) MK-II燃料: 約30 w/o MK-III燃料: 約30 w/o(平成3年度炉心) : 約29 w/o(平成4年度炉心) 理論密度の94w/o 1.97
熱的制限値 ・燃料/被覆管	2500℃/675℃(肉厚中心)
熱設計基準値 ・燃料/被覆管/冷却材	2650℃/830℃(肉厚中心)/910℃

(注) 燃料中心レベルはMK-II燃料と同じ。

第 A - 2 表 軸方向出力分布

軸方向位置 (mm)		数値
下部イン シュレータ	57.0001	5.77025E-2
	58.2047	6.68066E-2
燃 料 ペ レ ッ ト	58.2047	6.25343E-1
	59.5615	6.37412E-1
	60.7661	6.55725E-1
	66.4448	7.85433E-1
	72.1235	8.91560E-1
	75.6032	9.35030E-1
	79.0829	9.74003E-1
	82.5626	9.94968E-1
	86.0423	9.99962E-1
	89.5220	9.94216E-1
	93.0017	9.72347E-1
	96.4814	9.32239E-1
	99.9611	8.87719E-1
	105.6706	7.77172E-1
111.3800	6.34022E-1	
112.5865	6.06620E-1	
113.8800	5.80190E-1	
上部イン シュレータ	113.8800	6.50707E-2
	115.0865	5.64634E-2

(注1) 平成3年度炉心設計による(第35サイクル炉心)。

(注2) 全炉心を代表する軸方向出力分布として第1列の値を示す。

第 A - 3 表 制御棒反応度価値

単位：% $\Delta k/kk'$

炉心	制御棒の状態	最小値	標準値	最大値
平成3年度 炉心設計	全制御棒挿入	9.53	12.58	16.65
	ワンロッドスタック	7.35	9.70	12.84
平成4年度 炉心設計	全制御棒挿入	9.42	12.43	16.44
	ワンロッドスタック			
	(3A3)	7.85	10.36	13.70
	(3B3)	7.67	10.12	13.38
	(3C3)	7.30	9.63	12.74
	(3D3)	7.18	9.47	12.53
	(3F3)	7.69	10.15	13.43
(5F2)	8.67	11.44	15.13	

(注1) 第35サイクル炉心について示す。

(注2) (n) はスタックロッドの炉内における位置を示す。

第 A - 4 表 各種反応度係数

項目	平成 3 年度炉心設計	平成 4 年度炉心設計
ドップラ係数 ( $\times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ ) ・ 制御棒全引抜き ・ 制御棒中途挿入	- 1. 4 6 ~ - 2. 7 0 (± 3 0 %)	- 1. 3 6 ~ - 2. 6 4 (± 3 0 %)
ナトリウムボイド反応度 ( $\times 10^{-2} \Delta k/k$ )	- 1. 3 3 ~ - 2. 4 6 (± 3 0 %)	- 1. 3 3 ~ - 2. 4 7 (± 3 0 %)
温度係数 ( $\times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ ) ・ 燃料 ・ 構造材 ・ 冷却材 ・ 炉心支持板	- 2. 6 ~ - 4. 8 (± 3 0 %) - 0. 8 0 ~ - 1. 5 (± 3 0 %) - 6. 3 ~ - 1 2 (± 3 0 %) - 1 0 ~ - 1 5 (± 2 0 %)	- 2. 7 ~ - 4. 9 (± 3 0 %) - 0. 8 0 ~ - 1. 5 (± 3 0 %) - 6. 4 ~ - 1 2 (± 3 0 %) - 1 0 ~ - 1 5 (± 2 0 %)

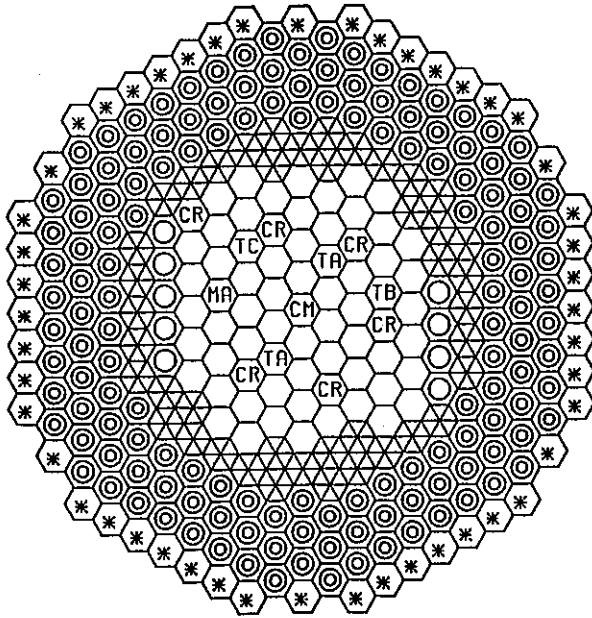
(注 1) 第 3 5 サイクル炉心について示す。

第 A - 5 表 動特性パラメータ

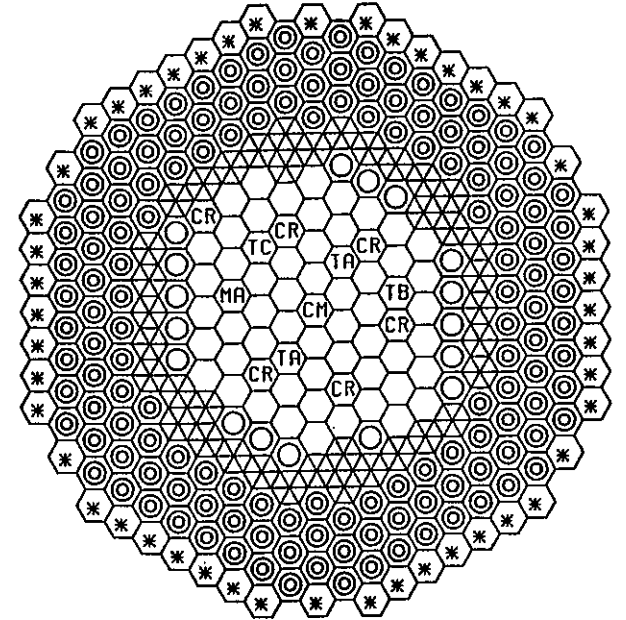
項目	平成 3 年度炉心設計	平成 4 年度炉心設計
実効遅発中性子割合 $\beta_{eff}$	$4.27 \times 10^{-3}$	$4.35 \times 10^{-3}$
$\beta_1$	$1.26 \times 10^{-4}$	$1.28 \times 10^{-4}$
$\beta_2$	$9.21 \times 10^{-4}$	$9.37 \times 10^{-4}$
$\beta_3$	$8.02 \times 10^{-4}$	$8.16 \times 10^{-4}$
$\beta_4$	$1.62 \times 10^{-3}$	$1.66 \times 10^{-3}$
$\beta_5$	$6.35 \times 10^{-4}$	$6.48 \times 10^{-4}$
$\beta_6$	$1.66 \times 10^{-4}$	$1.67 \times 10^{-4}$
遅発中性子崩壊定数 $\lambda_1$	$1.28 \times 10^{-2}$	$1.28 \times 10^{-2}$
( $S^{-1}$ ) $\lambda_2$	$3.14 \times 10^{-2}$	$3.14 \times 10^{-2}$
$\lambda_3$	$1.27 \times 10^{-1}$	$1.26 \times 10^{-1}$
$\lambda_4$	$3.31 \times 10^{-1}$	$3.30 \times 10^{-1}$
$\lambda_5$	1.40	1.40
$\lambda_6$	3.78	3.79
即発中性子寿命 (S) $l_p$	$0.362 \times 10^{-6}$	$0.365 \times 10^{-6}$

(注 1) 第 35 サイクル炉心について示す。

第32サイクル炉心



第33サイクル炉心

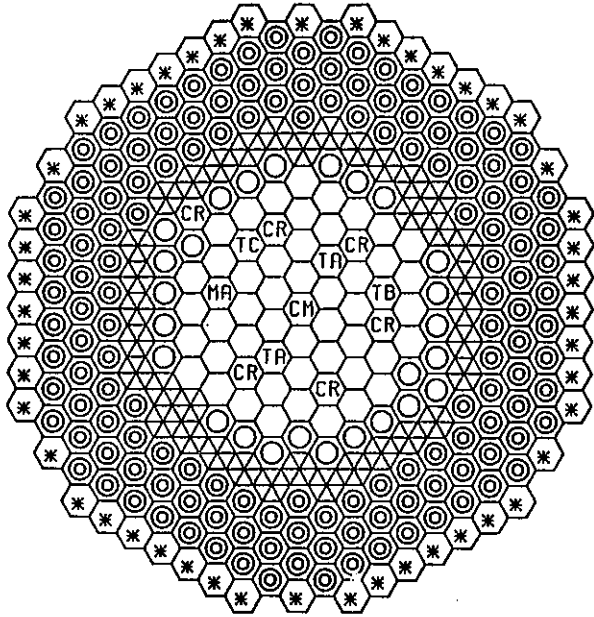


- 内側炉心燃料集合体
- ⊙ 外側炉心燃料集合体
- ⊗ 内側反射体
- ◎ 外側反射体 (A)
- ⊛ 外側反射体 (B)
- ⊕ MARICO
- ⊖ CMIR
- ⊘ A型特殊燃料集合体
- ⊙ B型特殊燃料集合体
- ⊚ C型特殊燃料集合体
- ◇ 制御棒

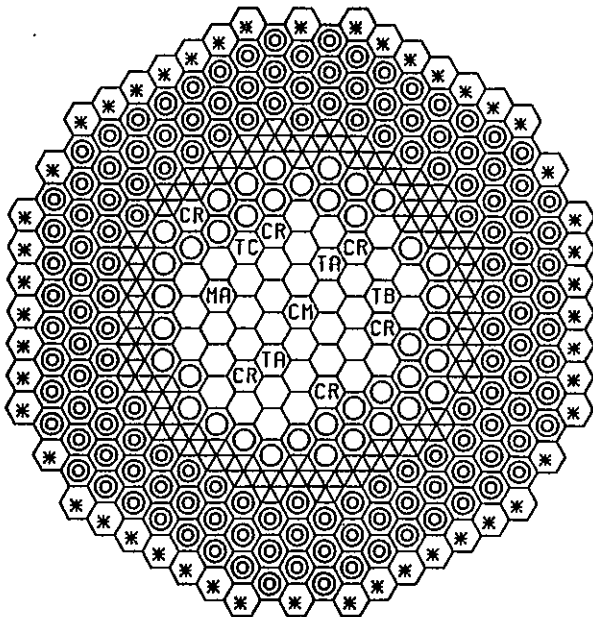
平成3年度炉心設計、平成4年度炉心設計とも共通

第A-1図 (1/2) 移行炉心の炉心構成

第 3 4 サイクル炉心



第 3 5 サイクル炉心

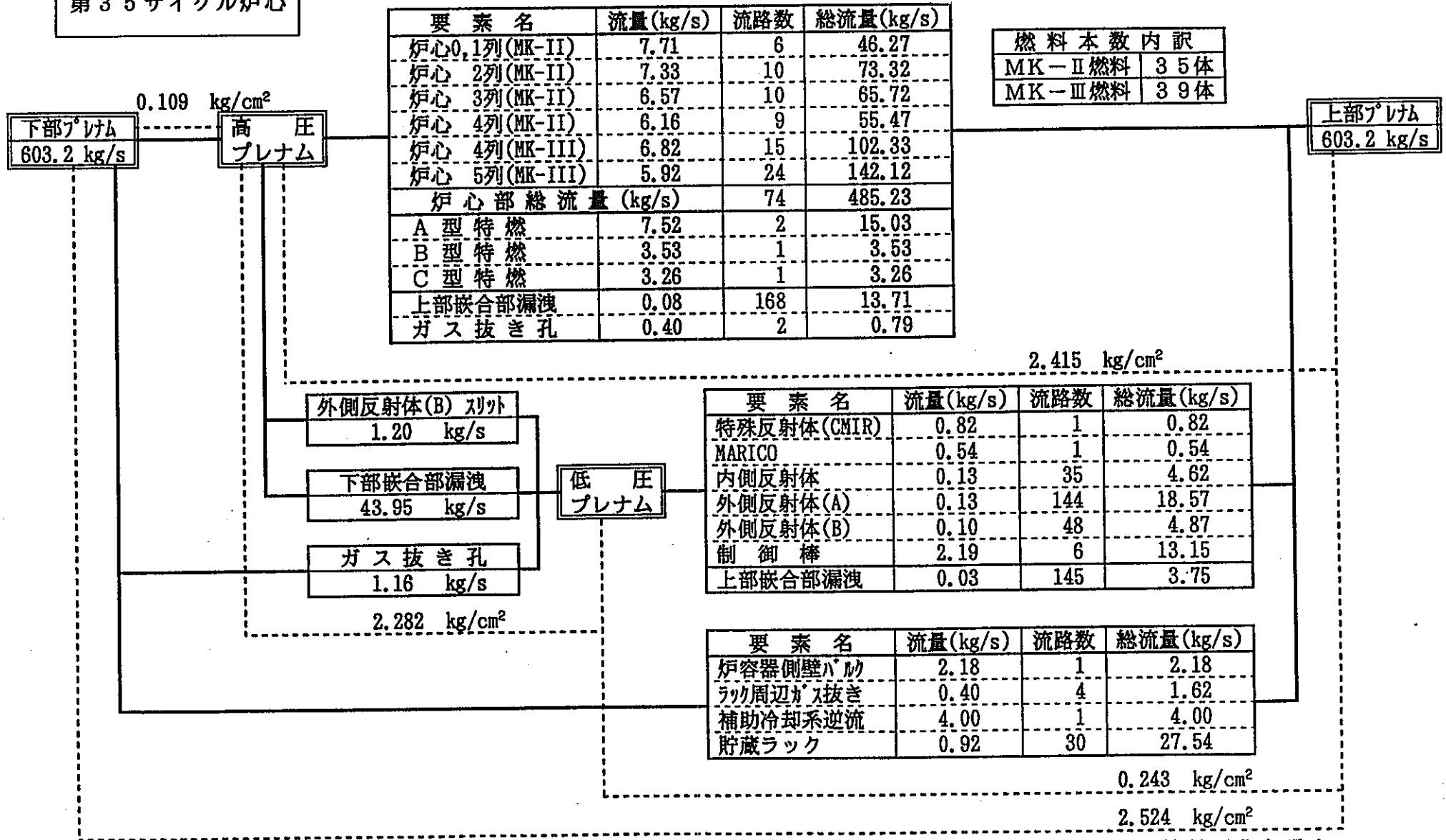


- 内側炉心燃料集合体
- ⊙ 外側炉心燃料集合体
- ⊗ 内側反射体
- ⊙ 外側反射体 (A)
- ⊙ 外側反射体 (B)
- ⊙ M A R I C O
- ⊙ C M I R
- ⊙ A 型特殊燃料集合体
- ⊙ B 型特殊燃料集合体
- ⊙ C 型特殊燃料集合体
- 制御棒

平成 3 年度炉心設計、平成 4 年度炉心設計とも共通

第 A - 1 図 (2/2) 移行炉心の炉心構成

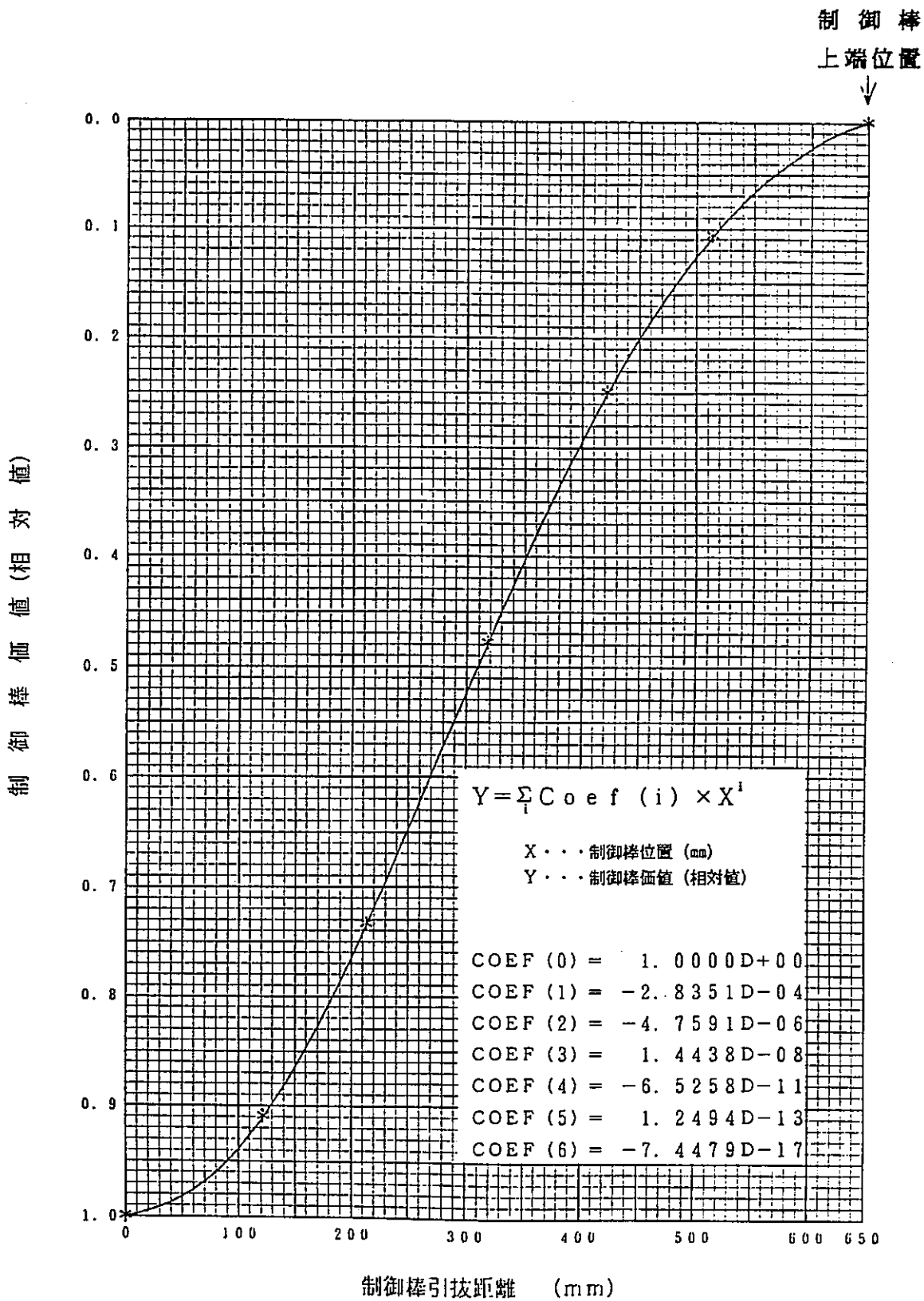
第35サイクル炉心



(注) 平成3年度炉心設計による炉内流量配分を示す。

第A-2図 炉内流量配分





(注) 平成3年度炉心設計による第35サイクル炉心の  
制御棒ストローク曲線を示す。

第A-3図 制御棒ストローク曲線

付録－B

設置変更許可申請書の記載値について

## 付録－B 設置変更許可申請書の記載値について

本安全解析では、ホットチャンネルの線出力及び冷却材流量を調節し、燃料及び被覆管（肉厚中心）の最高温度初期値が熱的制限値と等しくなるような設定を行っている。

本安全解析の解析条件の設定を行っていた時点では、燃料に関する熱的制限値は2500℃、被覆管に関する熱的制限値は675℃とされていたが、本安全解析の実施後、移行炉心の炉心設計の進捗等に伴って、被覆管燃料に関する熱的制限値が650℃に変更された（燃料に関しては変更なし）。

そのため、変更後の設置変更許可申請書の添付書類10（追補V）では、本安全解析の解析結果（第5. 2－1表及び第5. 2－2表）に対して25℃低い被覆管最高到達温度を記載することとした。

なお、このように被覆管最高温度の初期値を25℃変更しても、安全解析の結果が大きく変わらないことを確認するため、以下に示すような「MIMIR」コードによる解析を実施している。

### （1）解析事象及び解析条件

運転時の異常な過渡変件事象及び事故事象の中から、被覆管温度が最も高くなる次の2事象を選定した。

- ① 「1次冷却材流量減少」
- ② 「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」

また、ホットスポットチャンネルにおける被覆管最高温度の初期値が変更後の熱的制限値（650℃）と等しくなるよう、線出力及び冷却材流量を次のように変更した。

- ① 線出力 : 443.9 W/cm → 447.2 W/cm
- ② 冷却材流量 : 7.564 kg/s → 8.357 kg/s（集合体流量）

### （2）解析結果及び評価

第B－1図及び第B－2図に解析結果を示す。また第B－1表に、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高到達温度をまとめた。初期値の変更に伴い、被覆管及び冷却材の最高到達温度も25～30℃低くなるが、燃料温度に対する影響は軽微であることが確認された。

第B-1表 被覆管最高温度初期値のピーク温度に対する影響

事象名	被覆管 最高温度 初期値	最高温度		
		燃料	被覆管	冷却材
1次冷却材流量減少	650℃	2500℃	734℃	719℃
	675℃	2500℃	765℃	750℃
1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故	650℃	2500℃	773℃	762℃
	675℃	2500℃	799℃	789℃