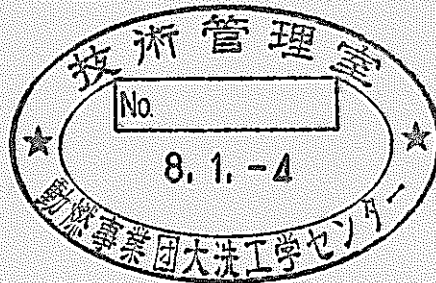


「常陽」MK-III計画に係る安全評価

(2. MK-III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

(2. MK-III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、MK-III改造後の炉心特性及びプラント特性等を勘案して、各事象の起因事象想定、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-III炉心の設計方針及び安全設計の基本方針は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 : 2662℃ (主冷却器空気流量の増大)
- ② 被覆管最高温度 : 769℃ (1次冷却材流量減少)
- ③ 冷却材最高温度 : 752℃ (1次冷却材流量減少)

(2) 事故

- ① 燃料最高温度 : 2615℃ (燃料スランピング事故)
- ② 被覆管最高温度 : 822℃ (1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)
- ③ 冷却材最高温度 : 810℃ (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	4
3. 判断基準	8
4. 解析条件	9
5. 解析結果及び評価	60
6. 結 言	106
7. 謝 辞	107
8. 参考文献	108
付録-A 解析に使用した計算コード	109
付録-B 解析に使用した設計データ	119
付録-C 解析条件の妥当性に関する検討	133
付録-D 設置変更許可申請書の記載値について	209

表リスト

第 2 - 1 表	安全評価における代表事象（運転時の異常な過渡変化）
第 2 - 2 表	安全評価における代表事象（事故）
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	原子炉トリップ設定値
第 4 . 5 - 2 表	原子炉保護系の応答時間
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	原子炉スクラム後の崩壊熱の計算条件
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 - 1 表	炉心安全解析に使用する解析コードとその役割分担
---------------	-------------------------

（付録 - B）

第 B . 1 - 1 表	MK - III 炉心の基本仕様
第 B . 1 - 2 表	軸方向出力分布
第 B . 1 - 3 表	制御棒反応度価値
第 B . 1 - 4 表	各種反応度係数
第 B . 1 - 5 表	動特性パラメータ
第 B . 2 - 1 表	主中間熱交換器設計データ
第 B . 2 - 2 表	主冷却器設計データ

(付録-C)

- 第 C. 1-1 表 原子炉出力初期値に関するサーベイ解析結果
(未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き)
- 第 C. 1-2 表 原子炉出力初期値に関するサーベイ解析結果
(出力運転中の制御棒の異常な引抜き)
- 第 C. 2-1 表 起因事象想定に関するサーベイ解析結果
(1次冷却材流量減少)
- 第 C. 3-1 表 冷ナトリウム事象時の炉心の冷却材平均温度の応答
- 第 C. 4-1 表 定期検査におけるスクラム時間の測定結果
- 第 C. 4-2 表 制御棒初期位置に関するサーベイ解析結果
- 第 C. 7-1 表 ポニーモータ回転数に関するサーベイ解析結果 (1)
(2次冷却材漏えい事故)
- 第 C. 7-2 表 ポニーモータ回転数に関するサーベイ解析結果 (2)
(2次冷却材漏えい事故)
- 第 C. 8-1 表 炉心の圧力損失に関するサーベイ解析結果
- 第 C. 8-2 表 β_{eff} に関するサーベイ解析結果

(付録-D)

- 第 D-1 表 燃料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-III 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 制御棒挿入特性
- 第 4. 6 - 2 図 原子炉スクラム反応度挿入曲線
- 第 4. 7 - 1 図 相互インタロックの構成
- 第 4. 9 - 1 図 原子炉スクラム後の崩壊熱曲線
- 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. 1-1図 動特性解析モデルの概要
- 第A. 1-2図 動特性解析モデルの概要
- 第A. 2-1図 MK-II炉心100MWt出力からの自然循環試験の試験後解析結果
- 第A. 2-2図 「HARHO-IN」と「SAS-3D」の解析結果の比較

（付録-B）

- 第B. 1-1図 MK-III標準平衡炉心の炉心構成
- 第B. 1-2図 炉内流量配分
- 第B. 1-3図 制御棒ストローク曲線

（付録-C）

- 第C. 1-1図 「常陽」MK-II炉心の性能試験における核出力較正試験結果
- 第C. 1-2図 原子炉出力初期値に関するサーベイ解析結果
（出力運転中の制御棒の異常な引抜き）
- 第C. 2-1図 起因事象想定に関するサーベイ解析結果
（1次冷却材流量減少）
- 第C. 2-2図 原子炉容器部アニュラス部の構造・寸法
- 第C. 2-3図 ループ部アニュラス部の構造・寸法
- 第C. 2-4図 漏えい終了時のアニュラス部液位
- 第C. 4-1図 定期検査におけるスクラム時間の実測データ
- 第C. 4-2図 水中機能試験における制御棒挿入特性の実測データ
- 第C. 4-3図 制御棒中途挿入位置からの原子炉スクラム反応度挿入曲線
- 第C. 4-4図 制御棒初期位置に関するサーベイ解析結果
（出力運転中の制御棒の異常な引抜き）
- 第C. 4-5図 制御棒初期位置に関するサーベイ解析結果
（1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故）
- 第C. 5-1図 主送風機停止後の主冷却器空気流量に関するサーベイ解析結果
（外部電源喪失）
- 第C. 5-2図 「外部電源喪失」時の主冷却器出口ナトリウム温度の応答
- 第C. 6-1図 単一故障想定に関するサーベイ解析結果
（出力運転中の制御棒の異常な引抜き）

- 第 C. 6-2 図 単一故障想定に関するサーベイ解析結果
(1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)
- 第 C. 7-1 図 ポニーモータ回転数に関するサーベイ解析結果
(2次冷却材漏えい事故)
- 第 C. 8-1 図 炉心の圧力損失に関するサーベイ解析結果
(1次冷却材流量減少)
- 第 C. 8-2 図 炉心の圧力損失に関するサーベイ解析結果
(1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)

(付録-D)

- 第 D-1 表 燃料最高温度初期値のピーク温度に対する影響
(主冷却器空気流量の増大)
- 第 D-2 表 燃料最高温度初期値のピーク温度に対する影響
(燃料スランピング事故)

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、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、MK-Ⅲ改造後の炉心特性及び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。すなわち、MK-Ⅲ改造後の炉心特性は、平成3年度及び平成4年度に実施した炉心設計⁽¹⁾、⁽²⁾によるMK-Ⅲ標準平衡炉心の炉心特性データに基づいて設定し、MK-Ⅲ改造後のプラント特性は、平成3年度に実施した冷却系改造検討による主中間熱交換器、主冷却機等の設計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1-1図にMK-Ⅲ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。

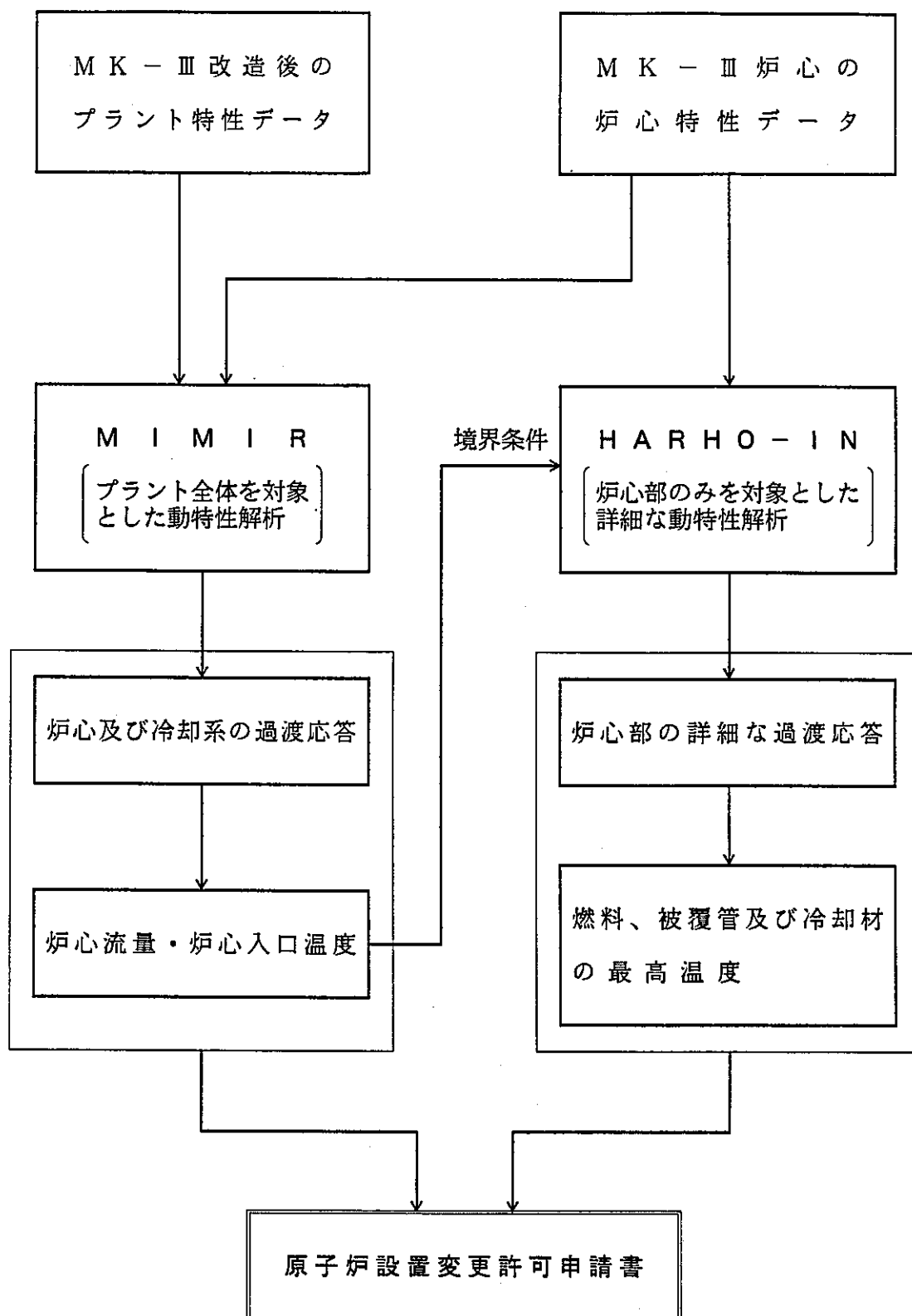
第3章では、選定した代表事象についての評価に関する判断の基準についてまとめた。

第4章では、選定した代表事象について、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、本安全解析に使用した「MIMIR」コード及び「HARHO-IN」コードの解析モデルの概要と主要な検証結果について、付録－B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炉心、冷却系等に関する設計データについてまとめた。さらに、付録－Cでは、本安全解析の解析条件が妥当であることを確認するために実施した種々の検討の結果についてまとめた。

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－Dにまとめた。



第1-1図 MK-III炉心の安全解析作業の流れ

2. 解析事象

第2-1表及び第2-2表に、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」⁽⁸⁾に例示されている事象、「もんじゅ」の添付書類10及びMK-III改造に伴う変更前後の「常陽」の添付書類10に記載の事象を対比して示す。

これらの表に示すように、「常陽」プラントの機器・系統の基本構成はMK-III改造前後で大きく変わることはなく、原子炉及び原子炉熱輸送系の挙動や放射性物質を多量に内蔵する系統の種類等についても大きな変化はないので、安全評価における代表事象とそれらの主たる事象進展のシナリオは、基本的には変更前のものに準じて定めている。その際、変更前の添付書類10に「反応度事故」あるいは「機械的事故」として記載されている事象を、変更後の添付書類10では「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」として分類し直すとともに、変更前の分類では、他の事象に包絡されることとして代表事象として取り上げられていなかった事象（「1次冷却材流量減少」、「2次冷却材流量減少」及び「主冷却器空気流量の減少」）を、事象の再分類に伴って新たに代表事象として追加している。

なお、これらの表に示す代表事象のうち、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ものは下記の事象である。

(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」

以上のように、変更後の添付書類10における代表事象は変更前のものに準じて選定しているが、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。

そのため、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、以下に示すような詳細な検討を別途行っている⁽⁴⁾。

- (a) 設計上考慮すべき異常の基本要因を分類し、安全設計との対応を整理して公衆災害に至る可能性のある異常（原子炉及び原子炉熱輸送系の異常、放射性物質を内蔵する系統の異常）を摘出する。
- (b) 原子炉及び原子炉熱輸送系の異常については、安全性に及ぼす影響の観点から、各系統ごとに動的機器の単一故障、運転員の単一誤操作、漏えい等の故障の原因をすべて摘出し、この故障が生じたと仮定した場合に予想される事象の推移を分析して、同様の事象推移を辿る事象群ごとに最も厳しい結果を与える事象を代表事象として選定する。
- (c) 放射性物質を内蔵する系統の異常については、各系統ごとに主要な箇所での漏えいを仮定し、放射性物質の放出経路を追跡して、同様の放出経路を辿る事象群ごとに最も厳しい結果を与える代表事象を選定する。

検討の結果、このような手順を踏んで選定された代表事象は、変更後の添付書類10における代表事象と一致することが確認されている。

第2-1表 安全評価における代表事象（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」	「もんじゅ」設置許可申請書 添付書類10	「常陽」設置変更許可申請書 添付書類10 (M K - III 改造前)	「常陽」設置変更許可申請書 添付書類10 (M K - III 改造後)
<p>①炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・未臨界状態からの制御棒引抜き ・出力運動中制御棒引抜き ・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 ・出力運動中の制御棒の異常な引抜き ・制御棒落下 	<ul style="list-style-type: none"> ・起動事故 ・出力運動時制御棒引抜き事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き ・出力運動中の制御棒の異常な引抜き
<p>②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"> ・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 ・負荷喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材流量の急上昇事故 ・(1次冷却系ポンプ出力喪失事故で包絡) ・電源喪失事故 ・2次冷却材流量の急上昇事故 ・(2次冷却系ポンプ出力喪失事故で包絡) ・主冷却器空気流量の急上昇事故 ・(主冷却器送風機出力喪失事故で包絡) 	<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
<p>③ナトリウムの化学反応</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管からの小漏洩 	<ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管小漏えい 		

第2-2表 安全評価における代表事象（事故）

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

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」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽⁵⁾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熔融温度を下回ること。

具体的には、燃料中心最高温度は2680℃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熔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-Bに記載の炉心、冷却系等の設計データに基づき、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) 原子炉スクラム後の崩壊熱除去

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・スクラムまでの事象推移		ド	燃	構	冷	支	スクラム項目	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	-
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	-
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	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
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	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
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	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	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	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
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	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
主冷却器空気流量の増大	1ループの主冷却機1台のペーン、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	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
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	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗

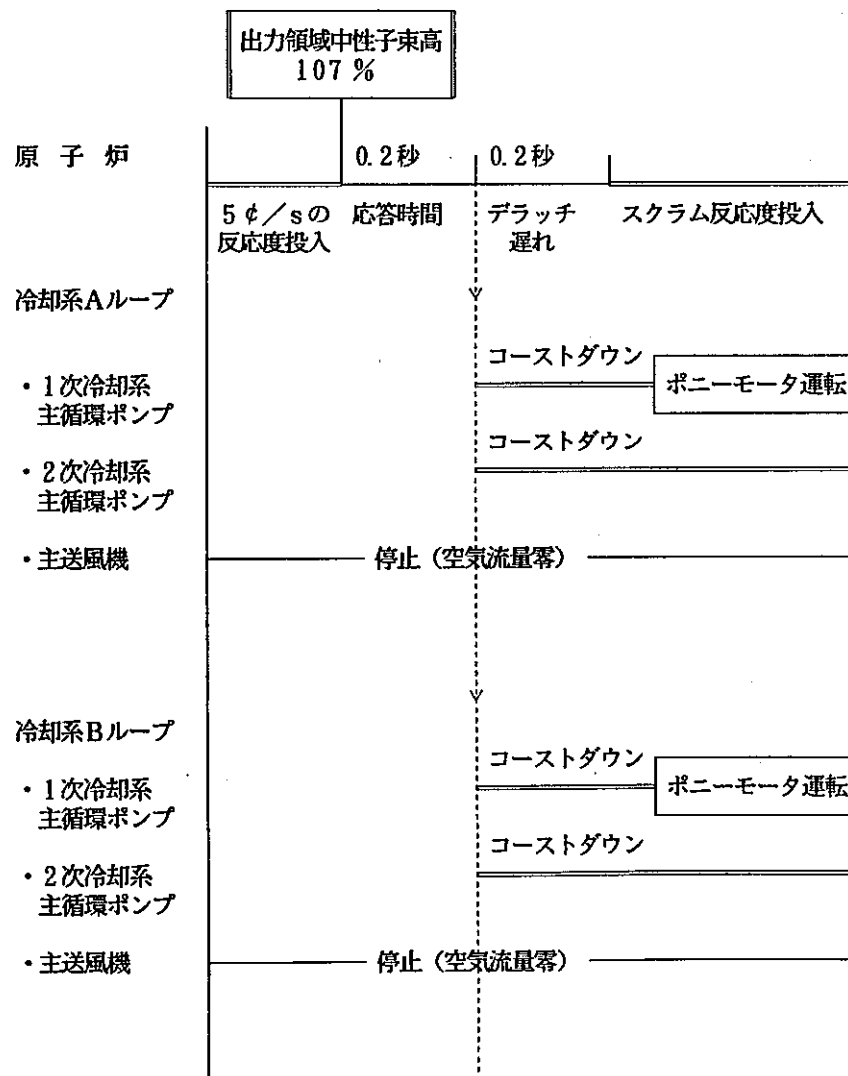
(注) ド：ドップラ係数、燃：燃料温度係数、構：構造材温度係数、冷：冷却材温度係数、支：炉心支持板温度係数

第 4. 1 - 2 表 主要な解析条件 (事 故)

事象名	起回事象・スクラムまでの事象推移		ド	燃	構	冷	支	スクラム項目	単一故障想定
燃料スランピング事故	最大の反応度値を持つ集合体 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	1 ループのポニーモータ引継ぎ失敗
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	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	1 ループのポニーモータ引継ぎ失敗
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	1 ループのポニーモータ引継ぎ失敗
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	1 ループのポニーモータ引継ぎ失敗
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	1 ループのポニーモータ引継ぎ失敗

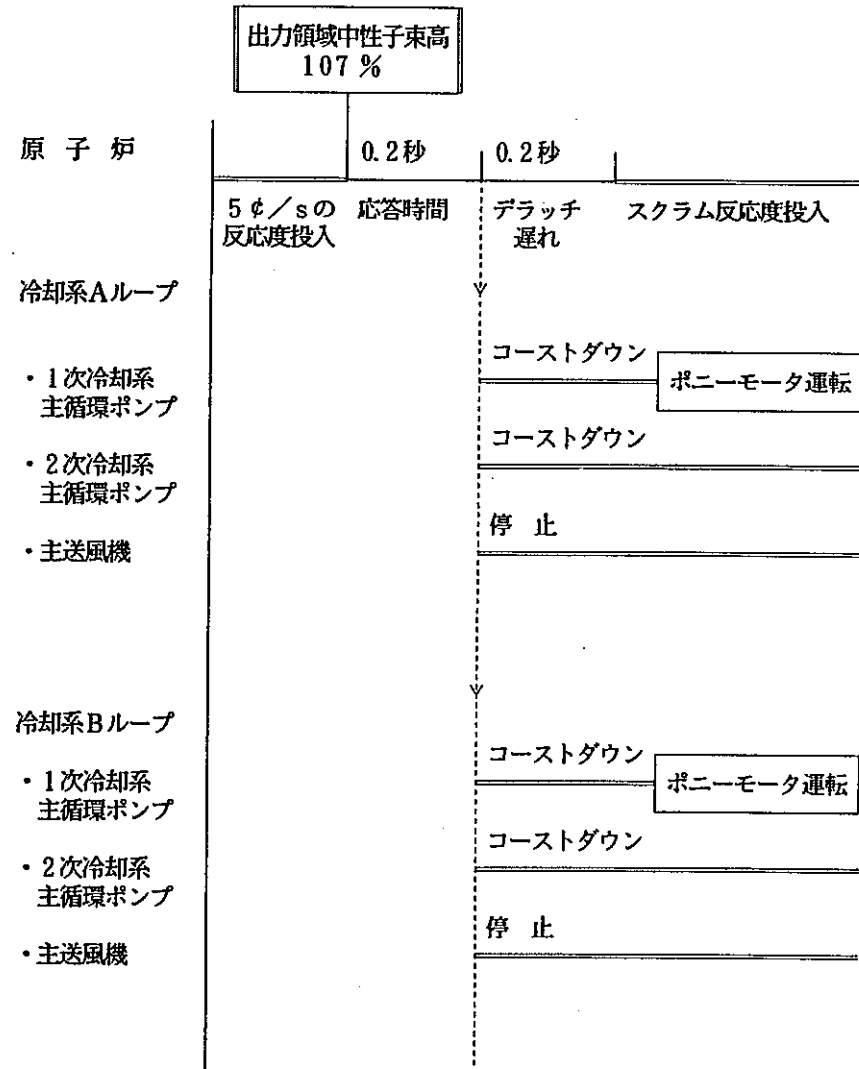
(注) ド：ドップラ係数、燃：燃料温度係数、構：構造材温度係数、冷：冷却材温度係数、支：炉心支持板温度係数

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 $10^{-7}\%$ 、熱出力 0.14W:臨界
	原子炉入口温度	352℃
	原子炉出口温度	352℃
起 因 事 象		反応度係数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。
原子炉スクラムまでの事象推移		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
原子炉スクラム項目		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
原子炉スクラム後の事象推移		2ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



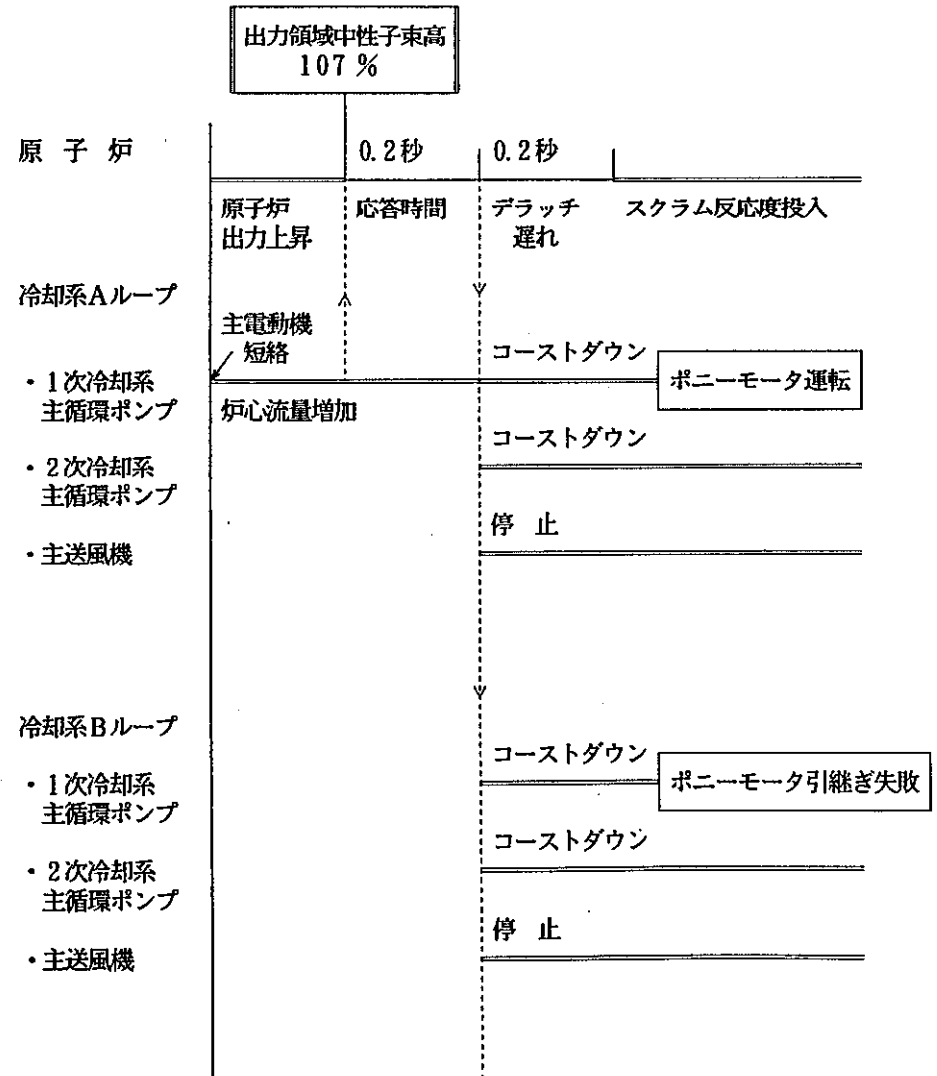
第4.1-1図 解析条件 (未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き)

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	140 MW
	原子炉入口温度	352 °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 φ/sのランプ状の正の反応度投入。
原子炉スクラムまでの事象推移		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
原子炉スクラム項目		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
原子炉スクラム後の事象推移		2ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



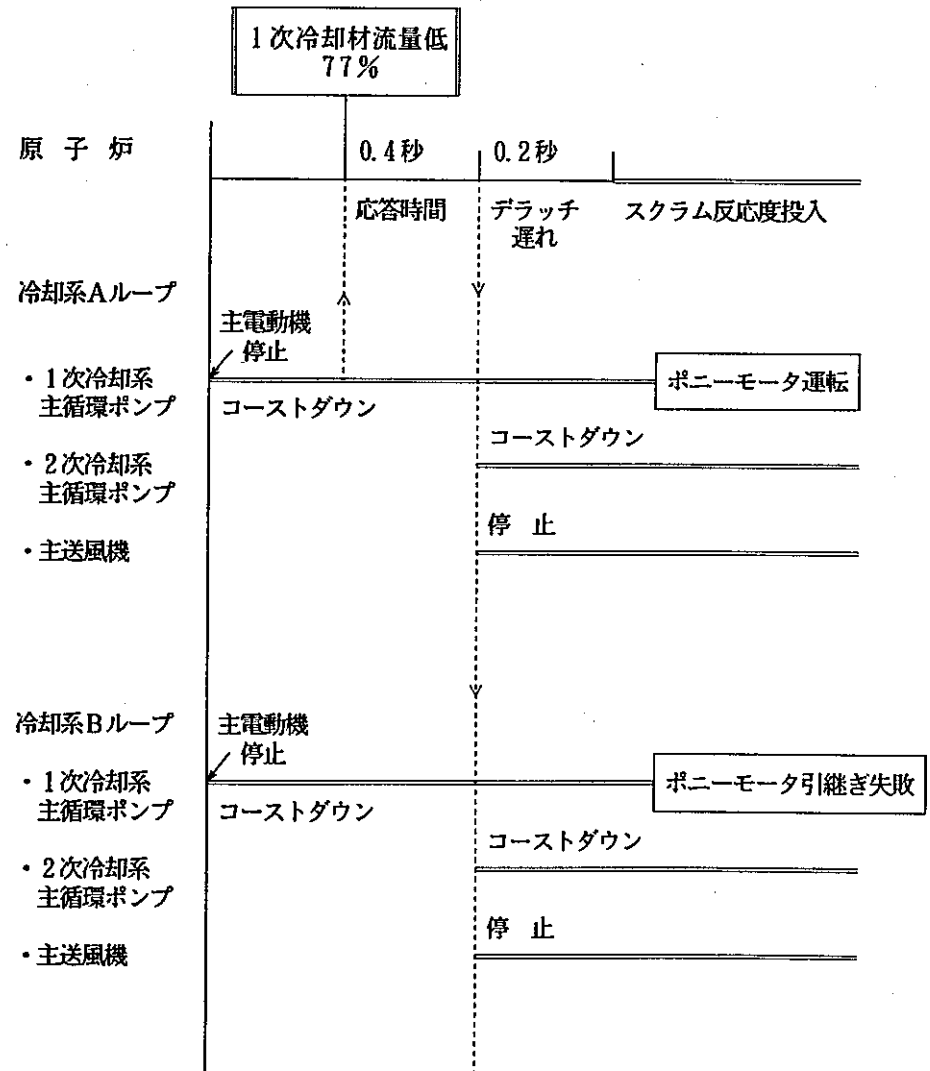
第4.1-2図 解析条件（出力運転中の制御棒の異常な引抜き）

事象名		1次冷却材流量増大
初期状態	原子炉出力	140 MW
	原子炉入口温度	352 °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110%に増加。
原子炉スクラムまでの事象推移		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
原子炉スクラム項目		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		1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
原子炉スクラム後の事象推移		1ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



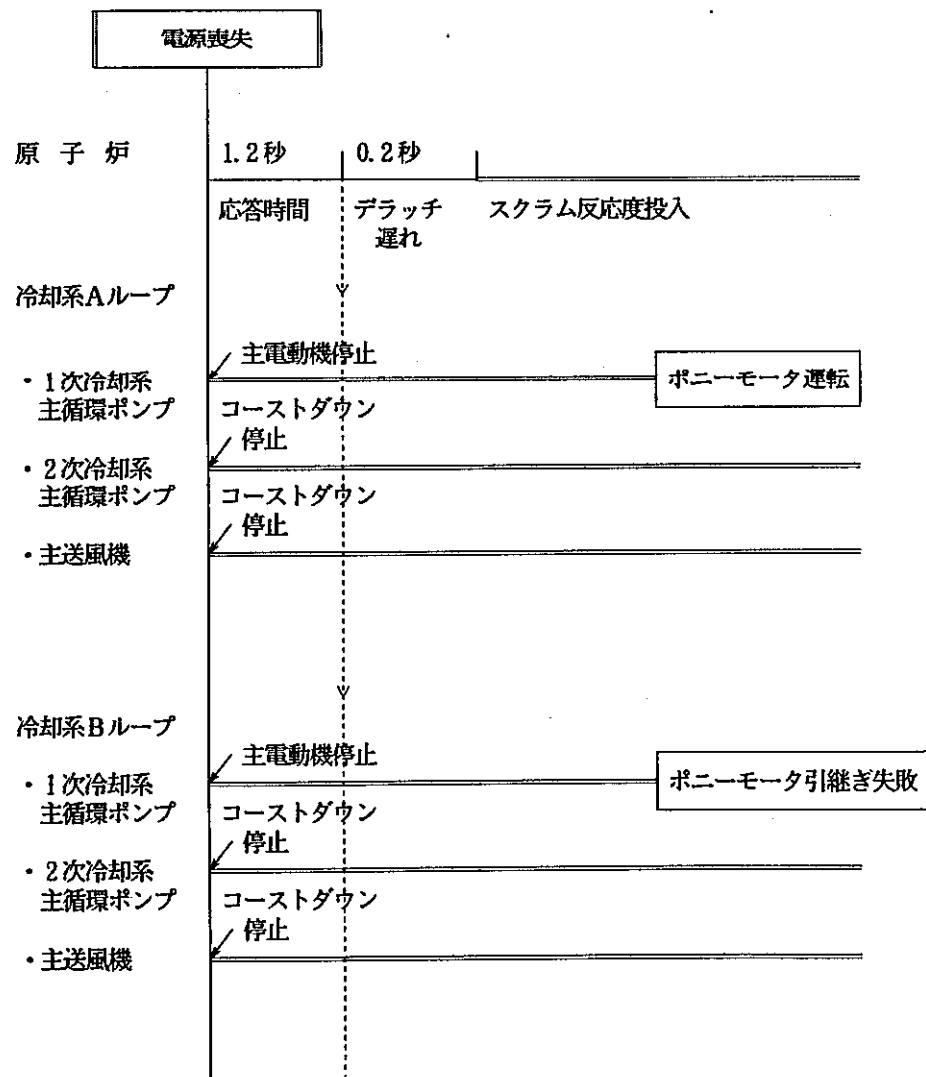
第 4. 1 - 3 図 解析条件（1次冷却材流量増大）

事 象 名		1次冷却材流量減少
初期状態	原子炉出力	140 MW
	原子炉入口温度	352 °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次冷却材流量コーストダウン。
原子炉スクラムまでの事象推移		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
原子炉スクラム項目		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
原子炉スクラム後の事象推移		1ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



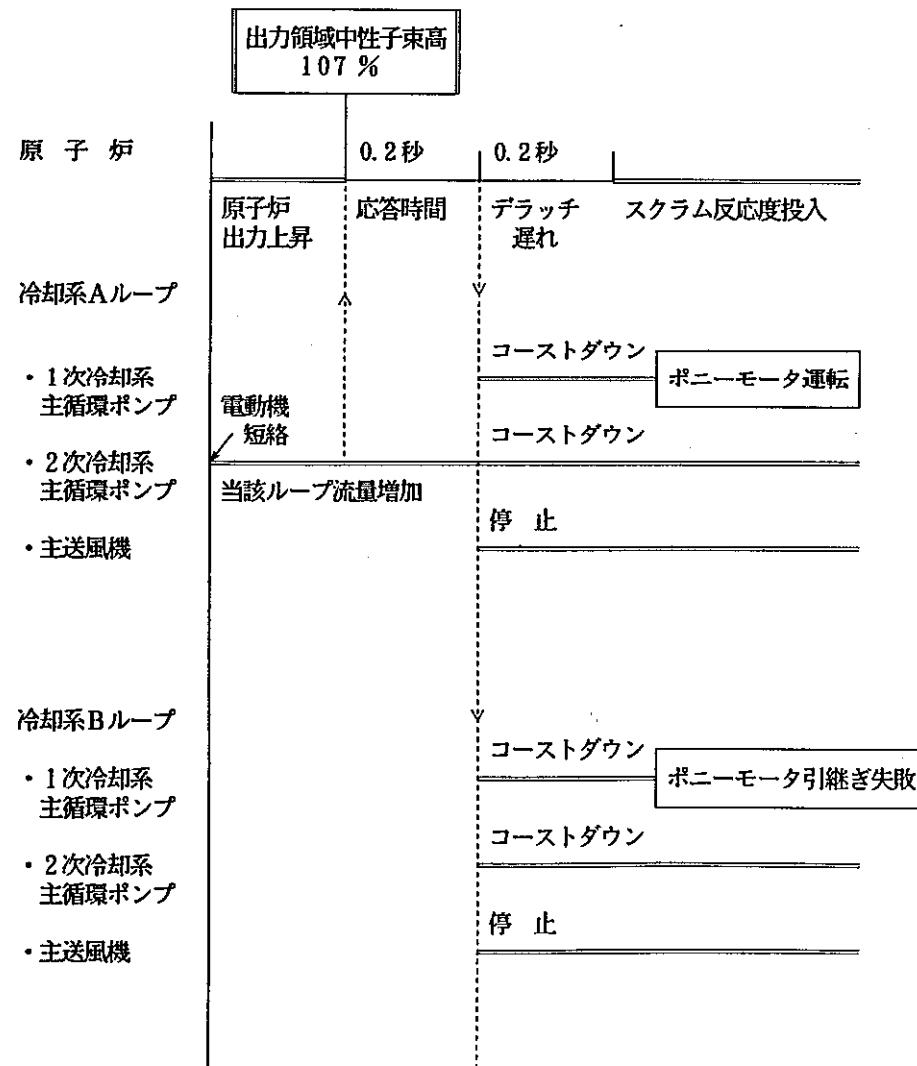
第 4. 1 - 4 図 解析条件（1次冷却材流量減少）

事象名		外部電源喪失
初期状態	原子炉出力	140 MW
	原子炉入口温度	352 °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。
原子炉スクラムまでの事象推移		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
原子炉スクラム項目	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	
原子炉スクラム後の事象推移	1ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。	



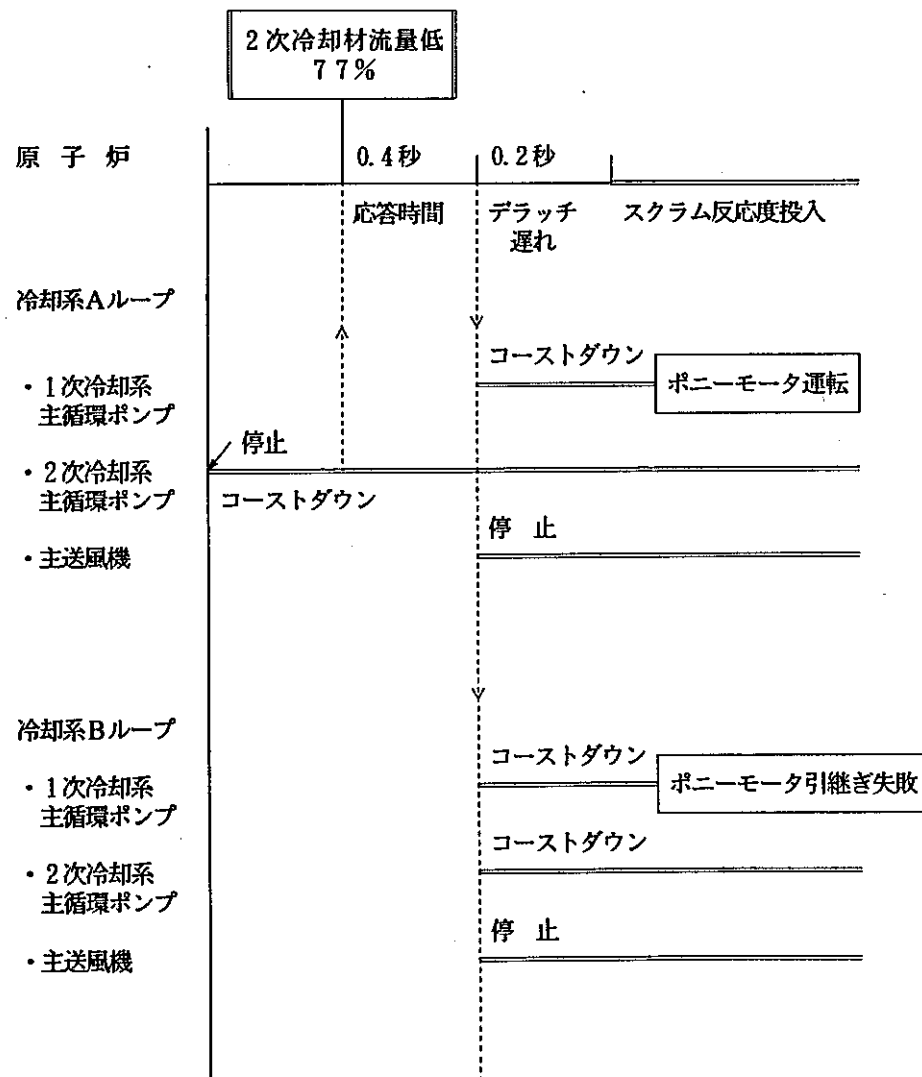
第 4. 1 - 5 図 解析条件（外部電源喪失）

事 象 名		2次冷却材流量増大
初期状態	原子炉出力	140 MW
	原子炉入口温度	352 °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140%に増加。
原子炉スクラムまでの事象推移		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）
原子炉スクラム項目		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		1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
原子炉スクラム後の事象推移		1ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



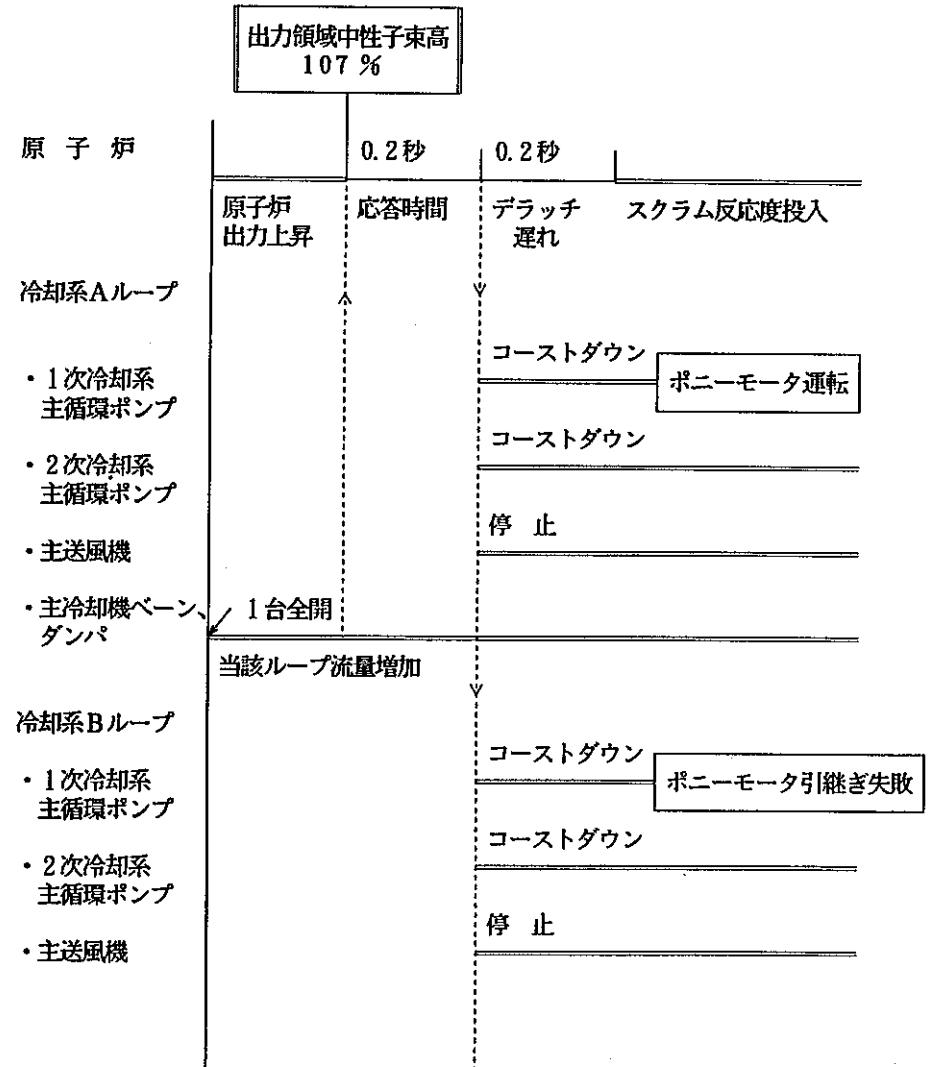
第 4. 1 - 6 図 解析条件（2次冷却材流量増大）

事 象 名		2次冷却材流量減少
初期状態	原子炉出力	140 MW
	原子炉入口温度	352 °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。当該ループの2次冷却材流量コストダウン。
原子炉スクラムまでの事象推移		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
原子炉スクラム項目		2次冷却材流量最低
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
原子炉スクラム後の事象推移		1ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



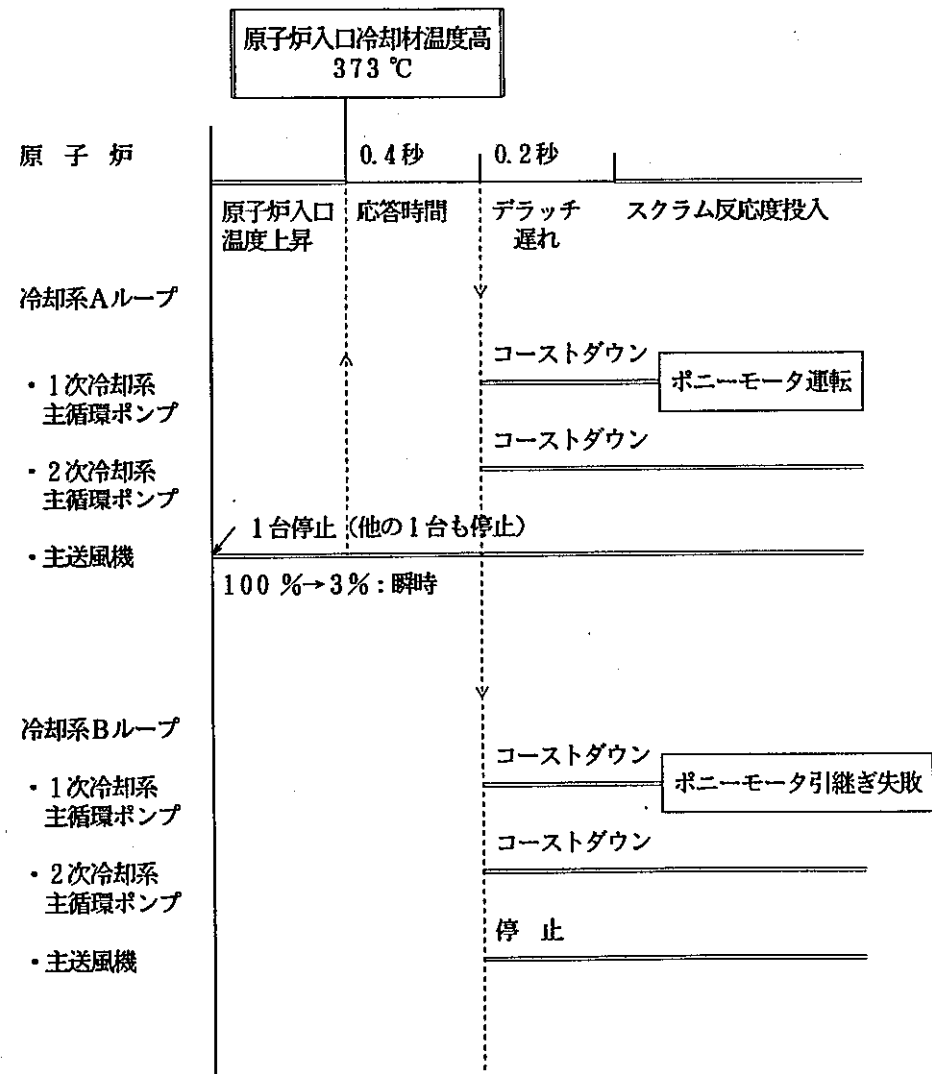
第 4. 1 - 7 図 解析条件（2次冷却材流量減少）

事象名		主冷却器空気流量の増大
初期状態	原子炉出力	140 MW
	原子炉入口温度	352 °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 8500 m ³ /min/基に増加。
原子炉スクラムまでの事象推移		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	ドブブラ係数	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）
原子炉スクラム項目		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		1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
原子炉スクラム後の事象推移		1ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



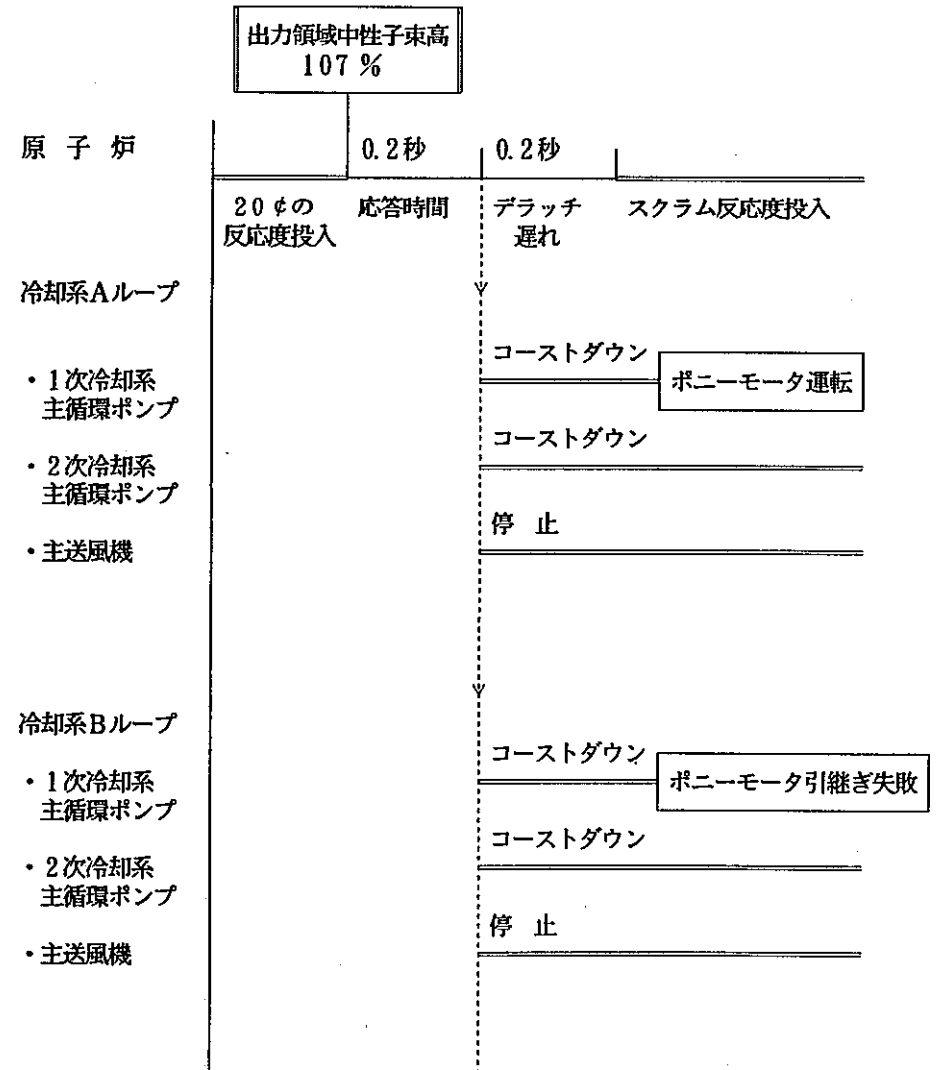
第 4. 1 - 8 図 解析条件（主冷却器空気流量の増大）

事象名		主冷却器空気流量の減少
初期状態	原子炉出力	140 MW
	原子炉入口温度	352 °C
	原子炉出口温度	502 °C
起回事象	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。	
原子炉スクラムまでの事象推移	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
原子炉スクラム項目	原子炉入口冷却材温度高	
設定値及び応答時間	373 °C ・ 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	
原子炉スクラム後の事象推移	1ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。	



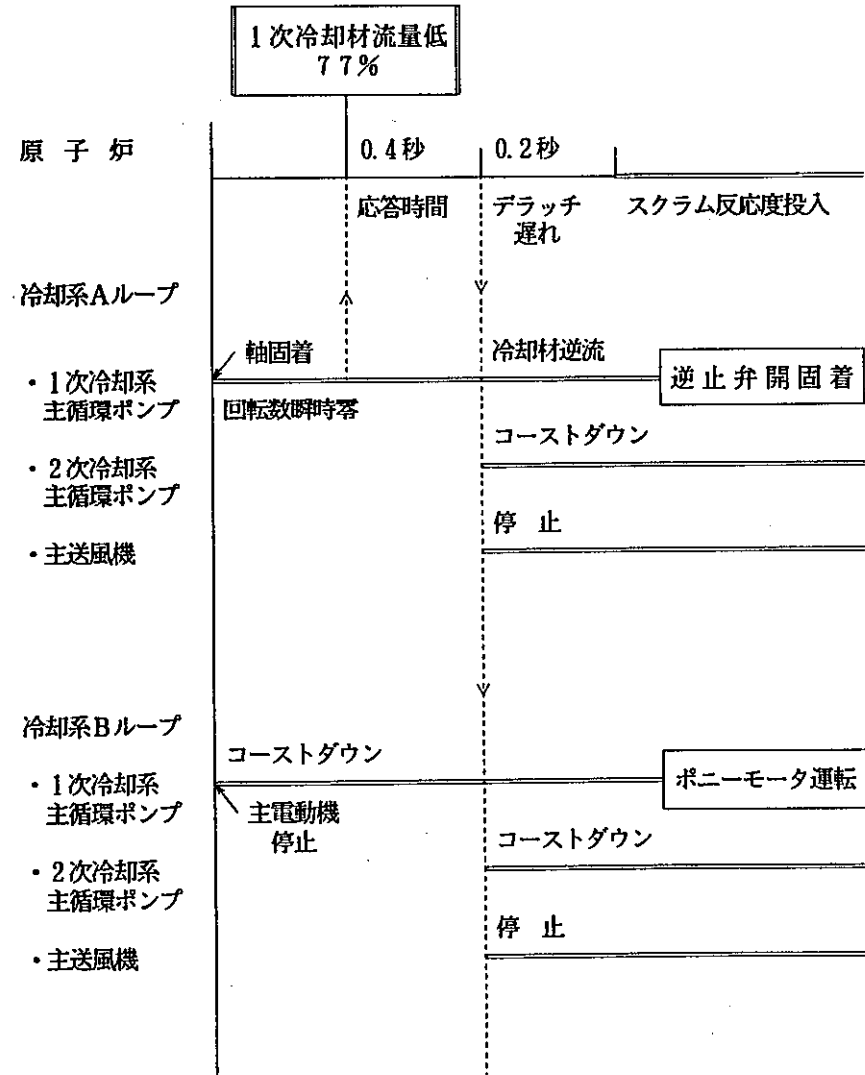
第4.1-9図 解析条件（主冷却器空気流量の減少）

事象名		燃料スランピング事故
初期状態	原子炉出力	140 MW
	原子炉入口温度	352 °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。 20φのステップ状の正の反応度投入。
原子炉スクラムまでの事象推移		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
原子炉スクラム項目		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		1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
原子炉スクラム後の事象推移		1ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



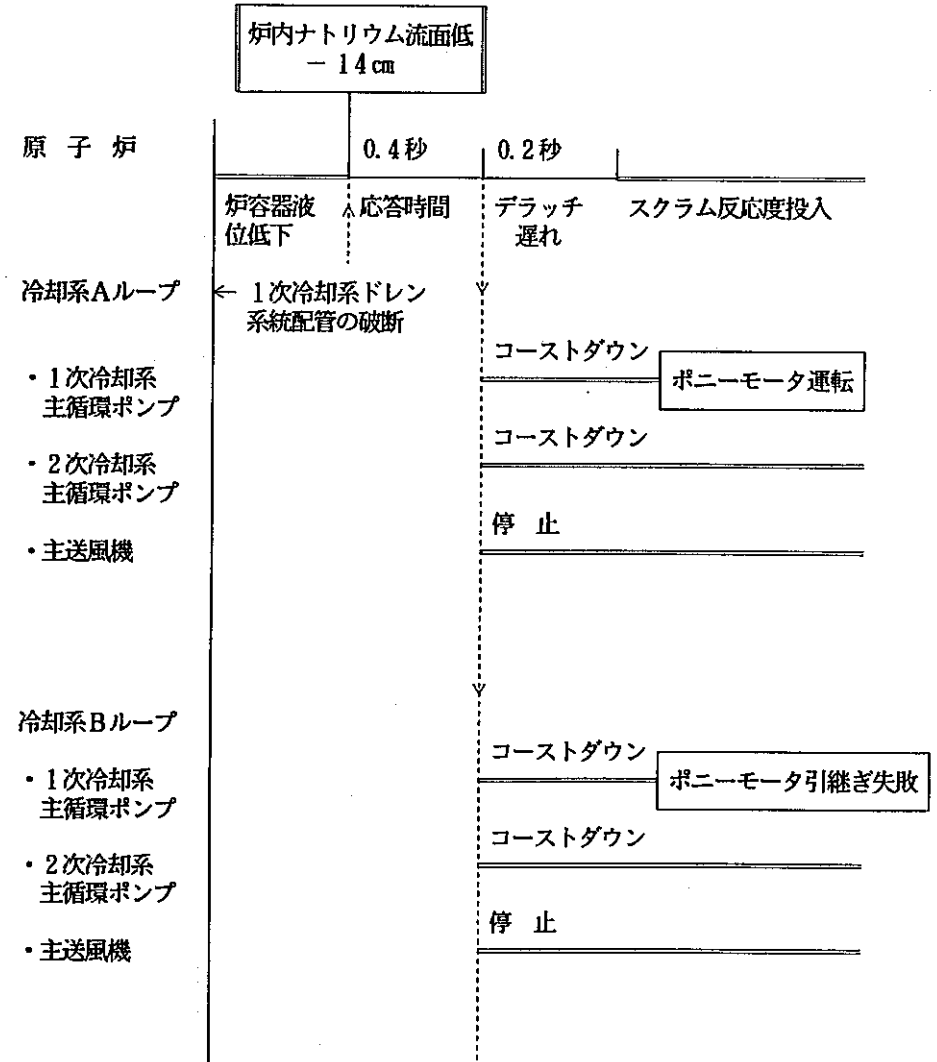
第 4. 1 - 10 図 解析条件（燃料スランピング事故）

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	140 MW
	原子炉入口温度	352 °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。
原子炉スクラムまでの事象推移		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
原子炉スクラム項目		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
原子炉スクラム後の事象推移		1ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



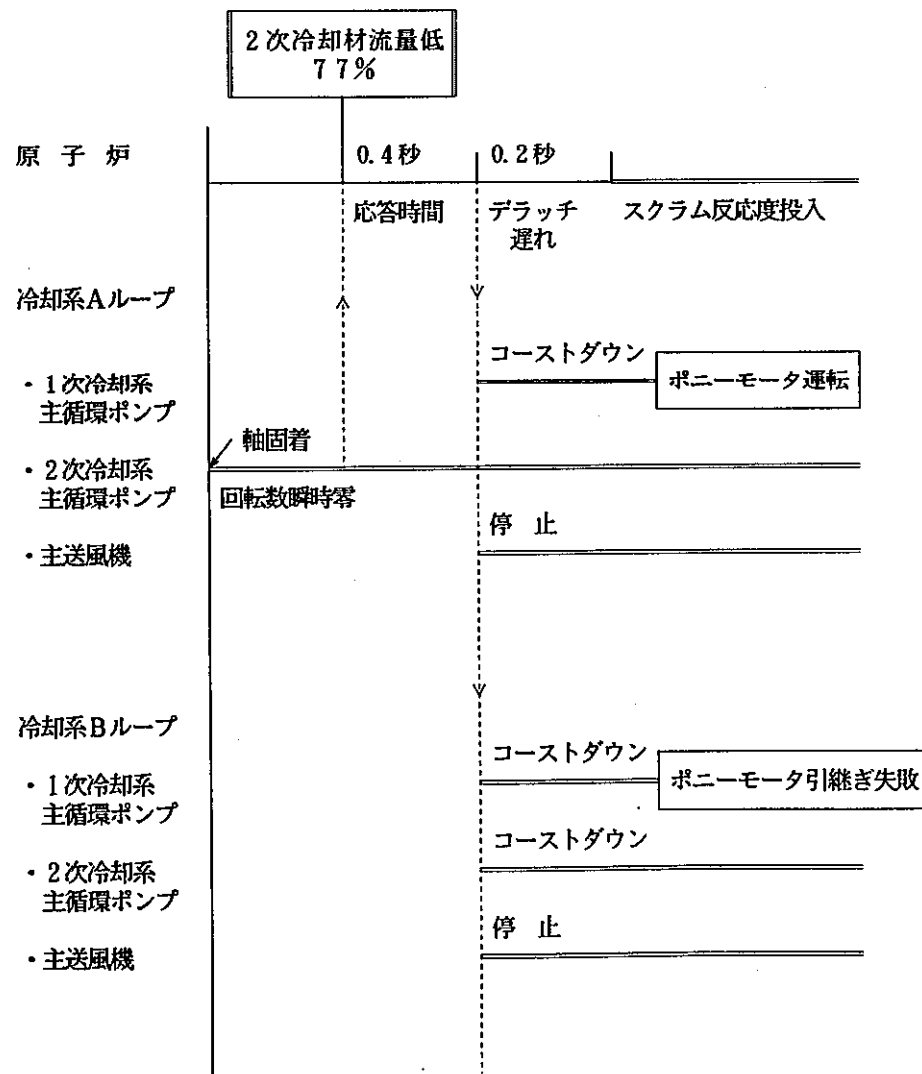
第4.1-11図 解析条件（1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故）

事 象 名		1次冷却材漏えい事故
初期状態	原子炉出力	140 MW
	原子炉入口温度	352 °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。
原子炉スクラムまでの事象推移		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
原子炉スクラム項目		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		1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
原子炉スクラム後の事象推移		1ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



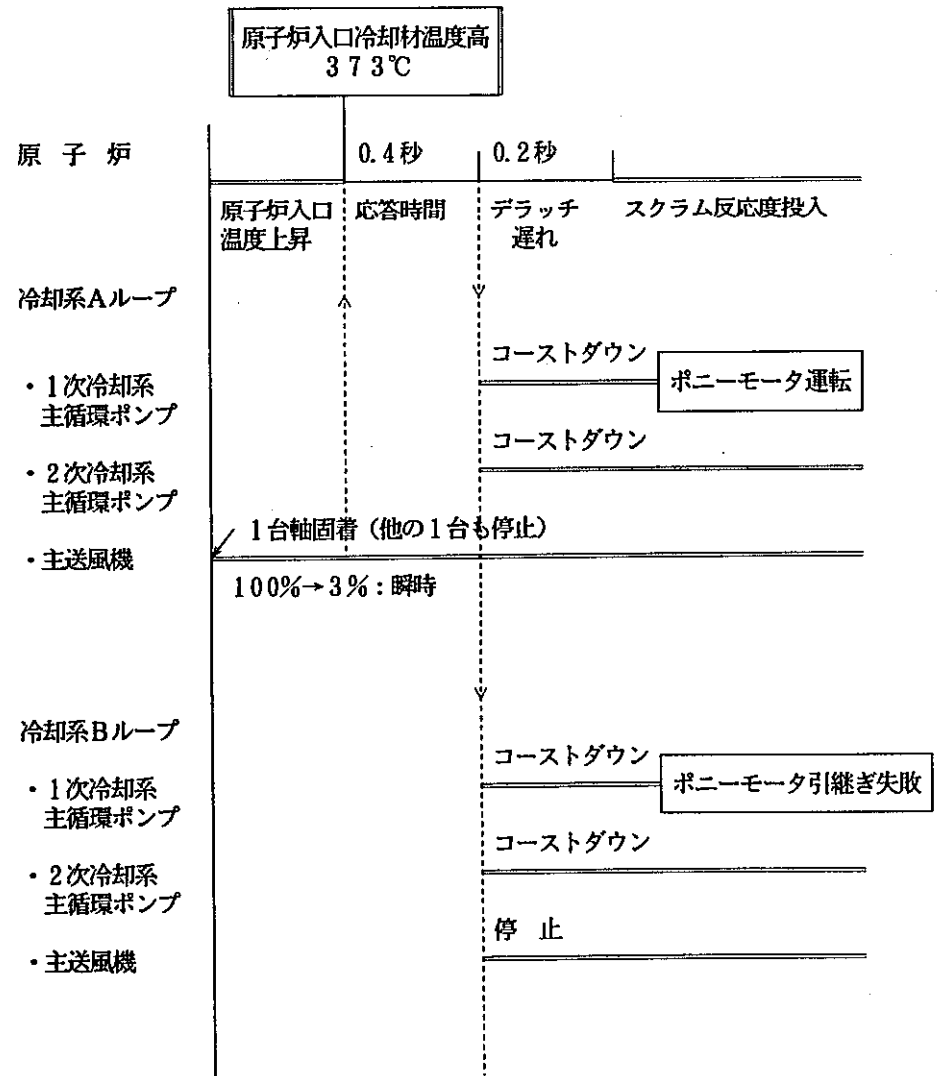
第 4. 1 - 12 図 解析条件（1次冷却材漏えい事故）

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	140 MW
	原子炉入口温度	352 °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。
原子炉スクラムまでの事象推移		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
原子炉スクラム項目		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		1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
原子炉スクラム後の事象推移		1ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



第4.1-13図 解析条件（2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故）

事 象 名		主送風機軸固着事故
初期状態	原子炉出力	140 MW
	原子炉入口温度	352 °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。
原子炉スクラムまでの事象推移		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
原子炉スクラム項目		原子炉入口冷却材温度高
設定値及び応答時間		373 °C ・ 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
原子炉スクラム後の事象推移		1 ループのポニーモータ運転による崩壊熱除去。



第 4. 1 - 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352℃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に記載の最高気温を包絡する40℃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に記載の最低気温を包絡する-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 : 10⁻⁷% (臨界)
- ② 1次冷却材温度 : 352℃
- ③ 炉心流量 : 100%

(2) 炉心初期状態

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標準平衡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、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83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229体を代表する反射体・制御棒チャンネルを設けている。

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標準平衡炉心の炉心流量配分に基づいて、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、設計上の最大値である 3.2 kg/cm^2 とする。
- 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 2550°C 及び 675°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 456.4 W/cm 、冷却材流量は 6.44 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標準平衡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79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。

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標準平衡炉心の炉心流量配分に基づいて、ドライバー燃料集合体79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、ドライバー燃料集合体79体分の発熱分担を 94.7% 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 1.17 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。

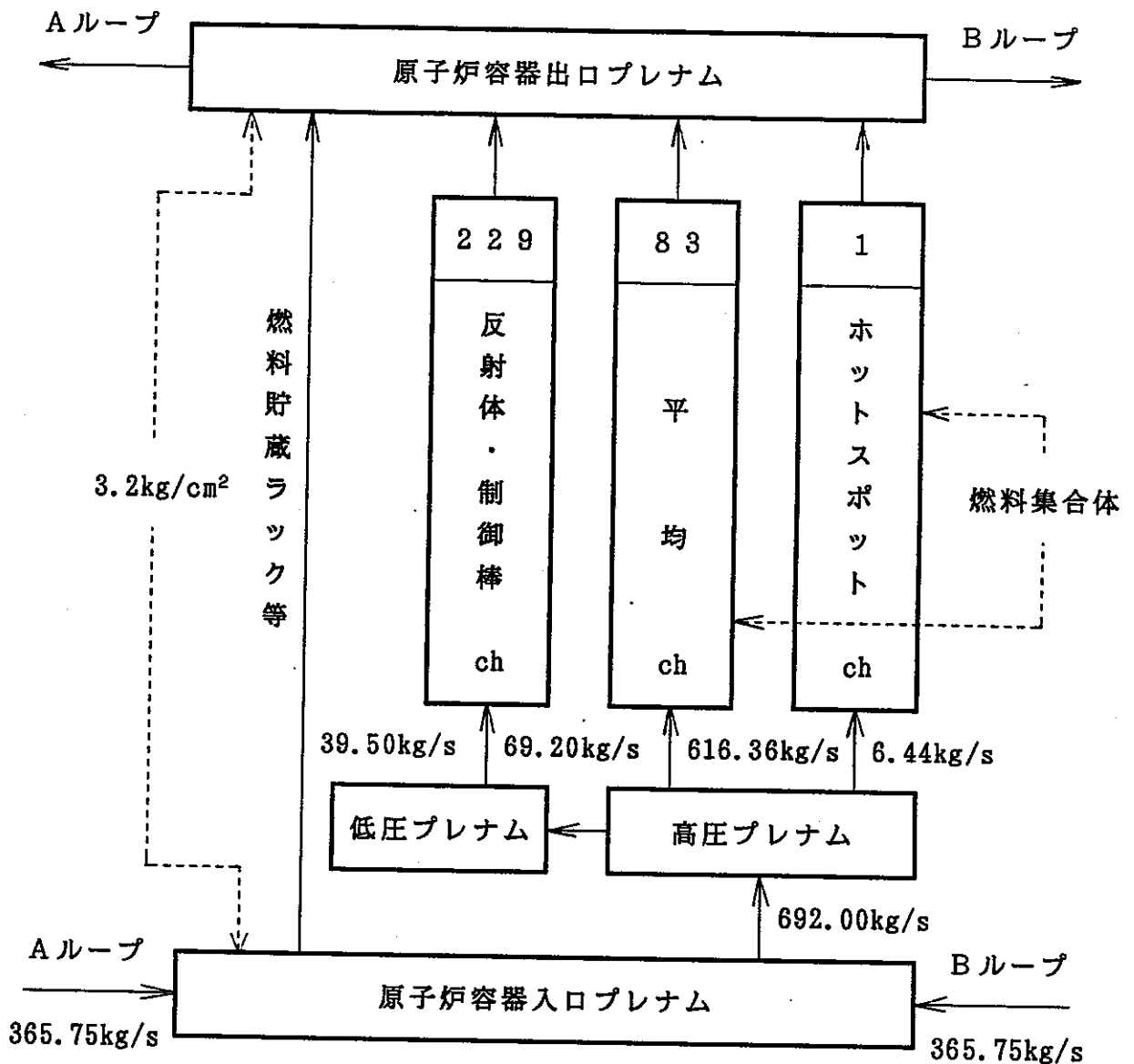
- ④ ホットスポットチャンネルの初期温度分布は、燃料及び被覆管肉厚中心の最高温度が熱的制限値である 2550°C 及び 675°C と等しくなるよう、燃料ペレットの組織変化（未変化、等軸晶、柱状晶）及び中心空孔の生成を考慮しつつホットスポットチャンネルの最大線出力及び冷却材流量を調節して、繰り返し計算により設定する。なお、調節後の最大線出力は 485.2 W/cm 、冷却材流量は 55.63 g/s である。

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	140 MW
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	352℃
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	300℃
主冷却器入口空気温度(注)	40℃

(注) 「主冷却器空気流量の増大」では-13℃とする。

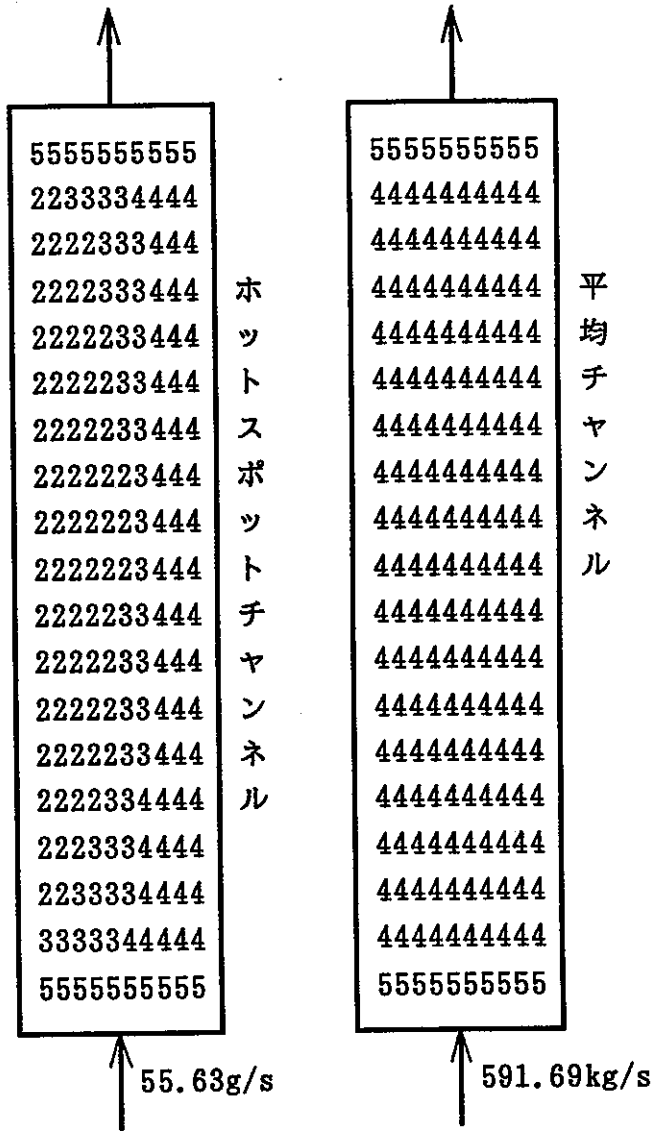


- (注1) ホットスポット ch: ドライバー燃料集合体 1 体
 平均 ch: ドライバー燃料集合体 7 8 体 + 特殊燃料集合体 5 体
 反射体・制御棒 ch: 内側・外側反射体 1 2 6 体 + 遮蔽集合体 9 6 体
 + CMIR 1 体 + 制御棒 6 体
- (注2) 冷却材流量及び圧力損失の記載値は目標値である。

第4. 2-1 図 炉心部チャンネル構成 (「MIMIR」コード)

軸方向位置 (cm) 中心空孔径 (cm)

52.42	0.000
51.03	0.035
48.66	0.039
45.49	0.041
42.33	0.043
39.17	0.044
36.00	0.044
32.84	0.045
29.68	0.045
26.51	0.045
23.35	0.044
20.18	0.043
17.02	0.042
13.86	0.040
10.69	0.038
7.53	0.035
4.37	0.031
1.39	0.027
0.60	0.000



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、MK-Ⅲ炉心の炉心特性計算で求められた値を包絡する5 ϕ /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、MK-Ⅲ炉心の炉心特性計算で求められた値を包絡する5 ϕ /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110%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120%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140%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台のベーン、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 $8500\text{ m}^3/\text{min}/\text{基}$ とする(第4.3-2表)。なお、主冷却機は1ループに各2台が並列に設置されているが、「MIMIR」コードでは主冷却機をループ当り1台にまとめてモデル化している。そのため解析では、全空気流量の初期値 $9600\text{ m}^3/\text{min}/\text{loop}$ に対して、増加後の流量を $13300\text{ m}^3/\text{min}/\text{loop}$ ($4800\text{ m}^3/\text{min}/\text{基} + 8500\text{ m}^3/\text{min}/\text{基}$)とする。

(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、MK-III炉心の炉心特性計算で求められた値を包絡する 20ϕ 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	0.000194 Δ k/k/s (4.78 ϕ /s)	0.000192 Δ k/k/s (4.28 ϕ /s)	5 ϕ /s
スランピング反応度	0.00065 Δ k/kk' (16.01 ϕ)	0.00064 Δ k/kk' (14.25 ϕ)	20 ϕ

(注) 実効遅発中性子割合： $\beta_{\text{eff}}=4.06\times 10^{-8}$ (平成3年度炉心設計)
 $\beta_{\text{eff}}=4.49\times 10^{-8}$ (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最大値(930rpm)の時の炉心流量： → 107%	110%
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最大値(1460rpm)の時の2次冷却材流量： → 131%	140%
主冷却器空気流量の増大	主送風機1台の最大流量(主冷却器入口空気温度40 $^{\circ}$ C)： → 8500 m^3/min	8500 m^3/min (注)

(注) 「主冷却器空気流量の増大」の解析で想定されている主冷却器入口空気温度-13 $^{\circ}$ Cに重量流量一定として密度換算すると、約7100 m^3/min となる。

4. 4 反応度係数

原子炉スクラム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、MK-III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、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^{-8}Tdk/dT)	-0.37~-2.2			-0.37~-3.1
・制御棒全引抜		-1.52~-2.82 ($\pm 30\%$)	-1.36~-2.52 ($\pm 30\%$)	
・制御棒中挿入		-1.28~-2.38 ($\pm 30\%$)	-1.20~-2.22 ($\pm 30\%$)	
温度係数 ($10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$)				
・燃料	-2.5 ~-5.6	-2.7 ~-5.0 ($\pm 30\%$)	-2.7 ~-4.9 ($\pm 30\%$)	-2.3 ~-5.6
・構造材	-1.1 ~-2.5	-0.80~-1.4 ($\pm 30\%$)	-0.80~-1.5 ($\pm 30\%$)	-0.60~-2.5
・冷却材	-5.7 ~-14	-6.5 ~-12 ($\pm 30\%$)	-6.4 ~-12 ($\pm 30\%$)	-5.5 ~-14
・炉心支持板	-11 ~-19	-11 ~-16 ($\pm 20\%$)	-10 ~-16 ($\pm 20\%$)	-9.2 ~-19

- (注1) ドップラ係数については、平成3年度炉心設計の誤差幅を $\pm 10\%$ ずつ拡張($\pm 30\% \rightarrow \pm 40\%$)した値及び現申請書記載値を包絡する値とした。
- (注2) 各種温度係数については、平成3年度炉心設計の誤差幅を $\pm 10\%$ ずつ拡張($\pm 30\% \rightarrow \pm 40\%$ 、 $\pm 20\% \rightarrow \pm 30\%$)した値及び現申請書記載値を包絡する値とした。
- (注3) 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	-0.37×10^{-8}	最大値	最大値	最小値
	最小値	-3.1×10^{-8}			
燃料温度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	最大値	-2.3×10^{-6}	考慮 しない	考慮 しない	最小値
	最小値	-5.6×10^{-6}			
被覆管温度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	最大値	-0.48×10^{-6}	最大値	最小値	最大値
	最小値	-2.1×10^{-6}			
冷却材温度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	最大値	-5.5×10^{-6}	最大値	最小値	最大値
	最小値	-14×10^{-6}			
ラッパ管温度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	最大値	-0.11×10^{-6}	最大値	最小値	最大値
	最小値	-0.49×10^{-6}			
炉心支持板温度係数 ($\Delta k/k/^\circ C$)	最大値	-9.2×10^{-6}	考慮 しない	最小値 (注)	考慮 しない
	最小値	-19×10^{-6}			

(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。

(1) 原子炉トリップ設定値

原子炉トリップ信号の解析上の設定値は、解析結果が厳しくなるよう、設定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の流れを第4. 5-1図に示す。ここで、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定義し、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」以外のスクラム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、原子炉スクラム項目のうち「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）、保守的に原子炉スクラムの時間が遅くなるよう、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トリップ設定値を超えた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、原子炉トリップ信号が発生するものと仮定する。

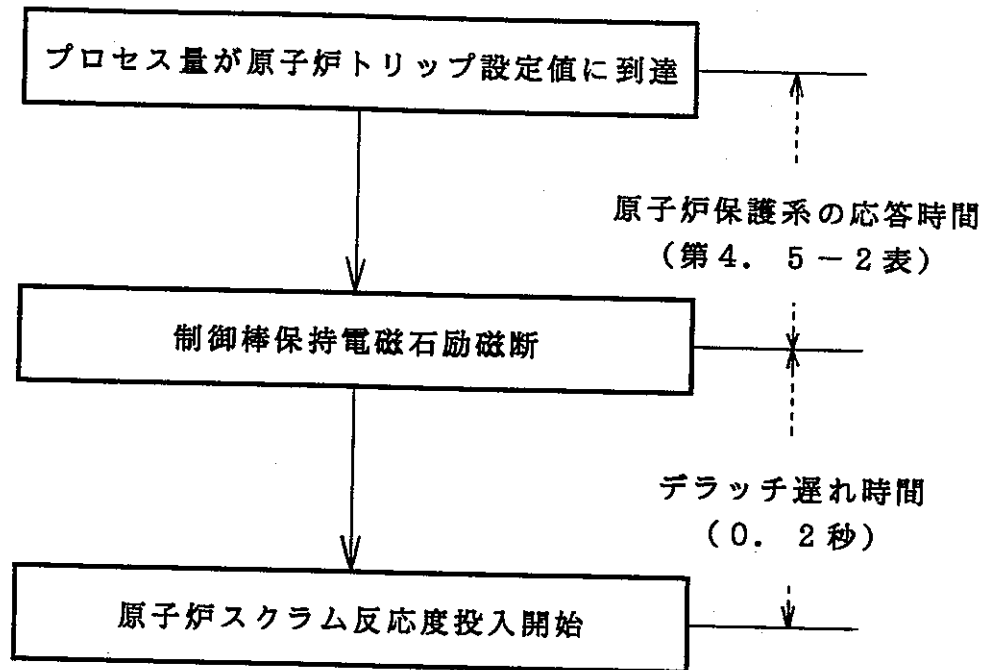
第4.5-1表 原子炉トリップ設定値

原子炉スクラム項目	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	105%	—	設定値±1%	107%
原子炉入口冷却材温度高	365℃	100~500℃	FS±2%	373℃
1次冷却材流量低	80%	0~1700m ³ /h	FS±2%	77%
2次冷却材流量低	80%	0~1600m ³ /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

原子炉スクラム項目	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



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

原子炉スクラム信号により制御棒はすべて炉心下端まで挿入されるが、原子炉スクラム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、MK-Ⅲ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 $0.055 \Delta k/kk'$ とする。

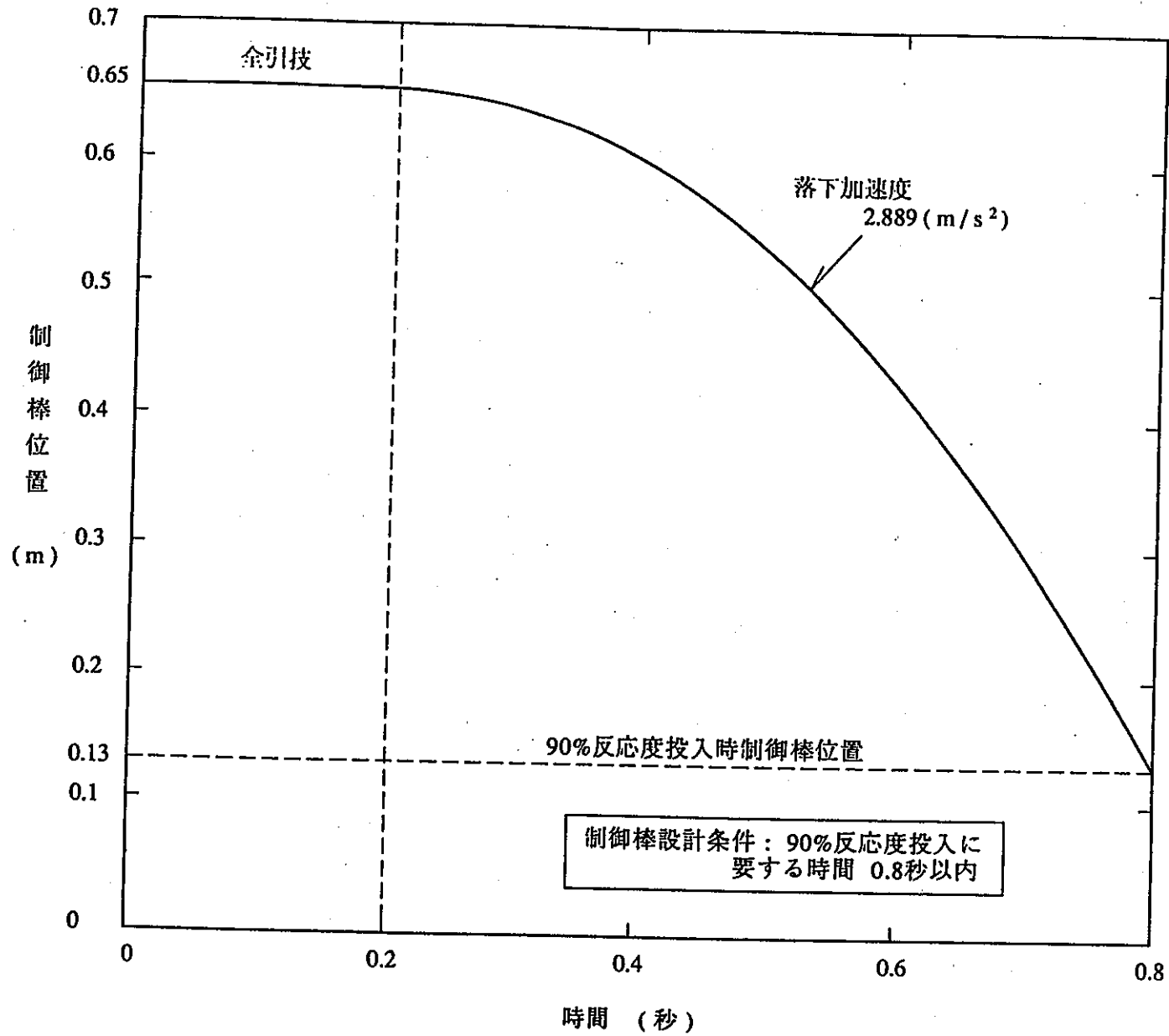
- ① 平成3年度炉心設計 : $0.0592 \Delta k/kk'$
- ② 平成4年度炉心設計 : $0.0563 \Delta k/kk'$

(2) 制御棒の挿入特性(第4.6-1図参照)

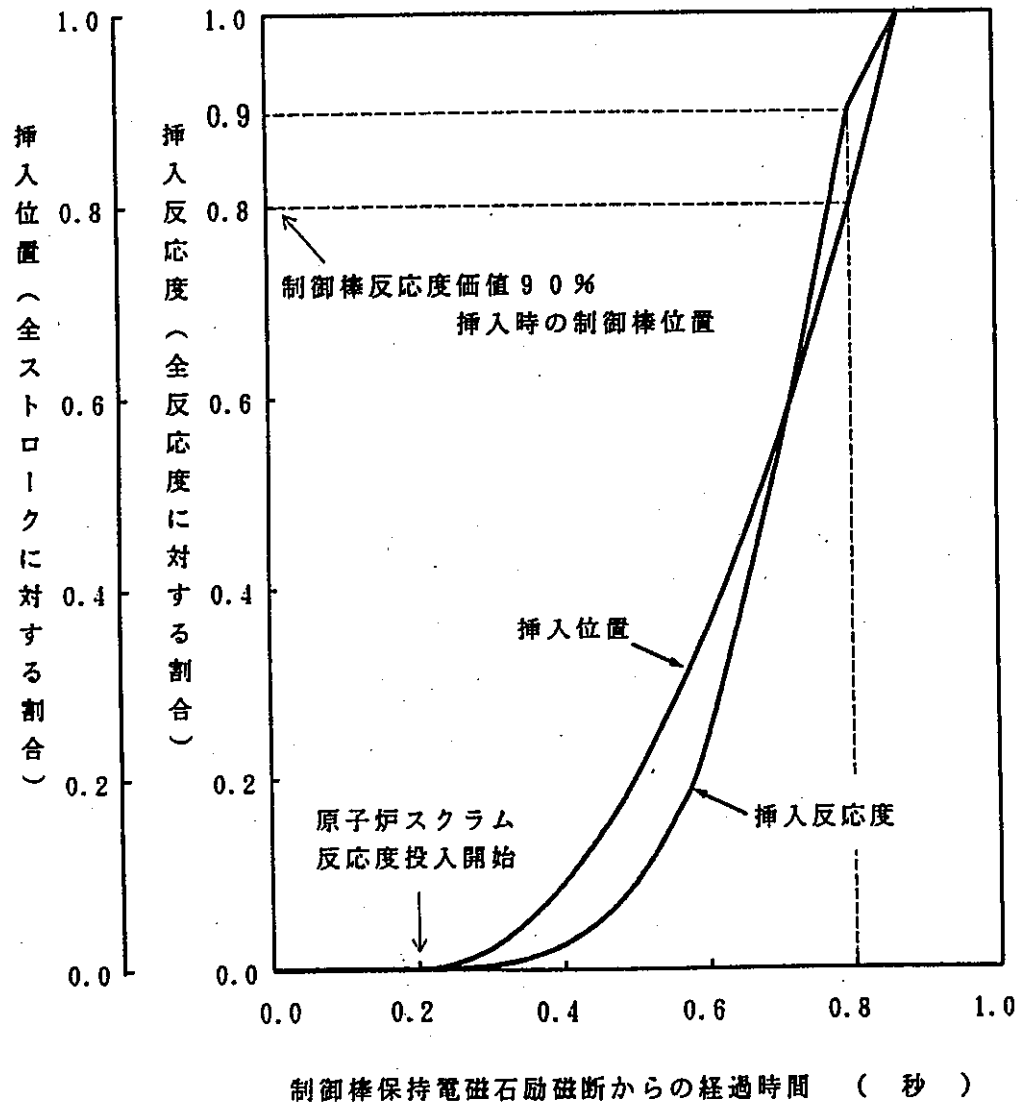
制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を設計上の最大値である0.8秒とする。さらに、制御棒切り離し後のスプリングによる加速効果を見捨て、原子炉スクラム反応度投入開始から制御棒反応度価値90%挿入までの0.6秒間に制御棒が等加速度で落下するものとする。

なお、これらの仮定に基づく制御棒挿入特性は、水中機能試験等による実測データに比べても十分保守的なものである。

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、原子炉スクラム時の反応度挿入曲線を第4.6-2図に示すとおり作成する。



第4. 6-1図 制御棒挿入特性



時間 (秒)	制御棒位置 (mm)	スクラム反応度 (% $\Delta k/k$)
0. 00	6 50. 0	0. 0
0. 10	6 50. 0	0. 0
0. 20	6 50. 0	0. 0
0. 25	6 46. 4	-0. 004 666
0. 30	6 35. 6	-0. 022 434
0. 35	6 17. 5	-0. 063 855
0. 40	5 92. 2	-0. 143 62
0. 45	5 59. 7	-0. 280 38
0. 50	5 20. 0	-0. 499 18
0. 60	4 18. 9	-1. 338 67
0. 70	2 88. 9	-2. 973 01
0. 80	1 30. 0	-4. 95 (注2)
0. 87	~0. 0	-5. 5

(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) -5.5×0.9 (% $\Delta k/k$)

第4. 6-2図 原子炉スクラム反応度挿入曲線

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

MK-III計画における冷却系改造に伴い、プラント熱過渡を緩和する目的で第4.7-1図に示す相互インタロックが導入される。一般に、インタロックは原子炉運転の誤操作を防ぎ安全を確保するためのものであり、その作動によりシーケンスが非安全側となることはない。しかしながら、相互インタロックについては、その設置の目的がプラント熱過渡の緩和であることから、炉心安全の観点からのみ見た場合、その作動によりシーケンスが非安全側となることありうる。したがって、本安全解析では、相互インタロックに関連する次の動作を考慮することとする。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) 原子炉スクラム信号発信 → 1次冷却系主循環ポンプ停止
→ 2次冷却系主循環ポンプ停止
→ 主送風機停止

- ① 考慮する事象 : 「外部電源喪失」を除く全事象。
- ② 考慮する理由 : 考慮しない場合、1次・2次冷却系による崩壊熱除去能力を過大評価することとなるため。

(b) 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。

(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、原子炉冷却材温度制御系及びランバック制御による1次冷却系主循環ポンプの低速運転に関して、次のように仮定する。

(a) 原子炉冷却材温度制御系

起因事象の発生から原子炉スクラムに至るまでの間は、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。また、MK-Ⅲ冷却系改造計画によると、原子炉スクラム後、主送風機を停止し、主冷却器出口ナトリウム温度を主冷却機ベーン、ダンパ開度の操作により、一定温度(300℃)に制御することとなっているが、解析上、主送風機停止後の空気流量として、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。

(b) ランバック制御による1次冷却系主循環ポンプの低速運転

MK-Ⅲ冷却系改造計画の一環として導入される、ランバック制御による1次冷却系主循環ポンプの低速運転(崩壊熱除去運転)は解析上考慮しない。したがって、原子炉スクラム後に外部電源からの給電が期待できる事象でも、保守的に1次冷却系主循環ポンプの主電動機は停止し、ポニーモータによる低速運転に引継がれるものと仮定する。

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、MK-III改造後のプラントの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) 原子炉スクラム時の反応度の投入

「ワン・ロッド・スタック」によるスクラム反応度の減少。

(b) 崩壊熱除去

「1ループのポンプモーター引継ぎ失敗」による崩壊熱除去能力の低下。

MK-III炉心の安全解析に当たっては、これらの安全機能に対して結果を最も厳しくする単一故障を想定する。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。

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・スタックによるスクラム反応度の減少は、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ので、第4.8-3表及び第4.8-4表には記載していない（ただし、解析上は考慮している）。

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

スクラム項目	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（各ループ）
原子炉入口冷却材温度高	3 ch（各ループ）
1次冷却材流量低	3 ch（各ループ）
2次冷却材流量低	3 ch（各ループ）
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（各ループ）（注1）
2次冷却系主循環ポンプトリップ	1 ch（各ループ）（注1）
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）
手動スクラム	—

（注1）炉心安全解析において作動を想定していない。

（注2）1A母線及び1B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	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
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	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
2次冷却材流量減少	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
主冷却器空気流量の増大	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
主冷却器空気流量の減少	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗

（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	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
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	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
2次冷却材漏えい事故	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗
主送風機軸固着事故	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗

（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 原子炉スクラム後の崩壊熱除去

「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」を除き、原子炉スクラム後の崩壊熱として、「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。原子炉スクラム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. 9-1図に示す。

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スクラム後の崩壊熱除去運転は次の3とおりに分類される。

(1) 2ループの強制循環による崩壊熱除去

「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」

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、原子炉スクラム後の炉心流量が確保される。崩壊熱は、1次冷却系のポニーモータ運転による強制循環及び2次冷却系の自然循環により、2ループ4台の主冷却機に伝達・除去される。

(2) 1ループの強制循環による崩壊熱除去

「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」

「燃料スランピング事故」

「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」

「主送風機軸固着事故」

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、原子炉スクラム後の炉心流量（5%以上）が確保される。崩壊熱は、1次冷却系のポニーモータ運転による強制循環及び2次冷却系の自然循環により、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、原子炉スクラム後の炉心流量は5%以下となる。

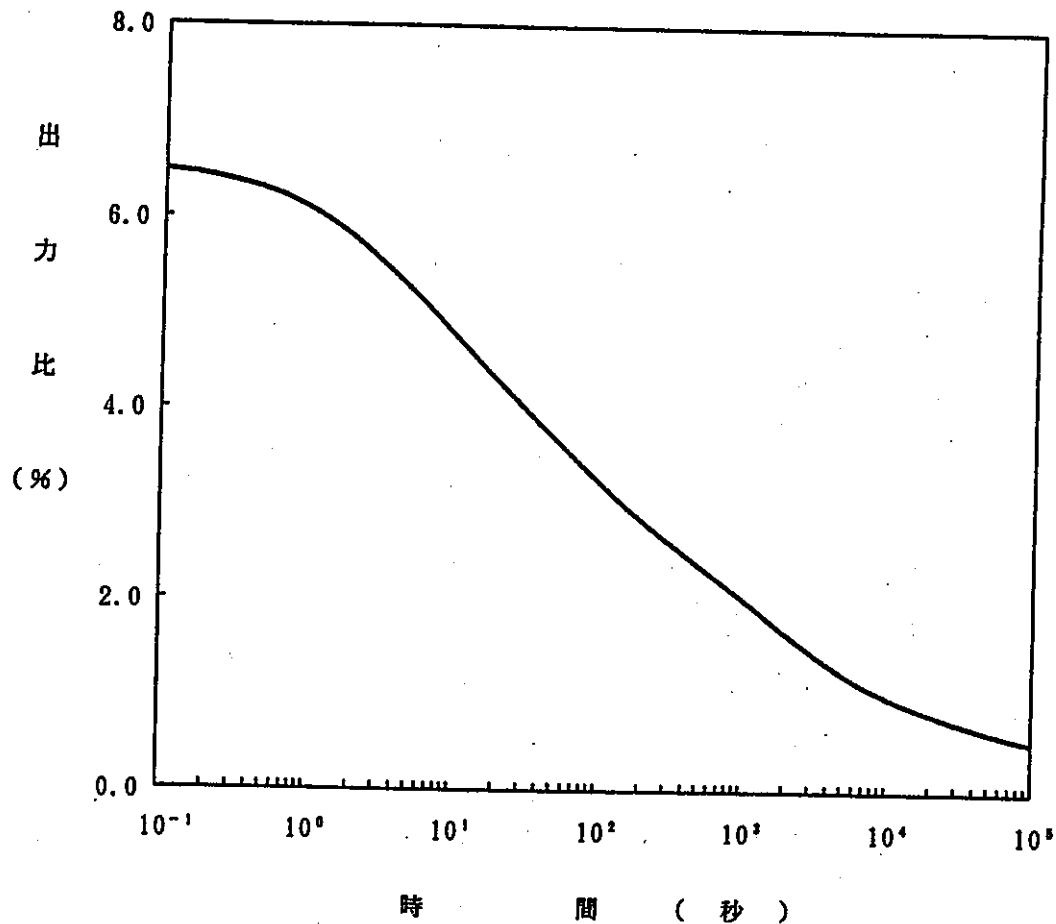
(3) 1ループの自然循環による崩壊熱除去

「2次冷却材漏えい事故」

本事象では、事故ループの1次冷却系主循環ポンプのボニーモータによる強制循環により、原子炉スクラム後の炉心流量5%が確保されるが、崩壊熱は、健全ループの1次冷却系及び2次冷却系の自然循環のみにより、1ループ2台の主冷却機に伝達・除去される。

第4.9-1表 原子炉スクラム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	内側炉心燃料集合体：25体 外側炉心燃料集合体：60体
燃料組成	プルトニウム富化度：30.0w/o ウラン濃縮度：9.9w/o（内側炉心） :15.6w/o（外側炉心）
中性子束	$3.55 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$ （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標準平衡炉心の70群スペクトルを25群に縮約。
運転履歴	<p>出力 140MW</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91000 MWd/tに達する日数を逆算して求める。</p>
不確かさ幅	+10%



冷却時間 (秒)	崩壊熱最大値 (-)
0. 0	6. 539 E-2
1. 0 E-1	6. 480 E-2
2. 0 E-1	6. 425 E-2
5. 0 E-1	6. 280 E-2
1. 0 E+0	6. 082 E-2
2. 0 E+0	5. 787 E-2
5. 0 E+0	5. 252 E-2
1. 0 E+1	4. 782 E-2
2. 0 E+1	4. 307 E-2
5. 0 E+1	3. 701 E-2
1. 0 E+2	3. 249 E-2
2. 0 E+2	2. 843 E-2
5. 0 E+2	2. 383 E-2
1. 0 E+3	2. 037 E-2
2. 0 E+3	1. 674 E-2
5. 0 E+3	1. 246 E-2
1. 0 E+4	1. 007 E-2
2. 0 E+4	8. 286 E-3
5. 0 E+4	6. 435 E-3
1. 0 E+5	5. 270 E-3

(注) 崩壊熱は定格出力に対する割合を示す。

第4. 9-1図 原子炉スクラム後の崩壊熱曲線

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る。本信号に基づき、原子炉は自動停止するとともに1次冷却系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354%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、被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、1826℃、555℃及び545℃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る。本信号に基づき、原子炉は自動停止するとともに1次冷却系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、被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、2589℃、688℃及び669℃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10%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。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106%である。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度は2643℃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2.6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。1次冷却系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肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、769℃及び752℃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の電動機、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。1次冷却系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40%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。異常発生後52.4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る。本信号に基づき、原子炉は自動停止するとともに1次冷却系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107%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、被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、2658℃、695℃及び675℃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1.7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次冷却系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肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、678℃及び659℃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。

(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8500m³/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108.2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る。本信号に基づき、原子炉は自動停止するとともに1次冷却系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、被覆管肉厚中心最高温度及び

冷却材最高温度は、それぞれ、2662℃、695℃及び675℃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112.0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次冷却系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肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、690℃及び672℃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20φ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る。本信号に基づき、原子炉は自動停止するとともに1次冷却系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126%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、被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、2615℃、698℃及び678℃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0.1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。健全ループの1次冷却系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肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、822℃及び810℃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る。本信号に基づき、原子炉は自動停止するとともに1次冷却系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継がれる。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ので、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肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、709℃及び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。

(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次冷却系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肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、678℃及び659℃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) 「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48.0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次冷却系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。

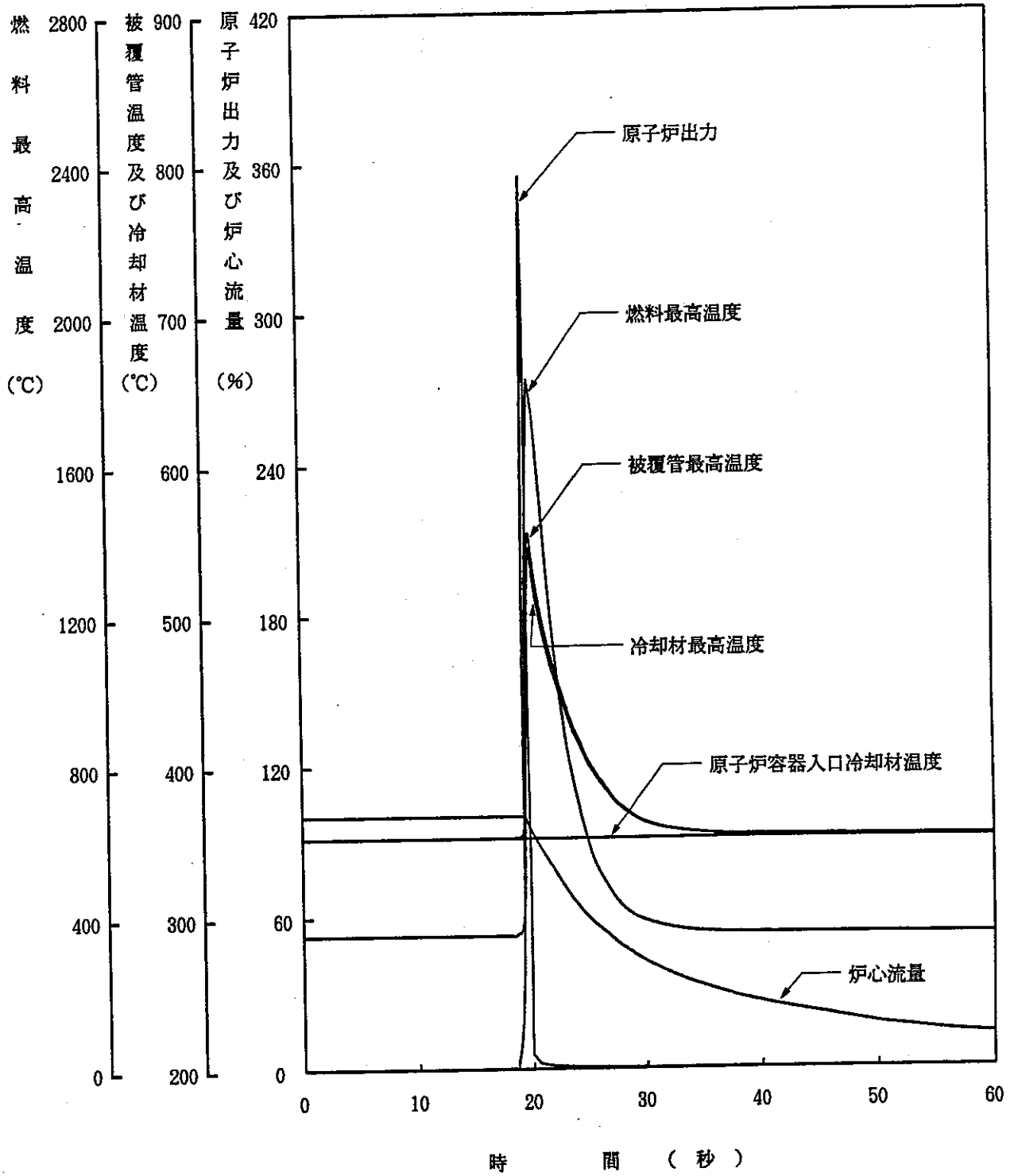
この事故における炉心の被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、698℃及び680℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

(f) 「主送風機軸固着事故」

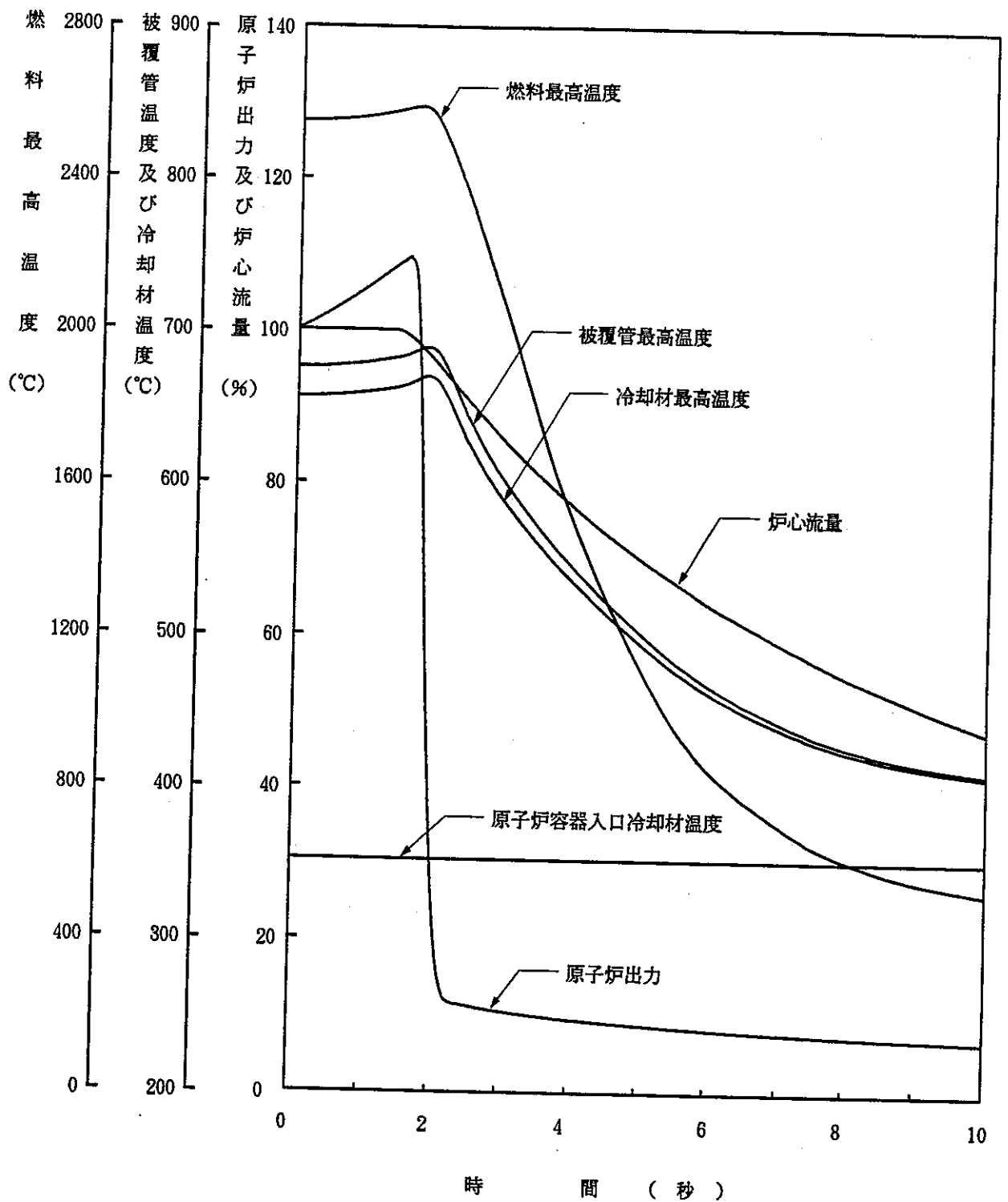
解析結果を第5.1-15図に示す。

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112.0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次冷却系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。

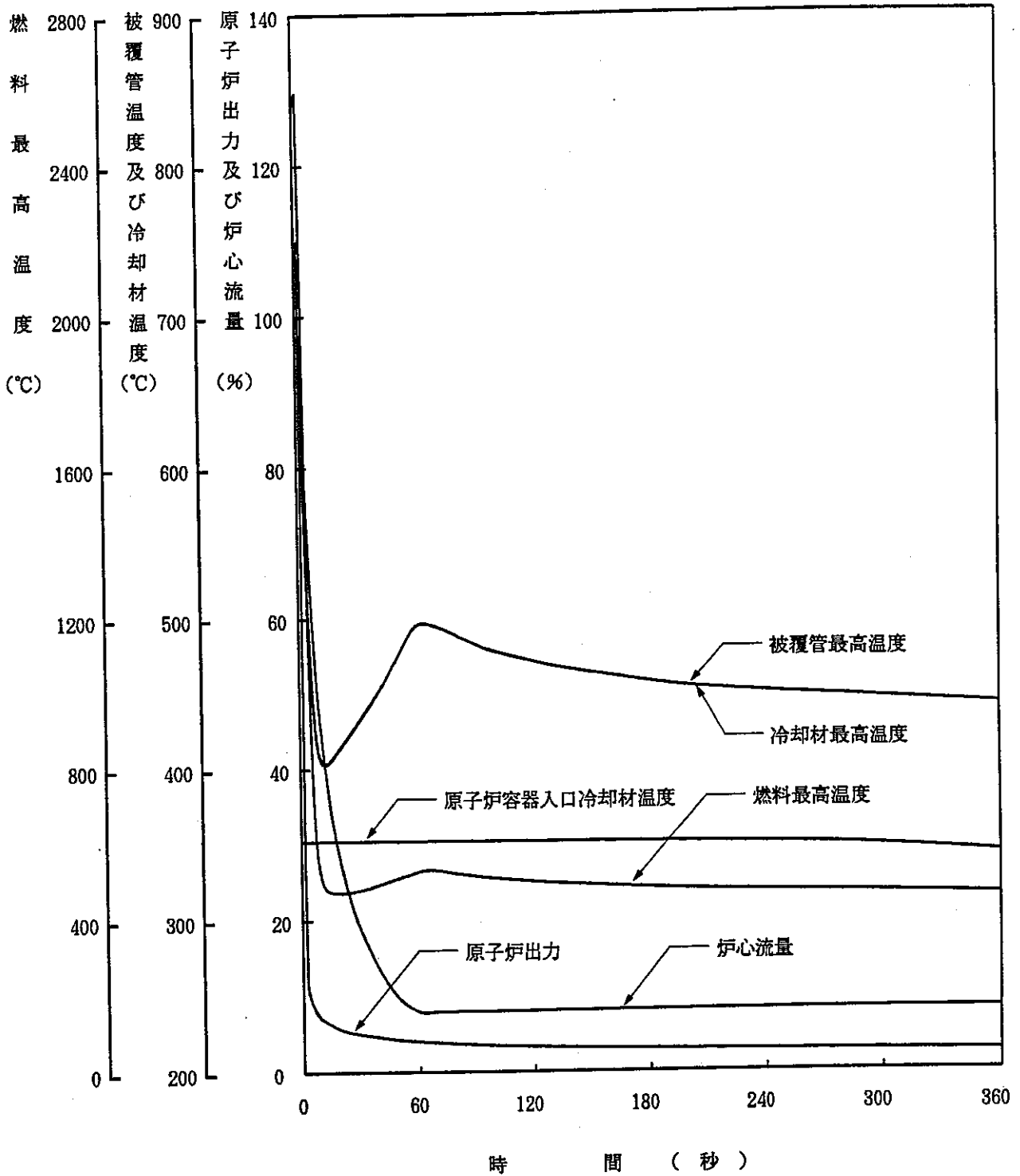
この事故における炉心の被覆管肉厚中心最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ、690℃及び672℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。



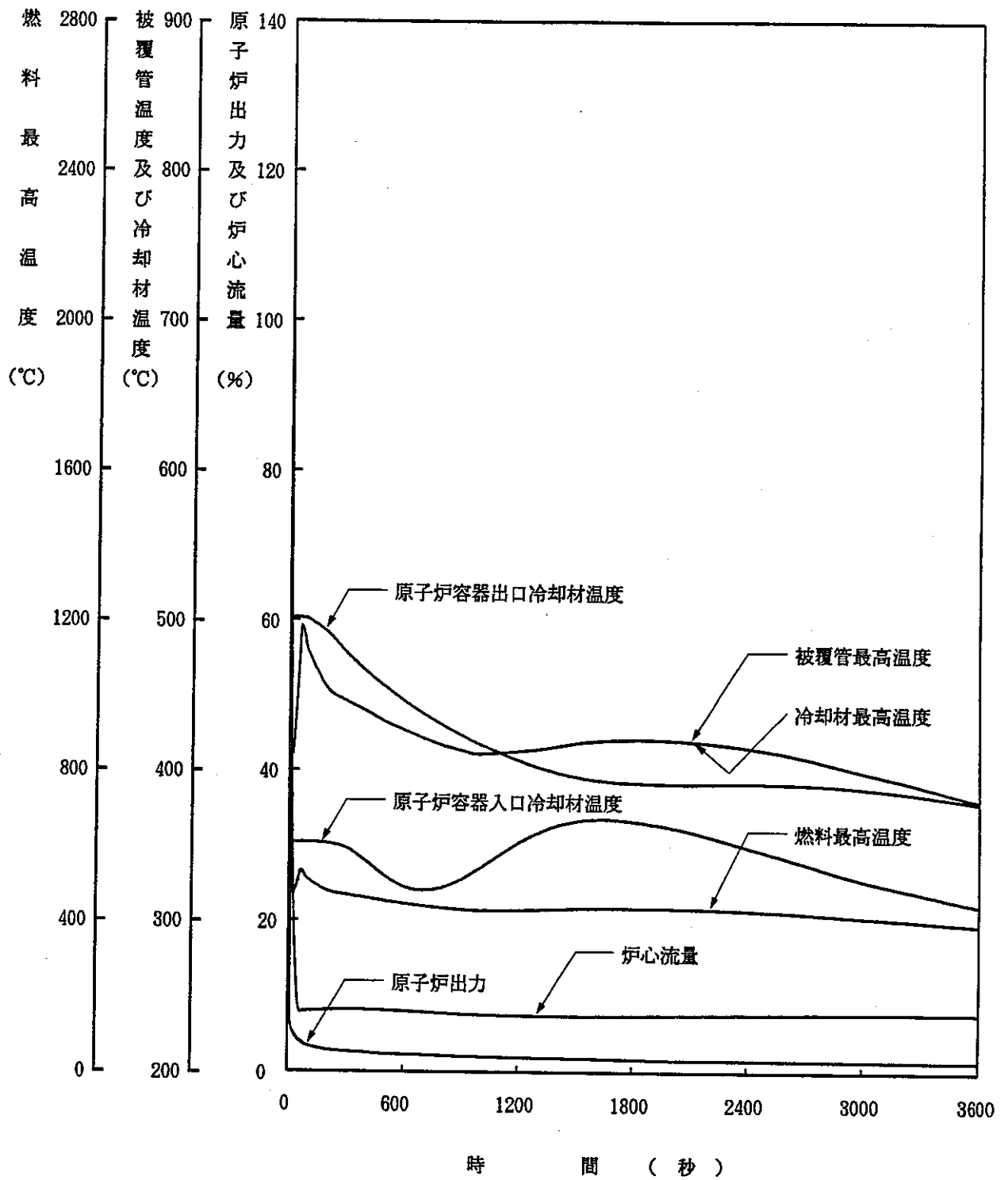
第5.1-1図 解析結果 (未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き)



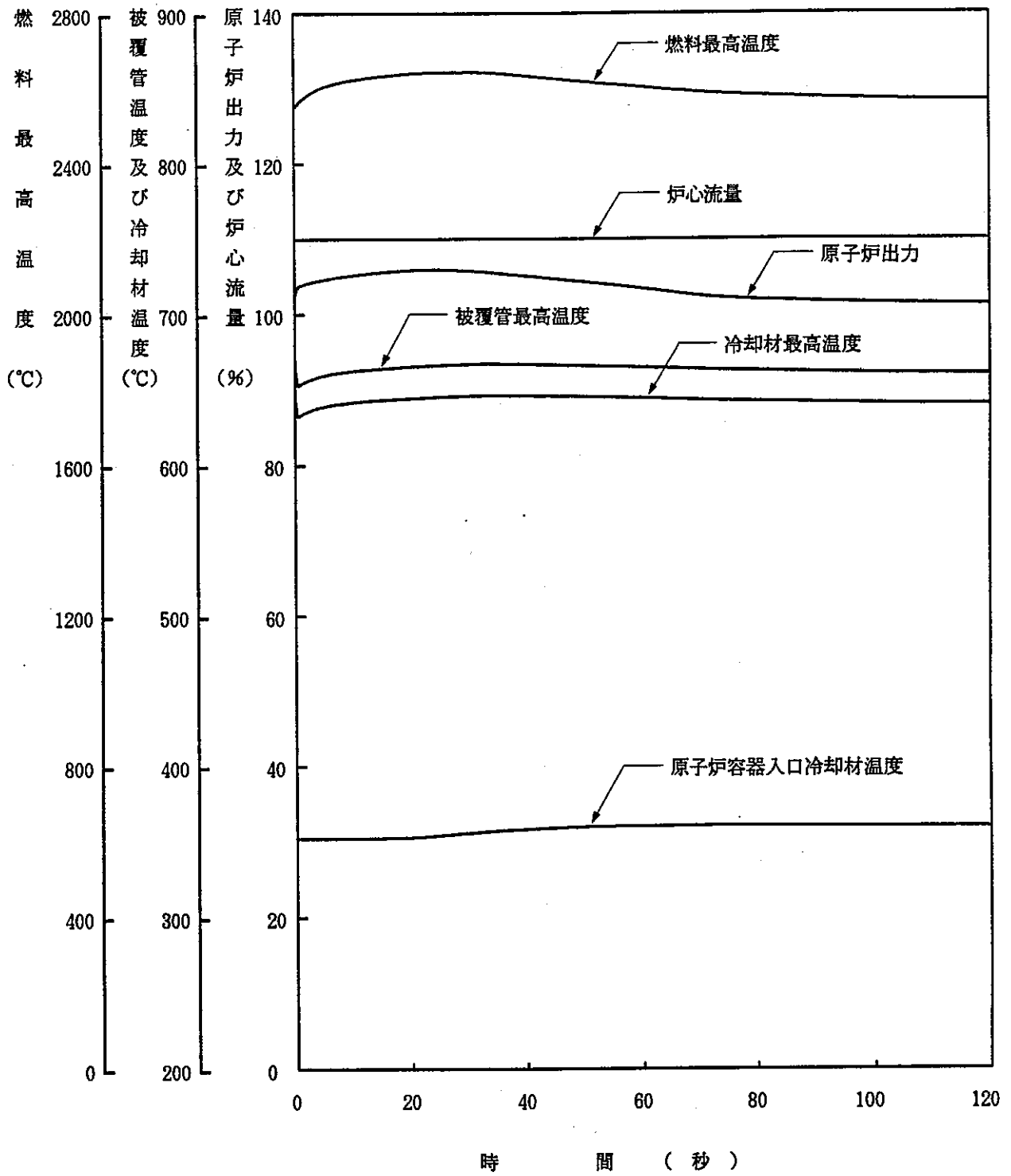
第5.1-2図 (1/3) 解析結果 (出力運転中の制御棒の異常な引抜き)



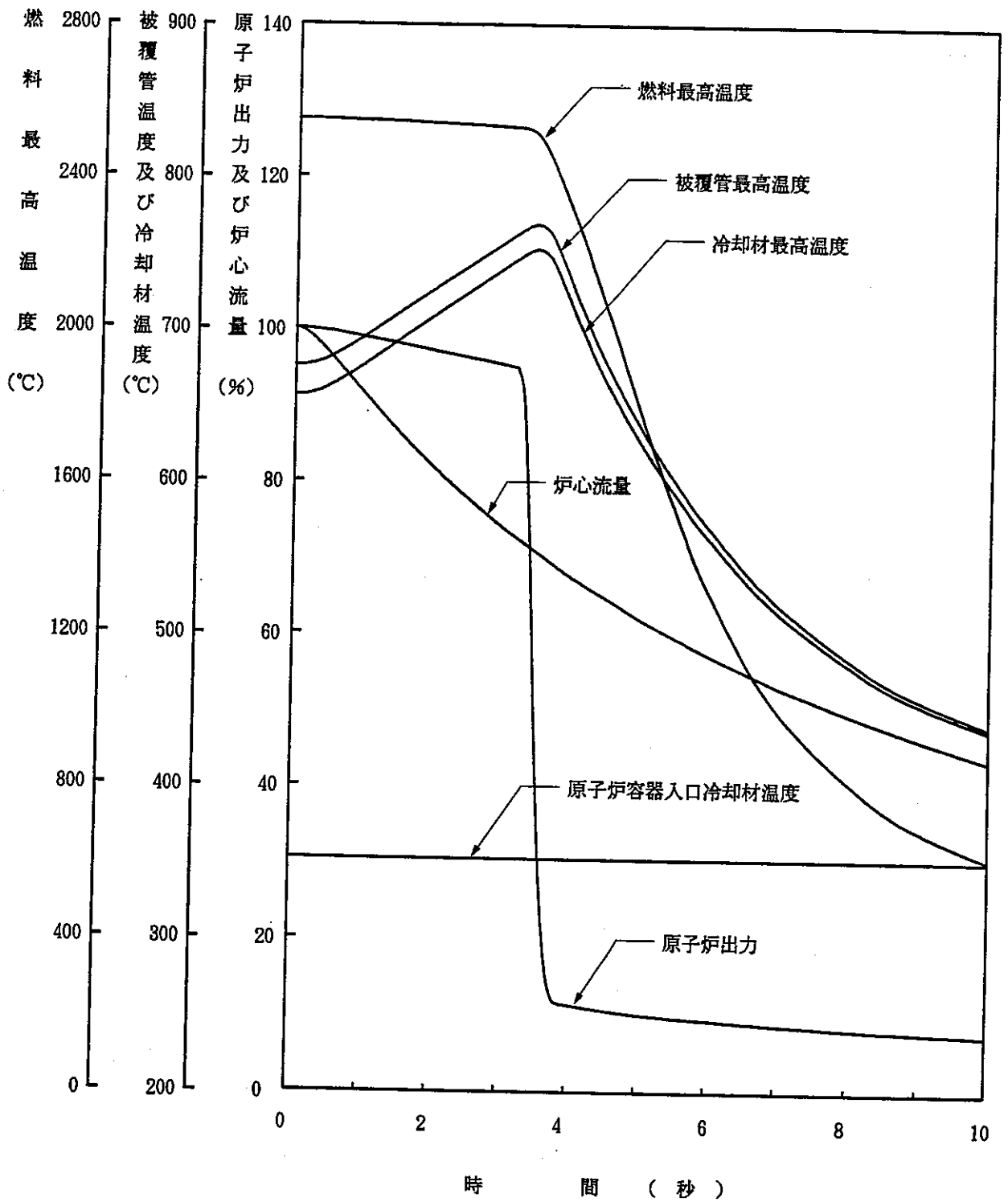
第 5.1 - 2 図 (2 / 3) 解析結果 (出力運転中の制御棒の異常な引抜き)



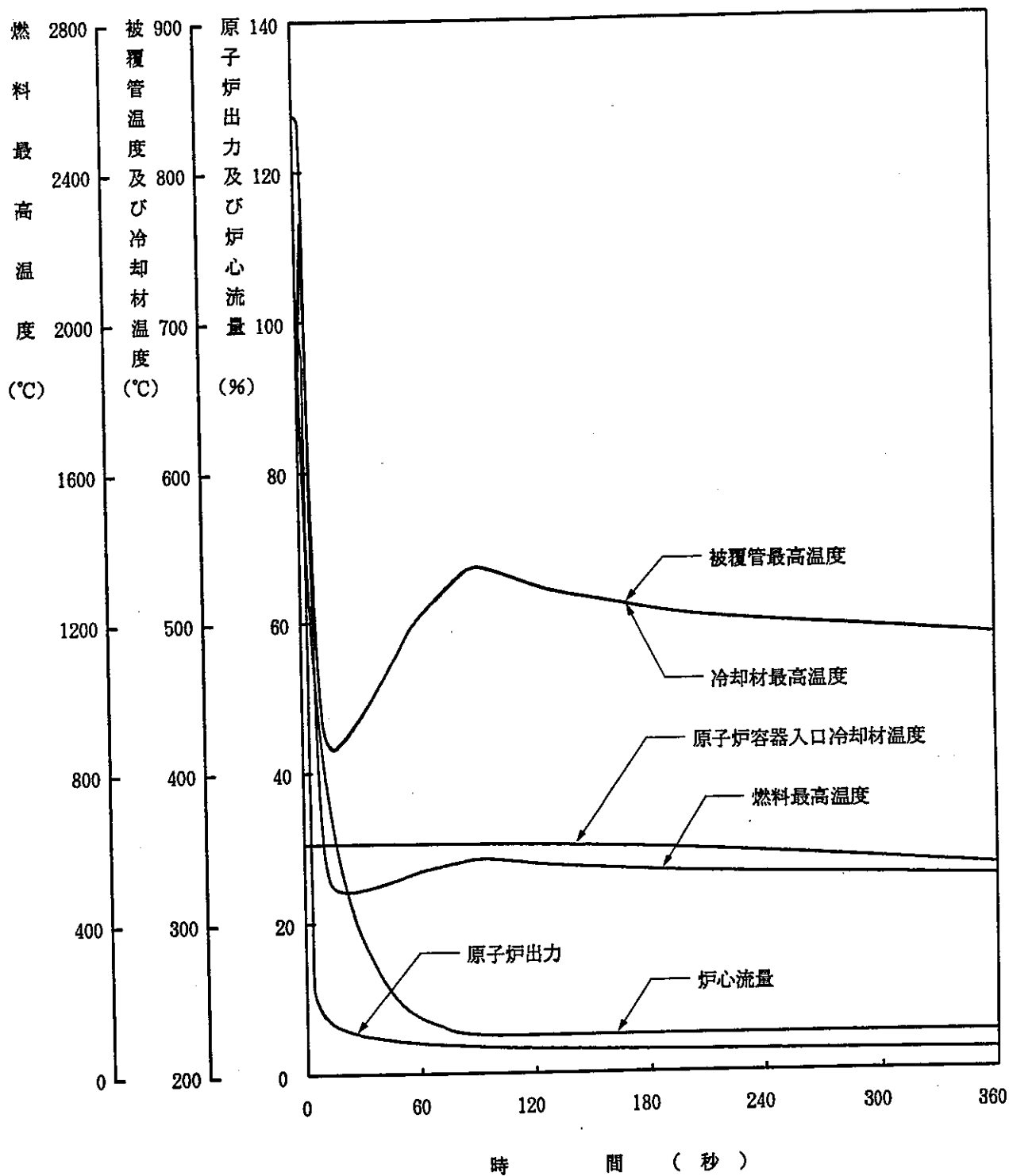
第5.1-2図(3/3) 解析結果(出力運転中の制御棒の異常な引抜き)



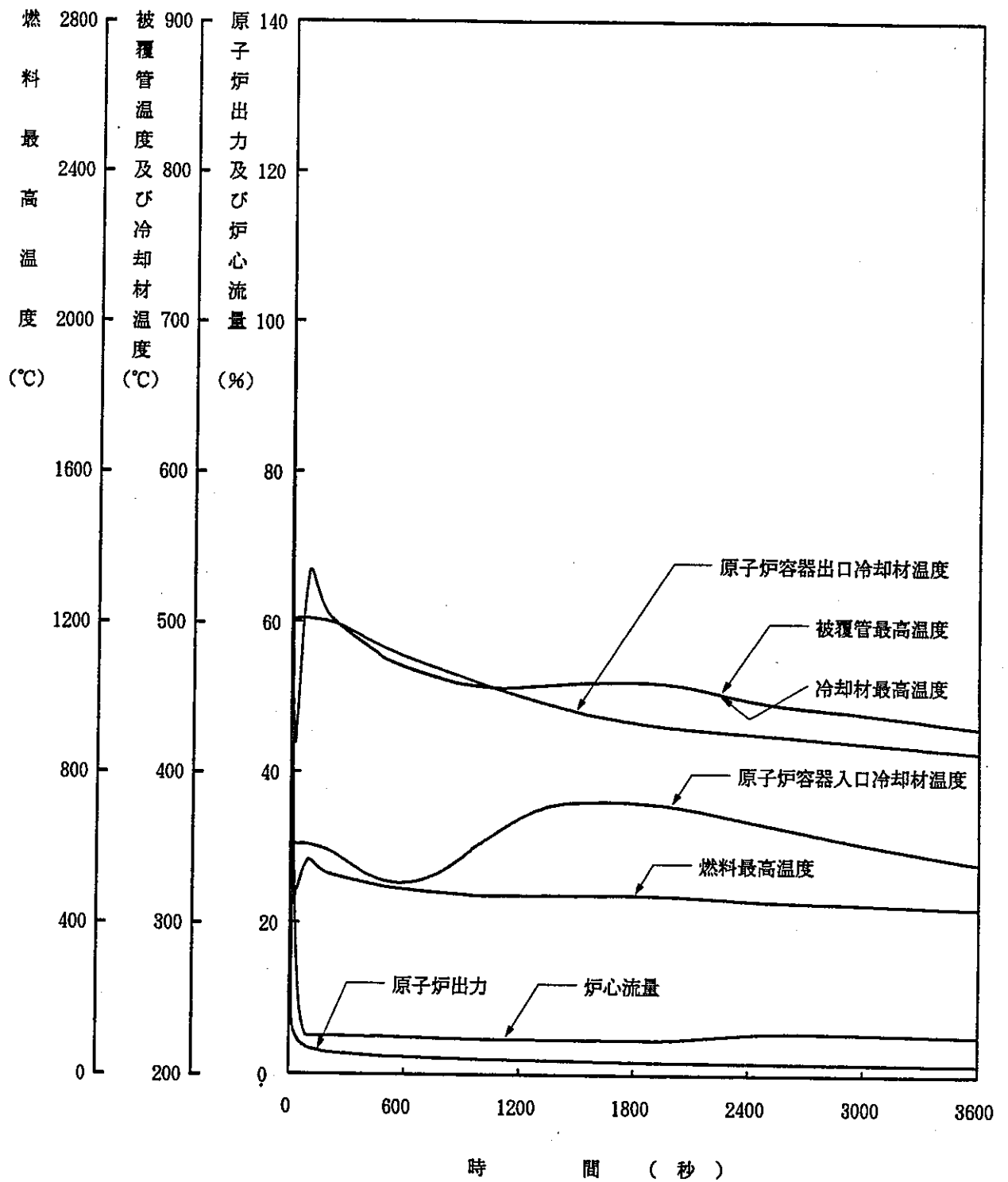
第 5. 1 - 3 図 解析結果 (1 次冷却材流量増大)



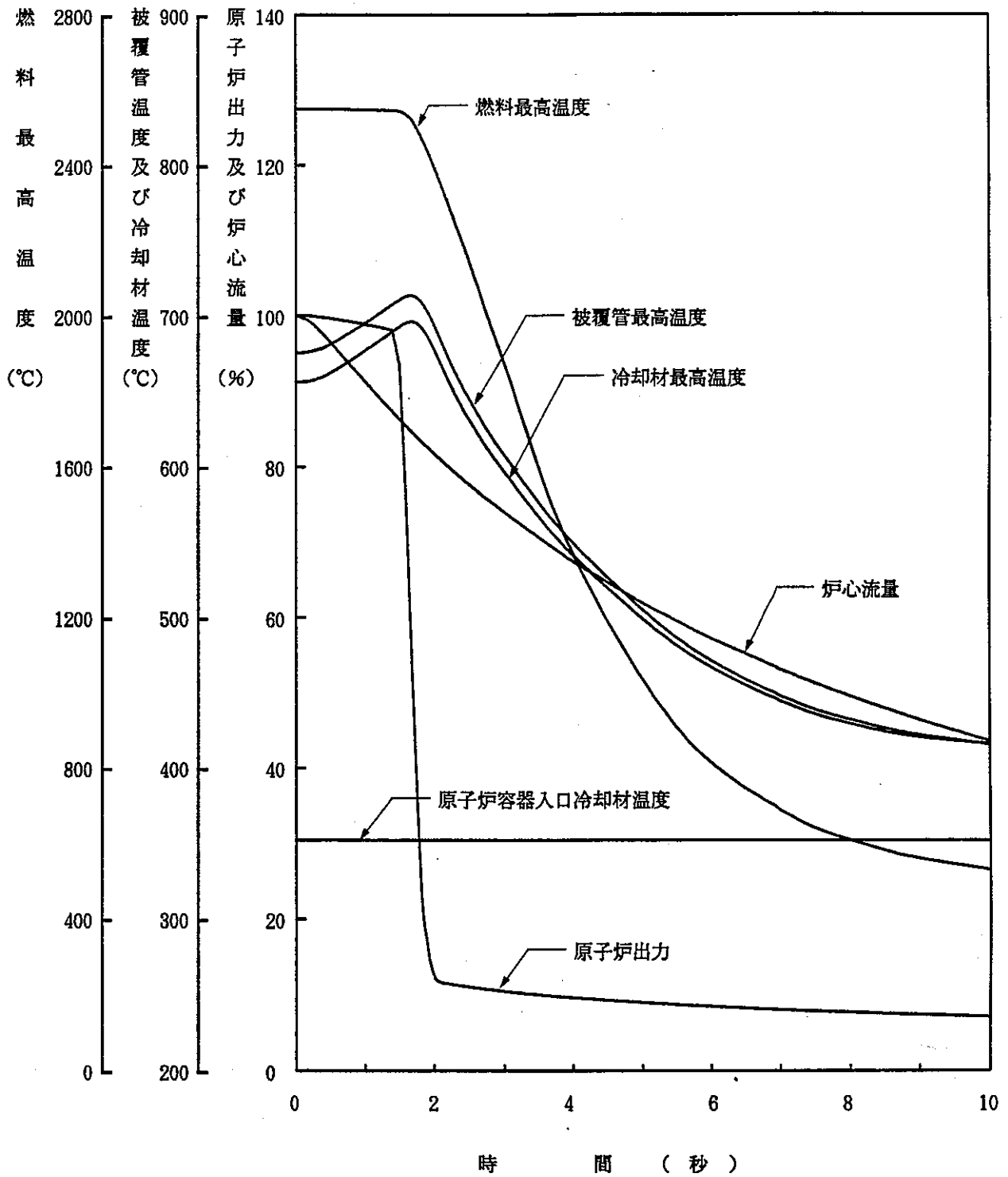
第 5.1 - 4 図 (1 / 3) 解析結果 (1 次冷却材流量減少)



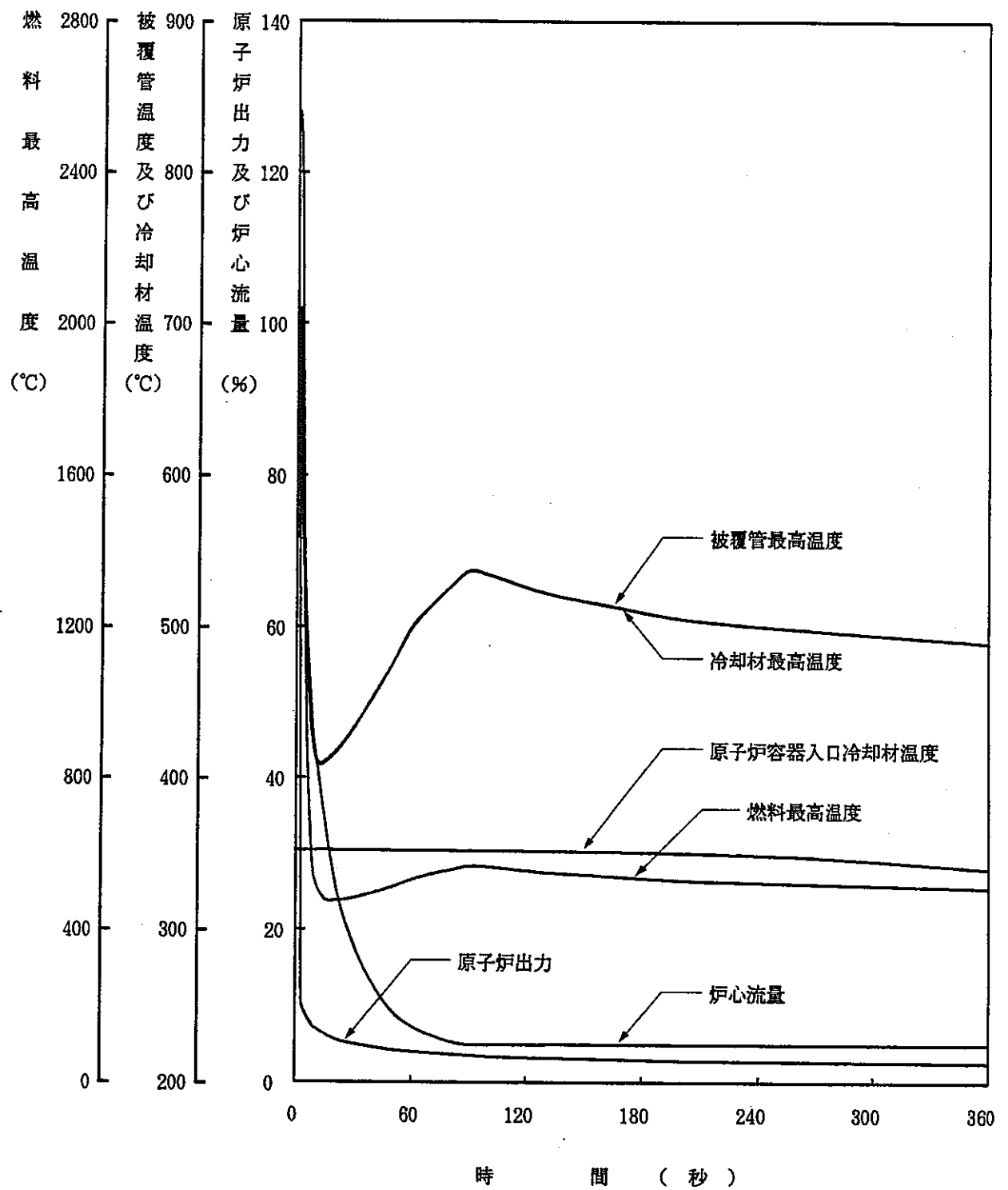
第 5.1 - 4 図 (2 / 3) 解析結果 (1 次冷却材流量減少)



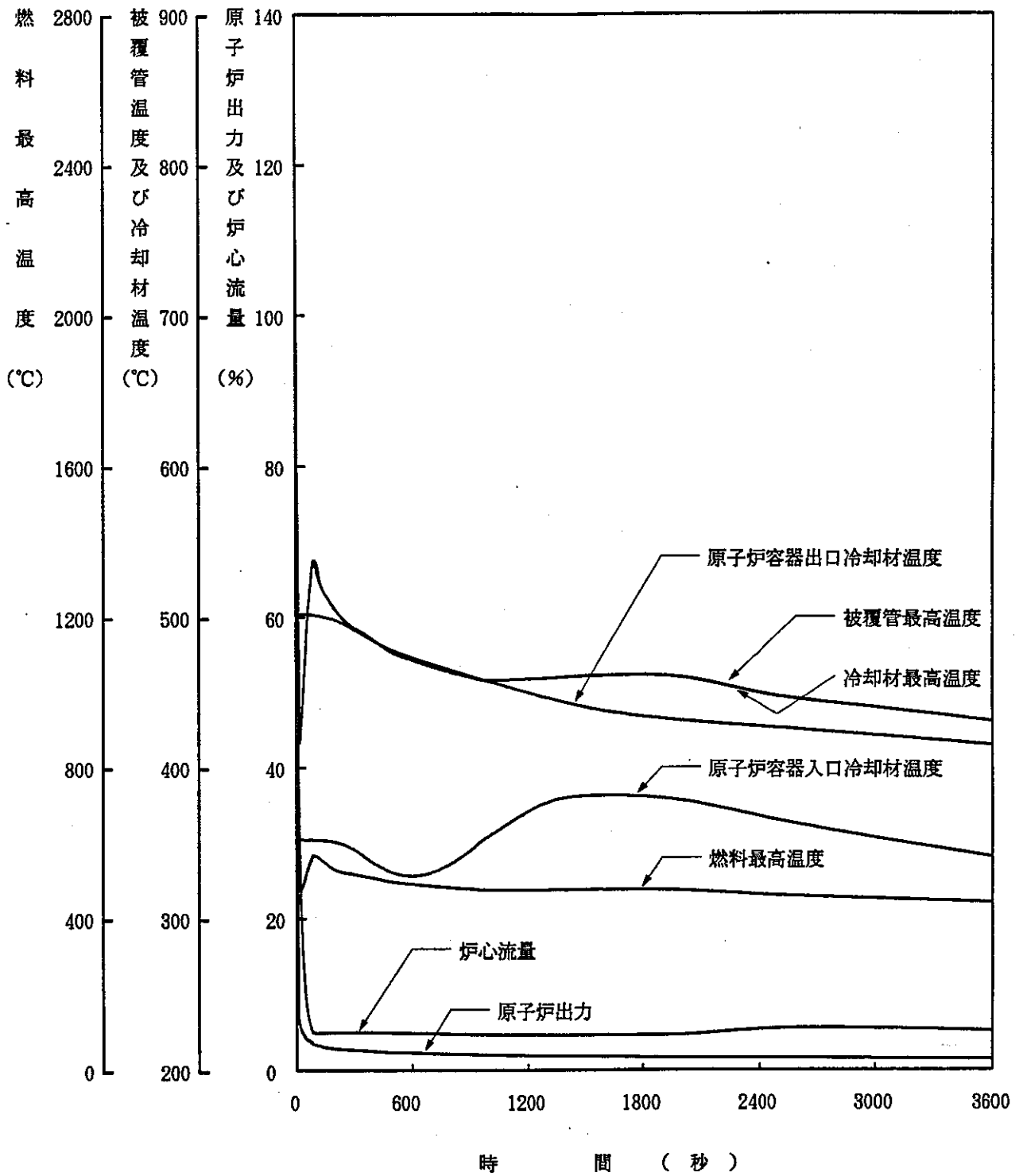
第 5.1 - 4 図 (3 / 3) 解析結果 (1 次冷却材流量減少)



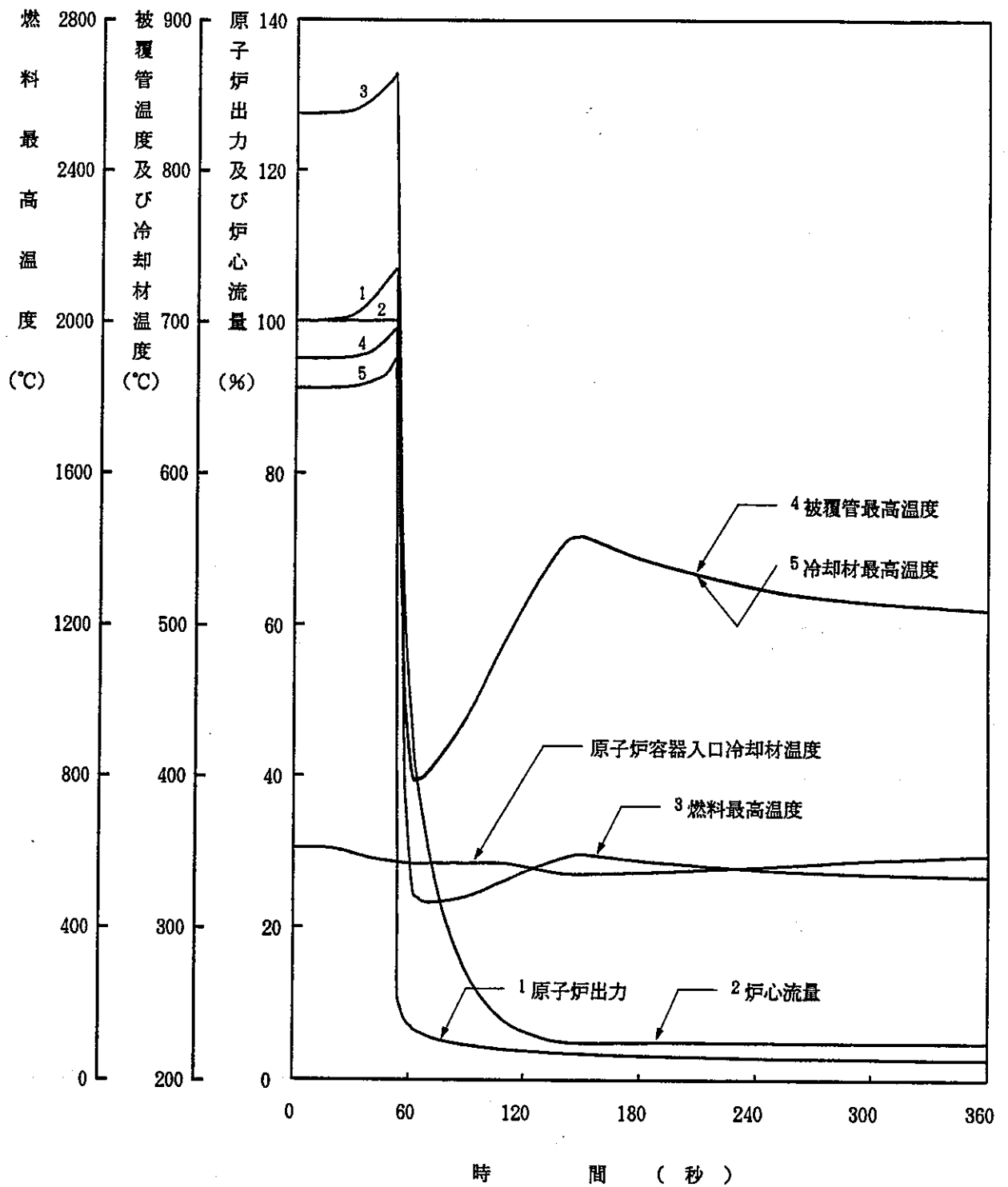
第5.1-5図 (1/3) 解析結果 (外部電源喪失)



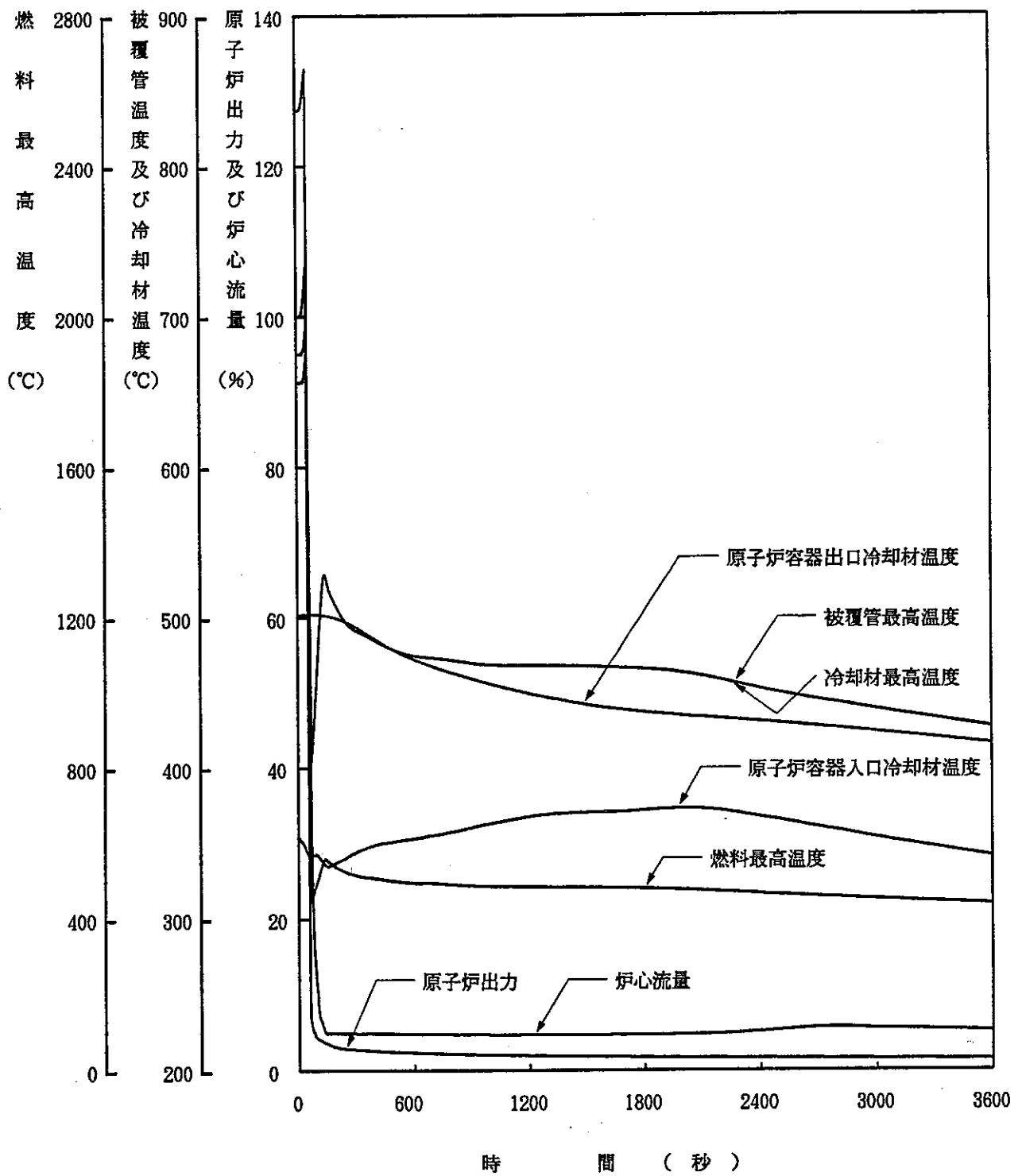
第5.1-5図 (2/3) 解析結果 (外部電源喪失)



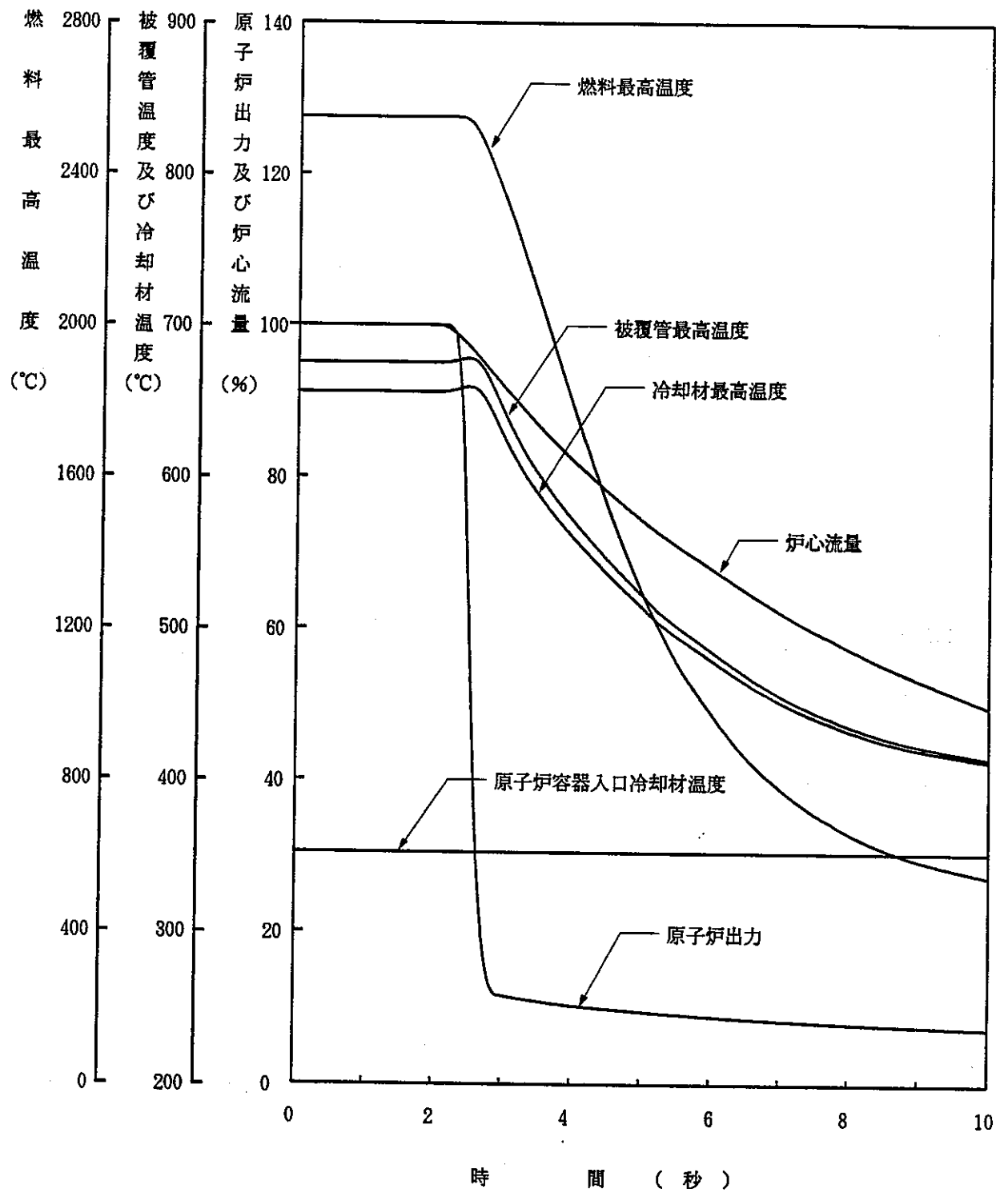
第5.1-5図(3/3) 解析結果(外部電源喪失)



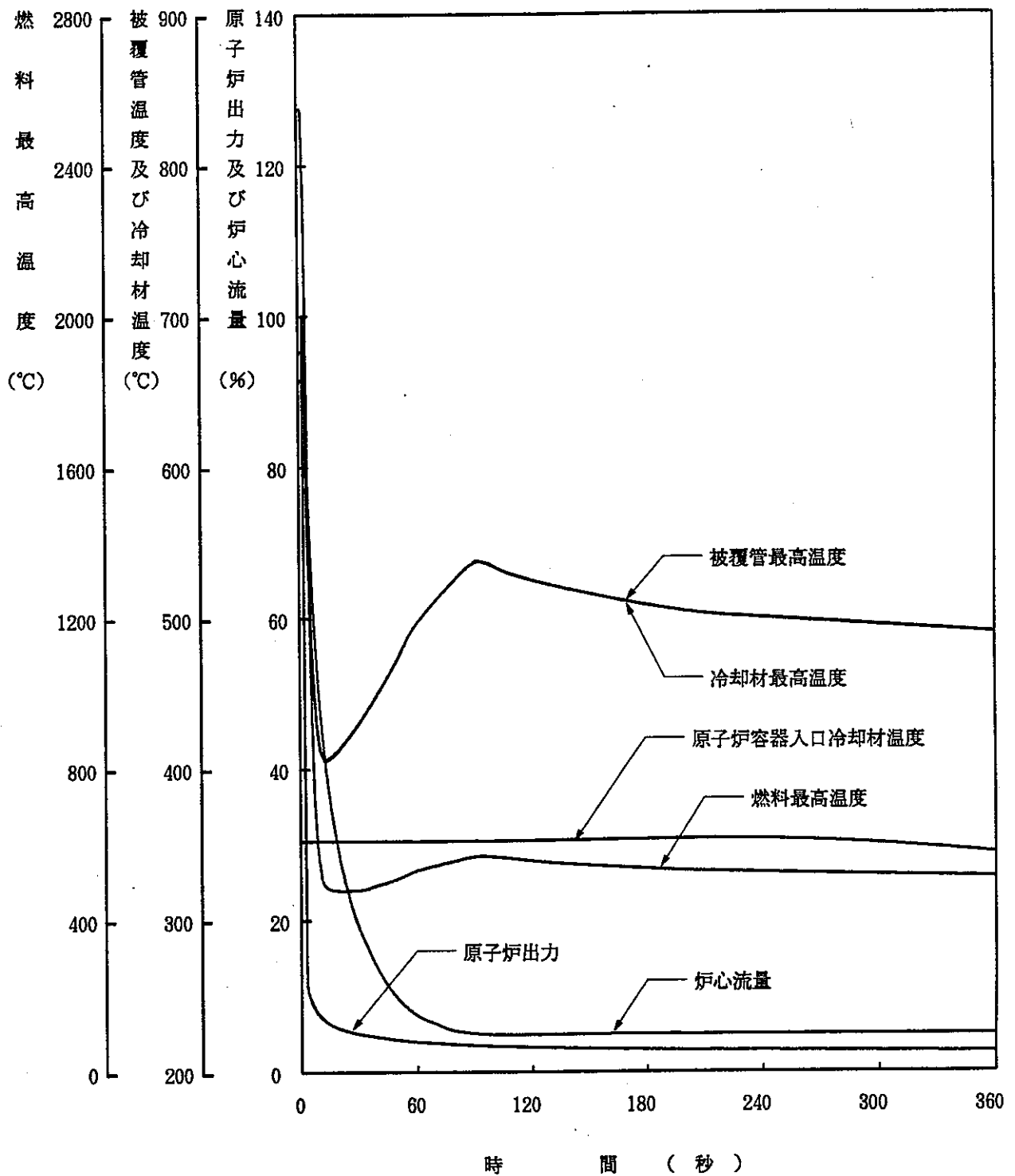
第5.1-6图 (1/2) 解析結果 (2次冷却材流量增大)



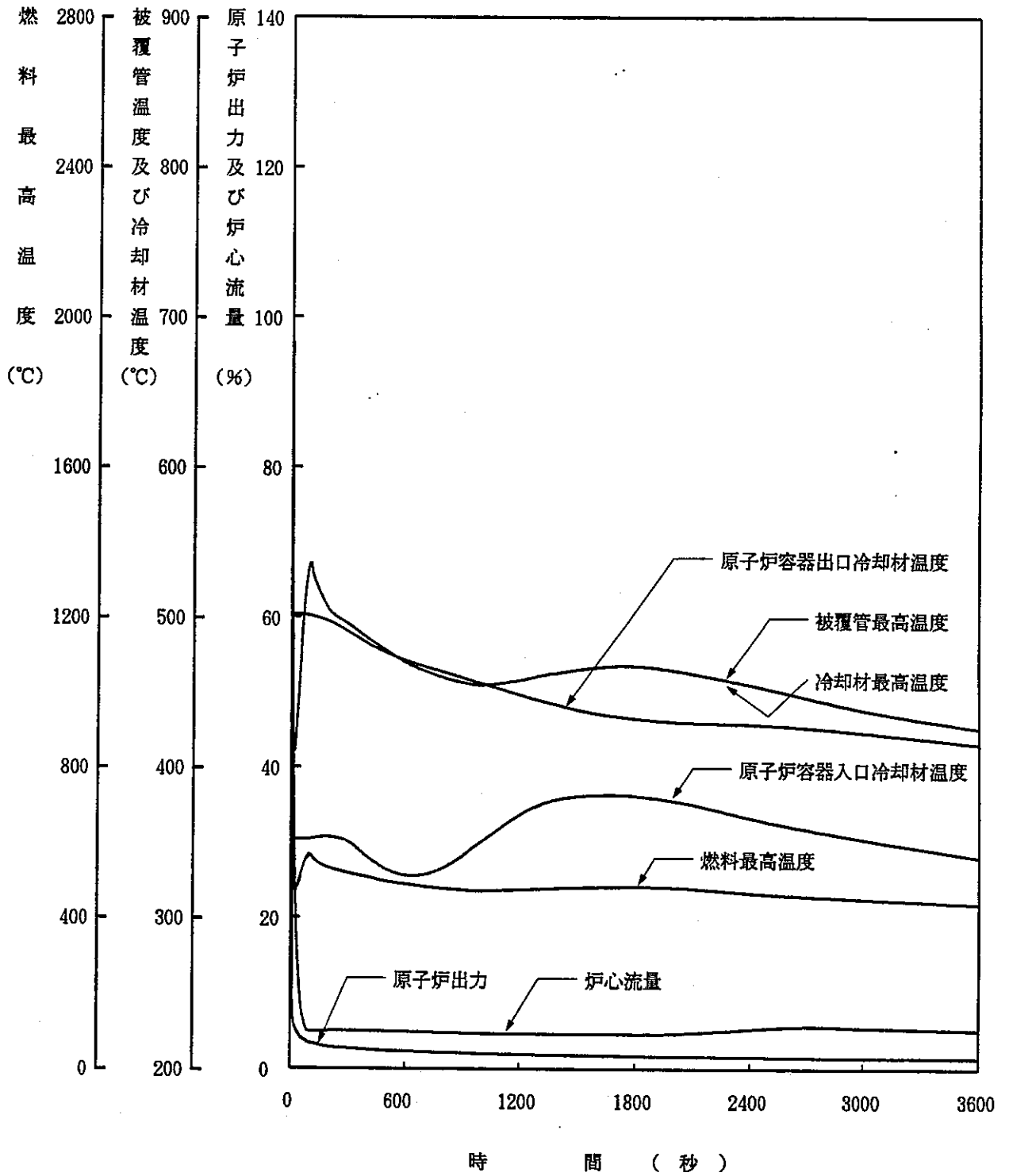
第5.1-6图 (2/2) 解析结果 (2次冷却材流量增大)



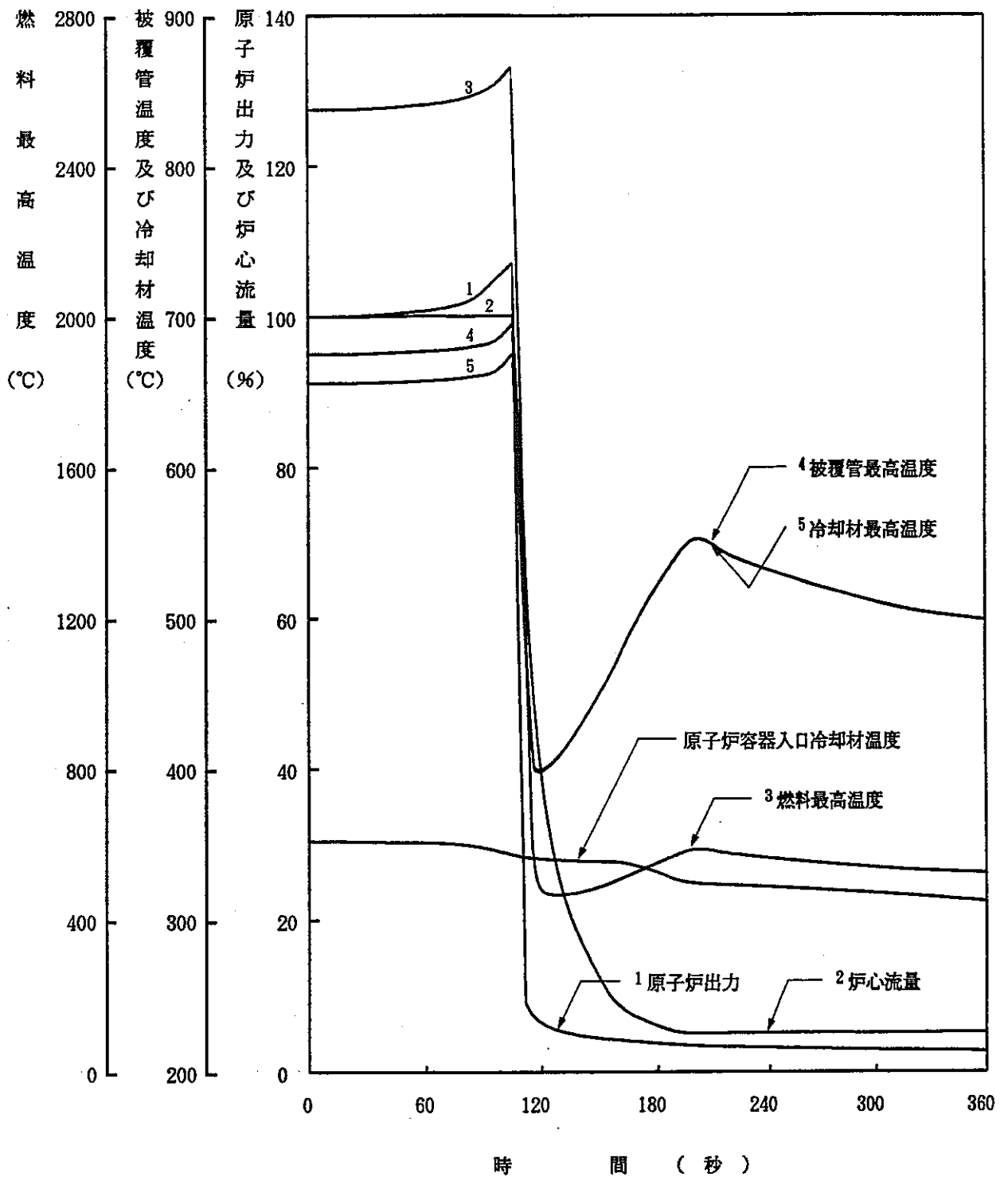
第5.1-7図 (1/3) 解析結果 (2次冷却材流量減少)



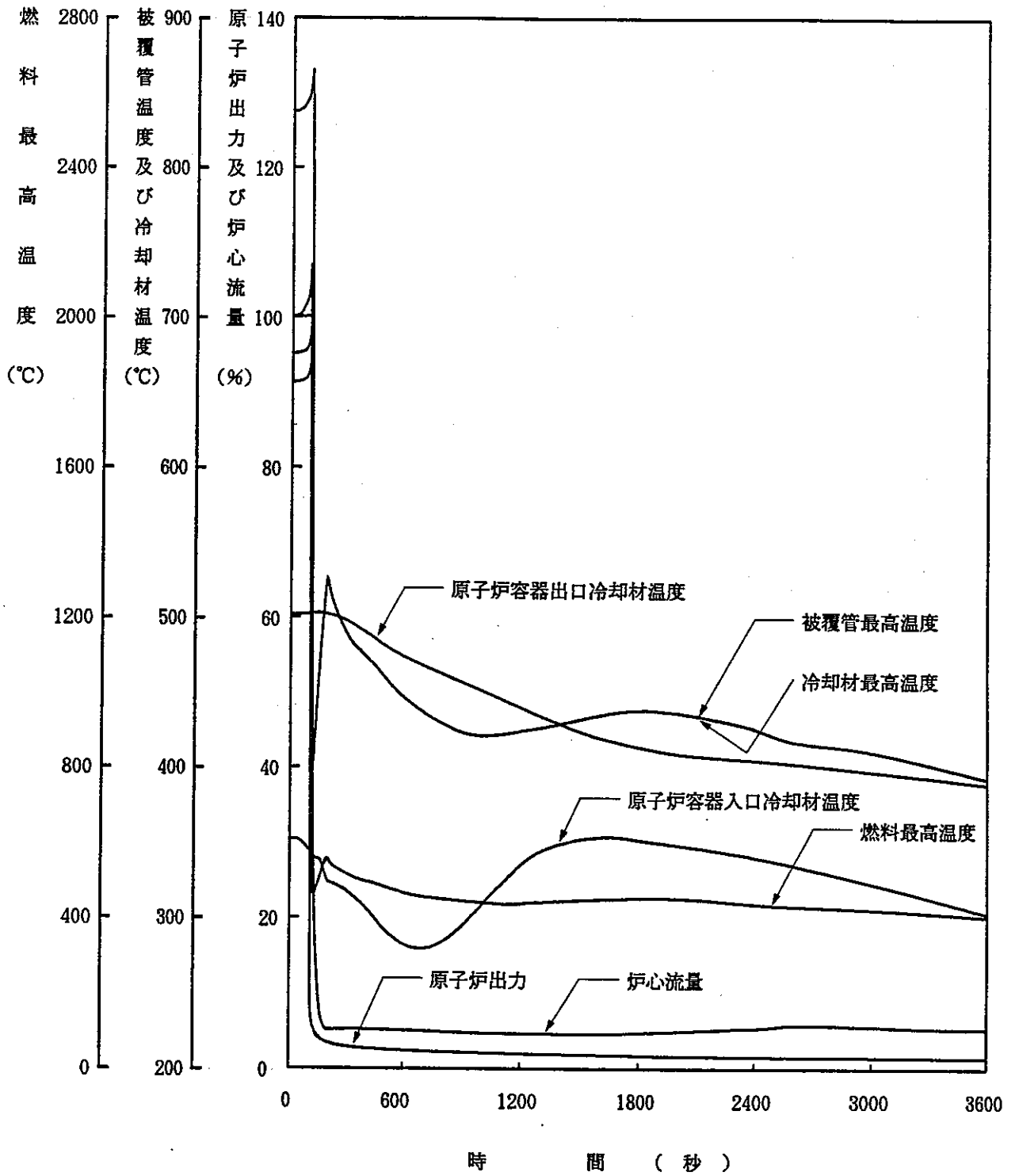
第5.1-7図(2/3) 解析結果(2次冷却材流量減少)



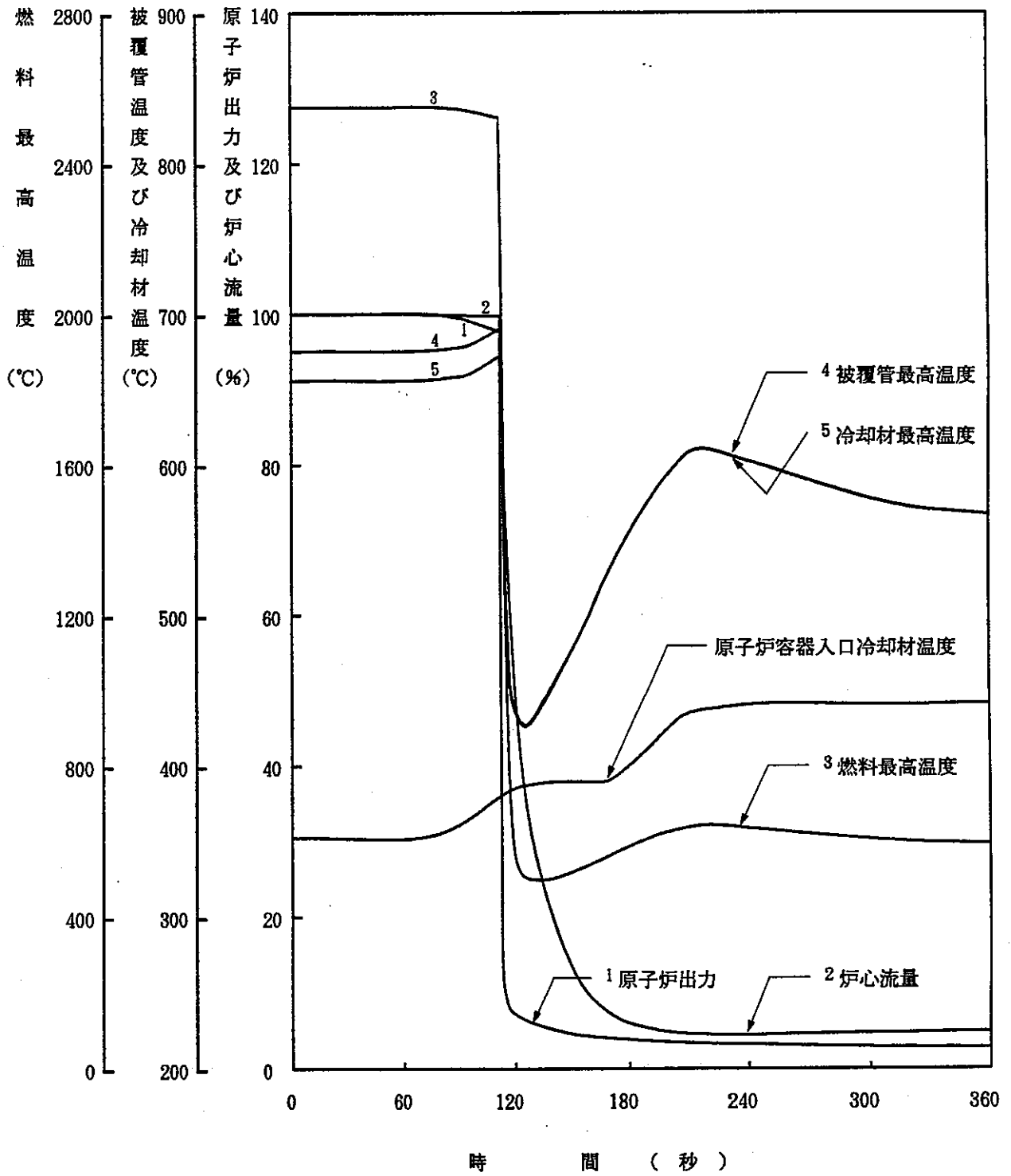
第5.1-7図 (3/3) 解析結果 (2次冷却材流量減少)



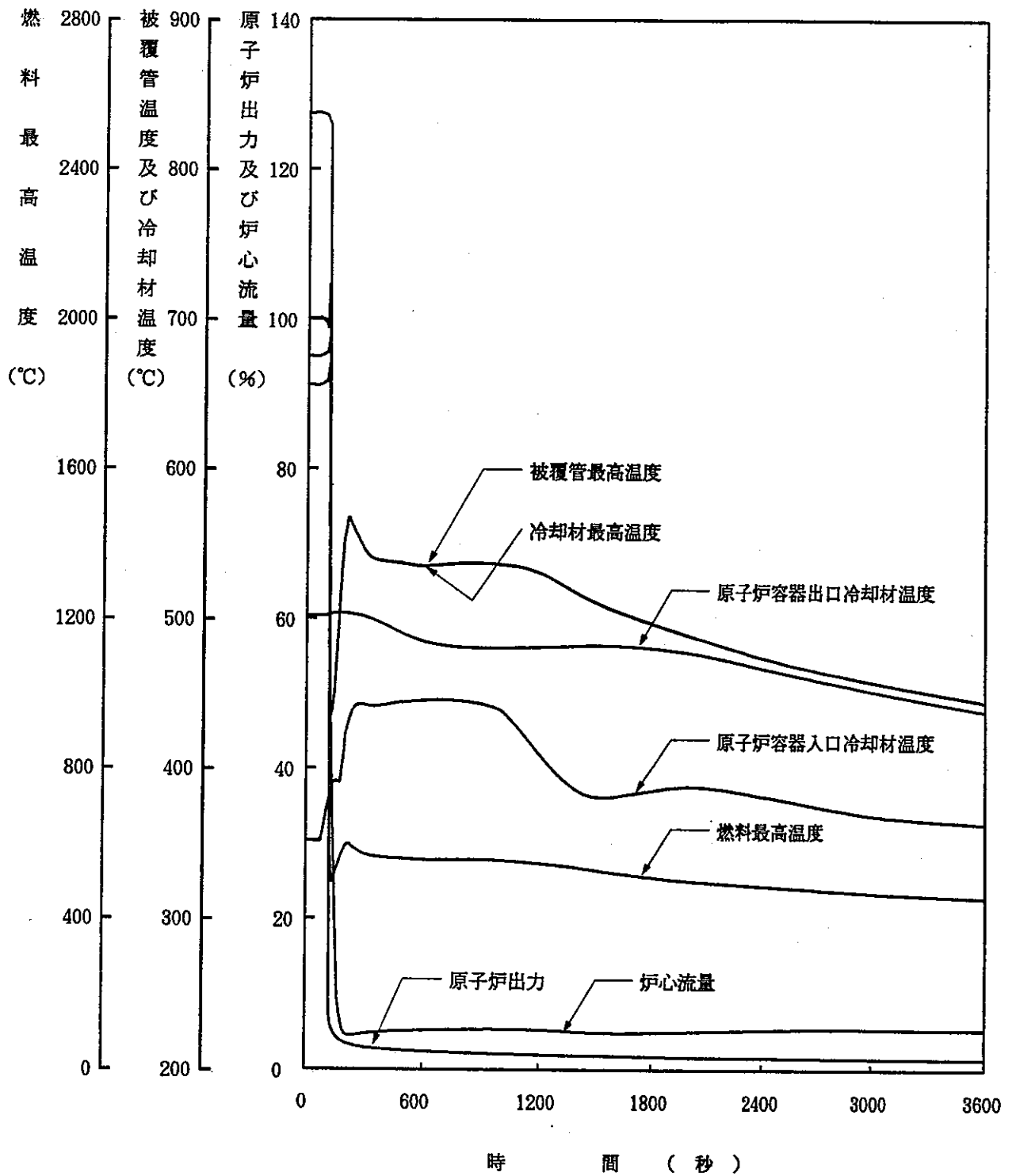
第5.1-8図 (1/2) 解析結果 (主冷却器空気流量の増大)



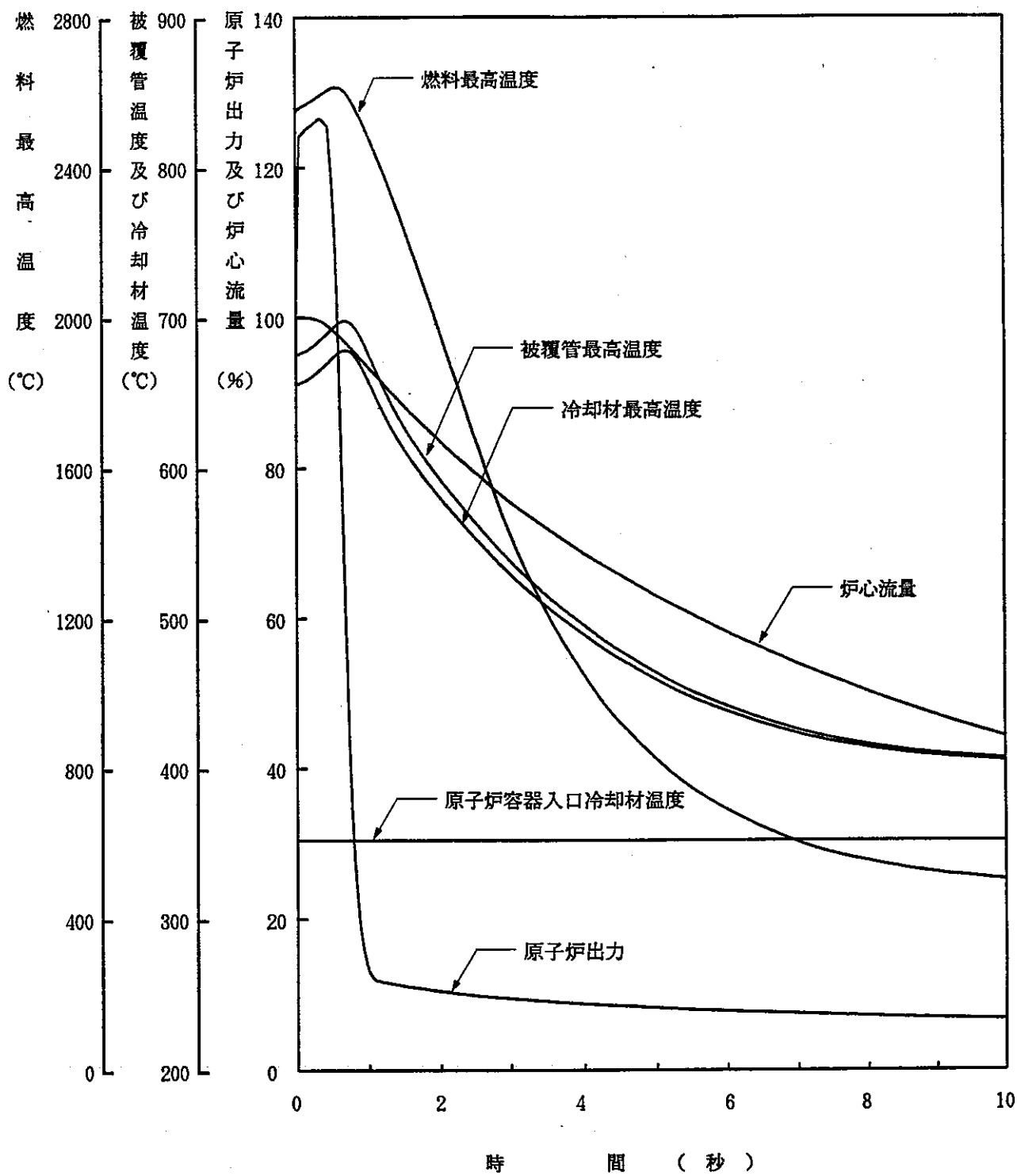
第5.1-8図(2/2) 解析結果(主冷却器空気流量の増大)



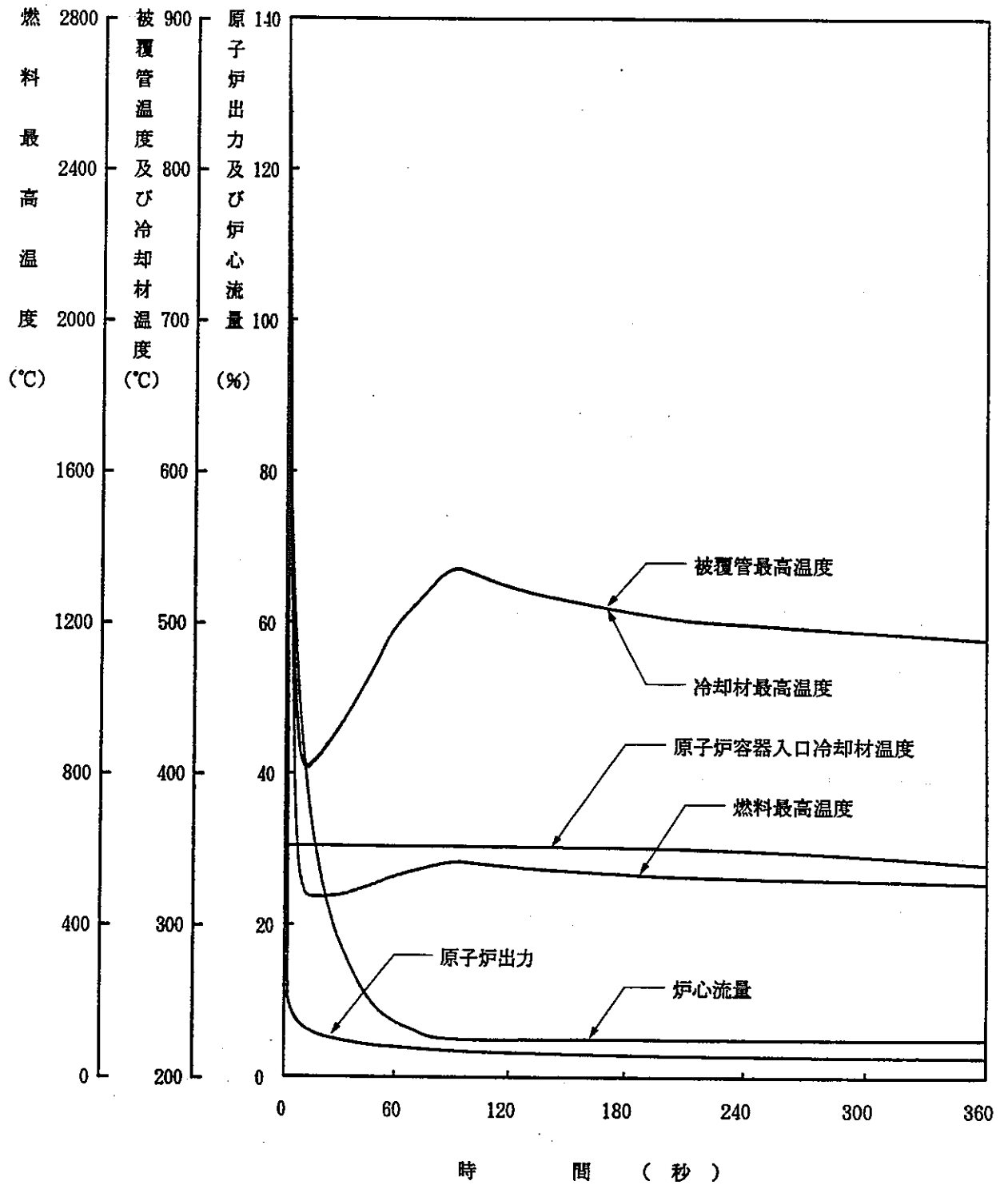
第 5.1-9 図 (1/2) 解析結果 (主冷却器空気流量の減少)



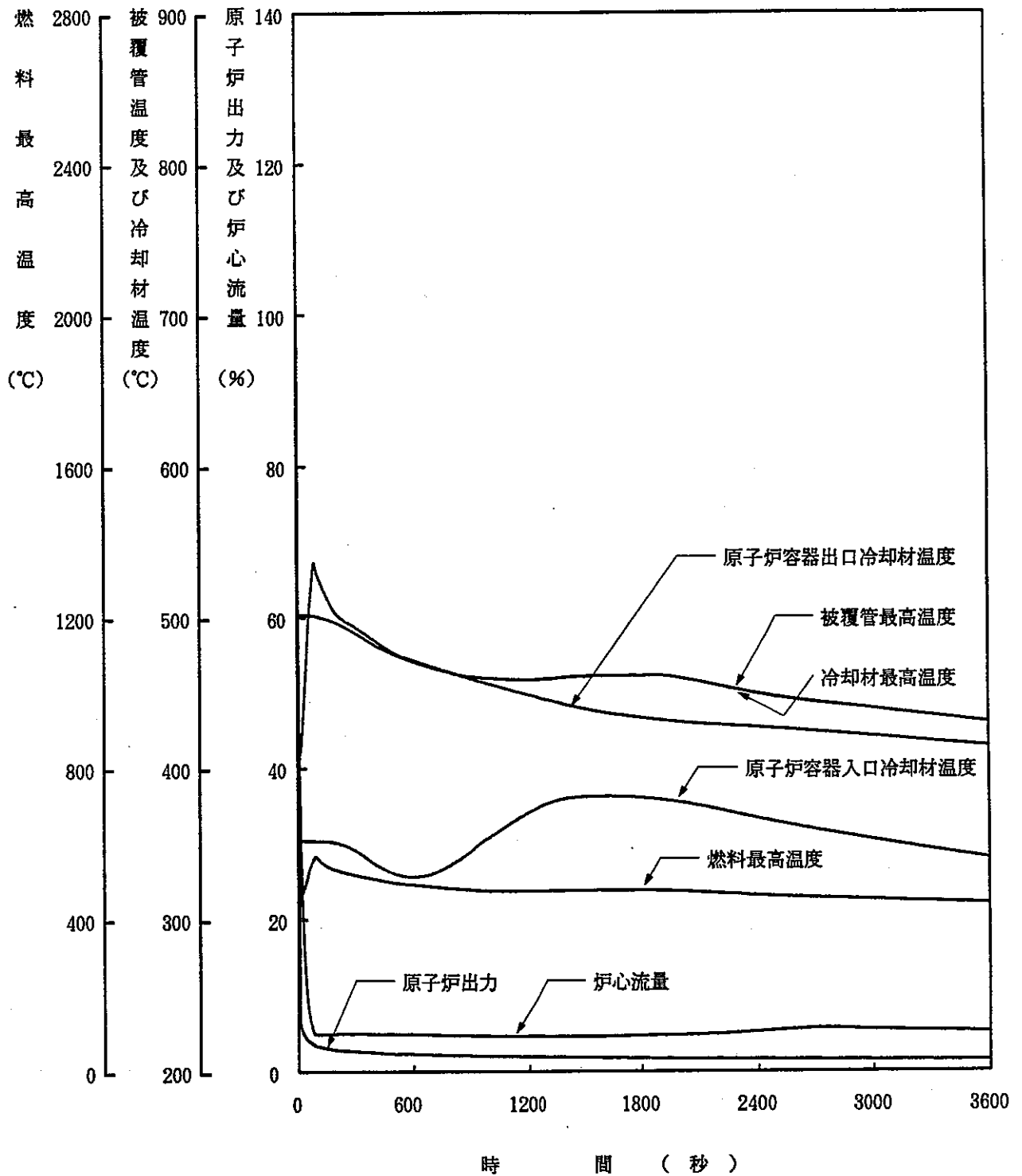
第5.1-9図 (2/2) 解析結果 (主冷却器空気流量の減少)



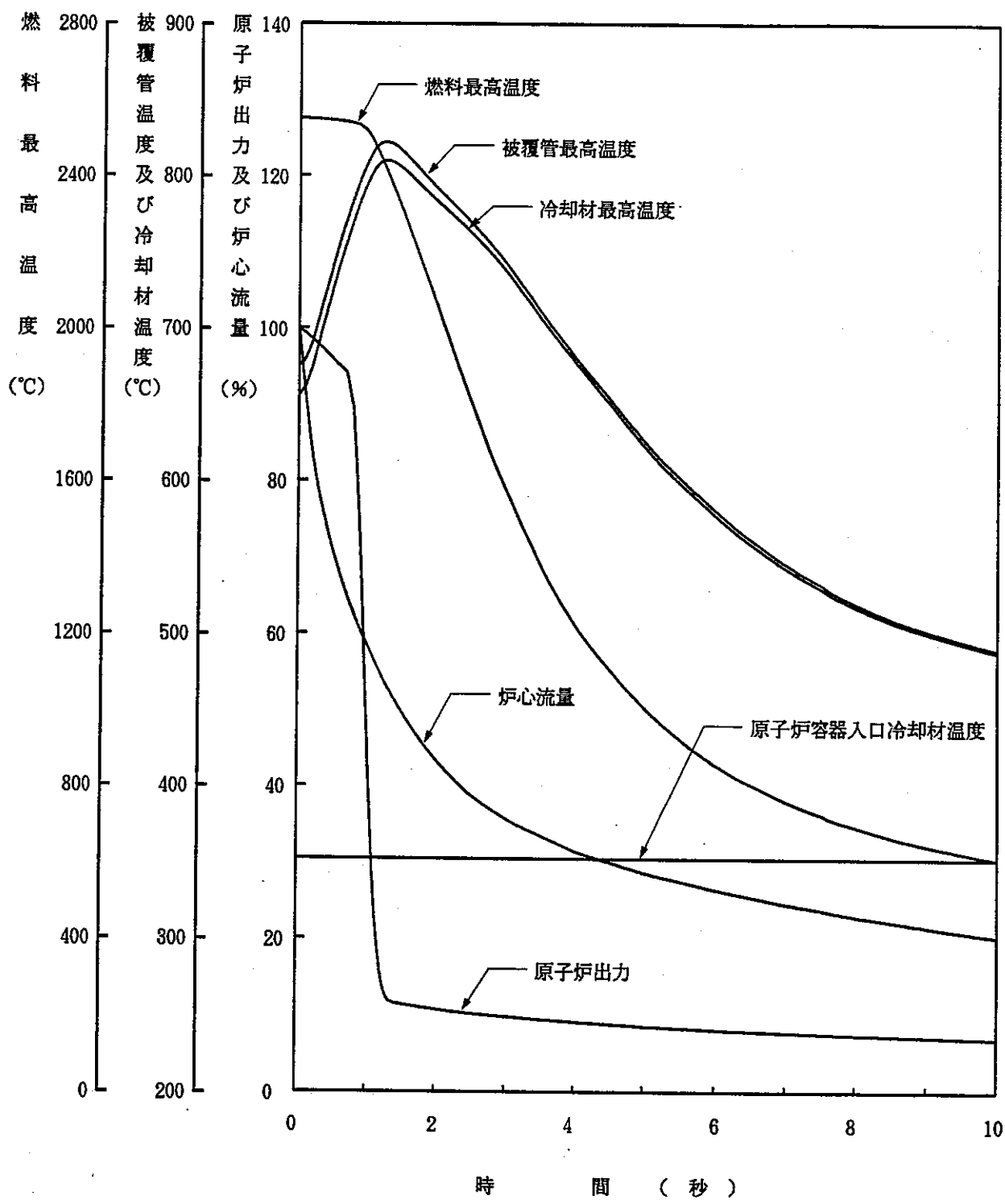
第5.1-10図 (1/3) 解析結果 (燃料スランピング事故)



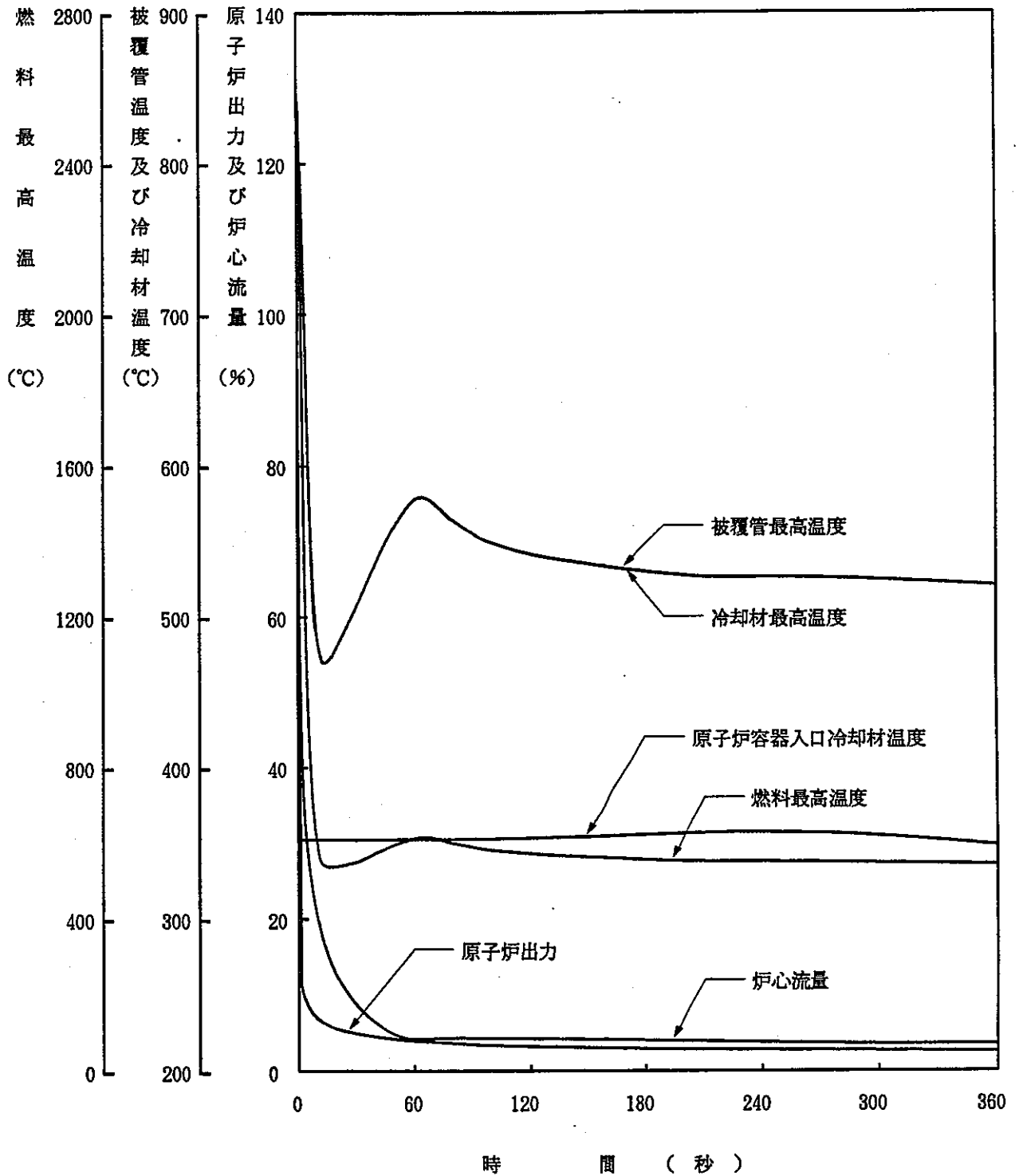
第5.1-10図 (2/3) 解析結果 (燃料スランピング事故)



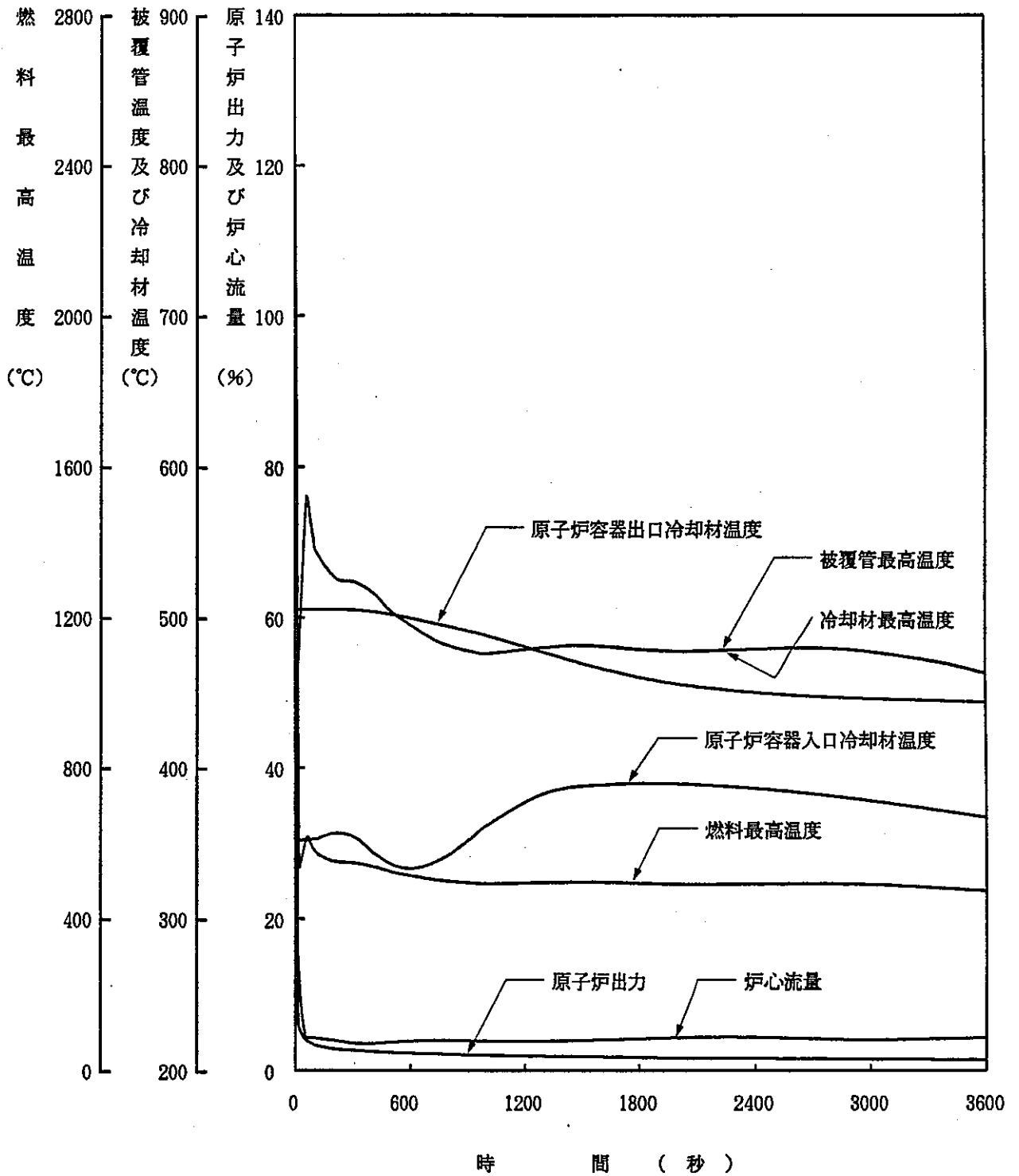
第5.1-10図 (3/3) 解析結果 (燃料スランピング事故)



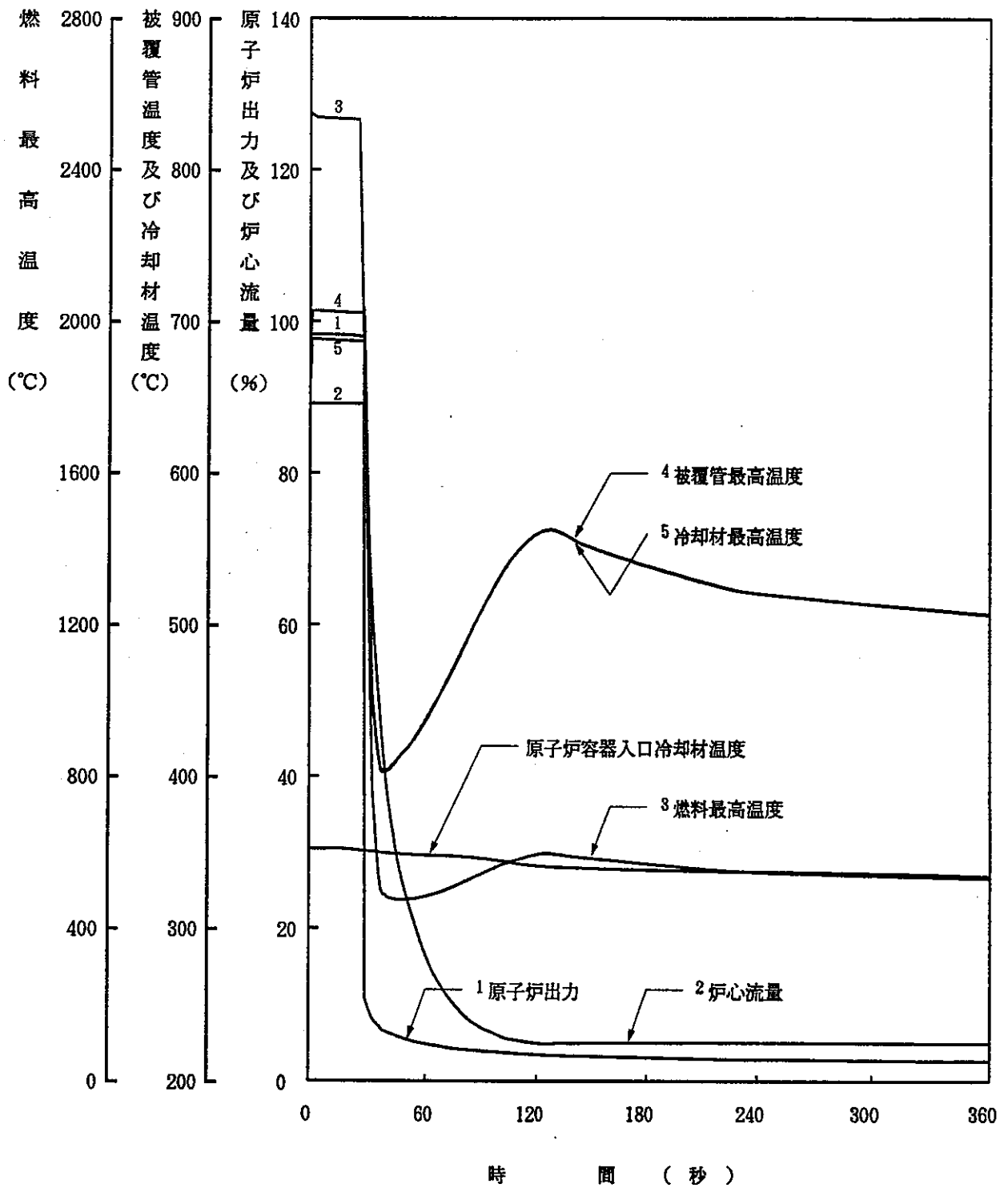
第5.1-11図 (1/3) 解析結果 (1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)



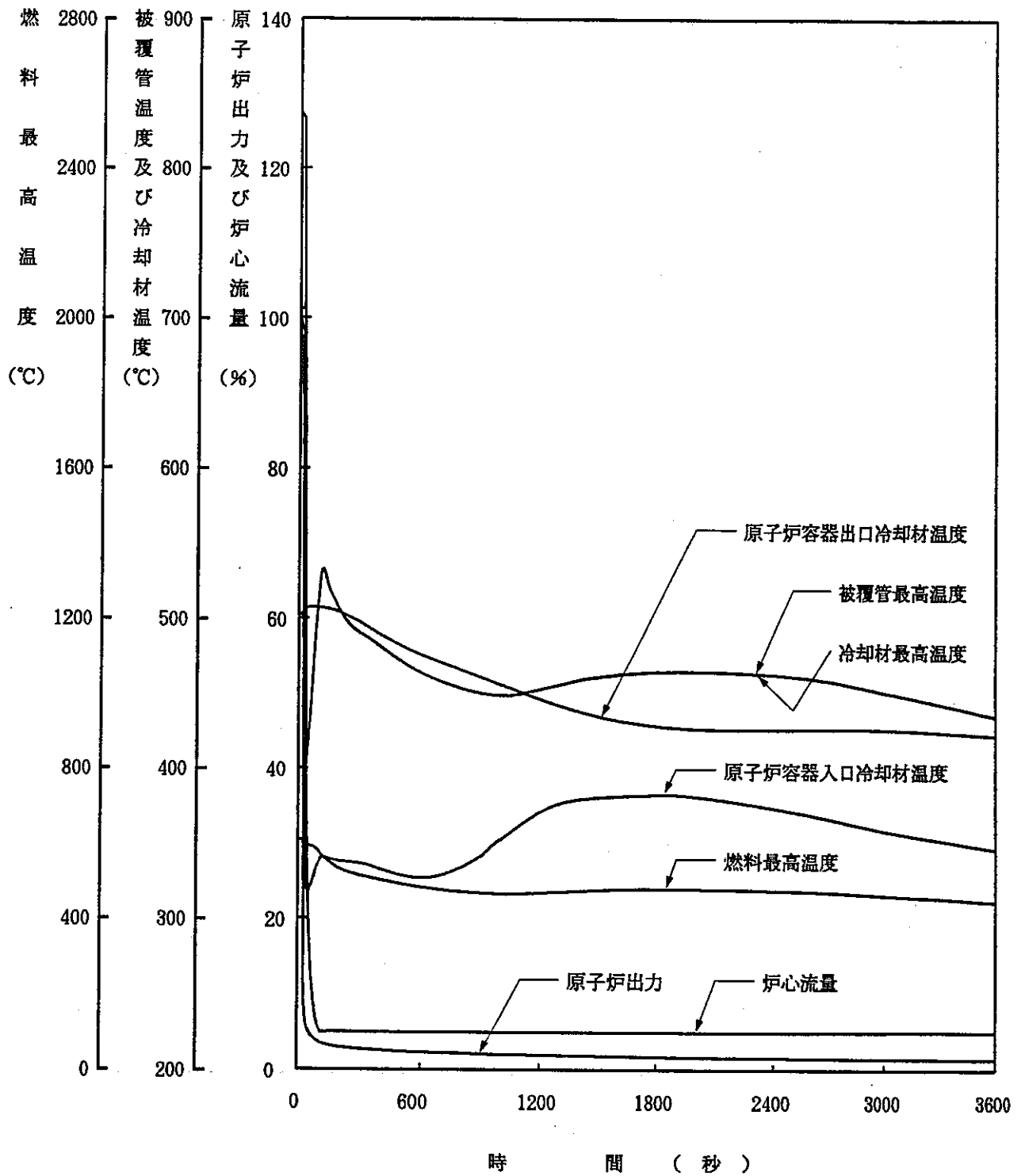
第5.1-11図 (2/3) 解析結果 (1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)



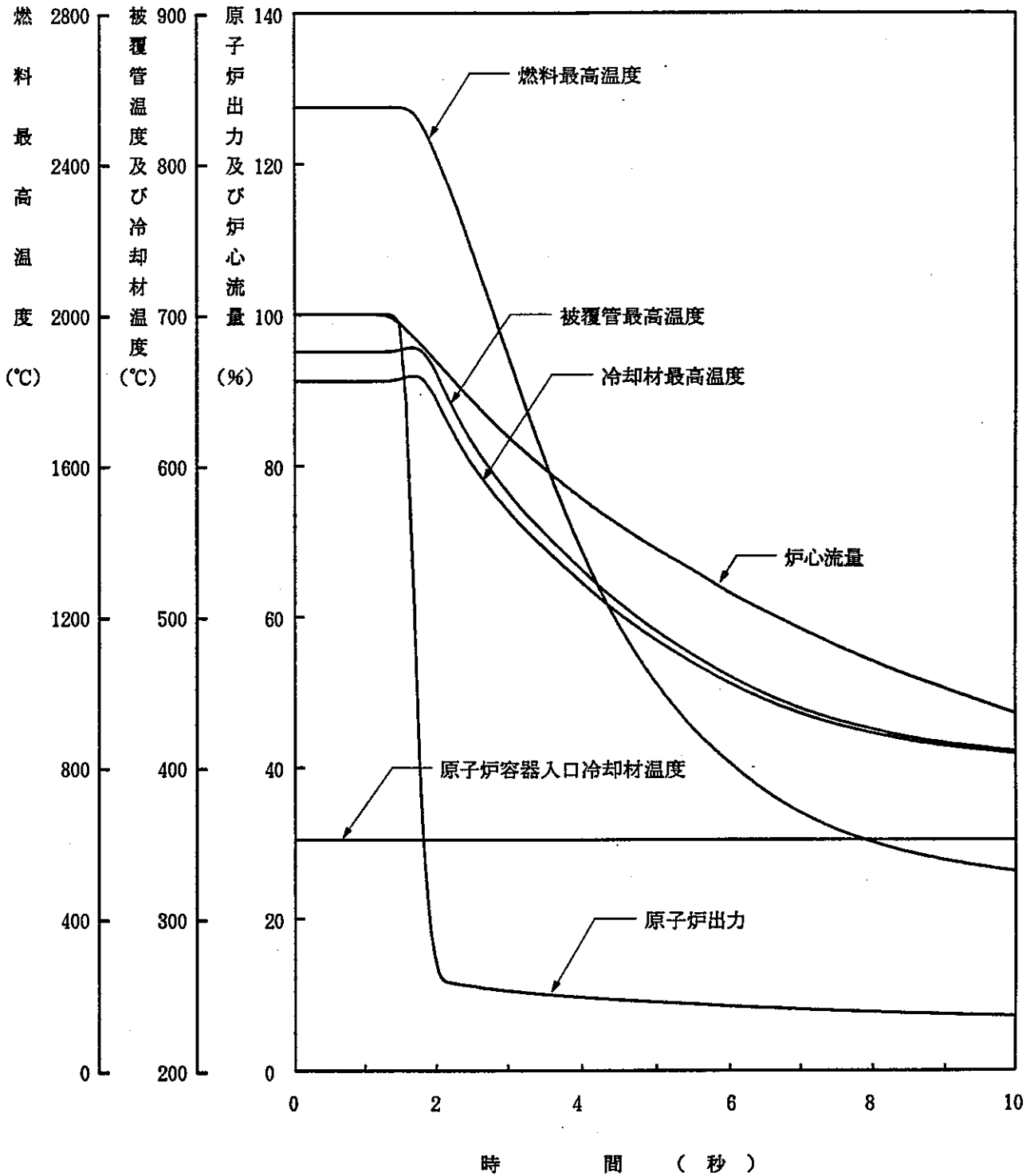
第5.1-11図 (3/3) 解析結果 (1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)



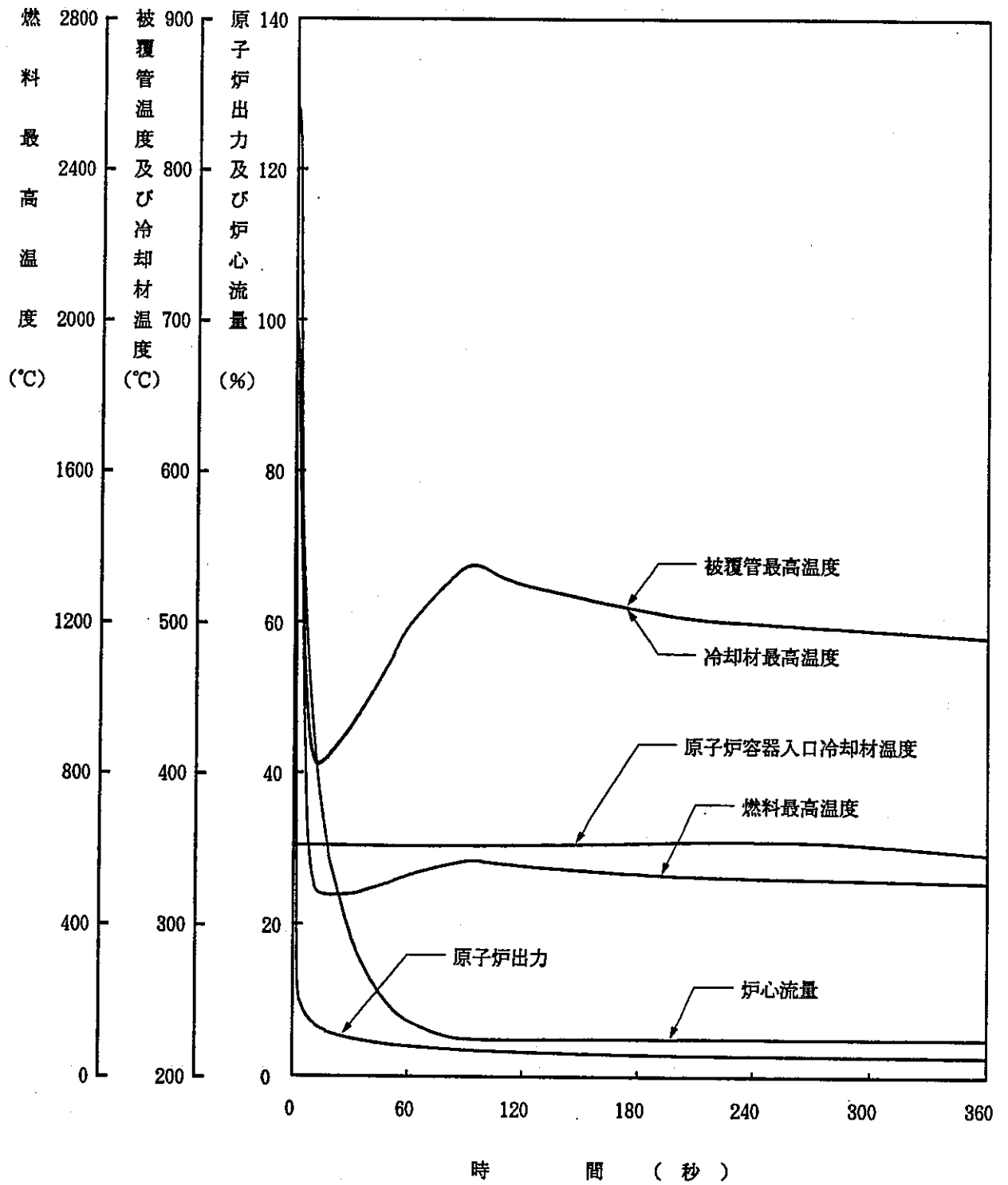
第5.1-12図 (1/2) 解析結果 (1次冷却材漏えい事故)



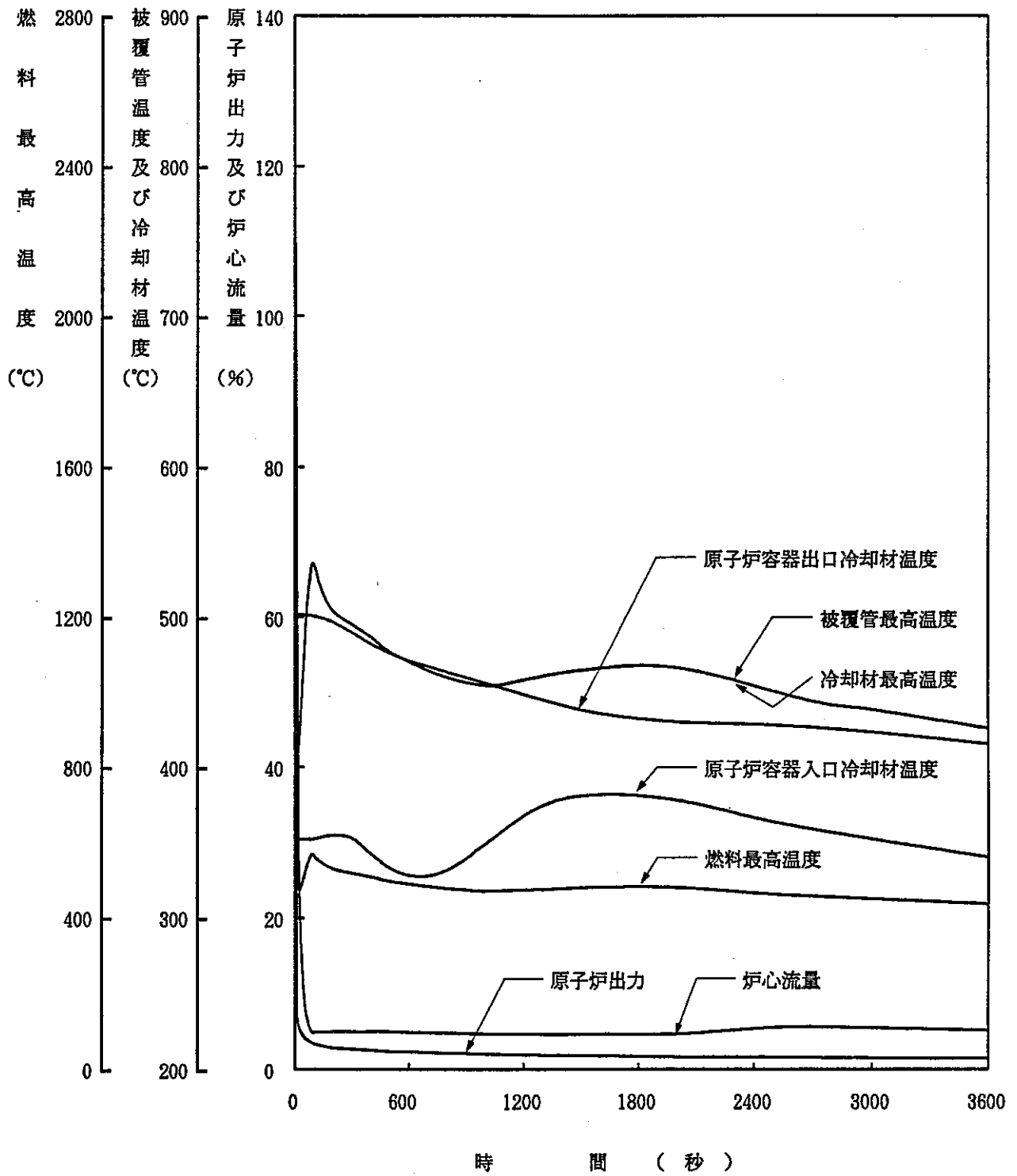
第5.1-12図 (2/2) 解析結果 (1次冷却材漏えい事故)



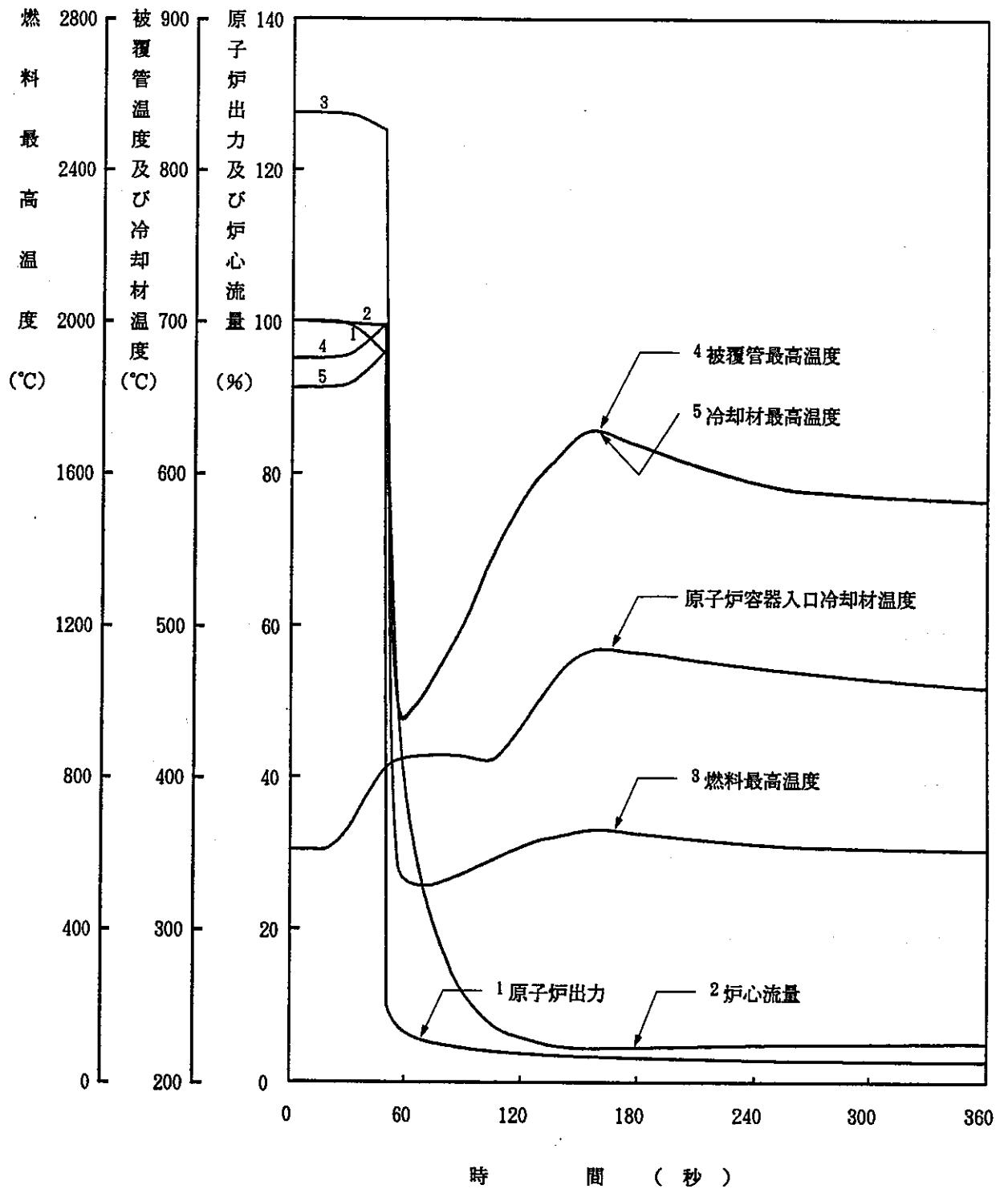
第5.1-13図 (1/3) 解析結果 (2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)



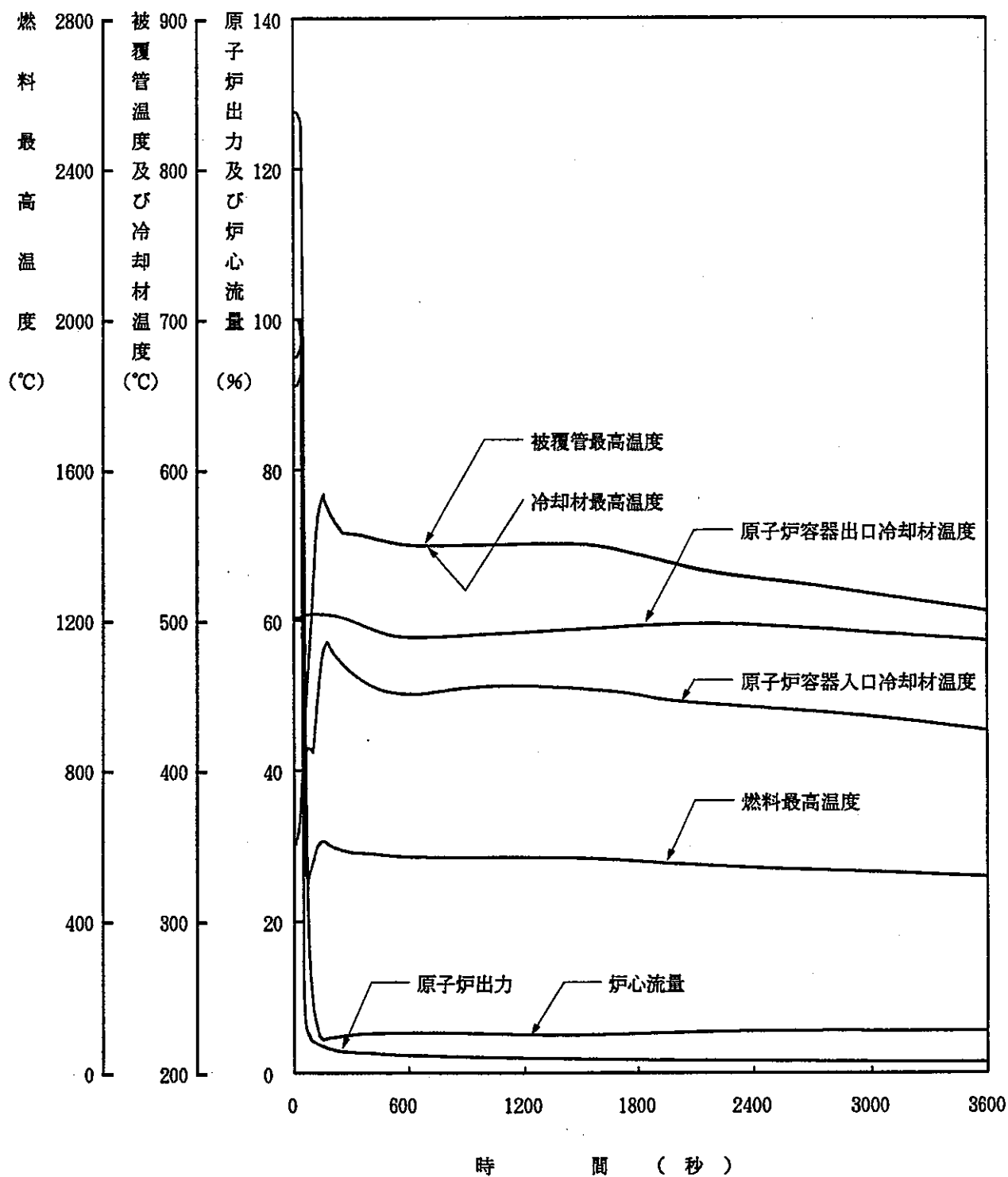
第5.1-13図 (2/3) 解析結果 (2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)



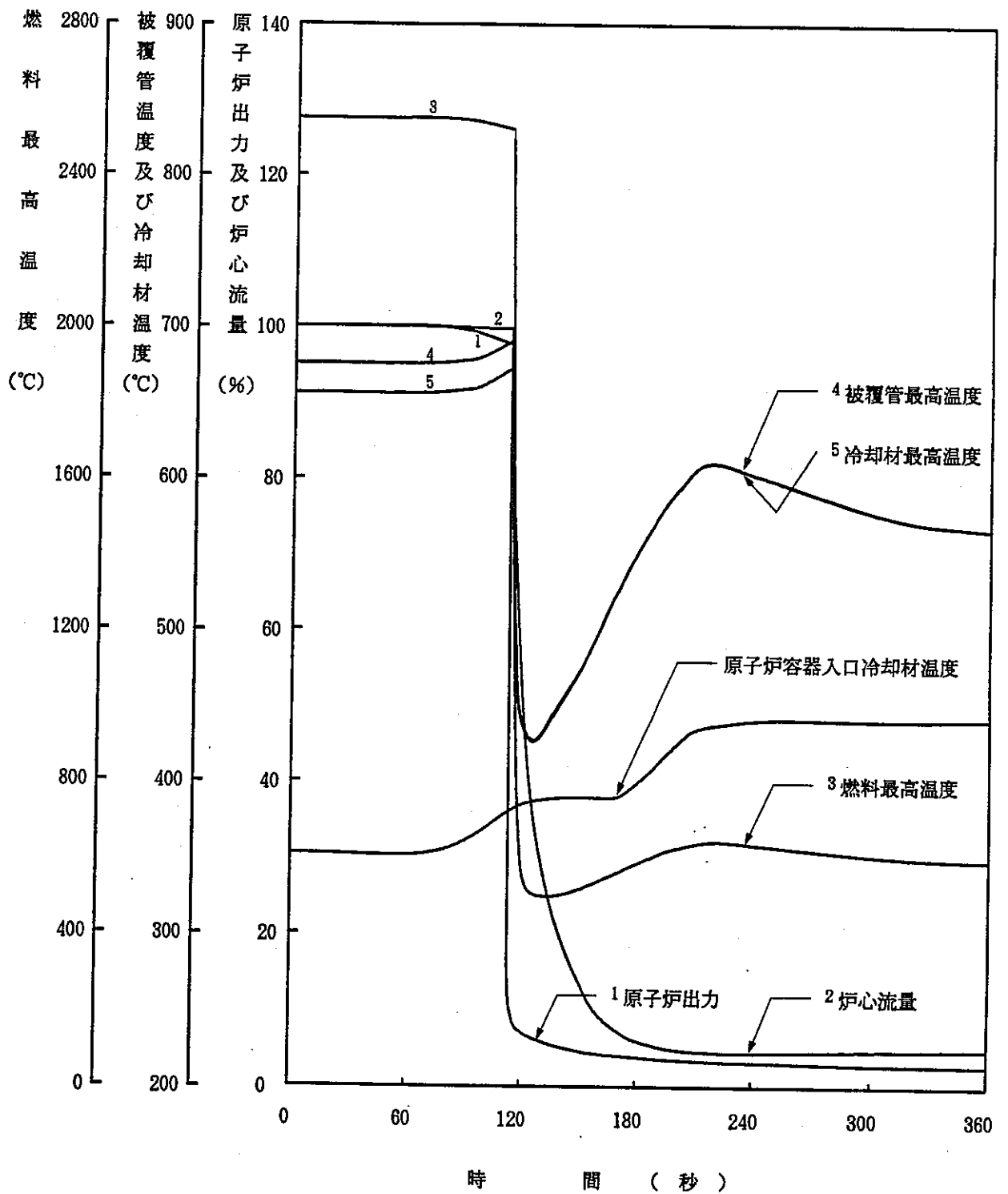
第 5.1 - 13 図 (3 / 3) 解析結果 (2 次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)



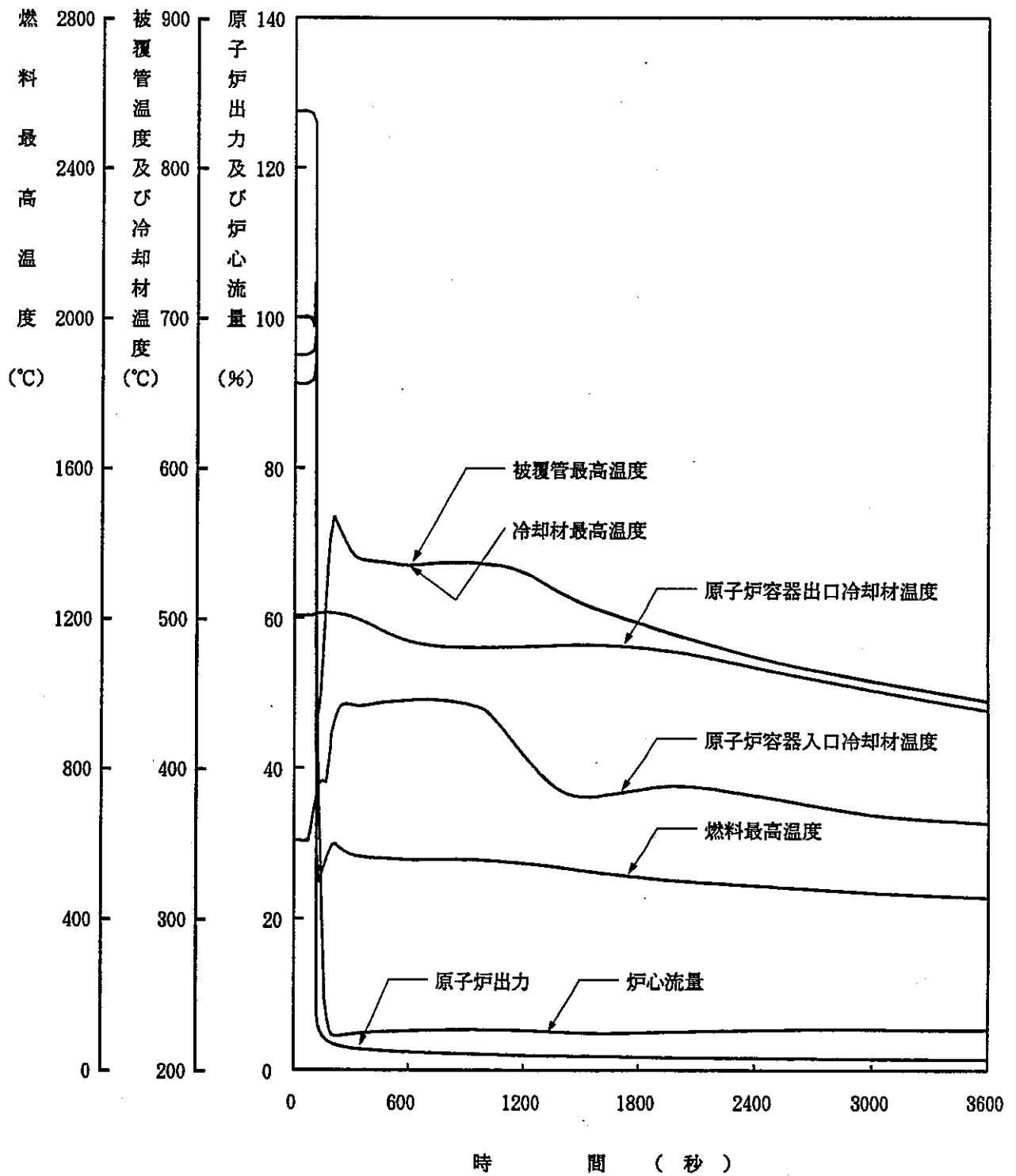
第 5.1-14 図 (1/2) 解析結果 (2 次冷却材漏えい事故)



第5.1-14図 (2/2) 解析結果 (2次冷却材漏えい事故)



第 5.1 - 15 図 (1 / 2) 解析結果 (主送風機軸固着事故)



第5.1-15图 (2/2) 解析结果 (主送风机轴固着事故)

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 : 2662℃ (112℃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 : 769℃ (94℃の上昇)
(「1次冷却材流量減少」)
- (c) 冷却材最高温度 : 752℃ (96℃の上昇)
(「1次冷却材流量減少」)

(2) 事故

- (a) 燃料最高温度 : 2615℃ (65℃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 : 822℃ (147℃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 : 810℃ (154℃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溶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も、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も、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	原子炉スクラム項目	設定値	解析コード	時間(秒)		
				プロセス量がスクラム設定値に到達	制御棒保持電磁石励磁断	スクラム反応度投入開始
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%	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%	HARHO-IN	1.21	1.41	1.61
			MIMIR	1.20	1.40	1.60
1次冷却材流量増大	出力領域中性子束高	107%	HARHO-IN	—	—	—
			MIMIR	—	—	—
1次冷却材流量減少	1次冷却材流量低	77%	HARHO-IN	2.60	3.00	3.20
			MIMIR	2.60	3.00	3.20
外部電源喪失	電源喪失	—	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%	HARHO-IN	52.35	52.55	52.75
			MIMIR	51.50	51.70	51.90
2次冷却材流量減少	2次冷却材流量低	77%	HARHO-IN	1.65	2.05	2.25
			MIMIR	1.65	2.05	2.25
主冷却器空気流量の増大	出力領域中性子束高	107%	HARHO-IN	108.19	108.39	108.59
			MIMIR	106.00	106.20	106.40
主冷却器空気流量の減少	原子炉入口冷却材温度高	373℃	HARHO-IN	112.00	112.40	112.60
			MIMIR	112.00	112.40	112.60

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 内 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	352	1826	1474	20.07	352	555	203	20.12	352	545	193	20.11
	MIMIR	352	1507	1155	20.25	352	511	159	20.40	352	503	151	20.40
出力運転中の制御棒の異常な引抜き	HARHO-IN	2550	2589	39	1.73	675	688	13	1.87	656	669	13	1.88
	MIMIR	2550	2589	39	1.70	675	686	11	1.85	656	667	11	1.85
1次冷却材流量増大	HARHO-IN	2550	2643	93	28.07	675	—	—	—	656	—	—	—
	MIMIR	2550	2641	91	28.00	675	—	—	—	656	—	—	—
1次冷却材流量減少	HARHO-IN	2550	—	—	—	675	769	94	3.47	656	752	96	3.48
	MIMIR	2550	—	—	—	675	766	91	3.45	656	750	94	3.50
外部電源喪失	HARHO-IN	2550	—	—	—	675	713	38	1.67	656	696	40	1.68
	MIMIR	2550	—	—	—	675	710	35	1.65	656	693	37	1.70
2次冷却材流量増大	HARHO-IN	2550	2658	108	52.78	675	695	20	52.99	656	675	19	53.00
	MIMIR	2550	2661	111	52.00	675	691	16	52.00	656	671	15	52.00
2次冷却材流量減少	HARHO-IN	2550	—	—	—	675	678	3	2.48	656	659	3	2.49
	MIMIR	2550	—	—	—	675	677	2	2.45	656	658	2	2.45
主冷却器空気流量の増大	HARHO-IN	2550	2662	112	108.61	675	695	20	108.83	656	675	19	108.84
	MIMIR	2550	2660	110	106.00	675	690	15	106.00	656	670	14	106.00
主冷却器空気流量の減少	HARHO-IN	2550	—	—	—	675	690	15	112.85	656	672	16	112.86
	MIMIR	2550	—	—	—	675	684	9	113.00	656	667	11	113.00

第5.2-2表(1/2) 主要な解析結果(事故)

事 象 名	原子炉スクラム項目	設定値	解析コード	時 間 (秒)		
				プロセス量がスクラム設定値に到達	制御棒保持電磁石励磁断	スクラム反応度投入開始
燃料スランピング事故	出力領域中性子束高	107%	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%	HARHO-IN	0.10	0.50	0.70
			MIMIR	0.10	0.50	0.70
1次冷却材漏えい事故	炉内ナトリウム液面低	-14cm	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%	HARHO-IN	0.85	1.25	1.45
			MIMIR	0.85	1.25	1.45
2次冷却材漏えい事故	原子炉入口冷却材温度高	373℃	HARHO-IN	48.00	48.40	48.60
			MIMIR	48.00	48.40	48.60
主送風機軸固着事故	原子炉入口冷却材温度高	373℃	HARHO-IN	112.00	112.40	112.60
			MIMIR	112.00	112.40	112.60

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	2550	2615	65	0.58	675	698	23	0.69	656	678	22	0.71
	MIMIR	2550	2613	63	0.60	675	695	20	0.70	656	676	20	0.70
1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故	HARHO-IN	2550	—	—	—	675	822	147	1.26	656	810	154	1.27
	MIMIR	2550	—	—	—	675	806	131	1.30	656	794	138	1.35
1次冷却材漏えい事故	HARHO-IN	2550	—	—	—	675	709	34	27.82	656	690	34	27.83
	MIMIR	2550	—	—	—	675	713	38	1.00	656	695	39	1.00
2次冷却系主循環ポンプ軸固着事故	HARHO-IN	2550	—	—	—	675	678	3	1.68	656	659	3	1.69
	MIMIR	2550	—	—	—	675	677	2	1.65	656	658	2	1.65
2次冷却材漏えい事故	HARHO-IN	2550	—	—	—	675	698	23	48.85	656	680	24	48.86
	MIMIR	2550	—	—	—	675	690	15	49.00	656	674	18	49.00
主送風機軸固着事故	HARHO-IN	2550	—	—	—	675	690	15	112.85	656	672	16	112.86
	MIMIR	2550	—	—	—	675	684	9	113.00	656	667	11	113.00

6. 結 言

「常陽」MK-Ⅲ計画に係る安全評価の一環として、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の各事象について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2662℃（「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、822℃及び810℃（「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-Ⅲ炉心の設計方針及び安全設計の基本方針の妥当性が確認された。

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る。

8. 参考文献

- (1) PNC ZJ9214 92-003 : MK-Ⅲ標準炉心の詳細核熱計算
- (2) PNC ZJ9214 93-002 : MK-Ⅲ標準炉心の詳細核熱計算(Ⅱ)
- (3) 「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)
- (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) 「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

解析に使用した計算コード

- A. 1 解析モデルの概要
- A. 2 主要な検証結果

A. 1 解析モデルの概要

第A. 1-1図及び第A. 1-2図に、「MIMIR」コード及び「HARHO-IN」コードの動特性解析モデルの概要を示す。これらの図に示すように、「MIMIR」コードは、原子炉の核熱計算、1次冷却系、2次冷却系等の冷却系全体の伝熱・流動計算を行い、プラント全体の過渡応答を解析するものであり、また、「HARHO-IN」コードは、原子炉の核計算及び熱計算を行い、炉心部のみの詳細な過渡応答を解析するものである。炉心安全解析では、「MIMIR」コードによるプラント全体を対象とした動特性解析で求められた炉心流量、炉心入口温度の過渡変化等を境界条件として、「HARHO-IN」コードによる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。第A. 1-1表に、炉心安全解析における両コードの役割分担をまとめた。

「MIMIR」コード及び「HARHO-IN」コードの動特性解析モデルの概要は以下に示すとおりである。なお、解析モデルの詳細については、PNCT N241 85-12「高速増殖炉の安全解析に用いる計算コードについて」を参照のこと。

(1) 「MIMIR」コード

- (a) 炉心部の核計算は、遅発中性子6群を考慮した1点近似動特性モデルにより行う。
- (b) 炉心部の熱計算は、全炉心燃料を燃料要素1本で代表させた平均チャンネルについて行う。また、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を別途設ける。
- (c) 燃料ペレットは、半径方向及び軸方向に多分割した2次元円筒モデルとし、半径方向1次元の熱伝導方程式を解くことにより、半径方向及び軸方向の温度分布を求める。また、冷却材流路は、軸方向に多分割した1次元モデルとし、エネルギー保存則を解くことにより、その軸方向温度分布を求める。
- (d) 反応度フィードバックとして、ドップラ効果及び温度フィードバック（燃料、被覆管、冷却材、ラッパ管及び炉心支持板）を考慮する。なお、反応度は、ドップラ係数及び各種温度係数並びに平均チャンネルの熱計算により求められた燃料、冷却材等の平均温度に基づき計算する。
- (e) 原子炉容器の入口プレナム、出口プレナム、高圧プレナム、低圧プレナム等のプレナム部は、有効体積に対する完全混合モデルで取扱う。
- (f) 1次冷却系及び2次冷却系の配管部は、輸送遅れモデルで取扱う。
- (g) 主中間熱交換器及び主冷却器の熱計算では、伝熱管1本で代表させた1チャンネルモデルについて軸方向1次元のエネルギー保存則を解き、伝熱管、冷却材等の軸方向温度分布を求める。
- (h) 1次冷却系及び2次冷却系の冷却材の流動計算では、機器・配管の圧力損失特性、弁特性、循環ポンプの特性、流体慣性、自然循環力等を考慮した運

動量保存則と質量保存則を連立して解き、冷却材の流量、圧力、液位等の変化を求める。

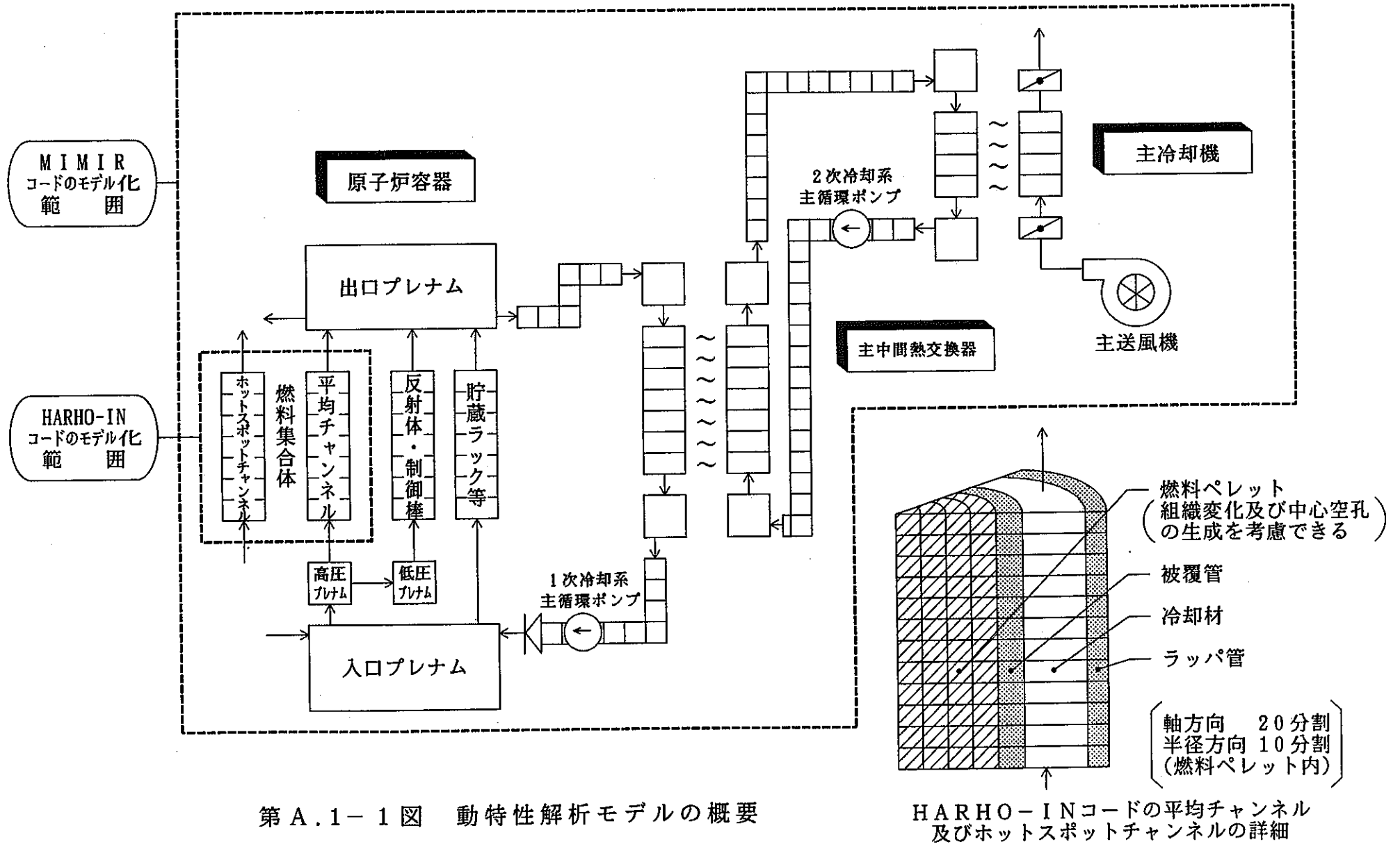
(i) 原子炉冷却材温度制御系及び主要な原子炉保護系をモデル化する。

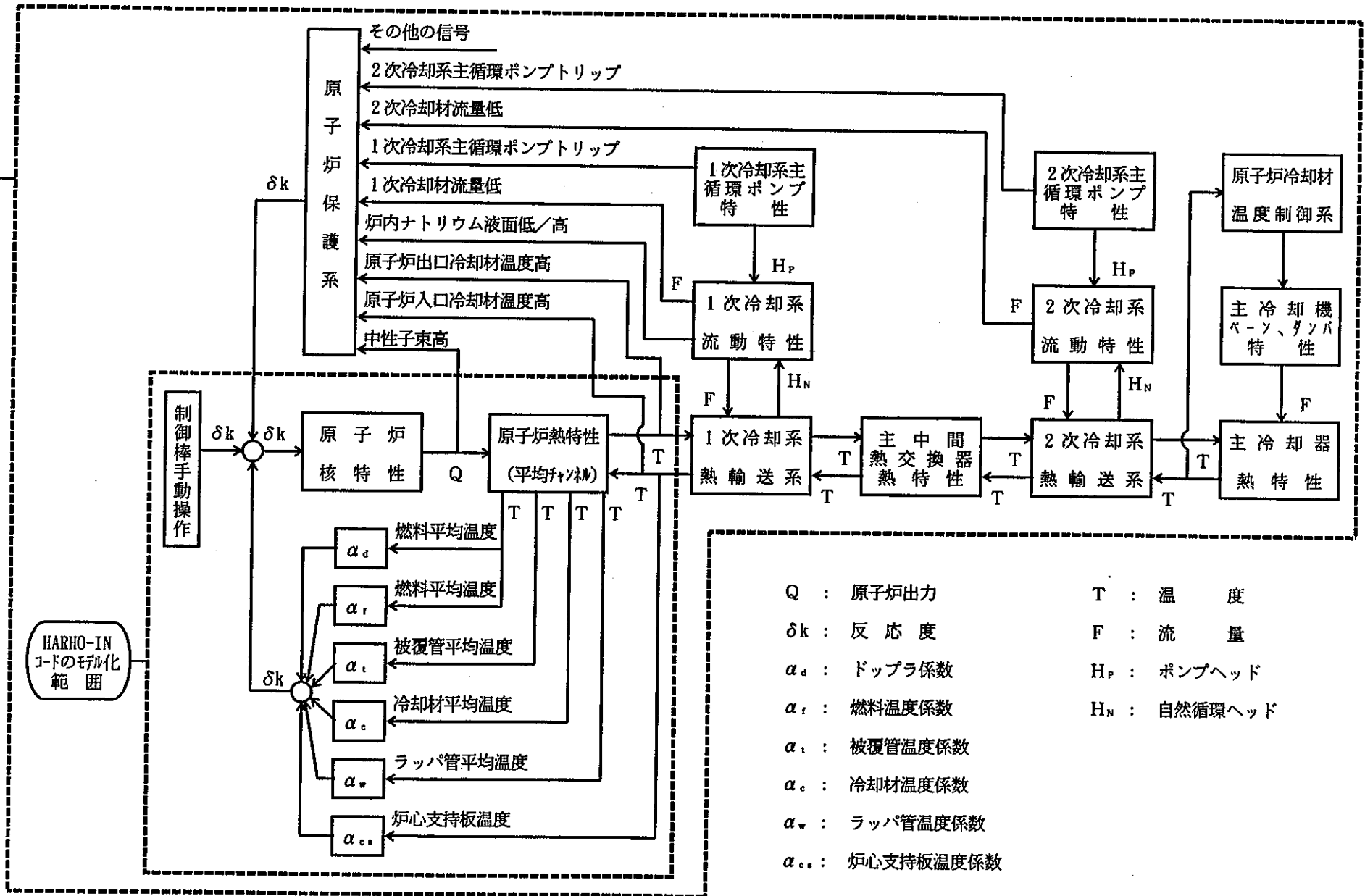
(2) 「HARHO-IN」コード

「HARHO-IN」コードの解析モデルは、「MIMIR」コードの炉心核熱計算モデル(上記(a)～(d))とおおむね同じものであるが、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することができ、炉心の燃料、被覆管、冷却材等の温度をより精度よく計算することができる。

第 A.1-1 表 炉心安全解析に使用する解析コードとその役割分担

解 析	M K - II 炉 心 及 び M K - III 炉 心	コ ー ド の 検 証	「もんじゅ」
<p>プラント動特性解析</p> <p>プラント全体を対象とした動特性解析を行い、原子炉出力及び冷却系各部の流量、温度等の過渡変化を求める。</p>	<p>MIMIRコード</p> <p>MK-III炉心では、MK-II炉心に対し、主として下記の入力データが変更されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①主中間熱交換器及び主冷却器の構造・寸法 ②炉心、主中間熱交換器及び主冷却器の圧力損失特性 ③2次冷却系主循環ポンプ及び主送風機の特性 ④プラントヒート・マスバランス（初期温度・流量条件） ⑤反応度係数及び動特性パラメータ ⑥原子炉保護系及び原子炉停止系の特性 	<p>MIMIRコードは、「常陽」の各種試験（自然循環試験等）の試験データとの比較により検証されている。</p> <p>（第A.2-1図参照）</p>	<p>COPDコード</p> <p>下記の点を除き、MIMIRコードと同様の解析モデルが用いられている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①ループ数（3ループ） ②蒸気発生器のモデル化 ③補助冷却系のモデル化 ④制御系及び安全保護系の構成
<p>炉心部の詳細動特性解析</p> <p>プラント動特性解析で求められた炉心流量及び炉心入口温度の過渡変化を境界条件として、炉心部のみを対象とした詳細な動特性解析を行い、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度を求める。</p>	<p>HARHO-INコード</p> <p>MK-III炉心では、MK-II炉心に対し、主として下記の入力データが変更されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①燃料要素仕様 ②炉心部のヒート・マスバランス（初期温度・流量条件）及びホットスポットピンの初期温度分布 ③反応度係数及び動特性パラメータ ④原子炉保護系及び原子炉停止系の特性 	<p>HARHO-INコードは、ATWS起因過程解析コードSAS-3Dとの相互比較により検証されている。なお、SAS-3Dコードは、冷却材の沸騰、被覆管の熔融移動等に及ぶ広範な現象を解析でき、米国、旧西独のインパイル実験等のデータにより検証されている。（第A.2-2図参照）</p>	<p>HARHO-INコード</p> <p>MK-II炉心及びMK-III炉心の解析で用いられているコードと同じである。</p>





第 A.1-2 図 動特性解析モデルの概要

A. 2 主要な検証結果

(1) 「MIMIR」コード

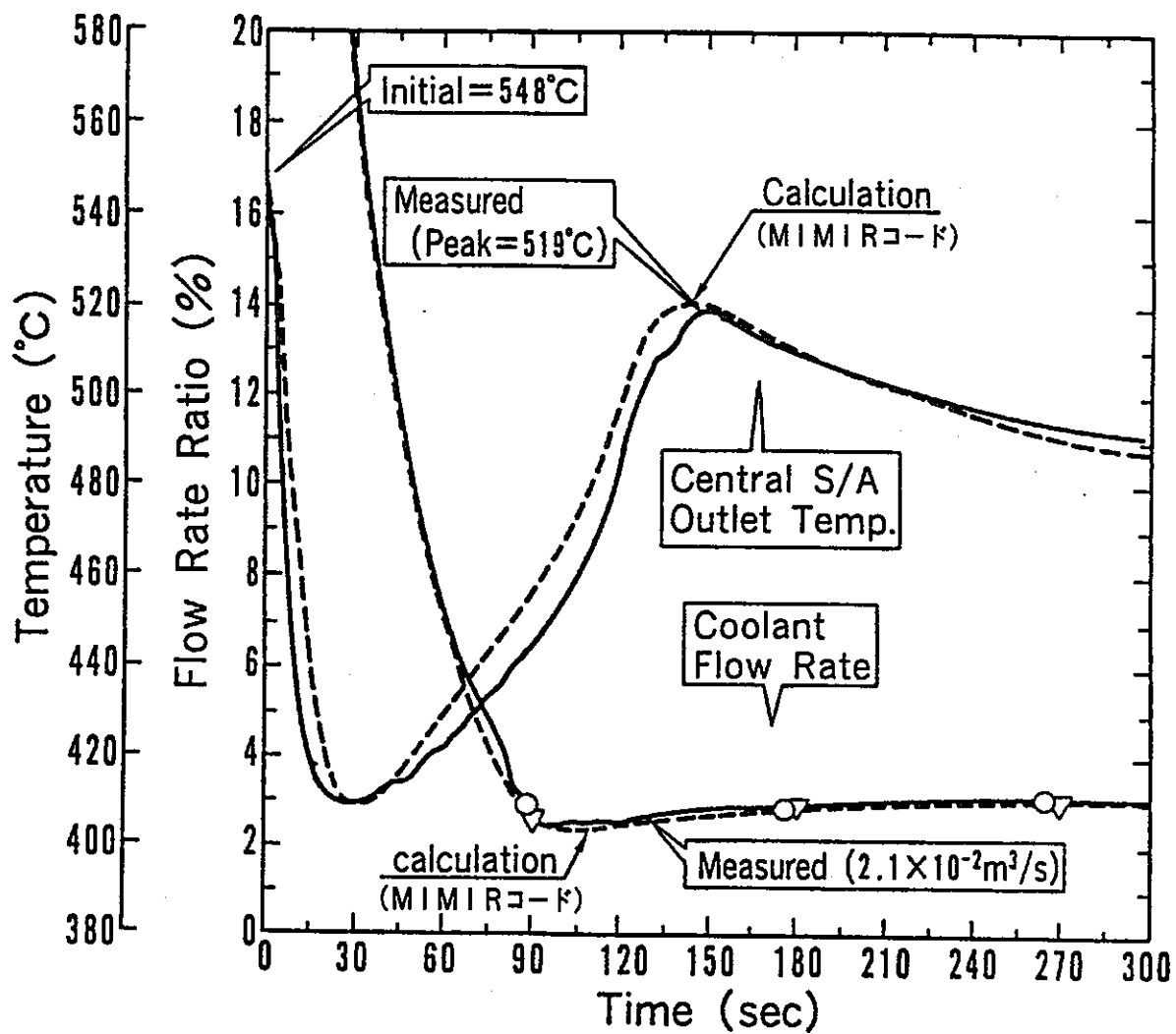
「MIMIR」コードは、「常陽」を用いた各種試験により検証が行われている。その一例として、原子炉出力100MWからの自然循環試験の試験解析の結果を第A. 2-1図に示す。炉心流量、燃料集合体（炉心中心）の出口温度とも、解析結果は試験結果とよく一致しており、本コードの妥当性が確認されている。

なお、「MIMIR」コードは、「常陽」MK-Ⅲ改造前における設置変更許可申請書の添付書類8に記載されている動特性解析、添付書類10に記載されている機械的事故時の炉心の安全解析に使用されている。また、「もんじゅ」の設置許可申請書の添付書類10に記載されている(5)項事象の解析にも使用されている。

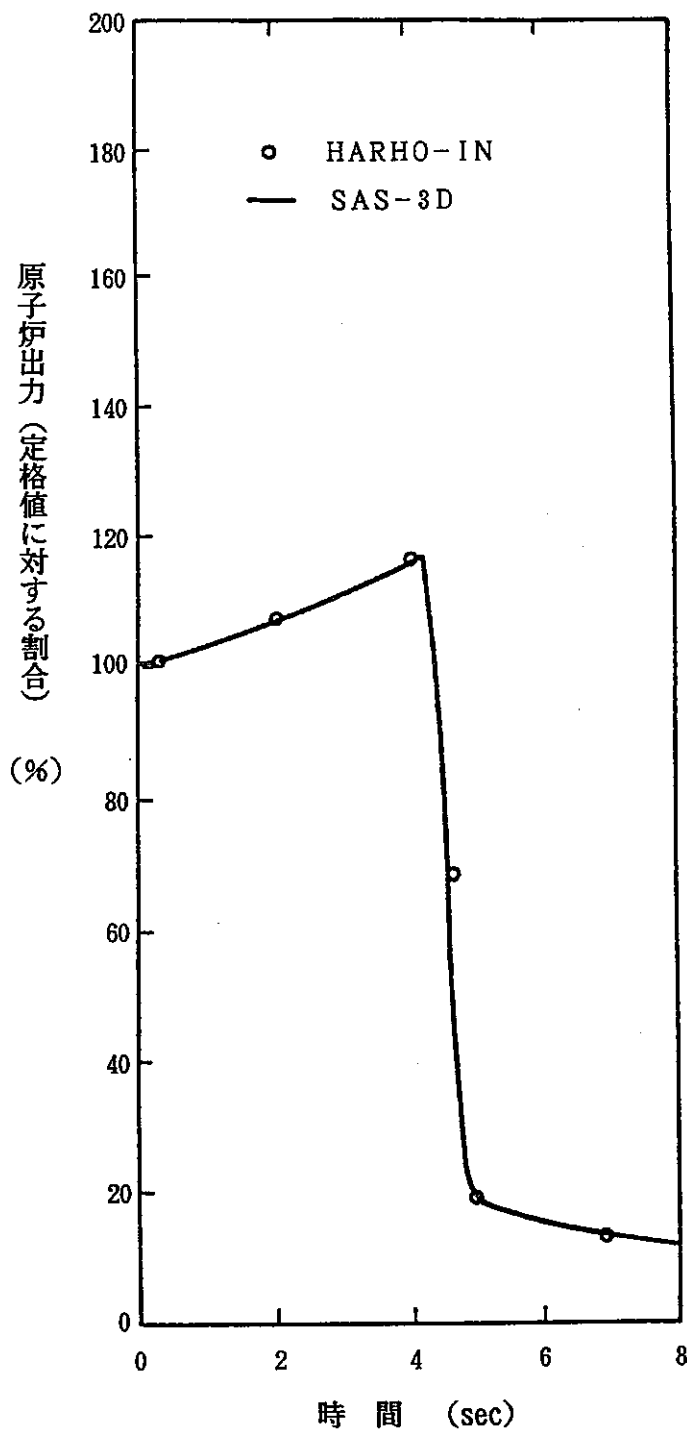
(2) 「HARHO-IN」コード

「HARHO-IN」コードは、ATWS起因過程解析コード「SAS-3D」との相互比較により検証されており、第A. 2-2図に示すように、両コードの解析結果はよい一致を示すことが確認されている。「SAS-3D」コードは、冷却材の沸騰、被覆管の熔融移動等に及ぶ広範な現象を解析でき、米国、旧西独のインパイル実験等のデータにより検証されている。

なお、「HARHO-IN」コードは、「常陽」MK-Ⅲ改造前における設置変更許可申請書の添付書類10に記載されている反応度事故時及び機械的事故時の炉心の安全解析に使用されている。また、「もんじゅ」の設置許可申請書の添付書類10に記載されている運転時の異常な過渡変化時及び事故時の炉心の安全解析にも使用されている。

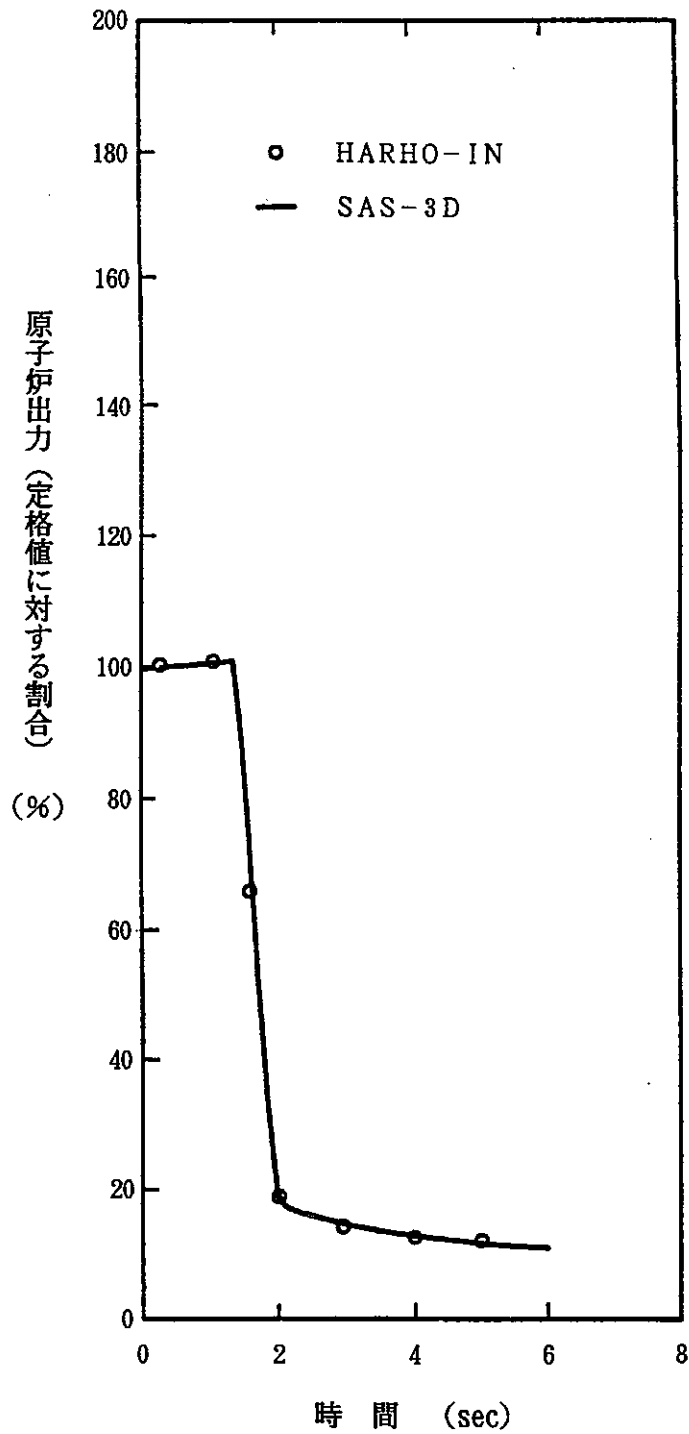


第A.2-1図 MK-II炉心100MWt出力からの自然循環試験の試験後解析結果



(注) HARHO-INの結果は数点しか図示していないが、実際には、タイムステップ $\Delta t = 0.01 \text{ sec}$ で解析している。

第A.2-2図(1/2) 「HARHO-IN」と「SAS-3D」の解析結果の比較
 (出力運転中の制御棒の異常な引抜き)



(注) HARHO-INの結果は数点しか図示していないが、実際には、タイムステップ $\Delta t = 0.01 \text{ sec}$ で解析している。

第A.2-2図(2/2) 「HARHO-IN」と「SAS-3D」の解析結果の比較 (外部電源喪失)

付録－B

解析に使用した設計データ

- B. 1 炉心設計データ
- B. 2 冷却系設計データ

B. 1 炉心設計データ

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MK-Ⅲ標準平衡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

MK-Ⅲ炉心の基本仕様を第B. 1-1表に示す。また、MK-Ⅲ標準平衡炉心の炉心構成を第B. 1-1図に示す。なお、MK-Ⅲ標準平衡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。

	平成3年度炉心設計	平成4年度炉心設計
① 内側／外側炉心燃料集合体	19体／60体	19体／58体
② B型／C型特殊燃料集合体	2体／3体	2体／3体
③ 材料照射用反射体 (CMIR)	1体	1体
④ 制御棒	6体	6体
⑤ 内側／外側反射体	30体／96体	32体／96体
⑥ 遮蔽集合体	96体	96体

(2) 出力分布及び炉内流量配分

第B. 1-2表に軸方向出力分布を示す。また、第B. 1-2図に炉内流量配分（平成3年度炉心設計）を示す。

(3) 制御棒反応度価値

第B. 1-3表に制御棒反応度価値の計算結果を示す。また、第B. 1-3図に制御棒ストローク曲線（平成3年度炉心設計）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
① 制御棒の最大微分反応度 ($\Delta k/k/mm$)	8.95×10^{-5}	8.84×10^{-5}
② 最大反応度付加率 ($\Delta k/k/秒$)	1.94×10^{-4}	1.92×10^{-4}

(4) 反応度係数及び動特性パラメータ

第B. 1-4表に各種反応度係数を示す。また、第B. 1-5表に動特性パラメータを示す。なお、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
① スランピング反応度 ($\Delta k/k$)	6.5×10^{-4}	6.4×10^{-4}

第B. 1-2表 軸方向出力分布

軸方向位置 (mm)		平成3年度炉心設計	平成4年度炉心設計
下部インシュレータ	59.5002	8.58446E-2	1.11313E-1
	60.1025	8.96257E-2	1.14302E-1
	60.7048	9.37805E-2	1.17545E-1
燃料ペレット	60.7048	6.75309E-1	6.77841E-1
	63.8682	7.17630E-1	7.20907E-1
	67.0316	7.82248E-1	7.84744E-1
	70.1950	8.48101E-1	8.49628E-1
	73.3584	9.00207E-1	9.01064E-1
	76.5218	9.40834E-1	9.41213E-1
	79.6852	9.75608E-1	9.75612E-1
	82.8486	9.94914E-1	9.94817E-1
	86.0120	9.99991E-1	9.99997E-1
	89.1754	9.94391E-1	9.94579E-1
	92.3388	9.74434E-1	9.74979E-1
	95.5022	9.38684E-1	9.39774E-1
	98.6656	8.96950E-1	8.98513E-1
	101.8290	8.42228E-1	8.44025E-1
	104.9924	7.69958E-1	7.71407E-1
108.1558	6.90717E-1	6.89976E-1	
111.3192	6.11018E-1	6.03149E-1	
上部インシュレータ	111.3192	8.48055E-2	9.96054E-2
	111.9225	8.00448E-2	9.49087E-2
	112.5258	7.55987E-2	9.04391E-2

(注) 全炉心を代表する軸方向出力分布として第3列外側炉心の値を示す。

第B. 1-3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	7.98	10.53	13.94
	ワンロッドスタック	5.92	7.81	10.33
平成4年度 炉心設計	全制御棒挿入	7.64	10.09	13.35
	ワンロッドスタック			
	(3F3)	6.00	7.92	10.48
	(3D3)	5.73	7.56	10.01
	(3C3)	5.94	7.83	10.36
	(3A3)	5.63	7.43	9.83
	(5F2)	7.04	9.29	12.28
(5C2)	6.97	9.20	12.17	

(注) (n) はスタックロッドの炉内における位置を示す。

第B. 1-4表 各種反応度係数

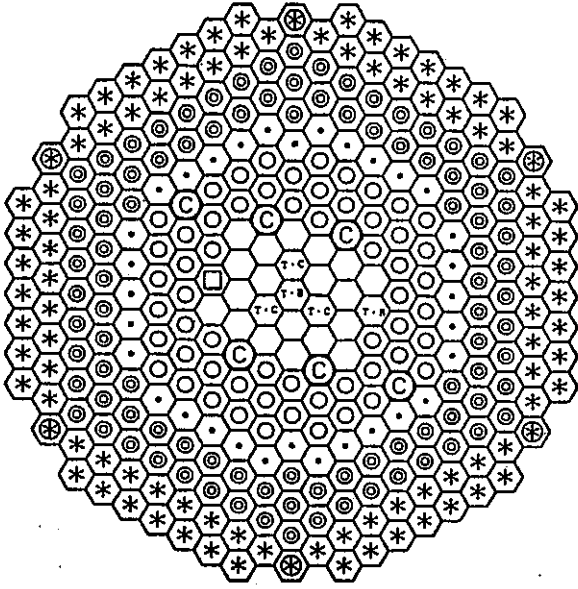
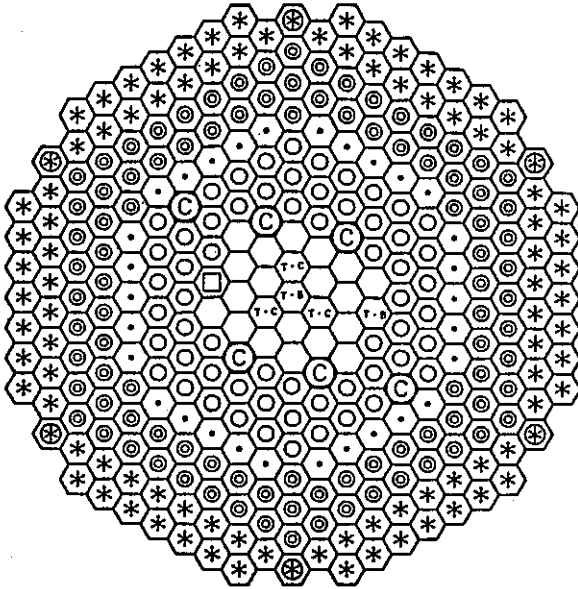
項目	平成3年度炉心設計	平成4年度炉心設計
ドップラ係数 ($\times 10^{-8} \text{Tdk/dT}$) ・制御棒全引抜き ・制御棒中途挿入	-1.52 ~ -2.82 (±30%) -1.28 ~ -2.38 (±30%)	-1.36 ~ -2.52 (±30%) -1.20 ~ -2.22 (±30%)
ナトリウムボイド反応度 ($\times 10^{-2} \Delta k/k$)	-1.25 ~ -2.32 (±30%)	-1.32 ~ -2.46 (±30%)
温度係数 ($\times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$) ・燃料 ・構造材 ・冷却材 ・炉心支持板	-2.7 ~ -5.0 (±30%) -0.80 ~ -1.4 (±30%) -6.5 ~ -12 (±30%) -11 ~ -16 (±20%)	-2.7 ~ -4.9 (±30%) -0.80 ~ -1.5 (±30%) -6.4 ~ -12 (±30%) -10 ~ -16 (±20%)

第B. 1-5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 β_{eff}	4.06×10^{-3}	4.49×10^{-3}
β_1	1.16×10^{-4}	1.32×10^{-4}
β_2	8.81×10^{-4}	9.61×10^{-4}
β_3	7.63×10^{-4}	8.39×10^{-4}
β_4	1.52×10^{-3}	1.71×10^{-3}
β_5	6.10×10^{-4}	6.71×10^{-4}
β_6	1.62×10^{-4}	1.72×10^{-4}
遅発中性子崩壊定数 λ_i (S^{-1})		
λ_1	1.28×10^{-2}	1.28×10^{-2}
λ_2	3.13×10^{-2}	3.14×10^{-2}
λ_3	1.28×10^{-1}	1.26×10^{-1}
λ_4	3.33×10^{-1}	3.30×10^{-1}
λ_5	1.40	1.40
λ_6	3.77	3.79
即発中性子寿命 (s) l_p	0.337×10^{-6}	0.312×10^{-6}

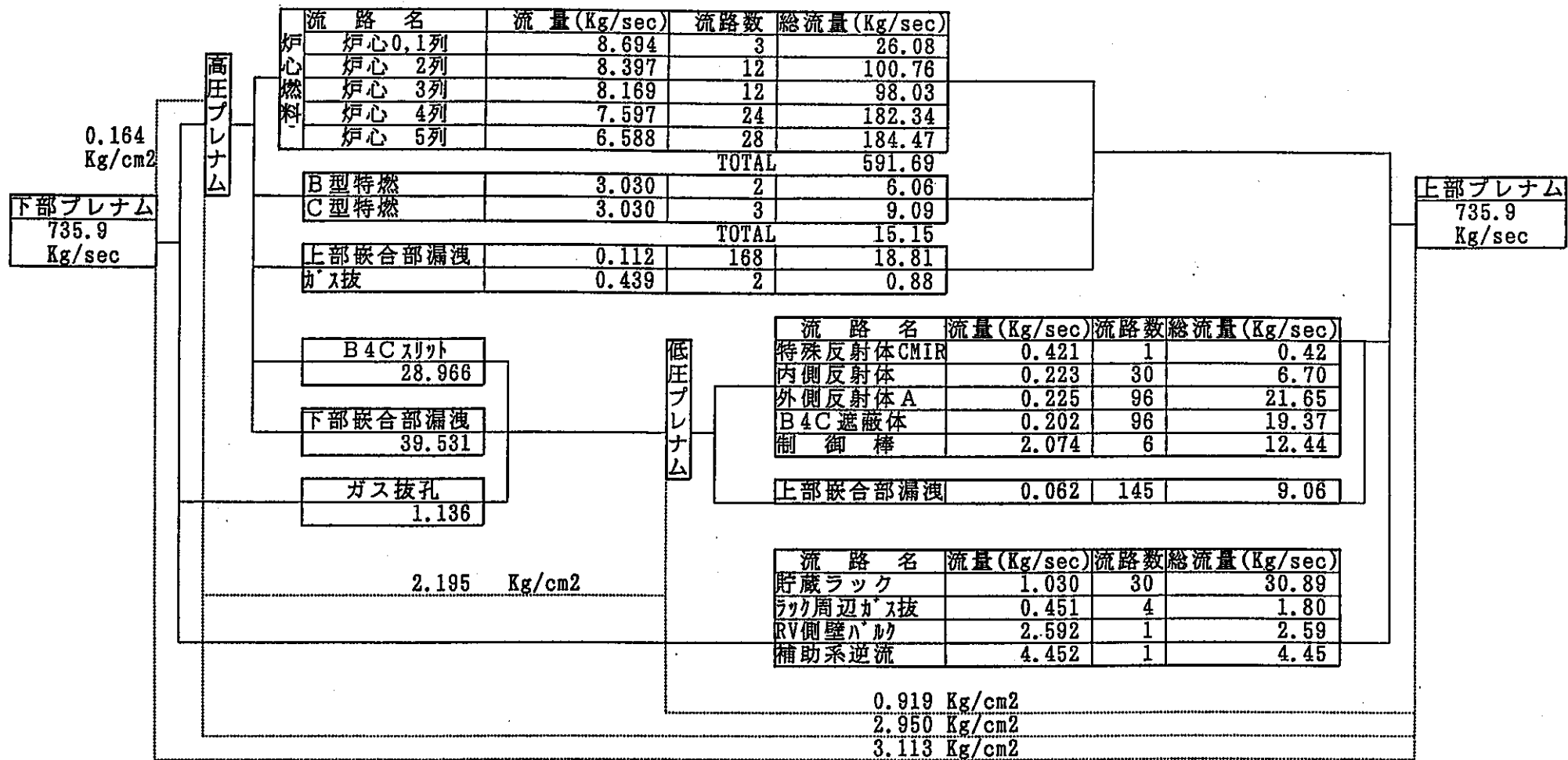
平成3年度炉心設計

平成4年度炉心設計



- | | | | |
|---|-----------|---|-----------------|
| ○ | 内側炉心燃料集合体 | ⊗ | 遮蔽集合体 |
| ⊙ | 外側炉心燃料集合体 | ⊕ | 遮蔽集合体 (スリット付き) |
| ◎ | 制御棒 | ⊖ | B型特殊燃料集合体 |
| ⊚ | 内側反射体 | ⊗ | C型特殊燃料集合体 |
| ⊛ | 外側反射体 | ⊘ | 材料照射用反射体 (CMIR) |

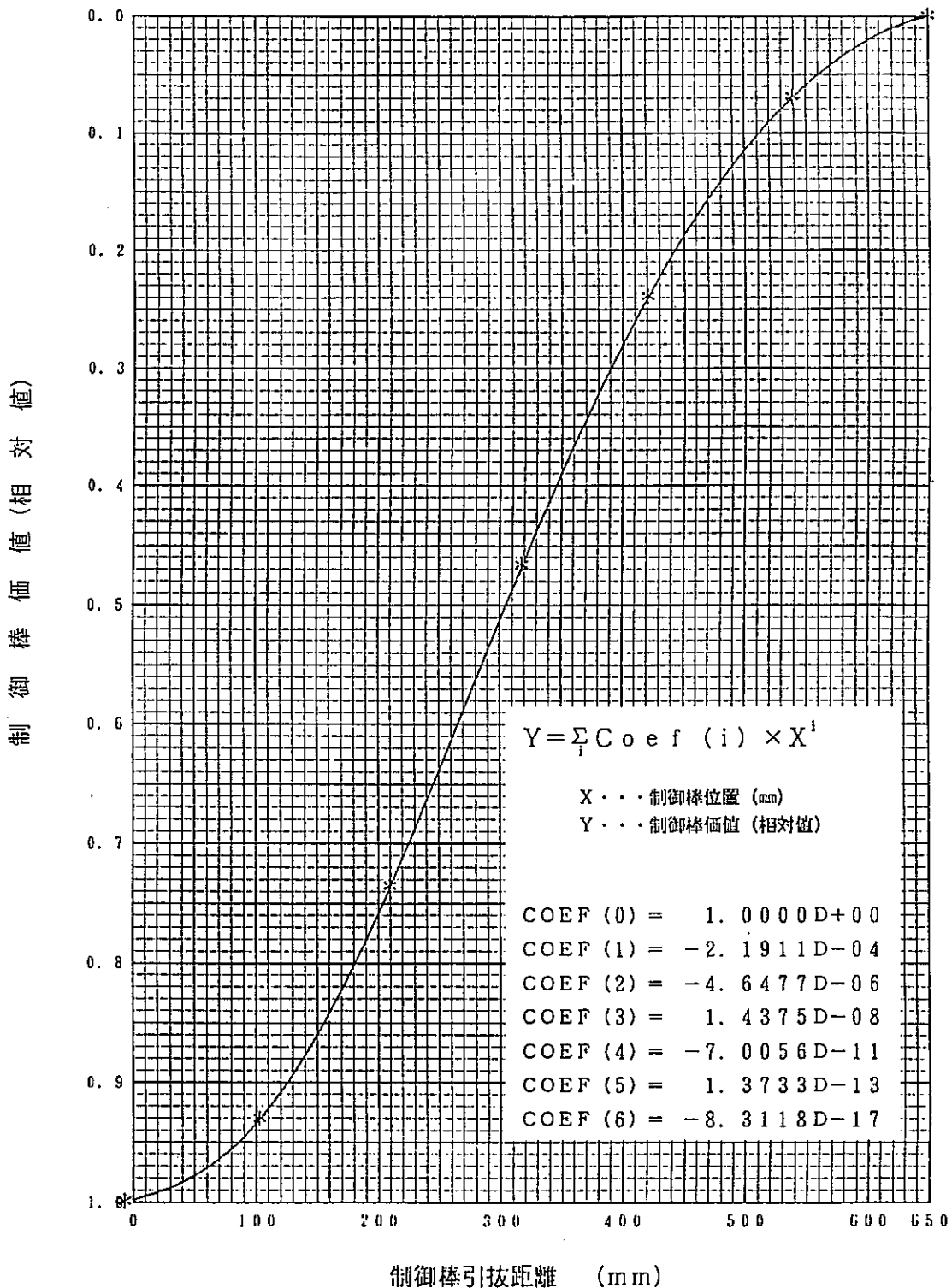
第B. 1-1図 MK-III標準平衡炉心の炉心構成



(注) 平成3年度炉心設計による炉内流量配分を示す。

第B. 1-2図 炉内流量配分

制御棒
 上端位置
 ↓



(注) 平成3年度炉心設計による
 制御棒ストローク曲線を示す。

第B. 1-3図 制御棒ストローク曲線

B. 2 冷却系設計データ

MK-Ⅲ冷却系改造により交換される主中間熱交換器及び主冷却器の設計データについてまとめる。

(1) 主中間熱交換器

主中間熱交換器に関する下記のデータは、平成3年度の主中間熱交換器設計（日立製作所実施）の設計データに基づき作成した。第B. 2-1表にこれらのデータをまとめた。

- ① 伝熱管仕様
- ② シュラウド・外胴寸法
- ③ プレナム容積
- ④ 主要構造物高さ
- ⑤ 熱伝達式
- ⑥ 圧力損失

(2) 主冷却器

主冷却器に関する下記のデータは、平成3年度の主冷却器設計（三菱重工業実施）の設計データに基づき作成した。第B. 2-2表にこれらのデータをまとめた。

- ① 伝熱管仕様
- ② 入口・出口ヘッダ部容積
- ③ 入口・出口ヘッダ部高さ
- ④ 熱伝達式
- ⑤ 圧力損失

第B. 2-1表 主中間熱交換器設計データ

項目	データ
伝熱管仕様 ・ 伝熱管外径／肉厚 ・ 伝熱部長さ ・ 伝熱管本数 ・ 伝熱管配列／層数 ・ 伝熱管配列ピッチ ・ 伝熱管材質	15.9mm／1.0mm 2500mm 2880本 同心円周配列／21層 21mm（半径方向）、22mm（円周方向） SUS304TB
シュラウド・外胴寸法 ・ 内側シュラウド内／外径 ・ 外側シュラウド内／外径 ・ 外胴内／外径	504mm／522mm 1410mm／1442mm 1740mm／1778mm
プレナム容積 ・ 1次側入口プレナム ・ 1次側出口プレナム ・ 2次側入口プレナム ・ 2次側出口プレナム	2.389m ³ 2.026m ³ 1.089m ³ 1.050m ³
主要構造物高さ ・ 1次入口ノズル ・ 1次出口ノズル	GL-7100（中心） GL-11700（下端）
熱伝達式 ・ 1次側 ・ 2次側	$Nu = 0.625 Pe^{0.4}$ （Lubarsky - Kaufman の式） $Nu = 0.625 Pe^{0.4}$ （Lubarsky - Kaufman の式）
圧力損失 ・ 1次側 ・ 2次側	（入口ノズル～出口ノズル間） $\Delta P = 505 \text{ mmNa} \times (W/W_0)^2$ ただし、W：流量、W ₀ ：定格流量 $\Delta P = 2380 \text{ mmNa} \times (W/W_0)^2$ ただし、W：流量、W ₀ ：定格流量

第B. 2-2表 主冷却器設計データ

項目	データ
伝熱管仕様 ・伝熱管外径／肉厚 ・伝熱部長さ ・伝熱管本数 ・伝熱管パス数 ・伝熱管ピッチ ・フィン外径／肉厚 ・フィンピッチ ・伝熱管／フィン材質	42.7mm／2.0mm 4700mm／1パス 80本 4パス 86mm 80.7mm／1.6mm 5.08mm STBA24／SS41相当
ヘッダ部容積 ・入口ヘッダ ・出口ヘッダ	0.260m ³ 0.260m ³
ヘッダ部高さ ・入口ヘッダ ・出口ヘッダ	GL+7150 (中心) GL+4950 (中心)
熱伝達式 ・ナトリウム側 ・空気側	$Nu = 0.625 Pe^{0.4}$ (Lubarsky - Kaufman の式) $Nu = 0.092 Re^{0.728} Pr^{1/3} \xi$ ただし、 $\xi = 0.86$ (Jameson の式に補正係数を乗じた式)
圧力損失 ・ナトリウム側 ・空気側	$\Delta P = \Delta P_0 (W/W_0)^n$ ただし、W：流量、W ₀ ：定格流量 管束部： $\Delta P_0 = 0.185 \text{ kg/cm}^2$ 、 $n = 1.75$ 管束部以外の部分： $\Delta P_0 = 0.169 \text{ kg/cm}^2$ 、 $n = 2.00$ $\Delta P = 96 \text{ kg/cm}^2 \times (F/F_0)^{1.75}$ ただし、F：流量、F ₀ ：定格流量

付録－C

解析条件の妥当性に関する検討

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

付録－Cでは、本安全解析の解析条件の設定根拠あるいは解析条件の妥当性を確認するために実施した種々の検討の結果についてまとめた。具体的な項目は以下に示すとおりである。

C. 1 初期定常運転状態

- ① 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」の原子炉出力初期値について
- ② 「出力運転時の制御棒の異常な引抜き」の原子炉出力初期値について

C. 2 起回事象想定

- ① 「1次冷却材流量減少」の起回事象想定について
- ② 「1次冷却材漏えい事故」の起回事象想定について
- ③ 「1次冷却材漏えい事故」時の1次冷却材液位について

C. 3 反応度係数

- ① 冷ナトリウム事象時の反応度係数について

C. 4 原子炉保護系及び原子炉停止系の特性

- ① 制御棒挿入特性の保守性について
- ② 原子炉スクラム反応度挿入曲線の保守性について

C. 5 インタロック及び制御系の特性

- ① 主送風機停止後の主冷却器空気流量について

C. 6 単一故障想定

- ① 「出力運転時の制御棒の異常な引抜き」の単一故障想定について
- ② 「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」の単一故障想定について

C. 7 原子炉スクラム後の崩壊熱除去

- ① 「2次冷却材漏えい事故」時の崩壊熱除去について

C. 8 その他

- ① 炉心部圧力損失データ変更の影響について
- ② β_{eff} の計算誤差の影響について

「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」の原子炉出力初期値について

(1) 目的

「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」事象における原子炉出力初期値を定格出力の $10^{-7}\%$ と設定する根拠についてまとめる。

(2) 原子炉出力初期値の過渡解析に及ぼす影響

本事象では、炉心に $5\phi/s$ のランプ状の正の反応度が投入され、かつ、負の反応度フィードバックもほとんど効かないため、原子炉出力は急上昇（縦軸を対数出力とした図上で加速度的に上昇）する。したがって、中性子束が「出力領域中性子束高」の原子炉トリップ設定値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、炉心にスクラム反応度が投入されるまでのタイムラグ 0.4 秒（応答時間 0.2 秒+デラッチ遅れ 0.2 秒）の間の原子炉出力のオーバーシュートは大きくなる。

本事象における原子炉出力初期値と最高到達出力及び炉心の最高温度（燃料、被覆管及び冷却材）の関係を定量的に把握するため、「MIMIR」コードにより次の4ケースのサーベイ解析を実施した。なお、本サーベイ解析の解析条件は平成3年度に実施した安全解析（PNC ZN9410 92-127 参照）のものであり、本安全解析の解析条件とは、反応度付加率、反応度係数、動特性パラメータ等が幾分異なる。

- ① CASE-1 : 原子炉出力初期値を $10^{-7}\%$ とする。
- ② CASE-2 : 原子炉出力初期値を $10^{-6}\%$ とする。
- ③ CASE-3 : 原子炉出力初期値を $10^{-5}\%$ とする。
- ④ CASE-4 : 原子炉出力初期値を $10^{-4}\%$ とする。

第C. 1-1表に解析結果を示す。同表に示すように、原子炉出力初期値が低いほど炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高温度が高くなる傾向があることがわかる。

(3) 原子炉出力最小値の評価

本事象では、原子炉出力初期値が低いほど結果が厳しくなるので、原子炉出力に関する初期定常運転状態として、その最小値を選定する必要がある。

一般に炉心には中性子源が存在し、中性子束が零となることはない。中性子

源強度は時間とともに変化するが、「常陽」MK-II炉心では起動系の中性子計装設備の中性子検出値が3 cpsを下回らないよう運用されており、MK-III炉心での運用も同様と考えられる。

第C. 1-1図に昭和57年12月25日に実施されたMK-II炉心の性能試験における核出力校正試験の結果を示す。同図より、起動系の中性子検出値(ch1、ch2のモニター出力及びスケラー出力)には、原子炉出力が約30 kW以下の領域で直線性があることがわかる。原子炉出力20 kW以下のデータに基づき最小自乗法によるフィッティングを行うと次の式が得られる。

- ① ch1 (モニター出力) : $Y = 1.7463 \times 10^4 \cdot X^{1.0207}$
- ② ch1 (スケラー出力) : $Y = 1.8387 \times 10^4 \cdot X^{0.97321}$
- ③ ch2 (モニター出力) : $Y = 1.6258 \times 10^4 \cdot X^{1.0706}$
- ④ ch2 (スケラー出力) : $Y = 1.7739 \times 10^4 \cdot X^{0.84977}$

ここで、X : 原子炉出力 (kW)、Y : 起動系の中性子検出値 (cps) である。このフィッティング式を更に低出力まで外挿できると仮定すると、起動系の中性子検出値が3 cpsとなる時の原子炉出力は次のように計算される。

- ① ch1 (モニター出力) : $Y = 3 \text{ cps}$ 、 $X = 2.048 \times 10^{-4} \text{ kW}$
- ② ch1 (スケラー出力) : $Y = 3 \text{ cps}$ 、 $X = 1.283 \times 10^{-4} \text{ kW}$
- ③ ch2 (モニター出力) : $Y = 3 \text{ cps}$ 、 $X = 3.253 \times 10^{-4} \text{ kW}$
- ④ ch2 (スケラー出力) : $Y = 3 \text{ cps}$ 、 $X = 1.068 \times 10^{-4} \text{ kW}$

すなわち、原子炉出力の最小値は、 $10^{-4} \sim 10^{-3} \text{ kW}$ ($10^{-7} \sim 10^{-6} \%$)の範囲内にあることがわかる。

なお、この原子炉出力の最小値はMK-II炉心の性能試験の結果に基づくものであり、MK-III炉心にそのまま適用することはできない。しかしながら、MK-III炉心では炉心の第9列及び第10列に遮蔽集合体が装荷されるため、中性子検出値が同じである場合の原子炉出力は、MK-II炉心と同程度か、あるいはMK-II炉心よりも高くなると予想できる。したがって、起動系の中性子検出値が3 cpsとなる時、MK-III炉心の原子炉出力は $10^{-7} \%$ を下回ることはないと予想できる。

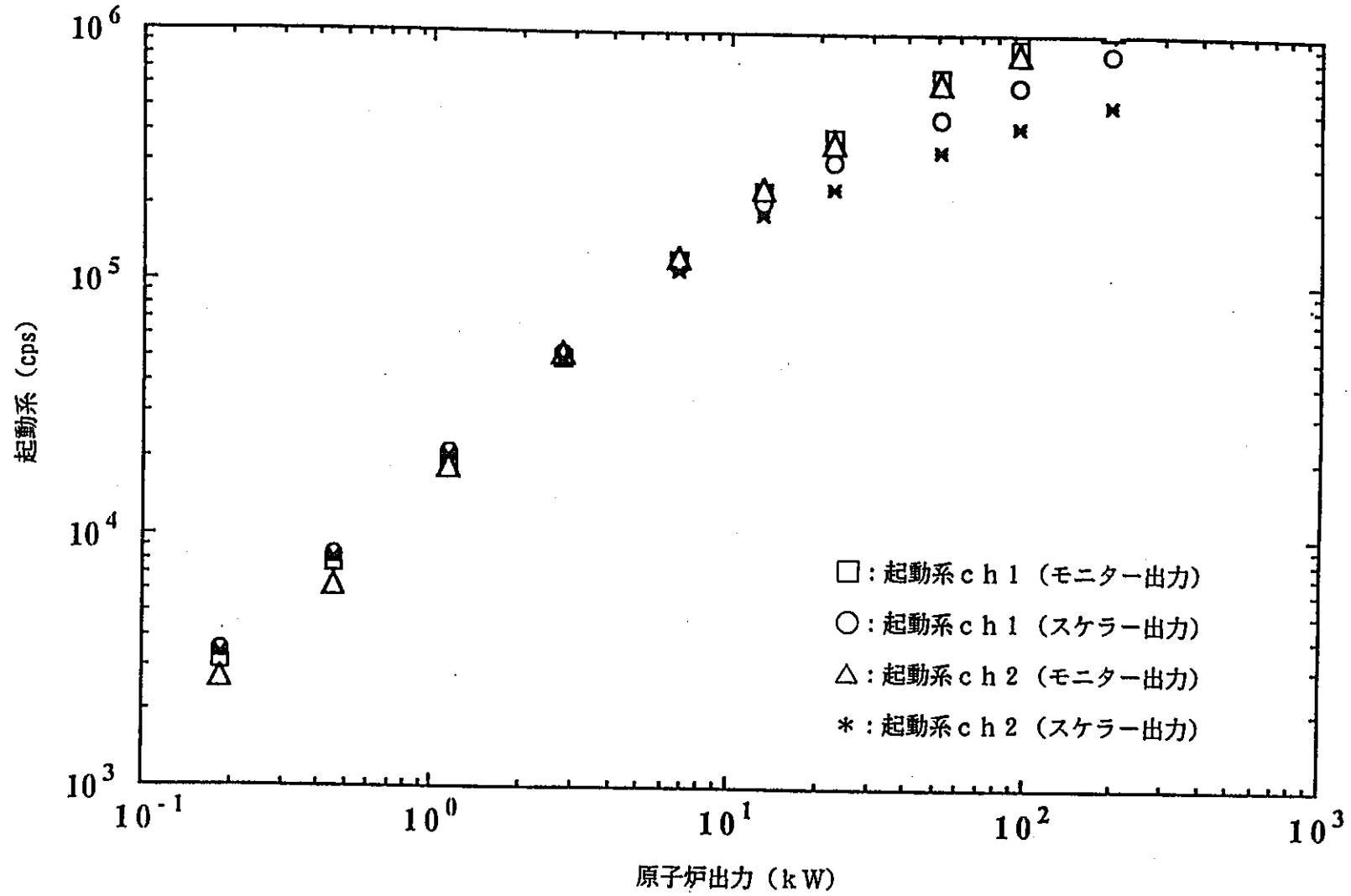
以上のことから、本事象における原子炉出力初期値は、 $10^{-7} \%$ と想定することとした。

第C. 1-1表 原子炉出力初期値に関するサーベイ解析結果
 (「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」)

CASE	原子炉出力初期値	炉心の最高温度		
		燃料	被覆管	冷却材
1	$10^{-7}\%$	1345℃ (993℃)	497℃ (145℃)	488℃ (136℃)
2	$10^{-6}\%$	1277℃ (925℃)	484℃ (132℃)	478℃ (126℃)
3	$10^{-5}\%$	1243℃ (891℃)	478℃ (126℃)	473℃ (121℃)
4	$10^{-4}\%$	1239℃ (887℃)	477℃ (125℃)	472℃ (120℃)

(注1) 被覆管温度は、肉厚中心の温度を示す。

(注2) 括弧内の数値は、温度の上昇幅を示す。



第 C. 1-1 図 「常陽」MK-II 炉心の性能試験における核出力校正試験結果

「出力運転時の制御棒の異常な引抜き」の原子炉出力初期値について

(1) 目的

「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」事象における原子炉出力初期値を定格出力と設定する根拠についてまとめる。

(2) 原子炉出力初期値の過渡解析に及ぼす影響

本事象では、炉心に $5 \phi/s$ のランプ状の正の反応度が投入されて原子炉出力が急上昇するため、中性子束が「出力領域中性子束高」による原子炉トリップ設定値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。そのため、原子炉出力初期値が低いほど、炉心にスクラム反応度が投入されるまでのタイムラグ 0.4 秒（応答時間 0.2 秒 + デラッチ遅れ 0.2 秒）の間の原子炉出力のオーバーシュート量が大きくなり、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の温度上昇幅が大きくなる。

本事象における原子炉出力初期値と最高到達出力及び炉心の最高温度（燃料、被覆管及び冷却材）の関係を定量的に把握するため、「MIMIR」コードにより次の5ケースのサーベイ解析を実施した。

- ① CASE-1 : 原子炉出力初期値を定格出力の 100% とする。
- ② CASE-2 : 原子炉出力初期値を定格出力の 80% とする。
- ③ CASE-3 : 原子炉出力初期値を定格出力の 60% とする。
- ④ CASE-4 : 原子炉出力初期値を定格出力の 40% とする。
- ⑤ CASE-5 : 原子炉出力初期値を定格出力の $10^{-7}\%$ とする。

第C. 1-2表及び第C. 1-2図にCASE-1～5の解析結果を示す。原子炉出力初期値が低いほど最高到達出力が高く、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の温度の上昇幅が大きくなる傾向があることがわかる。

(3) 原子炉出力初期値の設定根拠

しかしながら、原子炉出力初期値が低いほど炉心の燃料、被覆管及び冷却材の初期温度も低下するので、これらの最高到達温度は原子炉出力初期値を定格出力としたCASE-1において最も高くなる。

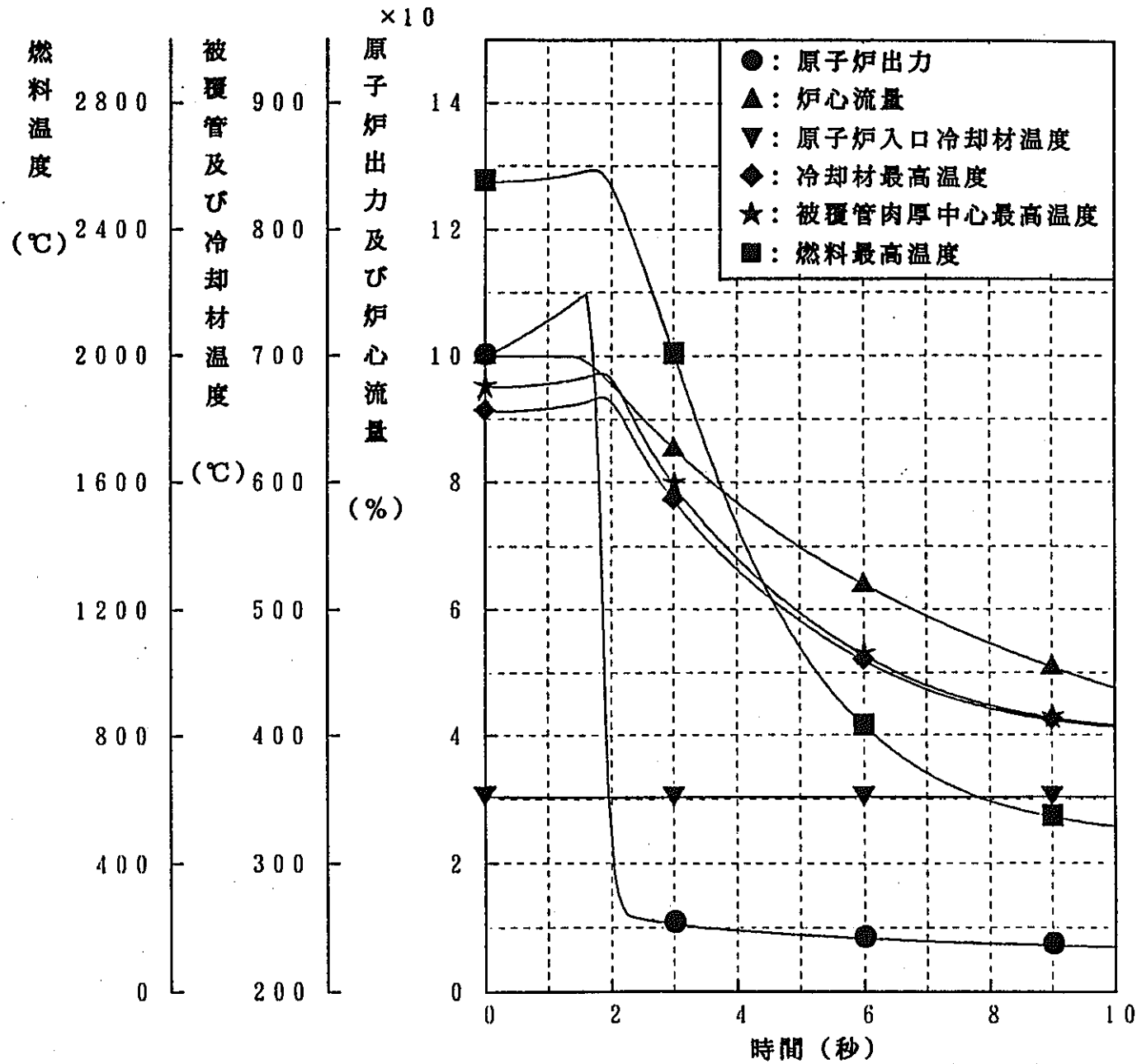
したがって、本事象における原子炉出力初期値は定格出力と想定することとした。

第C. 1-2表 原子炉出力初期値に関するサーベイ解析結果
 (「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」)

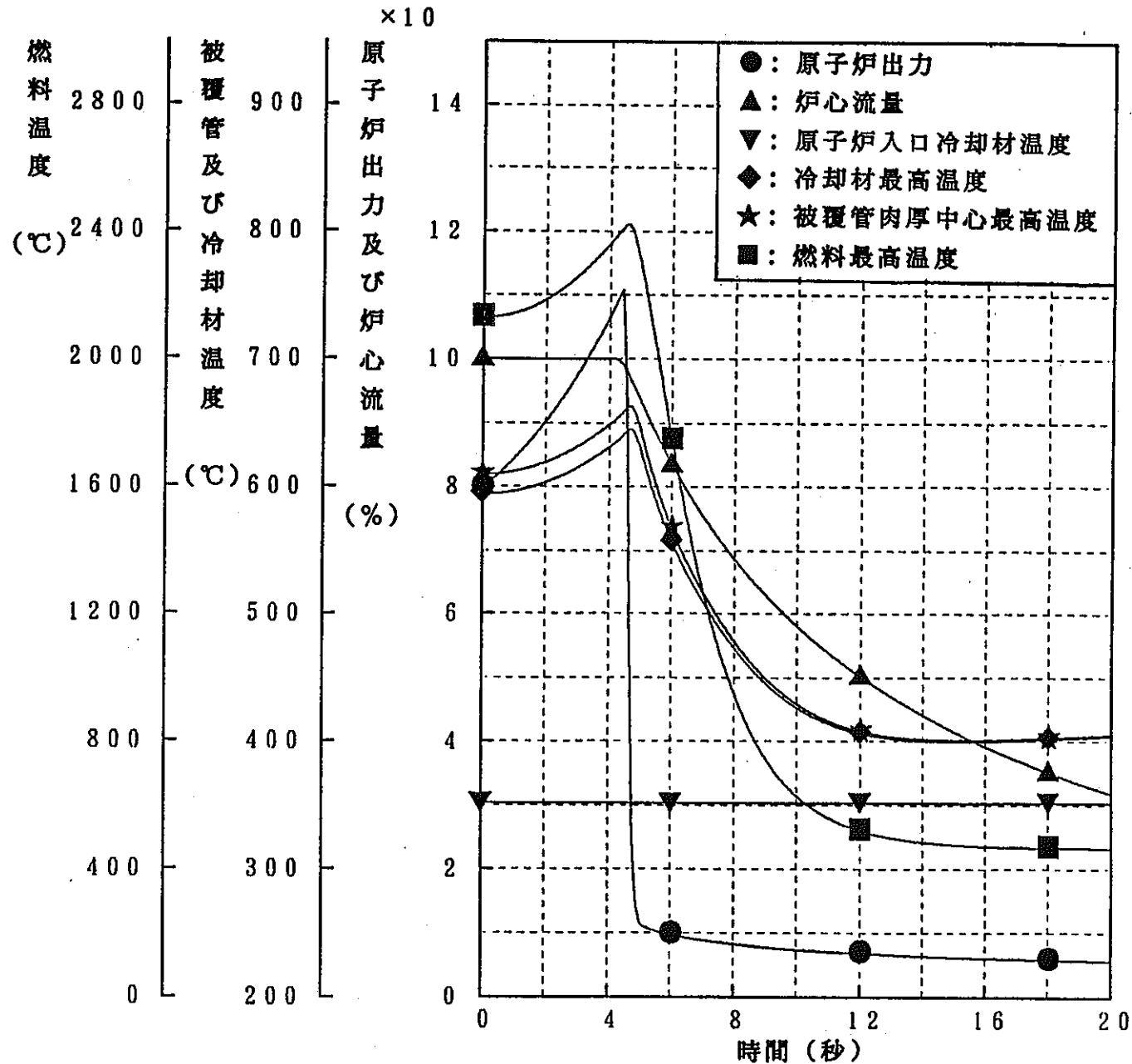
CASE	原子炉出力初期値	最高到達出力	炉心の最高温度		
			燃料	被覆管	冷却材
1	100%	110%	2589℃ (39℃)	686℃ (11℃)	667℃ (11℃)
2	80%	111%	2423℃ (291℃)	663℃ (53℃)	646℃ (51℃)
3	60%	113%	2322℃ (667℃)	650℃ (105℃)	633℃ (100℃)
4	40%	115%	2211℃ (1055℃)	635℃ (155℃)	619℃ (147℃)
5	10 ⁻⁷ %	313%	1507℃ (1155℃)	511℃ (159℃)	503℃ (151℃)

(注1) 被覆管温度は、肉厚中心の温度を示す。

(注2) 括弧内の数値は、温度の上昇幅を示す。



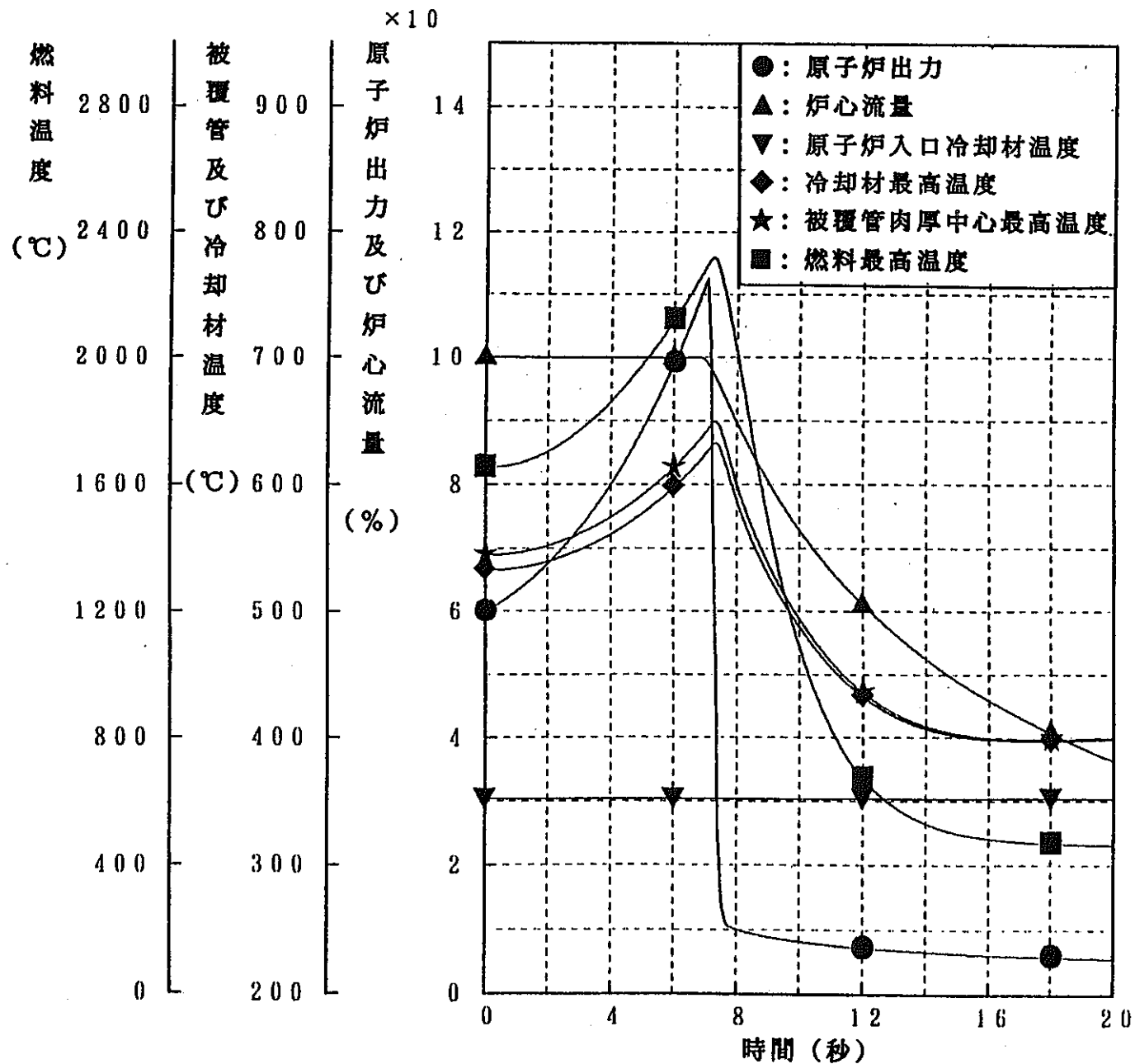
第C. 1-2図 (1/5) 原子炉出力初期値に関するサーベイ解析結果
(出力運転中の制御棒の異常な引抜き)



CASE-2

原子炉出力初期値
: 80%

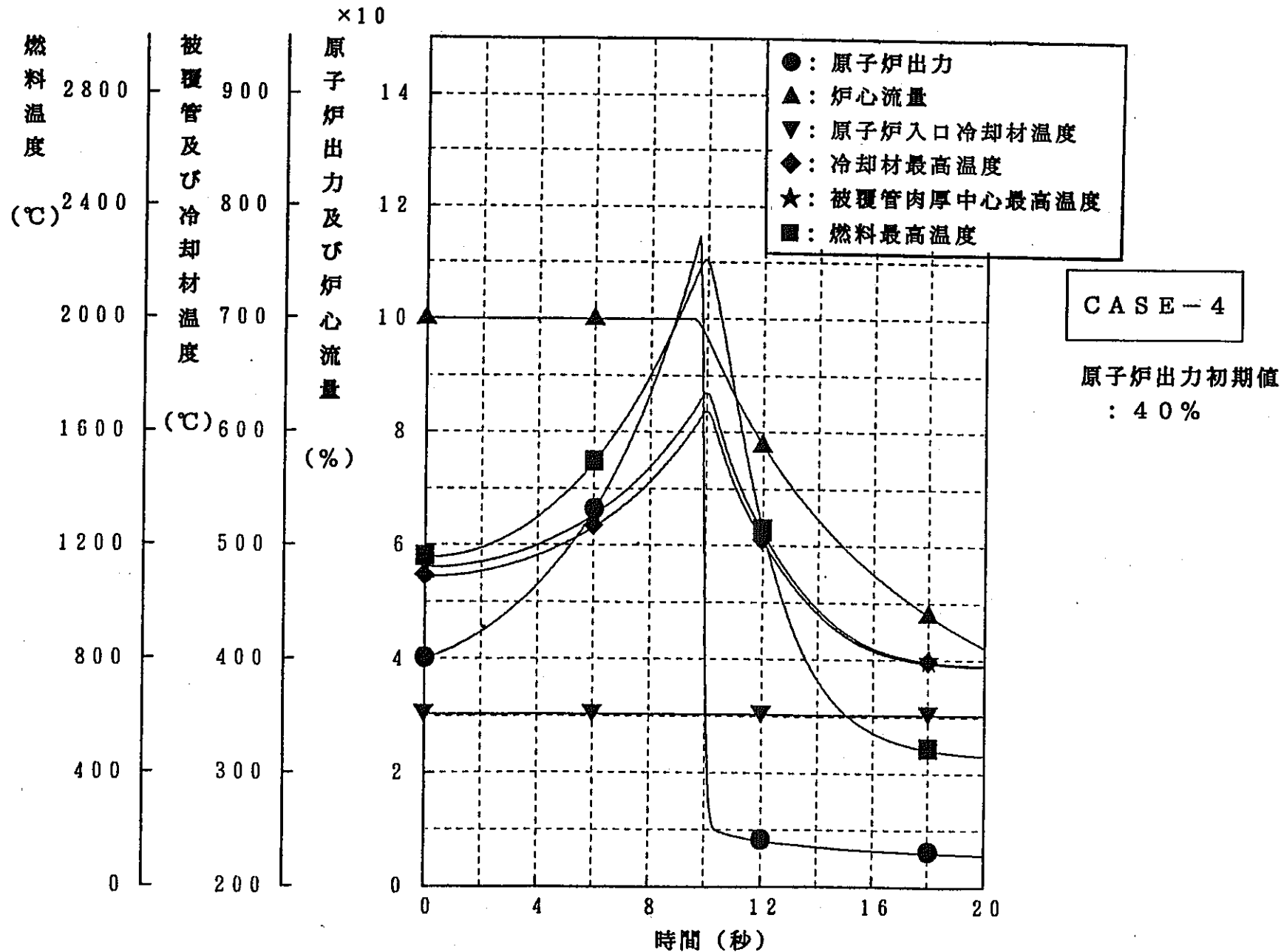
第C. 1-2図 (2/5) 原子炉出力初期値に関するサーベイ解析結果
(出力運転中の制御棒の異常な引抜き)



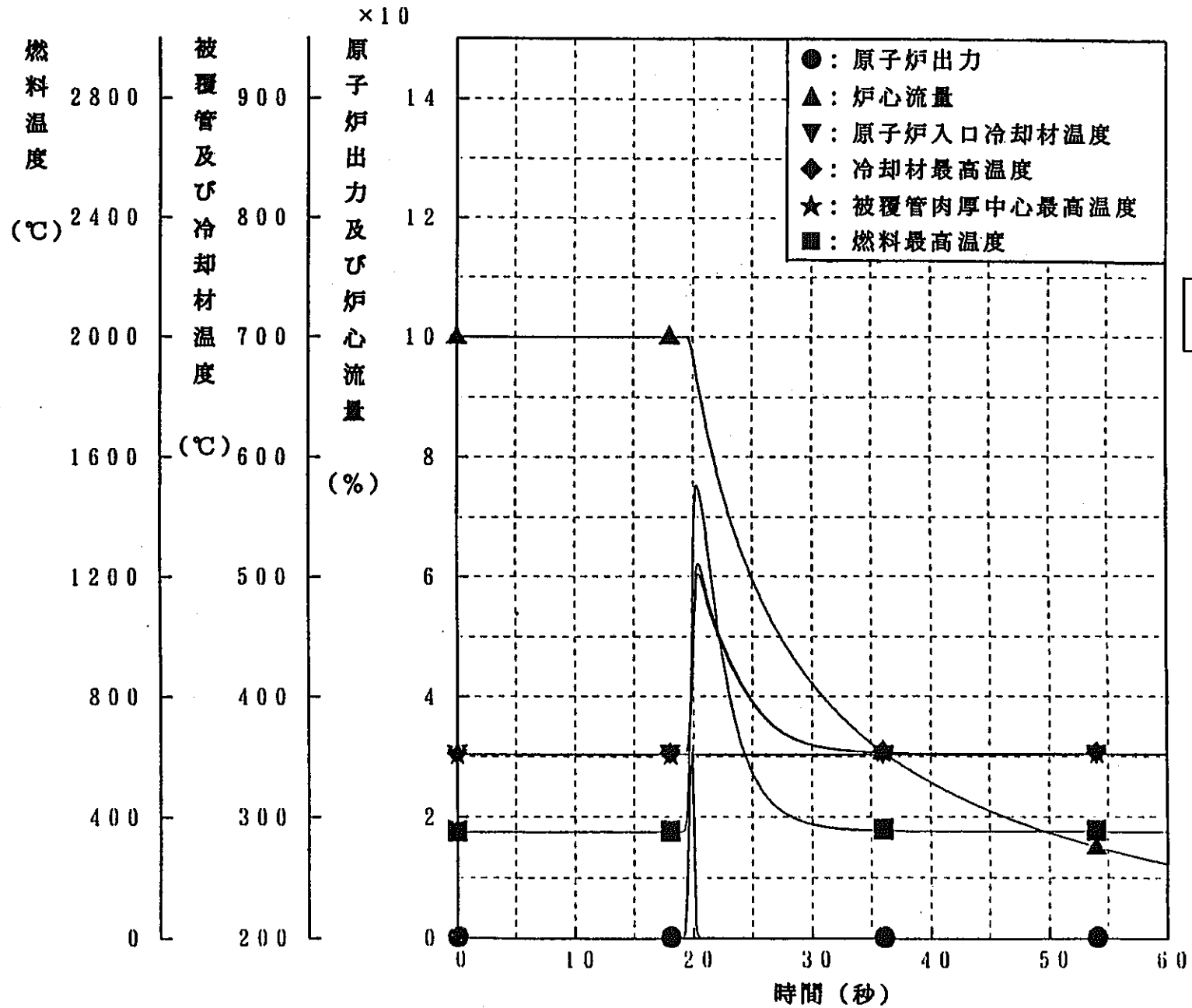
CASE-3

原子炉出力初期値
: 60%

第C. 1-2図 (3/5) 原子炉出力初期値に関するサーベイ解析結果
(出力運転中の制御棒の異常な引抜き)



第C. 1-2図 (4/5) 原子炉出力初期値に関するサーベイ解析結果
(出力運転中の制御棒の異常な引抜き)



第C. 1-2図 (5/5) 原子炉出力初期値に関するサーベイ解析結果
(出力運転中の制御棒の異常な引抜き)

「1次冷却材流量減少」の起因事象想定について

(1) 目的

本安全解析では、「1次冷却材流量減少」事象の起因事象想定を「1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止」（解析上保守的に他の1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機も同時に停止すると仮定）としている。本想定に基づく解析では1次冷却材流量が急速に減少し、約2.6秒で「1次冷却材流量低」の解析上の原子炉トリップ設定値（77%）に達して原子炉はスクラムする。

本想定は、1次冷却材流量の減少を来たす運転時の異常な過渡変化の起因事象として最も厳しい想定と考えられるが、この他にも何らかの原因で1次冷却材流量が減少し、「1次冷却材流量低」の原子炉トリップ設定値に達しない範囲で流量が保持され、原子炉出力と炉心流量のアンバランスな状態が継続するという起因事象が考えられる。

以上の観点から、ここでは「MIMIR」コードを用いて「1次冷却材流量減少」事象の起因事象想定を変更した解析を行い、本事象の起因事象を「1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止」と想定することの妥当性について検討する。

(2) 解析条件

「1次冷却材流量減少」事象の起因事象想定を「1次冷却系のステップ状流量減少」に変更する。解析では最も厳しい条件として、A、Bループの1次冷却材流量が瞬時に77%まで減少し、かつ、原子炉はスクラムしないものとする。

(3) 解析結果

第C. 2-1図に解析結果を示す。上記のように起因事象想定を変更すると、炉心流量がステップ状に77%まで減少し、炉心の被覆管及び冷却材の温度はその流量に見合う温度まで急上昇する。炉心の被覆管及び冷却材の最高温度の上昇幅は、それぞれ約76℃及び約78℃である。その際、炉心の冷却材及び構造材の密度変化による負の反応度フィードバックにより原子炉出力は約94%まで低下する。

また、1次冷却材流量の減少により、主中間熱交換器2次側の除熱が相対的に過大となり、事象発生後約30秒以降、原子炉容器入口冷却材温度が徐々に

低下する。そのため、炉心の被覆管及び冷却材の温度も低下して正のフィードバック反応度が投入され、約120秒後には原子炉出力は100%近傍まで回復する。

なお、本解析では原子炉スクラムはないものと仮定したが、実際には1次冷却材流量の減少により原子炉容器出口冷却材温度が上昇するので、事象発生後約60秒後には「原子炉出口冷却材温度高」の解析上の原子炉トリップ設定値(520℃)に達して原子炉はスクラムすると考えられる。

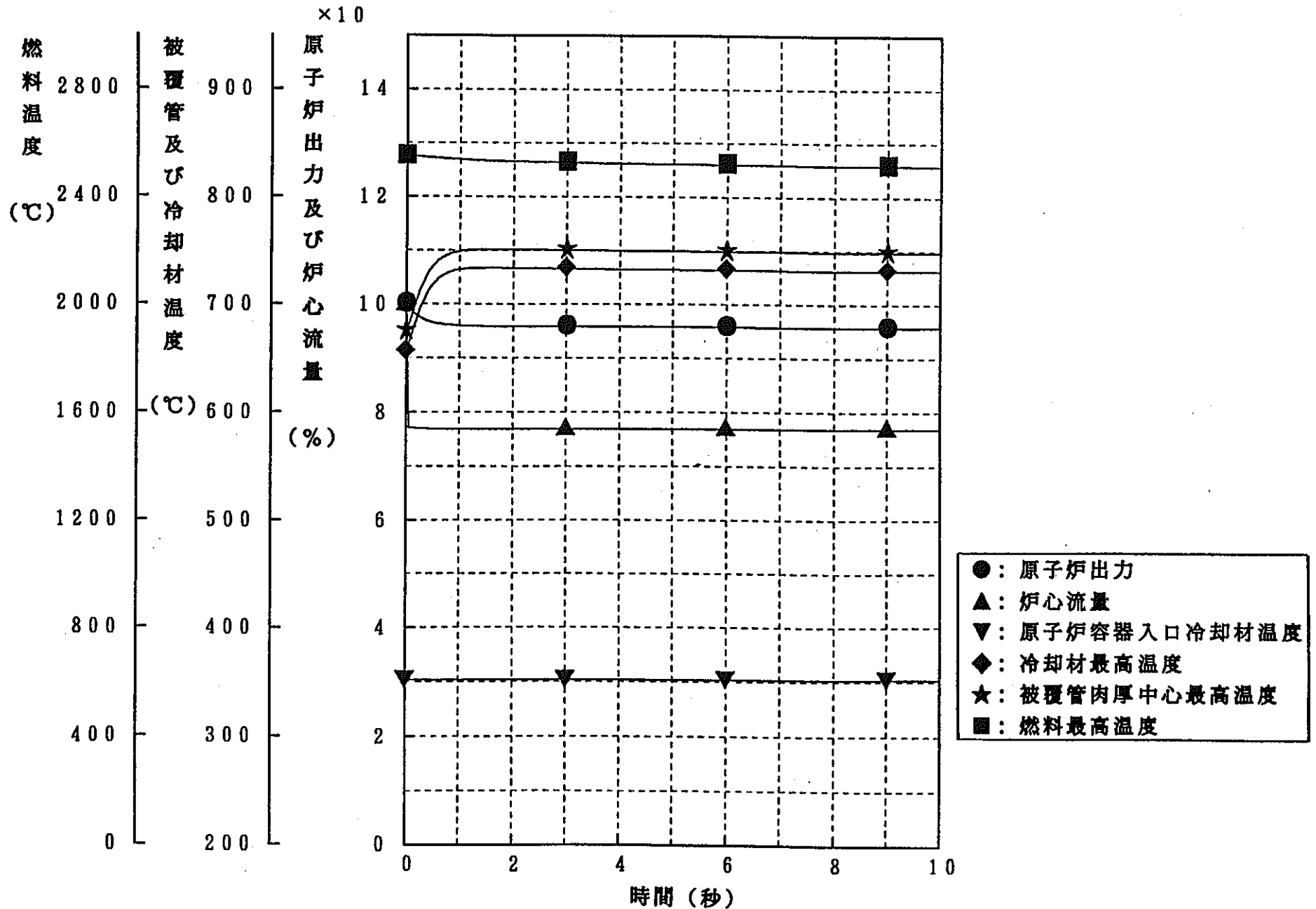
(4) 結論

起因事象想定を変更した場合の炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高温度を第C. 2-1表にまとめた。同表より、起因事象想定として「1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止」は「1次冷却系のステップ状流量減少」よりも厳しい結果を与えることがわかる。したがって、本事象の起因事象想定を「1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止」とすることは妥当と判断できる。

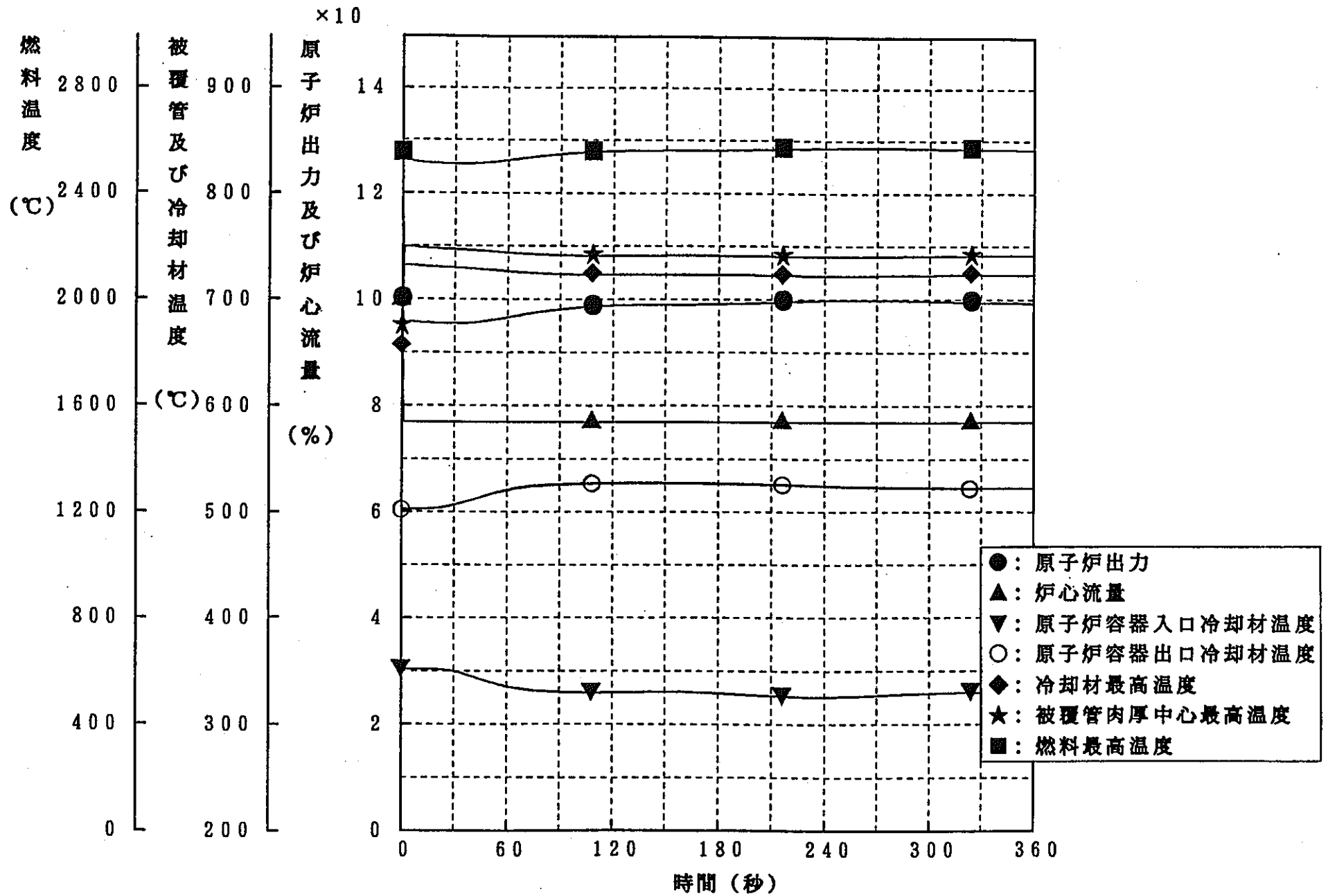
第C. 2-1表 起因事象想定に関するサーベイ解析結果
(1次冷却材流量減少)

起因事象想定	最高温度	
	被覆管肉厚中心	冷却材
1ループの1次冷却系主循環ポンプの主電動機の停止	766℃	750℃
1次冷却系のステップ状流量減少	751℃	734℃

(注) 燃料最高温度は初期値を超えない。



第C. 2-1図 (1/2) 起因事象想定に関するサーベイ解析結果
(1次冷却材流量減少)



第C. 2-1図 (2/2) 起因事象想定に関するサーベイ解析結果
(1次冷却材流量減少)

「1次冷却材漏えい事故」の起因事象想定について

(1) 目的

本安全解析では、「1次冷却材漏えい事故」事象の起因事象として、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することを想定している。また、解析上炉心流量をステップ状に減少するものとし、炉心流量の減少幅は破損口からの最大の漏えい流量を包絡する80 kg/sとしている。

ここでは、本想定における破損位置及び破損形態並びに炉心流量の減少幅について、その設定根拠をまとめる。

(2) 破損位置及び破損形態

破損口からの漏えい流量が大きくなるよう、破損位置として1次冷却材圧力が最も高くなる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を選定した。

また、破損形態として、1次冷却系主配管の割れ状の破損または1次冷却系主配管に接続するドレン系統の小口径配管の破断が考えられるが、下記のとおり破損口面積が前者では約5 cm²、後者では約22 cm²であることから、破損口からの漏えい流量が大きくなるよう、後者を選定した。

	ホットレグ配管破損	コールドレグ配管破損
1次冷却系主配管の割れ状の破損	1. 207 × 10 ⁻⁸ m ²	0. 518 × 10 ⁻⁸ m ²
接続するドレン系統の小口径配管の破断	2. 248 × 10 ⁻⁸ m ² (2 B 配管)	2. 248 × 10 ⁻⁸ m ² (2 B 配管)

(3) 炉心流量の減少幅

破損口からの漏えい流量は下記の式に基づき計算した。

$$G = CA [2g\rho_{NA}(P_{IN} - P_{OT})]^{1/2}$$

$$P_{IN} = P_{CG} + (L_{RV} - L_{BR})\rho_{NA} + P_{PP} - \Delta P_{PB}$$

ここで、 G	: 漏えい流量	[kg/s]
P_{IN}	: 破損口内側圧力	[kg/m ²]
P_{OT}	: 破損口外側圧力	[kg/m ²]
P_{CG}	: 原子炉容器カバーガス圧力	[kg/m ²]
P_{PP}	: 1次冷却系主循環ポンプの揚程	[kg/m ²]
ΔP_{PB}	: 1次冷却系主循環ポンプと破損口 の間の圧力損失	[kg/m ²]
L_{RV}	: 原子炉容器液位	[m]
L_{BR}	: 破損口高さ	[m]
A	: 破損口断面積	[m ²]
C	: オリフィス流量係数	[-]
g	: 重力加速度	[m/s ²]
ρ_{NA}	: ナトリウム密度	[kg/m ³]

また、破損口からの漏えい流量が最大となるよう、計算条件を次のとおりとした。

$$\begin{aligned}
 P_{OT} &= 1.000 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \\
 P_{CG} &= 1.010 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \\
 P_{PP} &= 6.077 \times 10^4 \text{ kg/m}^2 \quad (70 \text{ mNa}) \\
 \Delta P_{PB} &= 0.0 \text{ kg/m}^2 \\
 L_{RV} &= GL - 6100 \\
 L_{BR} &= GL - 12442 \\
 A &= 2.248 \times 10^{-8} \text{ m}^2 \\
 C &= 1.0 \\
 \rho_{NA} &= 868.2 \text{ kg/m}^3 \quad (\text{at } 350^\circ\text{C})
 \end{aligned}$$

上記の計算式及び計算条件より、破損口からの漏えい流量は約76 kg/sと計算される。したがって、炉心流量の減少幅はこれを包絡する80 kg/sとした。

「1次冷却材漏えい事故」時の1次冷却材液位について

(1) 目的

本安全解析では、「1次冷却材漏えい事故」事象が発生しても1次冷却材の液位が確保され、1次冷却系及び2次冷却系による崩壊熱除去が行われるものとして、解析条件の設定を行った。ここでは、本事象における1次冷却材の液位変化を評価し、本想定の妥当性を確認する。

(2) 「1次冷却材漏えい事故」時の1次冷却材液位変化の要因

(a) 1次冷却系主循環ポンプの停止による液位整定

原子炉容器ナトリウム液位が「炉内ナトリウム液面低」の設定値に達して原子炉がスクラムすると、1次冷却系主循環ポンプの主電動機が停止してポンプの駆動力が喪失し、原子炉容器の液面は低下、主中間熱交換器、1次冷却系主循環ポンプ及びPOFC（ポンプオーバーフローコラム）の液面は上昇し、各液面はほぼ同一レベルに整定する。

(b) 冷却材漏えいによる液位低下

漏えいした冷却材は1次系の二重構造アニュラス部に流入し、アニュラス部液位は上昇し、1次冷却材液位は低下する。漏えいは破損口における内外圧力がバランスするまで継続する。

(c) ナトリウムシュリンクによる液位低下

原子炉スクラム後、1次冷却材温度は最終的に250℃まで低下する可能性がある。この温度低下により1次冷却材が収縮（シュリンク）し、各液面の液位は低下する。

通常、1次冷却材液位はオーバーフロー系によるナトリウムの汲み上げにより確保されるが、単一故障としてその不作動を仮定すると、1次冷却材の液位が原子炉容器出口ノズル、主中間熱交換器上部流入窓、POFCサイフォンブレイク戻り点等のレベルを下回り、1次冷却系の流路パスが確保できなくなる恐れがある。

以下、これらの3つの要因についてそれぞれ、1次冷却材の液位変化を評価する。

(3) 1次冷却系主循環ポンプの停止による液位整定

定格運転時の各液面の液位及び断面積を下記のとおりとし、ポンプが停止して各液面が同一レベルに整定した時の各液面の液位を体積保存則に基づき計算すると、GL-6.325mとなる。

- ① 原子炉容器 : GL-6.100m、 $A_{RV}=9.362\text{ m}^2$ (最小値)
- ② 主中間熱交換器 : GL-6.640m、 $A_{HX}=2.378\text{ m}^2$ (最大値)
- ③ 1次冷却系主循環ポンプ
: GL-6.300m、 $A_{PP}=1.131\text{ m}^2$ (最大値)
- ④ P O F C : GL-8.050m、 $A_{PC}=0.196\text{ m}^2$ (最大値)

(4) 冷却材漏えいによる液位低下

アニュラス部は大きく原子炉容器部及びループ部（Aループ部、Bループ部）の3箇所分割されている。また、ループ部では破損口の位置によって漏えい量が異なると考えられる。したがって、破損位置を下記の4とおりに想定し、それぞれのケースについて漏えい量を評価した。なお、ループ部での破損については、Aループ部よりもBループ部のアニュラス部容積が大であることから、Bループ部について評価した。

- ① CASE-1 : 原子炉容器部
- ② CASE-2 : ループ部（原子炉容器～主中間熱交換器）
- ③ CASE-3 : ループ部（主中間熱交換器～1次冷却系主循環ポンプ）
- ④ CASE-4 : ループ部（1次冷却系主循環ポンプ～原子炉容器）

評価上の仮定を以下に示す。

- (a) アニュラス部の構造は第C.2-2図及び第C.2-3図に基づくものとする。
- (b) 原子炉容器部で破損する場合、漏えいはアニュラス部全域がナトリウムで満たされるまで継続することとする。
- (c) ループ部で破損する場合、漏えいは破損口における内外圧力がバランスするまで継続することとし、その際、アニュラス部各部での「せき」の効果、アニュラス部の液位上昇と1次冷却材の液位低下の効果等を考慮することとする。
- (d) 初期1次冷却材液位は、1次冷却系主循環ポンプ停止後の整定液位であるGL-6.325mとする。

- (e) 1次系カバーガス圧力及びアニュラス部窒素ガス圧力は、漏えい量を大きく評価するよう次のとおりとし、漏えいの進展による1次系カバーガス圧力の低下及びアニュラス部窒素ガス圧力の上昇は考慮しないこととする。
- ① 1次系カバーガス : $1.010 \times 10^4 \text{ kg/m}^2\text{a}$ (最大値)
- ② アニュラス部窒素ガス : $1.035 \times 10^4 \text{ kg/m}^2\text{a}$ (最小値)
- (f) 1次冷却材液位の低下幅を保守的に大きく評価するため、主中間熱交換器、1次冷却系主循環ポンプ、POFCの各液面の断面積は、前記の値の1/2とする。
- (g) 漏えいナトリウム温度は、ホットレグで破損する場合500℃、コールドレグで破損する場合350℃とする。
- (h) 漏えいの過程で主中間熱交換器、1次冷却系主循環ポンプ等のアニュラス部が密閉状態となる場合がある。このような密閉部における圧力Pと容積Vには、「PV=一定」が成立するものとする。

以上の仮定に基づいて、CASE-1~4の全漏えい量及び液位を評価した結果、次のように原子炉容器部で破損するCASE-1が最も厳しくなることがわかった。なお、ループ部で破損するケースの中ではCASE-3（主中間熱交換器~1次冷却系主循環ポンプで破損）が最も厳しくなる。

- ① CASE-1 : 3.5720 m^3 、GL-6.598 m
- ② CASE-2 : 1.8837 m^3 、GL-6.469 m
- ③ CASE-3 : 3.2816 m^3 、GL-6.576 m
- ④ CASE-4 : 3.0039 m^3 、GL-6.555 m

第C.2-4図にCASE-2~4の漏えい終了時のアニュラス部の液位を示す。同図において、■部は漏えいナトリウムを示し、▣部はアニュラス部窒素ガスが密閉状態になっていることを示す。このとき、次の圧力バランスの式、状態方程式及び体積保存の式が成立している。

--- CASE-2 ---

$$P_A = P_{PR} + (L_{CC} - L_A) \rho_C + (L_{PR} - L_{CC}) \rho_H$$

$$P_A = P_{N2} + (L_1 - L_A) \rho_H$$

$$P_A = P_{HX} + (L_2 - L_A) \rho_H$$

$$P_B = P_{HX} + (L_3 - L_B) \rho_H$$

$$P_B = P_{N2} + (L_4 - L_B) \rho_H$$

$$P_B = P_{N2} + (L_5 - L_B) \rho_H$$

$$P_{HX} V_{HX} = P_{HX0} V_{HX0}$$

$$V_T = A_{PR} (L_{PRO} - L_{PR})$$

--- CASE - 3 ---

$$P_B = P_{PR} + (L_{CC} - L_B) \rho_C + (L_{PR} - L_{CC}) \rho_H$$

$$P_A = P_{N2} + (L_1 - L_A) \rho_C$$

$$P_A = P_{HX} + (L_2 - L_A) \rho_C$$

$$P_B = P_{HX} + (L_3 - L_B) \rho_C$$

$$P_B = P_{N2} + (L_4 - L_B) \rho_C$$

$$P_B = P_{PP} + (L_5 - L_B) \rho_C$$

$$P_C = P_{PP} + (L_6 - L_C) \rho_C$$

$$P_C = P_{N2} + (L_7 - L_C) \rho_C$$

$$P_{HX} V_{HX} = P_{HX0} V_{HX0}$$

$$P_{PP} V_{PP} = P_{PP0} V_{PP0}$$

$$V_T = A_{PR} (L_{PRO} - L_{PR})$$

--- CASE - 4 ---

$$P_C = P_{PR} + (L_{CC} - L_C) \rho_C + (L_{PR} - L_{CC}) \rho_H$$

$$P_B = P_{N2} + (L_3 - L_B) \rho_C$$

$$P_B = P_{N2} + (L_4 - L_B) \rho_C$$

$$P_B = P_{PP} + (L_5 - L_B) \rho_C$$

$$P_C = P_{PP} + (L_6 - L_C) \rho_C$$

$$P_C = P_{N2} + (L_7 - L_C) \rho_C$$

$$P_{HX} V_{HX} = P_{HX0} V_{HX0}$$

$$V_T = A_{PR} (L_{PRO} - L_{PR})$$

- ここで、 P_{PR} : 1次系カバーガス圧力
 P_{N2} : アニユラス部窒素ガス圧力
 $P_A \sim C$: A点～C点の圧力
 P_{HX} : 主中間熱交換器廻り図部圧力
 P_{HX0} : 主中間熱交換器廻り図部圧力初期値
 V_{HX} : 主中間熱交換器廻り図部容積
 V_{HX0} : 主中間熱交換器廻り図部容積初期値
 (-----で囲んだ部分)

P_{PP} : 1次冷却系主循環ポンプ廻り \square 部圧力
 P_{PP0} : 1次冷却系主循環ポンプ廻り \square 部圧力初期値
 V_{PP} : 1次冷却系主循環ポンプ廻り \square 部容積
 V_{PP0} : 1次冷却系主循環ポンプ廻り \square 部容積初期値
 (---で囲んだ部分)
 V_T : 全漏えいナトリウム容積 (\blacksquare 部容積)
 L_{PR} : 1次冷却材液位
 L_{PR0} : 1次冷却材液位初期値
 L_{CC} : 炉心中心高さ (GL-10.860 m)
 $L_{A\sim C}$: A点~C点の高さ
 $L_{1\sim 7}$: アニユラス部各液面の高さ
 A_{PR} : 1次冷却材全液面の断面積 (13.067 m²)
 ρ_c : 冷却材密度 at 350℃
 ρ_H : 冷却材密度 at 500℃

(5) ナトリウムシュリンクによる液位低下

評価上の仮定を以下に示す。

- (a) 初期1次冷却材液位は、漏えい終了時の最低液位であるGL-6.598 m (CASE-1)とする。
- (b) 1次冷却材に関する下記の質量保存則を解くことにより、液位低下幅 ΔL を計算することとする。

$$m = V_H \rho_H + V_C \rho_C + \Delta L (A_H \rho_H + A_C \rho_C)$$

ここで、 m : 1次冷却材の全重量
 V_H/V_C : ホットレグ側/コールドレグ側の全容積
 ρ_H/ρ_C : ホットレグ側/コールドレグ側の密度
 A_H/A_C : ホットレグ側/コールドレグ側の液面の全断面積
 ΔL : 液位低下幅

- (c) 1次系のナトリウムの収縮に伴って、1次系の機器・配管も収縮するが、保守的に液面の全断面積 (A_H 、 A_C) の減少のみ考慮する。また、1次冷却材液位の低下幅を保守的に大きく評価するため、主中間熱交換器、1次冷却系主循環ポンプ、POFCの各液面の断面積は、前記の値の1/2とする。

$$A_H = A_{H0} (1 + \alpha (T_H - T_{H0}))^2$$

$$A_C = A_{C0} (1 + \alpha (T_C - T_{C0}))^2$$

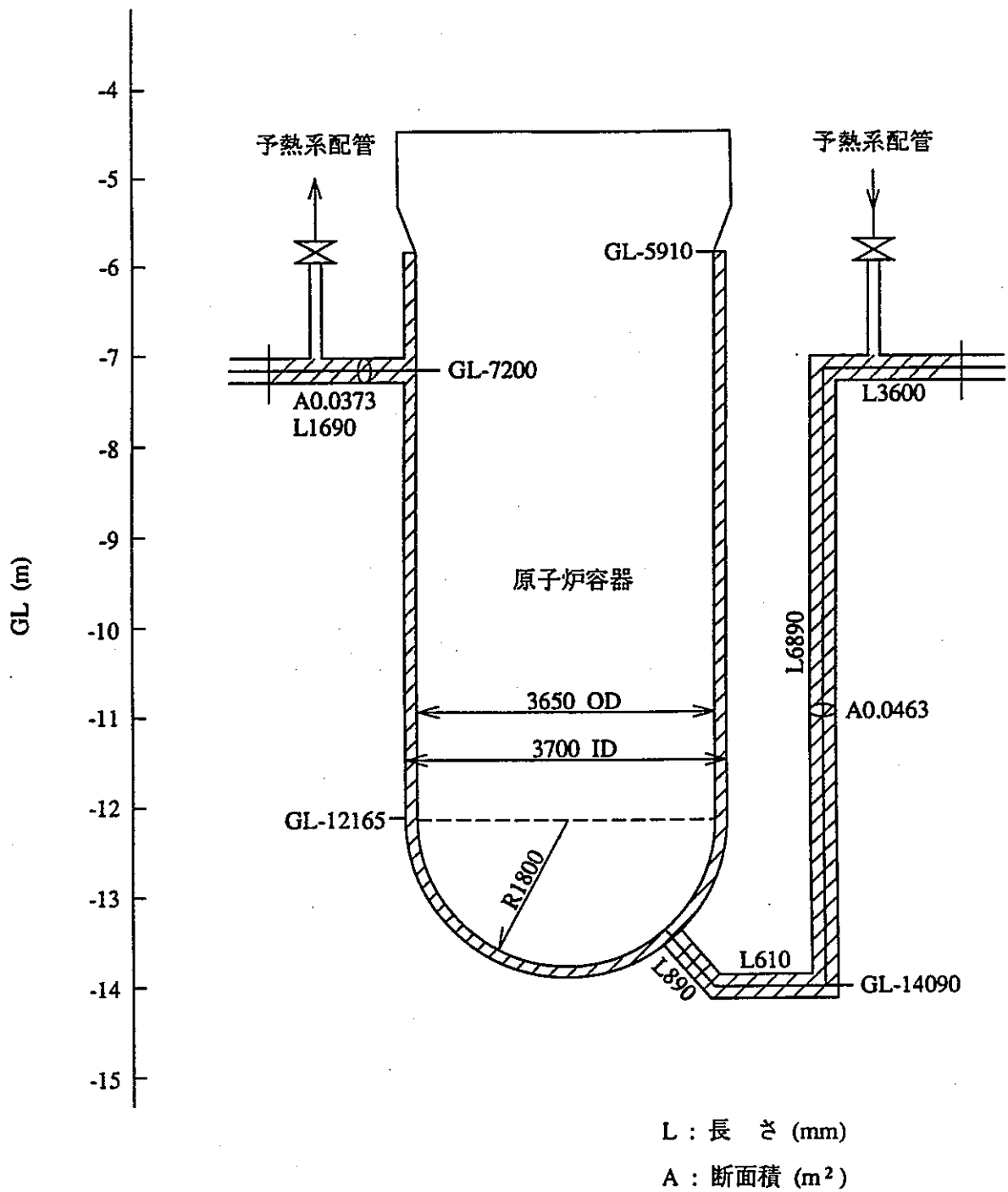
ここで、 A_{H0}/A_{C0} : 液面温度 T_{H0}/T_{C0} に対する全断面積
($A_{H0} = 11.74 \text{ m}^2 / A_{C0} = 1.327 \text{ m}^2$)
 T_H/T_C : ホットレグ側/コールドレグ側の温度
 T_{H0}/T_{C0} : ホットレグ側/コールドレグ側の温度初期値
($T_{H0} = 500^\circ\text{C} / T_{C0} = 350^\circ\text{C}$)
 α : SUS304の線膨張率
($\alpha = 18.1 \times 10^{-6} (\text{K}^{-1})$ 、at 800 K)

以上の仮定に基づき、CASE-1についてホットレグ側/コールドレグ側の最終温度を 250°C として液位低下幅を評価した結果、 $\Delta L = 0.295 \text{ m}$ となった。したがって、1次冷却材液位はGL-6.893 mとなる。

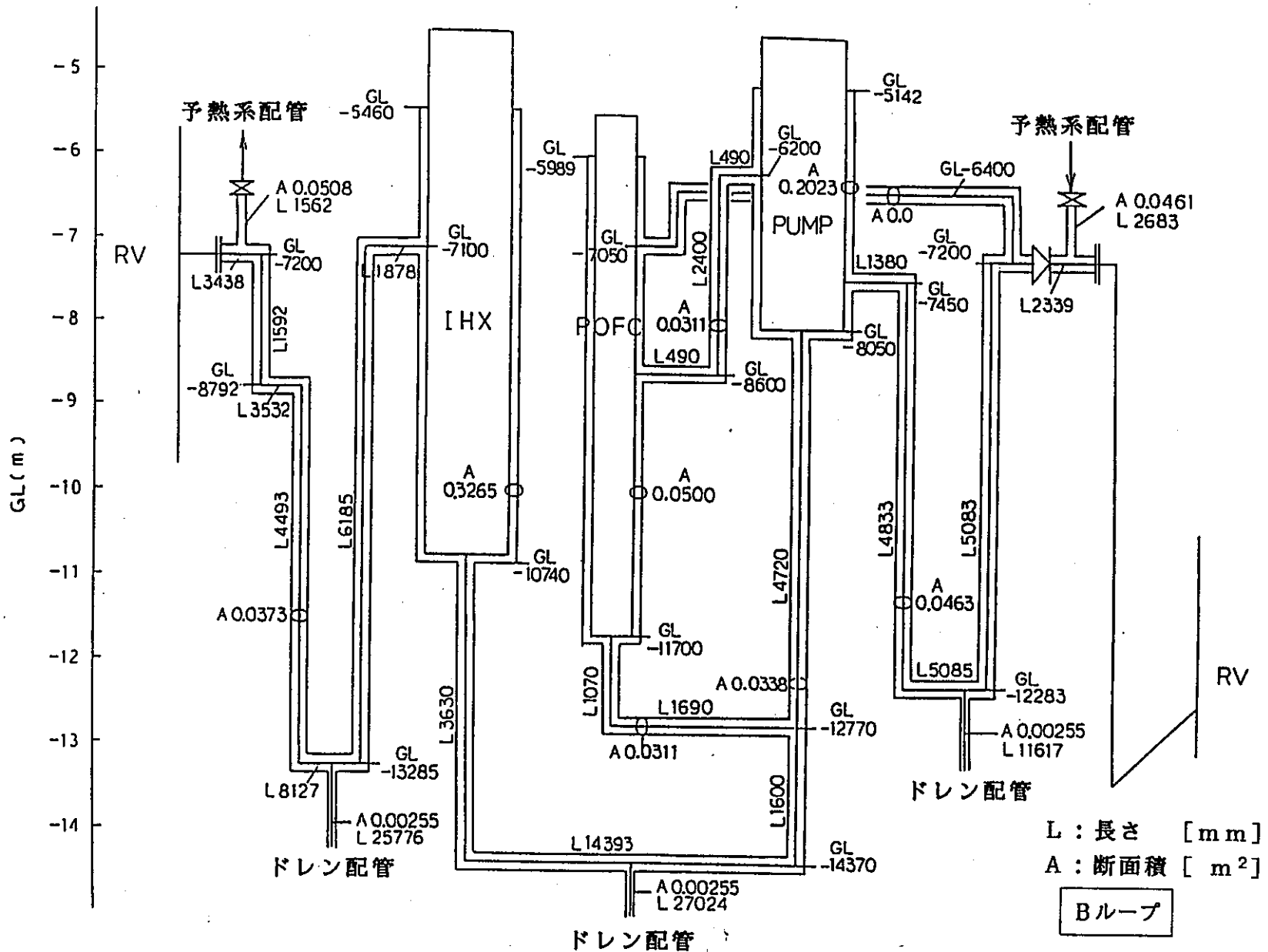
(6) 評価

以上のことから、1次冷却材の液位は最も厳しい想定でGL-6.893 mまで低下する可能性があることがわかった。しかしながら、その場合でも1次冷却材の液位が下記のレベルを下回ることはなく、1次冷却系の流路パスは確保できるものと判断される。

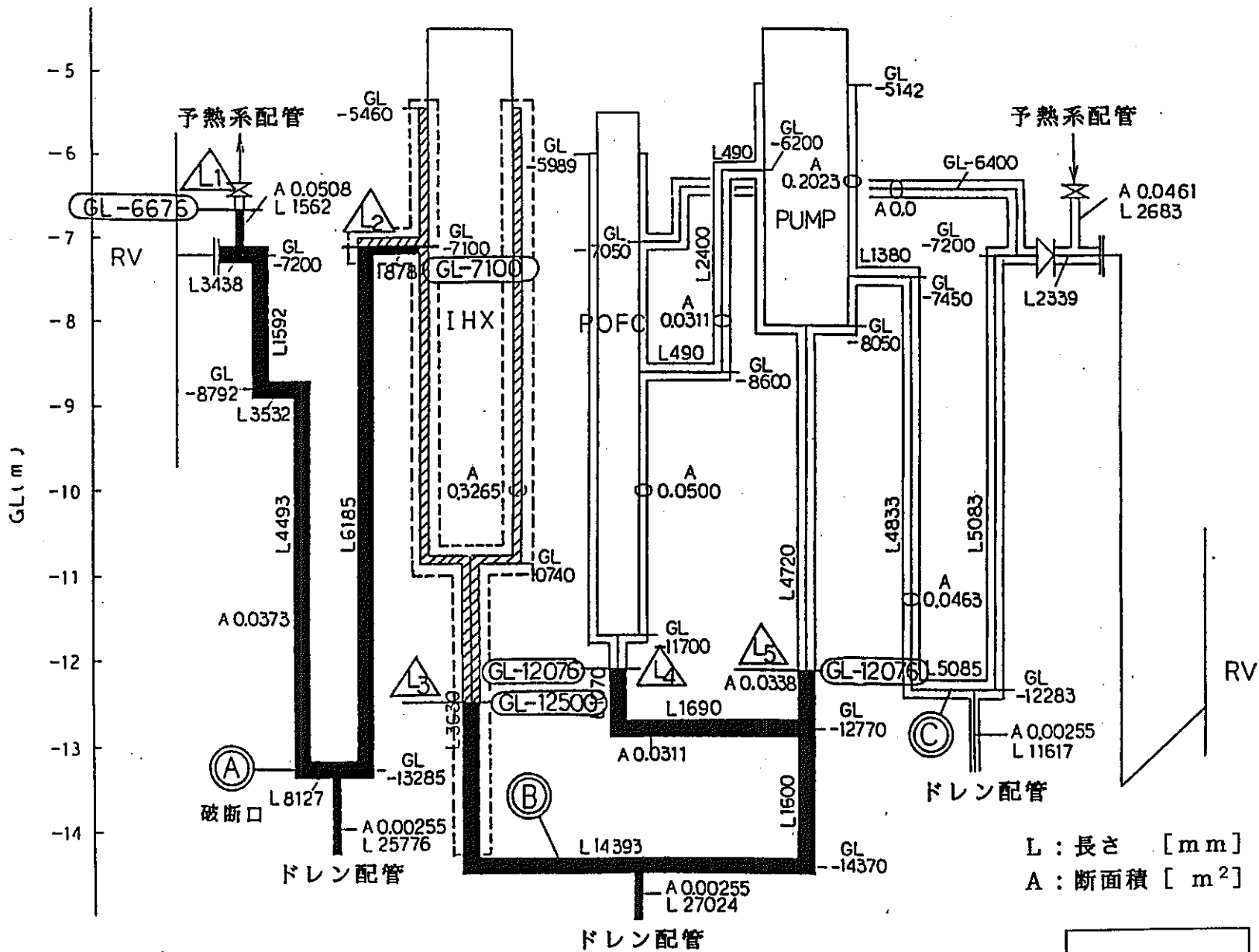
- ① GL-7.200 m : 原子炉容器出口ノズル (中心)
- ② GL-6.910 m : 主中間熱交換器上部流入窓 (下端)
- ③ GL-7.050 m : POF Cサイフォンブレイク戻り点 (中心)



第C. 2-2図 原子炉容器部アニュラス部の構造・寸法

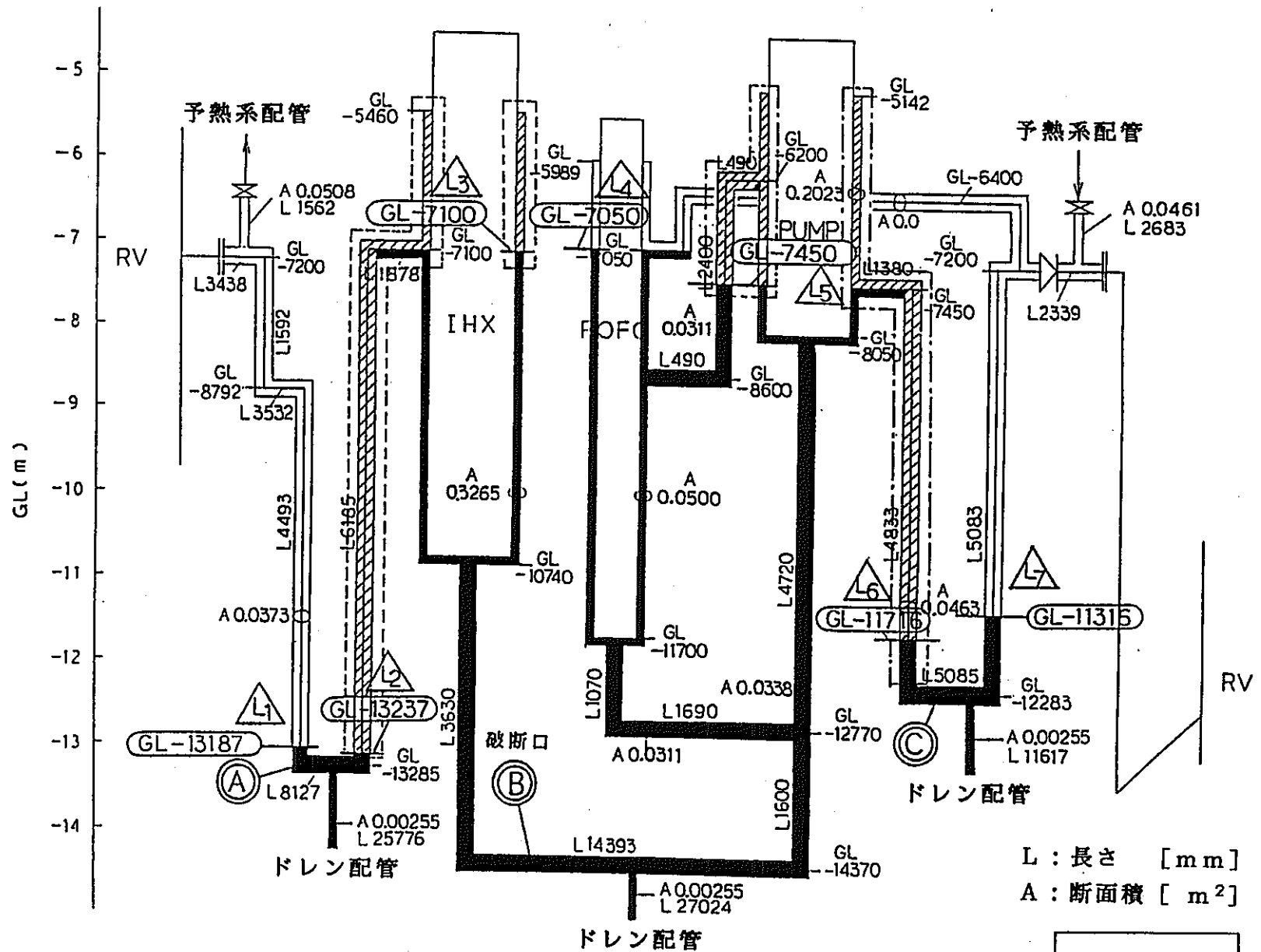


第C. 2-3図 ループ部アニュラス部の構造・寸法

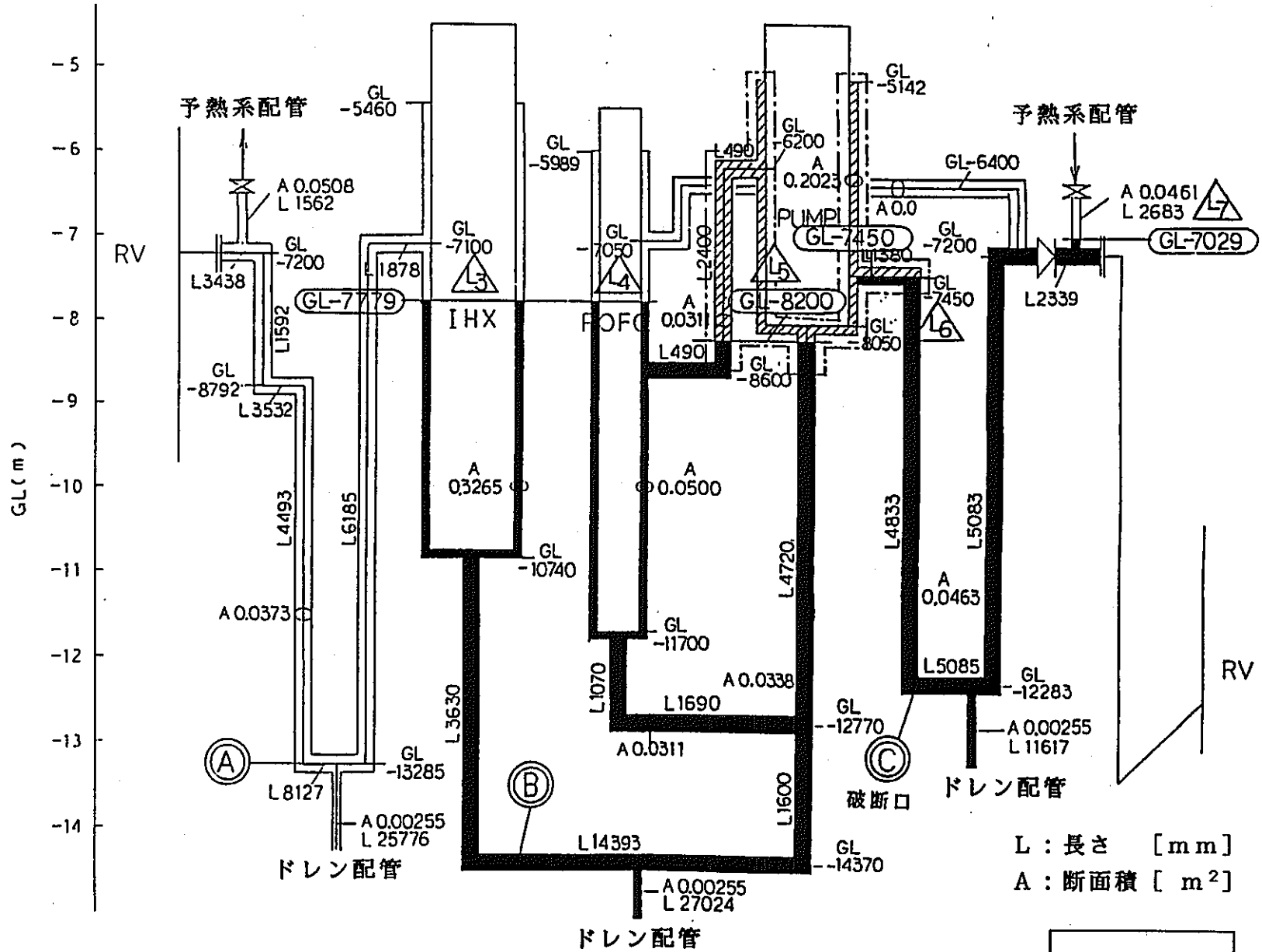


CASE-2

第C. 2-4図 (1/3) 漏えい終了時のアニユラス部液位



第C. 2-4図 (2/3) 漏えい終了時のアニュラス部液位



CASE-4

第C. 2-4図 (3/3) 漏えい終了時のアニュラス部液位

冷ナトリウム事象時の反応度係数について

(1) 目的

本安全解析における「2次冷却材流量増大」及び「主冷却器空気流量の増大」の2事象の反応度係数の組合せの妥当性について検討した結果をまとめた。

(2) 検討内容

これらの事象は、原子炉入口冷却材温度の低下により正の反応度が炉心に投入され原子炉出力が上昇する出力上昇・冷却材温度低下型事象であることから、炉心の冷却材温度及び構造材温度は低下、燃料温度は上昇することを想定して、反応度係数の組合せを次のとおり設定している。

- 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 冷却材温度係数 : 最小値 (絶対値が最大の負の値)
- ④ 構造材温度係数 : 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)

「HARHO-IN」コードによる解析結果(第5.1-6図及び第5.1-8図)によると、これらの事象では原子炉スクラムに至るまでの間、炉心の冷却材及び構造材の最高温度が上昇し、反応度係数の組合せにおける「炉心の冷却材温度及び構造材温度は低下、燃料温度は上昇」という想定に反しているように見える。

そこで、本想定がこれらの事象の原子炉スクラムに至るまでの炉心温度挙動及び温度フィードバック挙動と整合していることを確認するため、「HARHO-IN」コードによる解析結果に基づいて炉心の冷却材平均温度の応答を調査した(冷却材、構造材等の温度フィードバック反応度はこれらの平均温度の変化に比例するため)。その結果を第C.3-1表に示す。同表より、これらの事象の炉心温度挙動及び温度フィードバック挙動に関して次のことがわかる。

- (a) 原子炉スクラムに至るまでの間、炉心の冷却材平均温度はほぼ一定である。これは、原子炉入口冷却材温度の低下に伴う炉心の冷却材平均温度の低下と、原子炉出力の上昇に伴う炉心の冷却材平均温度の上昇が相殺するためである。
- (b) 原子炉スクラムに至るまでの間、炉心の冷却材平均温度が僅かに上昇して非保守側の負の反応度が投入されることがあるが、その反応度投入量は炉心支持板の温度変化による正の反応度投入量に比べても十分小さい。

以上のことから、これらの事象では炉心の温度挙動が反応度係数の組合せにおける想定と異なる場合があるが、それによる非保守側の負の反応度投入量は十分小さいことが確認された。また、これらの事象の原子炉スクラムに至るまでの事象推移は準静的な緩やかなものなので、反応度係数の組合せを変更して冷却材及び構造材の温度係数を最大値としても、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高温度に対する影響は軽微であると考えられる。

したがって、これらの事象の反応度係数の組合せは妥当と判断できる。

第C. 3-1表 冷ナトリウム事象時の炉心の冷却材平均温度の応答

事象名	2次冷却材流量増大		
時間 (秒)	冷却材平均温度変化 (℃)	温度フィードバック反応度 (ϕ)	
		冷却材	炉心支持板
0.0	0.0	0.0	0.0
10.0	-0.006	+0.002	0.0
20.0	-0.032	+0.011	+0.033
30.0	-0.171	+0.059	+0.351
40.0	-0.374	+0.129	+1.231
50.0	+0.012	-0.004	+2.359

(注) 「出力領域中性子束高」による原子炉トリップ設定値への到達時間は約52秒後。

事象名	主冷却器空気流量の増大		
時間 (秒)	冷却材平均温度変化 (℃)	温度フィードバック反応度 (ϕ)	
		冷却材	炉心支持板
0.0	0.0	0.0	0.0
10.0	-0.003	+0.001	0.0
20.0	-0.020	+0.007	+0.014
30.0	-0.020	+0.007	+0.056
40.0	-0.020	+0.007	+0.117
50.0	+0.009	-0.003	+0.192
60.0	+0.061	-0.021	+0.267
70.0	+0.104	-0.036	+0.365
80.0	+0.090	-0.031	+0.566
90.0	+0.229	-0.079	+0.987
100.0	+0.299	-0.103	+1.722

(注) 「出力領域中性子束高」による原子炉トリップ設定値への到達時間は約108秒後。

制御棒挿入特性の保守性について

(1) 目的

原子炉スクラム反応度挿入曲線は、原子炉スクラム時の制御棒挿入反応度、制御棒挿入特性及び制御棒ストローク曲線に基づいて作成している。ここでは、解析上設定した制御棒挿入特性の保守性について、定期検査時及び水中機能試験時の実測データに基づき検討した結果をまとめる。

(2) 定期検査時の実測データとの比較

「常陽」の定期検査では、制御棒のスクラム機能が健全であることを確認する目的で、全制御棒のスクラム時間を測定する「スクラム検査」が実施される。第C. 4-1表に第8回定期検査及び第9回定期検査におけるスクラム時間の実測データを示す。また、第C. 4-1図に解析上の制御棒挿入特性との関係を示す。

本実測データより、制御棒が全引抜き位置から90%反応度投入時の制御棒位置まで落下するのに要する時間は、すべての制御棒について0.8秒以内と測定されていることがわかる。

(3) 水中機能試験時の実測データとの比較

「常陽」MK-II改造型制御棒の挿入特性を測定する炉外試験（水中機能試験）が実施されている（PNC SJ201 85-09 「『常陽』MK-II改造型制御棒炉外試験、水中機能試験と使用後検査」参照）。第C. 4-2図に解析上の制御棒挿入特性と併せてその実測データを示す。

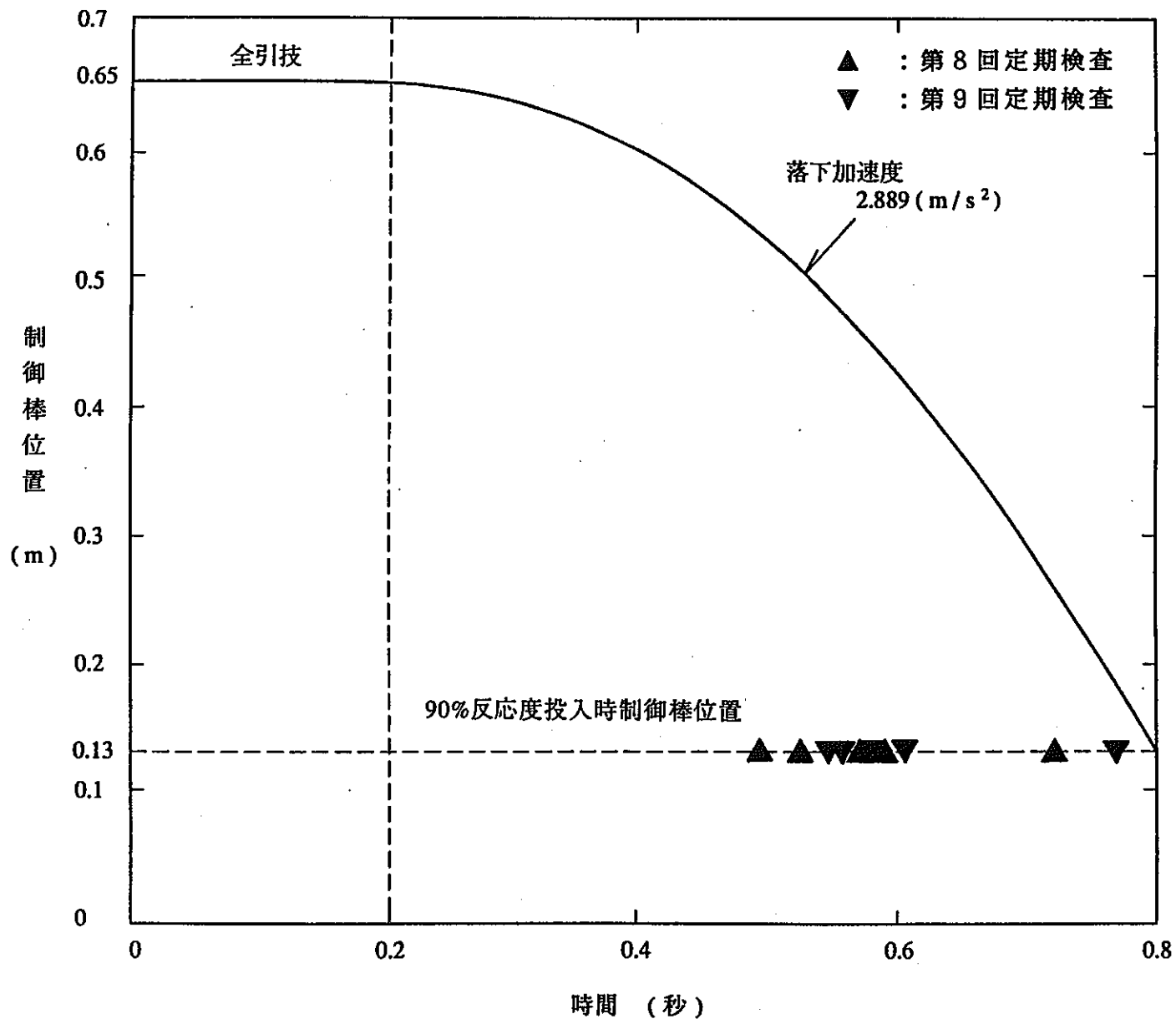
本実測データより、デラッチ遅れ時間は0.11秒程度であり、解析上の制御棒挿入特性で仮定した0.2秒に比べ十分に短いことがわかる。また、スクラム時間は0.5秒以内であり、解析上の制御棒挿入特性における0.8秒に比べて十分に短く、特に制御棒の切り離し時にはスプリングによる加速により挿入速度が大となることがわかる。

(4) 結論

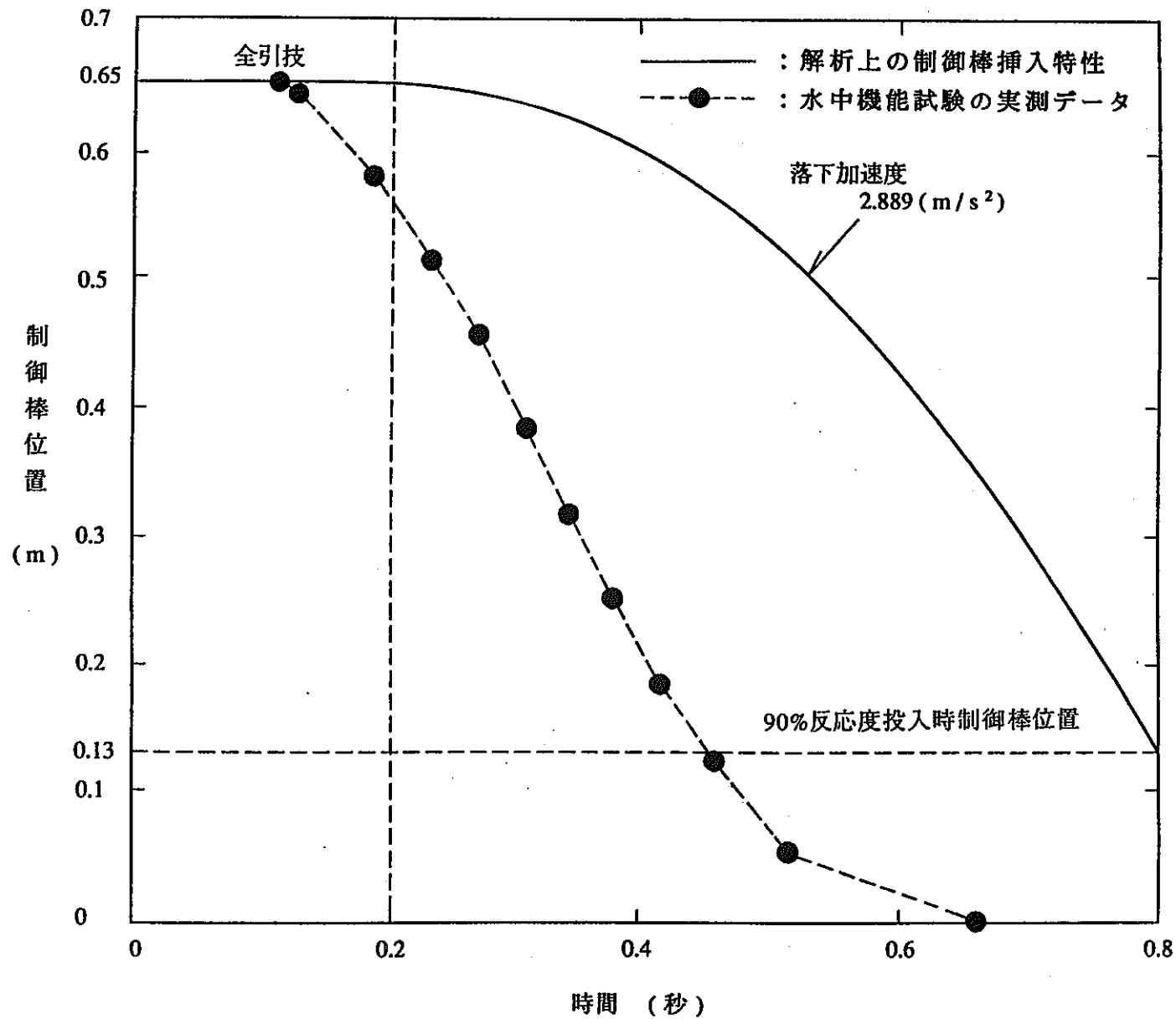
定期検査時及び水中機能試験時の実測データとの比較により、解析上の制御棒挿入特性はスクラム時間等の観点から見て、十分に保守的であることが確認された。

第C. 4-1表 定期検査におけるスクラム時間の測定結果

検査対象		測定値	備考
第 8 回 定期検査	制御棒-1	0. 4 8 4 秒	自主検査記録
	制御棒-2	0. 7 2 0 秒	〃
	制御棒-3	0. 5 8 5 秒	〃
	制御棒-4	0. 5 1 7 秒	〃
	制御棒-5	0. 5 6 3 秒	〃
	制御棒-6	0. 5 7 3 秒	定期検査記録
第 9 回 定期検査	制御棒-1	0. 5 5 8 秒	自主検査記録
	制御棒-2	0. 7 7 1 秒	〃
	制御棒-3	0. 6 0 1 秒	〃
	制御棒-4	0. 5 7 4 秒	〃
	制御棒-5	0. 5 4 3 秒	定期検査記録
	制御棒-6	0. 5 5 2 秒	自主検査記録



第C. 4-1図 定期検査におけるスクラム時間の実測データ



第C. 4-2図 水中機能試験における制御棒挿入特性の実測データ

原子炉スクラム反応度挿入曲線の保守性について

(1) 目的

本安全解析では、制御棒の初期位置を全引抜き位置と仮定して原子炉スクラム反応度挿入曲線を作成している。しかしながら、実際の制御棒の初期位置は中途挿入位置にあり、その位置からの制御棒挿入反応度は、本安全解析で仮定した $5.5\% \Delta k/k'$ を下回る可能性がある。

ここでは、制御棒の初期位置が想定される最も深い位置にあり、制御棒挿入反応度が最小となる場合の原子炉スクラム挙動を「MIMIR」コードにより解析し、原子炉スクラム反応度挿入曲線の保守性について検討する。

(2) 解析条件

定格出力運転時の制御棒挿入反応度の最小値は、[炉停止余裕]に[温度補償用]及び[出力補償用]の反応度を加えた値に等しい。平成3年度炉心設計によると、これらの合計は下記のとおり $2.0\% \Delta k/k$ となる。

- ① [炉停止余裕] : $1.0\% \Delta k/k$ (最小値)
- ② [温度補償用] + [出力補償用] (100℃等温 → 定格出力)
: $1.0\% \Delta k/k$ (最小値)

この場合、制御棒は引抜き距離約250mmの位置にある。また、制御棒挿入時の落下加速度が制御棒を全引抜き位置から挿入する場合と同じであると仮定すると、原子炉スクラム反応度挿入曲線は第C. 4-3図に示すとおりとなる。

本解析では、同図に示す原子炉スクラム反応度挿入曲線を用いて、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」及び「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」の2事象について解析を行った。なお、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の解析では、制御棒の引抜きによる反応度投入量を3\$と仮定し、5¢/sの反応度投入が60秒間継続するものとした。

(3) 解析結果

第C. 4-4図及び第C. 4-5図に解析結果を示す。また、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高温度を第C. 4-2表にまとめた。

制御棒初期位置250mm(中途挿入)とした場合、制御棒初期位置650mm(全引抜き)とした場合に比べて、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高温度

(1次ピーク温度)は幾分低くなった。これは、制御棒中途挿入位置では制御棒ストローク曲線上の微分反応度値が大きく、原子炉スクラム時に原子炉出力がよりすみやかに低下するためである。

一方、制御棒初期位置250mm(中途挿入)とした場合、制御棒挿入反応度が2.0% $\Delta k/k$ と小さいため、原子炉スクラムから数十秒間の原子炉出力が幾分高めとなり、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高温度が高めに推移し、2次ピーク温度が数十℃程度高くなる。しかしながら、2次ピーク温度の上昇は特に問題になるほどではなく、また、炉心は深い未臨界状態が保たれている。

(4) 結論

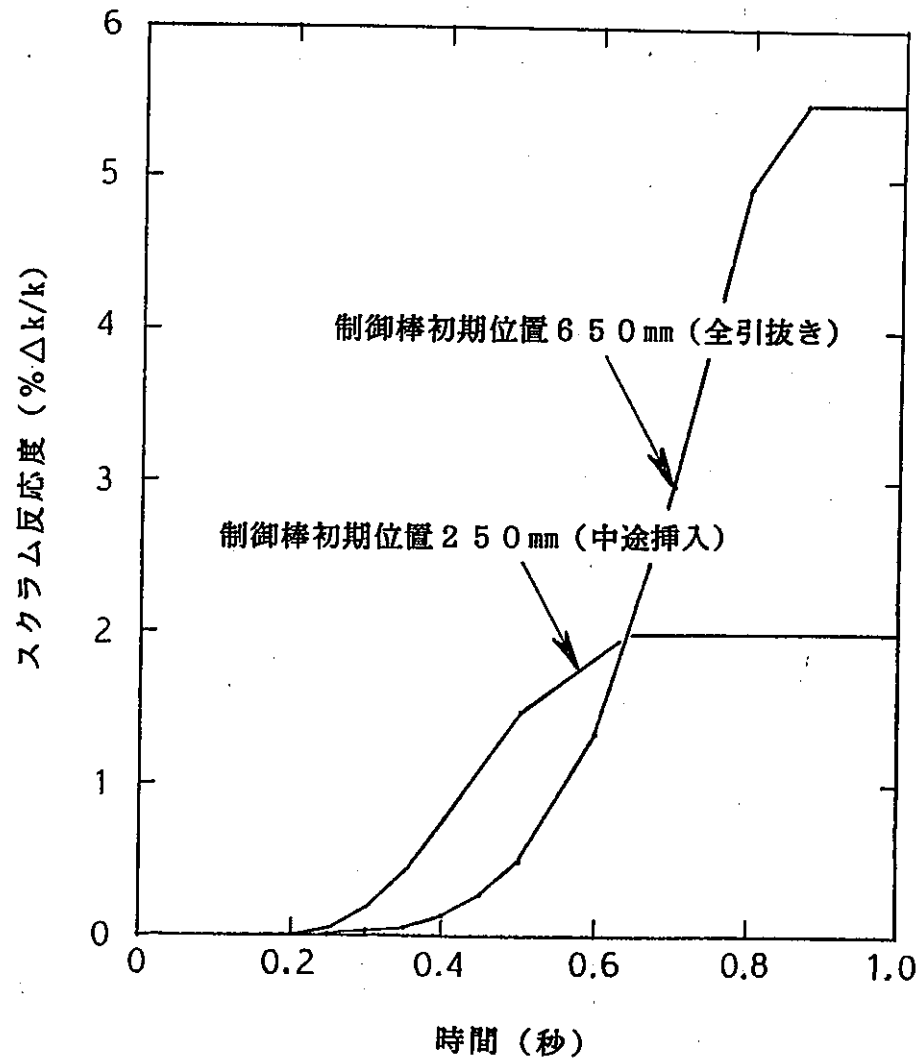
以上のことから、制御棒初期位置を中途挿入位置とすることは解析条件として非保守側の想定となる。したがって、制御棒初期位置を全引抜き位置と仮定して作成した解析上の原子炉スクラム反応度挿入曲線は十分に保守的であることが確認された。

第C. 4-2表 制御棒初期位置に関するサーベイ解析結果

事象名	制御棒初期位置	最高温度		
		燃料	被覆管	冷却材
出力運転中の 制御棒の異常 な引抜き	全引抜き（注1）	2589℃	686℃	667℃
	中途挿入（注2）	2587℃	685℃	665℃
1次冷却系主 循環ポンプ軸 固着事故	全引抜き	—	806℃	794℃
	中途挿入	—	794℃	782℃

（注1）制御棒初期位置650mm

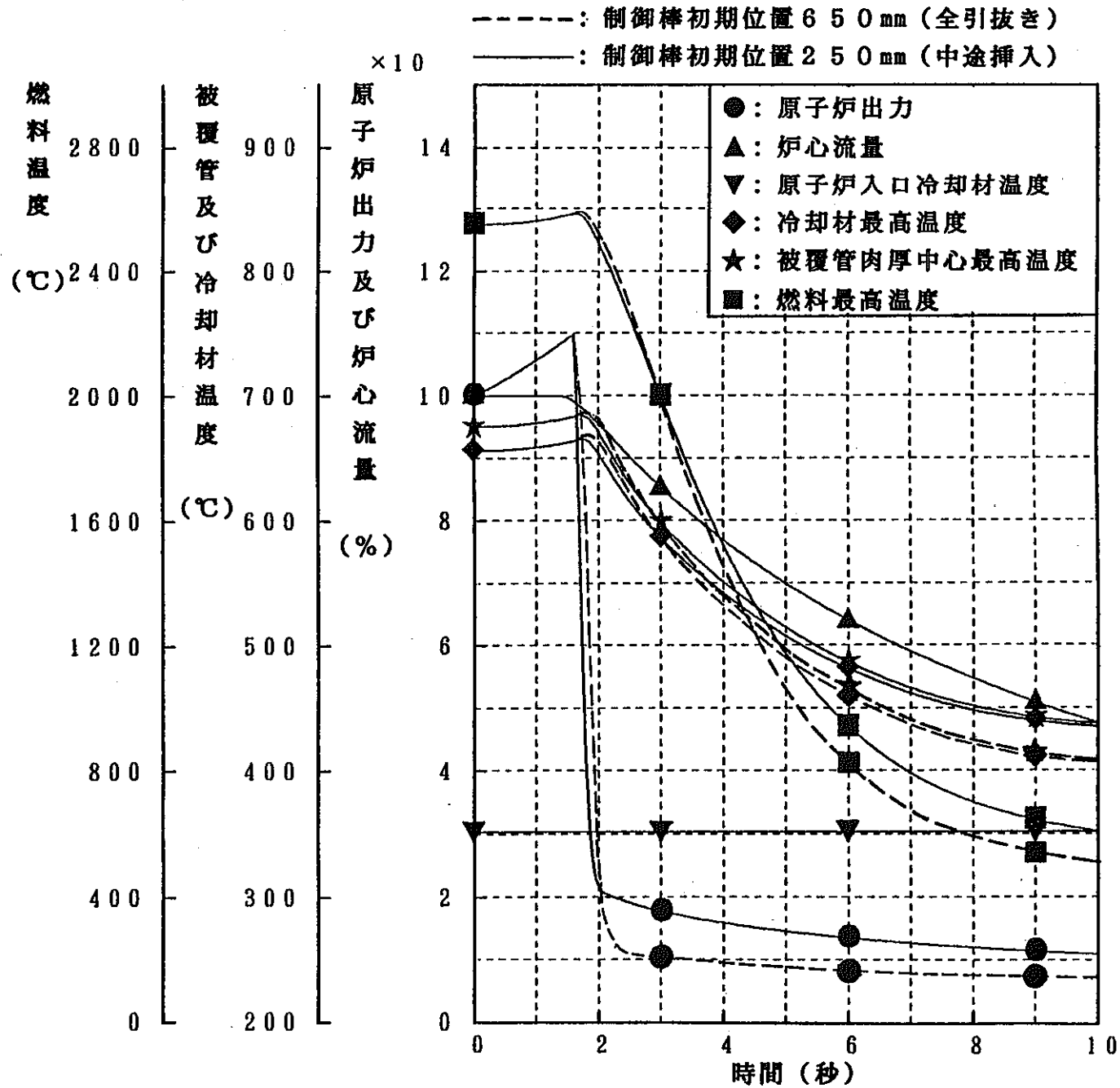
（注2）制御棒初期位置250mm



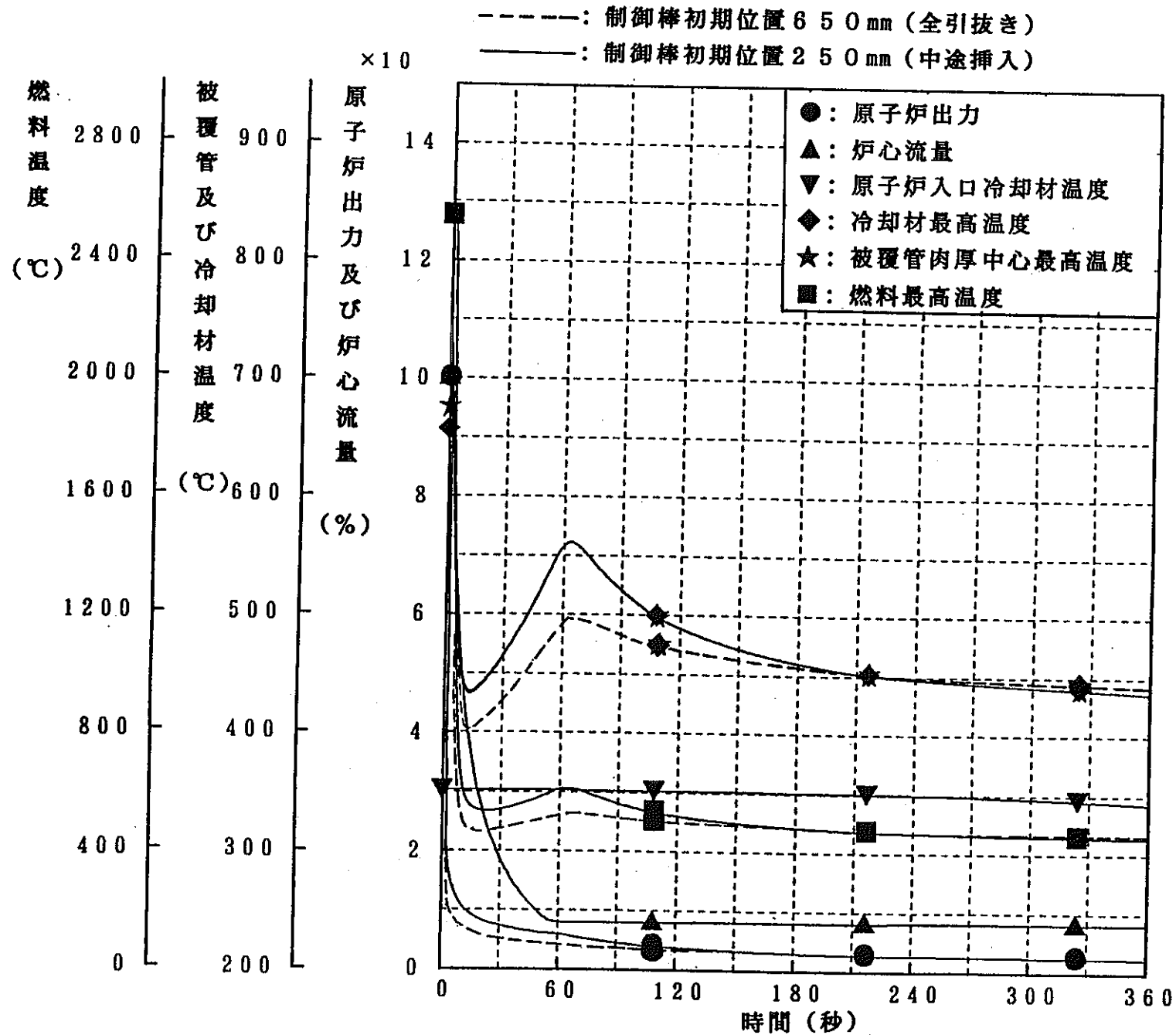
時間 (秒)	スクラム反応度 (%Δk/k)
0.00	0.0
0.20	0.0
0.25	-0.049404
0.30	-0.19624
0.35	-0.43625
0.40	-0.75383
0.45	-1.1195
0.50	-1.4828
0.60	-1.7754
0.62	-2.0

(注) 時間は制御棒保持電磁石
励磁断からの経過時間。

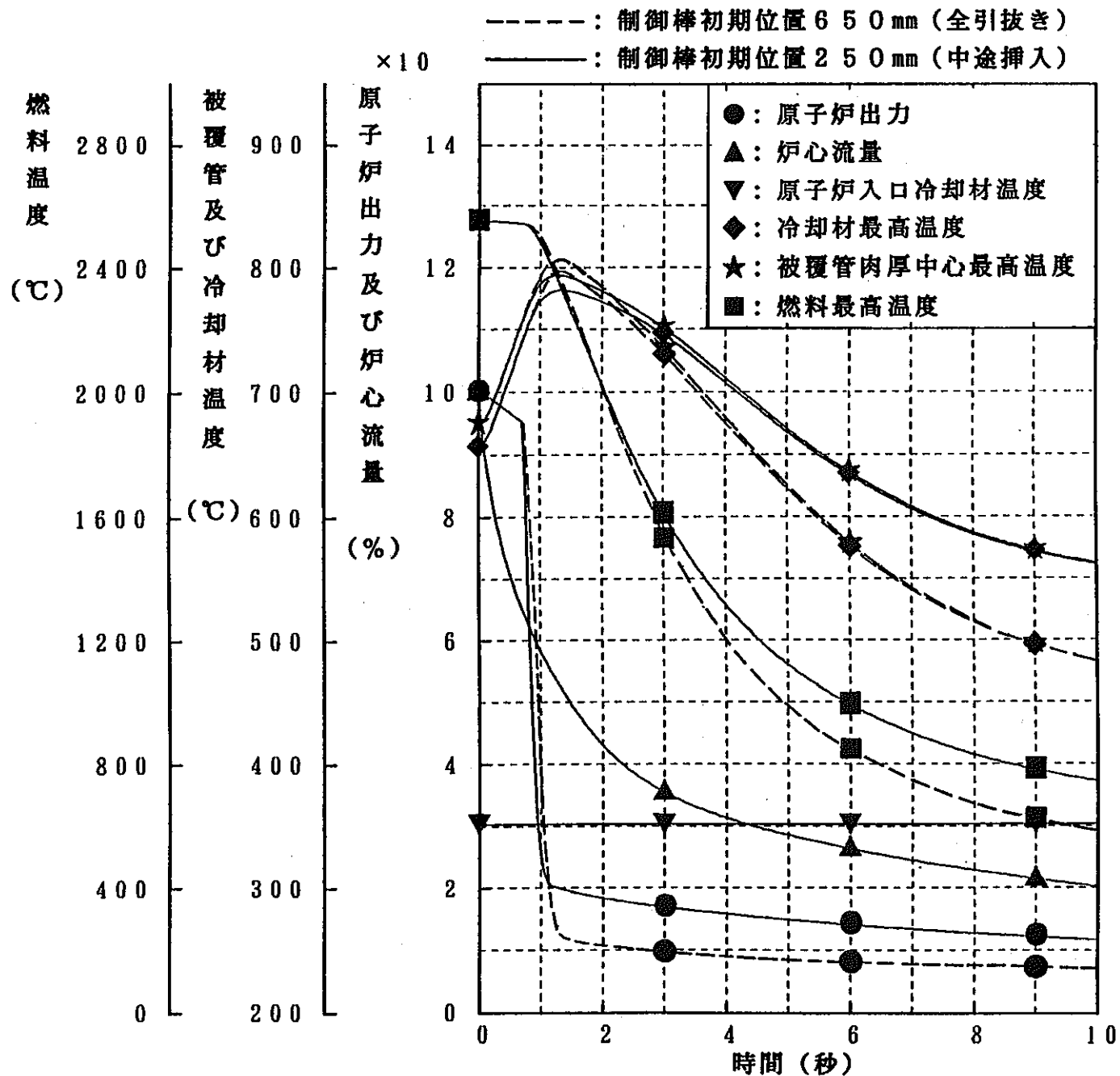
第C. 4-3図 制御棒中途挿入位置からの原子炉スクラム反応度挿入曲線



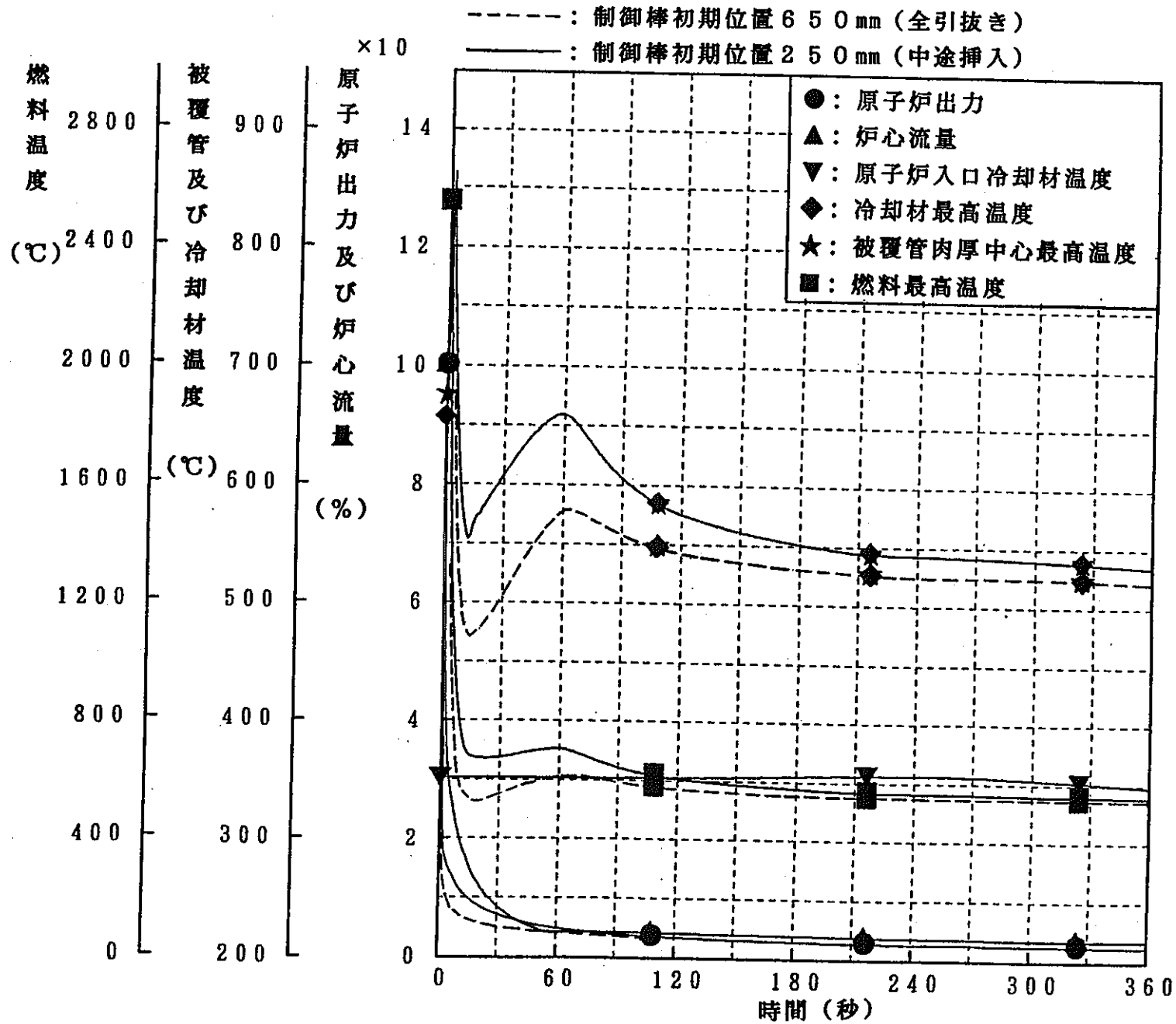
第C. 4-4図 (1/2) 制御棒初期位置に関するサーベイ解析結果
(出力運転中の制御棒の異常な引抜き)



第C. 4-4図 (2/2) 制御棒初期位置に関するサーベイ解析結果
 (出力運転中の制御棒の異常な引抜き)



第C. 4-5図 (1/2) 制御棒初期位置に関するサーベイ解析結果
(1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)



第C. 4-5図 (2/2) 制御棒初期位置に関するサーベイ解析結果
 (1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)

主送風機停止後の主冷却器空気流量について

(1) 目的

MK-Ⅲ冷却系改造計画によると、原子炉スクラム等による主送風機の停止後には、原子炉冷却材温度制御系によるベーン、ダンパ開度操作により主冷却機の自然通風量を調節して、崩壊熱の除去を行うとともに主冷却器出口ナトリウム温度を一定値(300℃)に制御することとしている。本安全解析では、原子炉冷却材温度制御系の動作による変動を保守的に包絡する値として、主送風機停止後の主冷却器空気流量を初期空気流量(6788 m³/min/基)の3%(一定)と仮定し、3.39 m³/sとしている。ここでは、主送風機停止後の主冷却器空気流量に関する本想定の妥当性について検討した結果をまとめる。

(2) 「外部電源喪失」時のプラントの過渡応答

主送風機停止後の主冷却器空気流量を初期空気流量の3%(一定)と仮定して実施した、「MIMIR」コードによる「外部電源喪失」事象の解析結果を第C.5-1図に示す。なお、図中、原子炉容器入口冷却材温度、原子炉容器出口冷却材温度及び主冷却器出口ナトリウム温度に関しては、主送風機停止後の主冷却器空気流量を下記のように変更した場合の解析結果も併せて示している。同図に示すように、主送風機停止後の主冷却器空気流量は、原子炉スクラム後のプラントの崩壊熱除去能力を大きく左右するパラメータであることがわかる。

- ① 初期空気流量の2%(2.26 m³/sec)
- ② 初期空気流量の4%(4.53 m³/sec)

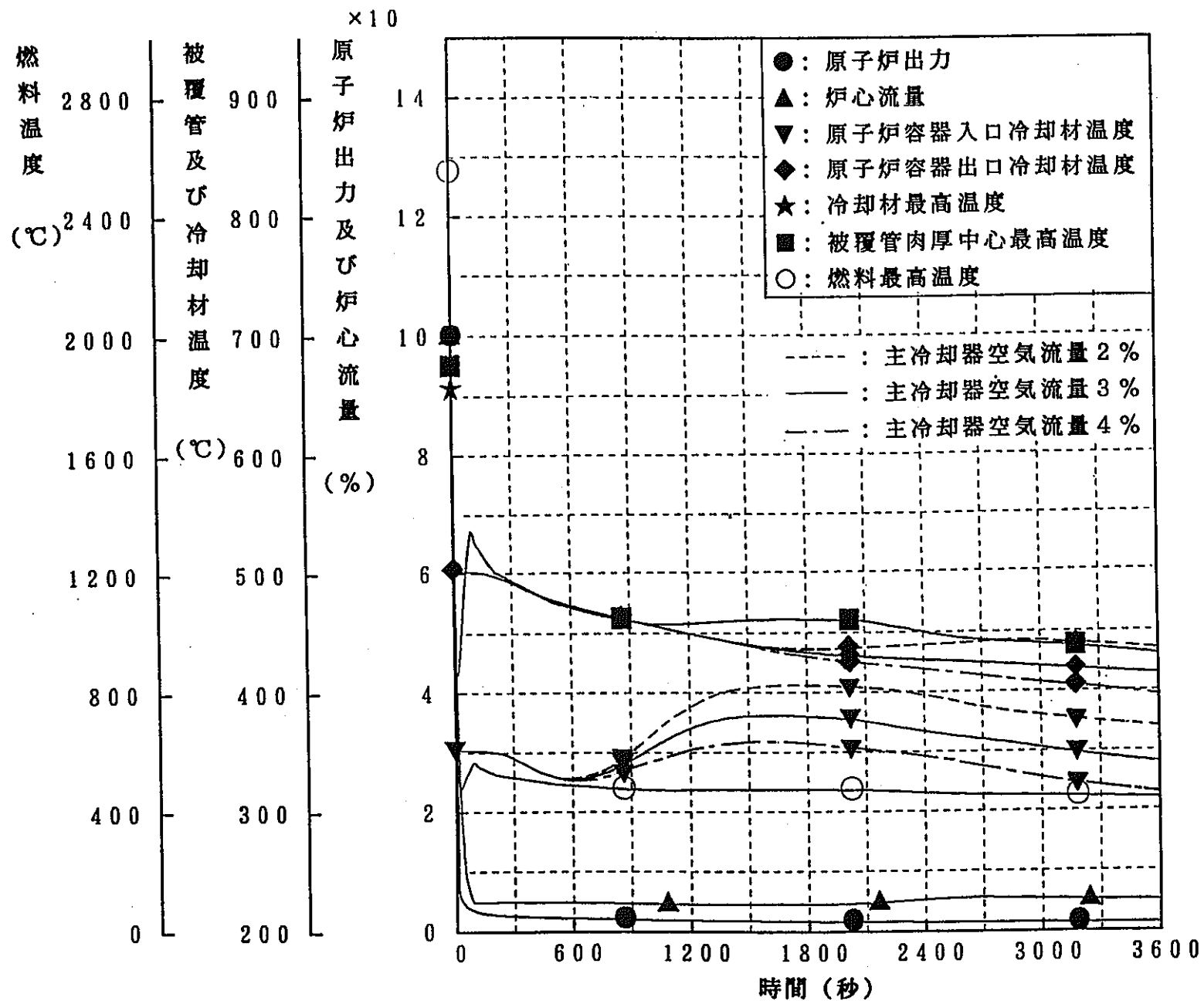
(3) 主送風機停止後の主冷却器空気流量に関する想定妥当性

本解析では、単一故障として「1ループのポニーモータ引継ぎ失敗」を想定しており、ポニーモータ引継ぎ失敗を想定したBループにおける1次冷却材流量は事象発生後2000秒程度まではほとんど零であり、原子炉容器入口冷却材温度はAループの挙動でほぼきまる。すなわち、本事象では崩壊熱はおおむねAループの主冷却機のみにより除去されている(本事象以外の事象でも、崩壊熱除去はおおむね1ループの主冷却機のみにより行われる)。

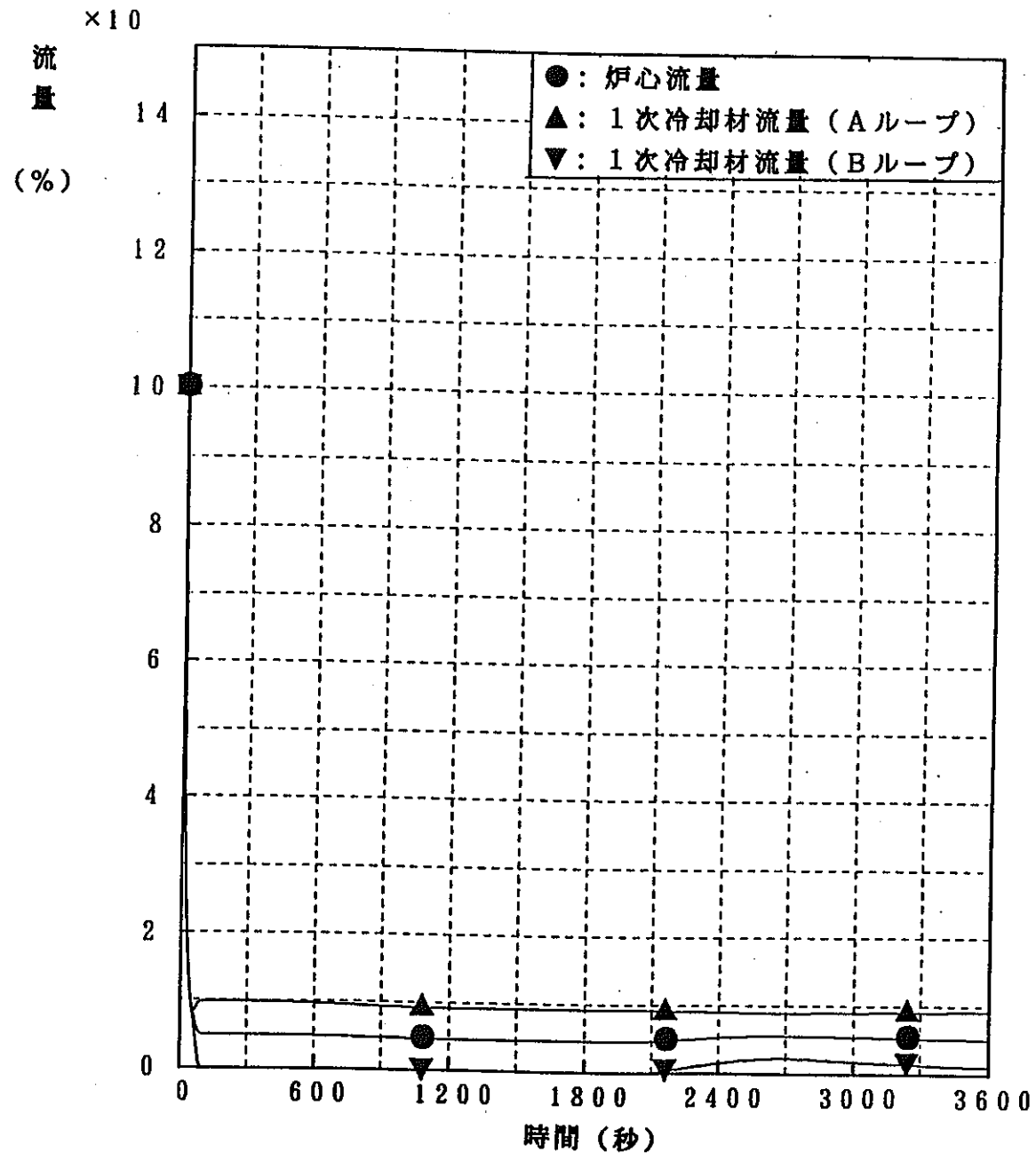
そこでAループの2次冷却系廻りの過渡応答に着目すると、主送風機停止後の主冷却器空気流量を初期流量の3%(一定)と仮定した場合、Aループにお

ける主冷却器出口ナトリウム温度は300℃を上回る温度で推移していることがわかる。原子炉冷却材温度制御系の動作を考慮した、実際の過渡応答に近いと考えられる熱過渡解析結果（第C. 5-2図）によると、主冷却器出口ナトリウム温度は300℃±40℃程度の範囲で制御されており、本事象の解析における主送風機停止後の主冷却器空気流量は十分に保守的な低い流量となっていることがわかる。

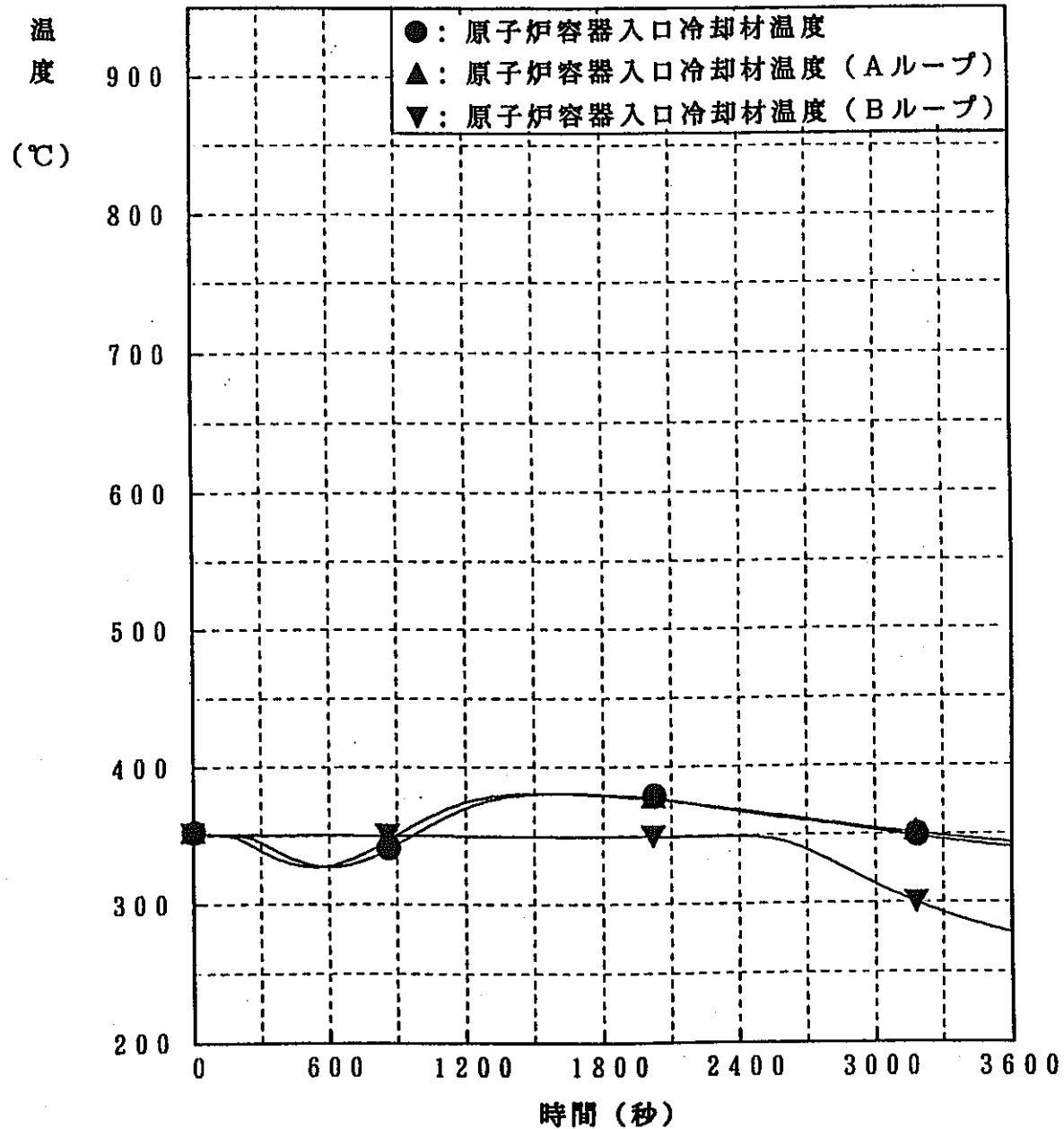
以上のことから、本安全解析における主送風機停止後の主冷却器空気流量に関する想定は妥当であると判断できる。



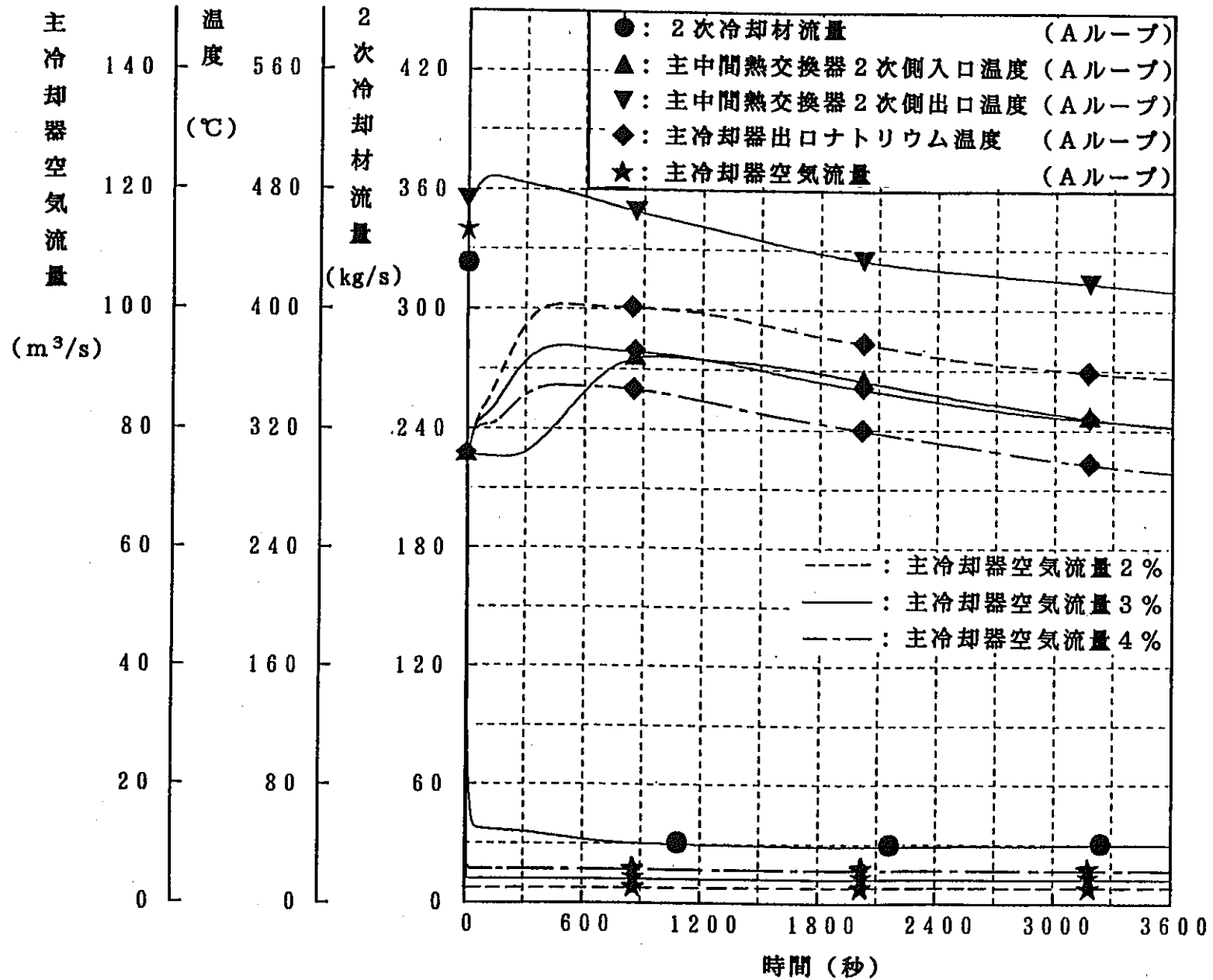
第C. 5-1図 (1/4) 主送風機停止後の主冷却器空気流量に関する
サーベイ解析結果 (外部電源喪失)



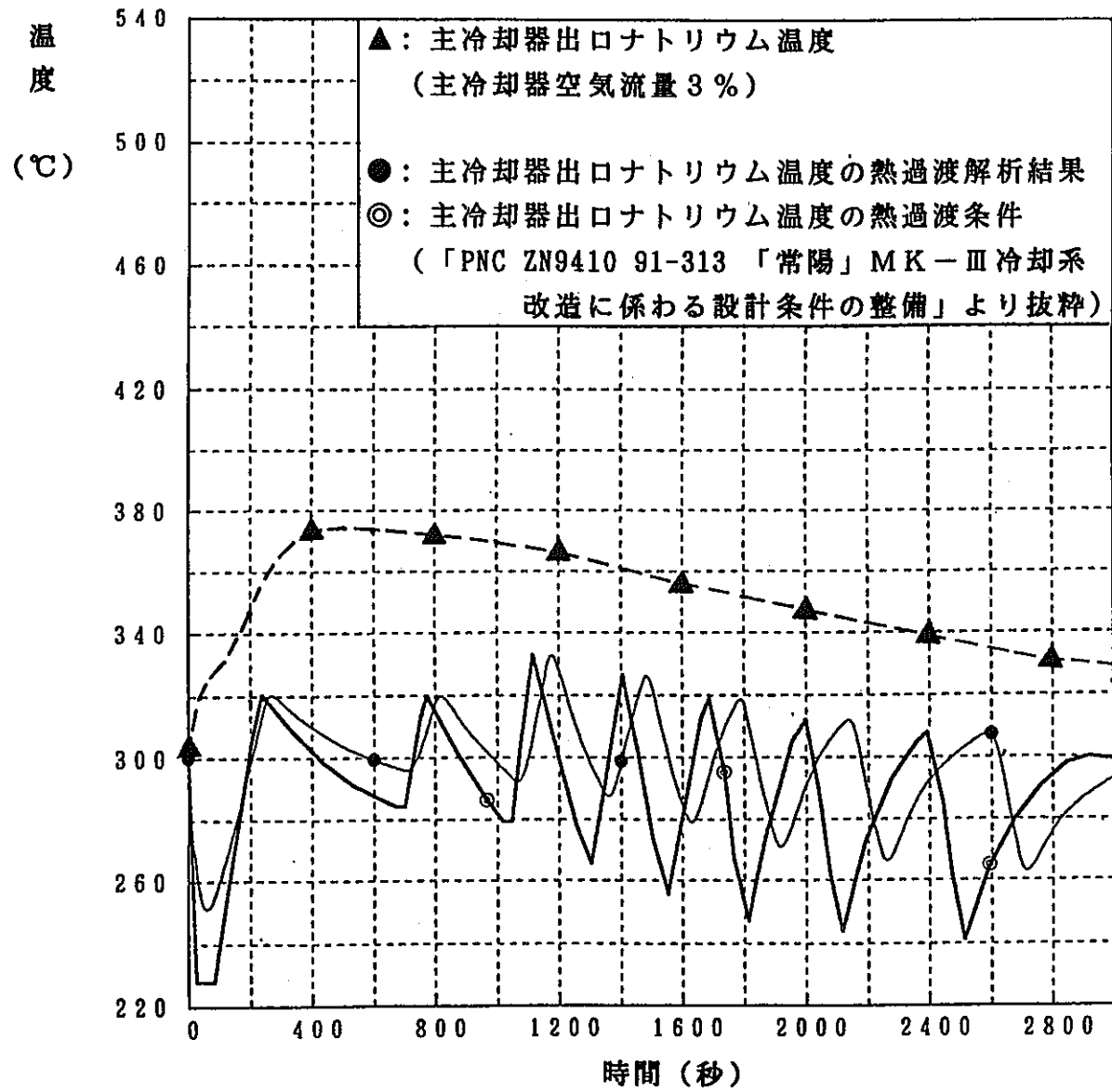
第C. 5-1図 (2/4) 主送風機停止後の主冷却器空気流量に関する
サーベイ解析結果 (外部電源喪失)



第C. 5-1図 (3/4) 主送風機停止後の主冷却器空気流量に関する
サーベイ解析結果 (外部電源喪失)



第C. 5-1図 (4/4) 主送風機停止後の主冷却器空気流量に関する
 サーベイ解析結果 (外部電源喪失)



第C. 5-2図 「外部電源喪失」時の主冷却器出口ナトリウム温度の応答

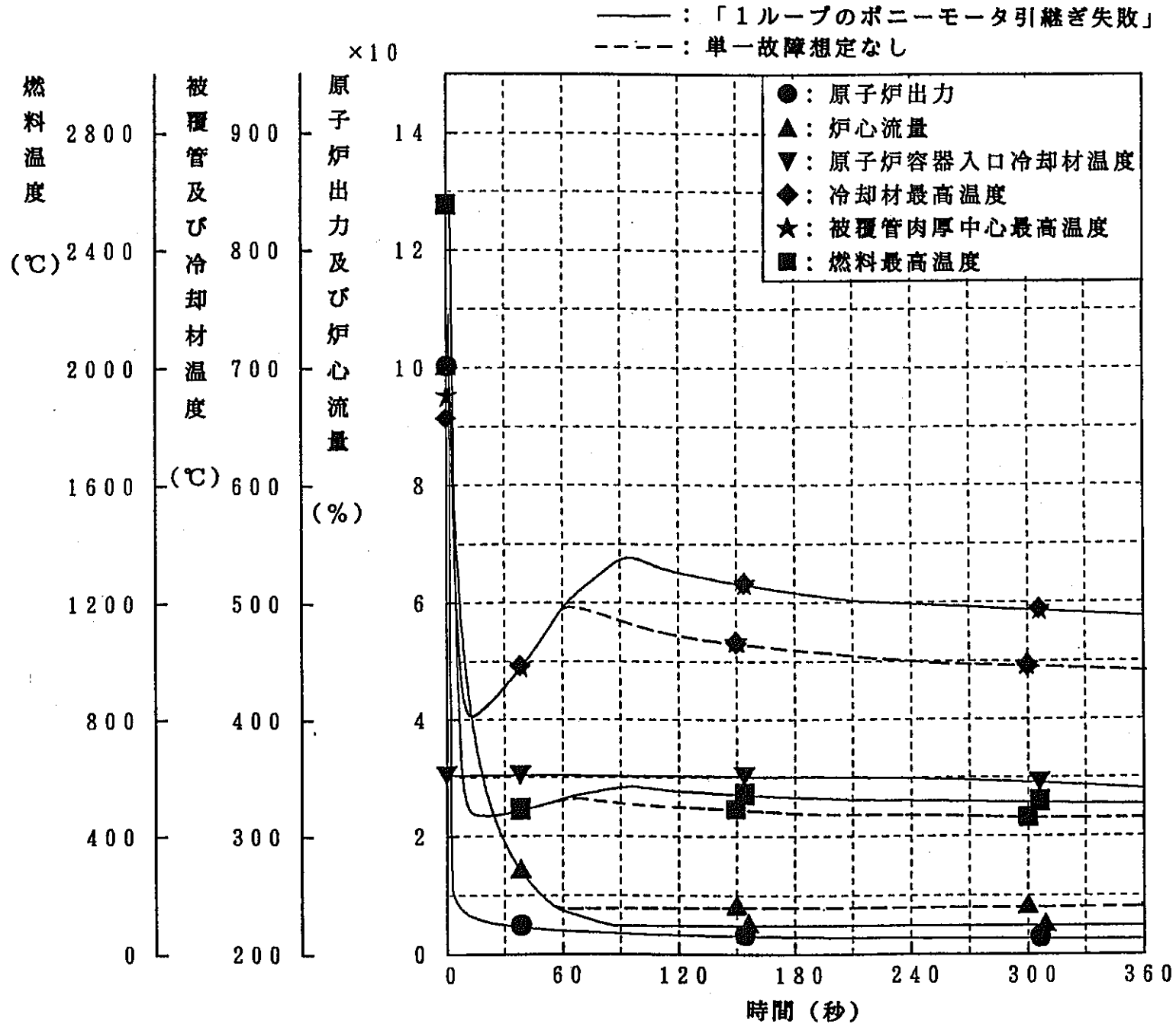
「出力運転時の制御棒の異常な引抜き」の単一故障想定について

(1) 目的

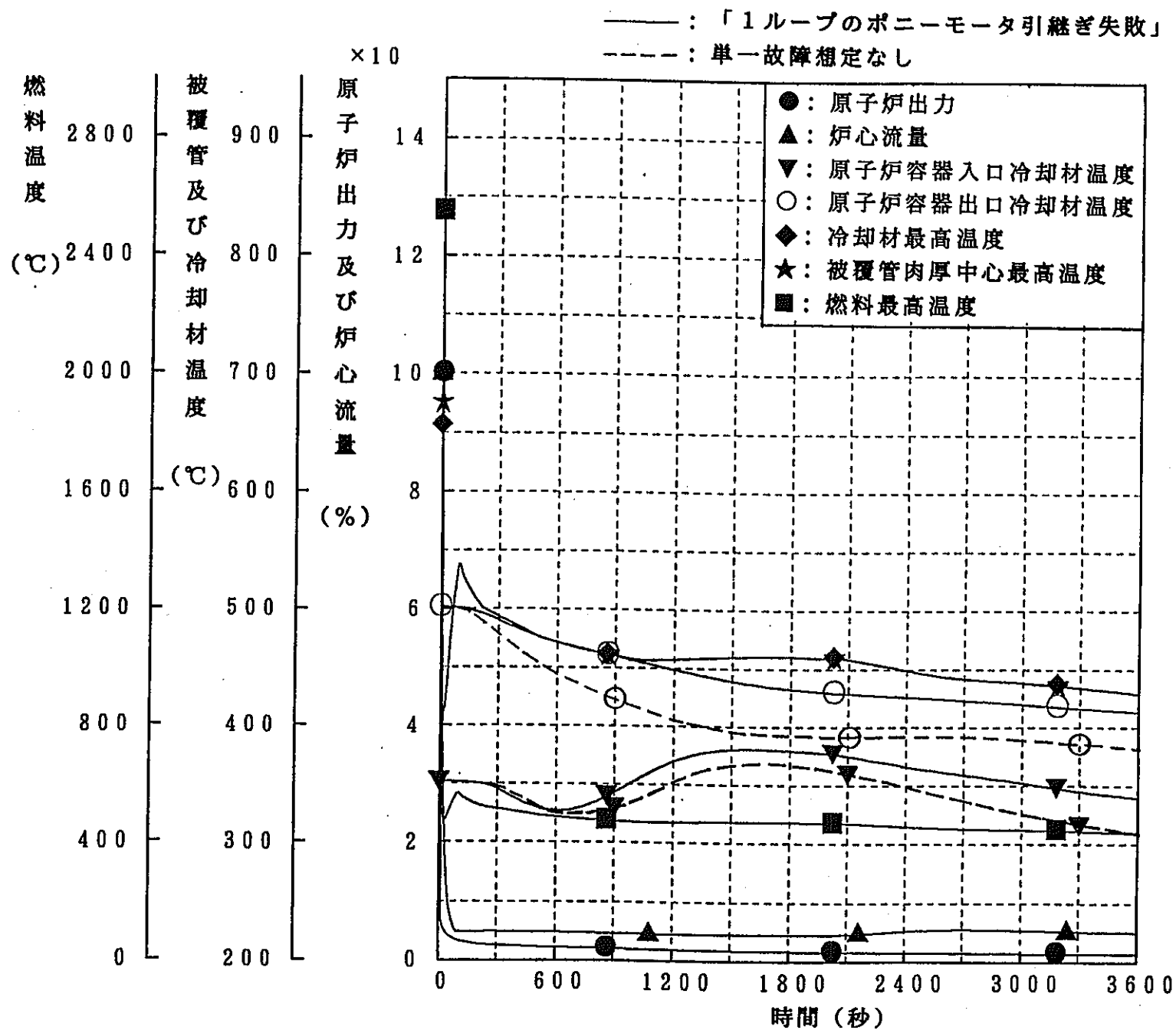
「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」事象は反応度異常に着目した評価を行うことから、本安全解析では、本事象について炉心冷却に係わる単一故障を特に想定していない。ここでは、「MIMIR」コードにより、本事象の単一故障を「1ループのポニーモータ引継ぎ失敗」と想定した場合の解析を実施し、炉心冷却に及ぼす影響を評価する。

(2) 解析条件及び解析結果

単一故障を「1ループのポニーモータ引継ぎ失敗」と想定して実施した解析の結果を第C. 6-1図に示す。その場合、原子炉スクラム後の炉心流量が約5%に低下するため、炉心の被覆管及び冷却材の最高温度の2次ピークが上昇するほか、原子炉容器の入口及び出口の冷却材温度の低下が緩慢になる等の影響があらわれる。しかしながら、原子炉スクラム後の炉心冷却（崩壊熱除去）は支障なく行われ、本事象に単一故障として「1ループのポニーモータ引継ぎ失敗」を想定した場合でも、炉心冷却の観点から特に問題が生じることはない。



第C. 6-1図 (1/2) 単一故障想定に関するサーベイ解析結果
(出力運転中の制御棒の異常な引抜き)



第C. 6-1図 (2/2) 単一故障想定に関するサーベイ解析結果
 (出力運転中の制御棒の異常な引抜き)

「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」の単一故障想定について

(1) 目的

本安全解析では、「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」事象の単一故障を「事故ループの逆止弁開固着」と想定している。ここでは、本事象の単一故障を「健全ループのポニーモータ引継ぎ失敗」と想定した場合の解析を「MIMIR」コードを用いて実施し、炉心冷却に及ぼす影響を評価する。

(2) 解析条件及び解析結果

単一故障を「健全ループのポニーモータ引継ぎ失敗」と想定して実施した解析の結果を第C. 6-2図に示す。

(a) 炉心の被覆管及び冷却材の最高温度

単一故障想定を「健全ループのポニーモータ引継ぎ失敗」とした場合、事故ループ逆止弁が正常に作動するので、1次冷却材流量のコストダウン中の事故ループの大逆流が生じない。したがって、炉心流量は「事故ループの逆止弁開固着」の場合より高目となり、炉心の被覆管及び冷却材の最高温度は数十℃程度低く推移する。しかしながら、両者の炉心流量に差が現れるのは炉心の被覆管及び冷却材の最高温度がピークとなる約1.3秒以降であり、それらの最高温度は「事故ループの逆止弁開固着」の場合と同じ、それぞれ806℃及び794℃となった。

(b) 炉心の被覆管及び冷却材の温度の2次ピーク

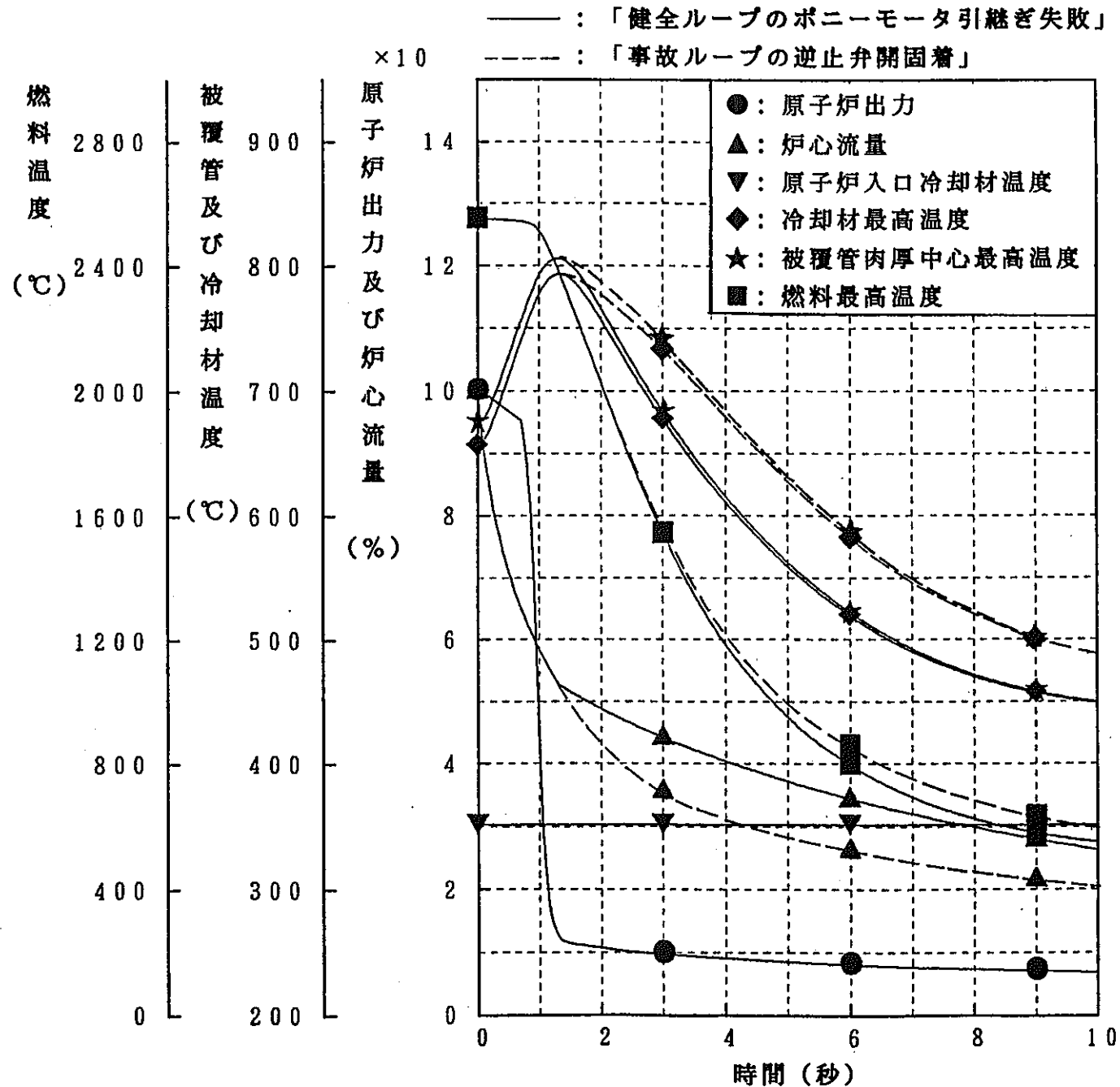
単一故障想定を「健全ループのポニーモータ引継ぎ失敗」とした場合、ポニーモータが2ループとも動作しないため、炉心の被覆管及び冷却材の温度の2次ピークが高くなるが、2次ピーク温度は610℃程度に留まる。

(c) 長期的崩壊熱除去

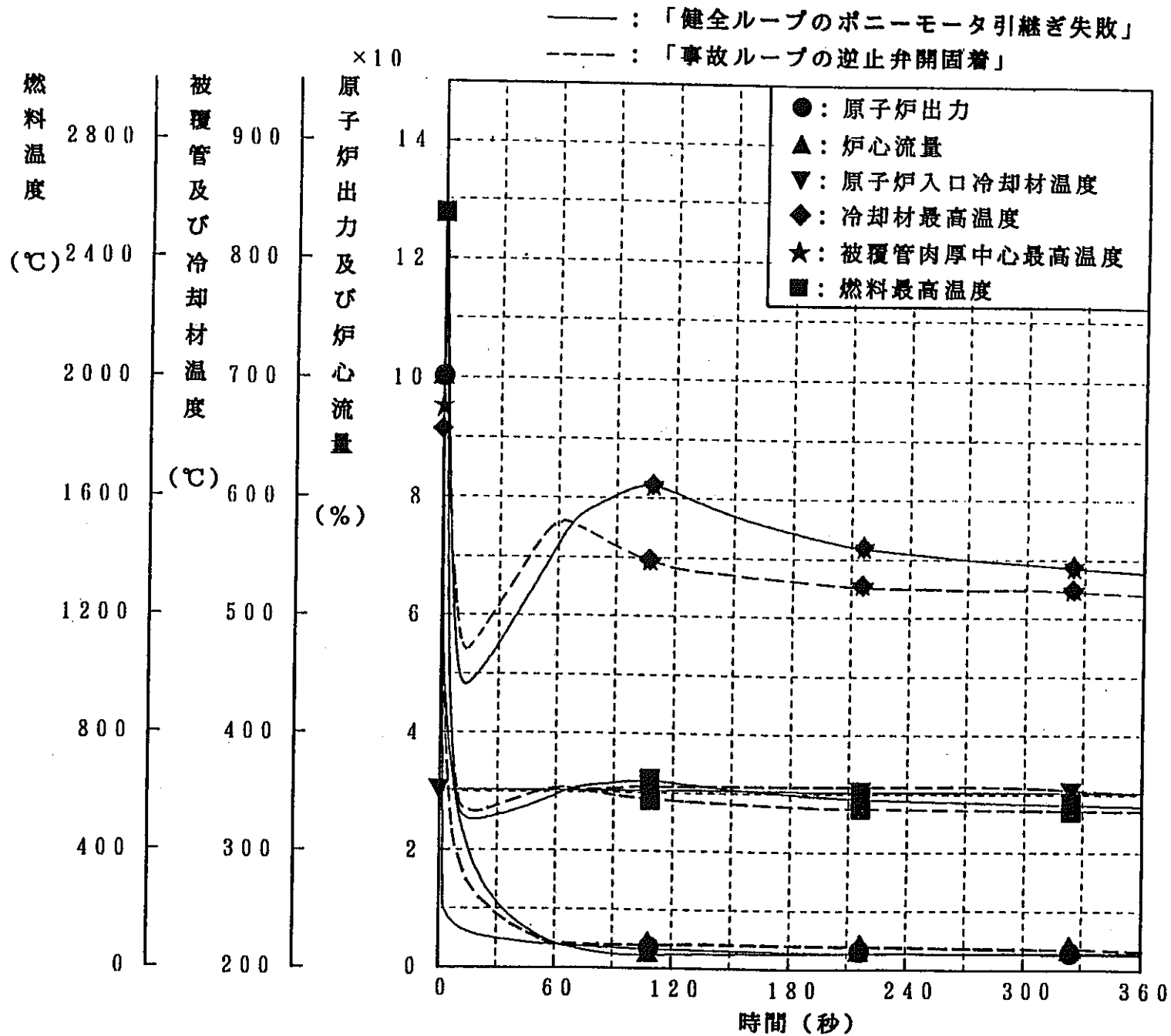
単一故障想定を「健全ループのポニーモータ引継ぎ失敗」とした場合、崩壊熱は2ループの自然循環のみにより除去され、長期的な崩壊熱除去能力の低下が懸念される。しかしながら、2.5%から3.0%程度の1次冷却材流量が確保され、原子炉容器入口/出口冷却材温度は徐々に低下する(約-50℃/h程度)。したがって、崩壊熱は2ループの自然循環のみにより特に問題なく除去されることが確認された。

(3) 結論

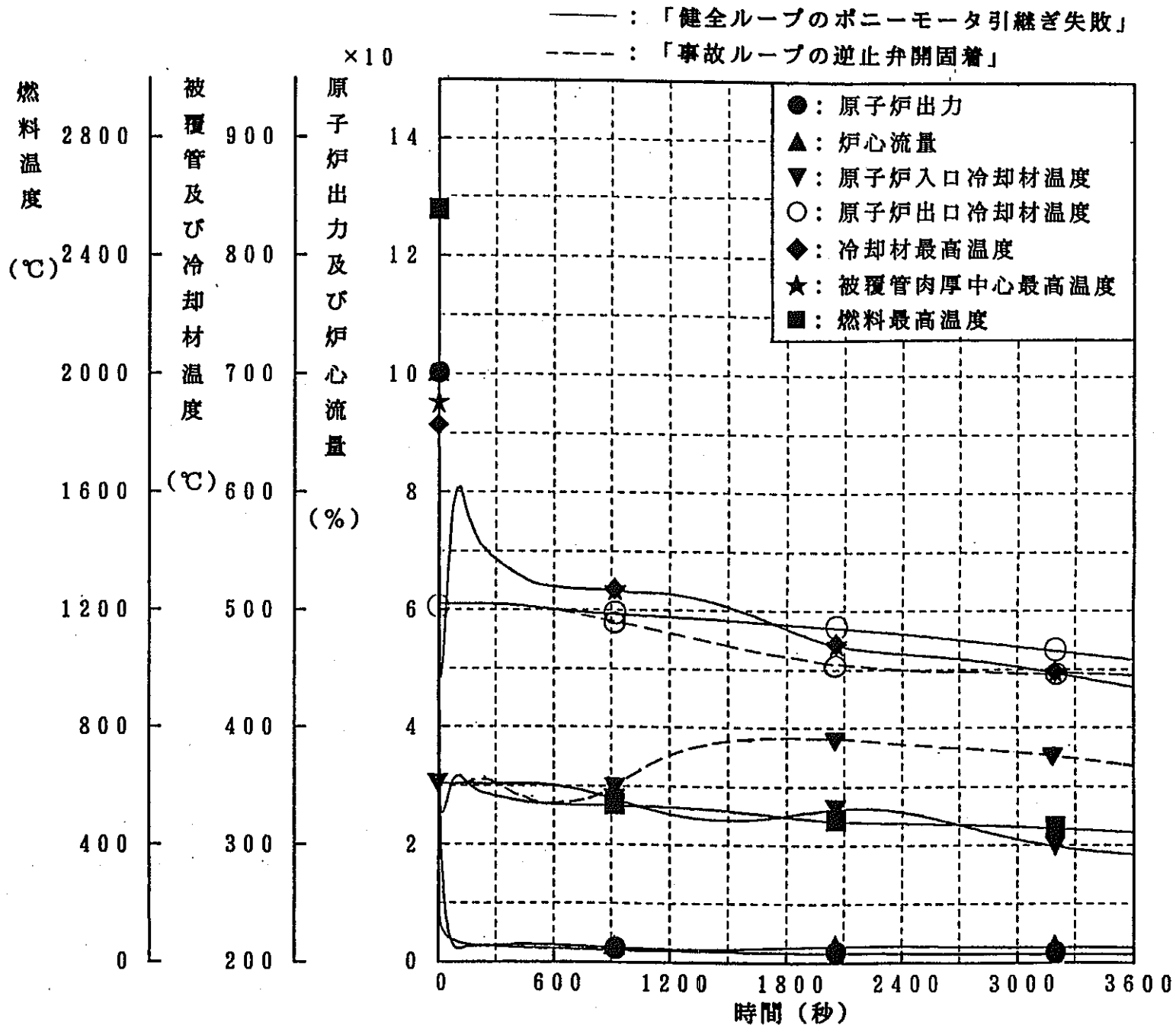
以上のことから、「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」事象の単一故障想定として、「事故ループの逆止弁開固着」及び「健全ループのポンプモータ引継ぎ失敗」は炉心の最高到達温度と長期崩壊熱除去の観点から見てほぼ同等であることが確認された。したがって、本安全解析における本事象の単一故障想定は妥当なものであると判断できる。



第C. 6-2図 (1/3) 単一故障想定に関するサーベイ解析結果
 (1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)



第C. 6-2図 (2/3) 単一故障想定に関するサーベイ解析結果
 (1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)



第C. 6-2図 (3/3) 単一故障想定に関するサーベイ解析結果
(1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」時の崩壊熱除去について

(1) 目的

本安全解析では、「2次冷却材漏えい事故」事象の単一故障を「健全ループのポニーモータ引継ぎ失敗」と想定し、事故ループのポニーモータは動作するものとした。このように想定すると、原子炉スクラム後の崩壊熱除去は、健全ループの自然循環のみにより行われることとなるが、事故ループのポニーモータ回転数（ポニーモータ運転時の1次冷却系主循環ポンプの回転数）が高くなるほど健全ループの自然循環ヘッドが立ちにくくなり、崩壊熱除去に支障が現れることが懸念される。

ここでは、事故ループのポニーモータ回転数をパラメータとした「MIMIR」コードによるサーベイ解析を行い、原子炉スクラム後の崩壊熱除去に対する影響を定量的に把握するとともに、本事象における崩壊熱除去の可否について評価する。

(2) 解析条件

事故ループのポニーモータ回転数を下記のように変更した。なお、MK-III冷却系改造計画に係る設計により定められたポニーモータ回転数は100 rpm (CASE-2)である。

- ① CASE-1 : 90 rpm
- ② CASE-2 : 100 rpm
- ③ CASE-3 : 110 rpm
- ④ CASE-4 : 120 rpm
- ⑤ CASE-5 : 130 rpm

(3) 解析結果及び評価

第C. 7-1図に解析結果を示す。また、事故ループにおけるポニーモータ回転数、ポニーモータヘッド及び流量並びに健全ループにおける自然循環流量を第C. 7-1表にまとめた。さらに、ポニーモータ回転数と原子炉容器入口冷却材温度、原子炉容器出口冷却材温度及び主冷却器出口ナトリウム温度の関係を第C. 7-2表にまとめた。

本解析の結果、ポニーモータ回転数が高くなるほど、原子炉容器の入口及び出口の冷却材温度の上昇幅が大きくなるが、事故ループのポニーモータ回転数

をMK-Ⅲ冷却系改造計画に係る設計により定められた値である100rpmとした場合(CASE-2)を含め、すべてのケースにおいて、原子炉容器の入口及び出口の冷却材温度が長期的には(事象開始1~2時間後には)低下することが確認された。また、その過程において、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高温度は過度に上昇しないこと、最も厳しいCASE-5の解析でも、原子炉容器の入口及び出口の冷却材温度はそれぞれ500℃及び520℃程度まで上昇するに留まることが確認された。

以上のことから、本事象において原子炉スクラム後の崩壊熱は特に支障なく除去できること、また、その過程において原子炉冷却材バウンダリの温度が過度に上昇しないことが確認された。

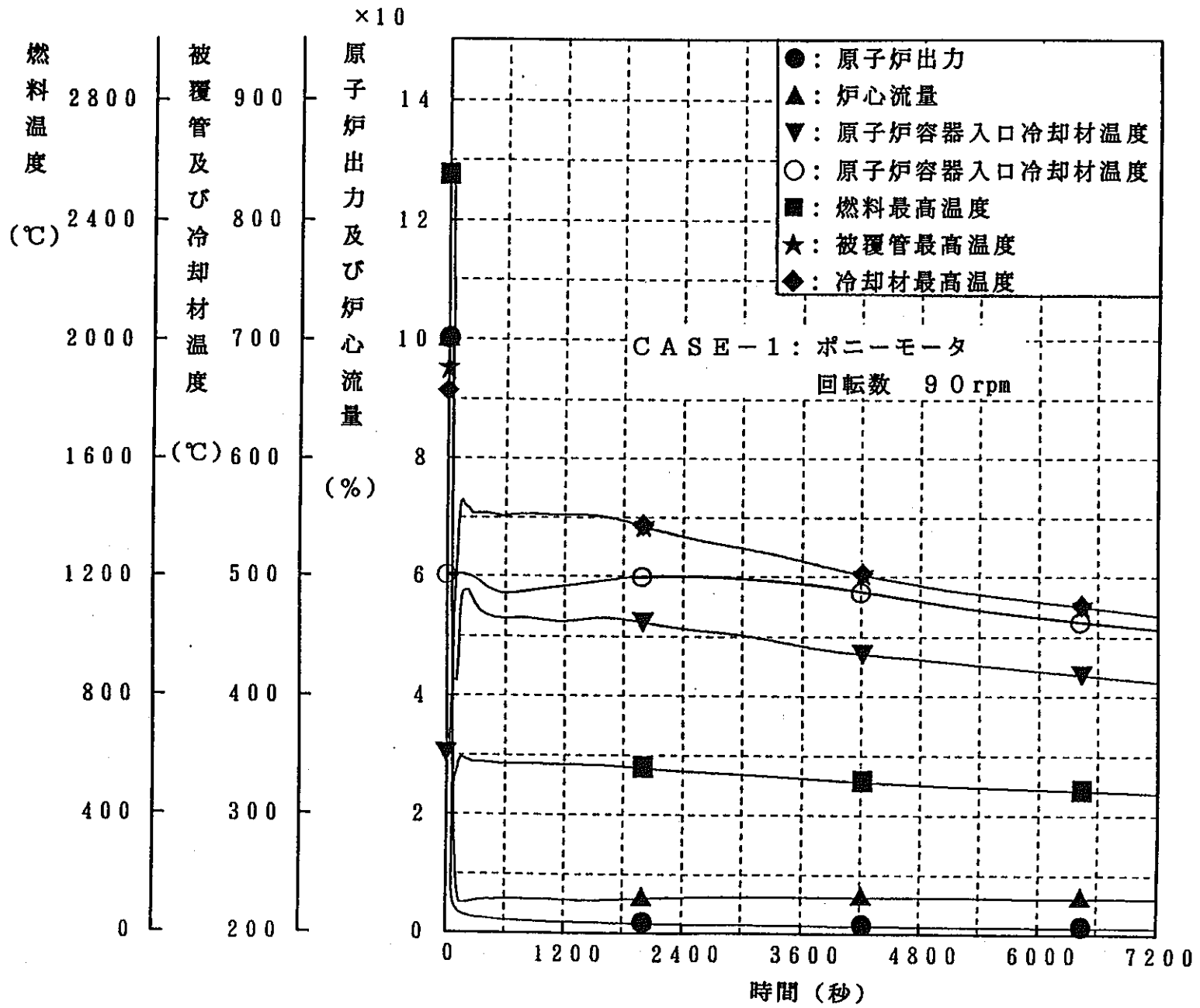
第C. 7-1表 ポニーモータ回転数に関するサーベイ解析結果(1)
(2次冷却材漏えい事故)

時間 (秒)	事故ループ			健全ループ
	ポニーモータ 回転数 (rpm)	ポニーモータ ヘッド (kg/m ²)	流量 (kg/s)	自然循環流量 (kg/s)
約 300	90	398.86	38.243	2.912
	100	453.17	44.216	0.001
	110	521.56	49.251	0.000
	120	599.68	54.571	0.000
	130	683.39	59.870	0.000
約1800	90	386.42	38.819	4.085
	100	447.66	44.431	2.836
	110	500.38	49.989	0.000
	120	578.22	54.252	0.000
	130	661.98	60.495	0.000
約3600	90	420.37	37.251	9.140
	100	483.03	42.986	8.002
	110	544.26	48.367	6.755
	120	607.22	54.234	4.420
	130	681.84	59.799	2.929
約7200	90	417.97	37.558	7.987
	100	482.95	43.185	7.138
	110	548.76	48.394	6.382
	120	624.94	53.817	5.783
	130	711.03	59.031	5.849

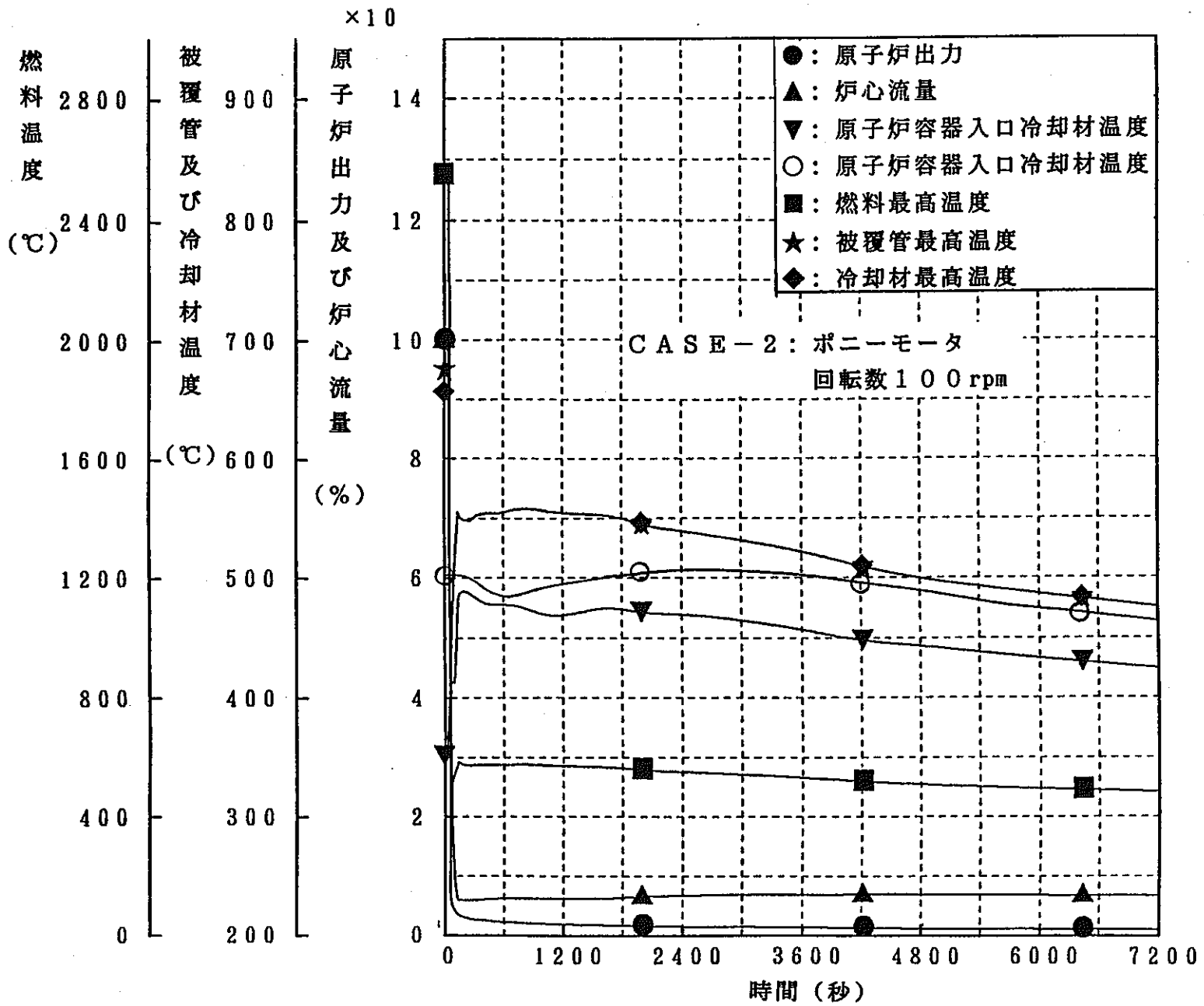
(注) ポニーモータヘッドは1次冷却系主循環ポンプ出入口の圧力差を示す。

第C. 7-2表 ポニーモータ回転数に関するサーベイ解析結果(2)
(2次冷却材漏えい事故)

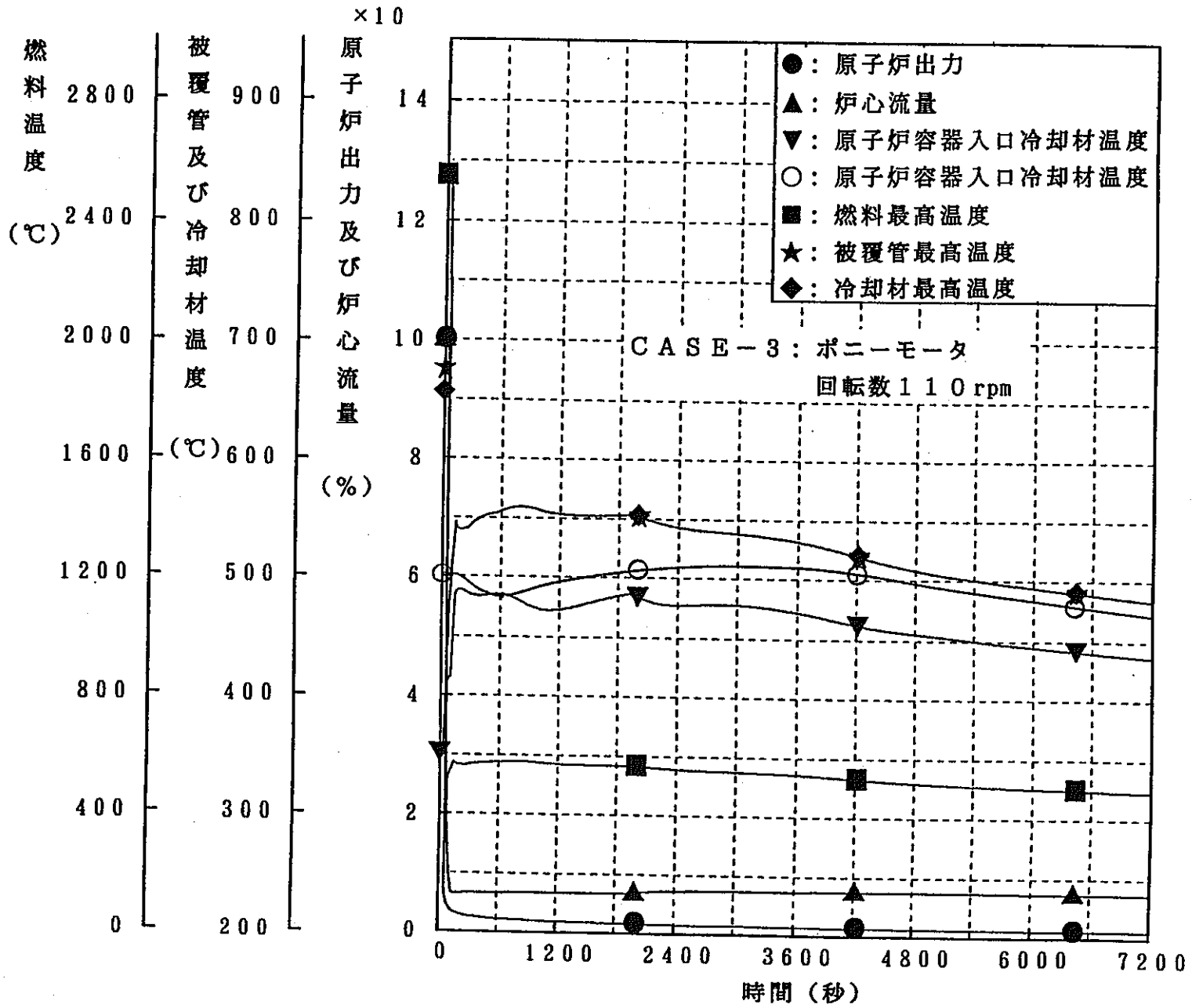
ポニーモータ 回転数	原子炉容器出口 冷却材温度 (最高温度)	原子炉容器入口 冷却材温度 (最高温度)	主冷却器出口 ナトリウム温度 (最低温度)
90 rpm	502.0℃	488.6℃	241.0℃
100 rpm	505.8℃	489.0℃	234.0℃
110 rpm	511.0℃	489.1℃	226.7℃
120 rpm	514.8℃	490.0℃	218.3℃
130 rpm	521.4℃	499.7℃	199.2℃



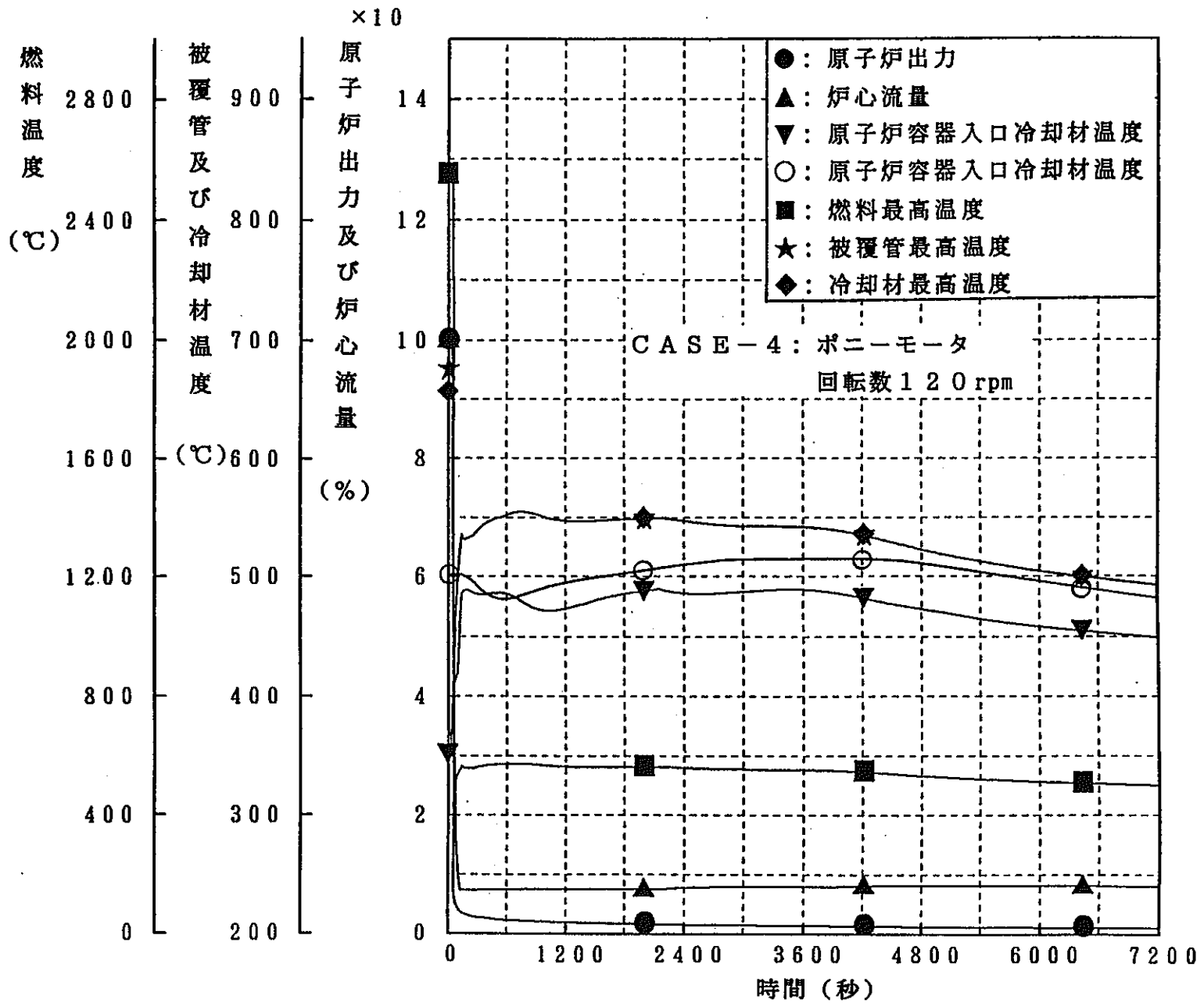
第C. 7-1図 (1/5) ポニーモータ回転数に関するサーベイ解析結果
(2次冷却材漏えい事故)



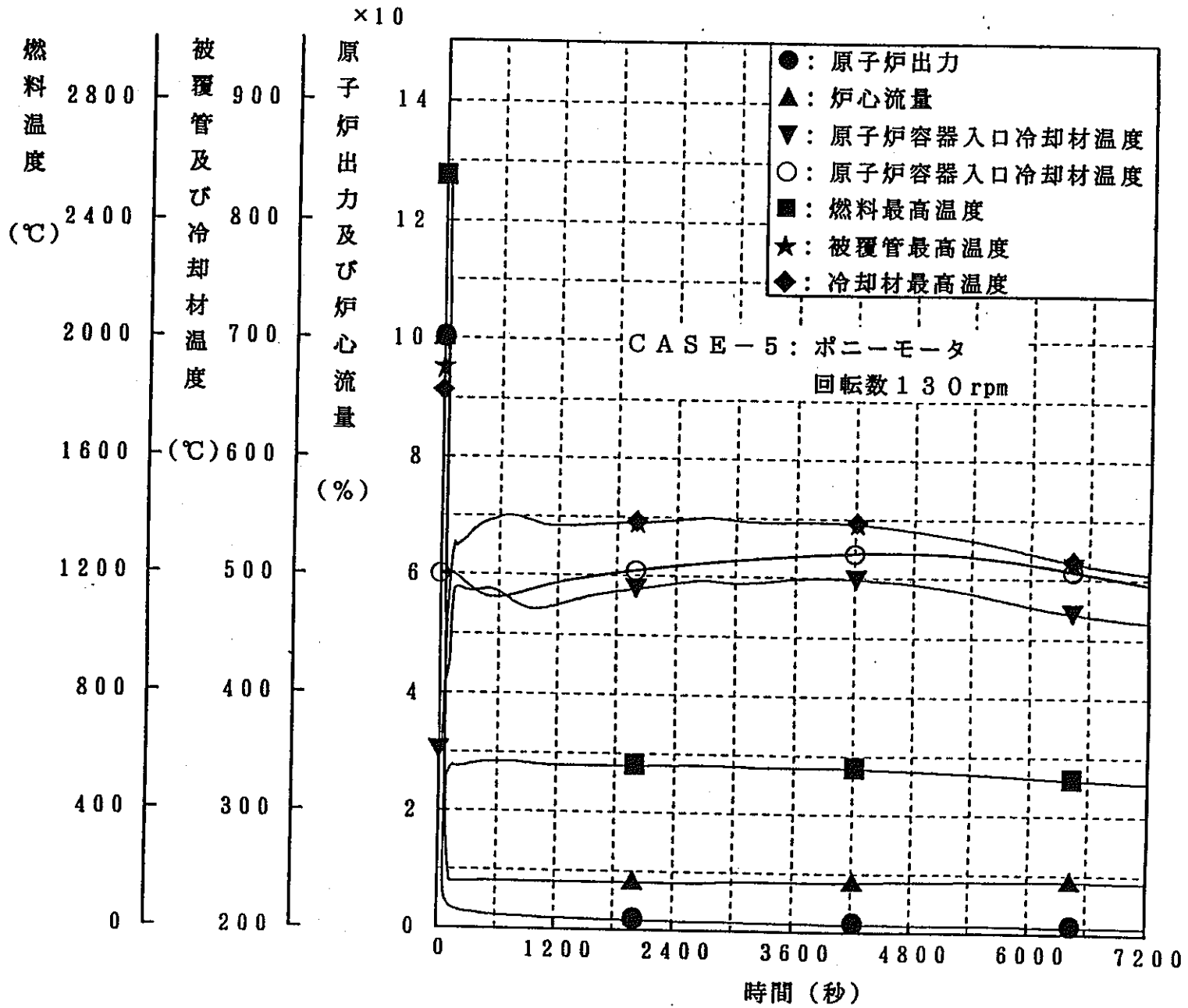
第C. 7-1図 (2/5) ポニーモータ回転数に関するサーベイ解析結果
(2次冷却材漏えい事故)



第C. 7-1図 (3/5) ポニーモータ回転数に関するサーベイ解析結果
(2次冷却材漏えい事故)



第C. 7-1図 (4/5) ポニーモータ回転数に関するサーベイ解析結果
 (2次冷却材漏えい事故)



第C. 7-1図 (5/5) ポニーモータ回転数に関するサーベイ解析結果
(2次冷却材漏えい事故)

炉心部圧力損失データ変更の影響について

(1) 目的

一般に、炉心の安全解析では、1次冷却系の圧力損失として最大値を用いる必要がある。これは、圧力損失が大きいほど1次冷却系主循環ポンプの回転数が高くなり、ポンプ停止時の流量コストダウンが相対的に早くなって、流量喪失（LOF）型事象における炉心の被覆管及び冷却材の最高温度が高くなるためである。

本安全解析では、炉心の圧力損失として平成3年度炉心設計に基づく最大値 3.2 kg/cm^2 を用いているが、炉心設計のその後の進捗に伴い炉心の圧力損失の最大値が見直され、 3.7 kg/cm^2 に増加した。ここでは、代表事象について「MIMIR」コードによるサーベイ解析を実施し、炉心の圧力損失の変更が炉心の被覆管及び冷却材の最高温度に及ぼす影響を評価する。

(2) 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、炉心の被覆管及び冷却材の温度が最も高くなる次の2事象を選定した。また、炉心の圧力損失を従来の 3.2 kg/cm^2 から 3.7 kg/cm^2 に変更した。

- 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」

(3) 解析結果及び評価

第C. 8-1図及び第C. 8-2図に解析結果を示す。また第C. 8-1表に炉心の燃料、被覆管及び冷却材の最高温度をまとめた。炉心の圧力損失の増加により炉心の被覆管及び冷却材の最高温度は「1次冷却材流量減少」において約 3°C 、「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」において約 7°C 高くなる。

なお、本解析の結果から「HARHO-IN」コードによる計算結果（設置変更許可申請書に記載する値）を推測すると、第C. 8-1表に示すとおりとなる。炉心の被覆管及び冷却材の温度が最も厳しくなる「1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故」においても熱設計基準値を超えることはなく、燃料の健全性が損なわれることはない。

第C. 8-1表 炉心の圧力損失に関するサーベイ解析結果

「MIMIR」コードによる解析

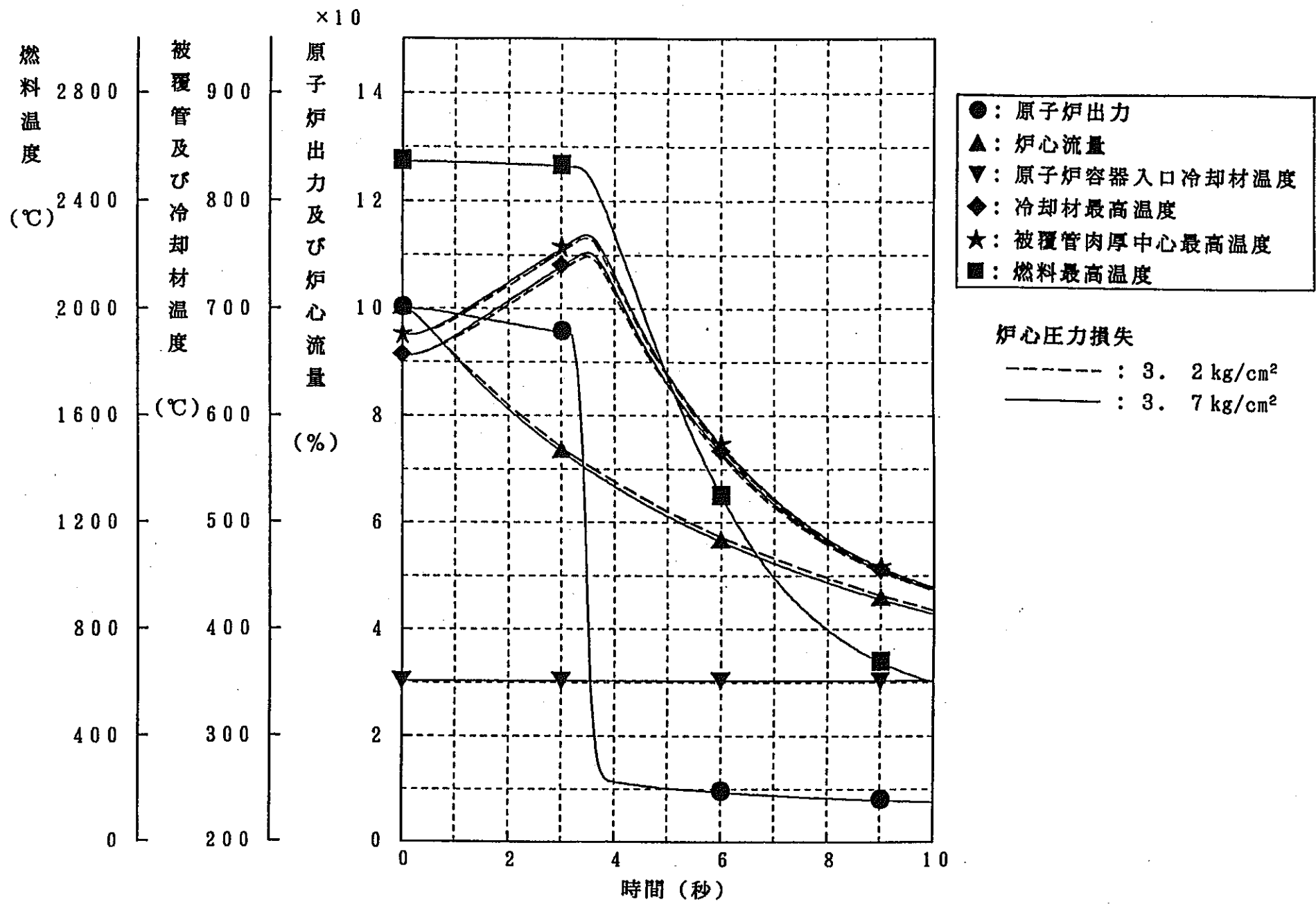
事象名	炉心の 圧力損失 (kg/cm ²)	最高温度 (°C)		
		燃料	被覆管	冷却材
1次冷却材流量減少	3.2	2550	766	750
	3.7	2550	769	753
1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故	3.2	2550	806	794
	3.7	2550	813	802

「HARHO-IN」コードによる解析結果の推測

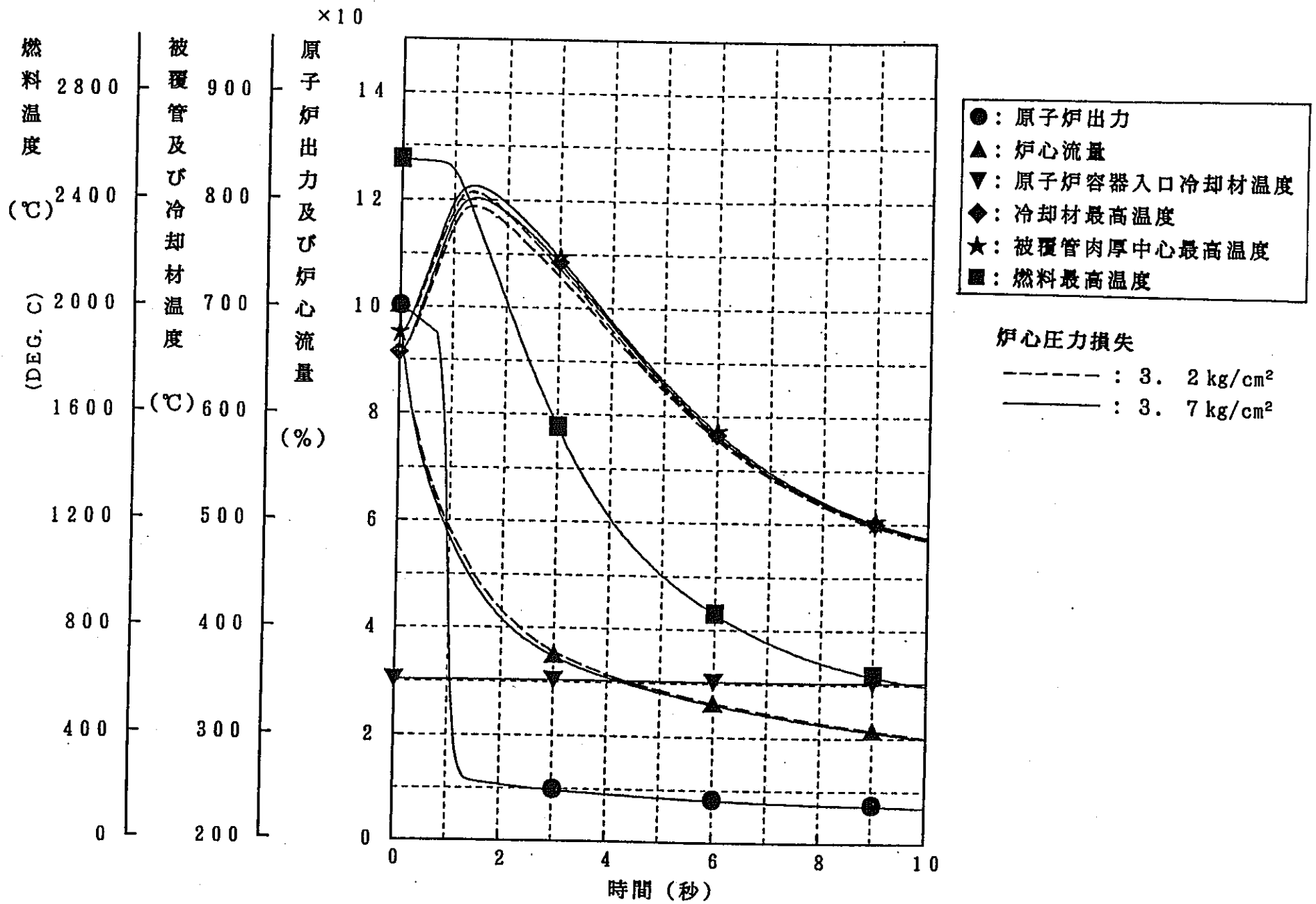
事象名	炉心の 圧力損失 (kg/cm ²)	最高温度 (°C)		
		燃料	被覆管	冷却材
1次冷却材流量減少	3.2	2550	769	752
	3.7	<u>2550</u>	<u>772</u>	<u>755</u>
1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故	3.2	2550	822	810
	3.7	<u>2550</u>	<u>829</u>	<u>818</u>

(注1) 被覆管については肉厚中心の最高温度を示す。

(注2) 下線を付した数値は推測値であることを示す。



第C. 8-1図 炉心の圧力損失に関するサーベイ解析結果
(1次冷却材流量減少)



第C. 8-2図 炉心の圧力損失に関するサーベイ解析結果
(1次冷却系主循環ポンプ軸固着事故)

β_{eff} の計算誤差の影響について

(1) 目的

MK-III炉心の炉心特性計算において、実効遅発中性子割合 (β_{eff}) の値は、炉心における ^{235}U 、 ^{239}Pu 等の核種の核分裂割合と、核種ごとの遅発中性子生成率及び遅発中性子割合の測定データに基づき求められている。その誤差幅は、遅発中性子生成率及び遅発中性子割合の測定データの持つ誤差と、核分裂割合の計算誤差とに依存するが、これらはともに±5%程度とされている。

このように、 β_{eff} の値は比較的精度よく求められるので、MK-III炉心の安全解析では、 β_{eff} のノミナル値を用い、その誤差幅は特に考慮しないこととしている。このような、 β_{eff} の取扱いの妥当性を確認するため、ここでは β_{eff} の値をパラメータとして「MIMIR」コードによるサーベイ解析を実施し、その計算誤差が安全解析に及ぼす影響を評価する。

(2) 解析事象及び解析条件

下記の2事象について解析を実施した。

- 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」

また、 β_{eff} をノミナル値 (第B. 1-5表の平成3年度炉心設計の値) に対して±10%あるいは±20%に変更した。

(3) 解析結果及び評価

第C. 8-2表に解析結果を示す。「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」では β_{eff} の値を変更した影響は軽微であるが、原子炉スクラムに至るまでの時間が長く、 β_{eff} を変化させた影響が最も顕著に現れると考えられる「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」では、解析結果に大きな差が現れた。

しかしながら、最も厳しい場合 (+20%) でも、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の温度がこれらの熱的制限値を超えることはなく、十分な余裕があることから、安全解析上、 β_{eff} のノミナル値を使用することに特に問題はないと判断できる。

第C. 8-2表 β_{eff} に関するサーベイ解析結果

未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

β_{eff}	単位	-20%	-10%	ノミナル	+10%	+20%
最高到達出力	%	243	274	304	350	379
燃料最高温度	℃	1235	1339	1456	1651	1677
被覆管最高温度	℃	474	488	504	531	535
冷却材最高温度	℃	468	481	496	522	526

出力運転中の制御棒の異常な引抜き

β_{eff}	単位	-10%	ノミナル	+10%
最高到達出力	%	110	110	110
燃料最高温度	℃	2588	2589	2589
被覆管最高温度	℃	686	686	686
冷却材最高温度	℃	667	667	668

付録－D

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2550℃、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、燃料設計の進捗等に伴い、燃料に関する熱的制限値が2530℃に変更された（被覆管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20℃低い燃料最高到達温度を記載することとした。また、添付書類10の解析結果の図に関しても、燃料最高温度の初期値が2530℃となるような修正を行っている。

なお、このように燃料最高温度の初期値を20℃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化事象及び事故事象の中から、燃料温度が最も高くなる次の2事象を選定した。

① 「主冷却器空気流量の増大」

② 「燃料スランピング事故」

また、ホットスポットチャンネルにおける燃料最高温度の初期値が変更後の熱的制限値（2530℃）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 : 480.5 W/cm → 474.4 W/cm

② 冷却材流量 : 6.801 kg/s → 6.801 kg/s（変更なし）

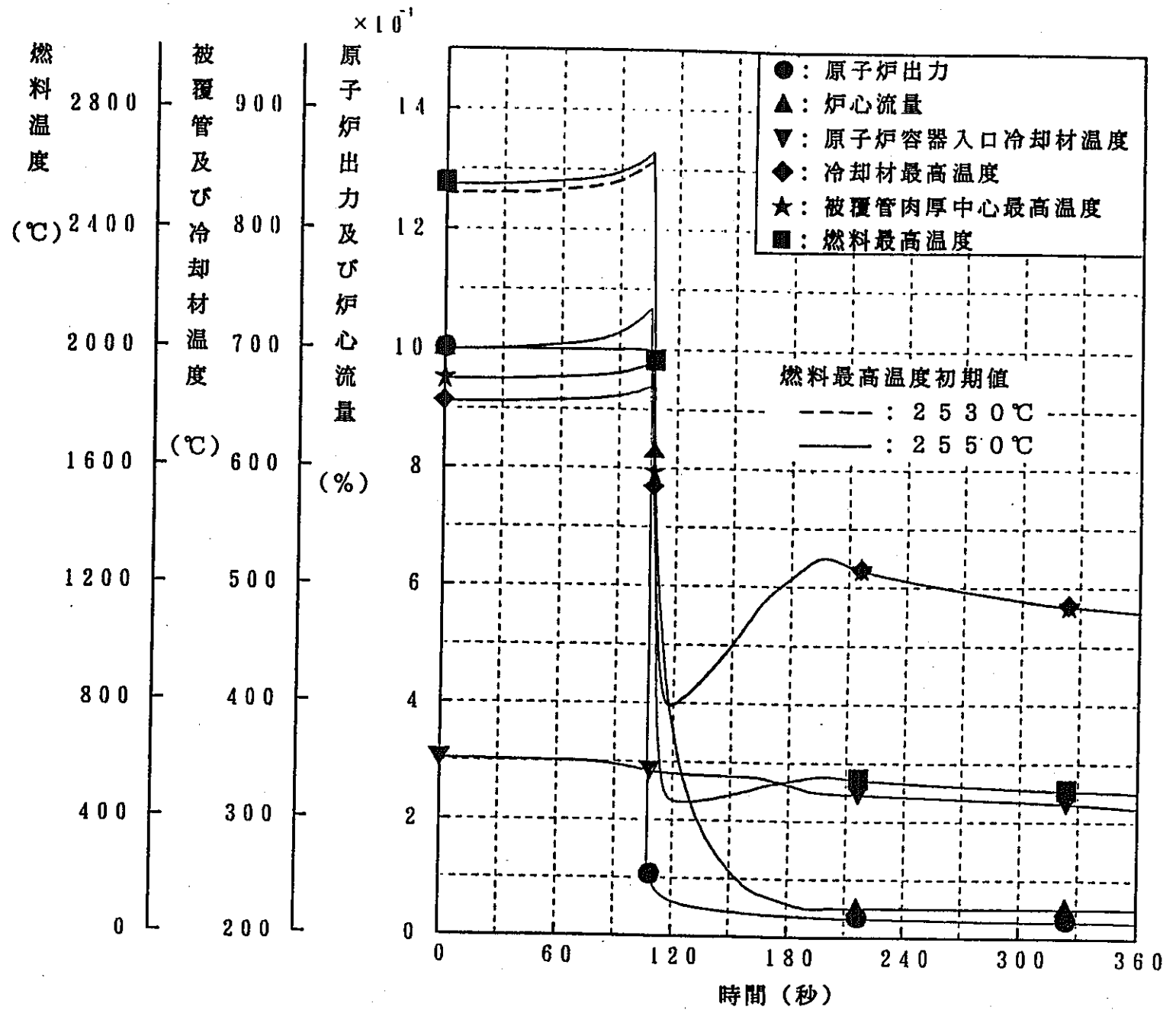
（2）解析結果及び評価

第D-1図及び第D-2図に解析結果を示す。また第D-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、燃料温度は約20℃低く推移し最高温度も約20℃低くなるが、被覆管温度、冷却材温度に対する影響は軽微であることが確認された。

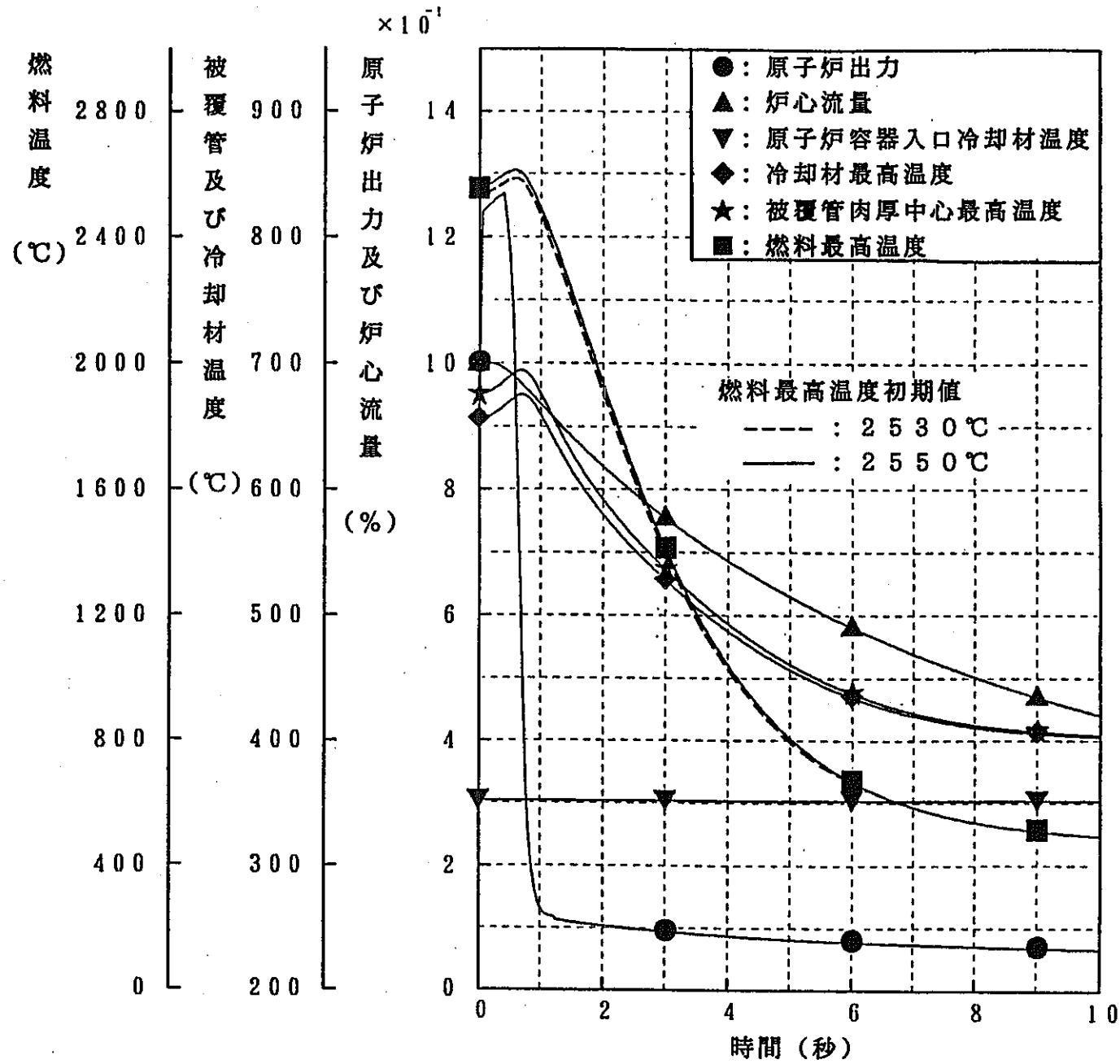
第D-1表 燃料最高温度初期値のピーク温度に対する影響

事象名	燃料 最高温度 初期値	最高温度		
		燃料	被覆管	冷却材
主冷却器空気流量の 増大	2530℃	2641℃	690℃	670℃
	2550℃	2660℃	690℃	670℃
燃料スランピング事 故	2530℃	2594℃	695℃	676℃
	2550℃	2613℃	695℃	676℃

(注) 主冷却器空気流量の増大: $t = 106.0$ 秒の値。



第D-1図 燃料最高温度初期値のピーク温度に対する影響
 (主冷却器空気流量の増大)



第D-2図 燃料最高温度初期値のピーク温度に対する影響
(燃料スランピング事故)