



Super-COPD を用いた 「もんじゅ」炉心安全解析モデルの構築

Development of the Monju Core Safety Analysis Numerical Models
by Super-COPD Code

山田 文昭 南 正樹

Fumiaki YAMADA and Masaki MINAMI

FBR プラント工学研究センター

FBR Plant Engineering Center

December 2010

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Data/Code

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail: ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2010

Super-COPD を用いた「もんじゅ」炉心安全解析モデルの構築

日本原子力研究開発機構 FBR プラント工学研究センター

山田 文昭, 南 正樹*

(2010 年 10 月 12 日 受理)

独立行政法人 日本原子力研究開発機構は、高速増殖炉研究開発センター原子炉設置許可申請書(高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設)添付書類十安全評価の「運転時の異常な過渡変化の解析」及び「事故解析」のうち、炉心冷却能力の解析(21 事象)に、モジュール型プラント動特性解析コード Super-COPD の適用を目的として、Super-COPD を用いた「もんじゅ」炉心安全解析モデルを構築した。構築した炉心安全解析モデルは、モデル毎に従来計算コードの計算結果と比較した上で、結合した解析モデルにより炉心冷却能力の解析への適用を行い、双方の結果から炉心冷却能力の解析への適用性を評価した。

炉心安全解析モデルは、出力 40%までの実プラントデータにより検証された「もんじゅ」最適評価モデルをベースに、従来計算コード COPD 及び HARHO-IN の安全解析モデルを踏襲して、安全保護系、制御系を含むプラント全体を一括して計算できるモデルとした。

解析モデルの検証は、初めに原子炉核熱モデル、1次系・2 次系及び水・蒸気系の伝熱モデルと流動モデルをモデル毎に従来計算コードの計算結果と比較し、計算の妥当性を評価した。また、出力 40%までの実プラントデータとの比較を行い、計算の妥当性、入力条件の保守性を確認した。

結合した解析モデルは、反応度投入、出力分布異常、1次系・2 次系及び水・蒸気系の冷却材流量の減少及び増大の 8 事象への適用解析を行った。各事象とも安全評価で着目する燃料、被ふく管、炉心ナトリウムの各最高温度及び原子炉出入口ナトリウム最高温度とその過渡変化は、添付書類十安全評価の解析結果とほとんど変わらず、統合した解析モデルの計算は妥当であることを評価した。

以上のことから、「もんじゅ」炉心安全解析モデルを組込んだ Super-COPD は、炉心冷却能力の解析に適用できると評価した。

FBR プラント工学研究センター: 〒919-1279 福井県敦賀市白木1

* 株式会社 NESI

Development of the Monju Core Safety Analysis Numerical Models by Super-COPD Code

Fumiaki YAMADA and Masaki MINAMI*

FBR Plant Engineering Center,
Japan Atomic Energy Agency
Tsuruga-shi, Fukui-ken

(Received October 12, 2010)

Japan Atomic Energy Agency constructed a computational model for safety analysis of Monju reactor core to be built into a modularized plant dynamics analysis code Super-COPD code, for the purpose of heat removal capability evaluation at the in total 21 defined transients in the annex to the construction permit application. The applicability of this model to core heat removal capability evaluation has been estimated by back to back result comparisons of the constituent models with conventionally applied codes and by application of the unified model.

The numerical model for core safety analysis has been built based on the best estimate model validated by the actually measured plant behavior up to 40% rated power conditions, taking over safety analysis models of conventionally applied COPD and HARHO-IN codes, to be capable of overall calculations of the entire plant with the safety protection and control systems.

Among the constituents of the analytical model, neutronic-thermal model, heat transfer and hydraulic models of PHTS, SHTS, and water/steam system are individually verified by comparisons with the conventional calculations. Comparisons are also made with the actually measured plant behavior up to 40% rated power conditions to confirm the calculation adequacy and conservativeness of the input data.

The unified analytical model was applied to analyses of in total 8 anomaly events; reactivity insertion, abnormal power distribution, decrease and increase of coolant flow rate in PHTS, SHTS and water/steam systems. The resulting maximum values and temporal variations of the key parameters in safety evaluation; temperatures of fuel, cladding, in core sodium coolant and RV inlet and outlet coolant have negligible discrepancies against the existing analysis result in the annex to the construction permit application, verifying the unified analytical model.

These works have enabled analytical evaluation of Monju core heat removal capability by Super-COPD utilizing the unified core safety analytical model.

Keywords: Super-COPD, MONJU, Safety Analytical Model, Verification and Validation

* NESI, Inc.

目 次

1. 序論	1
2. プラント動特性解析コード Super-COPD の概要	2
3. 炉心冷却能力の解析	3
4. 炉心安全解析モデル	5
4.1 原子炉核熱計算モデル	5
4.2 主冷却系伝熱流動計算モデル	5
4.3 安全保護系、制御系モデル	7
5. 炉心安全解析モデルの検証	8
5.1 解析モデル毎の検証	8
5.2 炉心冷却能力の解析への適用	11
6. 結論	15
謝辞	16
参考文献	16

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of Plant Dynamics Code Super-COPD	2
3. Selected Transients for Heat Removal Capability Evaluation	3
4. Development of Numerical Model for Core Safety Analysis	5
4.1 Numerical Model of Reactor Neutronic-Thermal Analysis	5
4.2 Numerical Model of Main Heat Transfer System Analysis	5
4.3 Numerical Model of Plant Protection System and Control System Analysis	7
5. Verification of Numerical Model for Core Safety Analysis	8
5.1 Verification of Numerical Models	8
5.2 Application to Heat Removal Capability Evaluation	11
6. Conclusion	15
Acknowledgements	16
References	16

1. 序論

高速増殖炉研究開発センター原子炉設置許可申請書(高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設)添付書類十安全評価の「運転時の異常な過渡変化の解析」及び「事故解析」の炉心冷却能力の解析は、従来、「もんじゅ」プラント動特性解析コード COPD¹⁾と、炉心過渡解析コード HARHO-IN²⁾の組合せにより実施してきた。COPD では、主冷却系の伝熱流動を計算し、その結果を HARHO-IN に入力し、燃料、被ふく管、炉心ナトリウムの各最高温度を計算する。また COPD は、解析事象に応じた複数のバージョンを使い分けていたため、計算処理作業が煩雑となっていた。両コードは、1983 年(昭和 58 年)の当初設置許可申請から用いられた。そのため、当時の計算機の計算速度と記憶資源の制約から、原子炉と冷却系を独立して計算し、連携させる方法がとられた。

一方、当初設置許可申請以降、COPD コードを汎用化したモジュール型プラント動特性解析コード Super-COPD³⁾の開発を進めてきた。これは、「もんじゅ」性能試験等のプラント動特性を最適予測することや、多様な高速炉プラントの動特性を解析評価することができるようにするためである。その結果、計算機の処理能力の向上と相まって、原子炉から冷却系までのプラント全体の動特性を一括して計算することが可能となった。また、計算の効率化が図れるとともに、解析精度の向上にも繋がった。

Super-COPD については、これまでに「もんじゅ」性能試験時のプラント動特性を解析評価するための最適評価用モデルを構築し、出力 40%プラントトリップ時の解析を行った。更に、その解析結果と試験結果の比較から、プラント全体の動特性解析の妥当性を確認した。同時に、一部解析モデルの詳細化により解析精度の向上を図ってきている⁴⁾。

そこで、「もんじゅ」炉心冷却能力の解析への Super-COPD の適用を計画し、炉心安全解析モデルを Super-COPD に構築することとした。解析モデルは、プラント全体の最適評価用モデルをベースに COPD 及び HARHO-IN の安全解析モデルを組込むこととした。構築した安全解析モデルは、モデル毎に計算の妥当性を確認し、次いでプラント全体の解析モデルにより炉心冷却能力の計算を行い、計算の妥当性を確認することとした。その両者の結果から、「もんじゅ」炉心安全解析モデルを組込んだ Super-COPD の炉心冷却能力の解析への適用性を評価することとした。

2. プラント動特性解析コード Super-COPD の概要

Super-COPD は、「もんじゅ」用プラント動特性解析コード COPD を基に、COPD の解析機能を全て含み、なおかつサイズや構造の異なる機器で構成されるプラント動特性を解析評価するため、主要機器内部の流路パスや伝熱経路をも単純なモジュールに分離し再構築することを可能とした、モジュール構造の1次元フローネットワークコードである。また、炉心過渡解析コード HARHO-IN に相当する原子炉核熱計算機能も核計算と熱計算を分離し、モジュール化して Super-COPD に組込んでいる。

一般に高速炉プラントのような大規模システムでは、ある部分では現象が急激に推移し、逆にある部分では緩やかに現象が推移するという具合に、時定数が異なる種々の物理現象が相互にフィードバックしながら進行している。これらの現象を記述する基本方程式及び境界条件に着目して整理すると図 2.1 に示すように、①炉心核設計、②原子炉及び熱交換器等の熱計算、③冷却材の流動計算、④動的機器(弁、ポンプ等)の計算、⑤制御系及び安全保護系の計算という5つのグループに大別できる。本コードでは、これらの各グループの内容を適切に分離し、表 2.1 に示すように、それぞれ独立した小コードとして機能するモジュール構成となっている。モジュール間のインターフェースは、境界条件となる温度、流量等のプロセス量を格納するプール変数(特別に定義したコモン変数)を介して行う。したがって、モジュールで組み合わされる解析モデルは、全て入力データにより構築される。

各解析モジュールは、COPD において「もんじゅ」のプラント過渡応答を模擬して実施した、実験炉「常陽」、50MW 蒸気発生器試験施設、及び「もんじゅ」モックアップ機器の実験で得られた熱流動挙動に基づいて検証されている¹⁾。さらに、Super-COPD「もんじゅ」最適評価モデルにおいては、「もんじゅ」40%出力プラントトリップ試験結果の原子炉出力変化、1次系、2次系及び水・蒸気系の冷却材の流量変化及び温度変化に基づき、各解析モジュールの妥当性が確認されている⁴⁾。

3. 炉心冷却能力の解析

炉心冷却能力の解析⁵⁾は、表 3.1 に示すように、計 22 事象にあたる。このうち COPD 及び HARHO-IN コードを用いて計算する事象は、「冷却材流路閉塞事故」を除き、計 21 事象となる。今回、構築する Super-COPD を用いた「もんじゅ」炉心安全解析モデルは、この計 21 事象の解析を対象として、適用を検討することとした。

上記 21 事象は、起因事象(外乱)の種類及び発生系統(場所)から、事象解析を分類し、炉心冷却能力の解析への適用を検討すべき代表事象(8事象)を摘出した。以下に事象分類と代表事象を示す。

(1) 反応度そう入

ランプ状、ステップ状、パルス状の反応度が炉心に入った場合の炉心冷却能力を解析する。ランプ状の反応度そう入は、「制御棒の異常な引抜き」、及び「制御棒急速引抜き事故」により、反応度そう入率と初期定常運転状態(未臨界状態及び出力運転中)をパラメータに解析している。ステップ状の反応度そう入は「燃料スランピング事故」を仮定し、パルス状の反応度そう入は「気泡通過事故」を仮定している。いずれの事象も解析では、外乱反応度の形態が変わるのみで、安全保護系の動作による原子炉自動停止、炉心崩壊熱除去の運転方法は変わらない。ここでは、適用解析として「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」を代表事象とする。

(2) 出力分布の異常

「制御棒落下」を代表事象とする。この事象は、制御棒1体の落下により生じる、炉心内の出力分布歪みが伴った状態において(後述する図 4.3 原子炉核熱計算モデルのホットチャンネル初期出力に、出力分布歪み分の出力を重畳する)、制御棒落下による出力低下を微調整棒の自動制御により補償することにより、初期出力状態に復帰するまでの炉心冷却能力を解析したものである。

(3) 1次冷却系流量の減少或いは喪失

炉心流量減少により、被ふく管及び炉心ナトリウム温度が上昇するが、安全保護系の動作により原子炉自動停止、炉心崩壊熱除去運転による炉心冷却能力を解析している。「1次冷却材流量減少」、「外部電源喪失」、「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」が該当する。起因事象の形態は変わるものの、安全保護系の動作による原子炉自動停止、炉心崩壊熱除去の運転方法は変わらない。ここでは、適用解析として「外部電源喪失」を代表事象とする。

(4) 1次冷却系流量の増大

「1次冷却材流量増大」を代表事象とする。この事象は、流量増大により、原子炉出入口ナトリウム温度が低下し、出口ナトリウム温度を一定に制御する原子炉出力制御系の動作により、原子炉出力及び燃料温度が上昇するが、安全保護系の動作により原子炉自動停止、炉心崩壊熱除去運転による炉心冷却能力を解析したものである。

(5) 2次冷却系流量の減少或いは喪失

2次主冷却系の除熱能力が低下し、原子炉入口ナトリウム温度が上昇し、被ふく管及び炉心ナトリウム温度が上昇するが、安全保護系の動作により原子炉自動停止、炉心崩壊熱除去運転による炉心冷却能力を解析している。「2次冷却材流量減少」、「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」が該当する。「2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故」及び「2次冷却材漏えい事故」は、冷却系1ループの炉心崩壊熱除去運転により解析している。ここでは、適用解析として「2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故」を代表事象とする。

(6) 2次冷却系流量の増大

「2次冷却材流量増大」を代表事象とする。この事象は、2次主冷却系の除熱能力が増大し、原子炉入口ナトリウム温度が低下、炉心支持板温度反応度の投入によって原子炉出力及び燃料温度が上昇するが、安全保護系の動作により原子炉自動停止、炉心崩壊熱除去運転による炉心冷却能力を解析している。

(7) 給水流量の減少或いは喪失

蒸気発生器の除熱能力が低下し、原子炉入口ナトリウム温度が上昇し、被ふく管及び炉心ナトリウム温度が上昇するが、安全保護系の動作により原子炉自動停止、炉心崩壊熱除去運転による炉心冷却能力を解析している。「給水流量喪失」、「負荷の喪失」、「主給水ポンプ軸固着事故」、「主給水管破断事故」、「主給水管破断事故」が該当する。ここでは、適用解析として「給水流量喪失」を代表事象とする。

(8) 給水流量の増大

「給水流量増大」を代表事象とする。この事象は、蒸気発生器の除熱能力が増大し、原子炉入口ナトリウム温度が低下し、炉心支持板温度反応度の投入による原子炉出力及び燃料温度の上昇における、炉心冷却能力を解析している。

4. 炉心安全解析モデル

「もんじゅ」プラント主冷却系統を図 4.1 に示す。このうち、炉心安全解析モデルは、安全保護系、制御系を含む、原子炉からタービンまでのプラント全体のモデル化を対象としており、これをブロック線図で示したものが図 4.2 である。

今回、Super-COPD を用いた「もんじゅ」炉心安全解析モデルは、「もんじゅ」最適評価モデルをベースに、従来計算コードの COPD 及び HARHO-IN の解析モデルを踏襲して構築したものである。なお、Super-COPD のバージョンは、MJSE1-RV-06A を用いた。

4.1 原子炉核熱計算モデル

原子炉核熱計算モデルの主な仕様を表 4.1 に、モデル図を図 4.3 と図 4.4 に示した。

燃料、被ふく管、炉心ナトリウムの各最高温度を算出するために、内側炉心と外側炉心の平均温度を計算する平均チャンネル(炉心平均ピン)に加えて、ホットチャンネル(最大発熱ピン)を構成する。

平均チャンネルは、過渡変化時の燃料、被ふく管、ナトリウムの炉心平均温度から、ドブプラ、温度フィードバック反応度を求め、原子炉出力変化を算出する。ホットチャンネルは、燃料、被ふく管及びナトリウムの各最高温度が一つのチャンネルに現れるよう設定を行い、平均チャンネルの原子炉出力変化に基づき、過渡変化時の燃料、被ふく管及びナトリウムの各最高温度を求めるモデルである(図 4.3 参照)。

チャンネルのモデルは、径方向には燃料、被ふく管、冷却材及びラップ管、軸方向には燃料と上下ブランケットで構成し、平均チャンネルは現実の出力及び流量を条件とし、ホットチャンネルは工学的安全係数を考慮した定格出力時の燃料最高温度、被ふく管肉厚中心最高温度、線出力を初期設定している(図 4.4 参照)。

今回、構築した Super-COPD を用いた「もんじゅ」炉心安全解析モデルは、炉心部燃料領域の平均チャンネルを、「もんじゅ」最適評価モデルと同じ内側炉心、外側炉心、径方向ブランケット燃料の3チャンネルとした。但し、フィードバック反応度を内側炉心、外側炉心の平均温度から求める方法は HARHO-IN と変わらない。一方、炉心出口温度は原子炉上部プレナムの熱計算の入力とされ、炉心と冷却系の熱計算を連携させている。

4.2 主冷却系伝熱流動計算モデル

主冷却系伝熱流動計算モデルの主な仕様を表 4.2 に示す。

(1)主冷却系伝熱計算モデル

1次主冷却系及び2次主冷却系の熱計算モデルをそれぞれ図 4.5 と図 4.6 に示す。熱交換器、プレナム及びヘッダ、配管で構成される主冷却系伝熱計算モデルは、熱交換器熱計算モジュール(HX、AC、SG モジュール)、冷却材の完全混合要素熱計算モジュール(MNモジュール)と冷却系配管要素熱計算モジュール(LNモジュール)の組み合わせによる。

原子炉上部プレナム熱計算は、「もんじゅ」最適評価モデルでは原子炉トリップ時のプレナム内温度成層化を計算可能な7領域モデル⁴⁾を組込むが、ここでは比較を容易とするために COPD モデルと同じ2領域モデルを組込んだ。プレナム内の内筒を境界として、2領域に分割し、内筒内側の領域を冷却

材の完全混合要素熱計算モジュール、内筒外側の領域を冷却系配管要素熱計算モジュールとした。これは、原子炉容器出口ナトリウム最高温度を保守的に評価するため、原子炉トリップする事象の解析においては、トリップ直後の炉心から流出した高温冷却材が直接的に原子炉容器から流出するよう、冷却材の混合領域を最小側に設定している。また、原子炉出力制御が作動する事象(制御棒落下、等)の解析においては、上部プレナムの冷却材の混合領域を最大側に設定することにより、原子炉容器出口ナトリウム温度の変化を鈍くすることで、原子炉出力制御の作動が緩慢となり、到達出力を保守的に評価する。

中間熱交換器熱計算は、伝熱部とプレナム部で構成する。伝熱部径方向は、構造材、1次冷却材、伝熱管、2次冷却材とし、伝熱部軸方向の分割数は、「もんじゅ」最適評価モデルと同じとし、COPD モデルに比べて(COPD は 20 メッシュ、Super-COPD は 40 メッシュ)、計算の詳細化を図った(図 4.7 参照)。1次側入口プレナムは、「もんじゅ」最適評価モデルでは多領域の改良モデル⁴⁾を組込むが、ここでは比較のために COPD と同じ1領域の冷却材完全混合モデルとした。

空気冷却器熱計算は、伝熱部と出入口ヘッダで構成する。伝熱部径方向は、2次冷却材、伝熱管、空気とし、伝熱部軸方向の分割数は、「もんじゅ」最適評価モデルと同じとし、COPD モデルに比べて(COPD は 7 メッシュ、Super-COPD は 20 メッシュ)、計算の詳細化を図った(図 4.8 参照)。

蒸発器は、「もんじゅ」最適評価モデルでは、伝熱管内軸方向の圧力を多点で計算する詳細モデルを組込むが、ここでは比較のために COPD と同じ主給水ポンプ入口と過熱器出口を圧力バウンダリとするモデルとした。モデルは、図 4.9 に示すように、伝熱部、ダウンカマ部、出入口部で構成する。伝熱部径方向は、2次冷却材、伝熱管、給水とし、伝熱部の軸方向分割数は、COPD モデルと変わらない。ダウンカマ部は、伝熱部までの給水と2次冷却材の熱交換を考慮した熱計算部を設ける。また2次冷却材の入口部は、冷却材配管要素熱計算モジュールとし、出口プレナム部は、冷却材の完全混合としており、COPD モデルと変わらない。過熱器は、伝熱部、出入口部で構成する。伝熱部径方向は、構造材、2次冷却材、伝熱管、蒸気とし、伝熱部の軸方向分割数は、COPD モデルと変わらない。2次冷却材の入口部は、冷却材配管要素熱計算モジュールとし、出口プレナム部は、冷却材の完全混合としており、COPD モデルと変わらない。

(2) 主冷却系流動計算モデル

1次主冷却系流動計算は、図 4.10 に示すように、主循環ポンプの駆動による冷却材の吐出、逆止弁の開度、炉心、中間熱交換器及び上部プレナム内筒、等の流路抵抗を与えて、1 次主冷却材の一巡を計算する。炉心の各チャンネル流量は、1 次主冷却系 3 ループ合計流量から初期流量配分を保持して過渡時の流量を計算する。一方、循環ポンプトリップ時のフローコーストダウン特性は、流量半減時間が設計最小値となるよう入力条件を設定している。

2次主冷却系流動計算は、図 4.11 に示すように、主循環ポンプの駆動による冷却材の吐出、弁の開度、中間熱交換器、空気冷却器、及び蒸気発生器、等の流路抵抗を与えて、2次主冷却材の一巡を計算する。原子炉トリップ時には、循環ポンプトリップによるフローコーストダウンとともに、冷却材流路は蒸気発生器側から空気冷却器側へ弁の開閉により切り替わる。

水・蒸気系流動計算は、図 4.12 に示すように、主給水ポンプ入口から過熱器出口までを対象として構築した。水・蒸気の物性値は温度及び圧力に強く依存しているため、蒸気発生器内では熱計算と連

動し、エネルギー保存式、運動方程式、質量保存式を連立させて扱っている。条件として主給水ポンプの駆動による冷却材の吐出、弁の開度、各部の流路抵抗を与えて、水・蒸気系の流動を計算する。

以上、主冷却系流動計算モデルは、COPD と変わらないモデル及び入力条件を設定している。

4.3 安全保護系、制御系モデル

「もんじゅ」の安全保護系並びにプラント制御系をモデル化し(図 4.2 参照)、原子炉トリップ信号の設定値及び応答時間、プラント制御系の制御定数は安全解析と同じ条件設定を行った。

5. 炉心安全解析モデルの検証

本章では、構築した「もんじゅ」炉心安全解析モデルについて、モデル毎の計算の妥当性、結合した解析モデルの計算の妥当性を確認し、双方の結果から炉心冷却能力の解析への適用を検討することとした。具体的には、前者は炉心冷却能力の解析に必要な解析モデルを抽出し、モデル毎に計算を行い、その結果と従来計算コード(COPD 及び HARHO-IN)の計算結果と比較した。後者は、炉心冷却能力の解析への適用を行い、現行の設置許可申請書添付書類十安全評価の当該事象の解析結果(以下、「添付解析結果」という。)⁵⁾と比較した。

5.1 解析モデル毎の検証

5.1.1 検証解析モデルの抽出

炉心冷却能力の解析において、事象毎に解析に必要な炉心安全解析モデルを表 5.1 に抽出した。この中から検証すべきモデルを選定した(同表中の●印)。以下に選定した13の検証解析モデルを示す。

- ① モデル検証 1:原子炉核熱計算(制御棒誤引抜き時)
- ② モデル検証 2:原子炉核熱計算(原子炉出力制御系作動時)
- ③ モデル検証 3:原子炉プレナム熱計算(原子炉トリップ時)
- ④ モデル検証 4:原子炉プレナム熱計算(原子炉出力制御系作動時)
- ⑤ モデル検証 5:中間熱交換器熱計算(原子炉トリップ時)
- ⑥ モデル検証 6:1 次冷却系流動計算(ポンプトリップ時)
- ⑦ モデル検証 7:1 次冷却系流動計算(流量増大時)
- ⑧ モデル検証 8:1 次冷却系流動計算(逆止弁不作動による系統逆流時)
- ⑨ モデル検証 9:2 次冷却系流動計算(ポンプトリップ時)
- ⑩ モデル検証 10:2 次冷却系流動計算(流量増大時)
- ⑪ モデル検証 11:蒸気発生器熱流動計算(原子炉トリップ時)
- ⑫ モデル検証 12:水・蒸気系流動計算(流量増大時)
- ⑬ モデル検証 13:空気冷却器熱計算(原子炉トリップ時)

5.1.2 検証方法

各モデル検証は、従来の COPD 及び HARHO-IN のデータを入力データ(境界データ)として計算を行い、その計算結果と HARHO-IN 及び COPD の計算結果と比較することにより、計算の妥当性を評価する方法とした。表 5.2 に各解析モデルの入力データ(境界データ)と検証データを整理して示した。

さらに、40%出力までの実プラントデータが得られていることから、実プラントデータと計算結果の比較により、解析モデルの妥当性、入力条件の保守性を確認することとした。表 5.2 に計算結果と比較する「もんじゅ」試験結果を示した。

5.1.3 検証結果

以下に各モデルの検証結果を示す。なお、COPD 及び HARHO-IN の計算結果は、結果出力の時

間間隔が大きいことから、各種プロット曲線が Super-COPD 計算結果に比べて滑らかではない。

(1)モデル検証1(原子炉核熱計算)

制御棒誤引抜きに伴う正の反応度投入、原子炉トリップに伴う制御棒そう入反応度の反応度変化、この過程における原子炉出力変化及び炉心部最高温度変化は、図 5.1 に示すとおり、HARHO-IN 計算結果と変わらない。

(2)モデル検証2(原子炉核熱計算モデル)

制御棒落下に伴い原子炉出力が低下するものの原子炉出力制御系の動作により、原子炉出力は初期値に回復する挙動、その過程における炉心部最高温度変化は、図 5.2 に示すとおり、COPD 計算結果と変わらない。

(3)モデル検証3(原子炉プレナム熱計算)

原子炉トリップ後の原子炉容器出口ナトリウム温度変化は、図 5.3 に示すとおり、COPD 計算結果と変わらない。実プラントデータ(出力 40%プラントトリップ試験結果)と比較して、初期温度に差があるものの、過渡変化はほぼ同様である。また原子炉トリップから約 1200 秒後の出口温度において実プラントデータ(出力 40%プラントトリップ試験結果)にはない2次ピークが現れていることから、上部プレナムの冷却材混合領域を最小側にした入力条件を与えて、高温の冷却材が直接的に炉容器から流出する計算結果が得られること確認した。

(4)モデル検証4(原子炉プレナム熱計算)

原子炉容器出口ナトリウム温度変化が緩やかとなるよう、冷却材の混合領域を大きくした条件設定による原子炉容器出口ナトリウム温度変化の計算結果は、図 5.4 に示すとおり、COPD 計算結果とほとんど変わらない。

(5)モデル検証5(中間熱交換器熱計算)

原子炉トリップ後の中間熱交換器 1 次側及び 2 次側出口ナトリウム温度変化は、図 5.5 に示すとおり、COPD 計算結果と変わらない。また、実プラントデータ(出力 40%プラントトリップ試験結果)と比較して、初期温度に差があるものの、中間熱交換器 1 次側出口ナトリウム温度変化はほとんど同じである。また、2次側出口ナトリウム温度は、試験結果と同様、緩やかに温度降下する挙動を示すことが確認できる。

(6)モデル検証6(1次冷却系流動計算)

原子炉トリップ後の 1 次主循環ポンプフローコーストダウン特性は、図 5.6 に示すとおり、COPD 計算結果と変わらない。また、実プラントデータ(流量 100%からの主循環ポンプフローコーストダウン特性試験結果)と比較して、1 次主循環ポンプフローコーストダウン特性は、流量半減時間が短く保守的な条件をモデルに与えることによって、保守的な計算結果が得られるモデルであることを確認した。

(7)モデル検証 7(1 次冷却系流動計算)

1 次冷却材流量増大時の過渡変化は、図 5.7 示すとおり、COPD 計算結果と変わらない。また、実プラントデータ(90%流量から 100%流量への 10%流量ステップ増大試験)の流量変化と比較して、ステップ状に流量上昇し、その後は流量制御系により緩やかに目標設定値に至る挙動は同様であることが確認できた。

(8)モデル検証 8(1 次冷却系流動計算)

1 次主冷却系循環ポンプ軸固着事故の解析における事故ループの逆止弁の不作動を仮定した事故ループの 1 次冷却材流量は、図 5.8 に示すとおり、1次主冷却系に逆流が生じる、COPD 計算結果と変わらない。

(9)モデル検証 9(2 次冷却系流動計算)

原子炉トリップ後の2次主循環ポンプフローコーストダウン特性と蒸気発生器側から空気冷却器側への流路切替えは、図 5.9 に示すとおり、COPD 計算結果と変わらない。また実プラントデータ(流量 100%からの主循環ポンプフローコーストダウン特性試験結果)と比較して、2次主循環ポンプフローコーストダウン特性は流量半減時間が短く保守的な条件をモデルに与えることによって、保守的な計算結果が得られるモデルであることを確認した。

(10)モデル検証 10(2 次冷却系流動計算)

2次冷却材流量増大時の過渡変化は、図 5.10 に示すとおり、ステップ状に流量上昇し、その後は流量制御系により緩やかに目標設定値に到達する挙動は、COPD 計算結果と変わらない。

(11)モデル検証11(蒸気発生器熱流動計算)

給水流量喪失時の過熱器(SH)出口ナトリウム温度変化、蒸発器(EV)出口ナトリウム温度変化、過熱器(SH)及び蒸発器(EV)の出口蒸気温度変化は、図 5.11 に示すように、COPD 計算結果を模擬している。なお、主に過熱器及び蒸発器内の水・蒸気流動計算に僅かな差が生じ、過熱器(SH)出口ナトリウム温度変化及び蒸発器(EV)出口ナトリウム温度変化は、COPD 計算結果より温度上昇は僅かに緩やかであり、蒸発器(EV)出口蒸気温度変化は、COPD 計算結果より、僅かに早く上昇する。これについては、今後の実データにより解析の精度向上を図る。

(12)モデル検証 12(水・蒸気系流動計算)

給水流量増大時の蒸発器(EV)及び過熱器(SH)への流量は、図 5.12 に示すとおり、ステップ状に流量上昇し、その後は流量制御系により緩やかに目標設定値に到達する挙動は、COPD 計算結果を模擬している。なお、主に水・蒸気系の圧力損失設定の僅かな差により、流量増大直後の流量上昇変化は、COPD 計算結果と僅かに差がある。これについても、今後の実データにより解析の精度向上を図る。

(13) モデル検証 13 (空気冷却器熱計算)

原子炉トリップ後の空気冷却器のナトリウム側出口温度変化及び空気側出口温度変化は、図 5.13 に示すように、COPD 計算結果と変わらない。また、実プラントデータ(出力 40%プラントトリップ試験結果)と比較して、初期温度に差があるものの、過渡変化の挙動はほぼ同様であることを確認した。

以上、解析モデル毎に、その計算結果と従来計算コードの計算結果の比較から、計算の妥当性を確認した。また、実プラントデータから解析モデルの妥当性、保守的な入力条件を確認した。

5.2 炉心冷却能力の解析への適用

炉心冷却能力の解析への Super-COPD の適用を目的に、代表的な事象の計算を行い、その計算結果と、現行の添十解析結果との比較から、炉心冷却能力の解析への適用性を検討した。

5.2.1 適用方法

第 3 章で示した代表 8 事象について、Super-COPD「もんじゅ」炉心安全解析モデルを用いた計算を行い、その計算結果と現行の添十解析結果と比較した。

計算条件は、現行の設置許可申請書添付書類十安全評価の「運転時の異常な過渡変化の解析」及び「事故解析」⁵⁾と同じとした。

5.2.2 適用結果

(1) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

原子炉トリップしゃ断器開時刻、原子炉到達出力、燃料、被ふく管、炉心ナトリウムの各最高温度及び原子炉出入口ナトリウム最高温度の計算結果とその出現時刻は、表 5.3 に示すように、添十解析結果と変わらない。また、反応度変化、原子炉出力及び炉心流量変化、炉心部温度変化、冷却材温度変化の計算結果は、図 5.14 に示すように、添十解析結果と変わらない。

(2) 制御棒落下

原子炉到達出力、燃料、被ふく管、炉心ナトリウムの各最高温度及び原子炉出入口ナトリウム最高温度の計算結果は、表 5.3 に示すように、添十解析結果と変わらない。また、原子炉出力及び炉心流量変化、炉心部温度変化、冷却材温度変化は、図 5.15 に示すように、添十解析結果と変わらないが、事象発生から約 5 分後に生じる燃料、被ふく管、炉心ナトリウムの各最高温度の出現時間が添十解析結果よりも約 20 秒遅くなる。

(3) 外部電源喪失

原子炉トリップしゃ断器開時刻、原子炉到達出力、燃料、被ふく管、炉心ナトリウムの各最高温度及び原子炉出入口ナトリウム最高温度の計算結果は、表 5.3 に示すように、添十解析結果と変わらない。また、炉心部温度変化、原子炉出力及び炉心流量変化、冷却材温度変化は、図 5.16 に示すように、添十解析結果と変わらない。

(4) 1 次冷却材流量増大

原子炉到達出力、燃料、被ふく管、炉心ナトリウムの各最高温度及び原子炉出入口ナトリウム最高温度の計算結果は、表 5.3 に示すように、添十解析結果と変わらない。また、炉心部温度変化、原子炉出力及び炉心流量変化、冷却材温度変化は、図 5.17 に示すように、添十解析結果と変わらない。なお、事象発生から約 5 分後に生じる原子炉トリップ時刻が添十解析結果よりも約 40 秒早くなる。

(5) 2 次主冷却系循環ポンプ軸固着事故

炉心部温度変化、原子炉出力及び炉心流量変化、冷却材温度変化の計算結果は、図 5.18 に示すように、添十解析結果と変わらない。しかしながら、事象発生から約 70 秒後に生じる被覆管肉厚中心最高温度及び炉心ナトリウム最高温度は、表 5.3 に示すように、添十解析結果より約 10℃低くなる。

(6) 2 次冷却材流量増大

原子炉到達出力、燃料、被ふく管、炉心ナトリウムの各最高温度及び原子炉出入口ナトリウム最高温度の計算結果は、表 5.3 に示すように、添十解析結果と変わらないが、事象発生から約 3 分後に生じる原子炉トリップ時刻が添十解析結果よりも約 50 秒早くなっている。また、炉心部温度変化、原子炉出力及び冷却材流量変化、冷却材温度変化は、図 5.19 に示すように、添十解析結果と変わらない。

(7) 給水流量喪失

原子炉到達出力、燃料、被ふく管、炉心ナトリウムの各最高温度及び原子炉出入口ナトリウム最高温度の計算結果は、表 5.3 に示すように、添十解析結果とほとんど変わらない。また、炉心部温度変化、原子炉出力及び冷却材流量変化、冷却材温度変化は、図 5.20 に示すように、添十解析結果と変わらない。

(8) 給水流量増大

原子炉到達出力、燃料、被ふく管、炉心ナトリウムの各最高温度及び原子炉出入口ナトリウム最高温度の計算結果は、表 5.3 に示すように、添十解析結果とほとんど変わらないが、事象発生から約 6 分後に生じる炉心部最高温度の出現時間が添十解析結果よりも約 1 分早くなっている。また、炉心部温度変化、原子炉出力及び冷却材流量変化、冷却材温度変化は、図 5.21 に示すように、添十解析結果と変わらない。

以上、Super-COPD 適用結果と添十解析結果と比較した結果、全ての代表事象において、原子炉到達出力、燃料、被ふく管、炉心ナトリウムの各最高温度及び原子炉出入口ナトリウム最高温度とその過渡変化(トレンド)は、添十解析結果を概ね再現している。特に事象発生直後に原子炉トリップする事象においては、結果に差は無い。一方、1 次及び 2 次冷却材が緩やかに温度上昇し原子炉トリップする事象においては、原子炉トリップしゃ断器開時刻に差異が生じる。また、1 ループにより炉心崩壊熱除去を行う事象において、被ふく管肉厚中心最高温度及び炉心ナトリウム最高温度は、添十解析結果より約 10℃低くなる。

5.2.3 適用結果の差異の検討

Super-COPD 適用結果と添十解析結果の比較から、差異が生じた「2 次主冷却系循環ポンプ軸固着事故」、「1 次冷却材流量増大」、「2 次冷却材流量増大」について、その要因を確認し、計算の妥当性を検討した。

(1) 2 次主冷却系循環ポンプ軸固着事故

事象発生から約 70 秒後に生じる被ふく管最高温度及び炉心ナトリウム最高温度が添十解析結果より約 10℃低くなっている。

この要因は、図 5.22 に示すように、1 次主循環ポンプポニーモータ運転時の炉心流量が添十解析結果より僅かに多いことによって生じたものである。また、当該事象は、1 ループにより炉心崩壊熱除去を行う解析条件のため、僅かな炉心流量の差が被ふく管最高温度及び炉心ナトリウム最高温度に影響し、差が生じたものである。

しかしながら、1 次主循環ポンプポニーモータ流量は実データに比べ低く保守的であり、かつ被ふく管最高温度は、制限値(830℃以下)に対して十分な余裕を有することから、この差異については解析上問題とはならないものと評価した。

(2) 1 次冷却材流量増大

事象発生から約 5 分後に生じる原子炉トリップしゃ断器開時刻は、添十解析結果よりも約 40 秒早くなっている。

この要因は、図 5.23 に示すように、1 次冷却材流量増大に伴う原子炉出力上昇により、1 次冷却材温度が緩やかに上昇することが影響している。約 4 分後の中間熱交換器 1 次側出口ナトリウム温度は、添十解析結果より Super-COPD 適用結果の方が約 0.5℃高い。このため、中間熱交換器 1 次側出口ナトリウム温度高の原子炉トリップしゃ断器開時刻が早くなったものであり、この差異は解析上問題とならないものと評価した。

(3) 2 次冷却材流量増大

事象発生から約 3 分後に生じる原子炉トリップしゃ断器開時刻は、添十解析結果よりも約 50 秒早くなっている。

この要因は、図 5.24 に示すように、異常発生ループの給水流量の低下が添十解析結果よりも早いために、蒸発器出口ナトリウム温度の上昇が早く、原子炉トリップしゃ断器開時刻に差が生じた。

2 次流量増大に伴う、2 次冷却系の伝熱計算は適切にされており、この差異は解析上問題とならないと評価した。しかしながら、更なる解析精度向上のためには今後の実プラントデータにより給水流量低下の制御特性、蒸発器の伝熱特性についてモデルの検証を進める必要がある。

(4)制御棒落下、給水流量増大

制御棒落下では事象発生から約 5 分後に生じる炉心部最高温度の出現時間が添十解析結果よりも約 20 秒遅くなっている。また、給水流量増大では事象発生から約 6 分後に生じる炉心部最高温度の出現時間が添十解析結果よりも約1分早くなっている。

これらの要因は、主に水・蒸気系の流動計算の差が影響して出力変化の僅かな差となっているものと考えられるが、原子炉トリップを伴わない緩やかな過渡変化であるため、僅かな出力変化の差異がピーク温度出現時間の差異としては相対的に大きく出るものであり、解析上問題とならないと評価した。

以上、結合させた解析モデルの計算は、添十解析結果をほぼ再現することから、妥当であると評価した。

解析モデル毎の計算、結合解析モデルの炉心冷却能力の適用から、解析モデルは妥当であることを評価した。以上のことから、「もんじゅ」炉心安全解析モデルを用いた Super-COPD は、炉心冷却能力の解析に適用できると評価した。

6. 結 論

高速増殖炉研究開発センター原子炉設置許可申請書(高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設)添付書類十安全評価の「運転時の異常な過渡変化の解析」及び「事故解析」の炉心冷却能力の解析(21事象)へのモジュール型プラント動特性解析コード Super-COPD の適用を目的として、安全保護系、制御系を含むプラント全体の安全解析モデルを Super-COPD に構築し、解析モデル毎の計算と原子炉から冷却系までを結合した解析モデルの双方の計算の妥当性を確認した上で、炉心冷却能力の解析への適用性を評価した。

その結果、各解析モデルは、従来計算コードの計算結果と良く一致することを確認した。さらに、出力 40%までの実プラントデータとも比較し、計算の妥当性、入力条件の保守性を確認した。統合した解析モデルは、添付解析で着目する原子炉到達出力、燃料、被ふく管、炉心ナトリウムの各最高温度、原子炉出入口ナトリウム最高温度は、添付解析結果とほとんど変わらない。このことから、「もんじゅ」炉心安全解析モデルを組込んだ Super-COPD は、炉心冷却能力の解析に適用できることを評価した。

謝 辞

Super-COPD「もんじゅ」炉心安全解析モデルの構築は、従来解析を熟知している(株)三菱重工業の菱田正彦氏(現 MFBR システムズ)他に協力頂いた。モデル毎の検証解析及び炉心冷却能力の解析への適用解析と結果の整理については、FBRプラント工学研究センターの村中誠氏、光元里香氏、(株)NESIの加藤満也氏、荒木浩介氏、高野雅仁氏の協力を頂いた。ここに感謝の意を述べる。

参考文献

- 1) 動力炉・核燃料開発事業団, 高速増殖炉プラント動特性コードの概要, PNC TN243 81-05, 1981.
- 2) 動力炉・核燃料開発事業団, 高速増殖炉の安全解析に用いる計算コードについて, PNC TN241 85-12, 1985.
- 3) 仲井悟 他, モジュール型プラント動特性解析コード Super-COPD の開発, 動燃技報, No.68, 1998.12.
- 4) Yamada, Ohira, Numerical simulation of Monju plant dynamics by Super-COPD using previous startup tests data, FEDSM-ICNMM2010-30287, 2010.08.
- 5) 日本原子力研究開発機構, 高速増殖炉研究開発センター原子炉設置変更許可申請書(高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設)本文及び添付書類(一～十一)(平成 18 年 10 月変更).

表 2.1 Super-COPD 解析モジュール一覧³⁾

分 類	名 称	機 能
核計算	KN	原子炉核計算
熱計算	RX	原子炉詳細熱計算
	RF	原子炉平均熱計算
	HX	中間熱交換器熱計算
	AC	空気冷却器熱計算
	SG	蒸気発生器熱計算
	MN	完全混合, ミキシング・ティ要素熱計算
	LN	冷却系配管要素熱計算
	UP	原子炉容器上部プレナム熱計算
	LW	原子炉容器下部プレナム熱計算
	LS	水・蒸気系配管要素熱計算
	PC	空冷復水器熱計算
	TB	蒸気タービン熱計算
熱流動計算	ST	蒸気発生器及び水・蒸気系熱流動計算
	FW(FM)	水・蒸気系熱流動計算
流動計算	FN(FS)	非圧縮性流体流動計算(分岐・合流なしの場合)
	FA	空気冷却器風量計算
動的機器	VA	空気冷却器ベーン・ダンパ特性計算
	CR	制御棒の計算
	CK	逆止弁の計算
	PP	循環ポンプの計算
	MG	流体継手方式循環ポンプ回転数制御計算
	VV	各種弁の計算
制御系	CL	制御系等の計算
安全保護系	LG	安全保護系の計算

表 3.1 炉心冷却能力の解析に用いる計算コード

事象名			従来計算コード	Super-COPD (今回検討)
運転時の異常な過渡変化の解析	(a)未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き		COPD 及び HARHO-IN	○
	(b)出力運転中の制御棒の異常な引抜き		COPD 及び HARHO-IN	●
	(c)制御棒落下		COPD	●
	(d)1次冷却材流量減少		COPD 及び HARHO-IN	○
	(e)1次冷却材流量増大		COPD 及び HARHO-IN	●
	(f)外部電源喪失		COPD 及び HARHO-IN	●
	(g)2次冷却材流量減少		COPD 及び HARHO-IN	○
	(h)2次冷却材流量増大		COPD 及び HARHO-IN	●
	(i)給水流量喪失		COPD 及び HARHO-IN	●
	(j)給水流量増大		COPD	●
	(k)負荷の喪失		COPD 及び HARHO-IN	○
事故解析	(a)制御棒急速引抜き事故	未臨界状態	COPD 及び HARHO-IN	○
		出力運転中	COPD 及び HARHO-IN	○
	(b)燃料スランピング事故		COPD 及び HARHO-IN	○
	(c)気泡通過事故		COPD 及び HARHO-IN	○
	(d)冷却材流路閉塞事故		FALL* ¹	—
	(e)1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故		COPD 及び HARHO-IN	○
	(f)2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故		COPD 及び HARHO-IN	●
	(g)主給水ポンプ軸固着事故		COPD 及び HARHO-IN	○
	(h)1次冷却材漏えい事故	COPD 及び HARHO-IN	○	
		HIPRAC-Ⅲ* ²	—	
	(i)2次冷却材漏えい事故		COPD 及び HARHO-IN	○
	(j)主蒸気管破断事故		COPD 及び HARHO-IN	○
	(k)主給水管破断事故		COPD 及び HARHO-IN	○

●：今回の検討において Super-COPD による適用解析結果を示す代表事象(8事象)。

*1：燃料要素の被ふく管表面に、流路閉塞物の付着、あるいは核分裂生成物の放出があった場合の燃料、被ふく管等の熱的応答を計算するコード。

*2：1次主冷却系でナトリウム漏えいが生じた場合の1次主冷却系内の流量分布、原子炉容器等の液位のそれぞれの時間変化を計算するコード。

表 4.1 原子炉核熱計算モデルの主な仕様

項目	仕様	備考 (HARHO-IN との差)
核特性式	1 点近似動特性	
フィードバック反応度	ドップラ反応度 冷却材温度反応度 被覆管温度反応度 構造材(ラッパ管)温度反応度 炉心支持板温度反応度	図 4.3 参照
炉心部チャンネル	内側炉心燃料集合体平均チャンネル 外側炉心燃料集合体平均チャンネル 径方向ブランケット燃料集合体平均チャンネル 炉心バイパスチャンネル 炉心最高発熱集合体チャンネル	(内側炉心と外側炉心を1つの炉心平均チャンネルとしている。径方向ブランケットは炉心バイパスチャンネルに含めている)
燃料チャンネル径方向領域構成:温度点数	燃料:10 被覆管:3 冷却材:1 ラッパ管:1	図 4.4 参照
燃料チャンネル軸方向領域構成:分割数	炉心:10 上部ブランケット:3 下部ブランケット:3	図 4.4 参照
崩壊熱	インプット	
軸方向発熱分布	インプット	
冷却材熱伝達式	修正 Lyon の式 ⁵⁾	
燃料ピン熱伝達式	もんじゅ (PuU) O ₂ 熱伝導式 ⁵⁾	
物性値	燃料の熱伝導率は温度依存、その他の物性値は一定	

表 4.2 主冷却系伝熱流動モデルの主な仕様

モデル	項目	仕様	備考 (COPD との差)
原子炉 上部プレナム	伝熱領域	2 領域(完全混合領域+輸送遅れ領域)	図 4.5 参照
	構造材熱容量	接触構造材の熱容量を考慮	
	流動流路	1流路	
	層化現象	考慮しない	
原子炉 下部プレナム	熱輸送	冷却材の完全混合と輸送遅れ	図 4.5 参照
配管	伝熱	配管の熱容量及び配管からの熱損失は考慮しない。	図 4.5、図 4.6 参照
	流動	流体は1次元非圧縮性とする カバーガスは理想気体として扱う 3ループ非対称性を考慮する	図 4.10、図 4.11 参照
中間熱 交換器	対象	平行対向流モデル	図 4.7 参照
	伝熱軸方向分割	40 分割	(20 分割)
	伝熱管の熱容量	考慮する	
	熱伝達式	Lubarsky-Kaufman の式	
	流動	1次側は事故ループの逆流の取扱いができる	
	出入口プレナム	冷却材の完全混合	図 4.5、図 4.6 参照
循環ポンプ	特性式	Q-H 特性式は完全特性*(インプット) (*: 正転・正流、正転・逆流、逆転・正流、逆転・逆流の4通りの状態を連続的に考慮する)	
	軸摩擦トルク	1次系:ポンプ効率でトルクを補正して機械的損失を考慮 2次系:摩擦トルクとして定数値を付け加える	
蒸発器	対象	対向流モデル	図 4.9 参照
	伝熱軸方向分割	30 分割	
	伝熱管の熱容量	考慮する。	
	ダウンカマ部	ダウンカマ部考慮する	
	Na 側熱伝達式	Hoe の式	
	水側の熱伝達式	(ヘリカルコイル部)／(直管及びダウンカマ部)	
	(i)サブクール部	森・中山の式／Dittus-Boelter の式	
	(ii)核沸騰部	修正 Schrock-Grossman の式	
	(iii)膜沸騰部	液滴冷却と蒸気の強制対流冷却の割合がクオリティに比例するとして補間	
過熱器	(iv)過熱部	森・中山の式／Dittus-Boelter の式	
	流動液面	考慮しない	
	対象	対向流モデル	図 4.9 参照
	伝熱軸方向分割	15 分割	
	ダウンカマ部	ダウンカマ部考慮しない	
空気冷却器	Na 側/水側熱伝達式	蒸発器の過熱部に同じ	
	対象	対向流モデル	図 4.8 参照
	伝熱軸方向分割	20 分割	(7 分割)
	熱伝達式 Na 側	Seban-Shimazaki の式	
数値計算法	熱伝達式空気側	修正 Jameson の式	
		修正 Runge-Kutta 法	

表 5.1 炉心安全解析事象の計算に用いる炉心安全解析モデルと検証解析モデルの選定 (1/2)

事象名	原子炉核計算	制御棒計算	原子炉熱計算	原子炉容器・ブレナム熱計算	中間熱交換器熱計算	1次冷却管熱計算	1次冷却流動計算	2次冷却管熱計算	2次冷却流動計算	蒸気発生器熱計算	水・蒸気系流動計算	空気の冷却計算	制御系等計算	安全保護系計算
運転時の異常な過渡変化の解析	(a) 未臨界状態からの制御棒の異常な引き抜き	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○
	(b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	● モデル検証1	● モデル検証1	● モデル検証3	● モデル検証5	○	● モデル検証6	○	● モデル検証9	○	○	● モデル検証13		○
	(c) 制御棒落下	●*1 モデル検証2	●*1 モデル検証2	●*2 モデル検証4	○	○	○	○	○	○	○		●*1 モデル検証2	
	(d) 1次冷却材流量減少	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○
	(e) 1次冷却材流量増大	○	○	○	○	○	●*3 モデル検証7	○	○	○	○	○		○
	(f) 外部電源喪失	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○
	(g) 2次冷却材流量減少	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○
	(h) 2次冷却材流量増大	○	○	○	○	○	○	○	●*3 モデル検証10	○	○	○	○	○
	(i) 給水流量喪失	○	○	○	○	○	○	○	○	● モデル検証11	○	○		○
	(j) 給水流量増大	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●*3 モデル検証12		○	
	(k) 負荷の喪失	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○

凡例：○は当該炉心安全解析事象に用いる解析モデル、●は検証対象とした解析モデル

*1 は COPD-RVにより検証、*2 は原子炉出力制御時のブレナム熱計算を検証、*3 流量増大を検証

表 5.1 炉心安全解析事象の計算に用いる炉心安全解析モデルと検証解析モデルの選定 (2/2)

事象名	原子炉 核計算	制御棒 計算	原子炉 熱計算	原子炉 容器ブ レナム 熱計算	中間熱 交換器 熱計算	1次主 冷却管 熱計算	1次主 冷却流 動計算	2次主 冷却管 熱計算	2次主 冷却流 動計算	蒸気発 生器熱 計算	水・蒸 気系流 動計算	空気を 冷却器 計算	制御系 等計算	安全保 護系計 算
事故 解析														
(a) 制御棒急 速引抜事故	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○
(b) 燃料スラ ンピング事故	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○
(e) 1次主冷 却系循環ポン プ軸固着事故	○	○	○	○	○	○	●*4 モデル 検証8	○	○	○	○	○		○
(f) 2次主冷 却系循環ポン プ軸固着事故	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○
(g) 主給水ポ ンプ軸固着事 故	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○
(h) 1次冷却 材漏えい事故	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○
(i) 2次冷却 材漏えい事故	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○
(j) 主蒸気管 破断事故	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○
(k) 主給水管 破断事故	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○

凡例:○は当該炉心安全解析事象に用いる解析モデル、●は検証対象とした解析モデル

*4は逆止弁不作動時を検証

表 5.2 Super-COPD 炉心安全解析モデル検証条件 (1/3)

HARHO-IN, COPD 計算結果データ												
モデル 検証 No.	解析 モデル	解析事 象	Super-COPD 入力データ(境界条件)				Super-COPD 計算結果(検証データ)				「もんじゅ」 試験結果	
			HARHO-IN	COPD-RV	COPD-3A	COPD-3A (PDAC-8)	HARHO-IN	COPD-RV	COPD-3A	COPD-3A (PDAC-8)		
1	原子炉核熱 計算(図 4.3、 図 4.4 参照)	出力運 転中の制 御棒の異 常な引抜 き	炉心流量	—	—	炉心入口Na 温度	原子炉出力 全反応度 制御棒引き による反応度 スクラム反応度 ドップラ反応度 燃料最高温度 被ふく管最高 温度 Na最高温度	—	—	—	—	
2	原子炉核熱 計算(図 4.3、 図 4.4 参照) 制御系等計 算等(図 4.2 参照)	制御棒 落下	—	炉心流量 炉心入口Na 温度	—	—	—	原子炉出力 燃料最高温度 被ふく管最高 温度 Na最高温度	—	—	—	
3	原子炉上部 プレナム熱計 算(図 4.5 参 照)	出力運 転中の制 御棒の異 常な引抜 き	—	—	—	RV入口Na温 度 RV入口Na流 量	—	—	—	RV出口Na温 度	40%出力プ ラ ントリッ ップ試 験・RV出 入 口 Na温度 (A)	
4	原子炉上部 プレナム熱計 算(図 4.5 参 照)	制御棒 落下	—	RV入口Na温 度 RV入口Na流 量	—	—	—	RV出口Na温 度	—	—	—	

表 5.2 Super-COPD 炉心安全解析モデル検証条件 (2/3)

HARHO-IN, COPD 計算結果データ											
モデル 検証 No.	解析 モデル	解析事象	Super-COPD 入力データ(境界条件)				Super-COPD 計算結果(検証データ)				「もんじゅ」 試験結果
			HARHO-IN	COPD-RV	COPD-3A	COPD-3A (PDAC-8)	HARHO-IN	COPD-RV	COPD-3A	COPD-3A (PDAC-8)	
5	中間熱交換器熱計算(図 4.7 参照)	出力運転中の制御棒の異状な引抜き	—	—	—	1次主冷却系 Na流量(A) 2次主冷却系 Na流量(A) IHX1 次側伝熱部入口 Na 温度(A) IHX2 次側伝熱部入口 Na 温度(A)	—	—	—	IHX1 次側伝熱部出口 Na 温度(A) IHX2 次側伝熱部出口 Na 温度(A)	40%出力プラントトリップ・IHX1 次側, 2次側出入口 Na 温度(A)
6	1次主冷却系流動計算(図 4.10 参照)	出力運転中の制御棒の異状な引抜き	—	—	—	—	—	—	—	1次主冷却系 Na流量(A)	1次主循環ポンプフローコーン・1次主冷却系 Na流量
7	1次主冷却系流動計算(図 4.10 参照)	1次冷却材流量増大	—	—	—	—	—	1次主冷却系 Na流量(B)	—	—	—
8	1次主冷却系流動計算(図 4.10 参照)	1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故	—	—	—	—	—	—	1次主冷却系 Na流量(C)	—	—
9	2次主冷却系流動計算(図 4.11 参照)	出力運転中の制御棒の異状な引抜き	—	—	—	—	—	—	2次主冷却系 Na流量(A) AC 入口 Na 流量(A)	2次主循環ポンプフローコーン・2次主冷却系 Na流量(A), AC Na 流量(A)	2次主循環ポンプフローコーン・2次主冷却系 Na流量(A), AC Na 流量(A)

表 5.2 Super-COPD 炉心安全解析モデル検証条件 (3/3)

モデル 検証 No.	解析 モデル	HARHO-IN, COPD 計算結果データ								「もんじゅ」 試験結果
		解析事象	Super-COPD 入力データ(境界条件)				Super-COPD 計算結果 (検証データ)			
			HARHO-IN	COPD-RV	COPD-3A	COPD-3A (PDAC-8)	HARHO-IN	COPD-RV	COPD-3A (PDAC-8)	
10	2次主冷却 系流動計 算(図 4.11 参照)	－	－	－	－	－	2次主冷却系 Na流量(B)	－	－	
11	蒸発器熱 計 算 (図 4.9 参照)	－	－	－	主給水ポンプ 給水流量 EV入口給水 温度(B) SH入口Na流 量(B) SH入口Na温 度(B)	－	－	EV・SH出口 Na温度(B) EV・SH出口 蒸気温度(B)	－	
12	水・蒸気系 流動計 算 (図 4.12 参 照)	－	－	－	－	－	EV入口給水 流量(B) EV出口蒸気 流量(B) SH出口蒸気 流量(B)	－	－	
13	空気冷却 器熱計 算 (図 4.8 参 照)	－	－	－	AC入口Na流 量(A) AC入口Na温 度(A) AC入口空気 風量(A) AC入口空気 温度(A)	－	－	AC出口Na温 度(A) AC出口空気 温度(A)	40 %出力プラ ントトリップ試 験・AC出口Na a温度(A),AC 出口空気温度 (A)	

表 5.3 炉心冷却能力評価の解析検証結果

検証項目 事象名	原子炉トリップ しや断器開時刻 (秒)		原子炉到達出力 (%)		燃料最高温度 (℃)		被ふく管 (肉厚中 心) 最高温度 (℃)		炉心ナトリウム 最高温度 (℃)		原子炉容器出口 ナトリウム最高 温度 (℃)		原子炉容器入口 ナトリウム最高 温度 (℃)	
	Super- COPD	添十解 析結果	Super- COPD	添十解 析結果	Super- COPD	添十解 析結果	Super- COPD	添十解 析結果	Super- COPD	添十解 析結果	Super- COPD	添十解 析結果	Super- COPD	添十解 析結果
(1) 出力運転中の制御棒の 異常な引抜き (定格出力)	3.4 ^{*1}	3.4 ^{*1}	118 (4.1)	119 (4.0)	2481 (4.2)	2481 (4.2)	704 (4.5)	703 (4.5)	691 (4.7)	690 (4.7)	533	533	403	402
添十解析結果-Super-COPD	0.0		0 (0.0)		0 (0.0)		+1 (0.0)		+1 (0.0)		0		+1	
(2) 制御棒落下	— ^{*2}	— ^{*2}	104 (315)	104 (293)	2591 (322)	2592 (299)	710 (331)	711 (310)	696 (333)	697 (311)	533	533	400	400
添十解析結果-Super-COPD	—		0 (+22)		—1 (+23)		—1 (+21)		—1 (+22)		0		—1	
(3) 外部電源喪失	0.85	0.85	104 (1.3)	104 (1.3)	2355 (1.4)	2355 (1.4)	734 (1.9)	732 (1.9)	722 (1.9)	719 (1.9)	535	534	429	428
添十解析結果-Super-COPD	0.00		0 (0.0)		0 (0.0)		+2 (0.0)		+2 (0.0)		0		+1	
(4) 1 次冷却材流量増大	272	308	110 (272)	110 (309)	2494 (272)	2493 (309)	688 (273)	687 (309)	675 (273)	674 (309)	533	533	422	424
添十解析結果-Super-COPD	—37		0 (—37)		+1 (—37)		+1 (—37)		+1 (—37)		0		—2	
(5) 2 次主冷却系循環ポン プ軸固着事故	1.05	1.05	102 (0.0)	102 (0.0)	2350 (0.0)	2350 (0.0)	720 (67)	729 (69)	720 (67)	729 (69)	532	531	446	445
添十解析結果-Super-COPD	0.00		0 (0.0)		0 (0.0)		—9 (—2)		—9 (—2)		+1		+1	
(6) 2 次冷却材流量増大 (原子炉出力制御無し)	145	200	104 (120)	104 (132)	2387 (124)	2390 (137)	683 (146)	682 (201)	671 (146)	670 (201)	532	532	434	432
添十解析結果-Super-COPD	—54		0 (—12)		—3 (—13)		+1 (—54)		+1 (—54)		0		+2	
(7) 給水流量喪失	45	41	102 (0.0)	102 (0.0)	2350 (0.0)	2350 (0.0)	680 (46)	679 (42)	668 (44)	667 (42)	531	531	445	451
添十解析結果-Super-COPD	+4		0 (0.0)		0 (0.0)		+1 (+4)		+1 (+4)		0		—6	
(8) 給水流量増大 (原子炉出力制御無し)	— ^{*2}	— ^{*2}	109 (365)	109 (416)	2470 (370)	2468 (424)	687 (386)	687 (451)	674 (387)	674 (453)	534	534	400	399
添十解析結果-Super-COPD	—		0 (—51)		+2 (—54)		0 (—65)		0 (—66)		0		0	

添十解析結果^{4) 5)}は、もんじゅ原子炉設置変更許可申請書添付書類「安全評価の解析結果から。燃料初期温度は 2350℃、原子炉容器出口ナトリウム初期温度は 531℃、原子炉容器入口ナトリウム初期温度は 399℃。*1 は物理量設定値到達時刻。*2 は原子炉トリップなし。

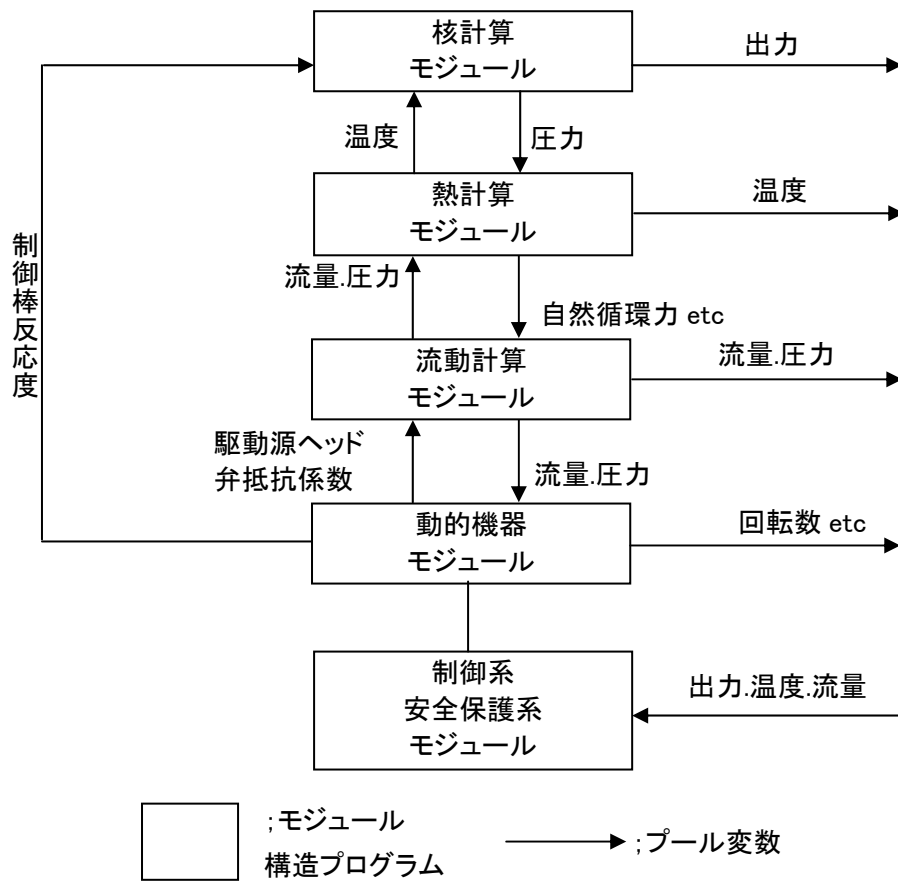


図 2.1 Super-COPD 解析モジュール間インターフェイス ³⁾

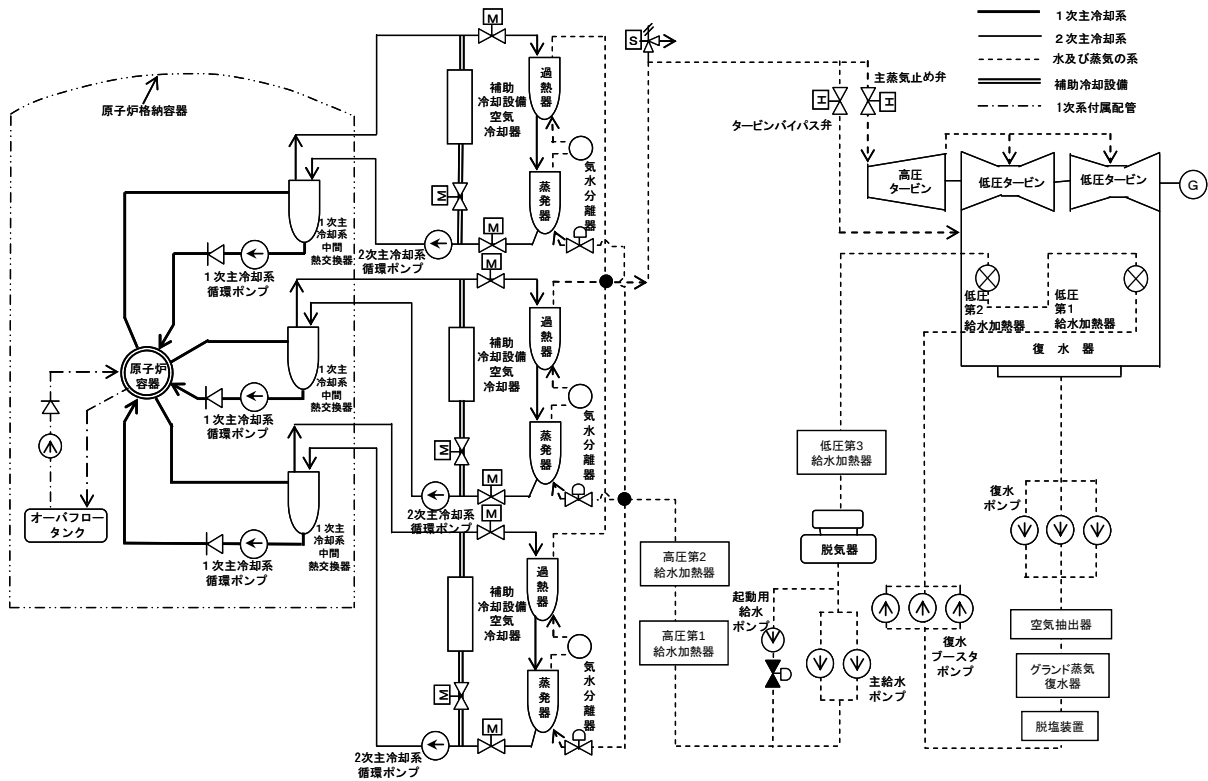


図 4.1 「もんじゅ」プラント主冷却系統概念図 5)

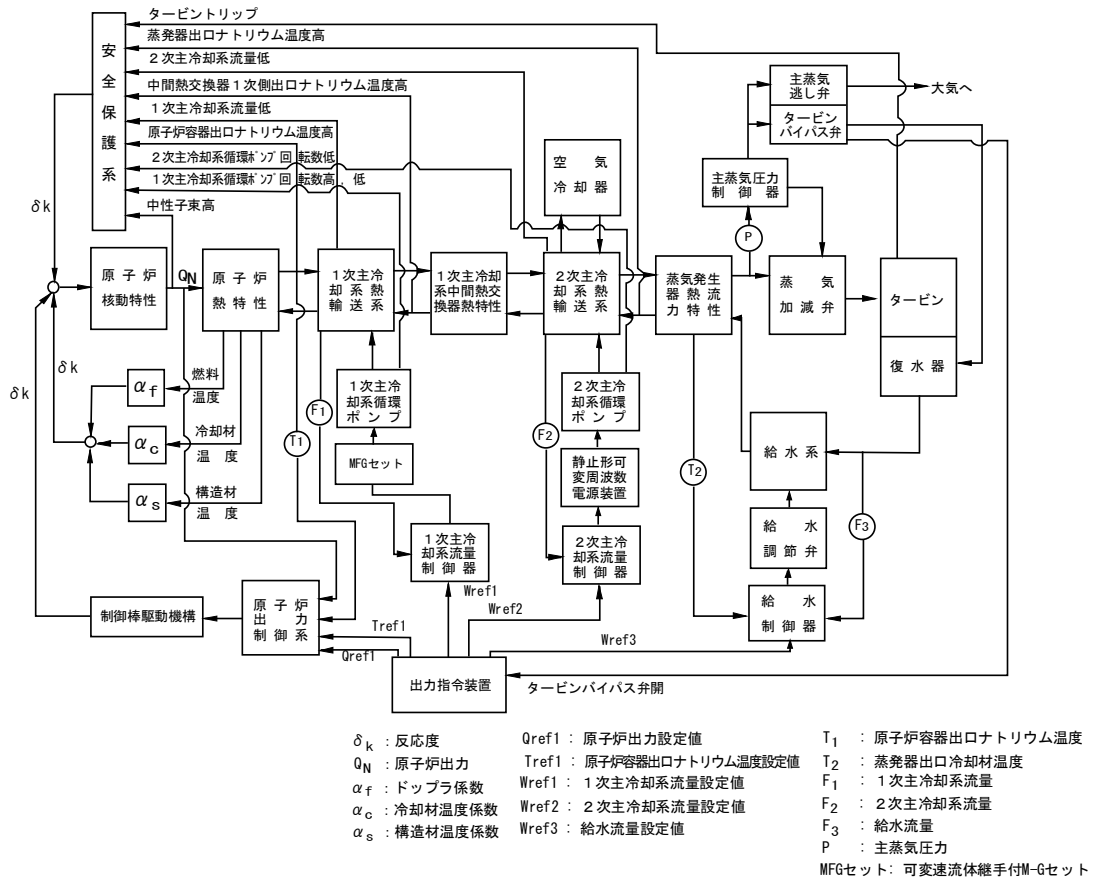


図 4.2 動特性解析モデル概要図 5)

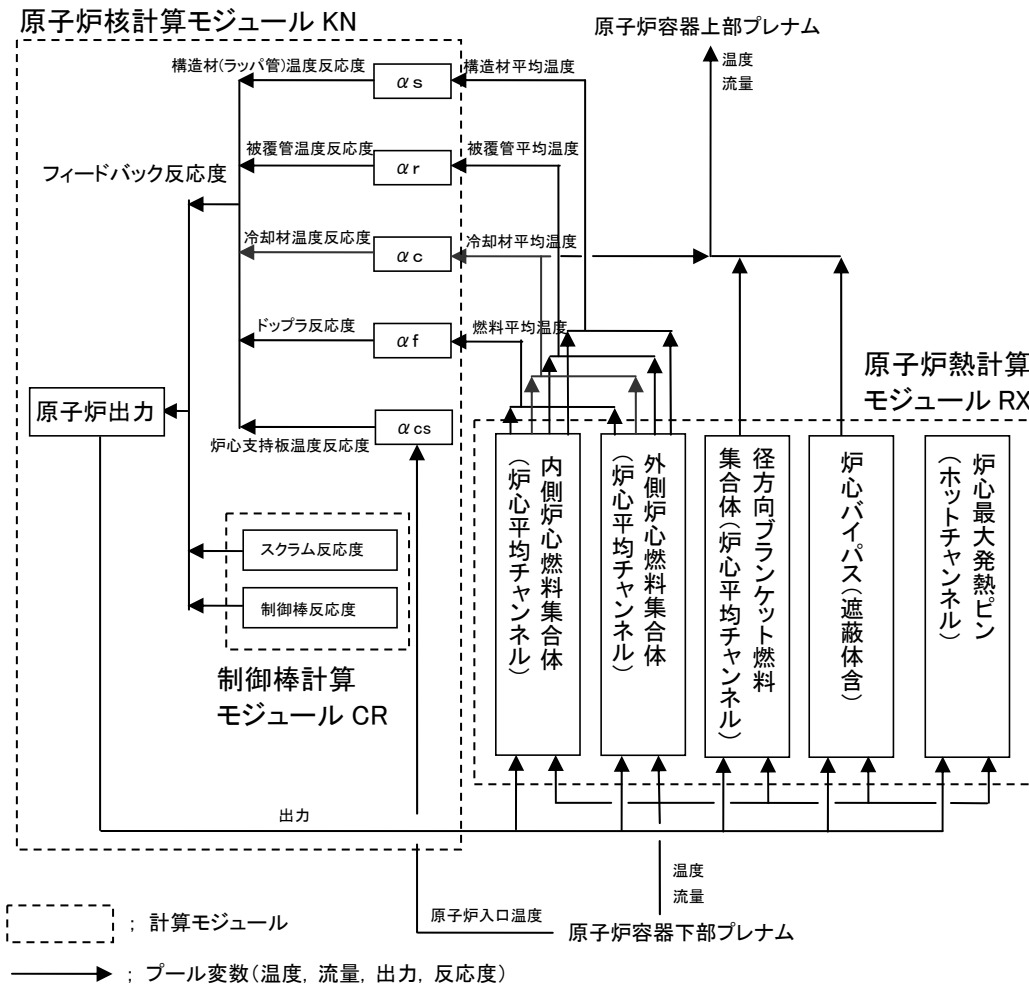


図 4.3 Super-COPD 炉心安全解析の原子炉核・熱計算モデル

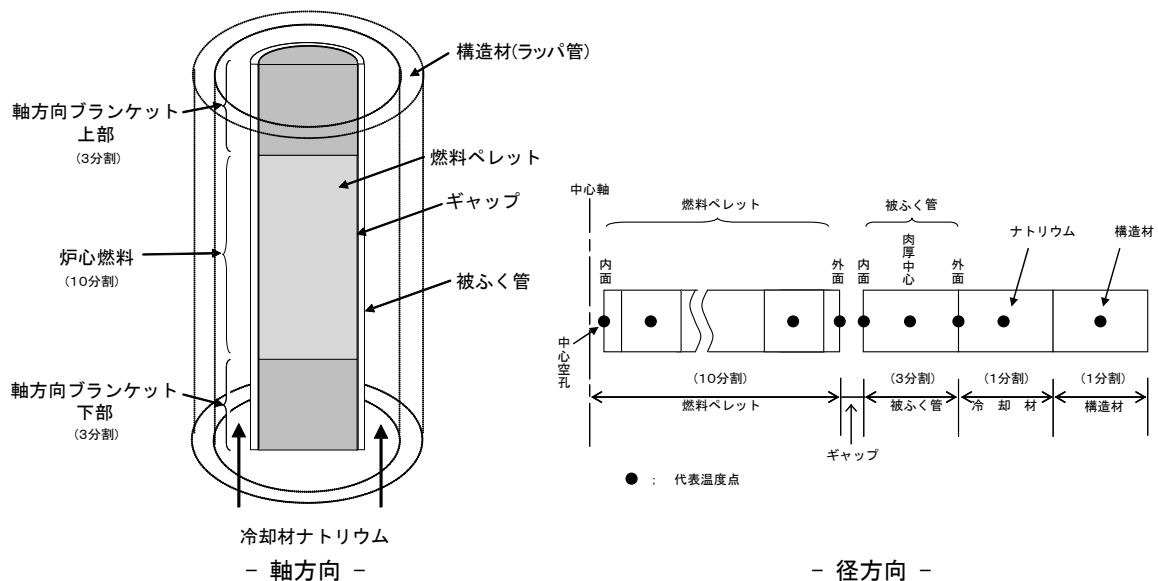
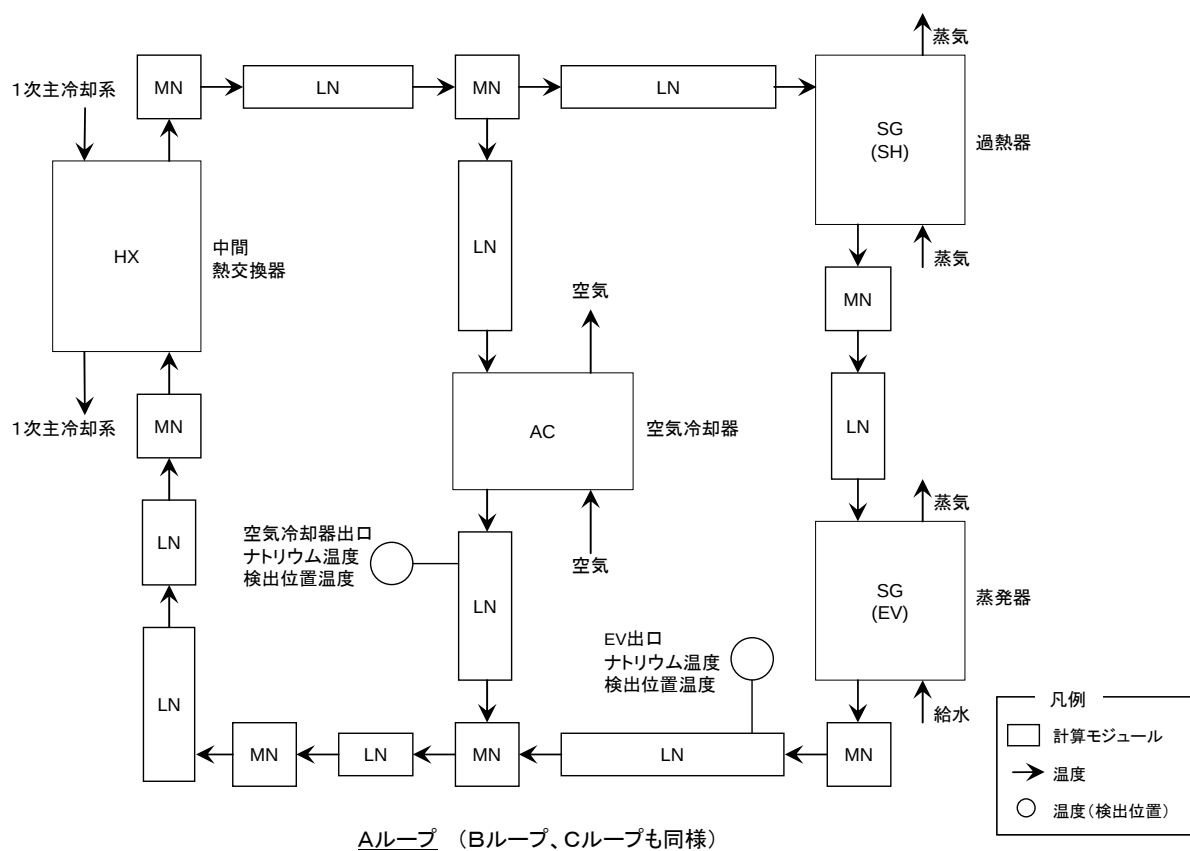
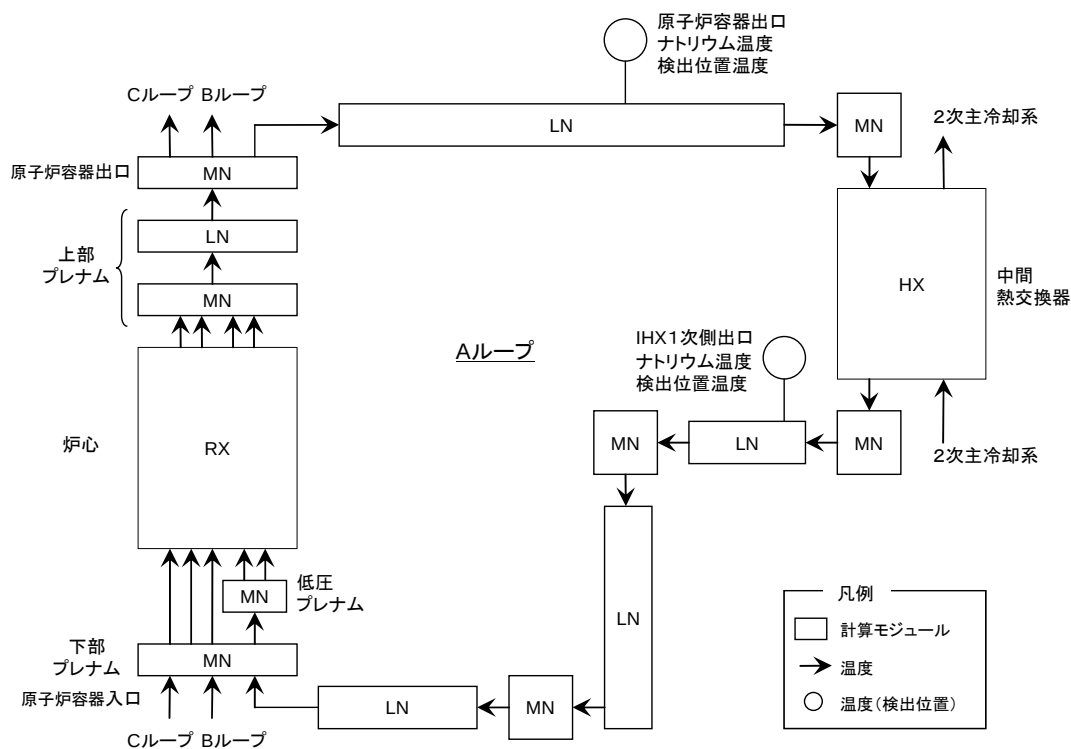


図 4.4 炉心平均チャンネル及びホットチャンネルの燃料要素モデル



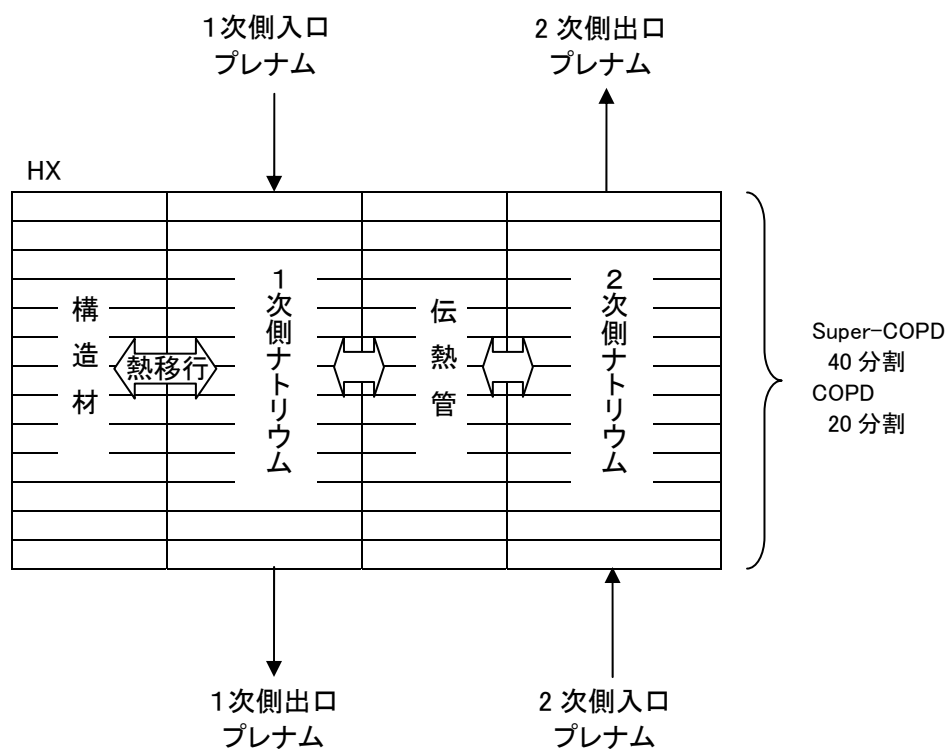


図 4.7 Super-COPD 炉心安全解析の中間熱交換器熱計算モデル

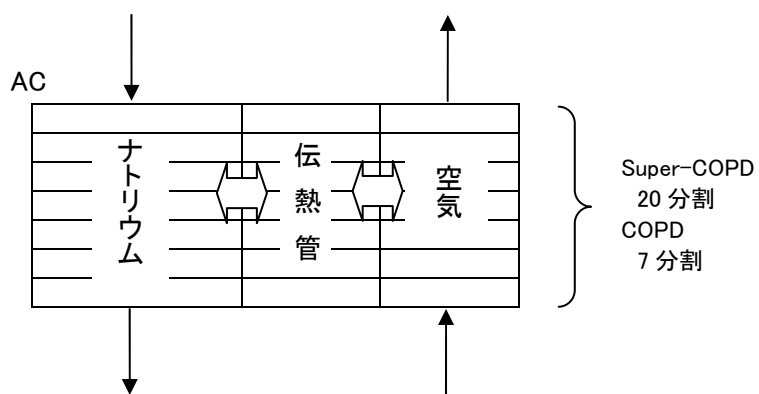


図 4.8 Super-COPD 炉心安全解析の空気冷却器熱計算モデル

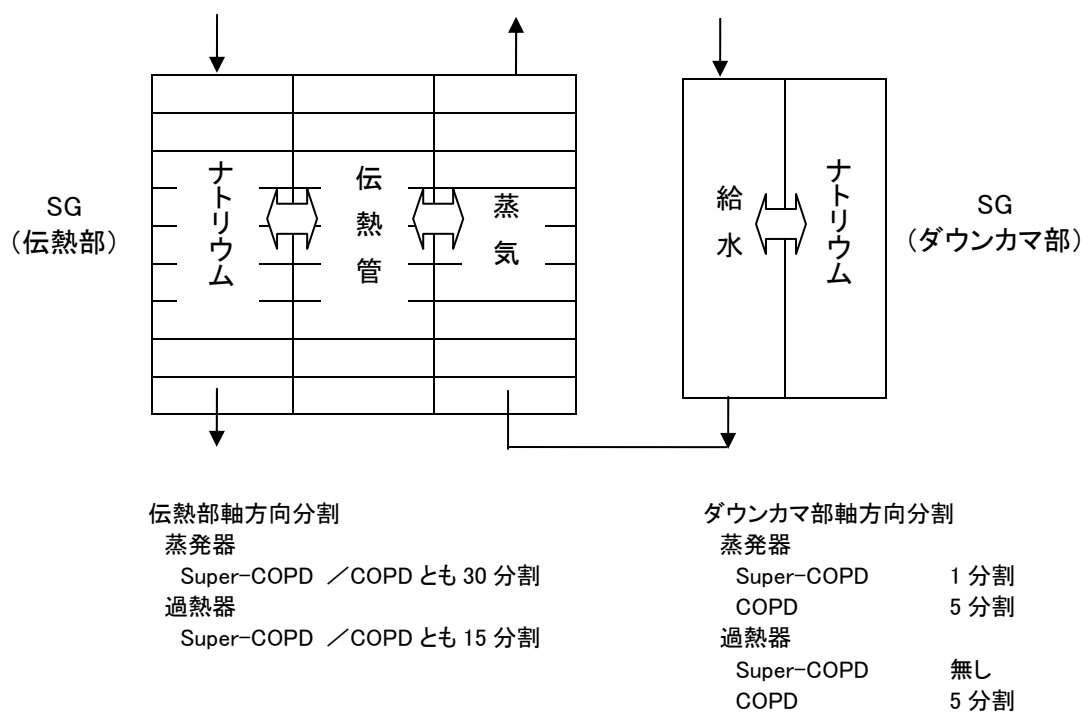


図 4.9 Super-COPD 炉心安全解析の蒸気発生器熱計算モデル

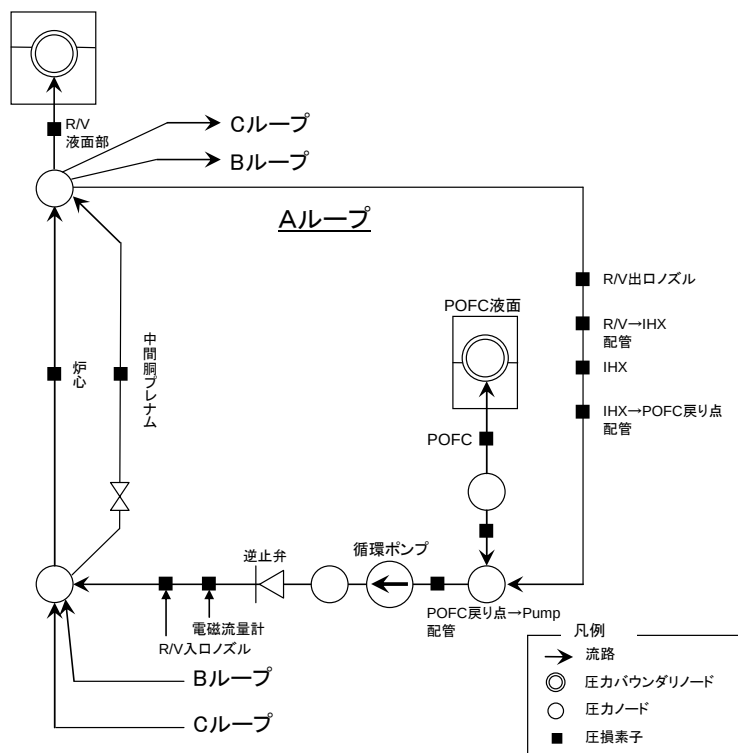


図 4.10 Super-COPD 炉心安全解析の 1 次冷却材流動計算モデル

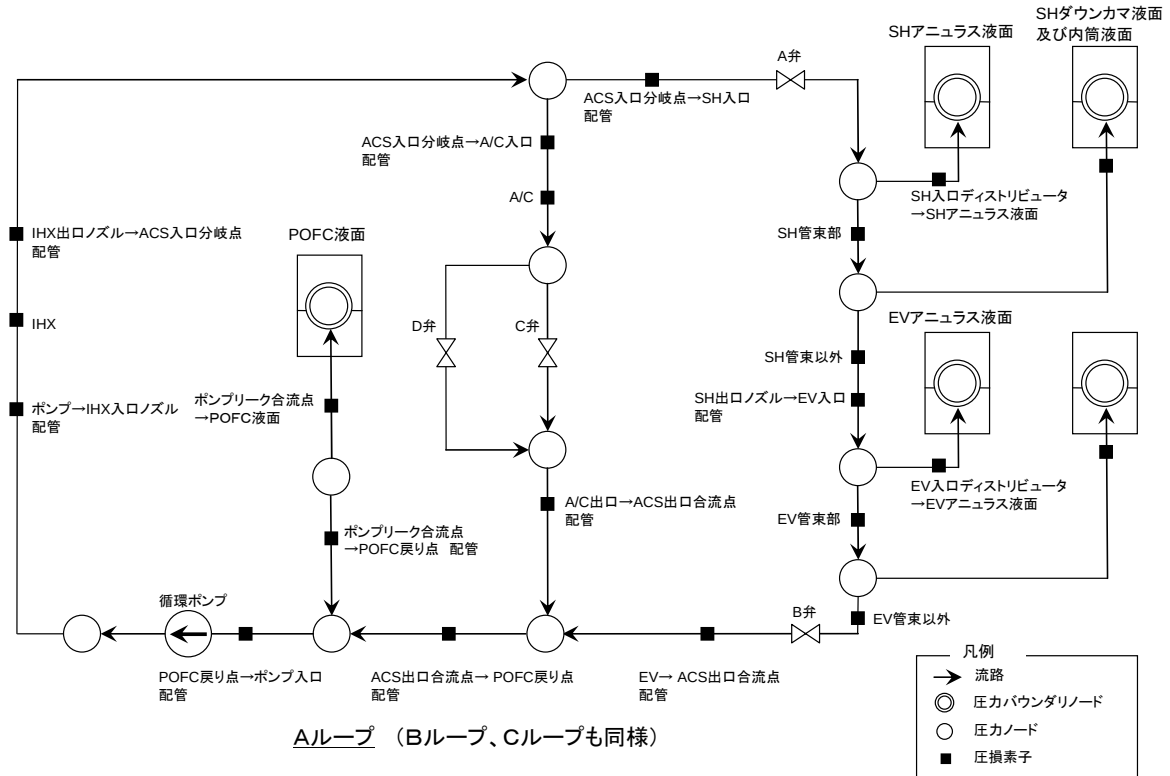


図 4.11 Super-COPD 炉心安全解析の 2 次冷却材流動計算モデル

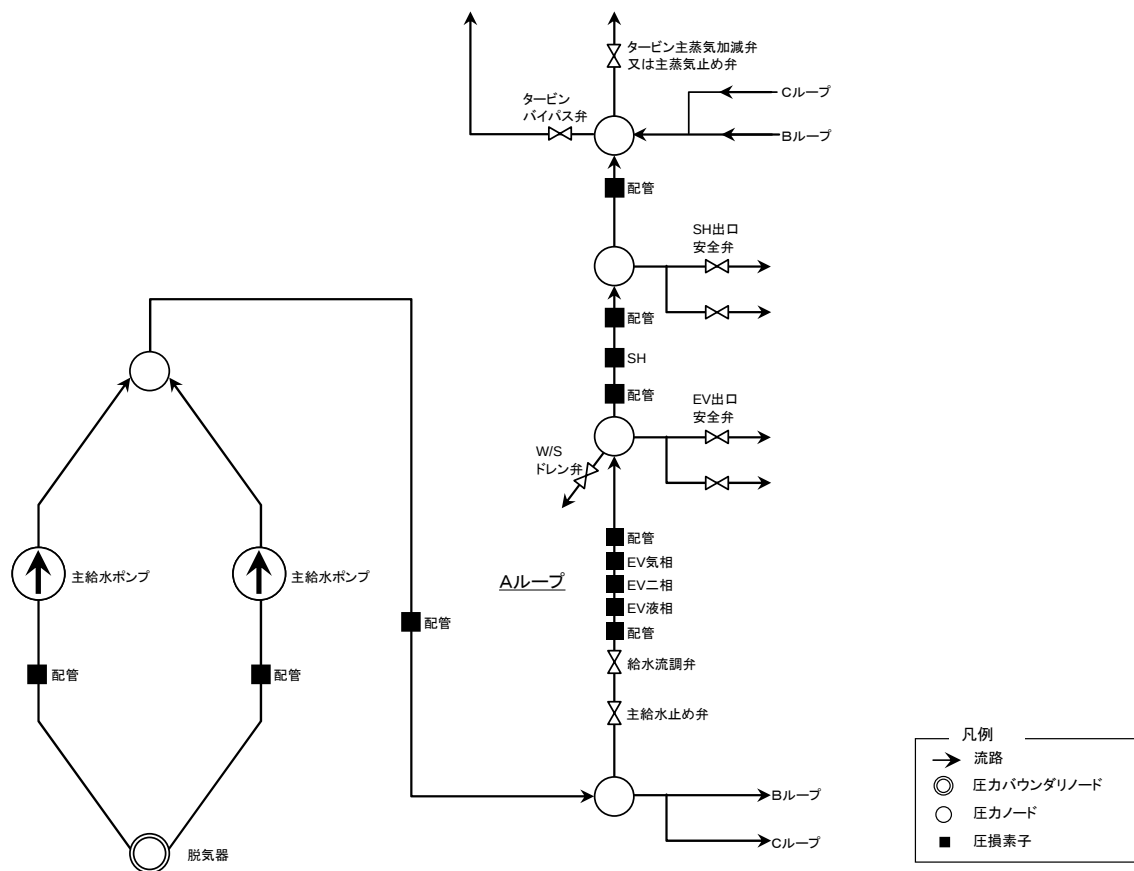


図 4.12 Super-COPD 炉心安全解析の水・蒸気系流動計算モデル

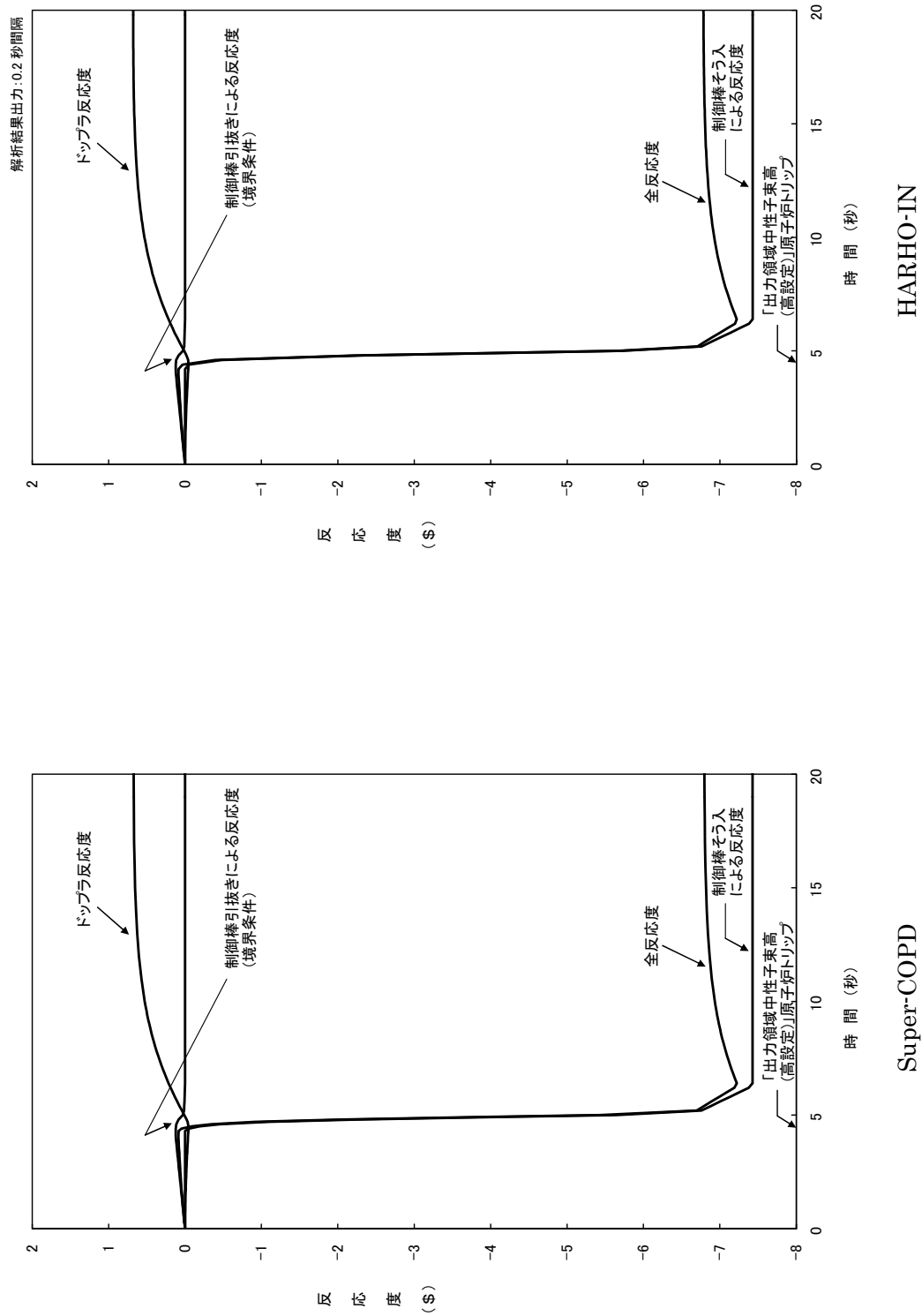
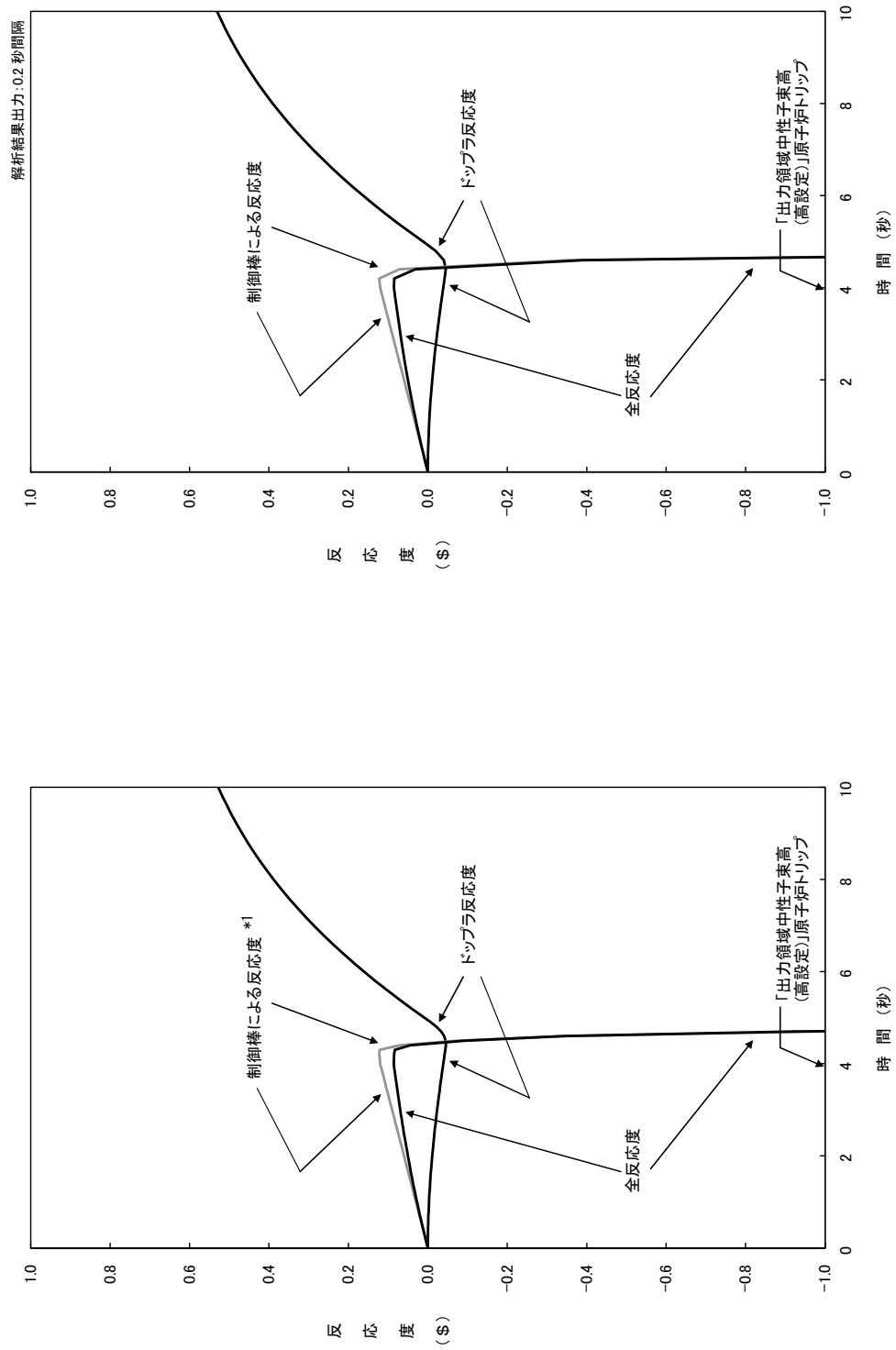


図 5.1 モデル検証 No.1 原子炉核熱計算の検証 (出力運転中の制御棒の異常な引き抜き) (1/4)

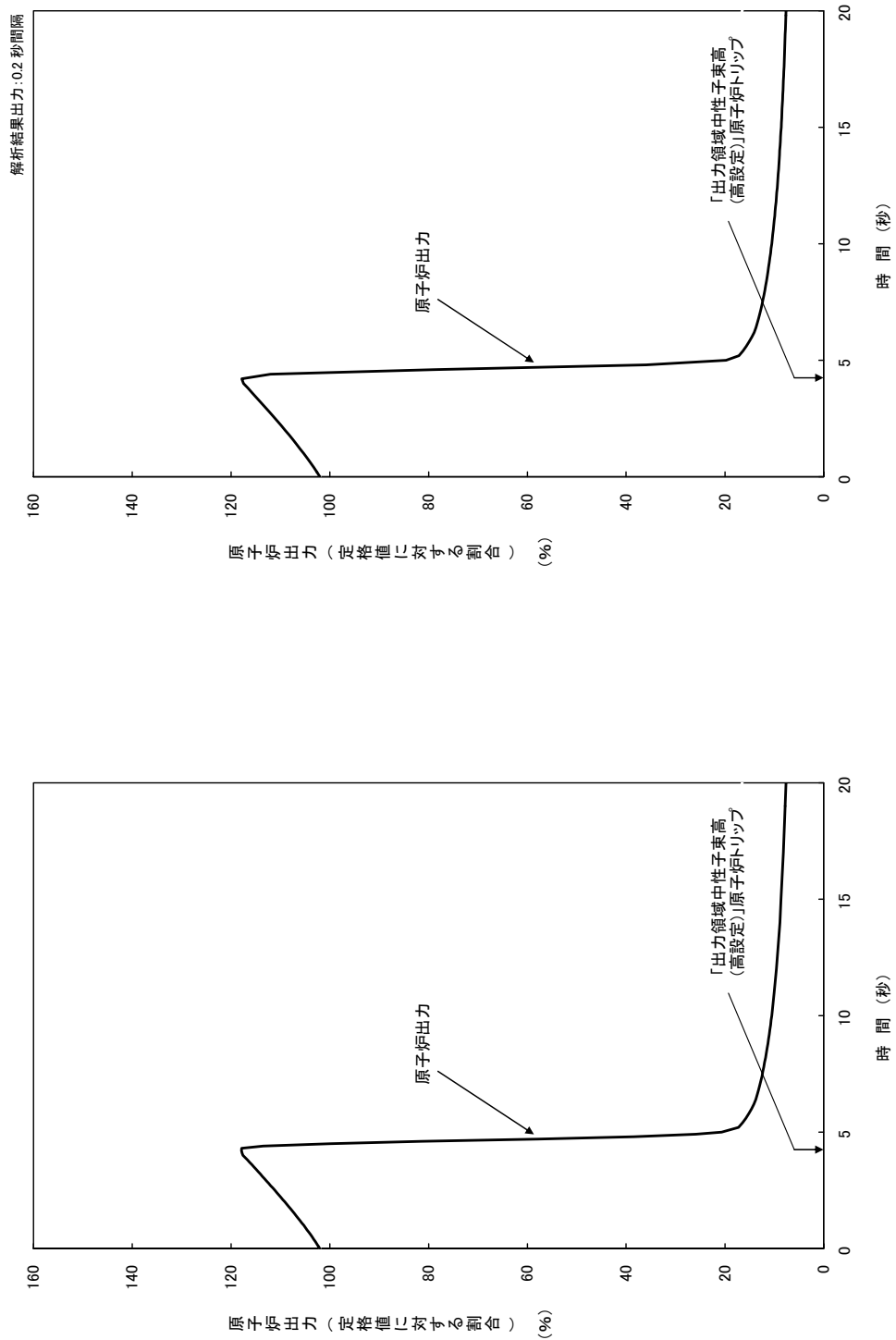


*1: 制御棒デラッチ完了の0.3秒後に制御棒そう入による反応度がそう入される

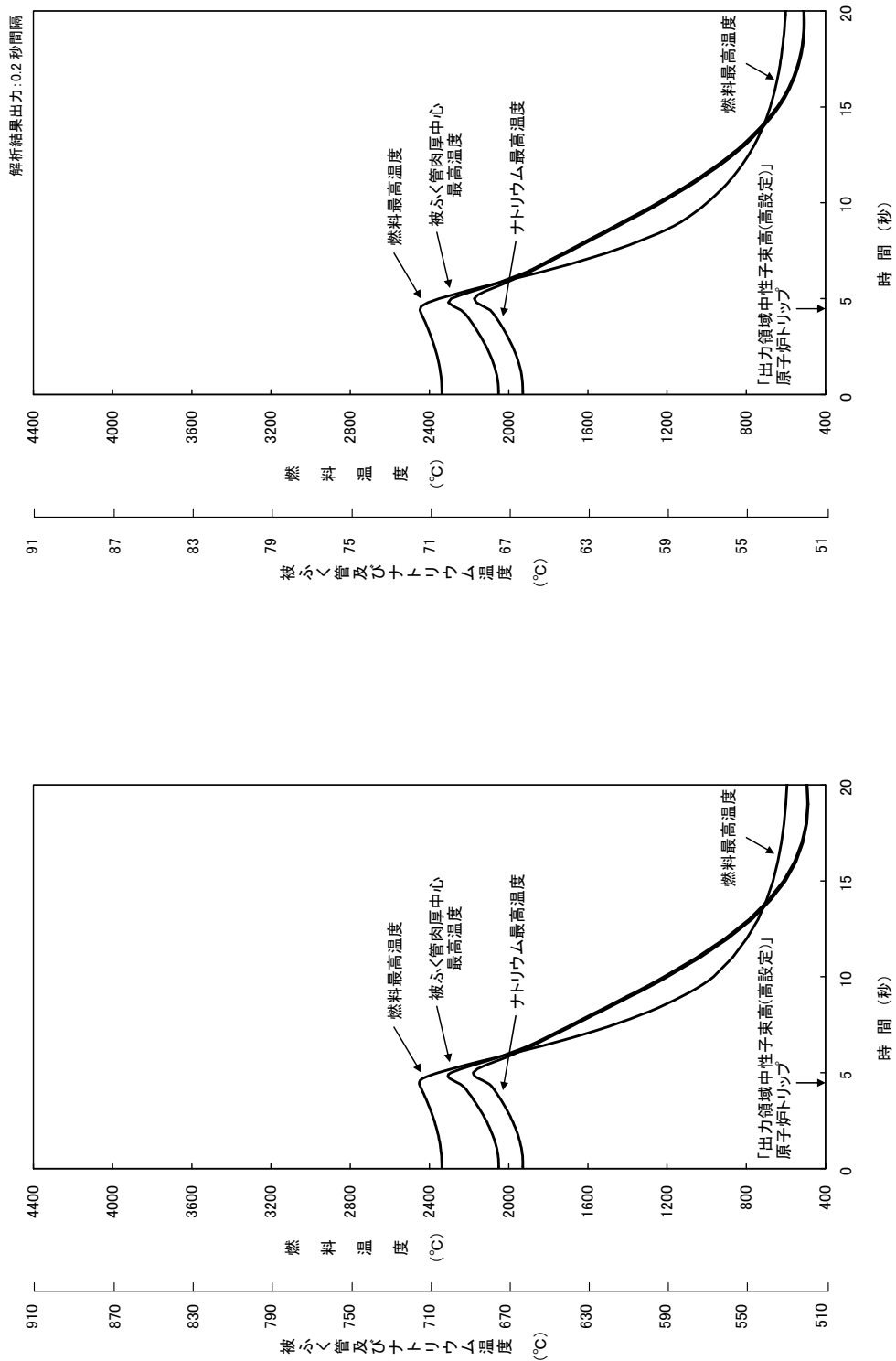
HARHO-IN

Super-COPD

図 5.1 モデル検証 No.1 原子炉核熱計算の検証 (出力運転中の制御棒の異常な引抜き) (2/4)



Super-COPD HARHO-IN
図 5.1 モデル検証 No.1 原子炉核熱計算の検証 (出力運転中の制御棒の異常な引抜き) (3/4)



Super-COPD HARHO-IN

図 5.1 モデル検証 No.1 原子炉核熱計算の検証 (出力運転中の制御棒の異常な引抜き) (4/4)

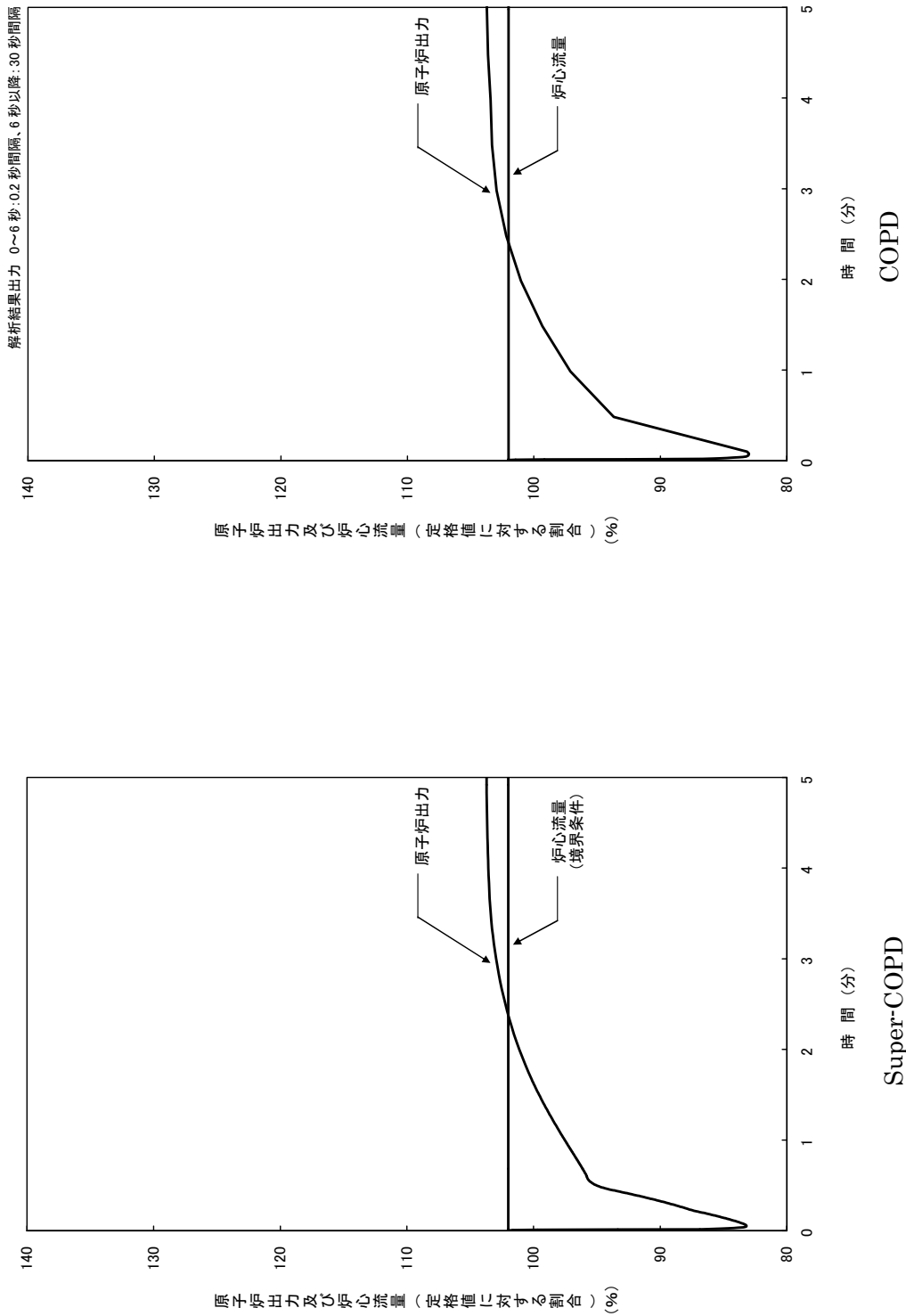


図 5.2 モデル検証 No.2 原子炉核熱計算の検証 (制御棒落下) (1/2)

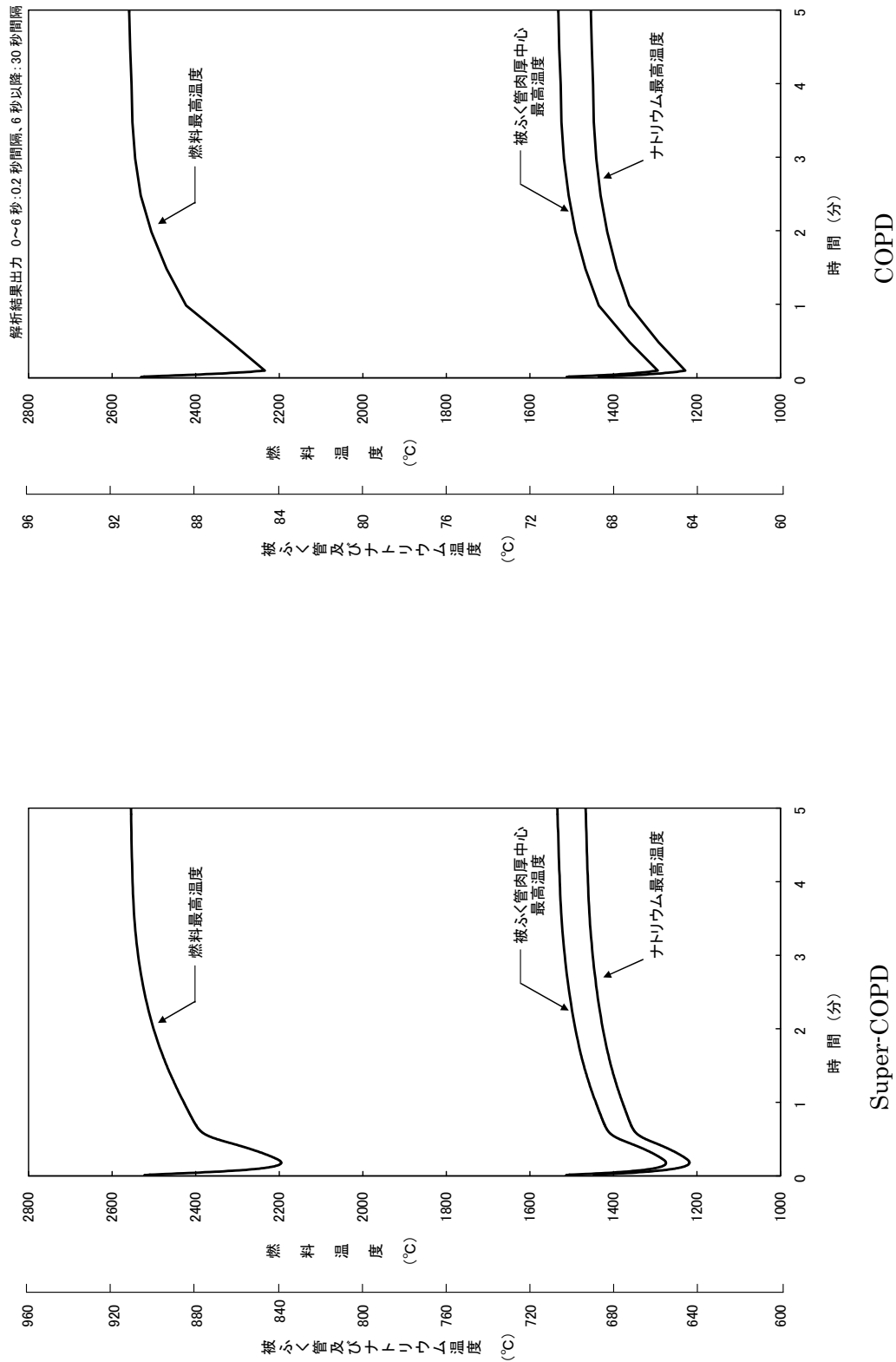


図 5.2 モデル検証 No.2 原子炉核熱計算の検証 (制御棒落下) (2/2)

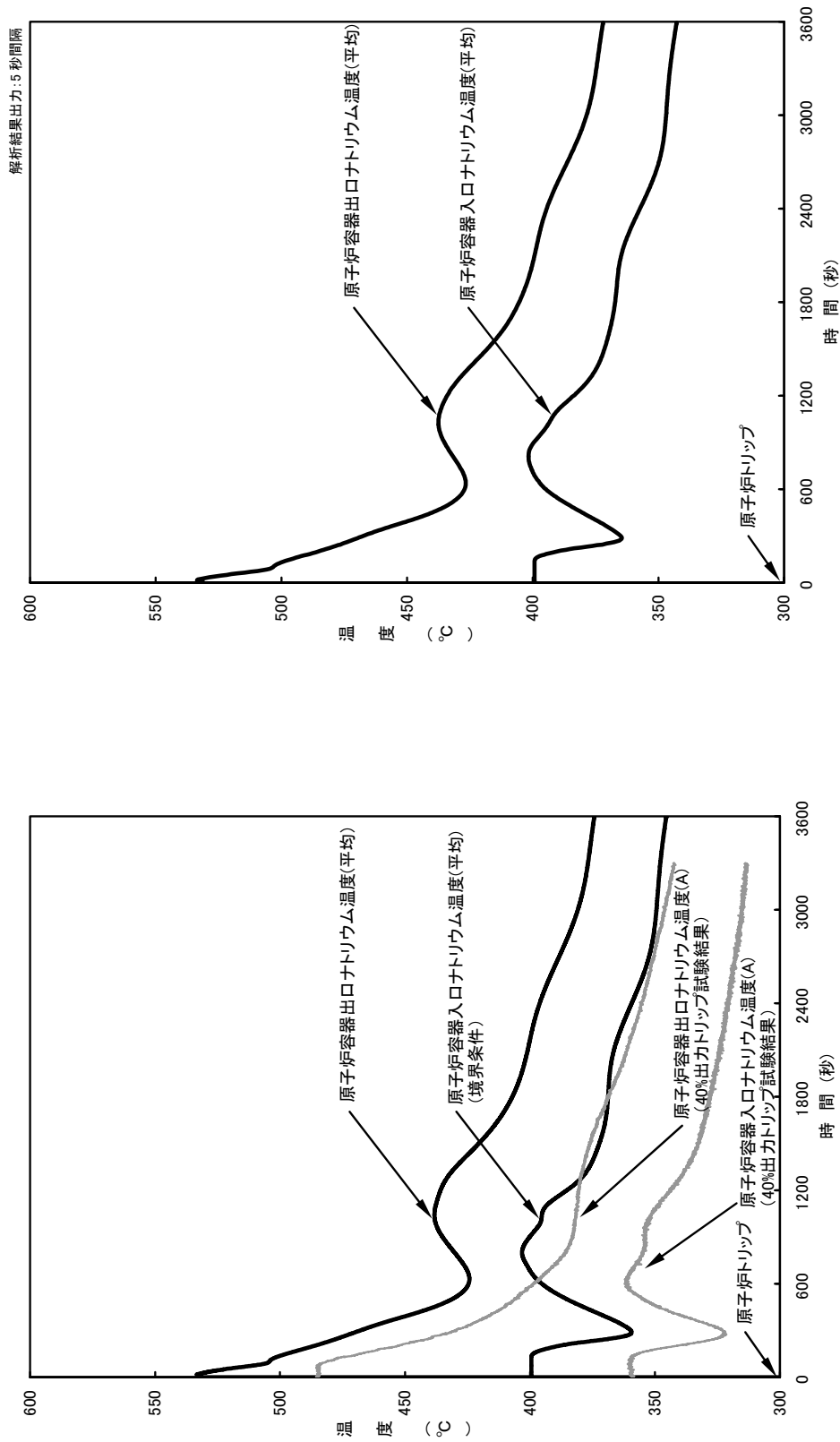


図 5.3 モデル検証 No.3 原子炉プレナム熱計算の検証(出力運転中の制御棒の異常な引抜き)

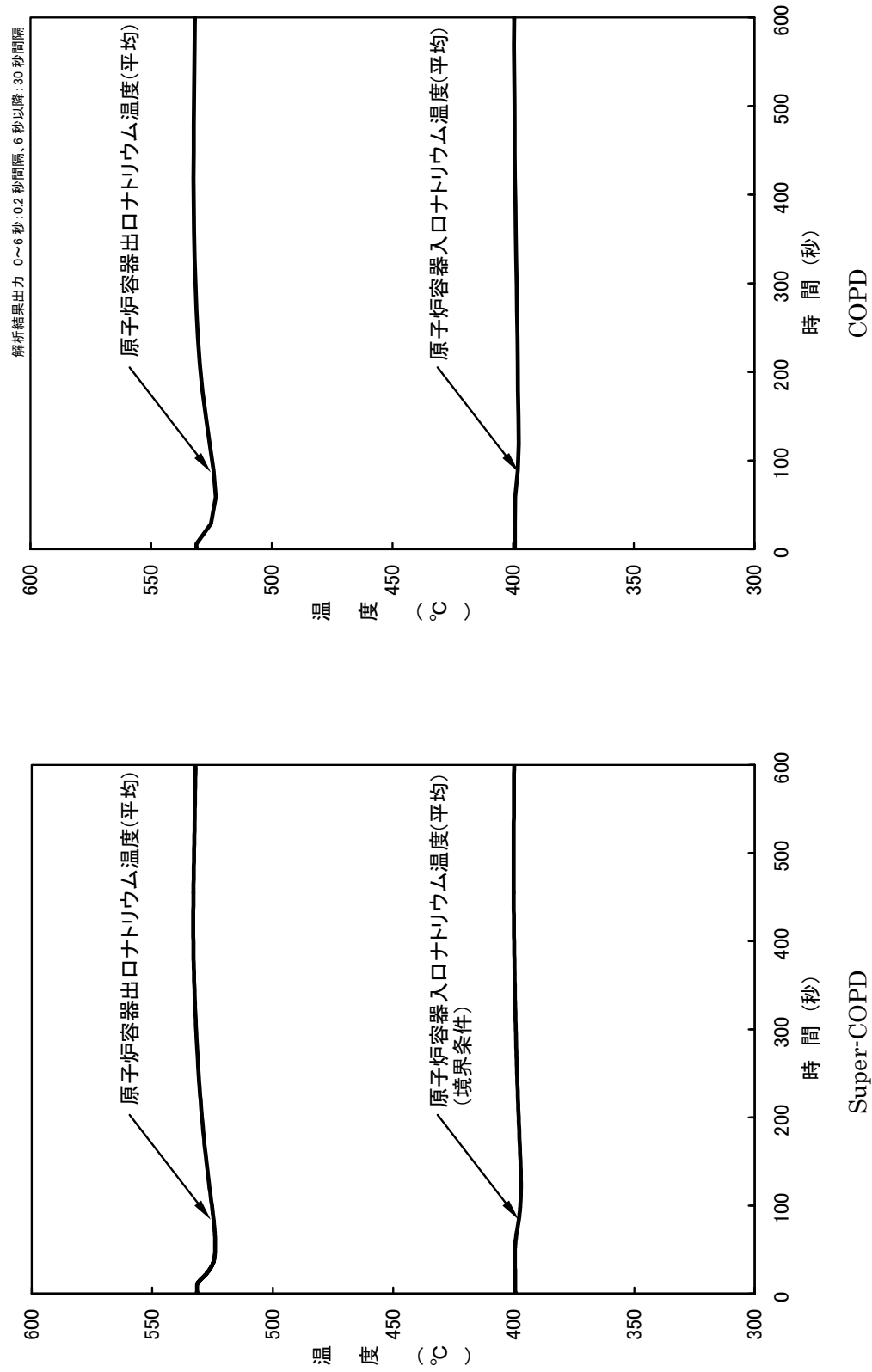
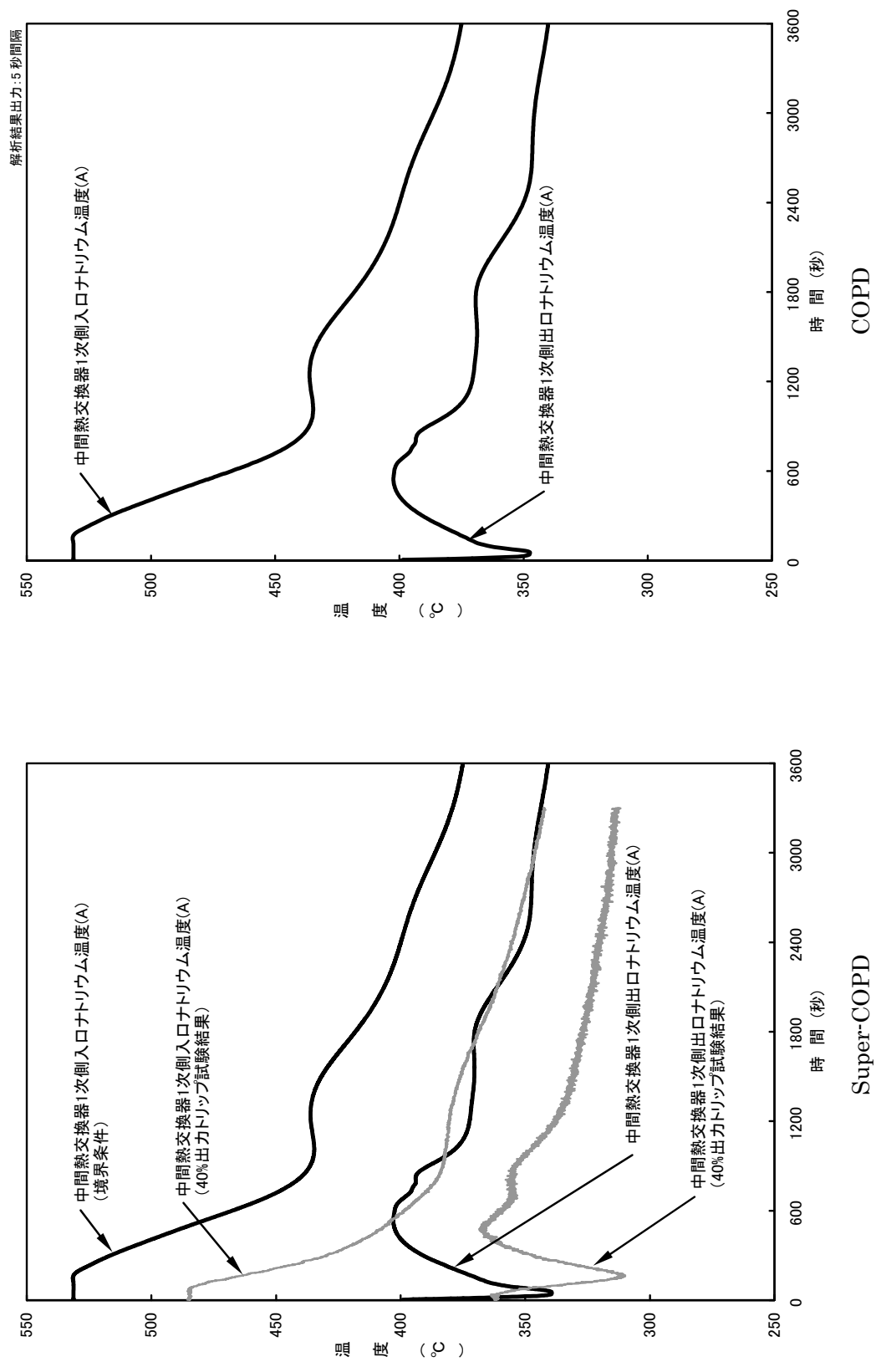
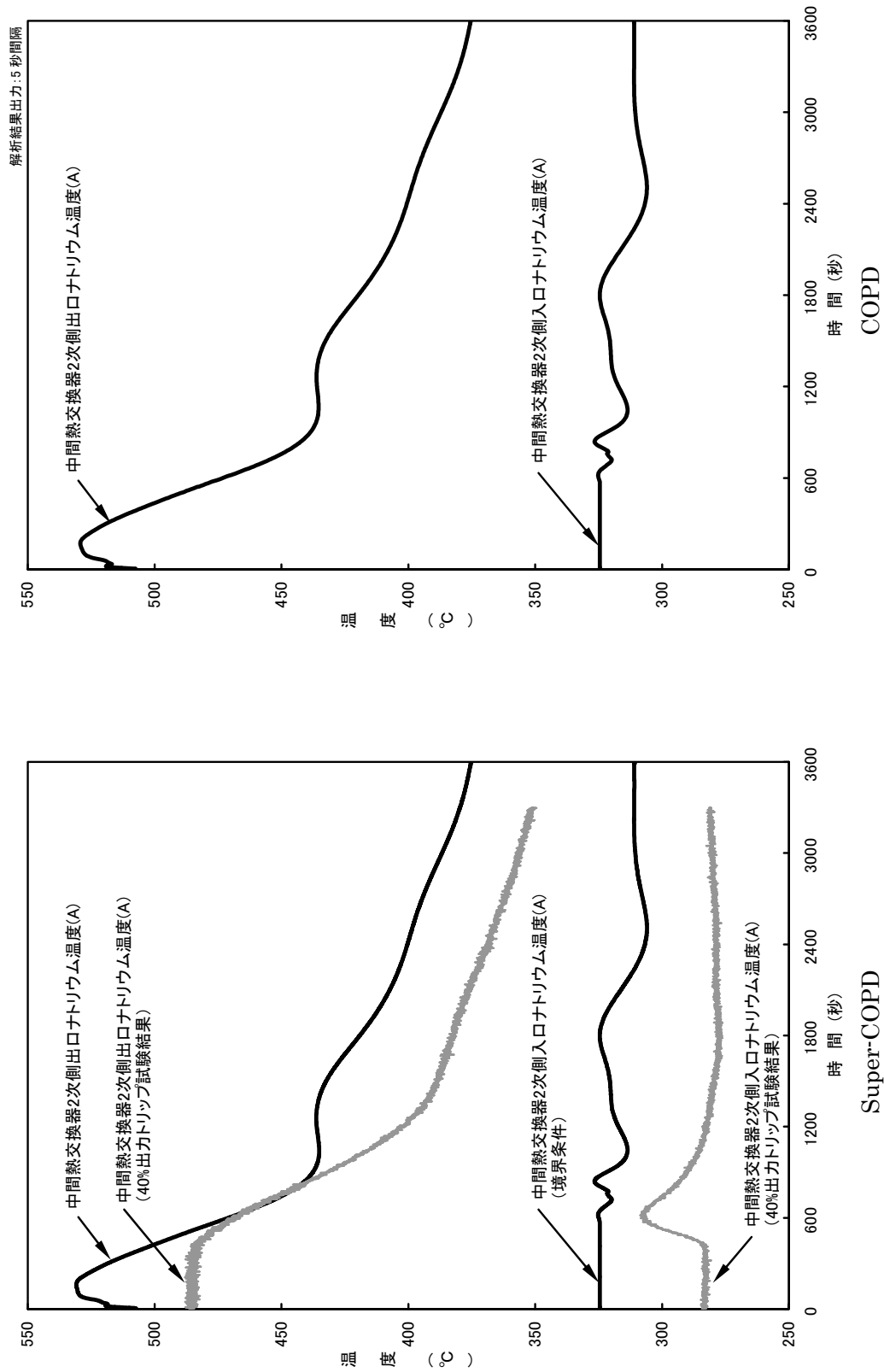


図 5.4 モデル検証 No.4 原子炉ブレンラム熱計算の検証(制御棒落下)



補足: 中間熱交換器1次側出口ナトリウム温度における初期の温度低下は、
1次側流量のコーストダウンが2次側よりも早いため2次側への伝熱量が一時的に増えることによるもの。

図 5.5 モデル検証 No.5 中間熱交換器熱計算の検証(出力運転中の制御棒の異常な引抜き) (1/2)



補足: 中間熱交換器2次側出口ナトリウム温度における初期の温度上昇は、
1次側流量のコーストダウンが2次側よりも早いことによるもの。

図 5.5 モデル検証 No.5 中間熱交換器熱計算の検証(出力運転中の制御棒の異常な引抜き) (2/2)

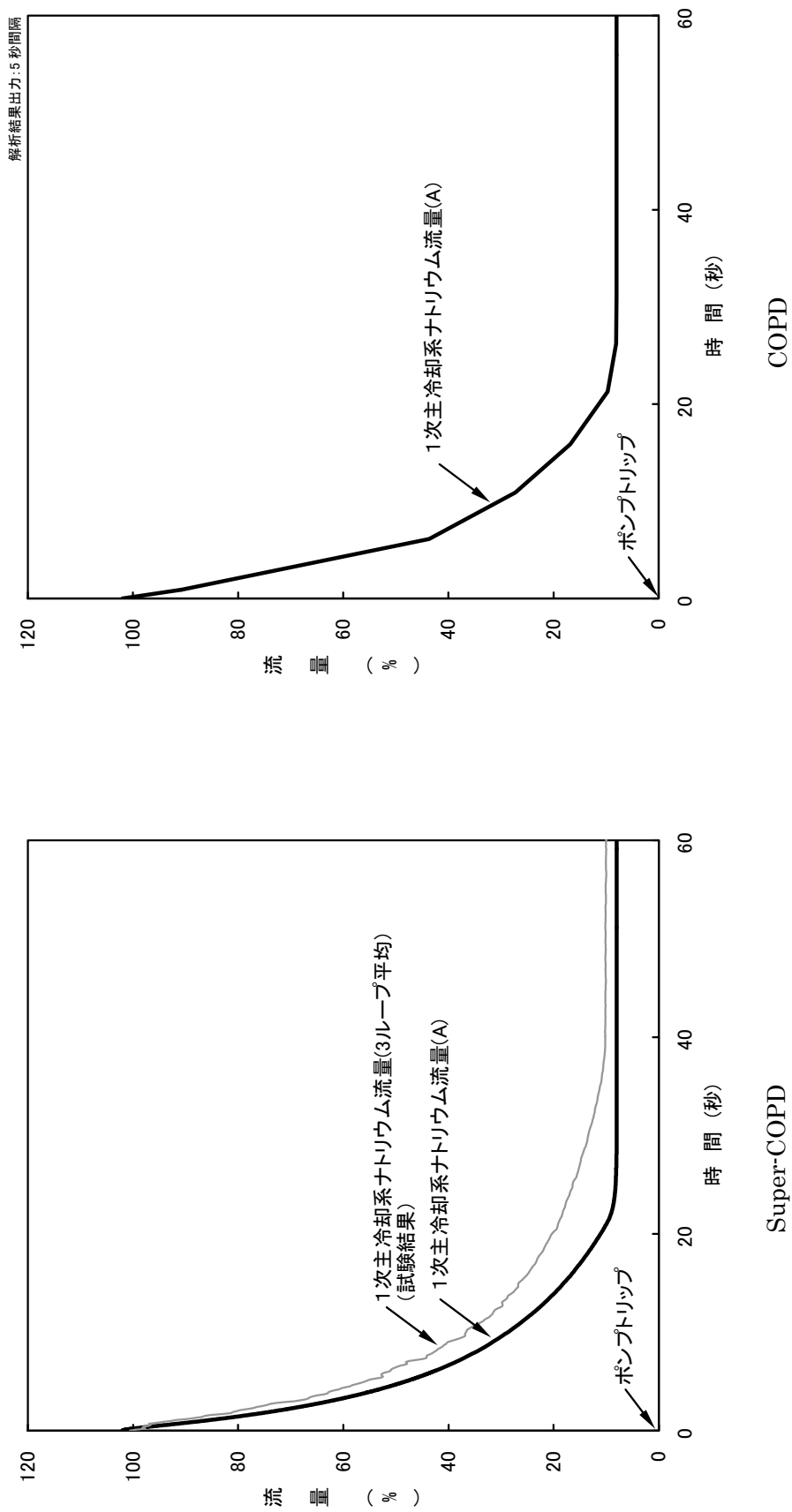


図 5.6 モデル検証 No.6 1 次主冷却系流動計算の検証 (フローコーストダウン特性)

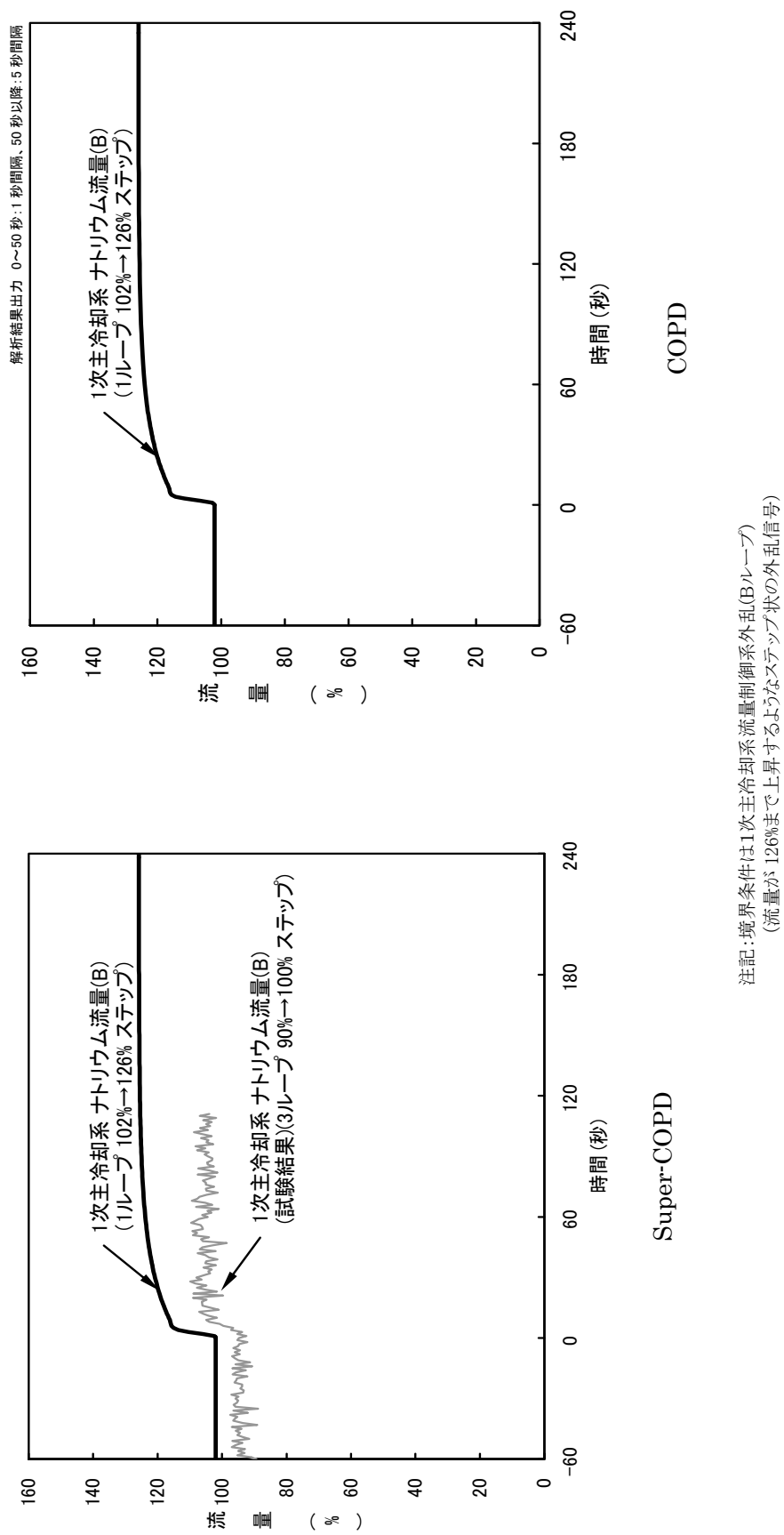


図 5.7 モデル検証 No.7 1 次主冷却系流動計算の検証 (1 次冷却材流量増大)

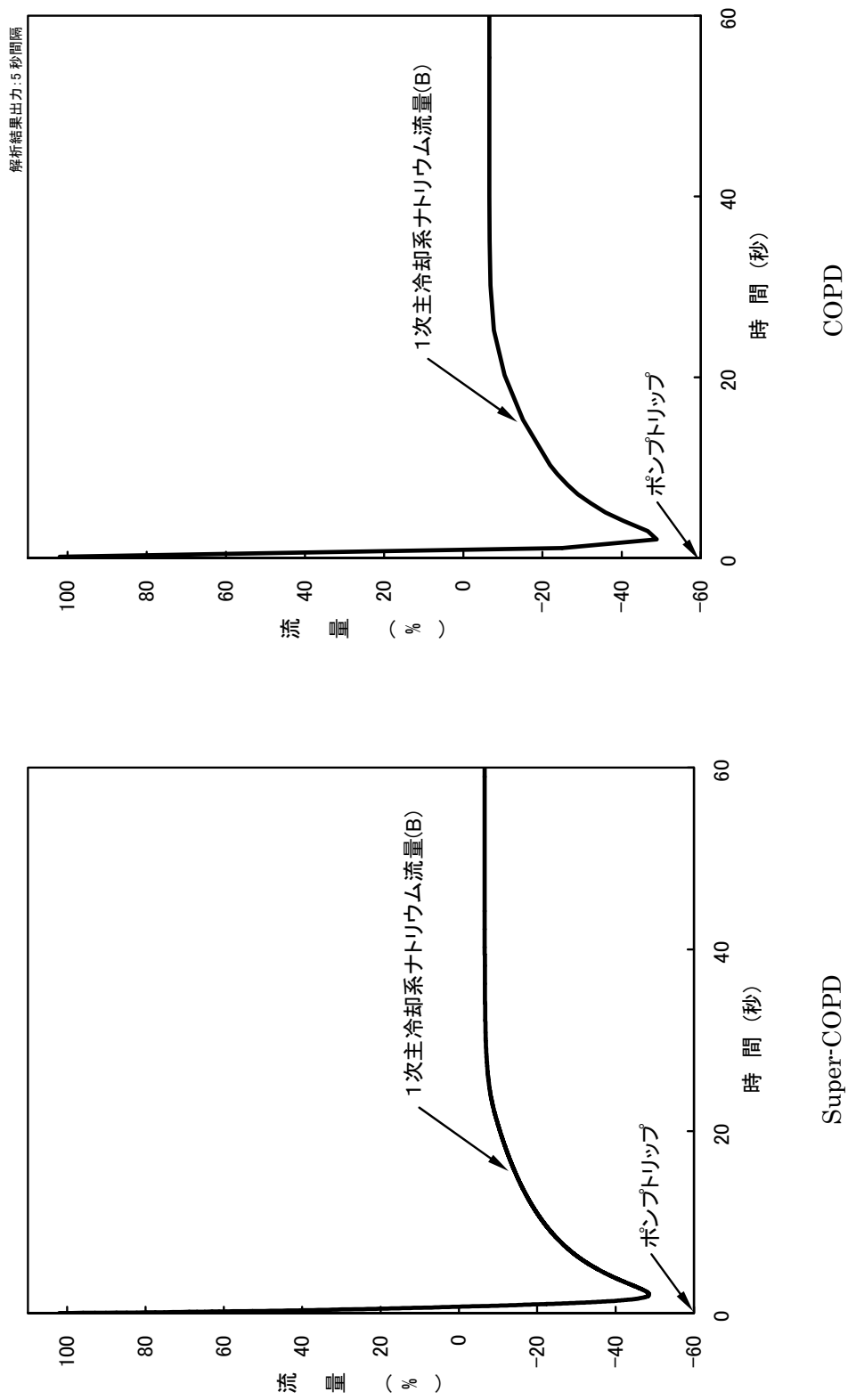


図 5.8 モデル検証 No.8 1 次主冷却系流動計算の検証 (逆止弁の不作動)

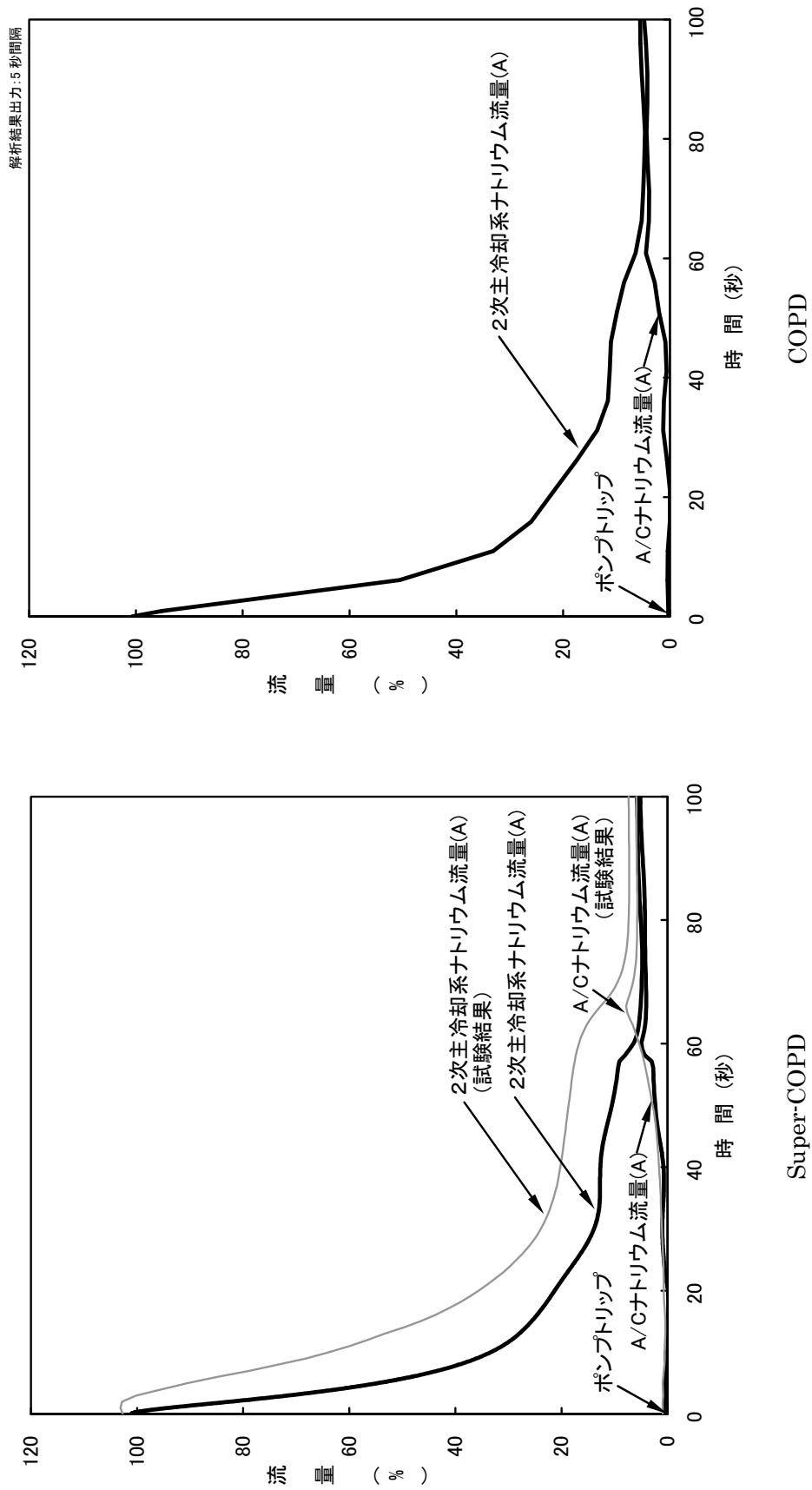


図 5.9 モデル検証 No.9 2次主冷却系流動計算の検証

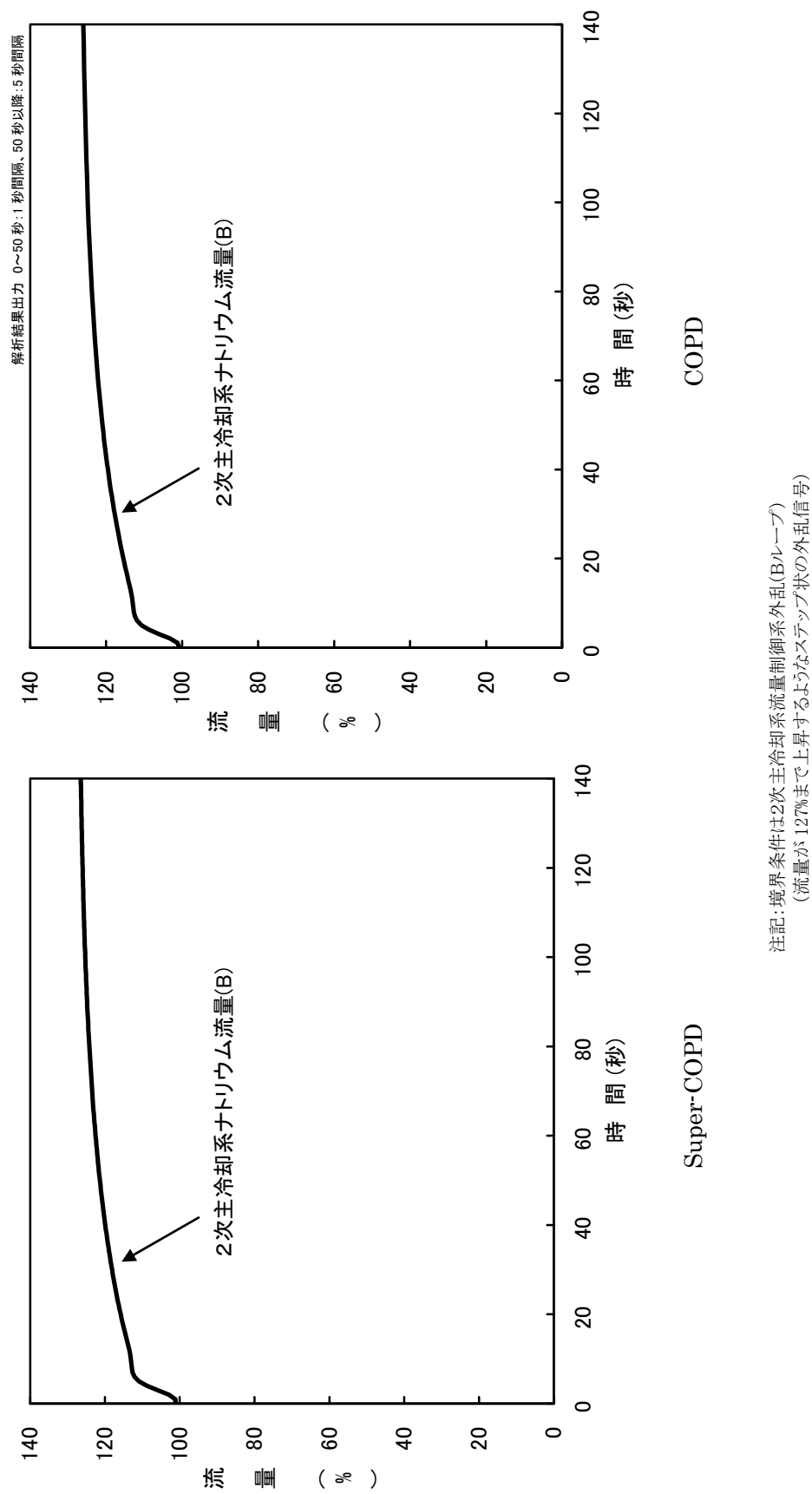
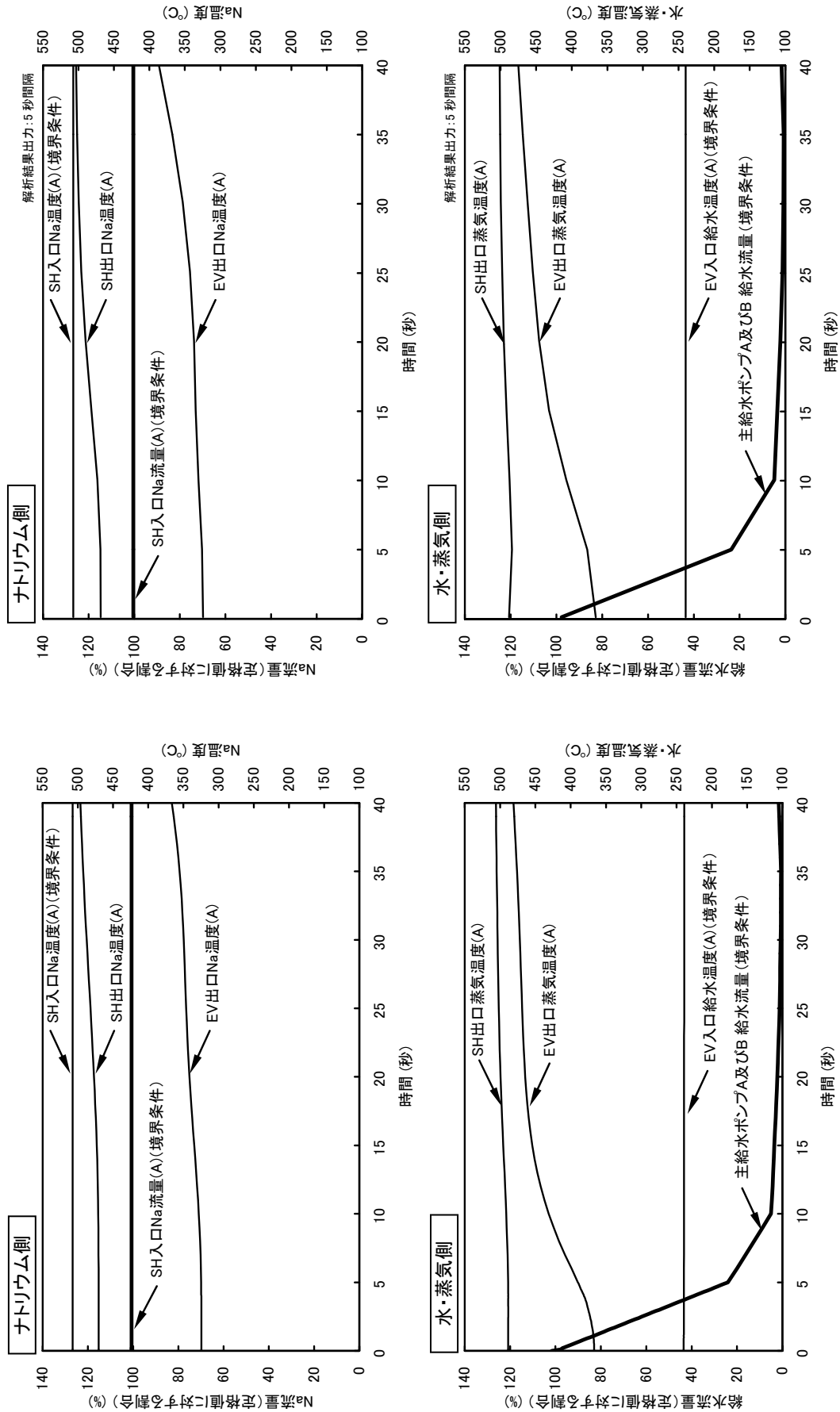


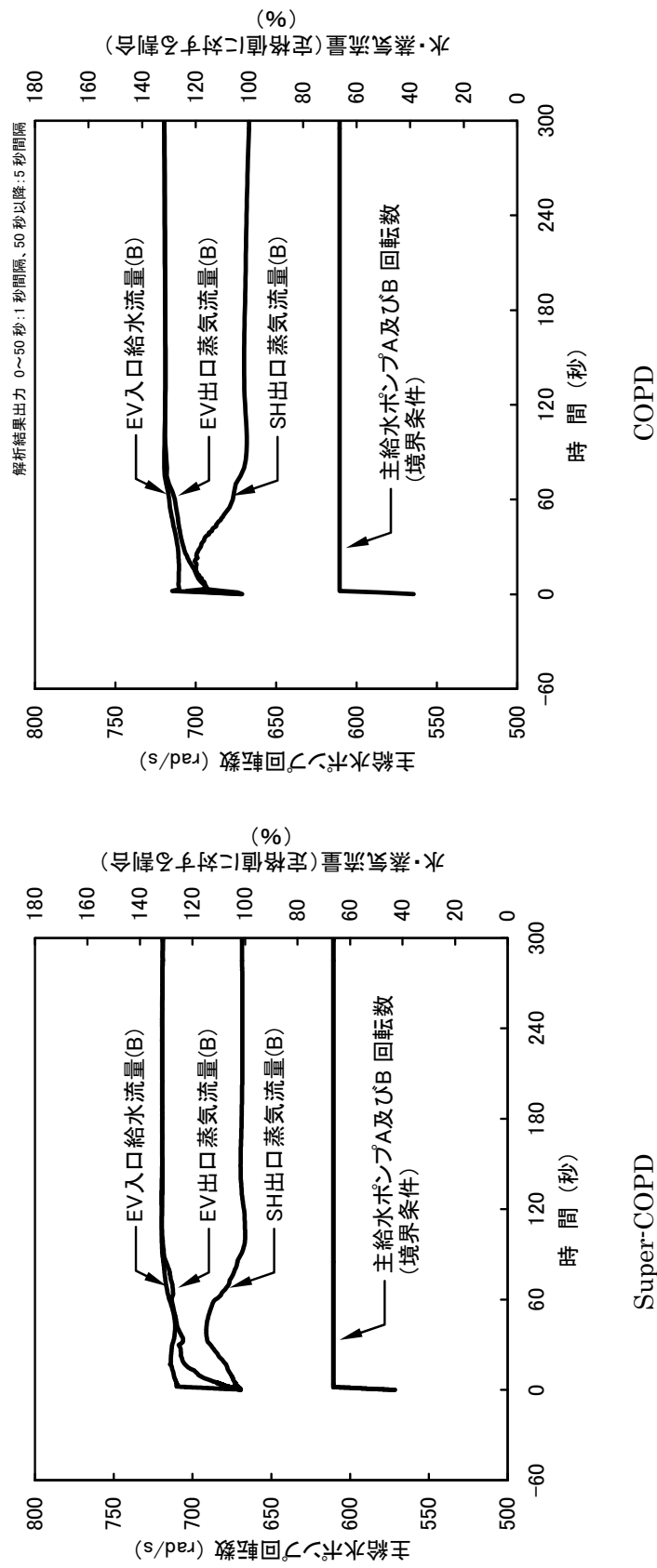
図 5.10 モデル検証 No.10 2 次主冷却系流動計算の検証 (2 次冷却材流量増大)



COPD

Super-COPD

図 5.11 モデル検証 No.11 蒸発器熱計算の検証 (給水流量喪失)



注記:境界条件 主給水ポンプ回転数について
 ・主給水ポンプ2台の回転数が瞬時に(2秒間で)初期値から最大値 611(rad/s) まで上昇
 ・初期値は解析コード、解析モデルにより値が異なる(プラントヒートバランスにより決まる)
 (この場合、Super-COPD 572(rad/s)、COPD 564(rad/s))

図 5.12 モデル検証 No.12 水・蒸気系流動計算の検証 (給水流量増大)

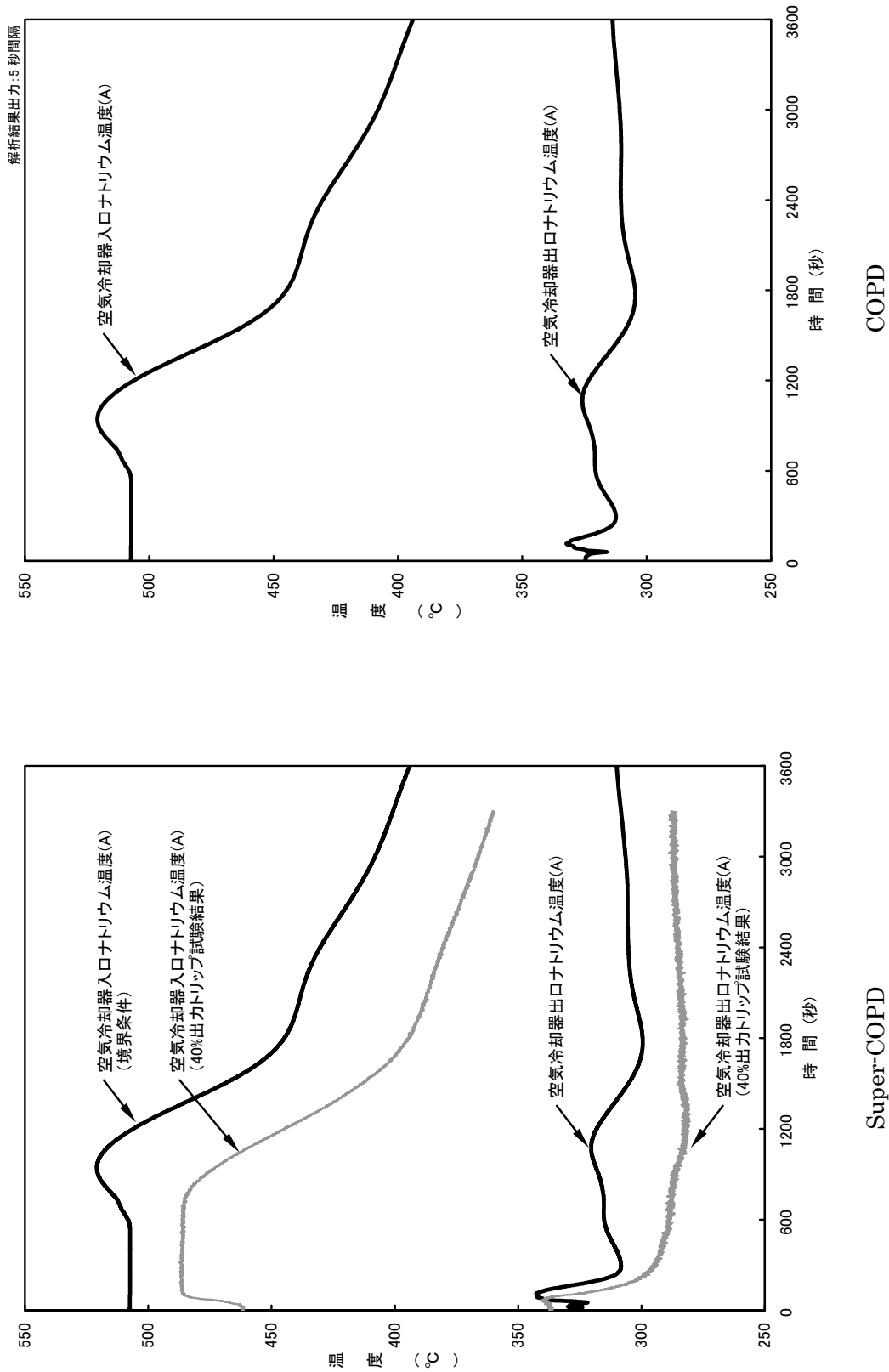


図 5.13 モデル検証 No. 13 空気冷却器熱計算の検証(出力運転中の制御棒の異常な引抜き) (1/2)

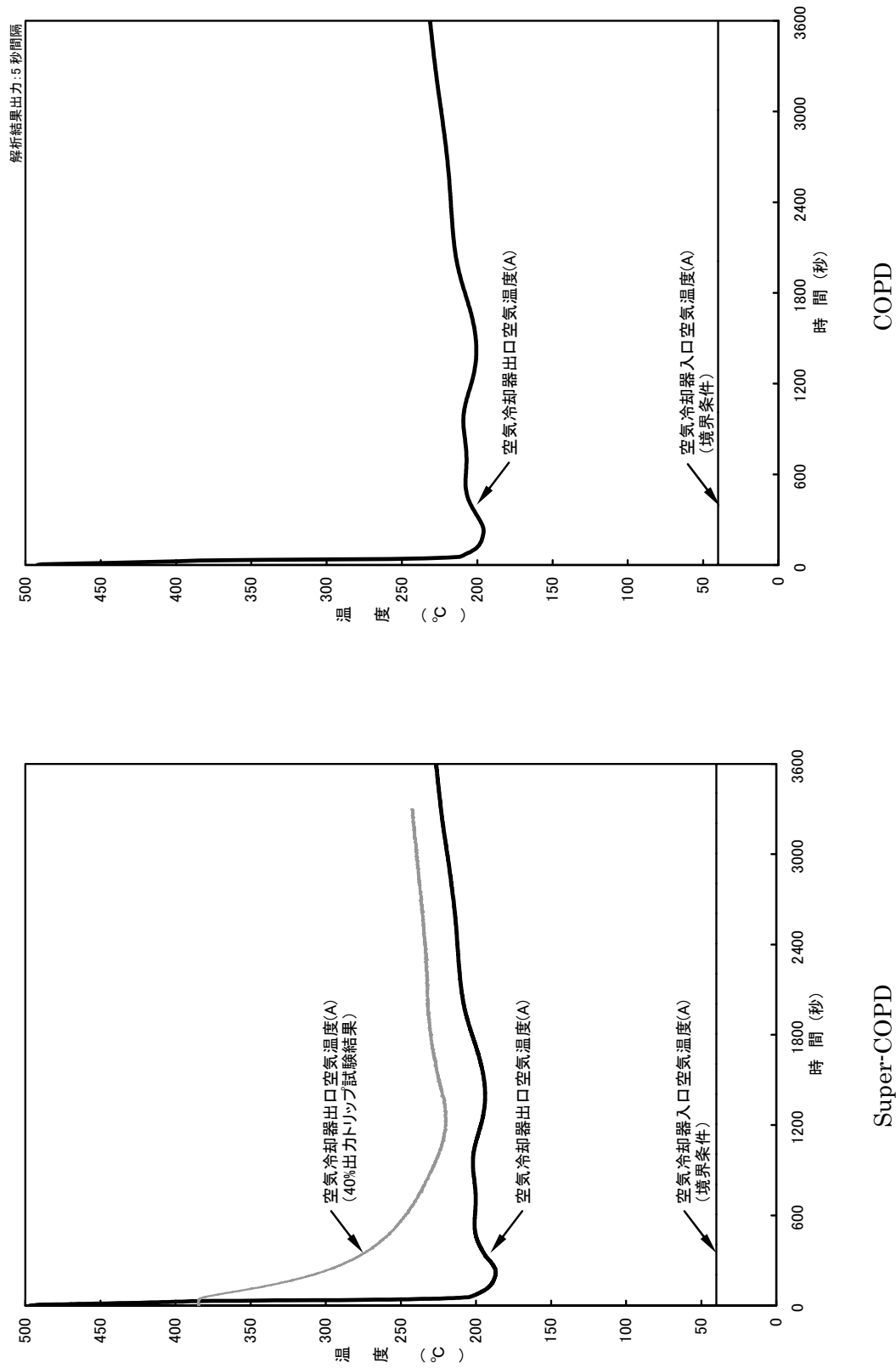
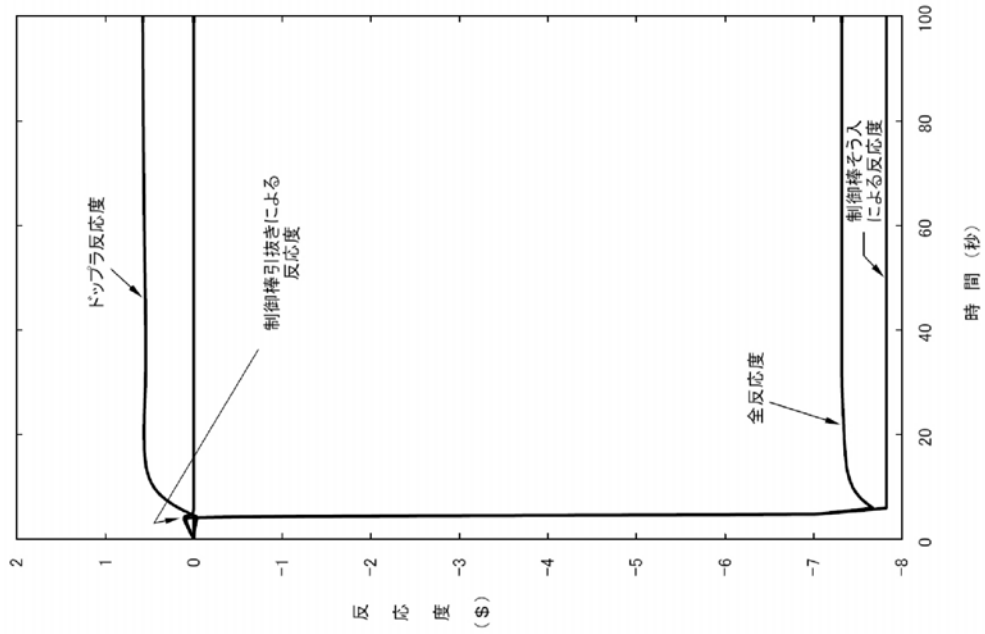
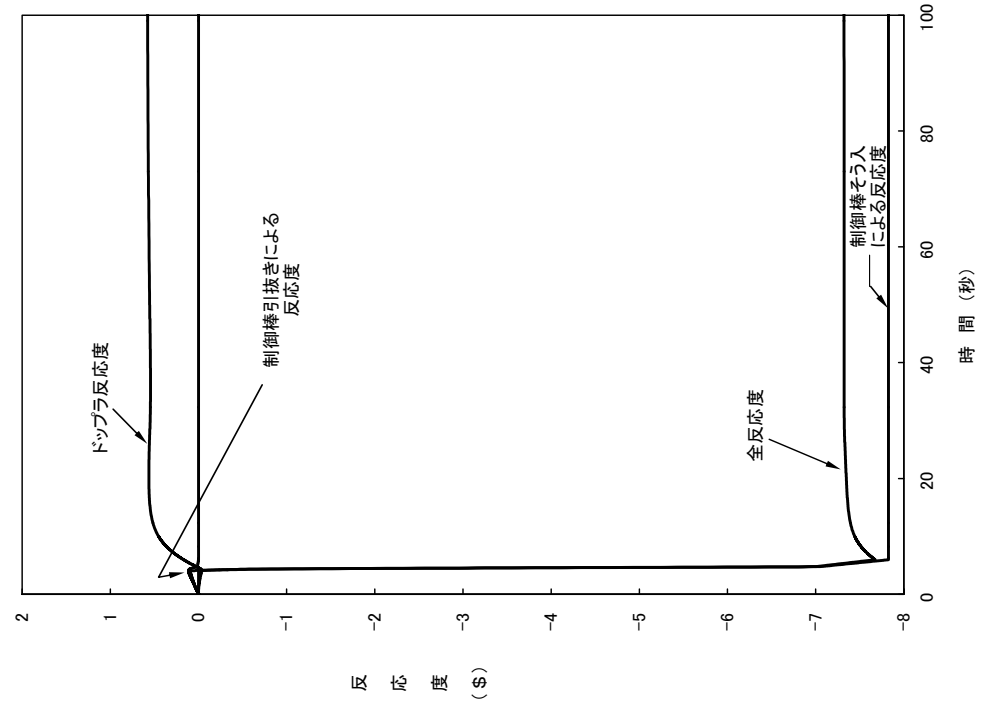


図 5.13 モデル検証 No.13 空気冷却器熱計算の検証(出力運転中の制御棒の異常な引抜き) (2/2)



添十解析結果



Super-COPD

図 5.14 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (定格出力) の解析結果 (1/4)
(反応度変化)

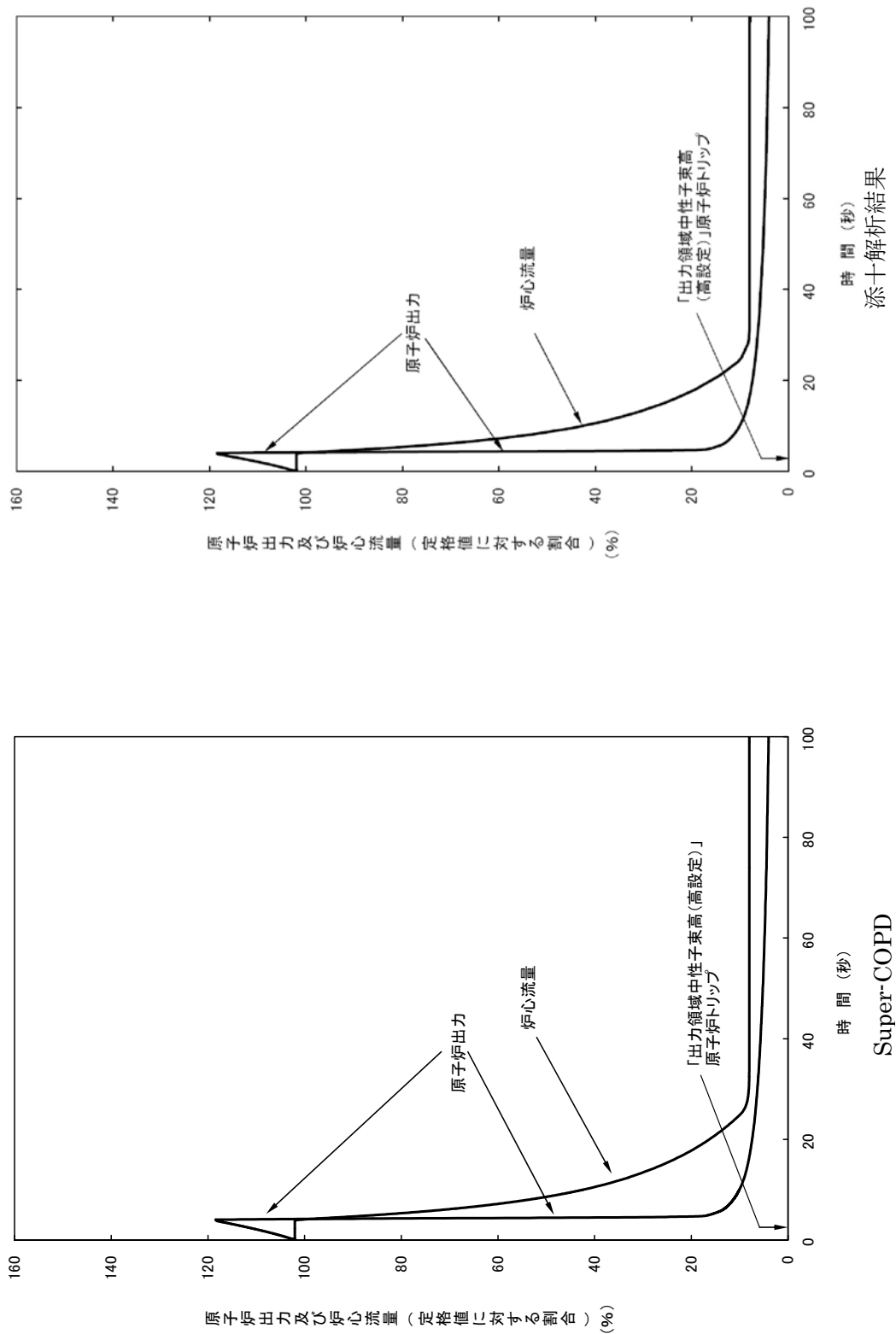


図 5.14 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (定格出力) の解析結果 (2/4)
(原子炉出力及び炉心流量変化)

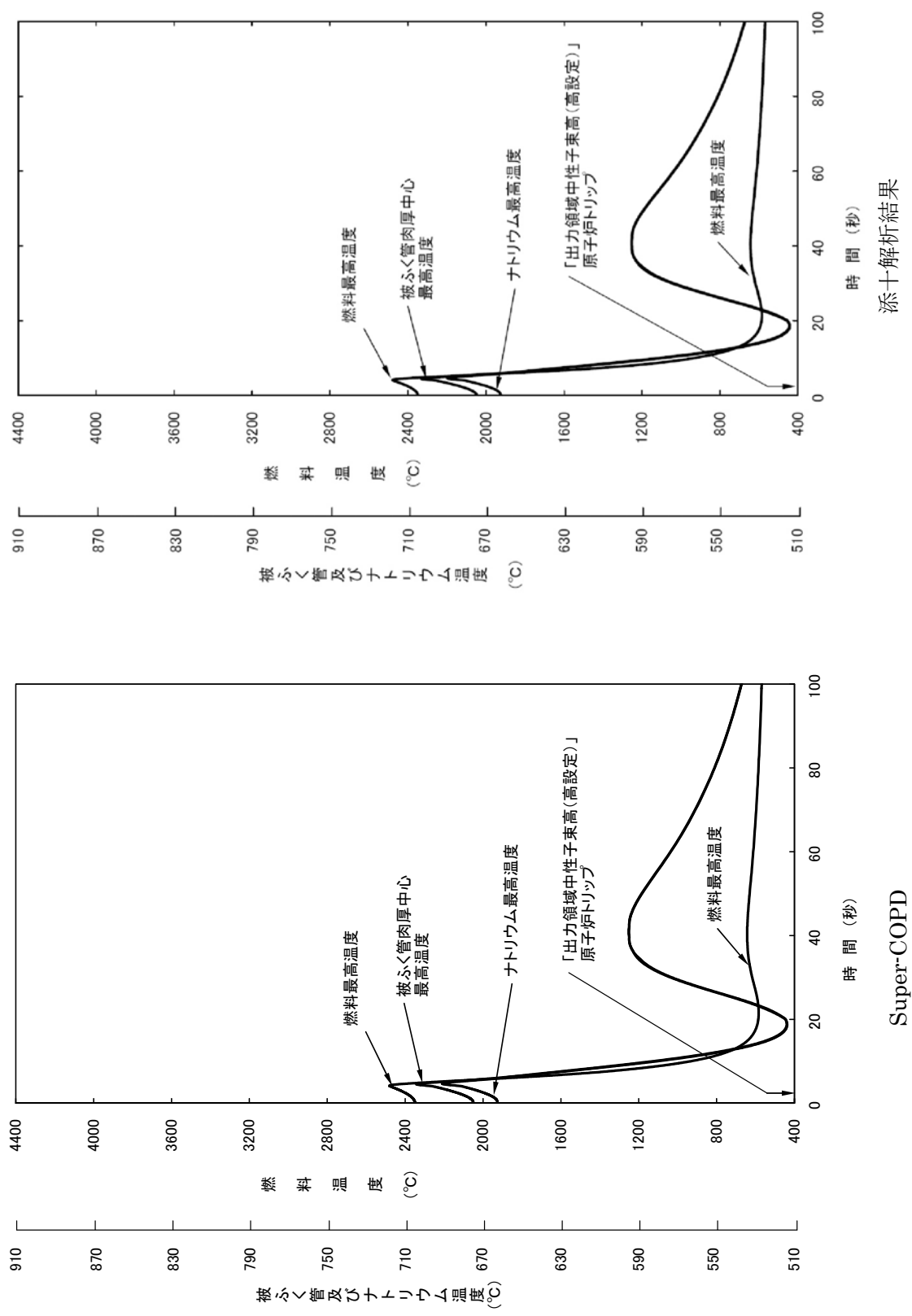


図 5.14 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (定格出力) の解析結果 (3/4)
(炉心部温度変化)

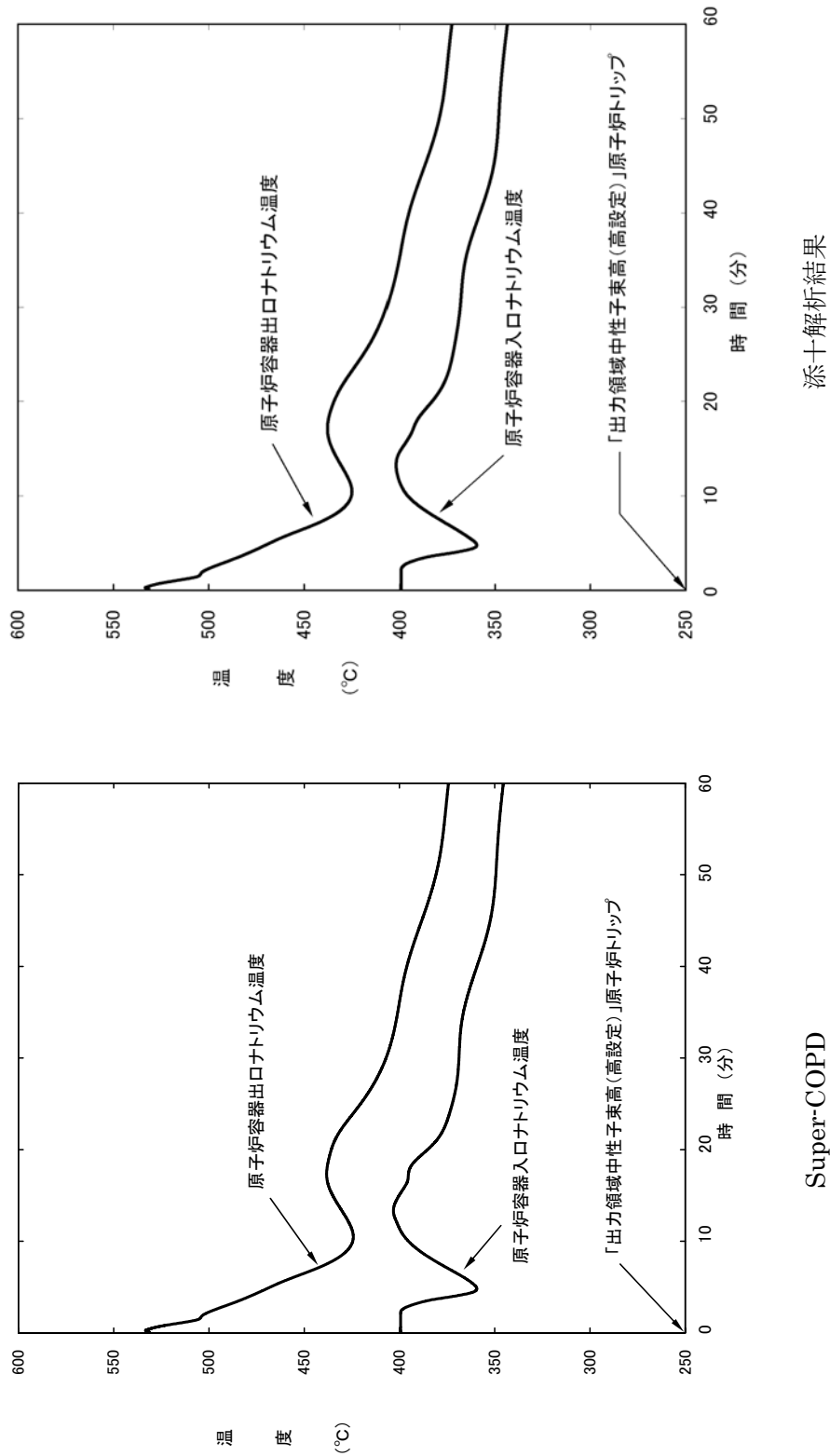
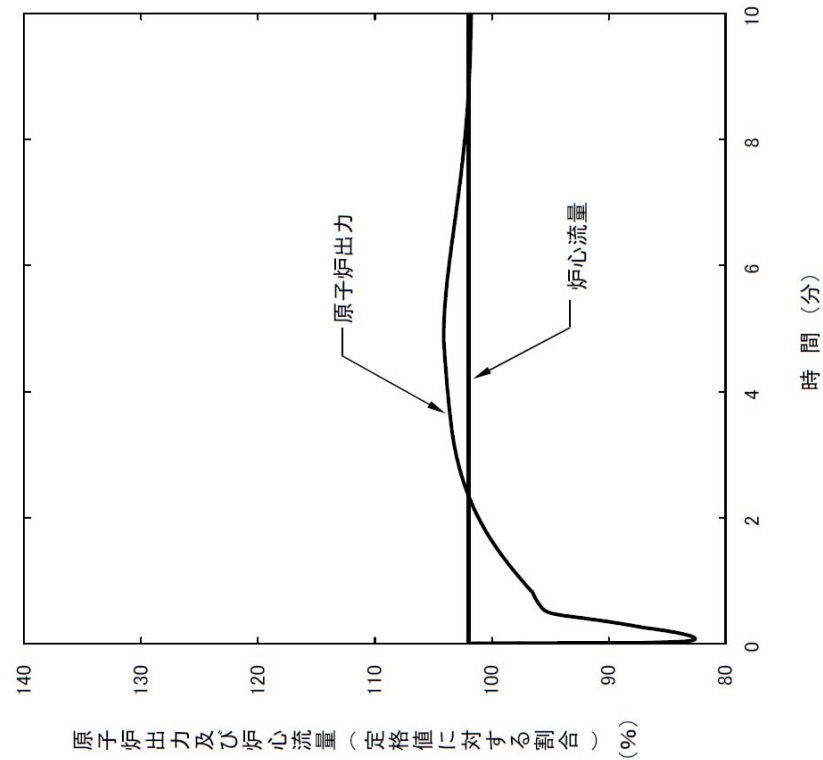


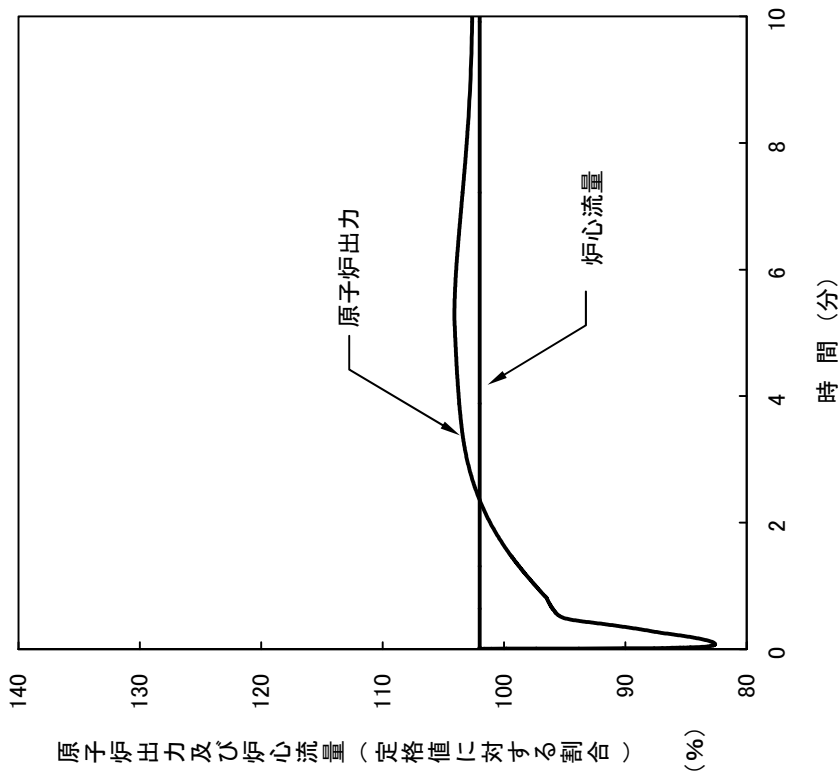
図 5.14 出力運転中の制御棒の異常な引抜き (定格出力) の解析結果 (4/4)
(冷却材温度変化)



添十解析結果

Super-COPD

図 5.15 制御棒落下下の解析結果 (1/3) (原子炉出力及び炉心流量変化)



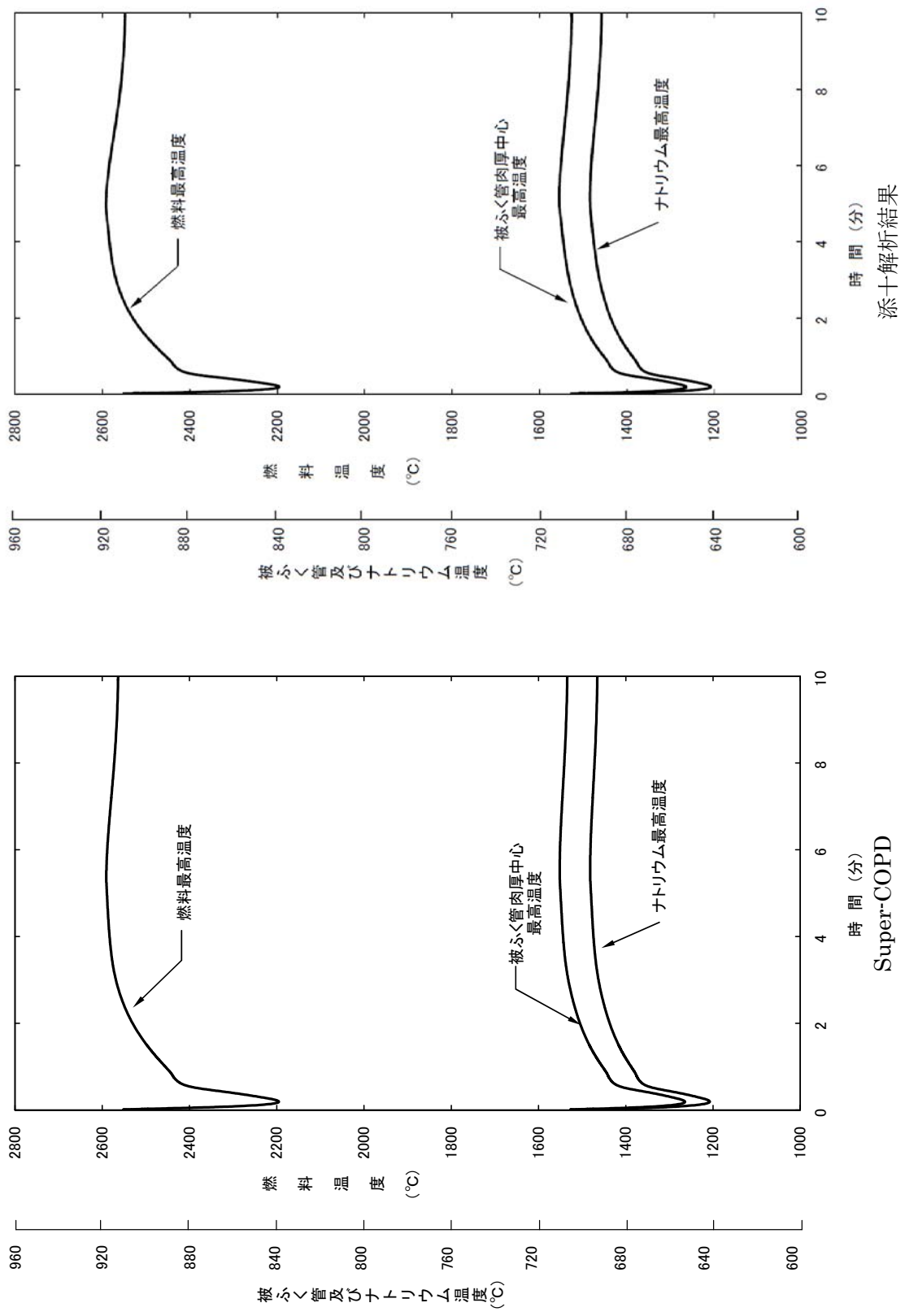
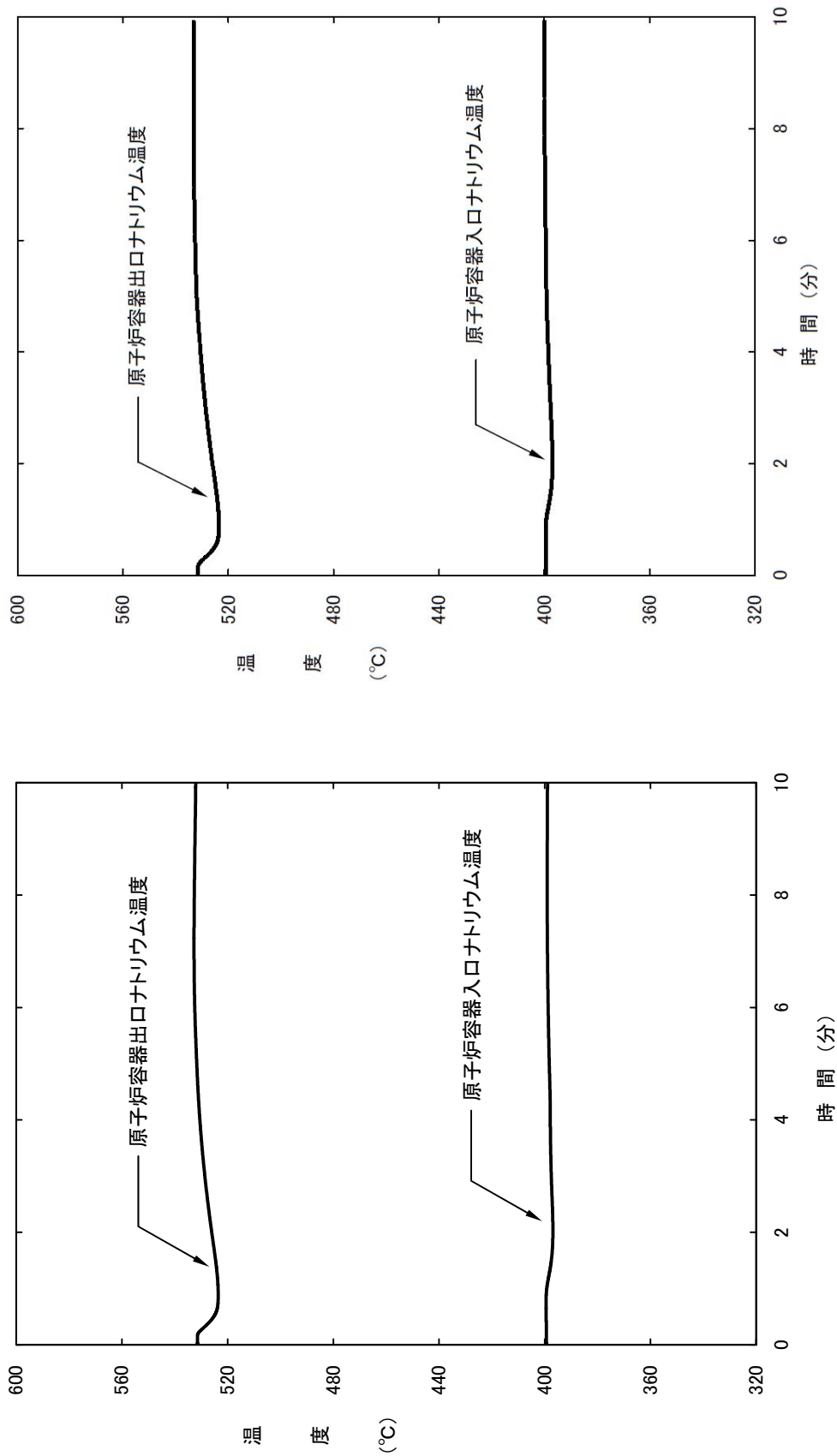


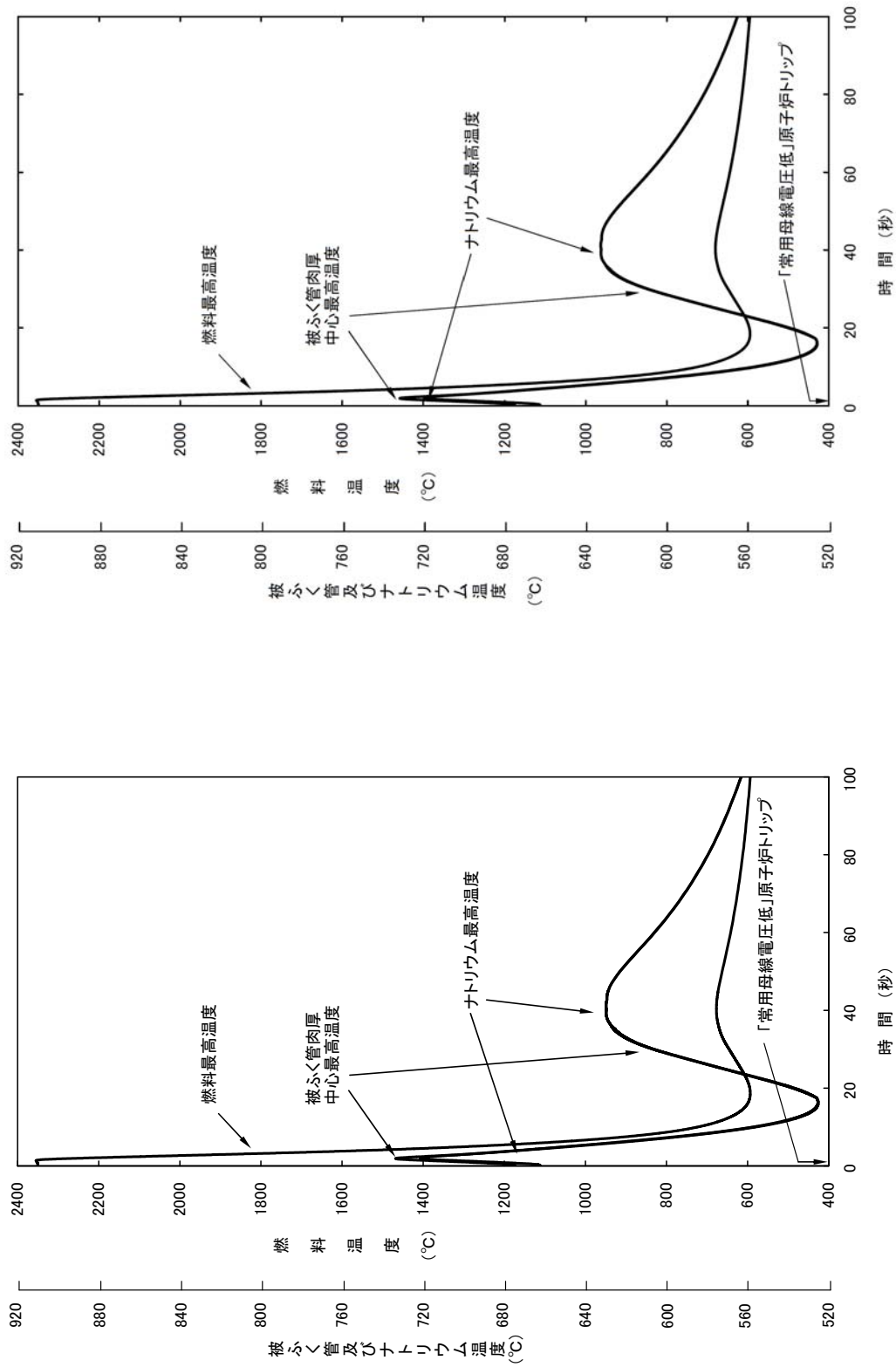
図 5.15 制御棒落下の解析結果 (2/3) (炉心部温度変化)



Super-COPD

添十解析結果

図 5.15 制御棒落下下の解析結果 (3/3) (冷却材温度変化)



添十解析結果

Super-COPD

図 5.16 外部電源喪失の解析結果 (1/3) (炉心温度変化)

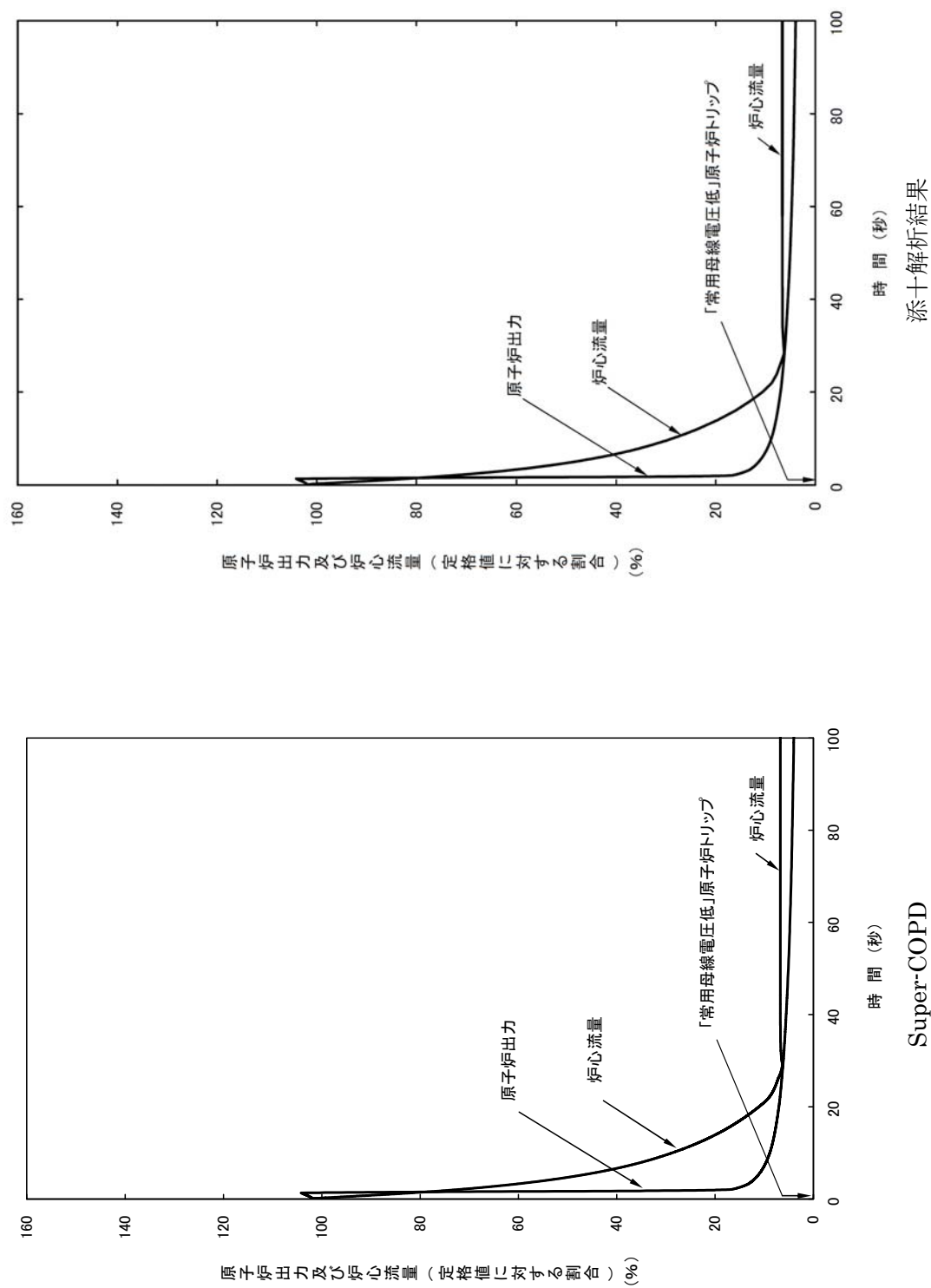


図 5.16 外部電源喪失の解析結果 (2/3) (原子炉出力及び炉心流量変化)

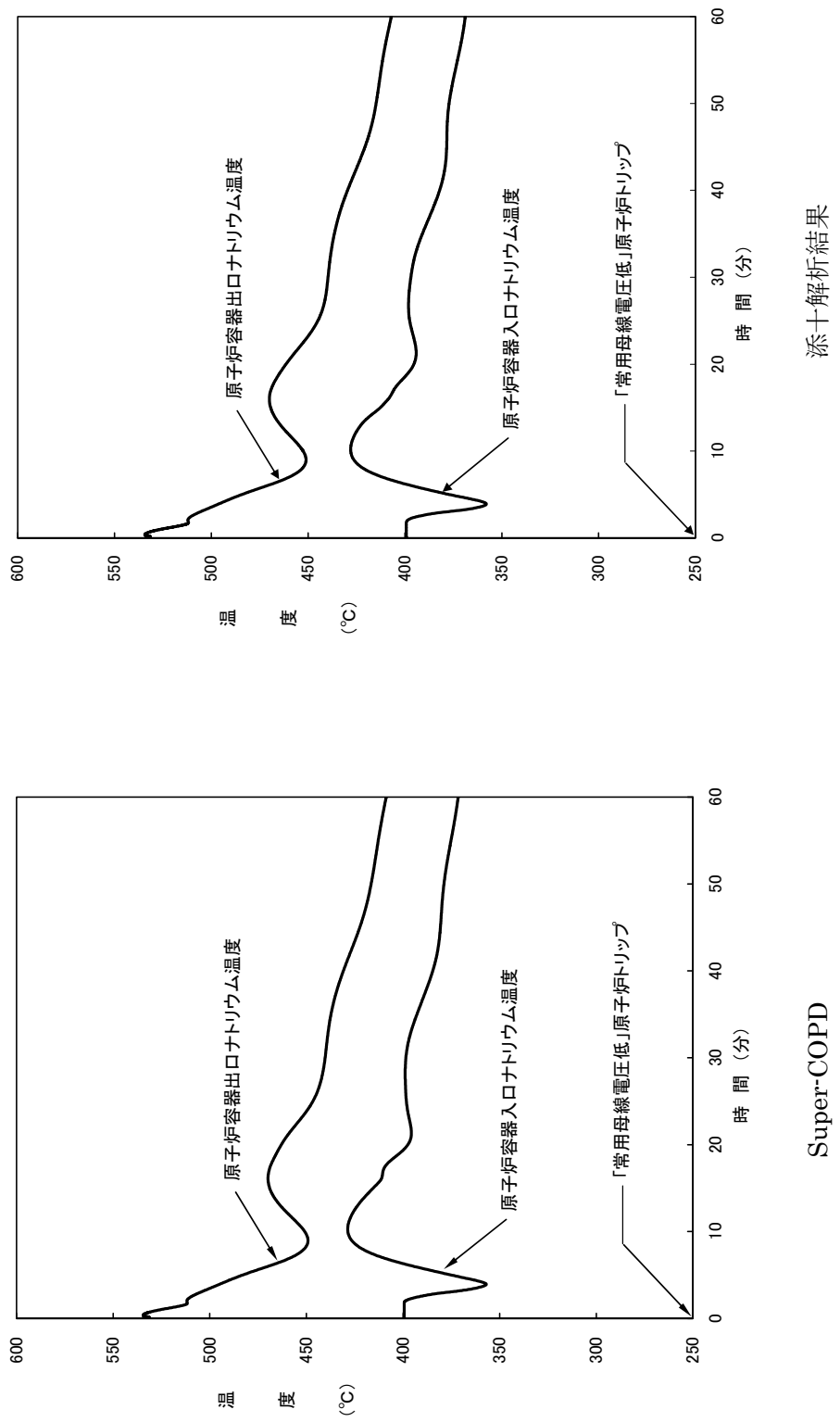


図 5.16 外部電源喪失の解析結果 (3/3) (冷却材温度変化)

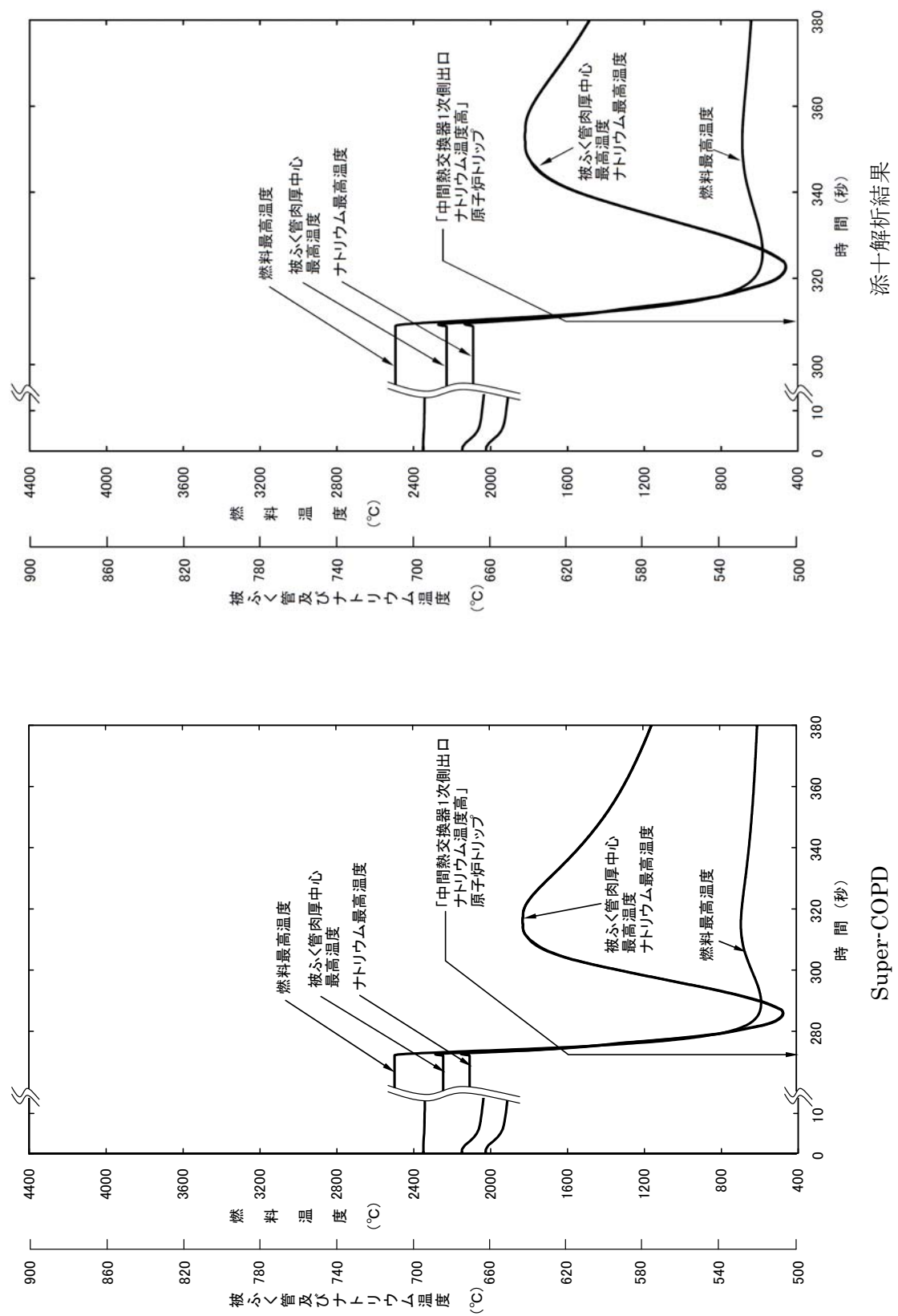
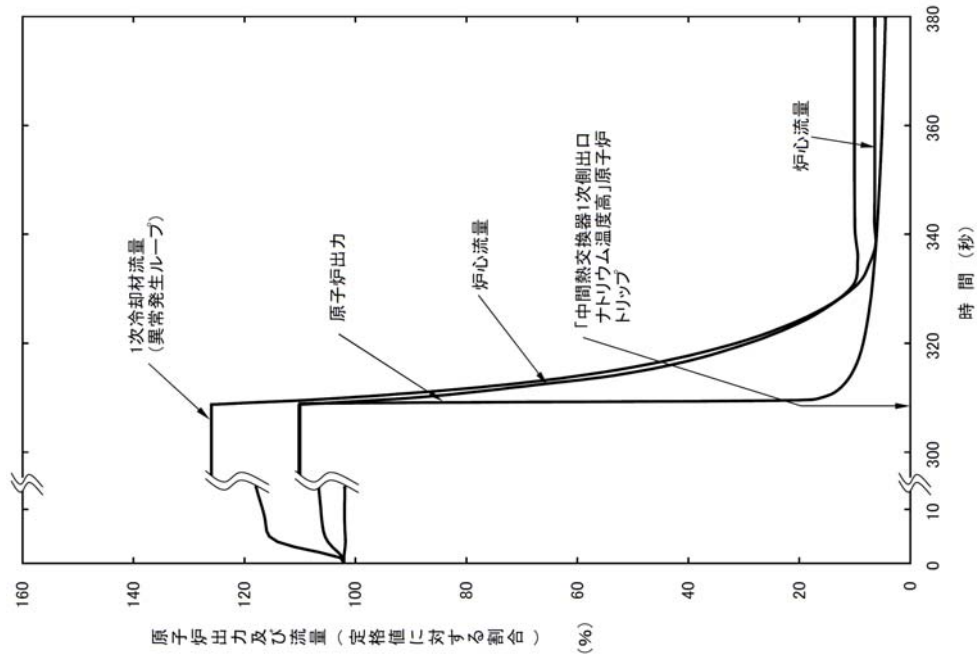
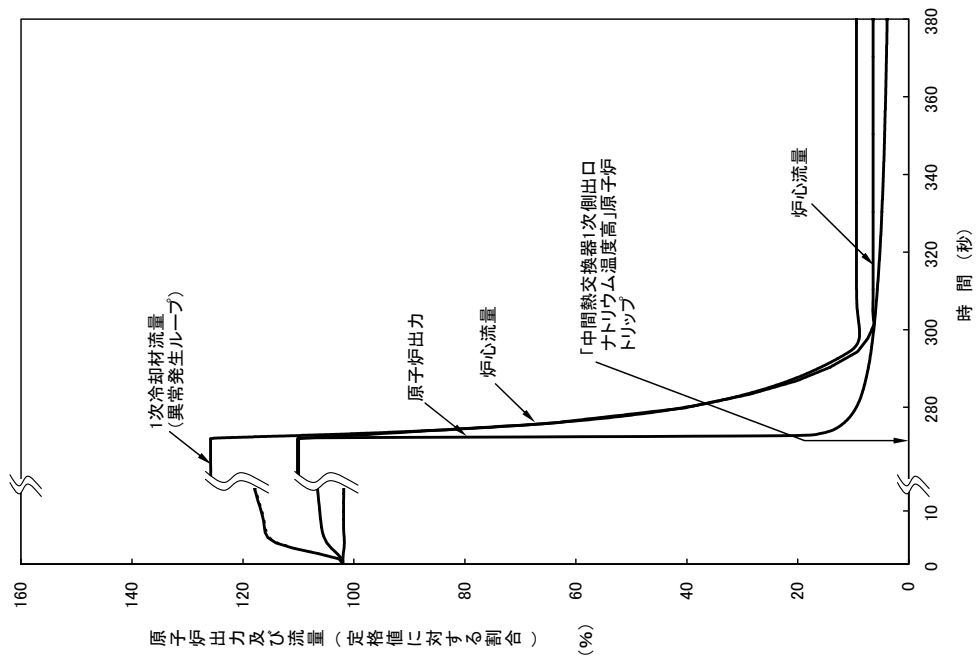


図 5.17 1 次冷却材流量増大の解析結果 (1/3) (炉心部温度変化)

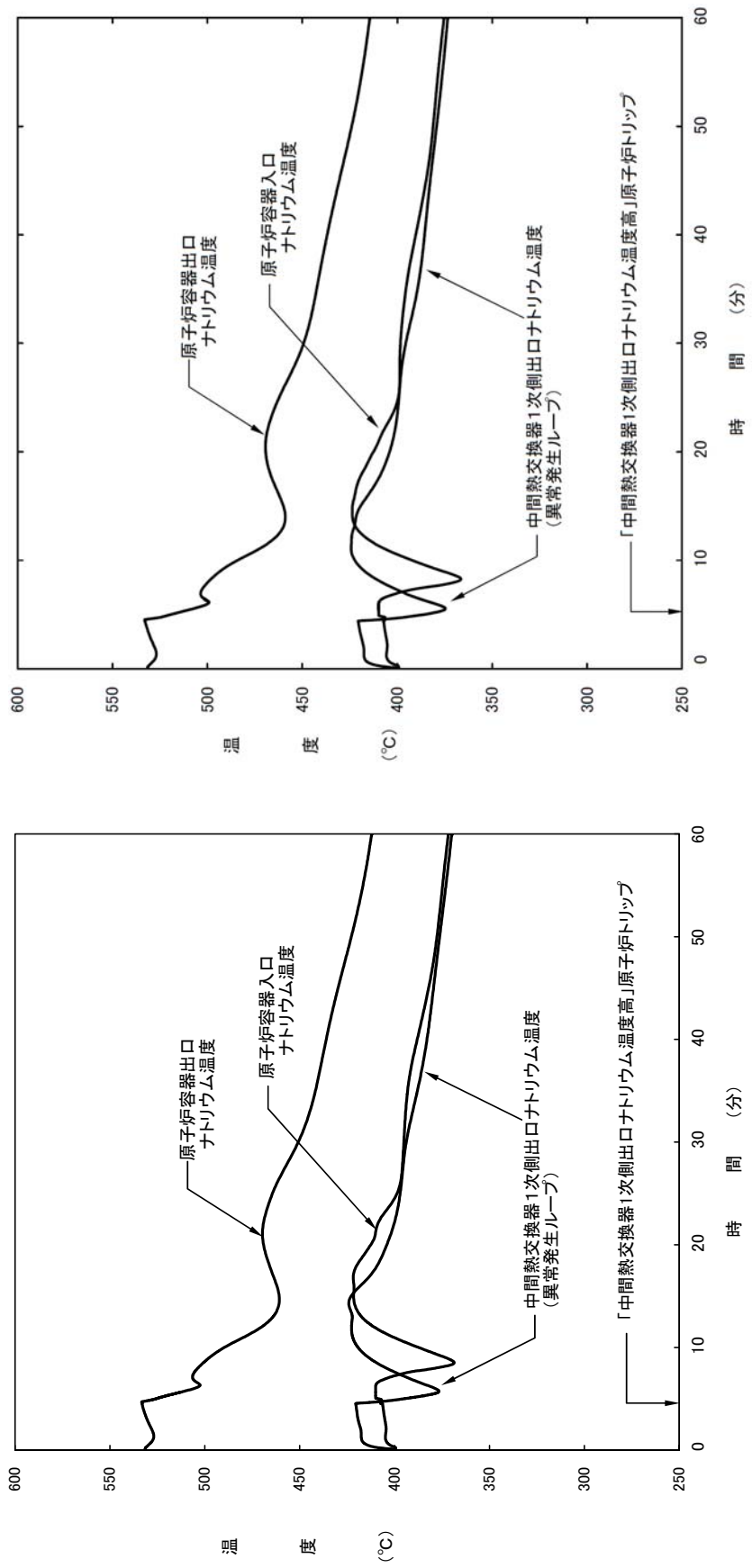


添十解析結果



Super-COPD

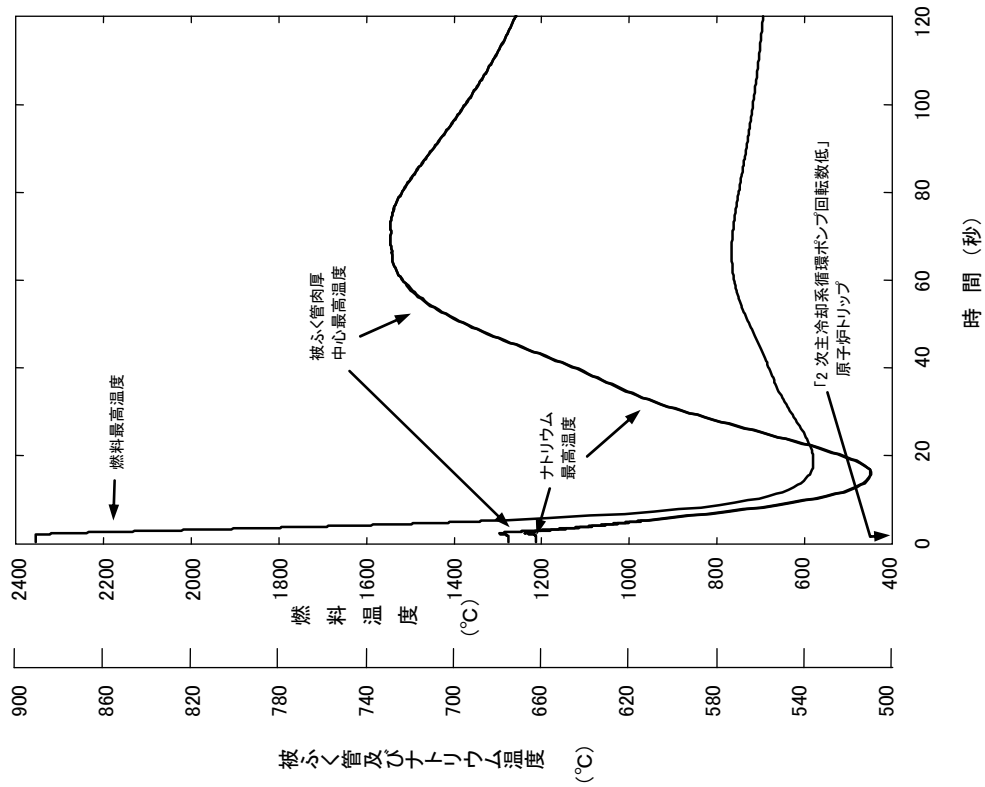
図 5.17 1 次冷却材流量増大の解析結果 (2/3) (原子炉出力変化)



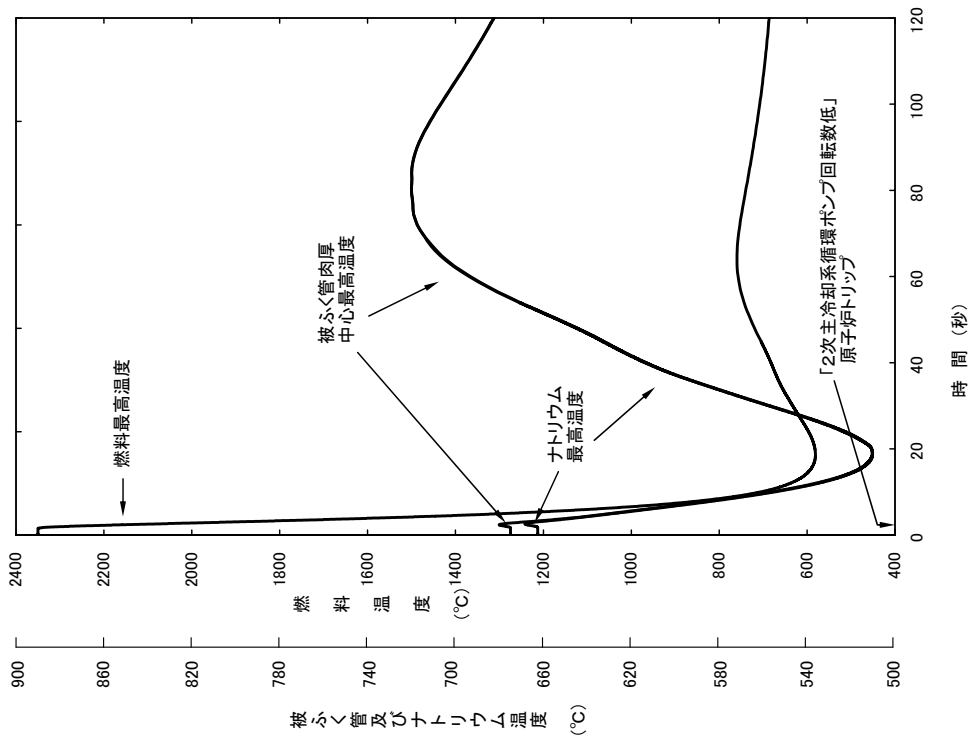
添十解析結果

Super-COPD

図 5.17 1 次冷却材流量増大の解析結果 (3/3) (冷却材温度変化)

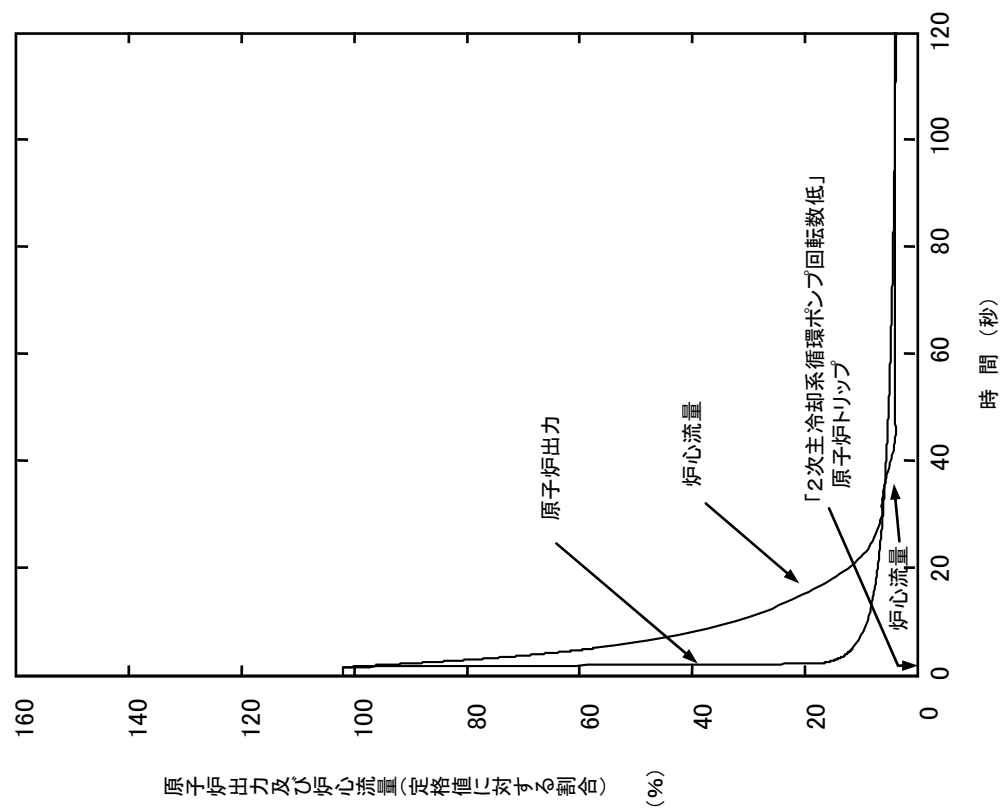


添十解析結果

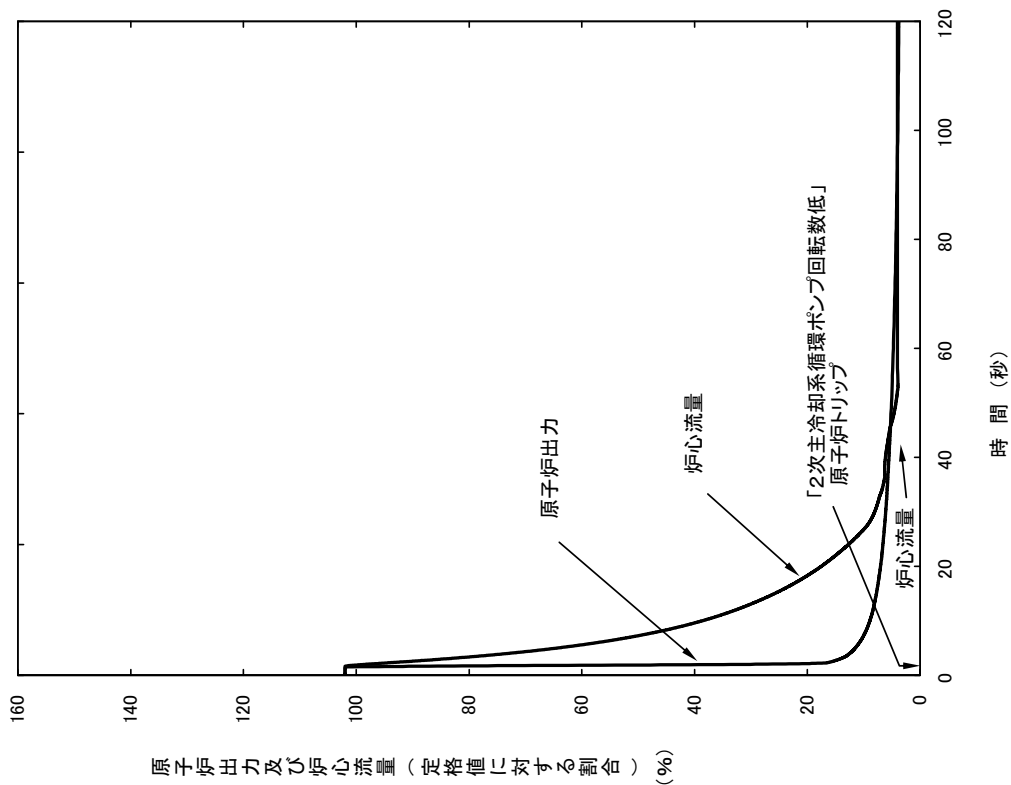


Super-COPD

図 5.18 2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故の解析結果 (1/3) (炉心部温度変化)



添付解析結果



Super-COPD

図 5.18 2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故の解析結果 (2/3) (原子炉出力及び炉心流量変化)

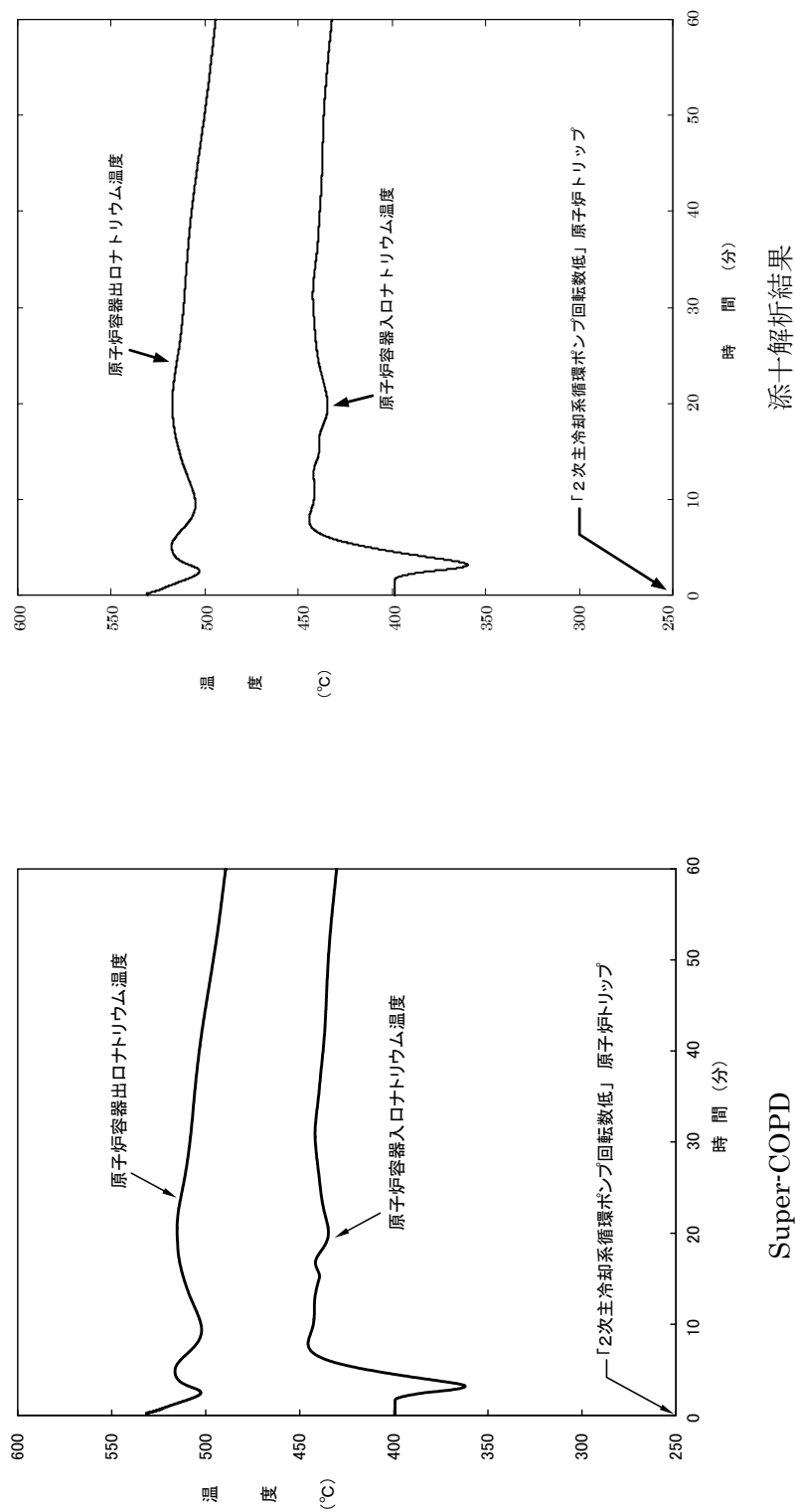
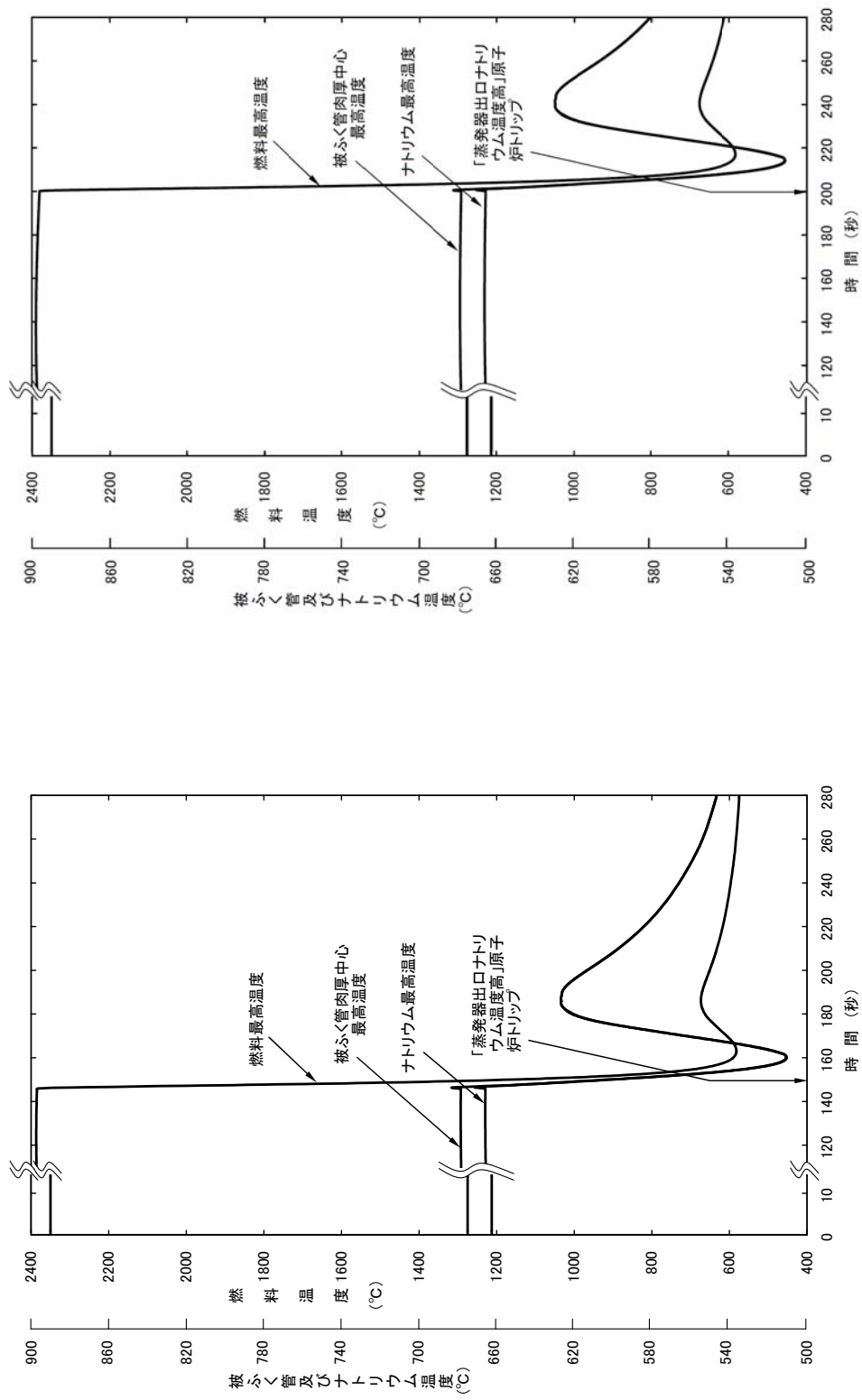


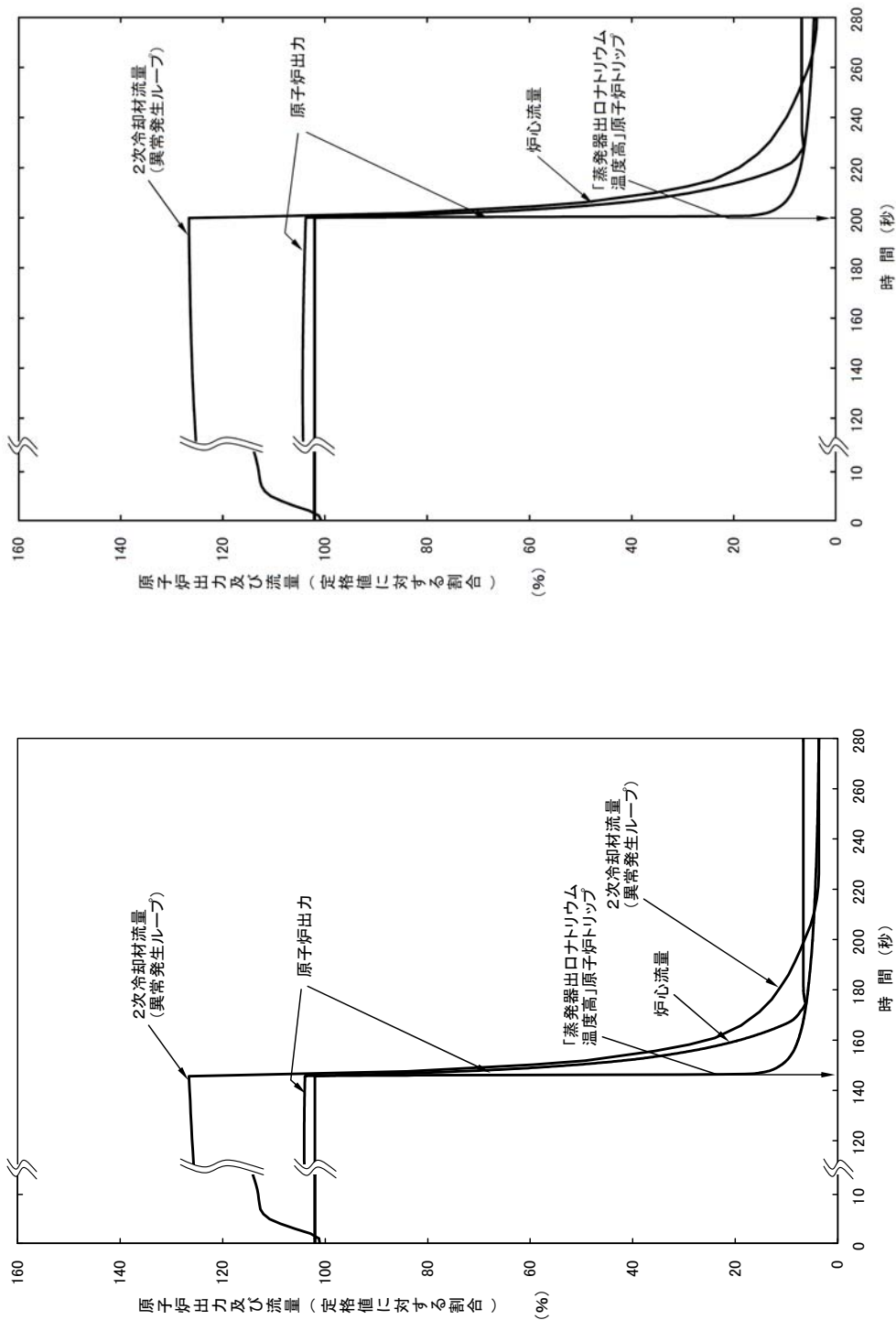
図 5.18 2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故の解析結果 (3/3) (冷却材温度変化)



添十解析結果

Super-COPD

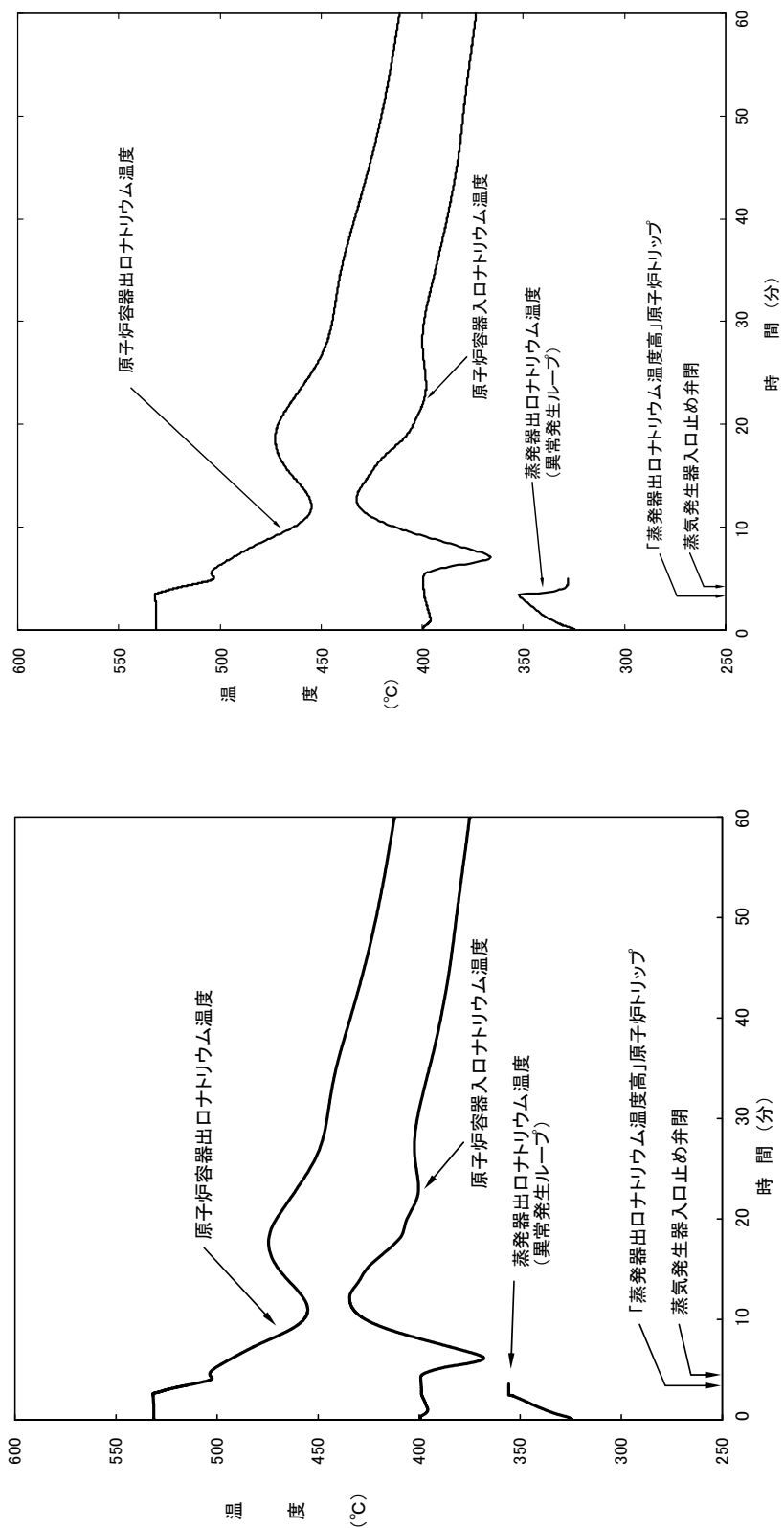
図 5.19 2 次冷却材流量増大 (原子炉出力制御無し) の解析結果 (1/3) (炉心部温度変化)



添十解析結果

Super-COPD

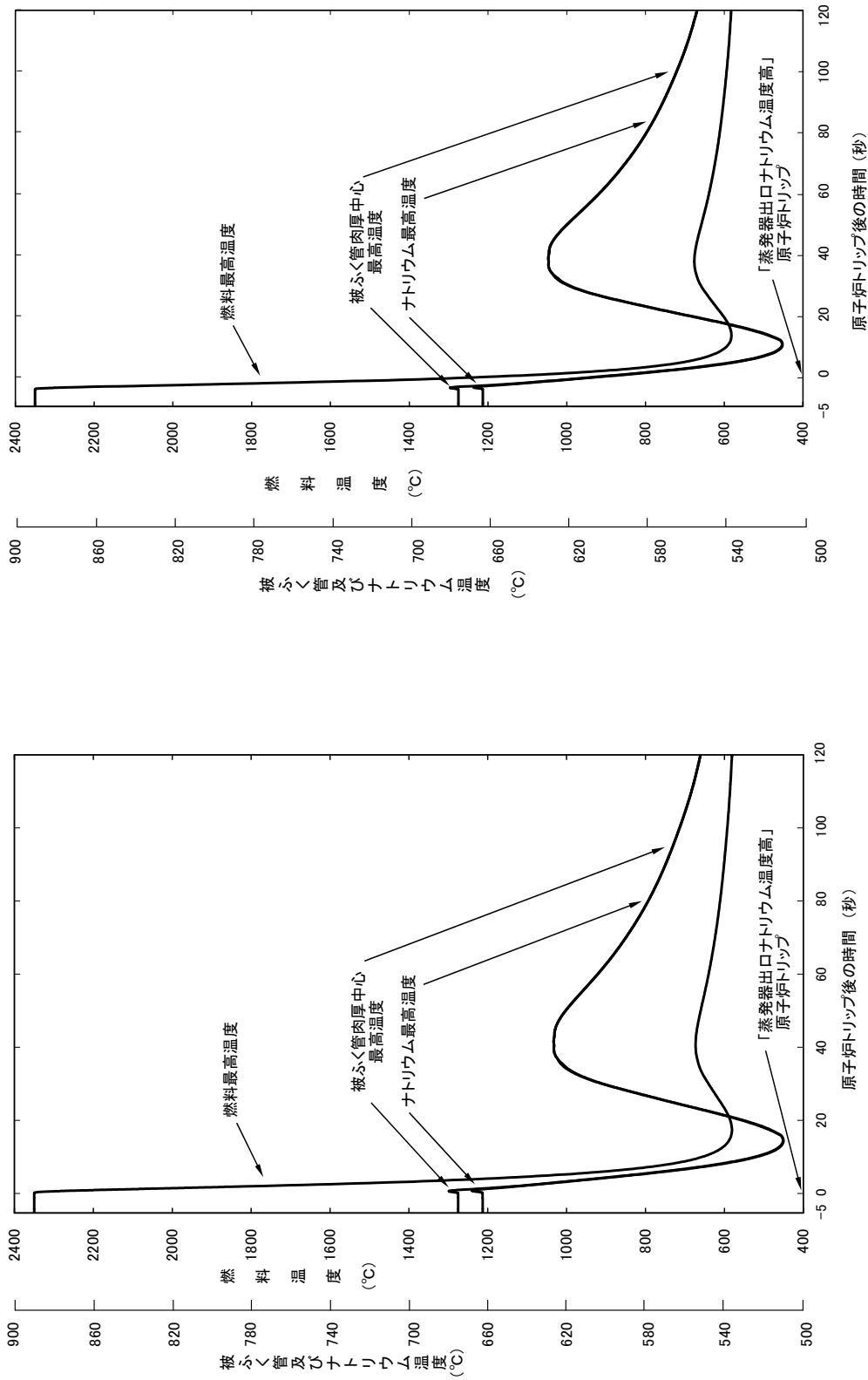
図 5.19 2 次冷却材流量増大 (原子炉出力制御無し) の解析結果(2/3) (原子炉出力及び冷却材流量変化)



添十解析結果

Super-COPD

図 5.19 2次冷却材流量増大 (原子炉出力制御無し) の解析結果 (3/3) (冷却材温度変化)



添十解析結果

Super-COPD

図 5.20 給水流量喪失の解析結果 (1/3) (炉心部温度変化)

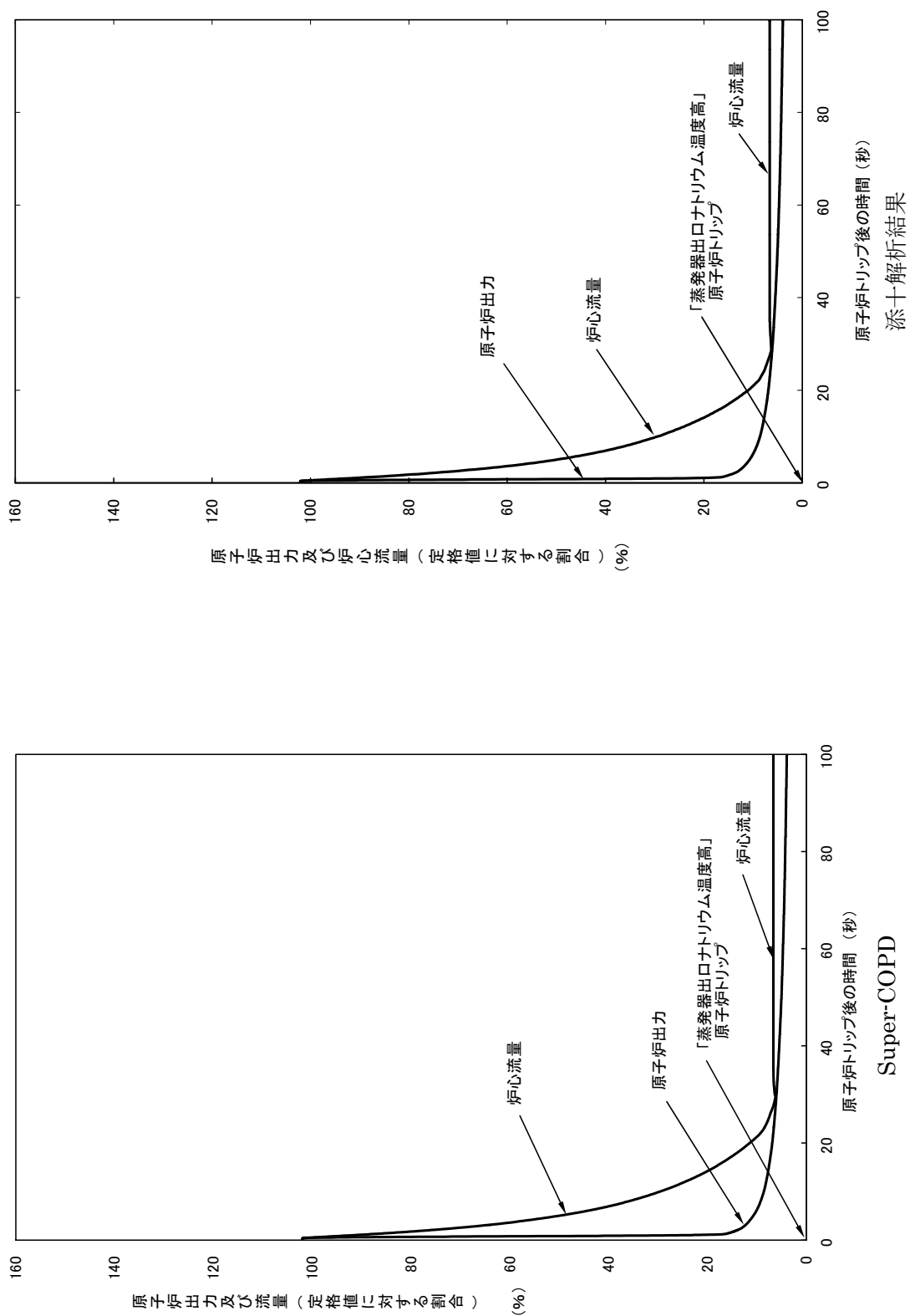
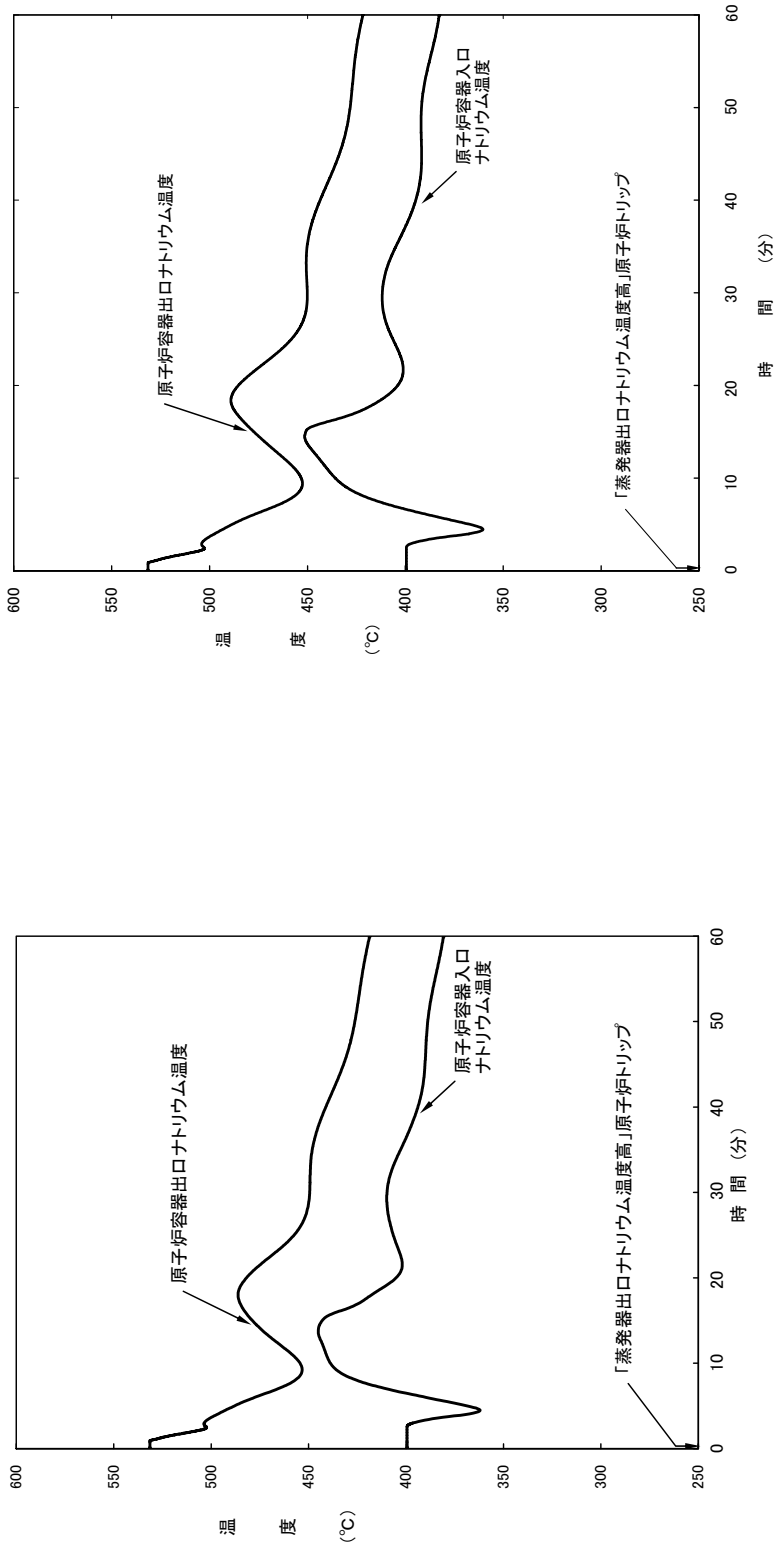


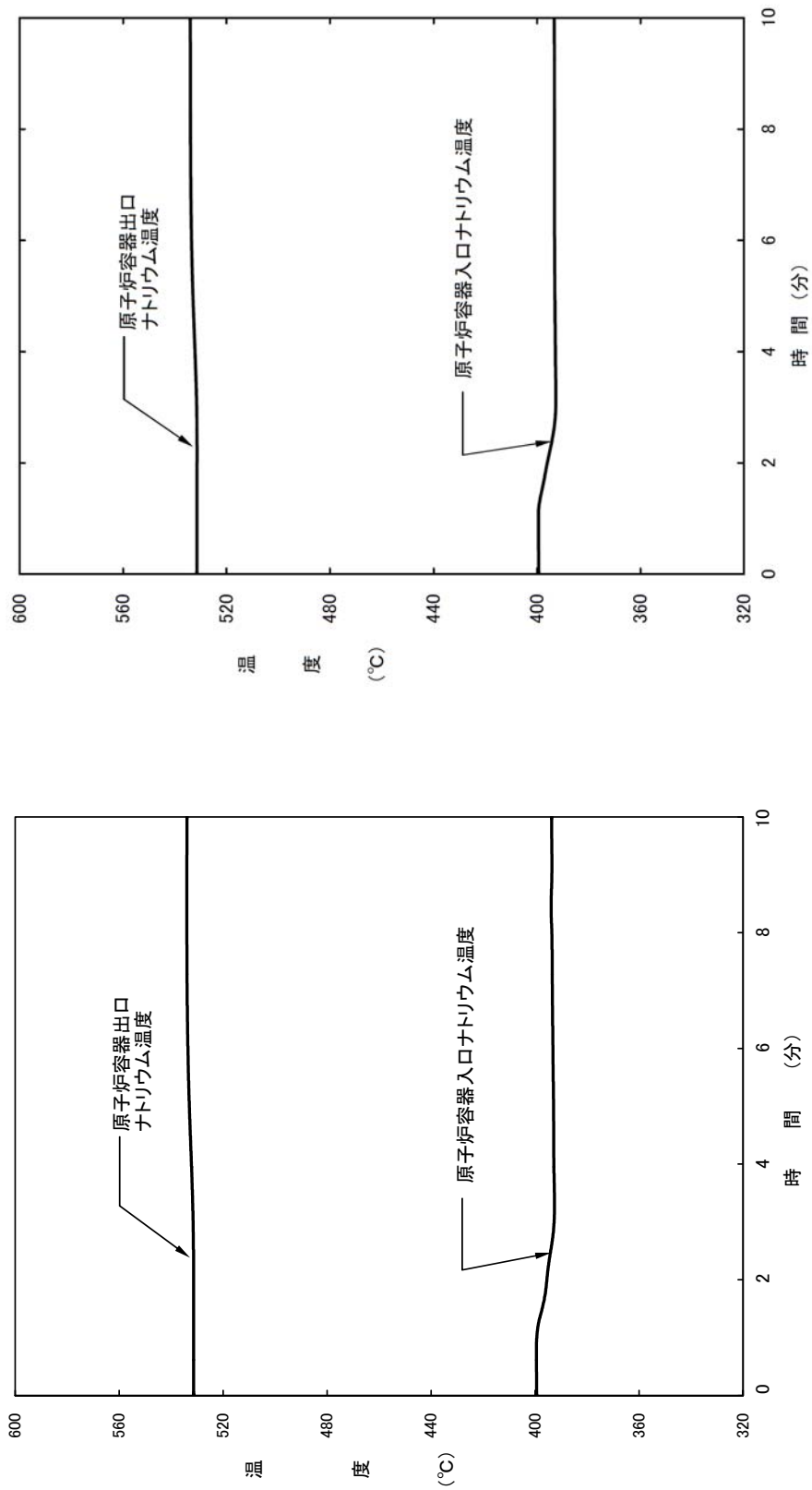
図 5.20 給水流量喪失の解析結果 (2/3) (原子炉出力及び炉心流量変化)



Super-COPD

添十解析結果

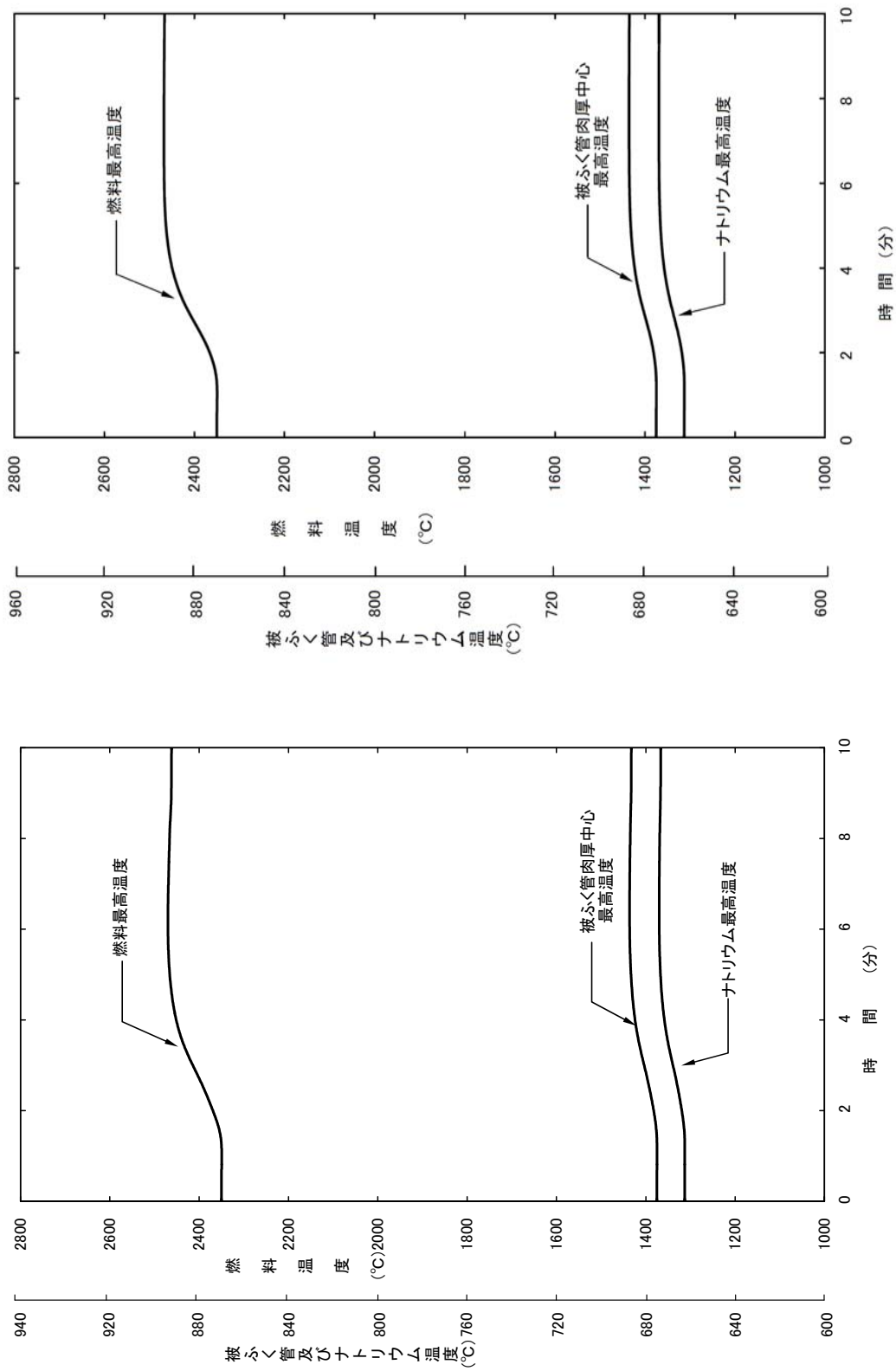
図 5.20 給水流量喪失の解析結果 (3/3) (原子炉容器出入口ナトリウム温度変化)



Super-COPD

添十解析結果

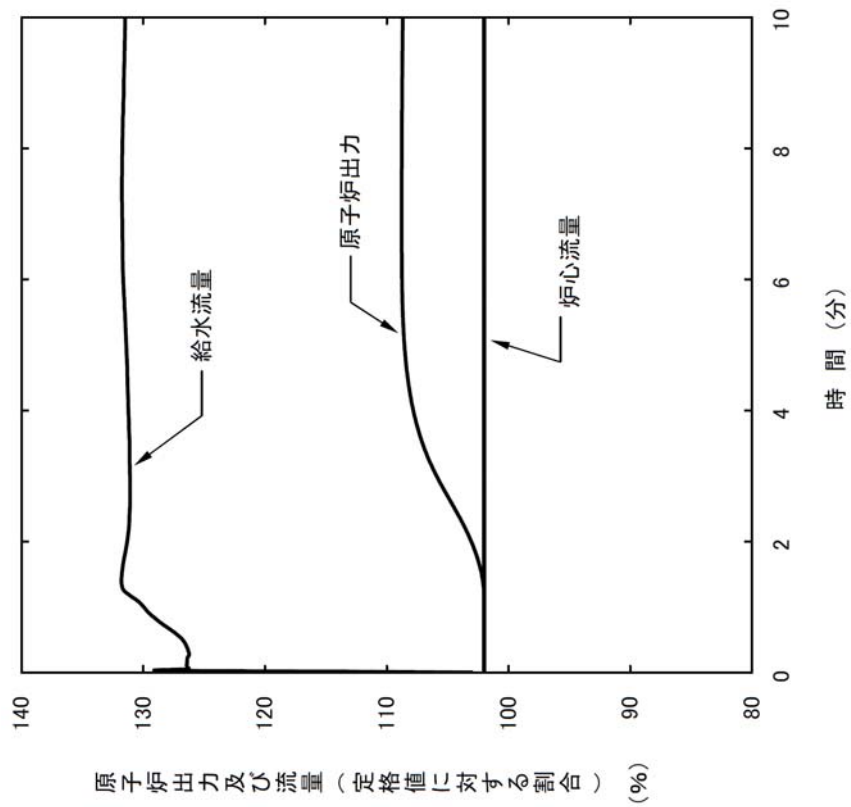
図 5.21 給水流量増大 (原子炉出力制御無し) の解析結果 (1/3) (冷却材温度変化)



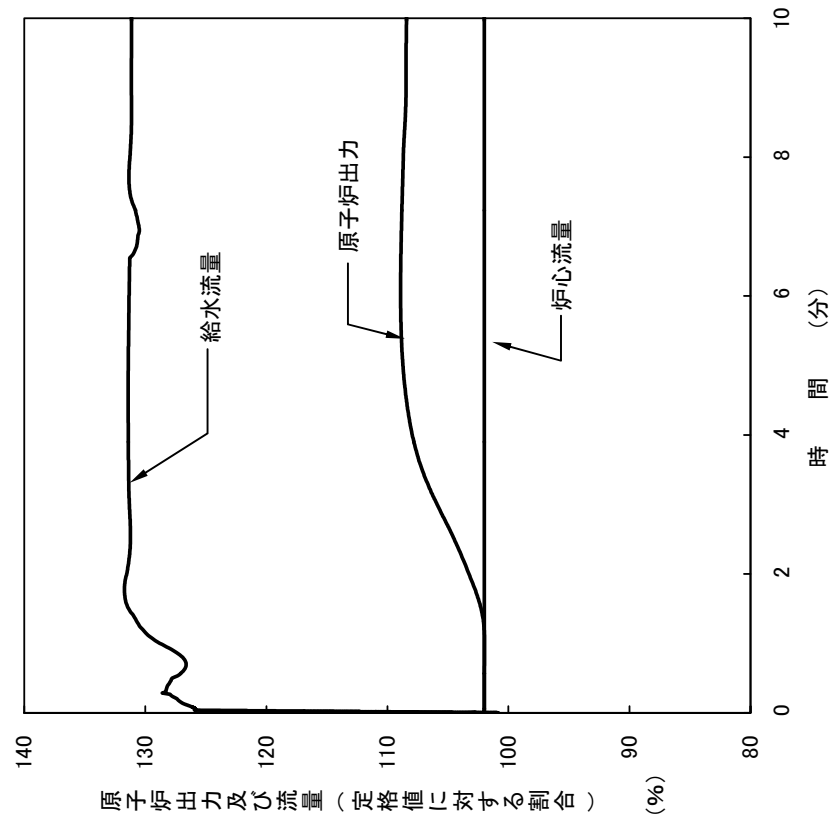
添十解析結果

Super-COPD

図 5.21 給水流量増大 (原子炉出力制御無し) の解析結果 (2/3) (炉心部温度変化)



添十解析結果



Super-COPD

図 5.21 給水流量増大（原子炉出力制御無し）の解析結果（3/3）（原子炉出力及び冷却材流量変化）

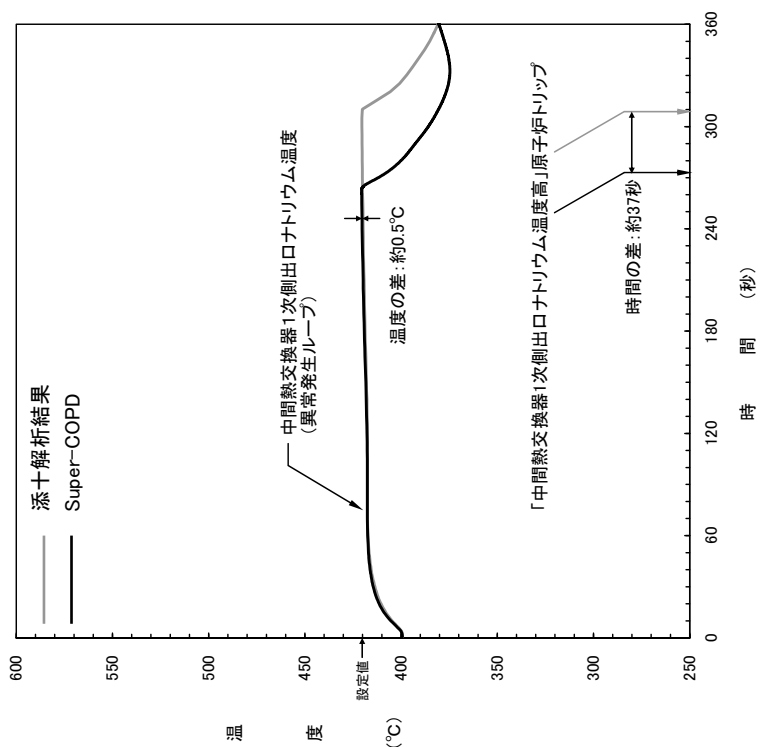
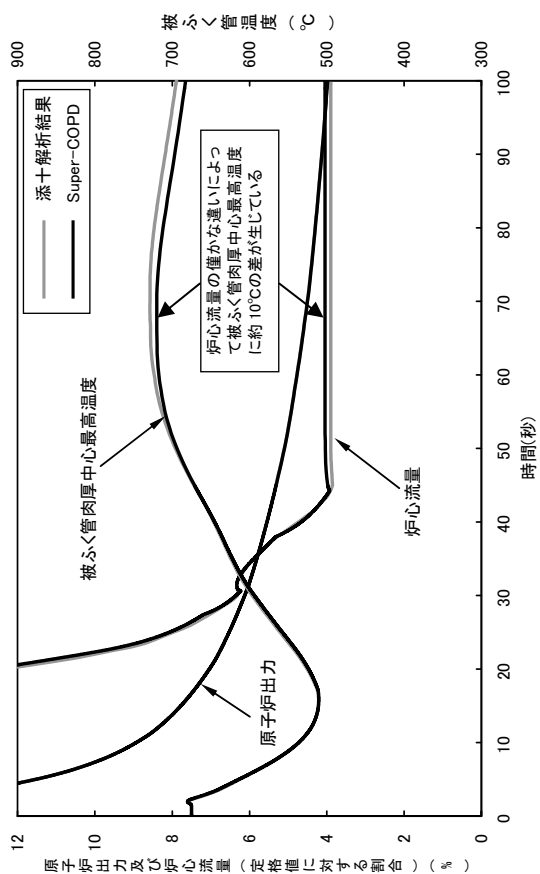


図 5.23 「1次冷却材流量増大」の中間熱交換器1次側出口ナトリウム温度の解析結果 (異常発生ループ)



[補足] 30秒付近の炉心流量変化について
異常発生ループでは1次主冷却系循環ポンプモータによる低速運転に引継がれる動作の途中で「2次主冷却系循環ポンプ回転数低」インタロックによりポンプモータトリップとなる。これによって炉心流量は30秒付近で一旦上昇しすぐに低下する。

図 5.22 「2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故」の解析結果

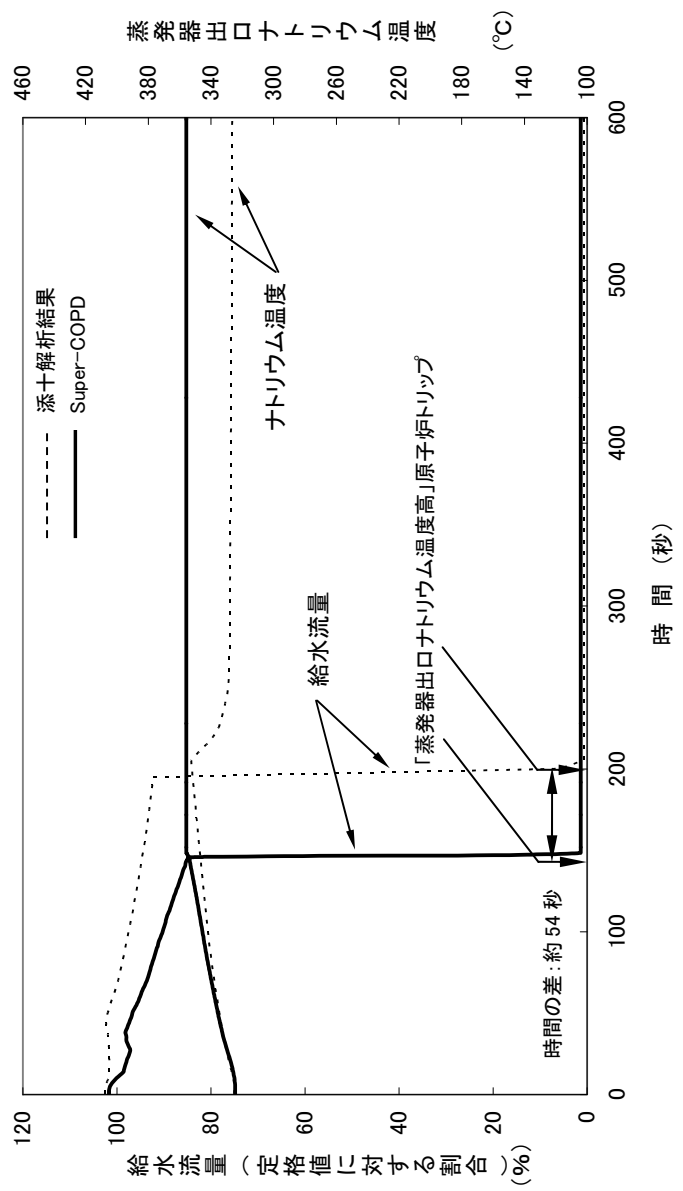


図 5.24 「2 次冷却材流量増大」の蒸発器出口ナトリウム温度及び給水流量の解析結果
(異常発生ループ)

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表 1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質モル	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速さ, 速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の)	1
比透磁率 ^(b)	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。

(b) これらは無次元量あるいは次元 1 をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の 1 は通常は表記しない。

表 3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス度 ^(e)	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光強度	ルーメン	lm		cd sr ^(c)
放射線量の放射能 ^(f)	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd
吸収線量, ビエエネルギー分与, カーマ	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性	カタール	kat		s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。

(b) ラジアンとステラジアンは数字の 1 に対する単位の特別な名称で、量についての情報を付たえるために使われる。実際には、使用する時には記号 rad 及び sr が用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の 1 は明示されない。

(c) 測光学ではステラジアンという名称と記号 sr を単位の表し方の中に、そのまま維持している。

(d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。

(e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。

(f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で "radioactivity" と記される。

(g) 単位シーベルト (PV,2002,70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表 4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ sA
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
照射線量 (X 線及びγ 線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ sA
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ³ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ⁻³ s ⁻¹ mol

表 5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表 6. SI に属さないが、SI と併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	′	1′=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	″	1″=(1/60)′=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg

表 7. SI に属さないが、SI と併用される単位で、SI 単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表 8. SI に属さないが、SI と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1 MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm ² =(10 ⁻¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600) m/s
ネーパ	Np	SI 単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベベル	B	
デジベル	dB	

表 9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ボアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm ⁻² =10 ⁻⁴ cd m ⁻²
フォトル	ph	1 ph=1 cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≐ (10 ³ /4π) A m ⁻¹

(c) 3 元系の CGS 単位系と SI では直接比較できないため、等号「 ≐ 」は対応関係を示すものである。

表 10. SI に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリー), 4.1868 J (「IT」カロリー) 4.184 J (「熱化学」カロリー)
ミクロン	μ	1 μ = 1 μm=10 ⁻⁶ m

