

「常陽」 MK-III 性能試験結果に基づく
プラント動特性解析コードの整備
(技術報告)

2004年3月



核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-Ken 319-1184, Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2004

2100

(KO)

「常陽」 MK-III性能試験結果に基づくプラント動特性解析コードの整備

(技術報告)

高松 操¹⁾、黒羽隆也²⁾、吉田昌宏¹⁾

要 旨

高速実験炉「常陽」では、高速炉の固有安全性の実証を目的として、安全特性試験の実施に向けた研究を進めている。本研究では、過渡時のプラント挙動を精度良く予測することが重要であり、「常陽」では、プラント動特性解析コード Mimir-N2 により、これらの評価を行っている。

上記研究では、これまで、MK-IIで実施した運転特性試験、自然循環試験等のデータに基づき、Mimir-N2 を整備・検証するとともに、MK-II炉心から MK-III炉心への移行及び冷却系の改造に対応するよう炉心・冷却系モデルの整備を進めてきた。

MK-III性能試験では、Mimir-N2 の検証データとして、手動スクラム試験及び外部電源喪失試験等のデータを取得した。MK-III炉心用に整備した Mimir-N2 の予測値と実測値を比較した結果、プラント各部の温度挙動は、概ね一致するものの、予測した原子炉出口ナトリウム温度や主冷却器入口ナトリウム温度等の降下率は、実測値より大きいことがわかった。

これを改善するため、手動スクラム試験及び外部電源喪失試験の実測値に基づき、Mimir-N2 の冷却系モデルのうち、原子炉容器上部プレナム部、2次主冷却系ホットレグ配管、主冷却機のモデルの整備を実施した。その結果、原子炉出口ナトリウム温度等の挙動は実測値と一致し、Mimir-N2 により、手動スクラム及び外部電源喪失等の過渡変化時のプラント挙動を精度良く模擬できることを確認した。

1) 核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部 技術課

2) (株) NESI

Modification of the Mimir-N2 Plant Dynamic Code based on JOYO MK-III Performance Test Results

(Technical Document)

Misao TAKAMATSU¹⁾, Takaya KUROHA²⁾ and Akihiro YOSHIDA¹⁾

Abstract

A study of passive safety test using JOYO has been carried out to demonstrate the inherent safety of sodium cooled fast reactors. In this study, emphasis was placed on the improvement of the accuracy of plant kinetics calculations. The Mimir-N2 analysis code, developed to analyze JOYO plant kinetics, was selected as the standard code for predicting plant behavior during transients.

Mimir-N2 was previously modified based on the data from plant characteristics and natural circulation tests during JOYO MK-II. Recently, the model of the core and the heat transport system of Mimir-N2 was upgraded to correspond to the modified heat transport system for MK-III.

The MK-III performance test included manual reactor shutdown test and loss of power supply test etc. as transient tests. Although the sodium temperatures calculated by Mimir-N2 agreed well with the measurement results in the MK-III performance test, it was observed that the calculated sodium temperature descent rate at reactor vessel inlet and dump heat exchanger inlet etc. were slightly larger than measured.

In order to further improve the accuracy of the calculation, the Mimir-N2 heat transport system models of the reactor vessel upper plenum, the hot leg of secondary heat transport system and the dump heat exchanger were modified based on the results of the MK-III performance test. As a result of the Mimir-N2 modification, the calculation results had improved agreement with the measurement results and it was confirmed that Mimir-N2 can accurately calculate plant behavior during transients such as reactor shutdown and loss of power supply.

1) Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center, JNC

2) NESI

目 次

1. 緒言	1
2. Mimir-N2 の概要	2
3. 予測値と実測値の比較	5
4. Mimir-N2 の整備作業	8
5. Mimir-N2 の検証	25
6. 今後の課題	40
7. 結言	41
8. 謝辞	42
9. 参考文献	43

図リスト

図 2.1 「常陽」主冷却系の概略図.....	3
図 2.2 Mimir-N2 計算モデル.....	4
図 3.1 140MWt 手動スクラム（原子炉出口ナトリウム温度 A ループ）	5
図 3.2 140MWt 手動スクラム（原子炉入口ナトリウム温度 A ループ）	5
図 3.3 140MWt 手動スクラム（主冷却器入口ナトリウム温度 A ループ）	6
図 3.4 140MWt 手動スクラム（主冷却器出口ナトリウム温度 A ループ）	6
図 4.1.1 Mimir-N2 入力値（原子炉入口ナトリウム温度：原子炉出口ナトリウム温度計算用）	10
図 4.1.2 Mimir-N2 入力値（原子炉出口ナトリウム温度：主中間熱交換器 2 次側出口ナトリウム温度、主冷却器入口ナトリウム温度計算用）	10
図 4.1.3 Mimir-N2 入力値（主冷却器入口ナトリウム温度：原子炉入口ナトリウム温度、主冷却器出口ナトリウム温度計算用）	11
図 4.1.4 原子炉出口ナトリウム温度計算結果 (原子炉入口ナトリウム温度固定値入力)	11
図 4.1.5 原子炉入口ナトリウム温度計算結果 (原子炉出口ナトリウム温度、主冷却器入口ナトリウム温度固定値入力) ...	12
図 4.1.6 主中間熱交換器 2 次側出口ナトリウム温度計算結果 (原子炉出口ナトリウム温度固定値入力)	12
図 4.1.7 主冷却器入口ナトリウム温度計算結果 (原子炉出口ナトリウム温度固定値入力)	13
図 4.1.8 主冷却器出口ナトリウム温度計算結果 (主冷却器入口ナトリウム温度固定値入力)	13
図 4.2.1 原子炉容器断面図.....	15
図 4.2.2 Mimir-N2 炉上部プレナム部計算モデル図.....	16
図 4.2.3 炉心上部プレナム部における構造材のナトリウム容量換算	17
図 4.2.4 Mimir-N2 炉上部プレナム部ナトリウム容量追加箇所.....	18
図 4.2.5 炉上部プレナム部ナトリウム追加容量によるサーベイ計算	19

図 4.3.1 主冷却器入口ナトリウム温度計算結果 整備後 (原子炉出口ナトリウム温度固定値入力)	21
図 4.4.1(1) 主冷却器除熱量に関するサーベイ計算 主冷却器出口温度(1A).....	23
図 4.4.1(2) 主冷却器除熱量に関するサーベイ計算 主冷却器出口温度(2A).....	23
図 4.4.2 原子炉入口ナトリウム温度計算結果 整備後 (原子炉出口ナトリウム温度、主冷却器入口ナトリウム温度固定値入力) ...	24
図 5.1.1 70MWt 手動スクラム (原子炉出入口ナトリウム温度 A ループ)	26
図 5.1.2 70MWt 手動スクラム (主冷却器出入口ナトリウム温度Aループ)	26
図 5.1.3 70MWt 手動スクラム (原子炉出入口ナトリウム温度 B ループ)	27
図 5.1.4 70MWt 手動スクラム (主冷却器出入口ナトリウム温度 B ループ)	27
図 5.1.5 70MWt 外部電源喪失 (原子炉出入口ナトリウム温度 A ループ)	28
図 5.1.6 70MWt 外部電源喪失 (主冷却器出入口ナトリウム温度Aループ)	28
図 5.1.7 70MWt 外部電源喪失 (原子炉出入口ナトリウム温度 B ループ)	29
図 5.1.8 70MWt 外部電源喪失 (主冷却器出入口ナトリウム温度 B ループ)	29
図 5.1.9 140MWt 手動スクラム (原子炉出入口ナトリウム温度 A ループ)	30
図 5.1.10 140MWt 手動スクラム (主冷却器出入口ナトリウム温度Aループ)	30
図 5.1.11 140MWt 手動スクラム (原子炉出入口ナトリウム温度 B ループ)	31
図 5.1.12 140MWt 手動スクラム (主冷却器出入口ナトリウム温度 B ループ)	31
図 5.1.13 140MWt 外部電源喪失 (原子炉出入口ナトリウム温度 A ループ)	32
図 5.1.14 140MWt 外部電源喪失 (主冷却器出入口ナトリウム温度Aループ)	32
図 5.1.15 140MWt 外部電源喪失 (原子炉出入口ナトリウム温度 B ループ)	33
図 5.1.16 140MWt 外部電源喪失 (主冷却器出入口ナトリウム温度 B ループ)	33
図 5.2.1 原子炉通常停止 ケース 1 (原子炉出入口ナトリウム温度 A ループ)	36
図 5.2.2 原子炉通常停止 ケース 1 (主冷却器出入口ナトリウム温度 A ループ) ..	36
図 5.2.3 原子炉通常停止 ケース 1 (原子炉出入口ナトリウム温度 B ループ)	37

- 図 5.2.4 原子炉通常停止 ケース 1 (主冷却器出入口ナトリウム温度 B ループ) 37
図 5.2.5 原子炉通常停止 ケース 2 (原子炉出入口ナトリウム温度 A ループ)38
図 5.2.6 原子炉通常停止 ケース 2 (主冷却器出入口ナトリウム温度 A ループ) 38
図 5.2.7 原子炉通常停止 ケース 2 (原子炉出入口ナトリウム温度 B ループ)39
図 5.2.8 原子炉通常停止 ケース 2 (主冷却器出入口ナトリウム温度 B ループ) 39

1. 緒言

高速実験炉「常陽」では、高速炉の固有安全性の実証を目的として、安全特性試験の実施に向けた研究を進めている。本研究では、過渡時のプラント挙動を精度良く予測し、試験条件を安全上、原子炉設置変更許可申請上、許容される範囲に制限し、かつ、固有安全性の実証に有効な試験計画を策定することが重要であり、プラント動特性解析コードの整備が不可欠である。

「常陽」では、これまで、上記研究にプラント動特性解析コード Mimir-N2 を採用し、MK-II 炉心で実施した運転特性試験、自然循環試験等のデータに基づき、その整備・検証¹⁾²⁾を行った。また、MK-III プラントの設計、熱過渡評価、安全解析等を通じて、交換した主中間熱交換器や主冷却機等の特性データを反映する等、MK-III プラントに対応した Mimir-N2 の整備を進め、MK-III 性能試験時の炉心・プラント特性を予測するため、手動スクラムや外部電源喪失等の過渡試験の解析を実施した。

2003 年 6 月から 11 月にかけて実施した MK-III 性能試験では、Mimir-N2 の検証データとして、手動スクラム試験、外部電源喪失試験、制御棒小引抜・挿入応答試験、出力係数測定、等温温度係数等のデータを取得した。ここでは、Mimir-N2 計算モデルのうち、1 次、2 次主冷却系モデルに着目し、性能試験で実施した手動スクラム試験及び外部電源喪失試験における実測値と予測値を比較することで、MK-III 炉心用に整備した Mimir-N2 の検証を行った。また、検証結果を踏まえ、これら過渡試験時の温度変化挙動を Mimir-N2 により、精度良く模擬できるよう、モデル入力値の最適化を図った。

2. Mimir-N2 の概要

Mimir-N2 は、「常陽」のプラント動特性解析用に開発されたコードであり、これまで、MK- I 、 MK- II 及び MK- III 炉心の設計、安全解析をはじめ、自然循環試験の評価等に用いられてきた²⁾。

図 2.1 に「常陽」の主冷却系の概略図を示す。炉心で発生した熱は、1 次主冷却系により除去され、主中間熱交換器を介して、2 次主冷却系に伝えられる。2 次主冷却系に伝えられた熱は、最終的に主冷却機を通じ、大気中に放出される。図 2.2 に Mimir-N2 計算モデルの全体概要を示す。計算モデルは、炉心、1 次主冷却系、2 次主冷却系に大別される。1 次、2 次主冷却系モデルでは、冷却材ナトリウムを一次元非圧縮性流体として取扱い、差分法に基づき、定常及び非定常の一次元熱流力計算を行っている。また、2 次主冷却系モデルでは、1 ループあたり 2 基設置されている主冷却機を 1 基で模擬するため、主冷却器の入口でナトリウム流量を 1/2 とし、出口でナトリウム流量を 2 倍として計算する主冷却機モデルを用いている。

炉心モデルでは、炉内の冷却材流量配分を、フローネットワーク解析により算出するとともに、一点炉近似の炉動特性計算を行い、フィードバック反応度として、ドップラ反応度、燃料膨張反応度、構造材（ラッパ管、被覆管）膨張反応度、冷却材膨張反応度及び炉心支持板膨張反応度を扱っている。

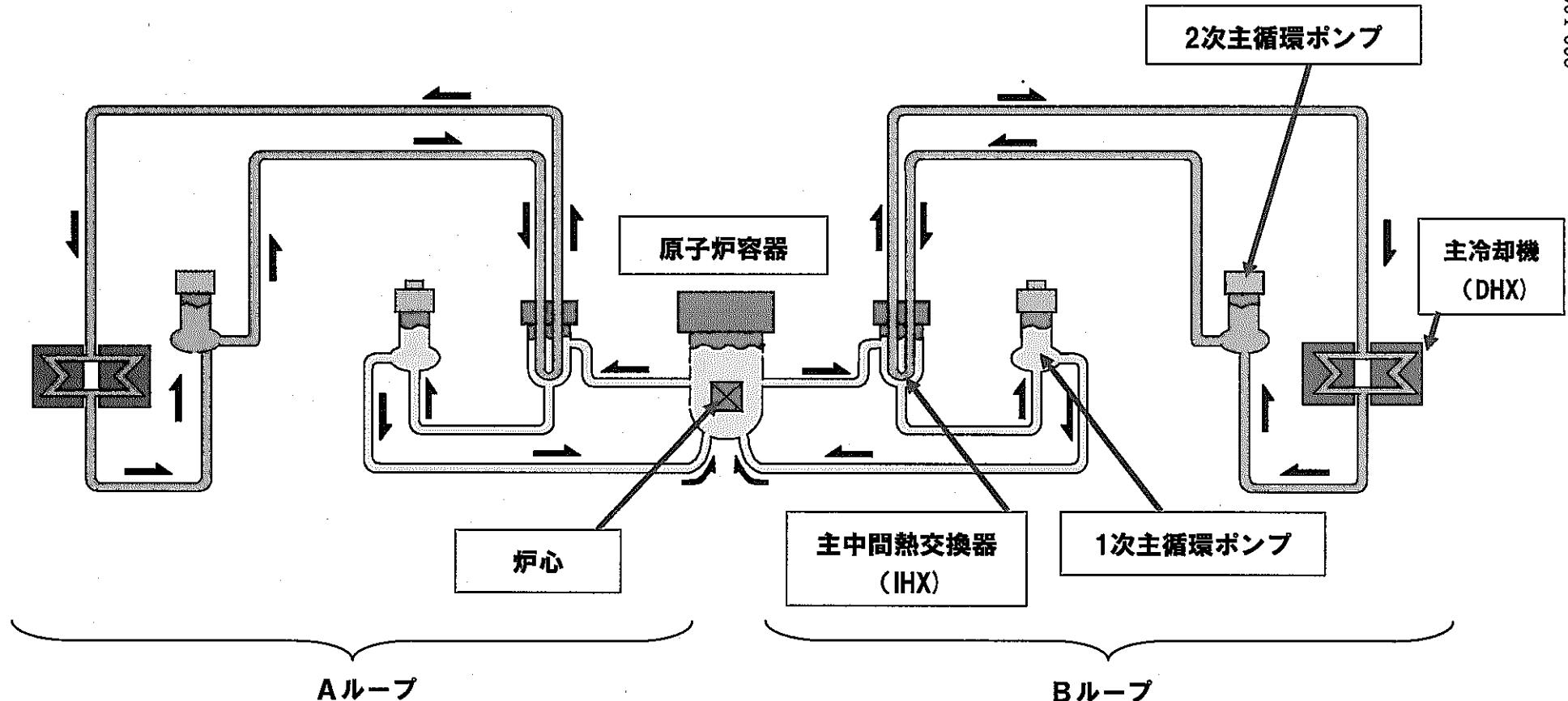


図 2.1 「常陽」主冷却系の概略図

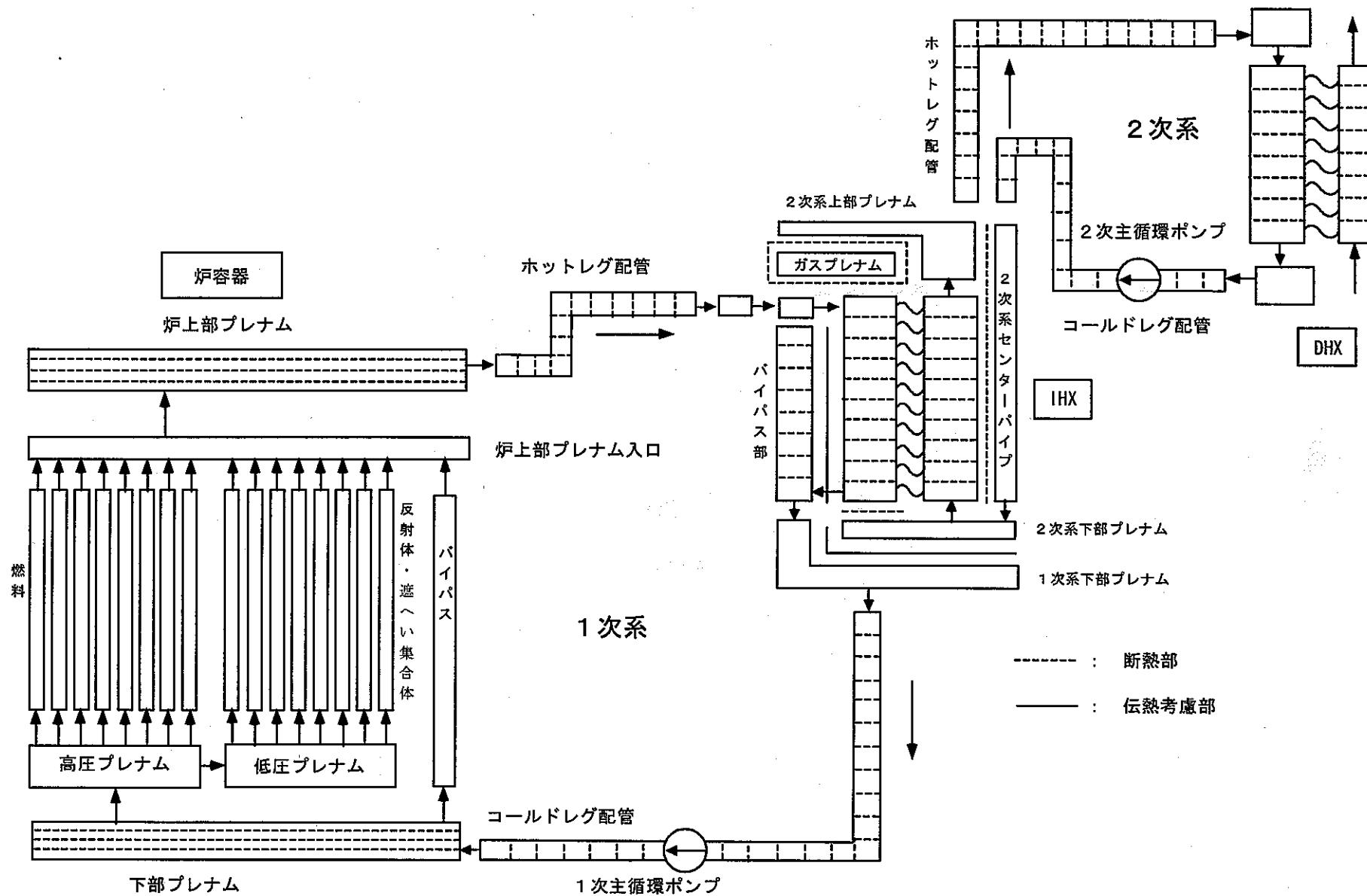


図 2.2 Mimir-N2 計算モデル

3. 予測値と実測値の比較

MK-III 性能試験では、手動スクラム試験（70MWt、140MWt）及び外部電源喪失試験（70MWt、140MWt）を実施した。手動スクラム時の主なプラント動作は、①1 次主循環ポンプ：ランバック運転、②2 次主循環ポンプ：トリップ（自然循環）、③主送風機：トリップ（自然通風制御）であり、外部電源喪失時の主なプラント動作は、①1 次主循環ポンプ：ポニーモータ運転、②2 次主循環ポンプ：トリップ（自然循環）、③主送風機：トリップ（自然通風制御）である。なお、ランバック運転は、原子炉スクラム（外部電源喪失時及び 1 次主循環ポンプトリップ時を除く）時に、1 次主冷却系流量を慣性降下させ、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量で一定に制御する運転であり、ポニーモータ運転は、外部電源喪失時及び 1 次主循環ポンプトリップ時に、1 次主冷却系流量を慣性降下させ、直流無停電電源で運転できるポニーモータ運転に引き継ぎ、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量を確保する運転である。MK-III 性能試験の予測解析にあたっては、原子炉停止状態で行った 1 次主冷却系流量、2 次主冷却系流量等の慣性降下特性等、MK-III 総合機能試験の結果³⁾ 等を計算モデルに反映している。

140MWt で実施した手動スクラム試験の実測値（A ループの原子炉出入口ナトリウム温度、主冷却器出入口ナトリウム温度）と Mimir-N2 による予測値を比較した結果を図 3.1～3.4 に示す。その結果、これらの温度挙動は、概ね一致しているものの、予測値は、実測値と比較して、原子炉出口ナトリウム温度及び主冷却器入口ナトリウム温度の温度低下率が大きいこと、3500 秒近傍での温度が約 20℃ 低いことがわかった。手動スクラム試験（70MWt）及び外部電源喪失試験（70MWt、140MWt）においても同様の傾向がみられた。

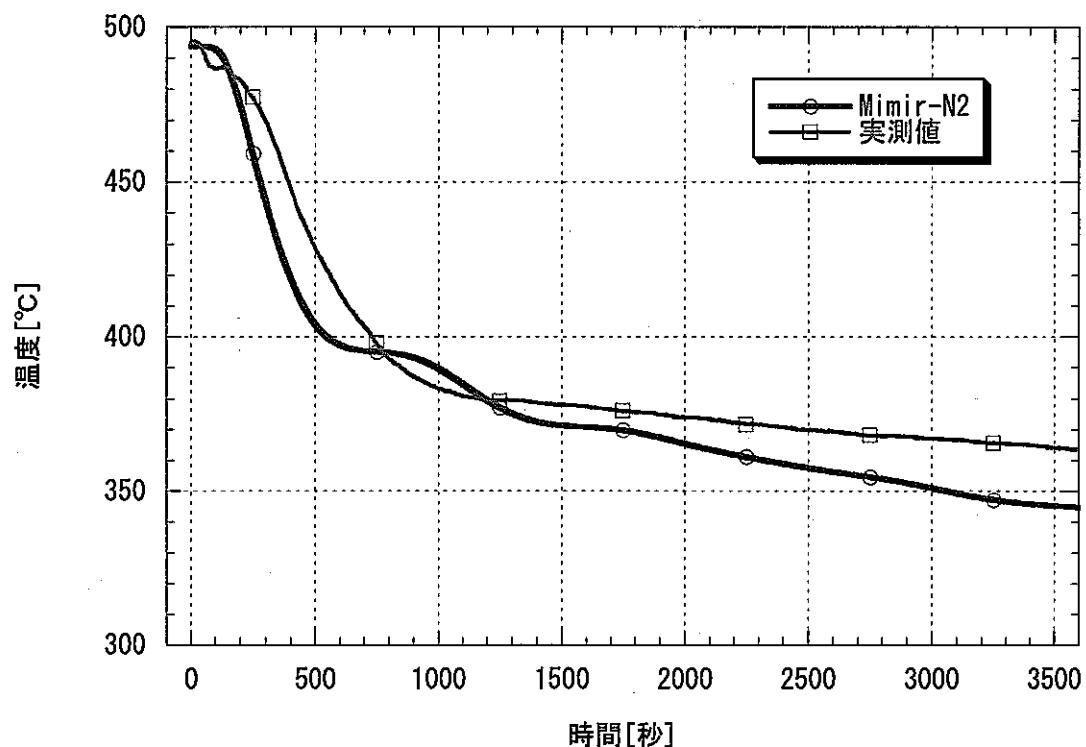


図 3.1 140MWe 手動スクラム (原子炉出口ナトリウム温度 A ループ)

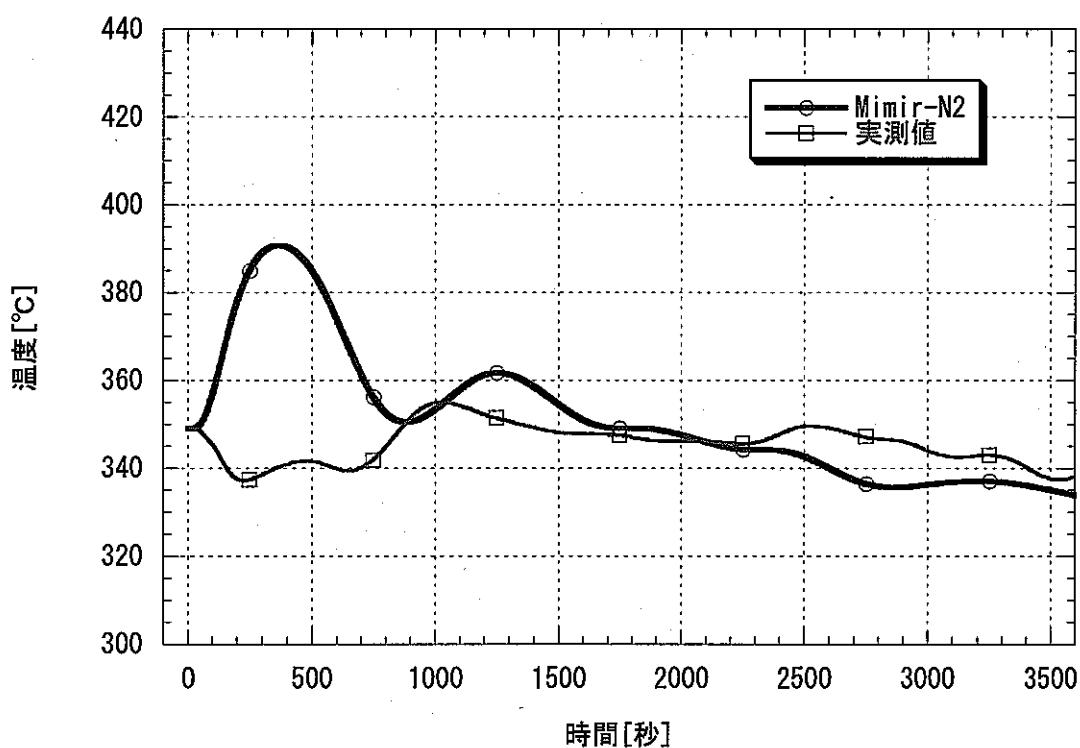


図 3.2 140MWe 手動スクラム (原子炉入口ナトリウム温度 A ループ)

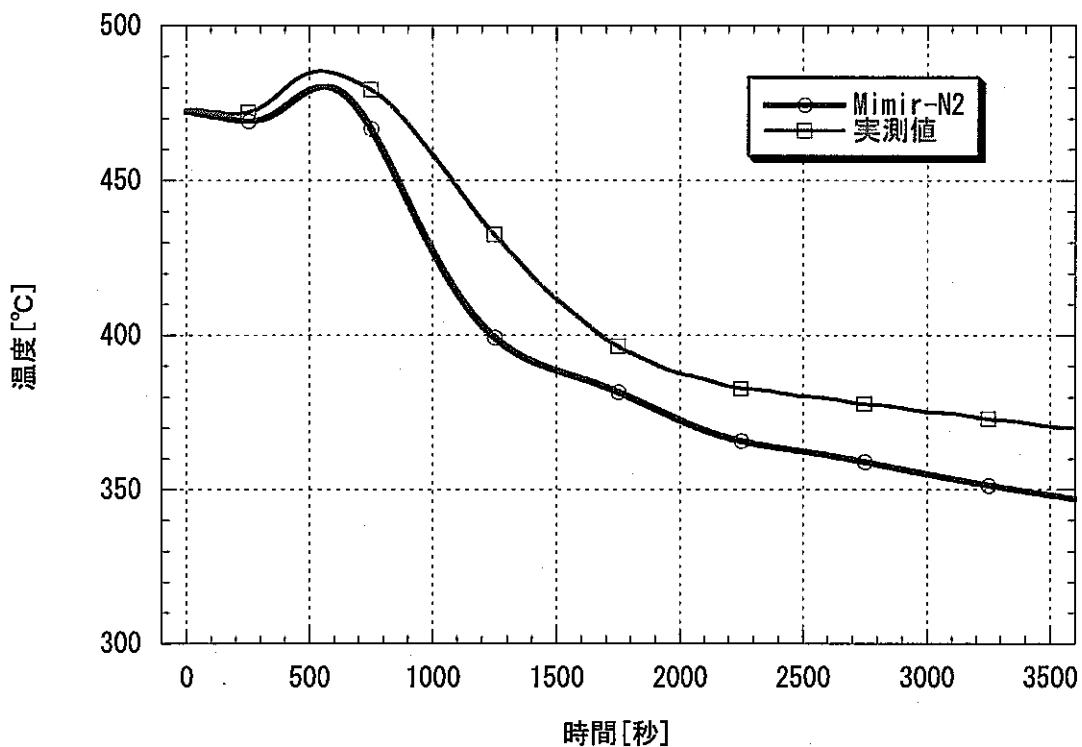


図 3.3 140MWT 手動スクラム（主冷却器入口ナトリウム温度 A ループ）

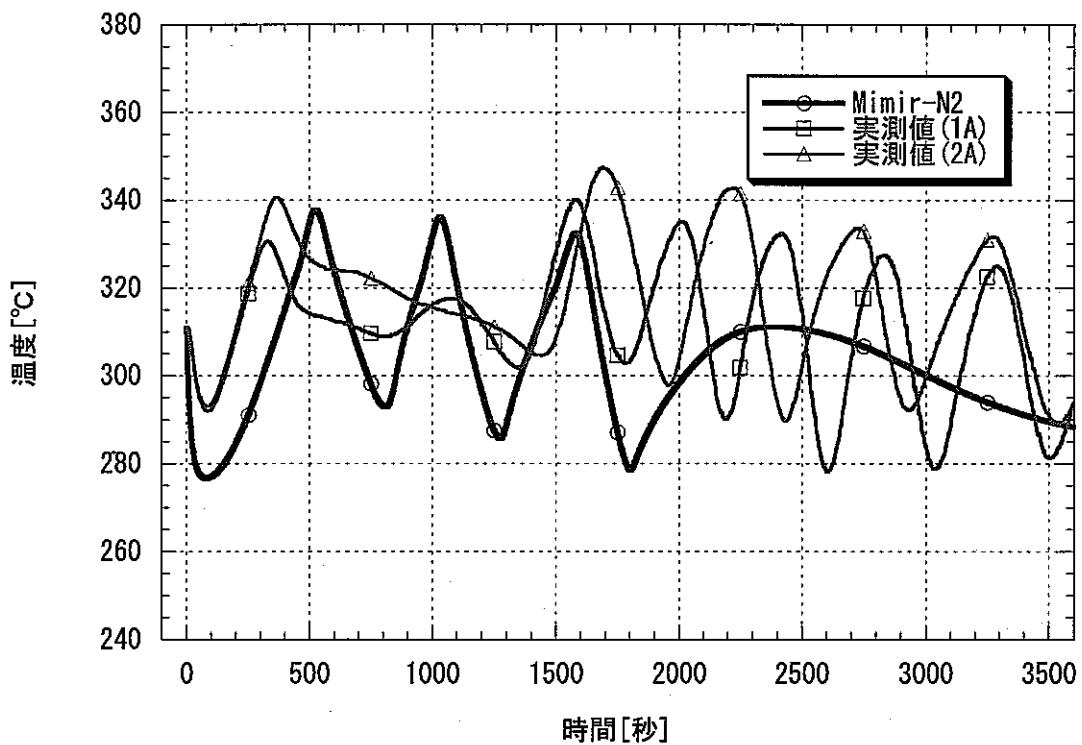


図 3.4 140MWT 手動スクラム（主冷却器出口ナトリウム温度 A ループ）

4. Mimir-N2 の整備作業

4. 1 整備ポイントの抽出

本整備作業では、冷却系モデルの問題点を抽出するため、140MWt での手動スクラム試験における原子炉出口ナトリウム温度、主中間熱交換器 2 次側出口ナトリウム温度、主冷却器入口ナトリウム温度及び主冷却器出口ナトリウム温度を以下の方法で計算し、実測値と比較した。

・原子炉出口ナトリウム温度

原子炉容器入口～原子炉容器出口間のモデルの問題点を抽出するため、原子炉入口ナトリウム温度 (A/B) の実測値 (平均) を入力値 (図 4.1.1 参照) として、原子炉出口ナトリウム温度の計算を行い、実測値と比較する。

・主中間熱交換器 2 次側出口温度、主冷却器入口ナトリウム温度

原子炉容器出口～主中間熱交換器～主冷却器入口間のモデルの問題点を抽出するため、原子炉出口ナトリウム温度 (A/B) の実測値 (平均) を入力値 (図 4.1.2 参照) として、主中間熱交換器 2 次側出口温度、主冷却器入口ナトリウム温度の計算を行い、実測値と比較する。

・主冷却器出口ナトリウム温度

主冷却器入口～主冷却器出口間のモデルの問題点を抽出するため、主冷却器入口ナトリウム温度 (A/B) の実測値 (平均) を入力値 (図 4.1.3 参照) として、主冷却器出口ナトリウム温度の計算を行い、実測値と比較する。

・原子炉入口ナトリウム温度

主冷却器出口～主中間熱交換器～原子炉容器入口間のモデルの問題点を抽出するため、図 4.1.2 及び図 4.1.3 に示す原子炉出口ナトリウム温度 (A/B)、主冷却器入口ナトリウム温度 (A/B) の実測値 (平均) を入力値として、原子炉入口ナトリウム温度の計算を行い、実測値と比較する。

上記方法で計算した 140MWt での手動スクラム試験における原子炉出入口ナトリウ

ム温度、主中間熱交換器 2 次側出口ナトリウム温度、主冷却器出入口ナトリウム温度、と実測値と比較した結果を図 4.1.4~4.1.8 に示す。これより、原子炉出口ナトリウム温度及び主冷却器入口ナトリウム温度の計算値は、前述の 3.で実施した予測値と実測値の比較結果と同様に、実測値と比較して、温度降下率が大きいこと、3500 秒近傍での温度が両者とも約 10°C 低いこと（図 4.1.4、図 4.1.7 参照）及び主冷却器出口ナトリウム温度については、実測値が 2000 秒を超えて、温度の上昇・下降を繰り返すが、計算値は 2000 秒を超えると温度の上昇・下降の周期が大きくなり、安定する傾向を示すとともに、その温度が実測値より低くなる（図 4.1.8 参照）ことがわかった。ただし、計算値と実測値の温度挙動は概ね一致しており、冷却系モデルに問題はない。

本整備作業では、上記結果に鑑み、以下のモデルに着目して、モデル入力値の最適化を行い、計算精度の向上を図った。

- ・ 原子炉容器上部プレナム部モデル
- ・ 2 次主冷却系ホットレグ配管モデル
- ・ 主冷却機モデル

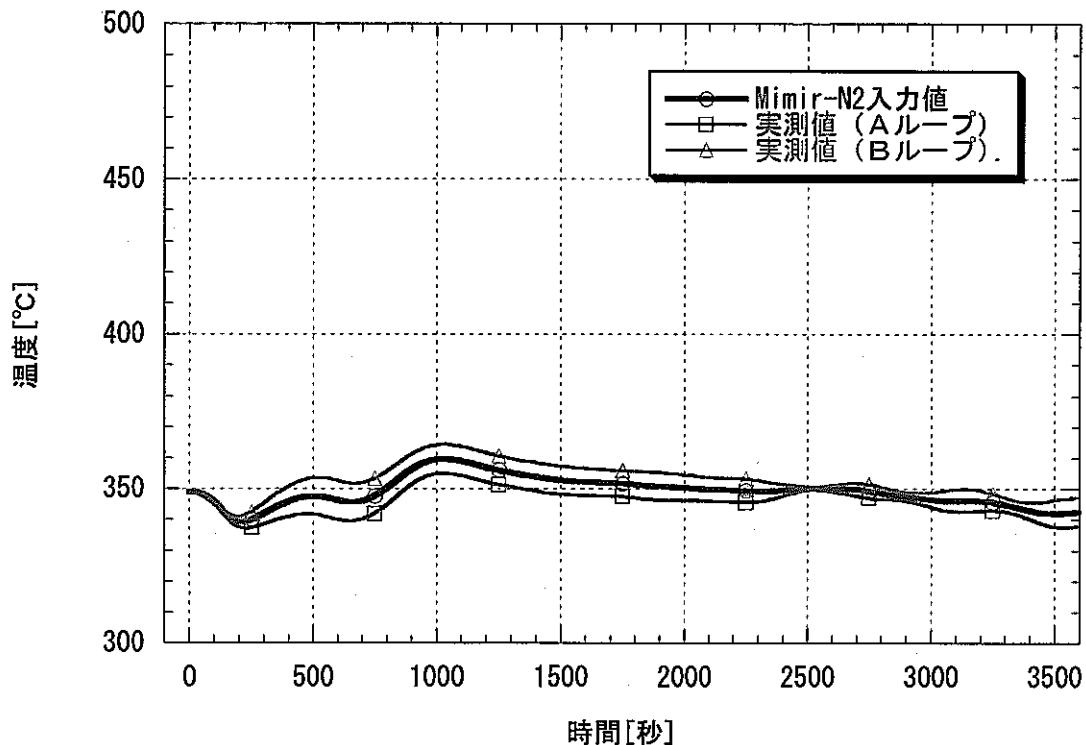


図 4.1.1 Mimir-N2 入力値
(原子炉入口ナトリウム温度：原子炉出口ナトリウム温度計算用)

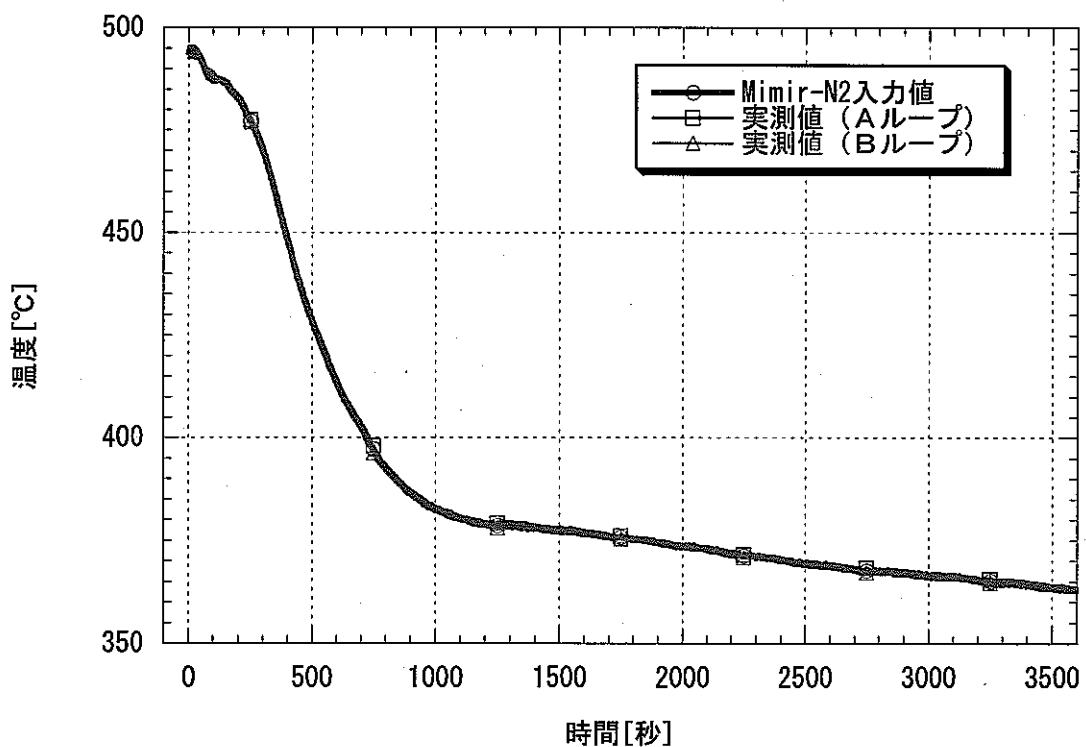


図 4.1.2 Mimir-N2 入力値 (原子炉出口ナトリウム温度：主中間熱交換器 2 次側出口ナトリウム温度、主冷却器入口ナトリウム温度)

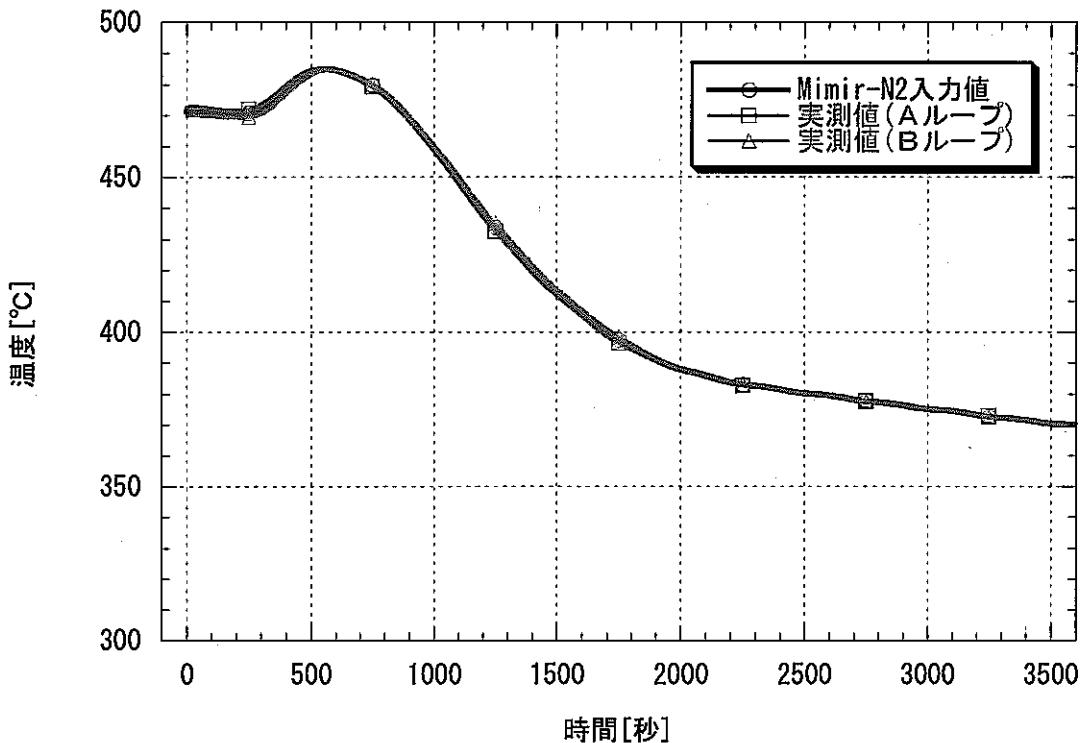


図 4.1.3 Mimir-N2 入力値(主冷却器入口ナトリウム温度:原子炉入口ナトリウム温度、主冷却器出口ナトリウム温度計算用)

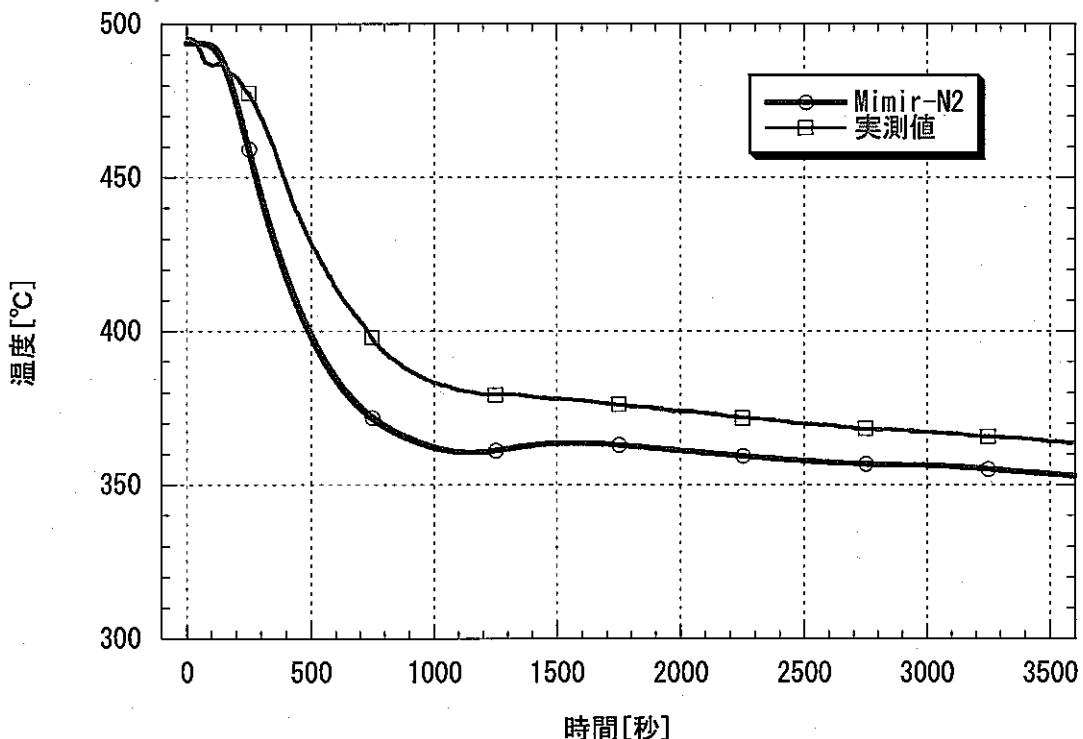


図 4.1.4 原子炉出口ナトリウム温度計算結果
(原子炉入口ナトリウム温度固定値入力)

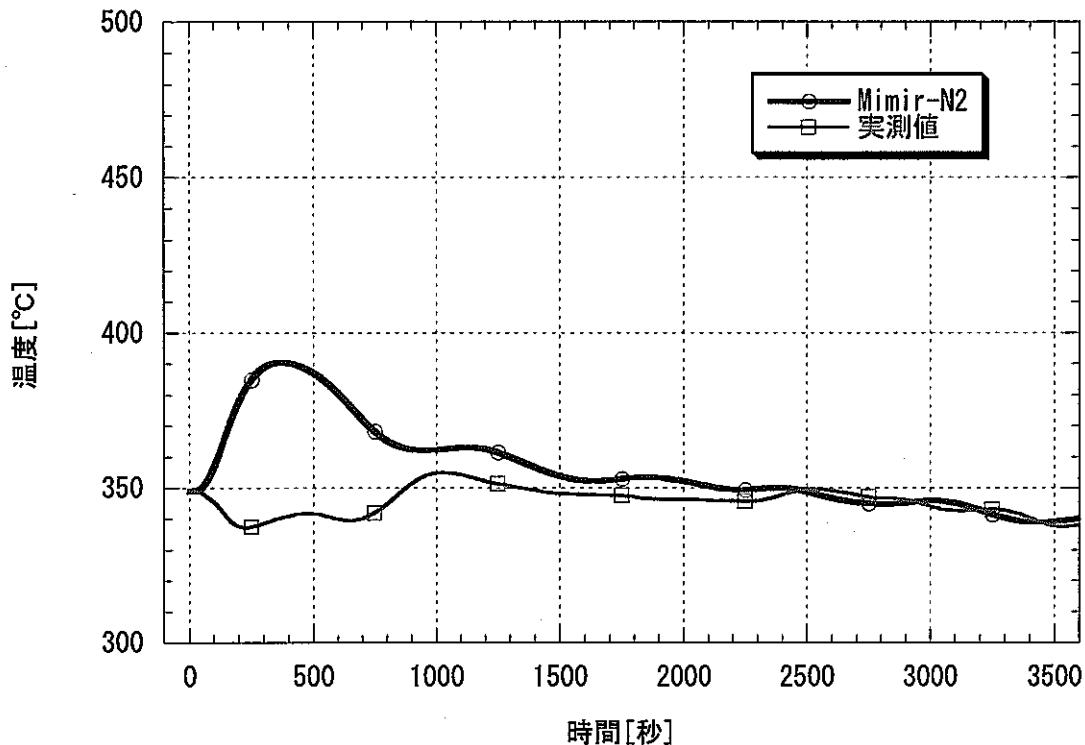


図 4.1.5 原子炉入口ナトリウム温度計算結果
(原子炉出口ナトリウム温度、主冷却器入口ナトリウム温度固定値入力)

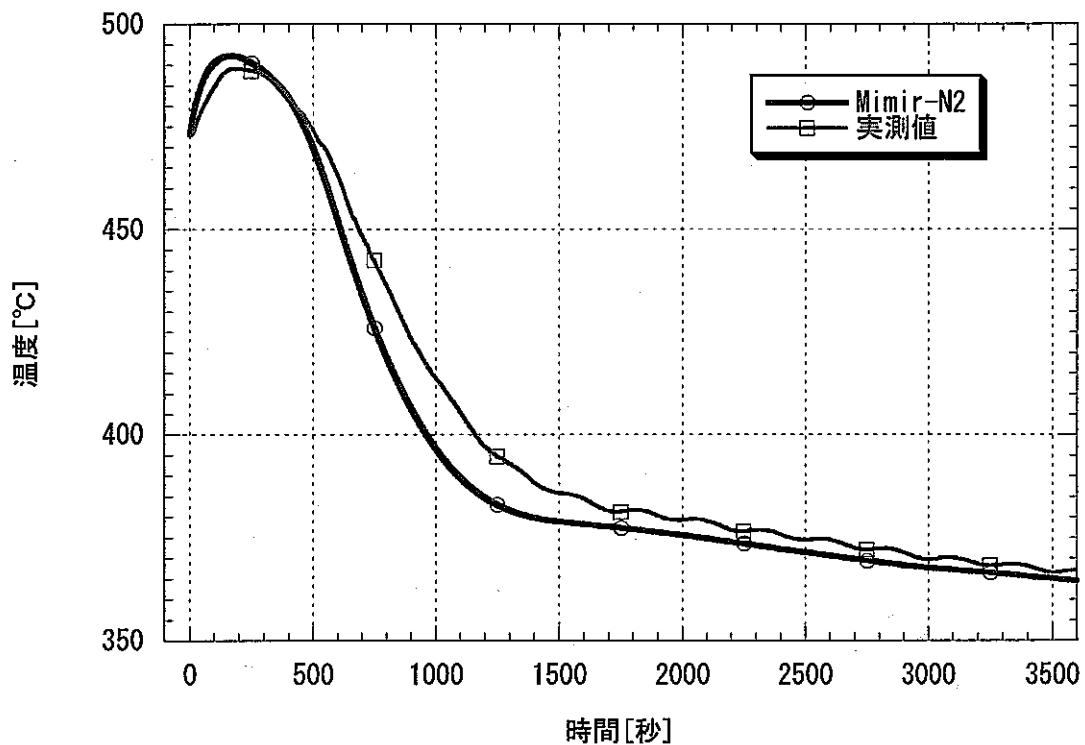


図 4.1.6 主中間熱交換器 2 次側出口ナトリウム温度計算結果
(原子炉出口ナトリウム温度固定値入力)

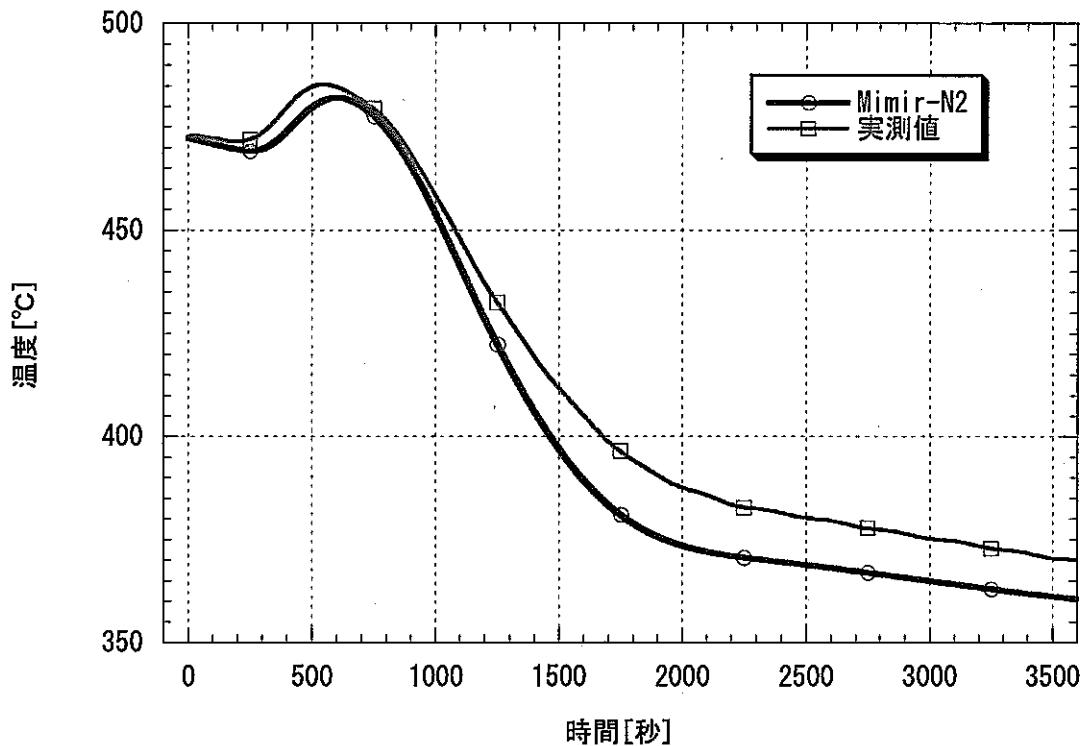


図 4.1.7 主冷却器入口ナトリウム温度計算結果
(原子炉出口ナトリウム温度固定値入力)

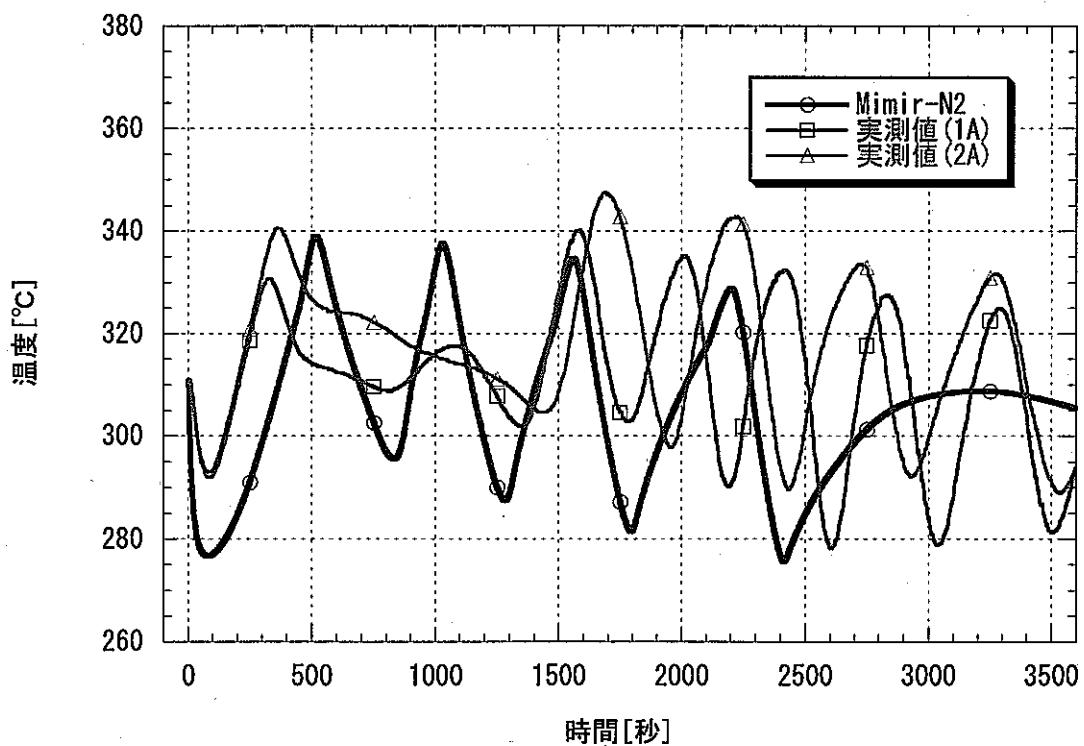


図 4.1.8 主冷却器出口ナトリウム温度計算結果
(主冷却器入口ナトリウム温度固定値入力)

4. 2 原子炉容器上部プレナム部モデルの最適化

MK-II炉心の自然循環試験等で実施した Mimir-N2 の整備作業では、今回と同様に、原子炉出口ナトリウム温度の降下が実測値と比較して早い傾向がみられたため、原子炉容器上部プレナム部モデルのナトリウム体積に、炉心上部機構（図 4.2.1 参照）及び原子炉容器壁の体積（熱容量が等価となるナトリウム体積に換算）とすることで、熱輸送遅れ計算の精度向上を図り、原子炉出口ナトリウム温度の変化を一致させた。そこで、同様の方法により、図 4.2.2 に示す原子炉容器上部プレナム部モデルの最適化を実施した。なお、炉上部プレナム部の伝熱計算モデルには、フルード数に依存して、主流量幅が変化する簡易熱層化現象モデルを使用している。

原子炉容器上部プレナム部モデルの最適化においては、炉心上部機構及び原子炉容器壁の体積（熱容量が等価となるナトリウム体積換算 15.4m^3 : 図 4.2.3 参照）を図 4.2.4 に示すように、プレナム部のナトリウム体積に追加することで実施した。ただし、この体積の追加位置（領域III～VIへの配分）により、原子炉出口ナトリウム温度の挙動が異なるため、図 4.1.5 に示すサーベイ計算を実施した。その結果、領域III、IVに 1/2、領域V、VIに 1/2 を配分するケースが最適であり、熱輸送遅れ計算の精度を向上させ、手動スクラム時の原子炉出口ナトリウム温度の降下を模擬し、計算値と実測値の温度降下率を一致させるとともに、3500 秒近傍での計算値と実測値の差を約 10°C から約 7°C に改善できることを確認した。

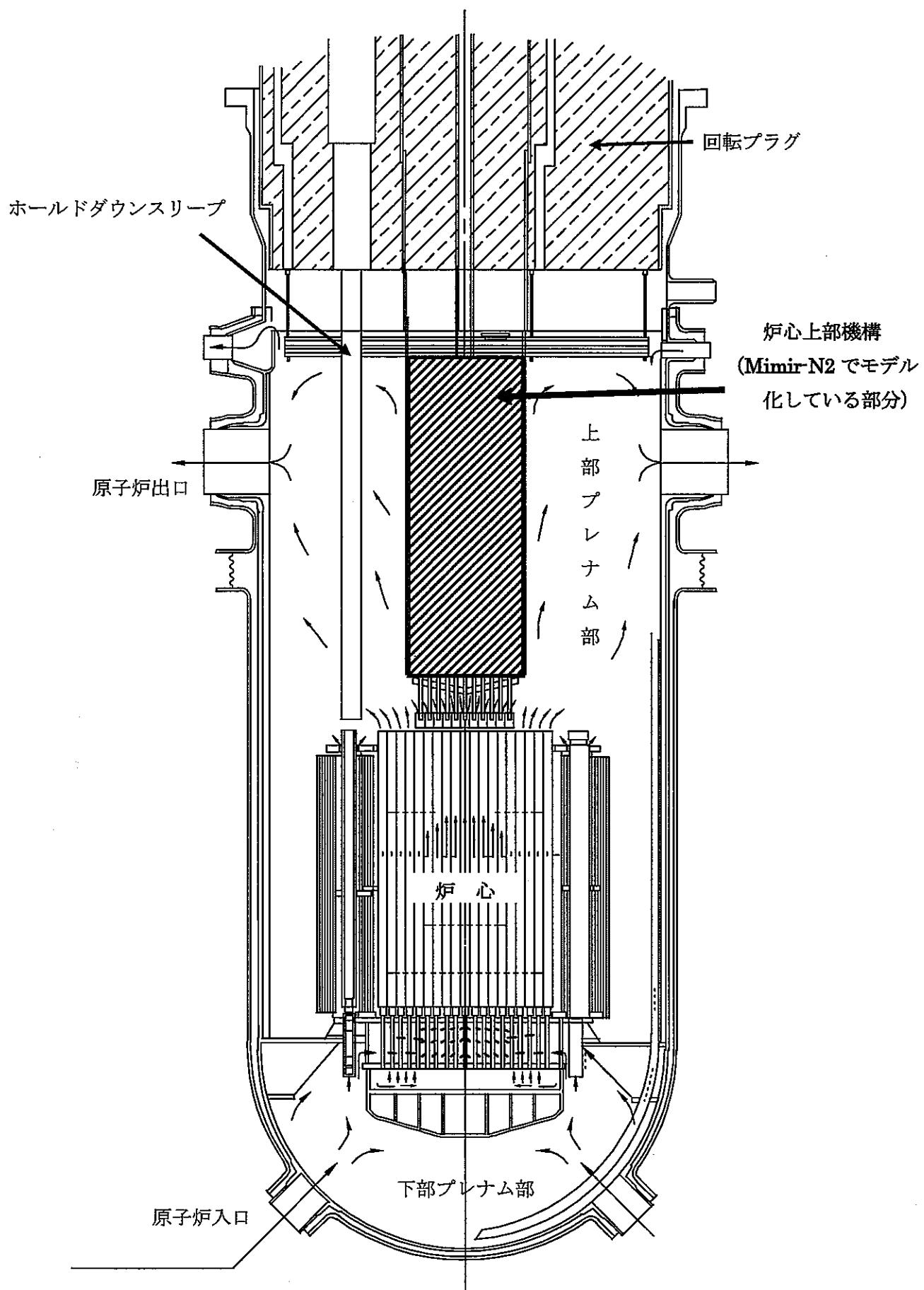


図 4.2.1 原子炉容器断面図

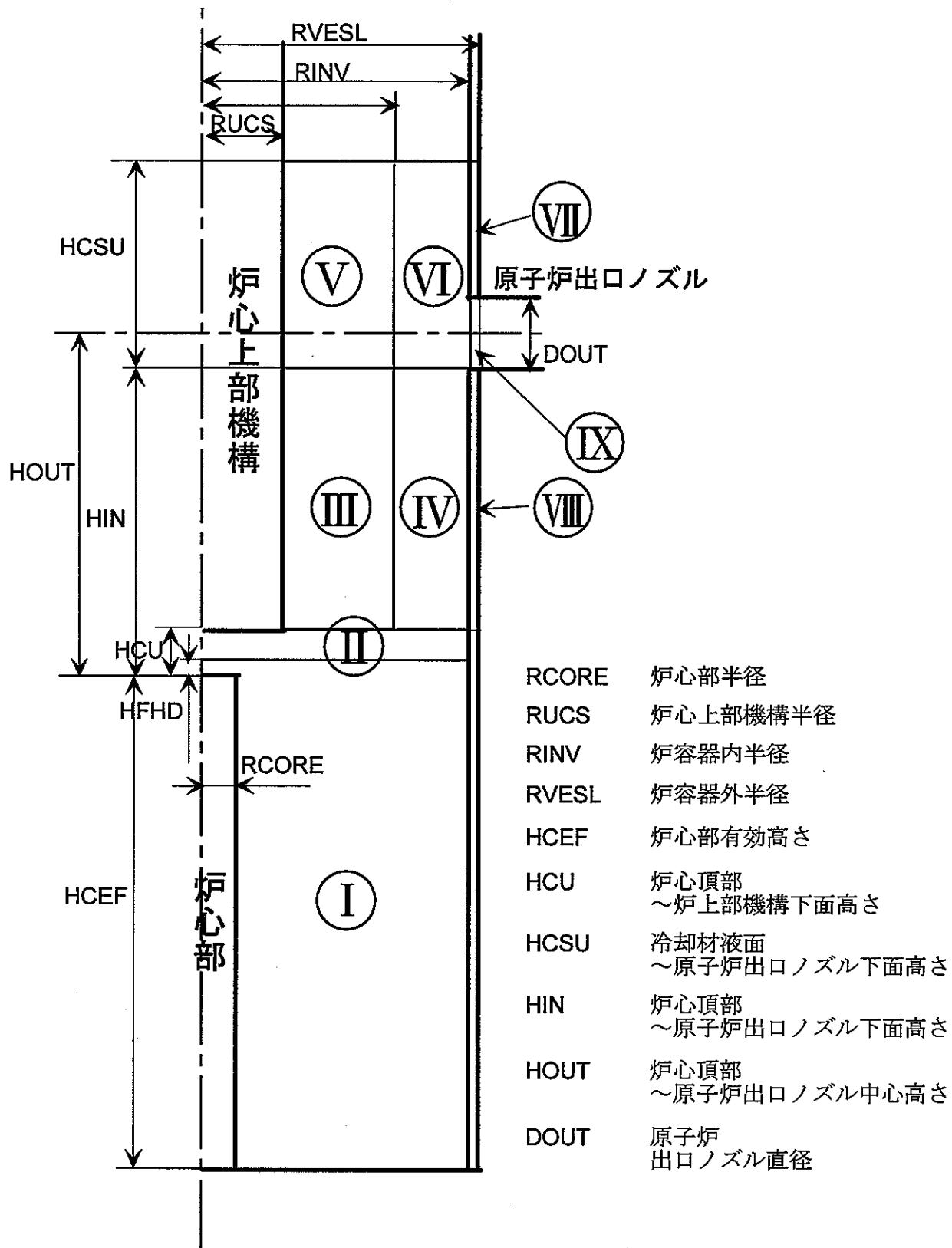


図 4.2.2 Mimir-N2 炉上部プレナム部計算モデル図

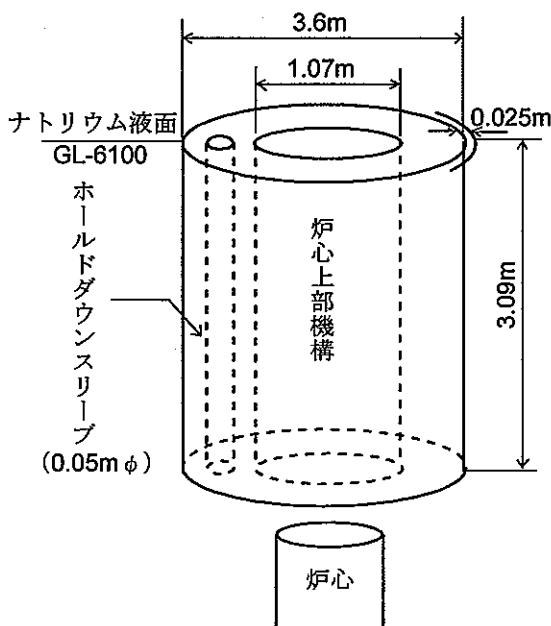
構造物のナトリウム換算

炉上部機構+ホールドダウンスリープの体積

$$\frac{(1.07^2 + 0.05^2)}{4} \times \pi \times 3.09 \\ = 2.786$$

炉容器の体積

$$\frac{(3.65^2 - 3.6^2)}{4} \times \pi \times 3.09 \\ = 0.880$$



上記より、構造物の体積は

$$2.786 + 0.880 = 3.666 \text{m}^3$$

また、

ナトリウムの密度 832.1785kg/m^3 、比熱 $1260 \text{W}\cdot\text{s/kg}\cdot^\circ\text{C}$ より、体積あたりの比熱は

$$1.04854491 \times 10^6 \text{ W}\cdot\text{s/m}^3\cdot^\circ\text{C}$$

SUS の密度 7820kg/m^3 、比熱 $564.5 \text{W}\cdot\text{s/kg}\cdot^\circ\text{C}$ より、体積あたりの比熱は

$$4.41439 \times 10^6 \text{ W}\cdot\text{s/m}^3\cdot^\circ\text{C}$$

これらより、SUS-ナトリウムの容量換算係数は $4.41439 / 1.04854491 = 4.2$ であり、

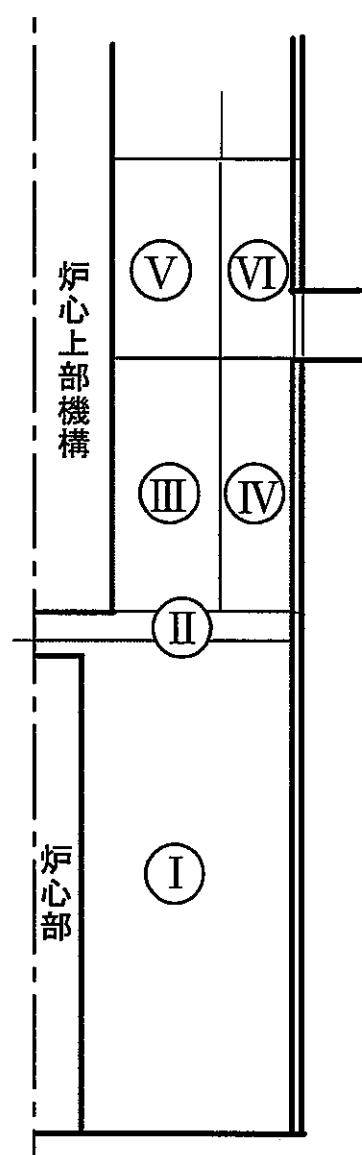
構造物を Na 容量に換算すると $3.666 \times 4.2 = 15.4 \text{m}^3$ となる。

これを MIMIR-N2 の上部プレナム計算モデルの領域III、IV、V、VI部の体積として、追加を考慮すると、

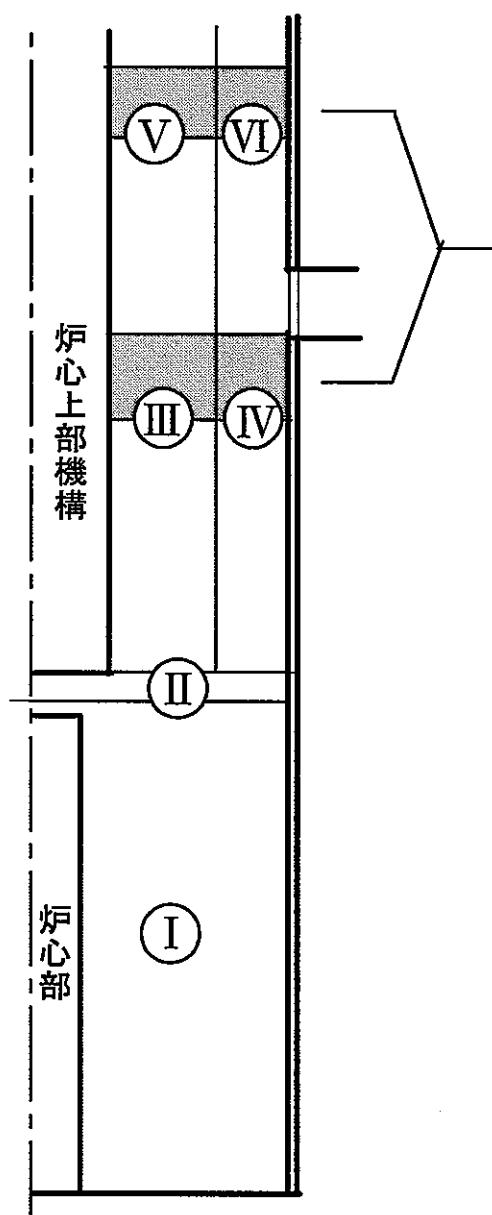
$$15.4 \div \frac{(3.6^2 - 1.07^2)}{4} \times \pi \quad \text{ナトリウム容量増加に必要な高さは } 1.66 \text{m となる。} \\ = 1.66$$

図 4.2.3 炉心上部プレナム部における構造材のナトリウム容量換算

改良前の炉心上部プレナム計算モデル



改良後の炉心上部プレナム計算モデル



構造材をナトリウム換算した容量をこの部分に追加する。

図 4.2.4 Mimir-N2 炉上部プレナム部ナトリウム容量追加箇所

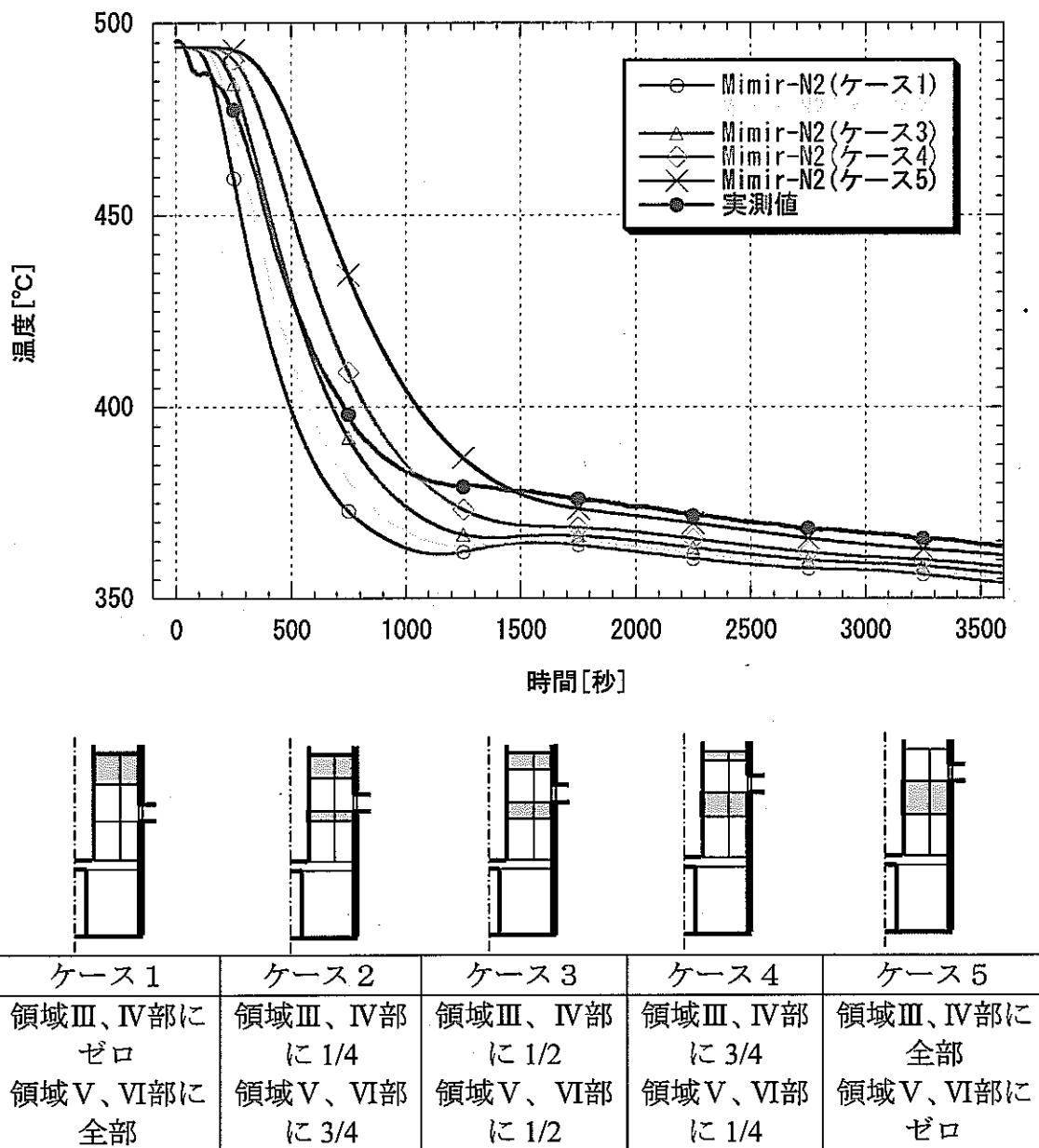


図 4.2.5 炉上部プレナム部ナトリウム追加容量によるサーベイ計算

4. 3 2次主冷却系ホットレグ配管モデルの最適化

計算した主冷却器入口ナトリウム温度の降下率が実測値と比較して大きいことから、2次主冷却系ホットレグ配管からの放熱量をパラメータとし、サーベイ計算を実施することで当該モデルの最適化を図った。その結果、配管からの放熱量を従来の1/10とすることで、図4.3.1に示すように手動スクラム時の主冷却器入口ナトリウム温度の計算値と実測値の温度降下率を一致させるとともに、3500秒近傍での計算値と実測値の差を約10°Cから約2°Cに改善できることを確認した。

なお、MK-II炉心では、原子炉スクラム時にあっても、2次主冷却系流量は定格流量を維持しており、これまでの解析では、2次主冷却系ホットレグ配管の放熱量の影響は無視できるものであった。MK-III冷却系改造工事では、2次主冷却系ホットレグ配管の保温材を一部更新しているものの、更新した区間は短く、放熱量の変化への寄与は小さいと考えられるため、MK-III性能試験における予測値と実測値の不一致は、2次主冷却系ホットレグ配管の放熱量の過大評価が原因であったと考えられる。

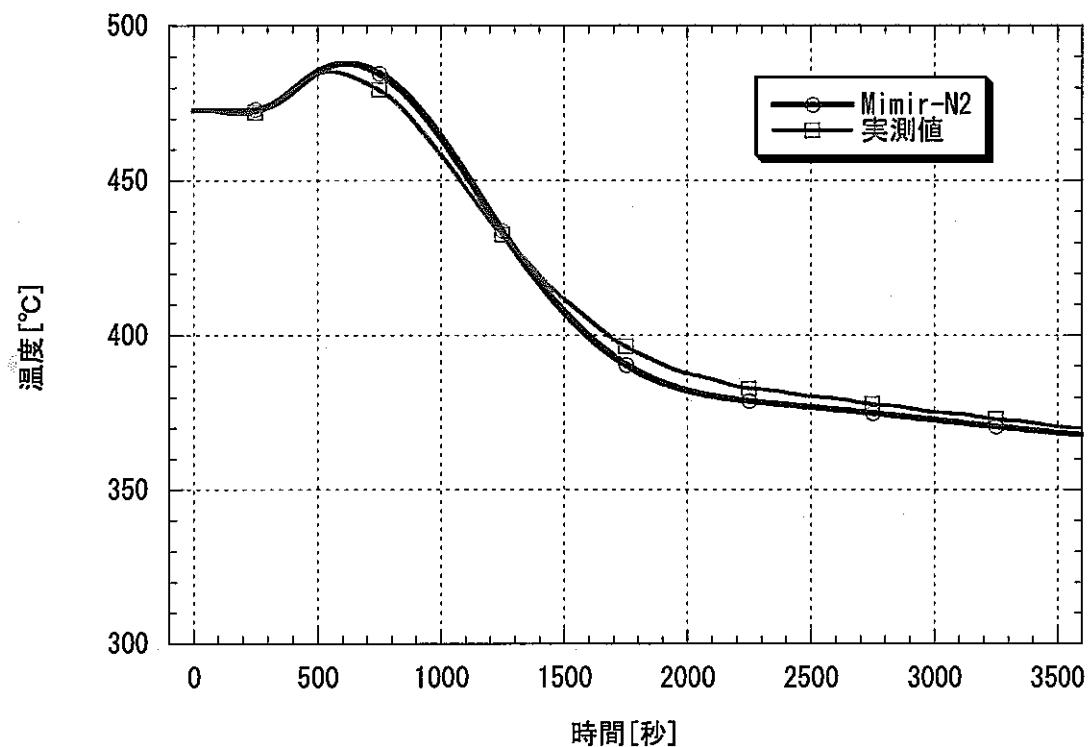


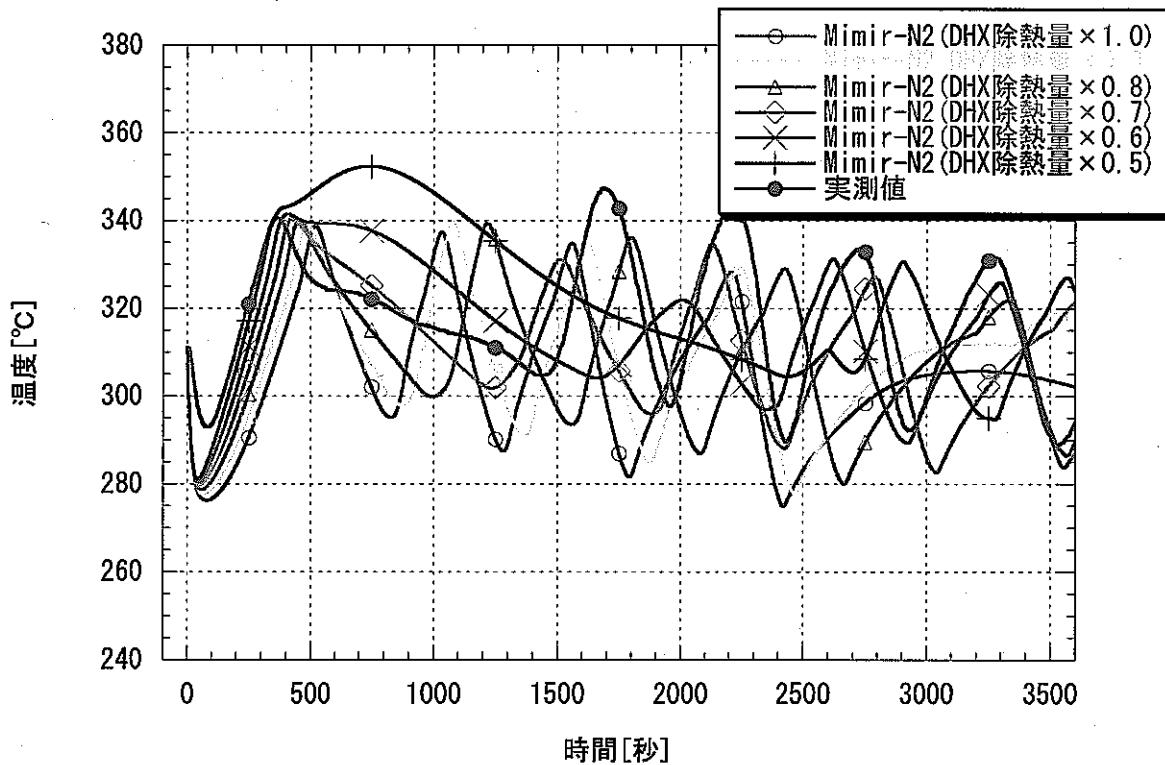
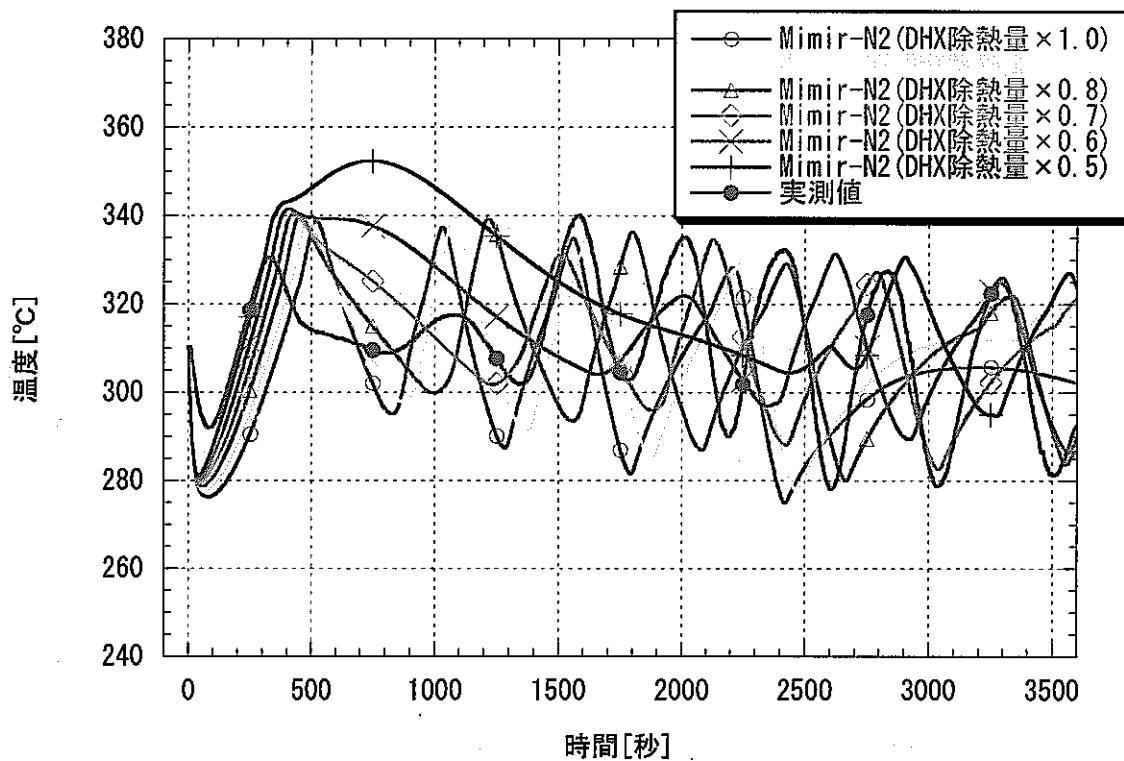
図 4.3.1 主冷却器入口ナトリウム温度計算結果 整備後
(原子炉出口ナトリウム温度固定値入力)

4. 4 主冷却機モデルの最適化

手動スクラム時には、主送風機は急速停止し、系統の除熱は自然通風状態で実施される。これまで、自然通風量として、主冷却器出入口ナトリウム温度差、主冷却機出入口空気温度差、主冷却機高さ及び主冷却機空気流路圧力損失等により計算した値を入力値として使用している。したがって、この値は、主冷却機の据付状態により、変化すると考えられる。そこで、この入力値を最適化するため、自然通風量をパラメータとし、主冷却器出口ナトリウム温度に係るサーベイ計算を実施した。

図 4.4.1 にサーベイ計算結果を示す。図 4.4.1 より、自然通風量を従来の 0.7 倍とすることで主冷却器出口ナトリウム温度の挙動がほぼ一致することを確認した。

また、自然通風量を従来の 0.7 倍とした際の原子炉入口ナトリウム温度の計算値は、図 4.4.2 に示すように、実測値とほぼ一致することを確認した。



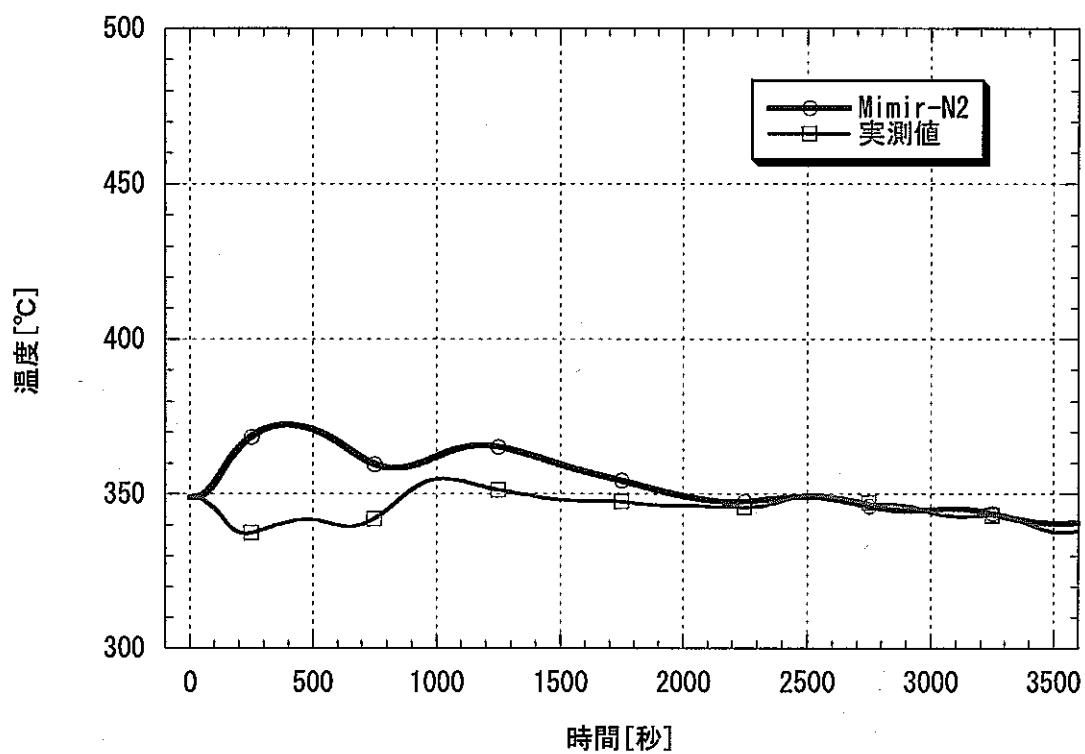


図 4.4.2 原子炉入口ナトリウム温度計算結果 整備後
(原子炉出口ナトリウム温度、主冷却器入口ナトリウム温度固定値入力)

5. Mimir-N2 の検証

5. 1 手動スクラム試験、外部電源喪失試験の結果に基づく Mimir-N2 の検証

手動スクラム試験 (70MWt、140MWt) 及び外部電源喪失試験 (70MWt、140MWt) における実測値 (原子炉出入口ナトリウム温度、主冷却器出入口ナトリウム温度) とモデルを最適化した Mimir-N2 による計算値を比較した結果を図 5.1.1～5.1.16 に示す。

- ・ 図 5.1.1～5.1.2 70MWt 手動スクラム試験 (A ループ)
- ・ 図 5.1.3～5.1.4 70MWt 手動スクラム試験 (B ループ)
- ・ 図 5.1.5～5.1.6 70MWt 外部電源喪失試験 (A ループ)
- ・ 図 5.1.7～5.1.8 70MWt 外部電源喪失試験 (B ループ)
- ・ 図 5.1.9～5.1.10 140MWt 手動スクラム試験 (A ループ)
- ・ 図 5.1.11～5.1.12 140MWt 手動スクラム試験 (B ループ)
- ・ 図 5.1.13～5.1.14 140MWt 外部電源喪失試験 (A ループ)
- ・ 図 5.1.15～5.1.16 140MWt 外部電源喪失試験 (B ループ)

図 5.1.1～5.1.16 より、4.で実施した Mimir-N2 の整備により、計算した原子炉出入口ナトリウム温度、主冷却器出入口ナトリウム温度の挙動と実測値がほぼ一致することを確認した。

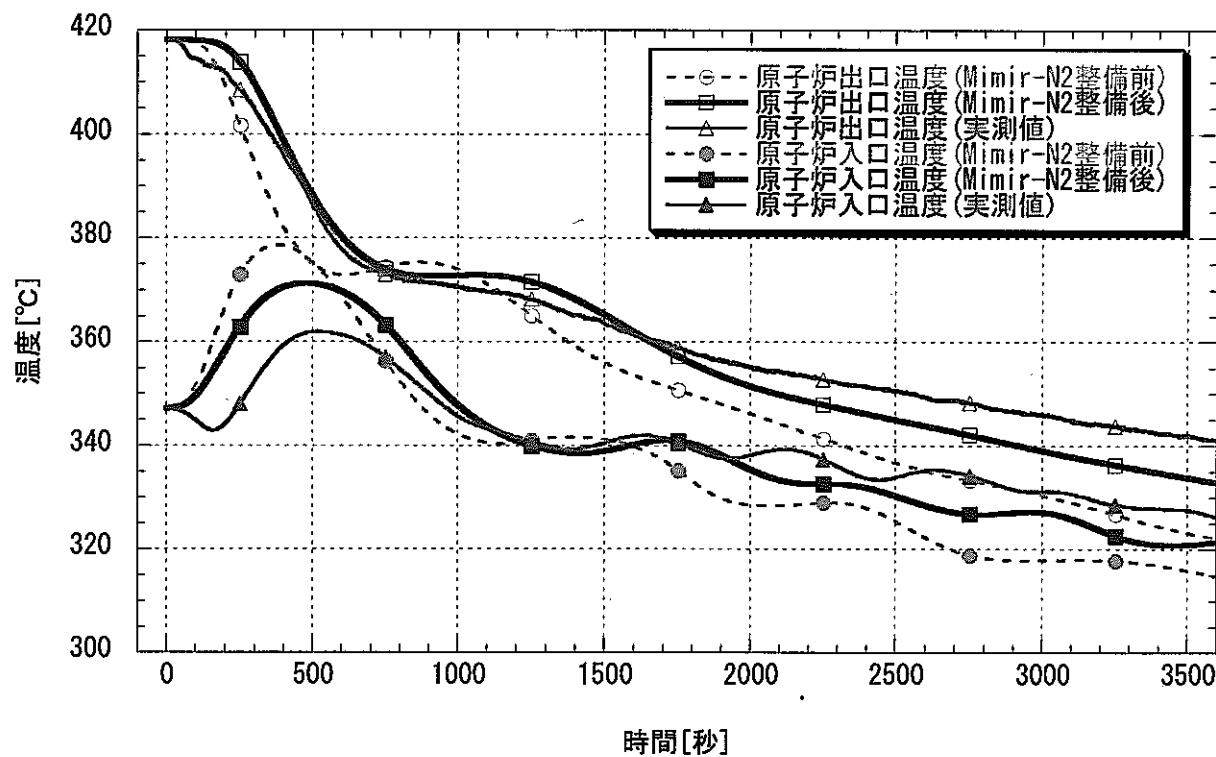


図 5.1.1 70MWt 手動スクラム (原子炉出入口ナトリウム温度 A ループ)

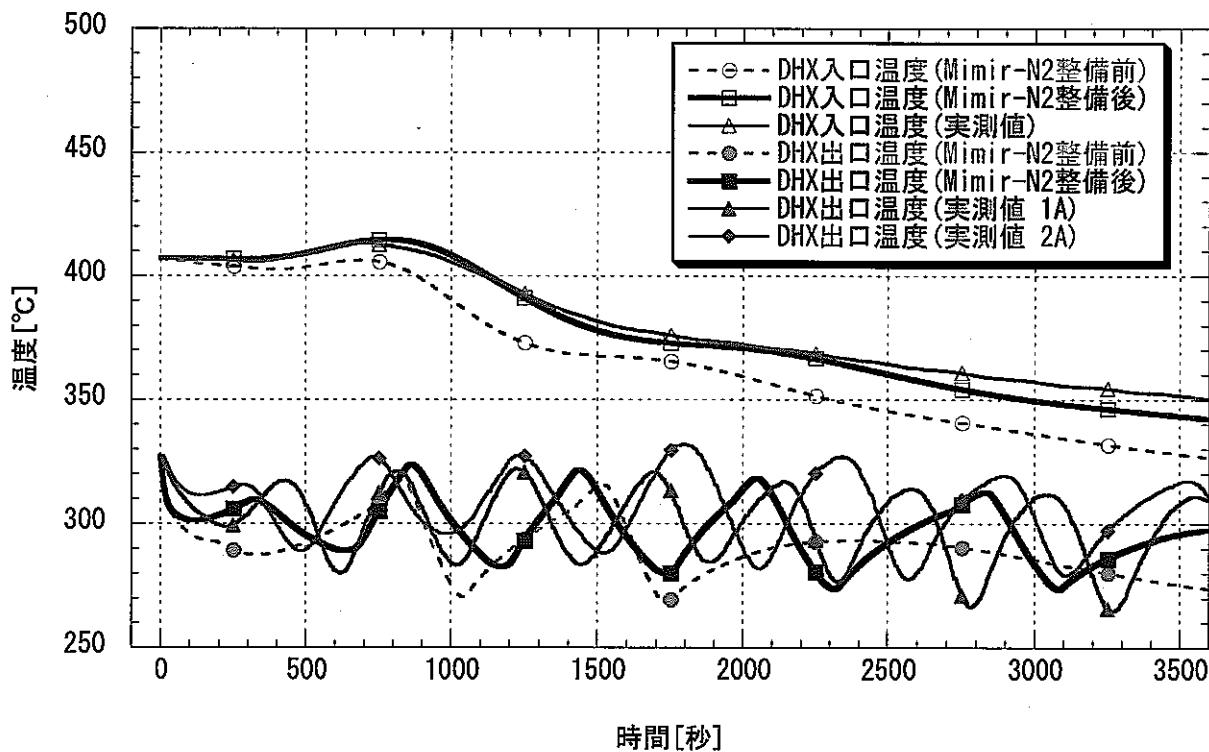
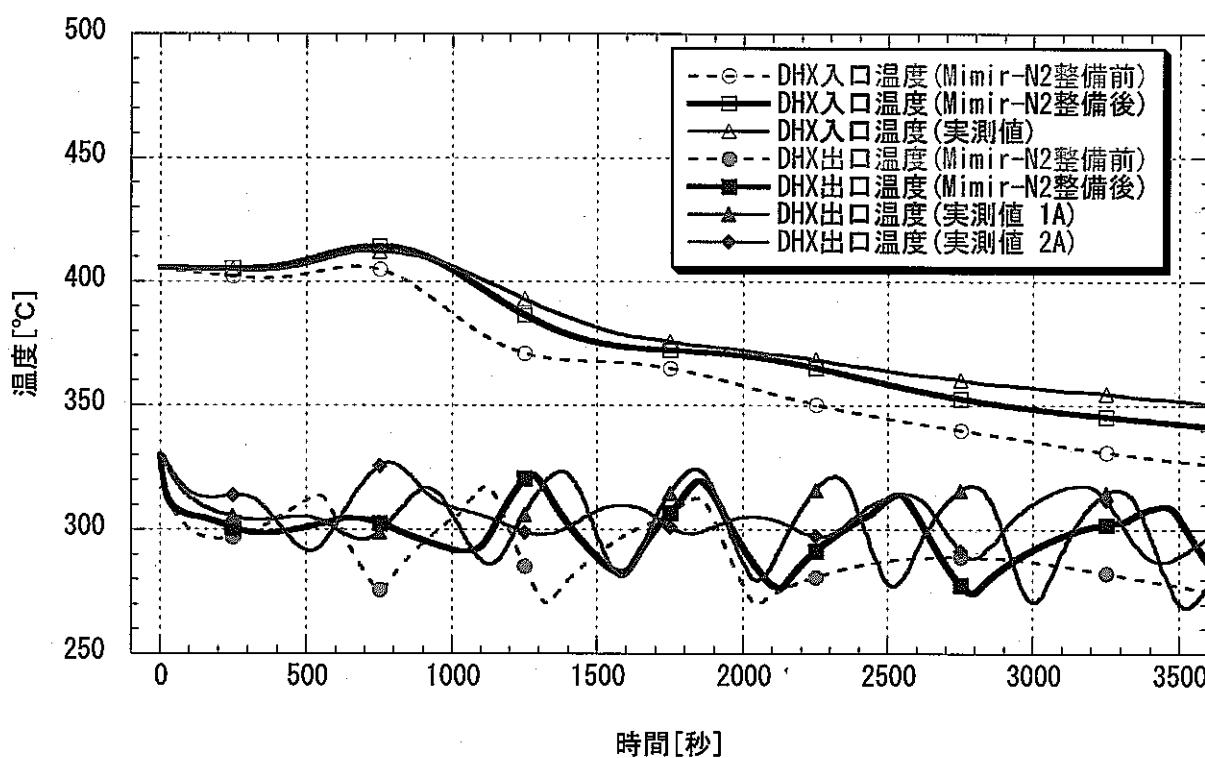
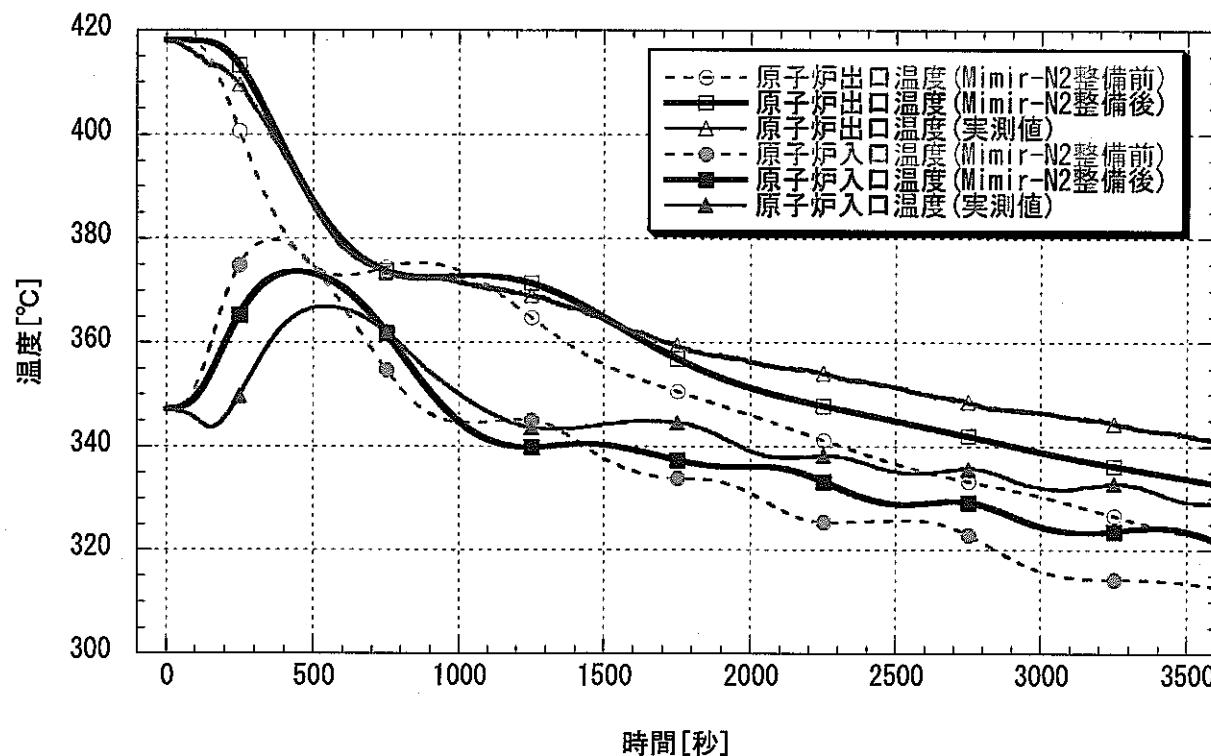
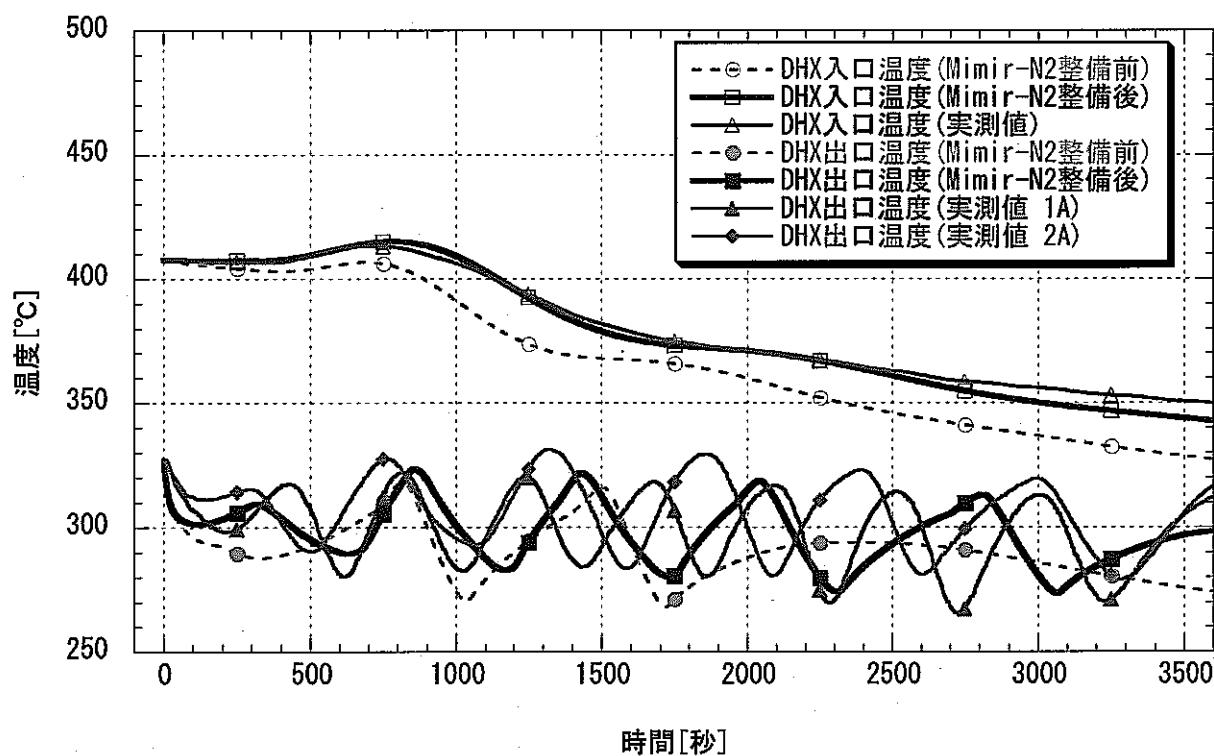
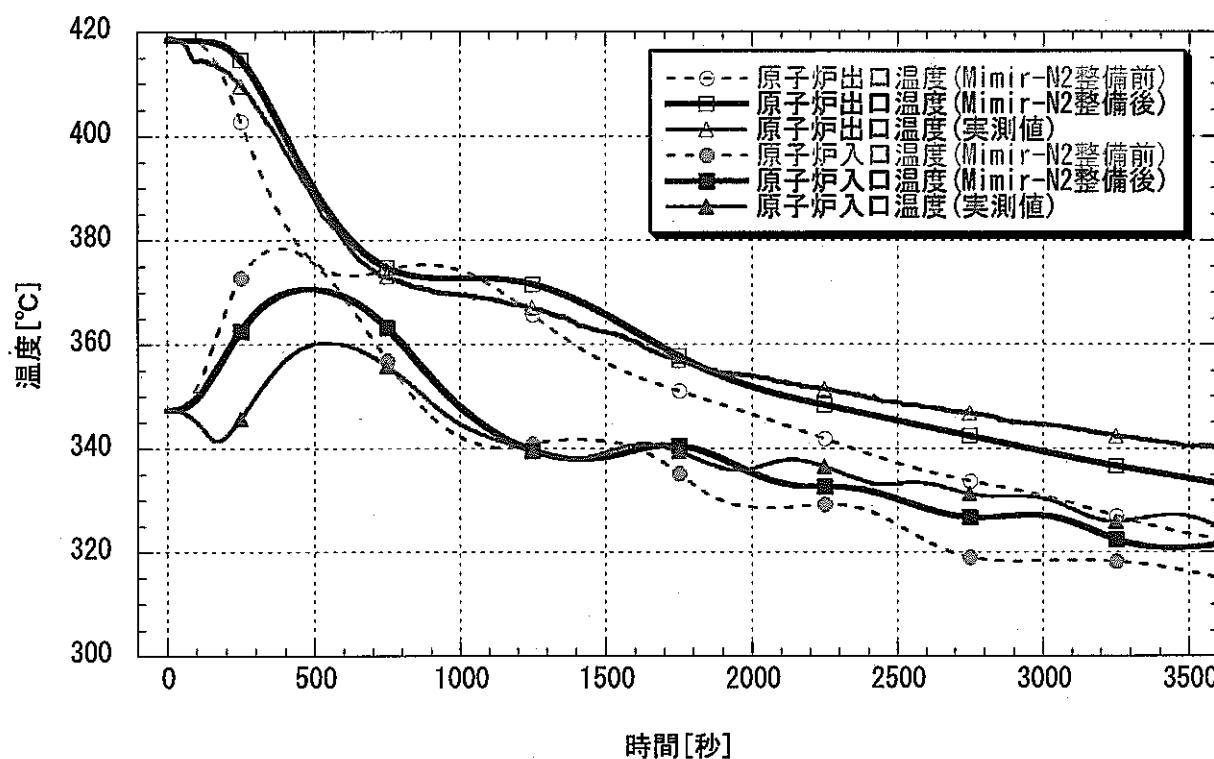


図 5.1.2 70MWt 手動スクラム (主冷却器出入口ナトリウム温度 A ループ)





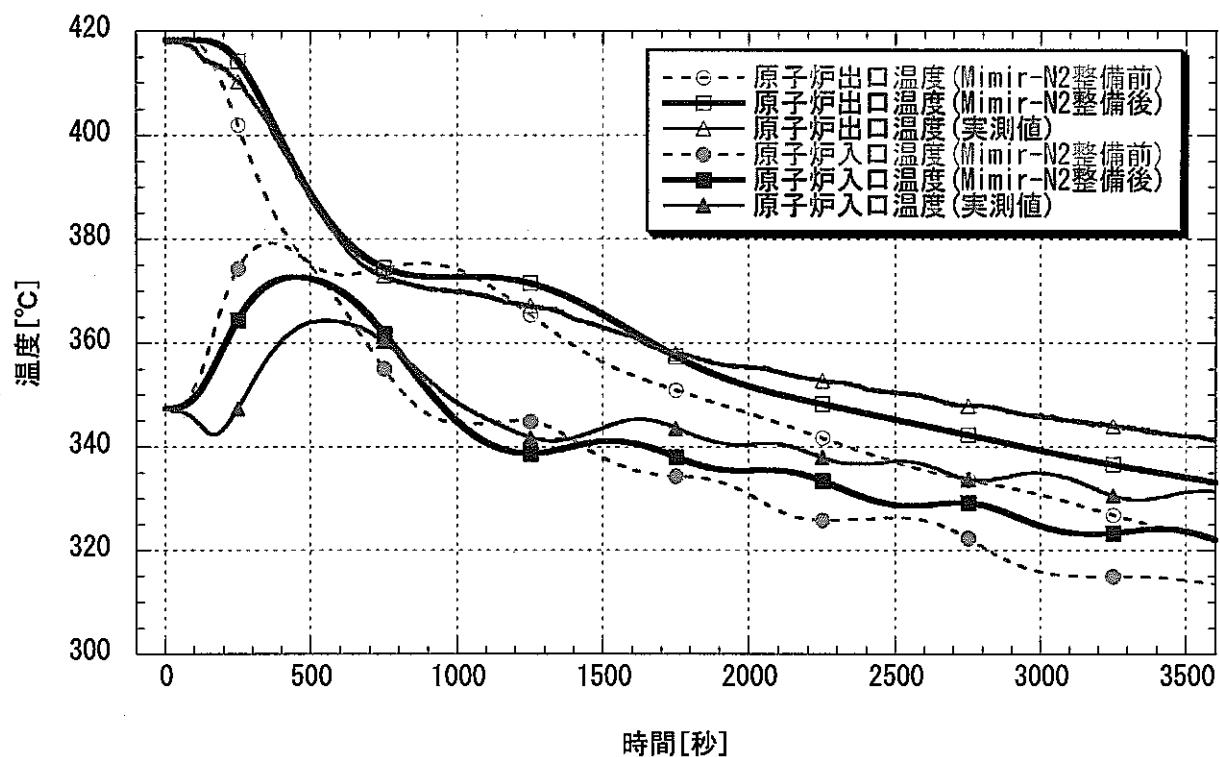


図 5.1.7 70MWe 外部電源喪失 (原子炉出入口ナトリウム温度 B ループ)

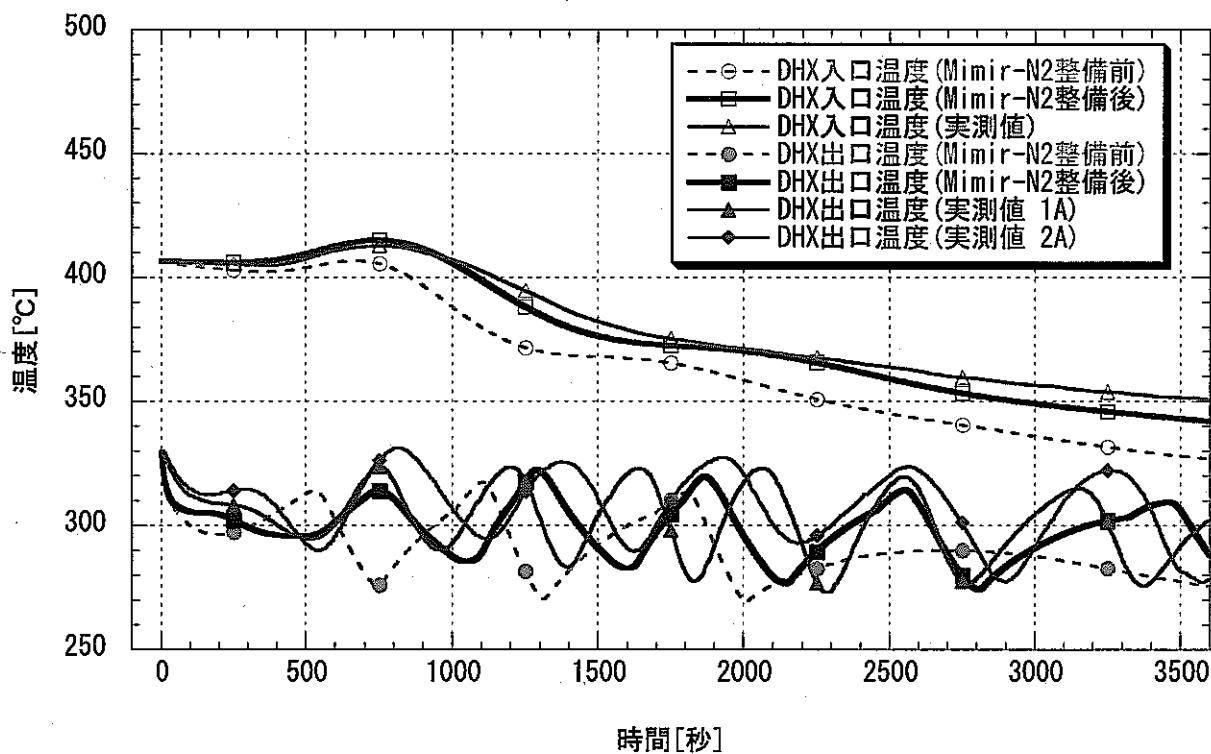
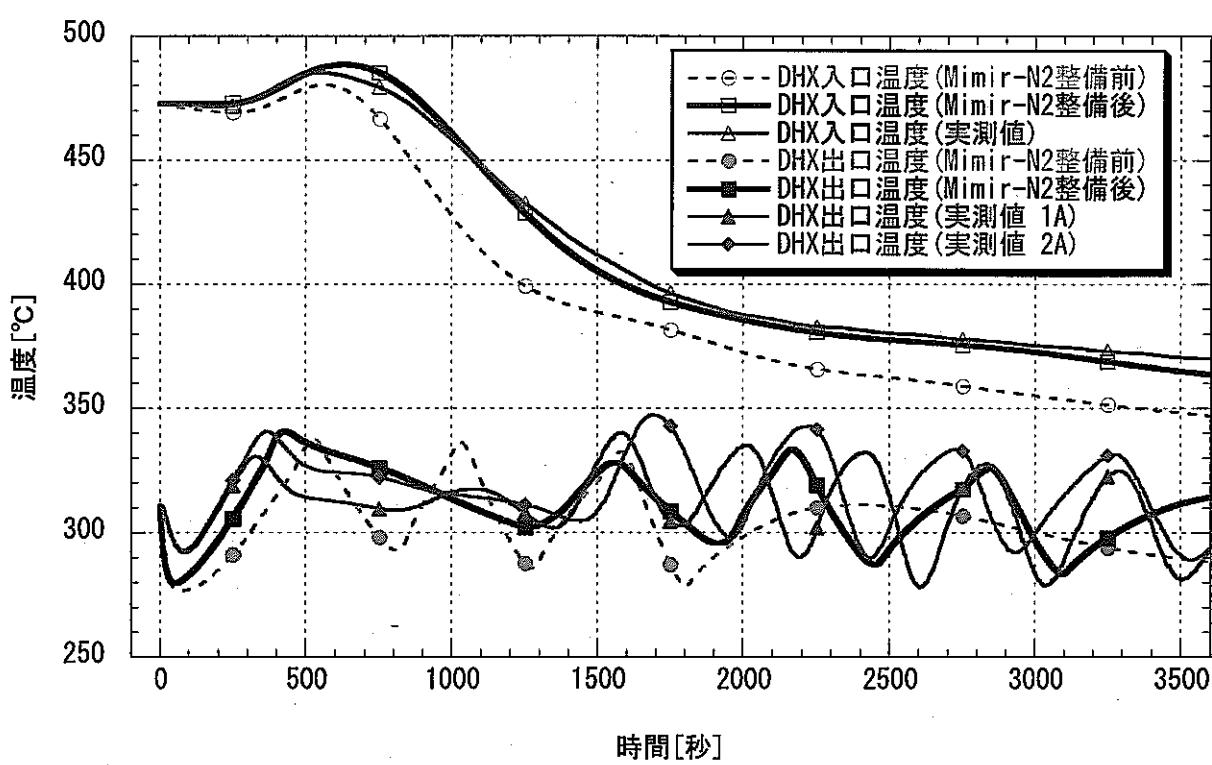
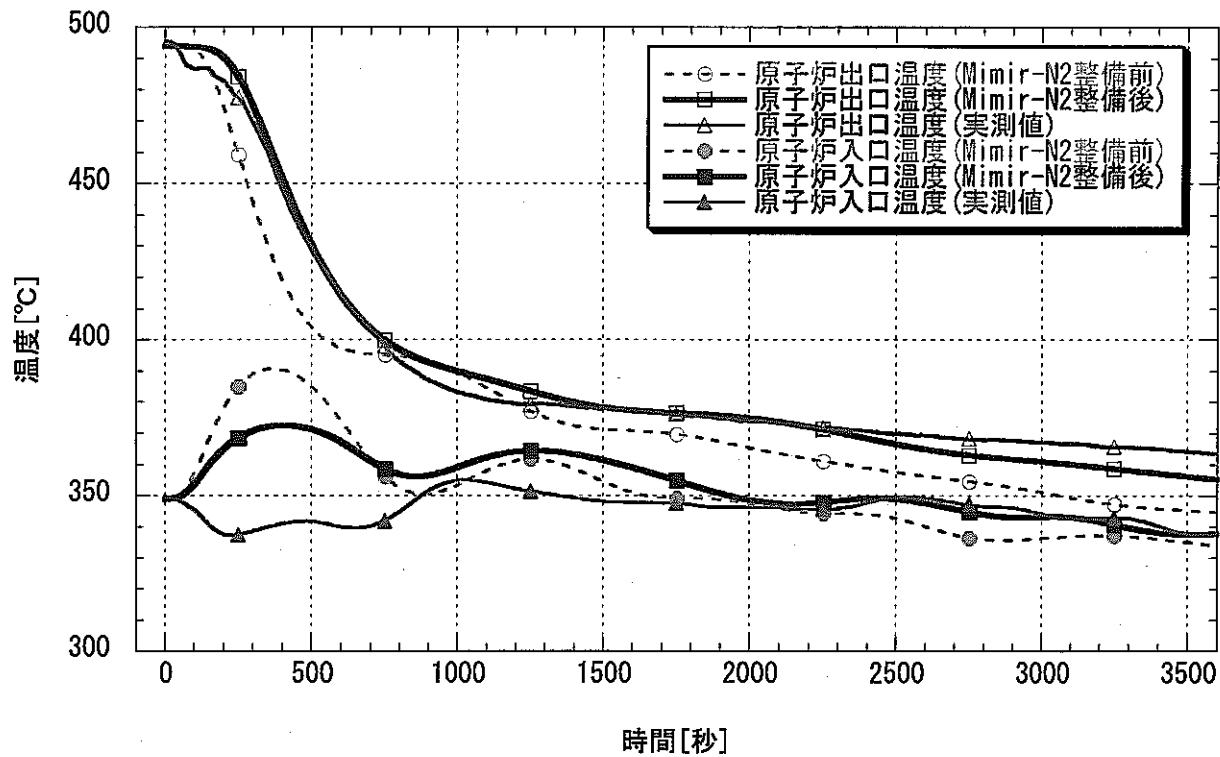


図 5.1.8 70MWe 外部電源喪失 (主冷却器出入口ナトリウム温度 B ループ)



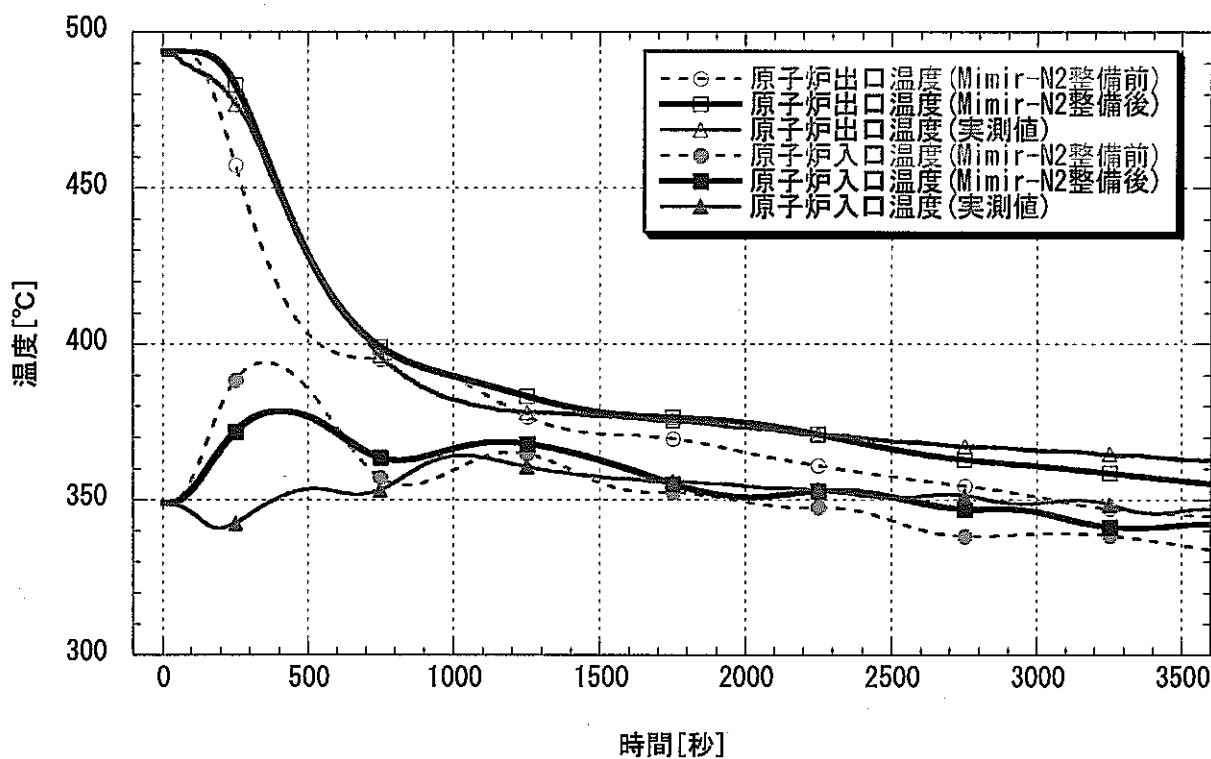


図 5.1.11 140MWt 手動スクラム（原子炉出入口ナトリウム温度 B ループ）

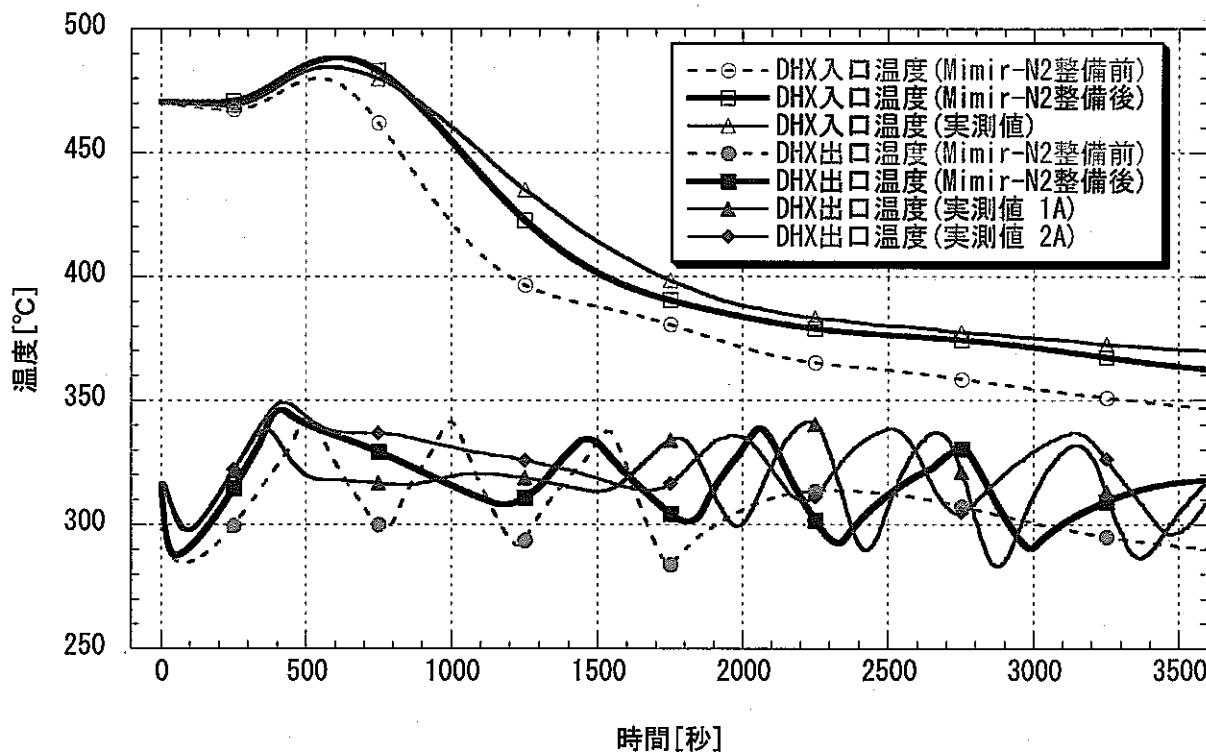


図 5.1.12 140MWt 手動スクラム（主冷却器出入口ナトリウム温度 B ループ）

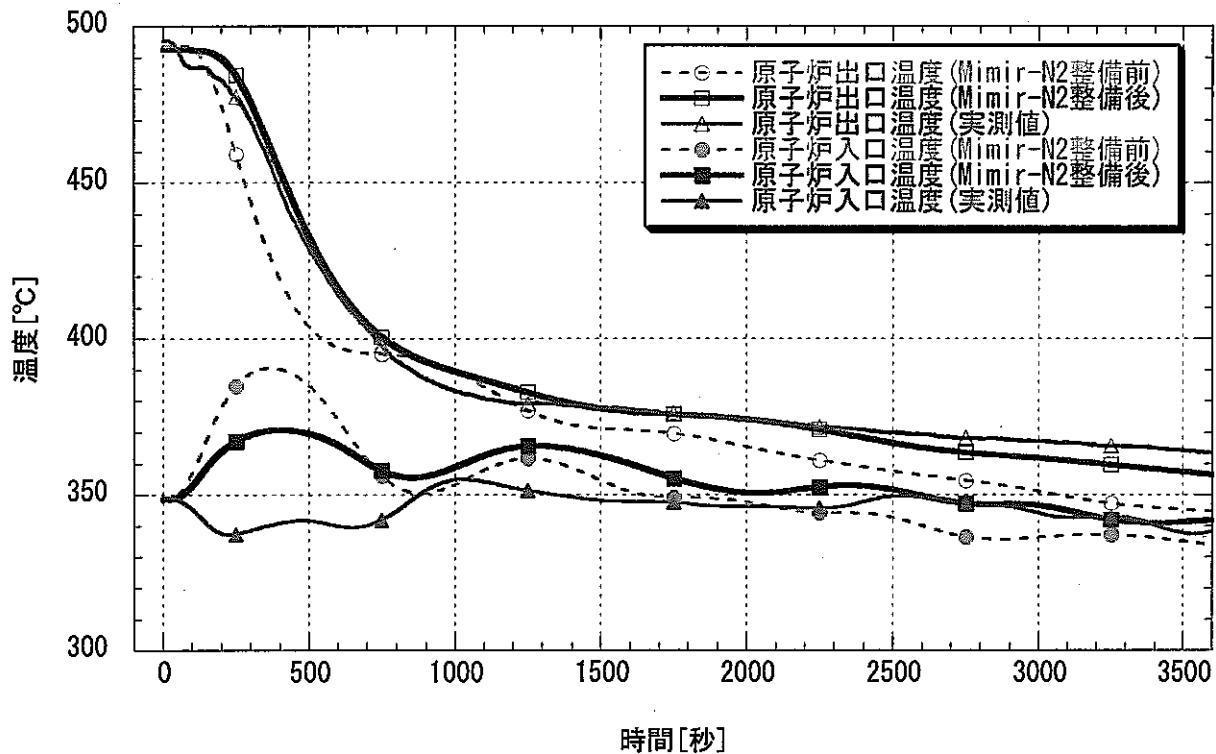


図 5.1.13 140MWe 外部電源喪失 (原子炉出入口ナトリウム温度 A ループ)

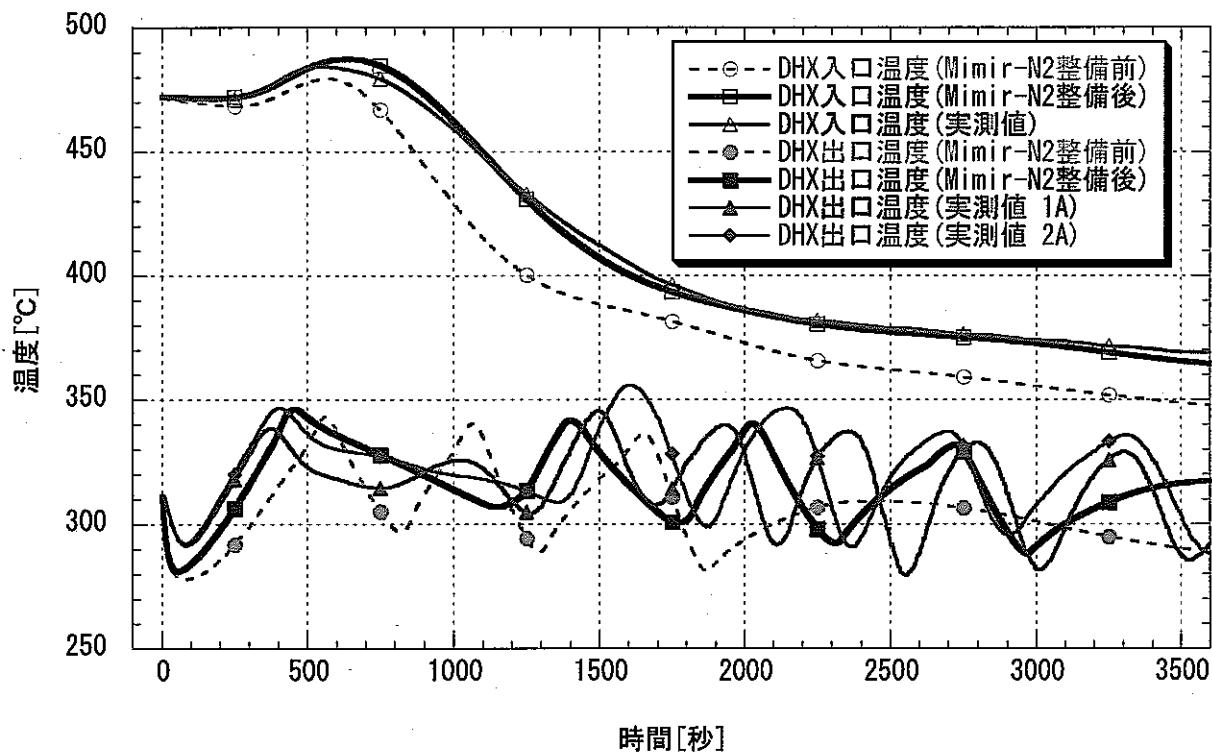


図 5.1.14 140MWe 外部電源喪失 (主冷却器出入口ナトリウム温度 A ループ)

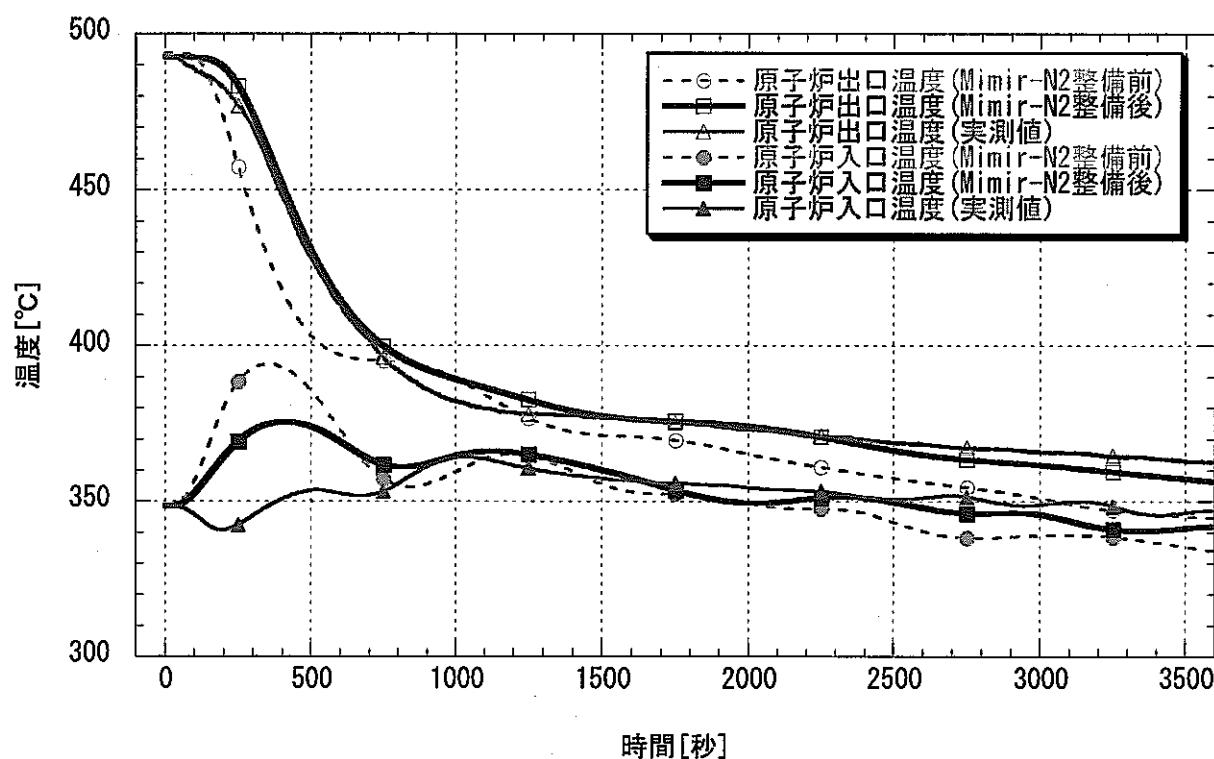


図 5.1.15 140MWT 外部電源喪失 (原子炉出入口ナトリウム温度 B ループ)

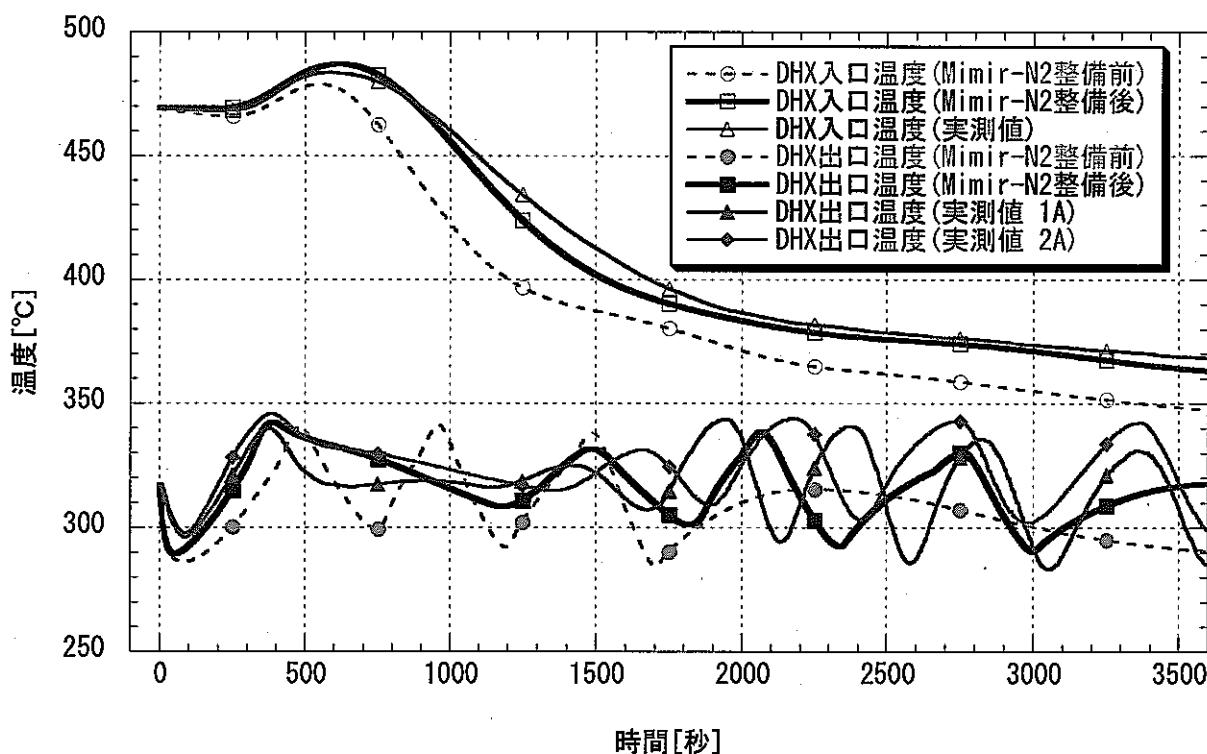


図 5.1.16 140MWT 外部電源喪失 (主冷却器出入口ナトリウム温度 B ループ)

5. 2 その他の試験結果に基づく Mimir-N2 の検証

今回、Mimir-N2 の冷却系モデル整備作業は、手動スクラムや外部電源喪失等の 1 次、2 次主冷却系が低流量となる試験結果に基づき実施している。そこで、1 次、2 次主冷却系を定格流量で保持した状態での過渡変化に対する本冷却系モデルの適用性を確認するため、「常陽」通常停止操作時の計算値と実測値を比較する。MK-III性能試験では、原子炉通常停止操作の運転手順の妥当性を確認するため、以下の 2 ケースの操作手順で試験を行っている。

<ケース 1>

- ① 原子炉熱出力 35MWtにおいて、制御棒 2 本を同時に挿入する。
- ② 主冷却器入口ナトリウム温度が降下し始めたら、温度制御系の設定値を 350°C に変更する。
- ③ 主冷却器入口ナトリウム温度が 360°Cまで降下したら各ループの主送風機（2 基 /ループ）を停止する。

<ケース 2>

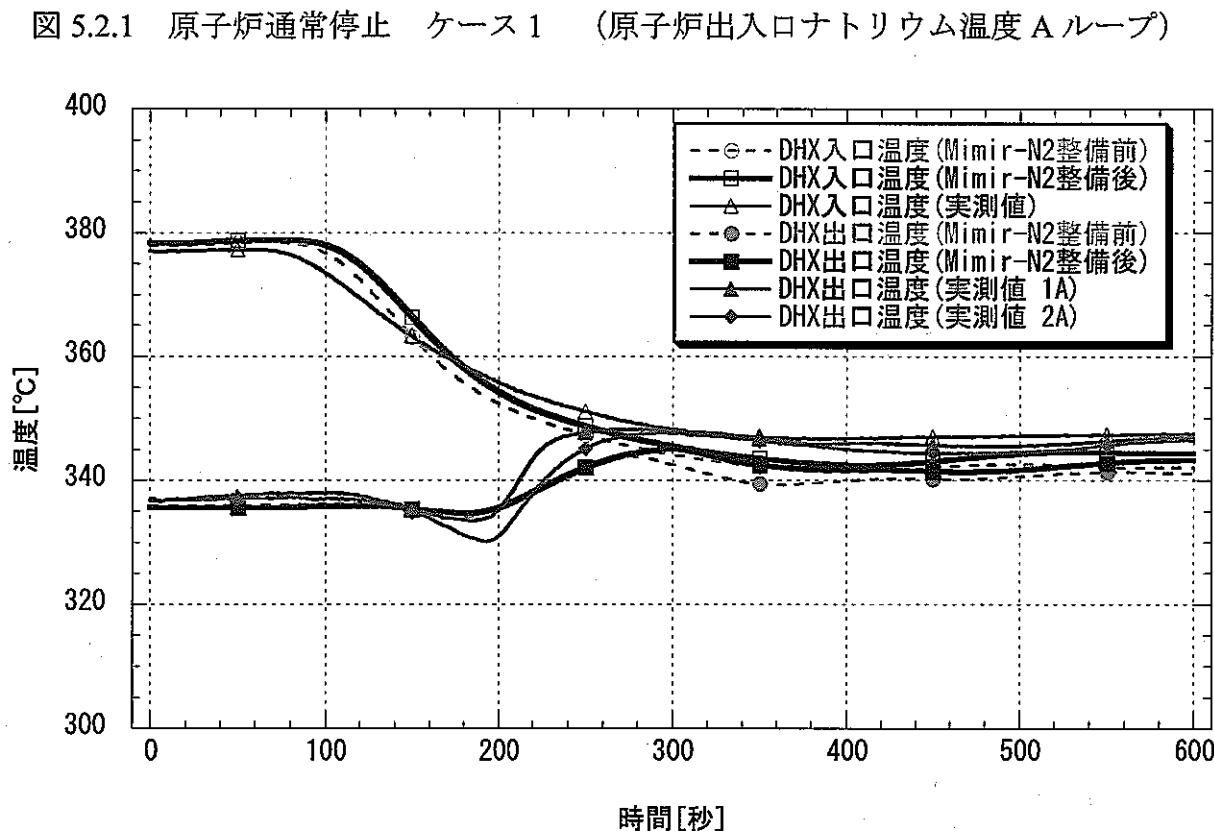
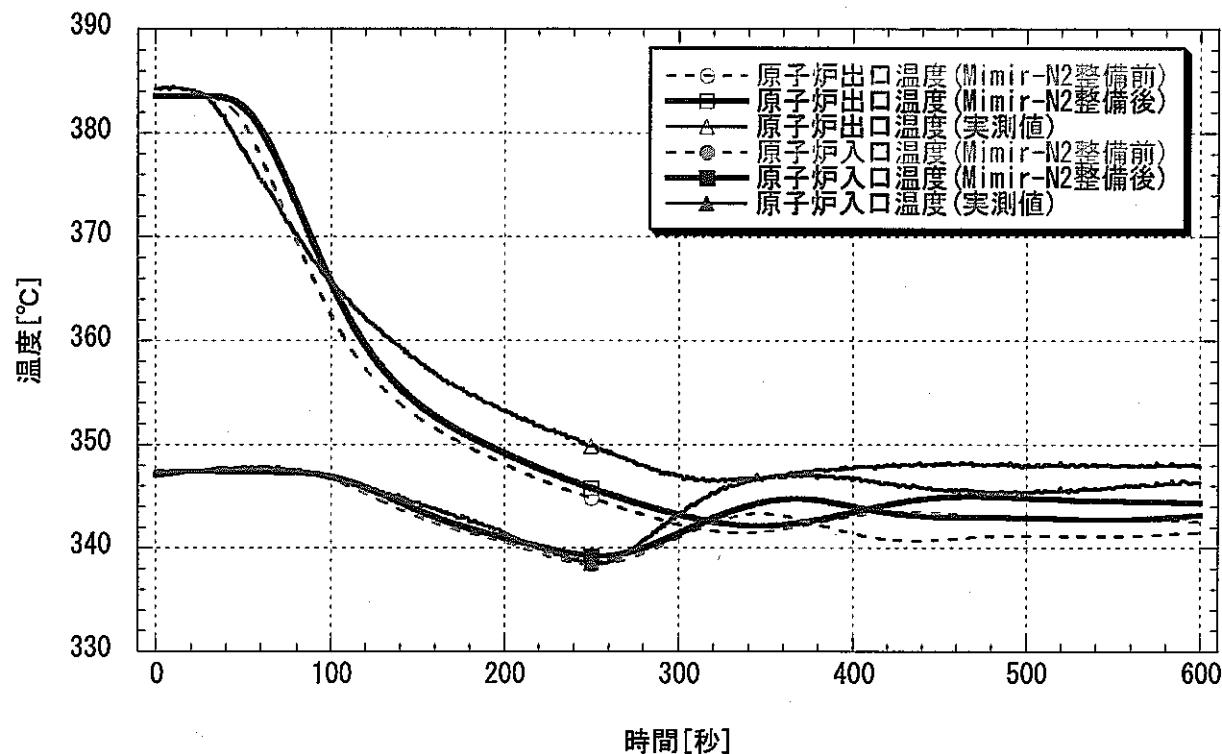
- ① 原子炉熱出力 35MWtにおいて、制御棒 2 本を同時に挿入する。
- ② 主冷却器入口ナトリウム温度が 360°Cまで降下したら各ループの主送風機（2 基 /ループ）を停止する。

ケース 1、2 における原子炉出入口ナトリウム温度、主冷却器出入口ナトリウム温度について、計算値と実測値を比較した結果を図 5.2.1～図 5.2.8 に示す。

- ・ 図 5.2.1～5.2.2 原子炉通常停止 ケース 1 (A ループ)
- ・ 図 5.2.3～5.2.4 原子炉通常停止 ケース 1 (B ループ)
- ・ 図 5.2.5～5.2.6 原子炉通常停止 ケース 2 (A ループ)
- ・ 図 5.2.7～5.2.8 原子炉通常停止 ケース 2 (B ループ)

図 5.2.1～5.2.8 より、整備した Mimir-N2 冷却系モデルを用いて計算した原子炉出入口ナトリウム温度、主冷却器出入口ナトリウム温度の挙動と実測値がほぼ一致し、1

次、2次主冷却系を定格流量で保持した状態での過渡変化に対して、問題なく適用できることを確認した。



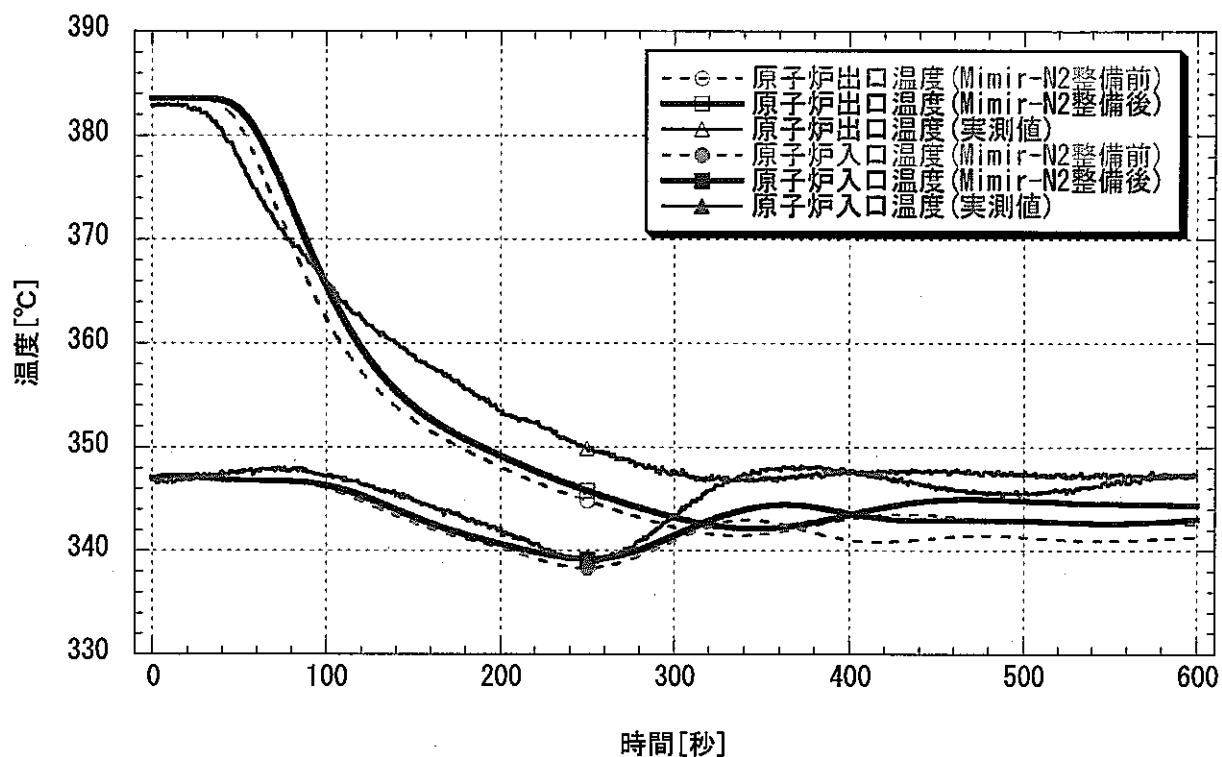


図 5.2.3 原子炉通常停止 ケース 1 (原子炉出入口ナトリウム温度 B ループ)

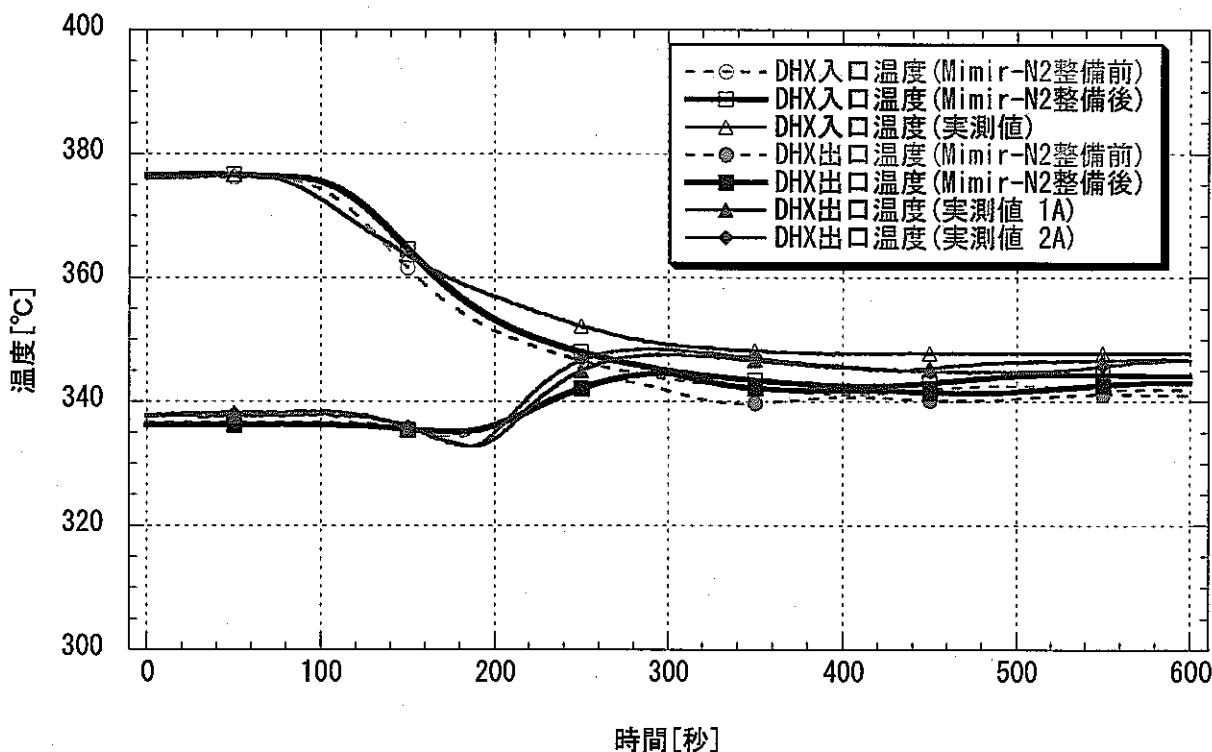


図 5.2.4 原子炉通常停止 ケース 1 (主冷却器出入口ナトリウム温度 B ループ)

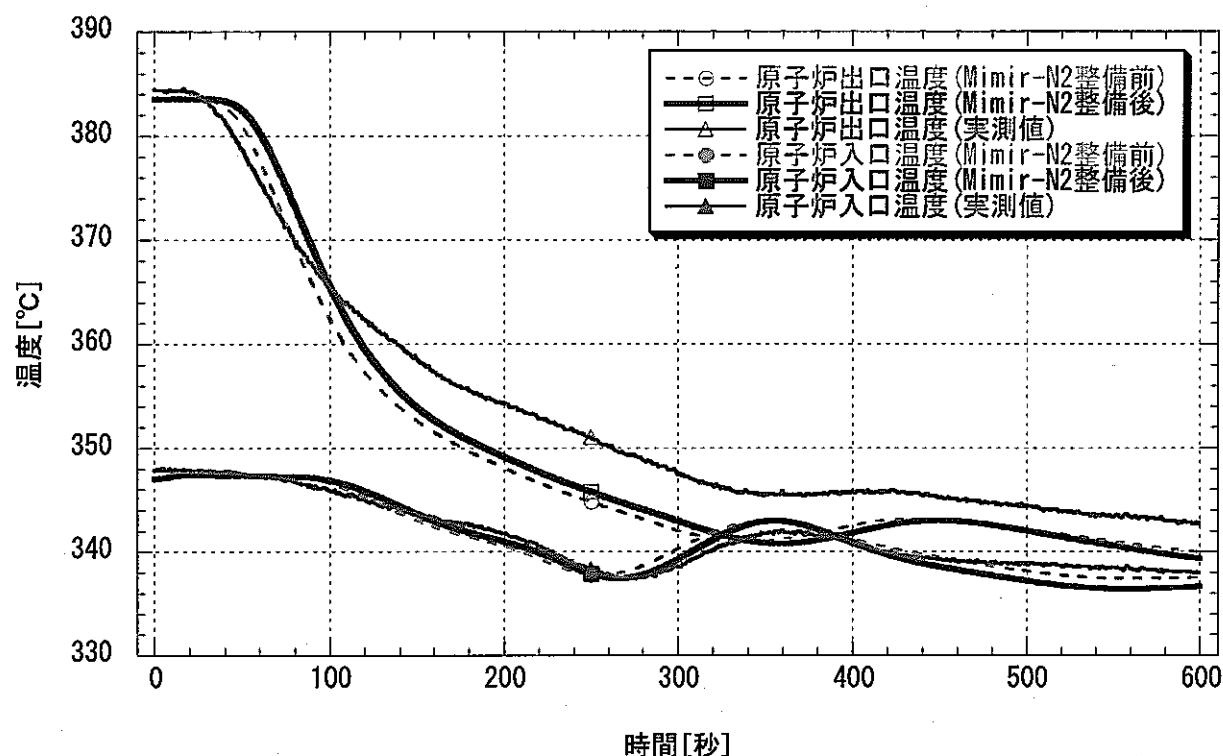


図 5.2.5 原子炉通常停止 ケース 2 (原子炉出入口ナトリウム温度 A ループ)

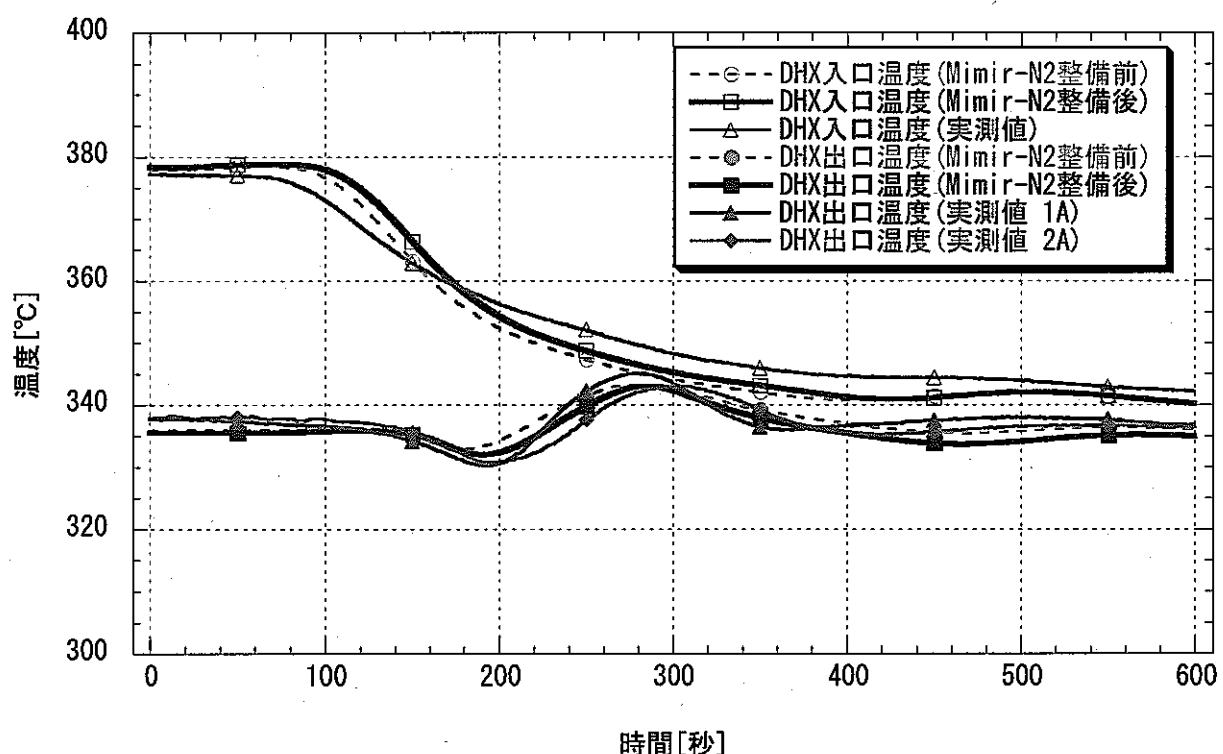


図 5.2.6 原子炉通常停止 ケース 2 (主冷却器出入口ナトリウム温度 A ループ)

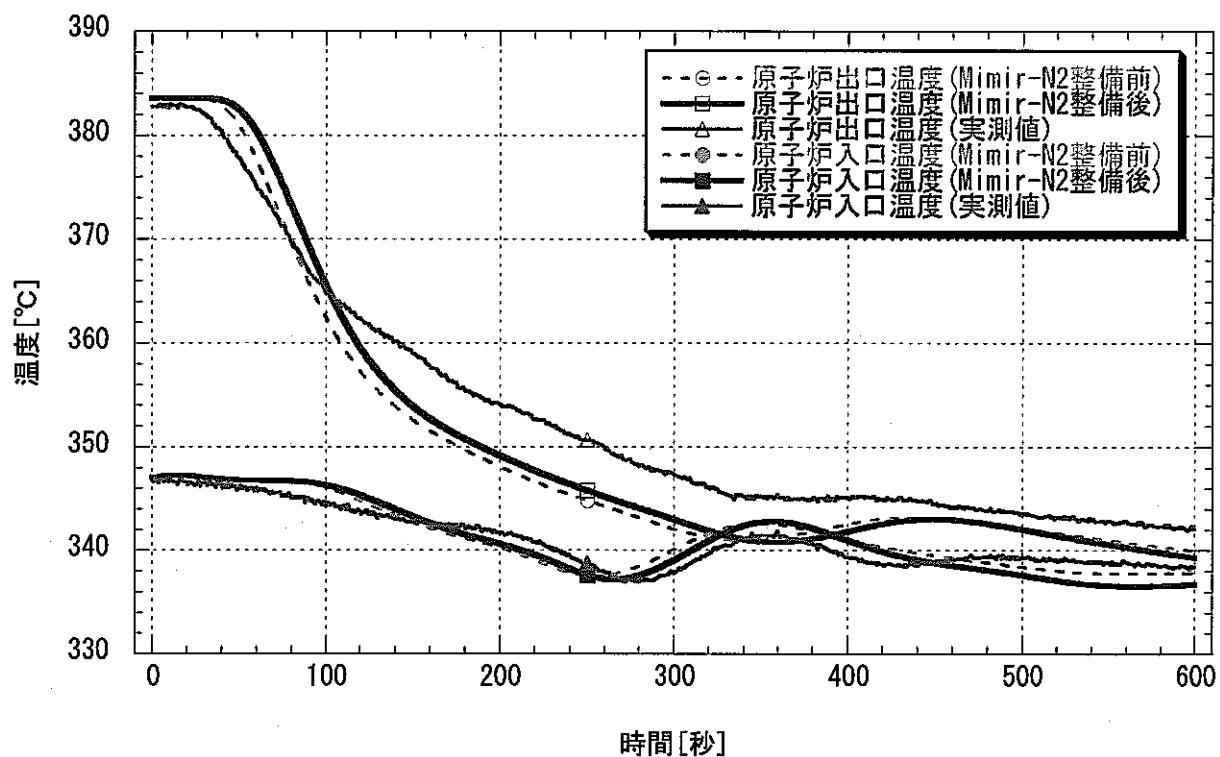


図 5.2.7 原子炉通常停止 ケース 2 (原子炉出入口ナトリウム温度 B ループ)

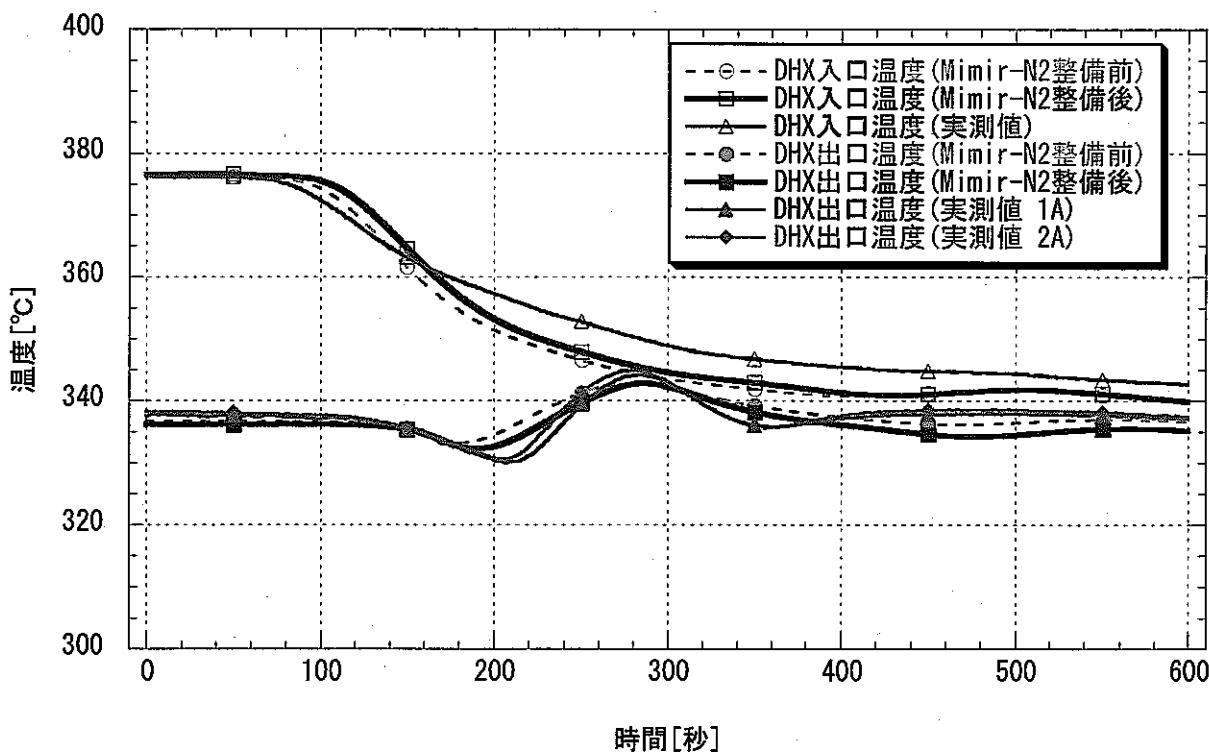


図 5.2.8 原子炉通常停止 ケース 2 (主冷却器出入口ナトリウム温度 B ループ)

6 今後の課題

今後、MK-III性能試験で実施した制御棒小引抜・挿入応答試験、出力係数測定及び等温温度係数測定結果に基づき、炉心モデルを最適化する。具体的には、出力係数測定、等温温度係数測定の結果を基に、Mimir-N2 炉心モデルの入力値である反応度係数を見直し、制御棒小引抜・挿入応答試験の結果により、これを検証する。

制御棒小引抜・挿入応答試験は、出力変動時のプラント安定性の確認を目的とした試験であり、出力安定状態において、制御棒をステップ状に操作することにより、原子炉熱出力±5MWt に相当する正または負の反応度を炉心に投入し、その後のプラント挙動を観測するものである。この結果を用いて、Mimir-N2 を検証することにより、UTOP (Unprotected Transient Over-Power : 制御棒異常引抜時反応度抑制機能喪失事象) 事象等の予測計算精度の向上に資することができる。

7. 結言

MK-III性能試験で実施した手動スクラム試験、外部電源喪失試験の実測値とプロトント動特性解析コード Mimir-N2 による計算値を比較し、その温度挙動が概ね一致していることから、冷却系モデルに問題のないこと確認した。ただし、原子炉出口ナトリウム温度及び主冷却器入口ナトリウム温度の計算値は、実測値と比較して、温度降下率が大きいこと、スクラム後 3500 秒近傍での温度が両者とも約 10°C 低いこと等がわかったため、以下に示すモデルの最適化を行い、計算精度の向上を図った。

- (1) 热輸送計算の精度向上のため、原子炉容器上部プレナム部モデルにおいて、炉心上部機構及び原子炉容器壁の熱容量を考慮するよう、モデル入力値を最適化し、原子炉出口ナトリウム温度の計算値と実測値が一致するよう調整した。
- (2) 2 次主冷却系ホットレグ配管における放熱量をパラメータとし、サーベイ計算を実施した結果、放熱量を従来の 1/10 とすることで、主冷却器入口ナトリウム温度の計算値が実測値と一致することを確認した。
- (3) 主冷却機モデルでは、自然通風量として、主冷却器出入口ナトリウム温度差、主冷却機出入口空気温度差、主冷却機高さ及び主冷却機空気流路圧力損失等により計算した値を入力値として使用している。この値は、主冷却機の据付状態により変化すると考えられるため、自然通風量をパラメータとし、主冷却器出口ナトリウム温度に係るサーベイ計算を実施した結果、自然通風時の空気風量を従来の 0.7 倍とすることで、主冷却器出口ナトリウム温度の計算値が実測値と一致することを確認した。

今後は、MK-III性能試験で実施した制御棒小引抜・挿入応答試験、出力係数測定、等温温度係数測定結果に基づき、Mimir-N2 炉心モデルの見直しを行い、安全特性試験の実施に向け、その計算精度を向上させる。

8. 謝辞

本研究での、“Mimir-N2”による計算作業では、アイ・ティ・ジャパン株式会社 榎本雅己氏に多大なご協力をいただきました。ここに深く感謝いたします。

9. 参考文献

- (1) 吉田 昌宏他：「常陽」実機データに基づくプラント動特性解析コードの検証
サイクル機構技術報告 TN1340 2002-001 (2002)
- (2) M.Sawada,et al. : Experimental and Analysis on Natural Convection Characteristics in
the Experimental Fast Reactor Joyo, Nuclear Engineering Design 120, p341-347(1990)
- (3) 則次明広、他：MK-III総合機能試験、「研究炉等の運転・管理及び整備に関する
研究会」発表要約集 p 10-1～10-11(2002)