

高速増殖原型炉「もんじゅ」過渡試験を対象とした
プラント動特性解析コード CERES の検証
-定常運転ならびに原子炉トリップ運転に対する検証-
(共同研究報告)

2005年6月

電 力 中 央 研 究 所
核燃料サイクル開発機構 敦賀本部
高 速 増 殖 炉 もんじゅ 建 設 所

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。

〒919-1279 福井県敦賀市白木2丁目1
核燃料サイクル開発機構
敦賀本部 高速増殖炉もんじゅ建設所 技術課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :

Reactor and System Engineering Section,
MONJU Construction Office
Tsuruga head Office,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
2-1 Shiraki, Tsuruga, Fukui 919-1279, Japan

© 核燃料サイクル開発機構
(Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2005

高速増殖原型炉「もんじゅ」過渡試験を対象とした
プラント動特性解析コード CERES の検証
-定常運転ならびに原子炉トリップ運転に対する検証-

西 義久¹⁾、植田伸幸¹⁾、木下 泉¹⁾
宮川 明²⁾、加藤満也³⁾

要 旨

高速増殖炉（FBR）において、原子炉容器（R/V）内冷却材の多次元熱流動は、プラント過渡時の温度変化に影響を与える。電力中央研究所は、FBR の機器や構造の健全性評価に影響するプラント過渡時温度変化を精度よく評価するために、従来から用いられている 1 次元システム動特性コードに多次元熱流動解析機能を付け加えた FBR 用プラント動特性解析コード CERES を開発している。

CERES コードが、プラント動特性解析コードとして実プラントの評価に使えることを示すために、平成 7 年 12 月に実施された高速増殖原型炉「もんじゅ」の 40%出力からの原子炉トリップ試験を対象に、CERES コードの検証解析を実施した。また、本作業は核燃料サイクル開発機構所有の Super-COPD の解析結果と比較しながら実施した。主な成果は以下である。

R/V 内プレナムを 2 次元でモデル化し、冷却系全体を対象に解析を行った結果、1 次・2 次冷却システム出入口温度および補助冷却システム出入口温度の測定値と良い一致が確認できた。R/V 内流動に着目した 3 次元解析を行った結果、プレナム内鉛直方向温度分布の測定値とのよい一致が確認できた。また、過渡における温度変化挙動についても、試験結果と良く一致した。中間熱交換器（IHX）1 次プレナムに関して 3 次元解析を行った結果、熱流動上の特徴を明らかにすることができた。

これらにより、CERES コードの FBR プラント動特性解析コードとしての基本的な能力を確認することができた。

1) (財)電力中央研究所

2) 敦賀本部 高速増殖炉もんじゅ建設所 技術課

3) (株)NESI

Verification of the plant dynamics analytical code CERES using the results
of the plant trip test of the Prototype Fast Breeder Reactor "MONJU"

- The verification with the steady state and plant trip conditions -

Yoshihisa NISHI¹⁾, Nobuyuki UEDA¹⁾, Izumi KINOSHITA¹⁾

Akira MIYAKAWA²⁾, Mitsuya KATO³⁾

Abstract

Multi-dimensional thermal-hydraulic characteristic of the coolant in the reactor vessel (R/V) influences the temperature at the plant transitional condition of fast breeder reactor (FBR). CRIEPI is developing plant dynamics calculation code CERES for FBR that adds multi-dimensional thermal-hydraulic analysis function to one-dimensional system calculation code to evaluate the temperature distribution in high accuracy. The temperature distribution affects the integrity of equipments of FBR. To verify the CERES code, analyses were performed by using the result of the plant trip test from the partial power operation of the prototype fast breeder reactor "MONJU" that had been executed in December, 1995. Besides, this study was conducted referring to the analytical results of Super-COPD owned by JNC. Main results are as follows; Good agreement of the temperature between the MONJU and the calculation at the inlet/outlet of equipments in the primary, the secondary and the auxiliary cooling system were confirmed by the whole system calculation with the 2D modeling in the R/V. The calculated results of the vertical temperature distribution of the primary coolant in the R/V were corresponding with the MONJU experimental results. The calculated results at the transient condition were also corresponded with the experimental results. The thermal hydraulic characteristics in the primary plenum in the intermediate heat exchanger (IHX) was clarified with the three dimensional analyses. Fundamental abilities of the CERES as a plant dynamics calculation code had been verified through these analyses.

-
- 1) Central Research Institute of Electric Power Industry (nickname : CRIEPI)
 - 2) Tsuruga head Office, Reactor and System Engineering Section,
MONJU Construction Office
 - 3) NESI, INC.

目 次

1. 緒言	1
2. 高速増殖炉「もんじゅ」およびプラントトリップ試験概要	3
3. CERES 検証解析	15
3.1 1次・2次冷却系を対象とした検証解析	15
3.1.1 モデル化の概要	15
3.1.2 解析結果	17
3.2 炉容器内流動に着目した3次元プレナム検証解析	19
3.2.1 モデル化の概要	19
3.2.2 解析結果	19
3.3 中間胴プレナムの影響評価	21
3.3.1 背景	21
3.3.2 モデル化の概要	22
3.3.3 解析結果	22
3.4 中間熱交換器内部流動評価	23
3.4.1 背景	23
3.4.2 モデル化の概要	24
3.4.3 解析結果	24
4. まとめ	56
5. 謝辞	58
6. 引用文献	58

図表リスト

図 1-1 「もんじゅ」冷却系概要	2
表 1-1 「もんじゅ」主要仕様	2
図 2-1 1次主冷却系配管	6
図 2-2 燃料集合体出口温度測定	7
図 2-3 原子炉容器廻りデータ計測位置	7
図 2-4 原子炉容器上部プレナム温度測定位置	8
図 2-5 2次冷却系配管(C ループ)	9
図 2-6 1次冷却系流量	8
図 2-7 2次冷却系流量	10
図 2-8 原子炉容器出入口、IHX 出入口ナトリウム温度	11
図 2-9 炉心出口温度	11
図 2-10 ホットプレナム温度	11
図 2-11 ホットプレナム温度	12
図 2-12 軸方向温度勾配	12
図 2-13 ACS 出入口、IHX2 次側出入口温度	13
図 2-14 ACS 空気出入口温度	13
図 2-15 蒸気発生器側ナトリウム温度	14
図 3-1 原子炉容器内構造の概略	26
図 3-2 メッシュ分割	26
図 3-3 炉心の構成(1/6 領域)と解析上の分割	27
図 3-4 中間熱交換器のモデル化	28
図 3-5 ACS のモデル化	28
図 3-6 解析入力値とした空気風量	29
図 3-7 1次ナトリウム流量	29
図 3-8 2次ナトリウム流量	29

図 3-9 ACS 空気冷却器出入口ナトリウム温度	30
図 3-10 IHX2 次側出入口ナトリウム温度	30
図 3-11 IHX1 次側出口ナトリウム温度	30
図 3-12 原子炉容器出入口ナトリウム温度	31
図 3-13 過熱器入口ナトリウム温度	31
図 3-14 各部ナトリウム温度の比較	32
図 3-15 ホットプレナム温度(上部)	33
図 3-16 ホットプレナム温度(下部)	33
図 3-17 軸方向温度勾配	33
図 3-18 メッシュ分割	34
図 3-19 温度分布、流況(R-Z 断面)(初期状態)	35
図 3-20 流況(R-θ,Z-θ 断面)(初期状態)	36
図 3-21 温度分布、流況(R-Z 断面)(300sec)	37
図 3-22 流況(R-θ,Z-θ 断面)(300sec)	38
図 3-23 温度分布、流況(R-Z 断面)(700sec)	39
図 3-24 流況(R-θ,Z-θ 断面)(700sec)	40
図 3-25 温度分布、流況(R-Z 断面)(1800sec)	41
図 3-26 流況(R-θ,Z-θ 断面)(1800sec)	42
図 3-27 温度分布、流況(R-Z 断面)(3600sec)	43
図 3-28 流況(R-θ,Z-θ 断面)(3600sec)	44
図 3-29 ホットプレナム温度(上部)	45
図 3-30 ホットプレナム温度(下部)	45
図 3-31 ホットプレナム軸方向温度	45
図 3-32 Super-COPD の予備検討結果	46
図 3-33 中間胴プレナムのモデル化	47

図 3-34 温度境界条件	47
図 3-35 中間胴プレナム流量	48
図 3-36 炉上部位置温度	48
図 3-37 プレナム温度と中間胴プレナム温度の比較	48
図 3-38 原子炉容器出口温度(中間胴プレナムあり)	49
図 3-39 原子炉容器出口温度(中間胴プレナムなし)	49
図 3-40 中間熱交換器出入口温度(Super-COPD、従来モデル)	49
図 3-41 中間熱交換器内ノード分割(Super-COPD、改訂モデル)	50
図 3-42 1次入口プレナム内の流れの推定	50
図 3-43 中間熱交換器出入口温度(Super-COPD、改訂モデル)	51
図 3-44 CERES モデル化の概念	51
図 3-45 プレナム部メッシュ分割	52
図 3-46 CERES 解析結果	53
図 3-47 シュラウド内外流量の割合	53
図 3-48 各周方向位置における上昇方向流束分布(アニュラス整流板高さ)	53
図 3-49 1次入口プレナム流況(初期状態)	54
図 3-50 流況(600 秒)	54
図 3-51 流入部温度	55

1 緒言

一般のプラント動特性解析コードは、炉心、原子炉容器内プレナム、各種熱交換器や配管などを全て1次元でモデル化し、それらをネットワーク化することで解析を行う⁽¹⁾⁽²⁾。しかしながら、特に原子炉容器(R/V)などの大きな冷却材プレナムをもつ機器では、冷却材の多次元流れが無視できなくなることも多い。特に自然循環冷却を主としたプラントでは、その影響も顕著となる。

CERES コード⁽³⁾は、そのような問題意識から、多次元プレナム内の熱流動解析が可能なプラント動特性解析コードとして、昭和 56 年に電中研で開発が始められた。

CERES コードでは、多次元メッシュでモデル化する原子炉容器プレナムの任意の場所に炉心を設置することができる。さらにプレナムの任意のノードと、1次元でモデル化された複数の冷却機器やポンプ、配管を連結させ、強制循環から自然循環に至るプラント過渡特性を解くことができ、またタンク型、ループ型のいずれの炉型も解析可能である。さらに、2次冷却系、水・蒸気系(蒸気発生器(SG)の給水ポンプ、蒸気タービン入口が現在の CERES の解析境界)、プラント制御系、システムインタロックに関するモデルも有し、プラント動特性解析コードとして、世界的にみても高い機能を有していると考えられる。

しかしながら、CERES は開発当初に水試験でのプレナム流動に関する検証がされた後、今日に至るまで検証的作業が行われていない。そこで、本報告では、平成 7 年 12 月に実施された高速増殖原型炉「もんじゅ」のプラントトリップ試験を対象に、検証解析を実施した。高速増殖原型炉「もんじゅ」冷却系の概略を図 1-1 に示す。また、主な仕様を表 1-1 に示す。

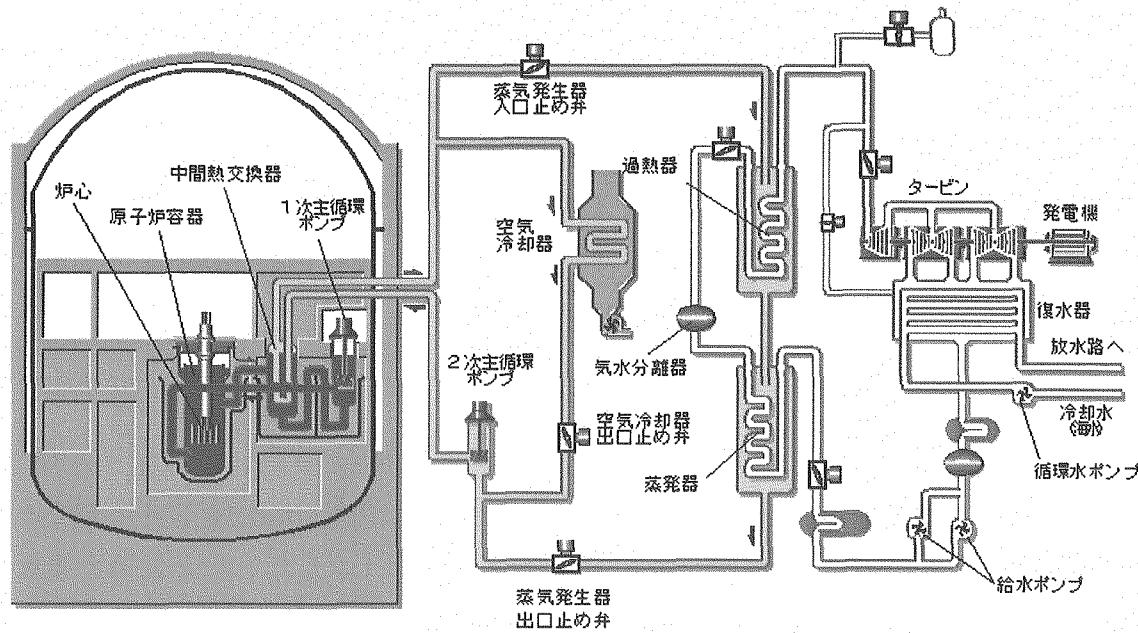


図 1-1 「もんじゅ」冷却系概略

Fig. 1-1 Cooling system of the MONJU

表 1-1 「もんじゅ」主要仕様

Table 1-1 Main Specifications of the MONJU

熱出力	714MW	1次冷却材流量	$15.3 \times 10^6 \text{kg/h}$ (3 ループ分)
電気出力	280MW	2次冷却材流量	$3.7 \times 10^6 \text{kg/h}$ (1 ループ分)
燃料	ウラン・プルトニウム 混合酸化物	水蒸気系流量	$3.8 \times 10^5 \text{kg/h}$
燃料交換間隔	約 6 ヶ月	中間熱交換器	たて型無液面平行向流型、3 基
原子炉容器寸法	高さ 18m、直径 7m	蒸発器	ヘリカルコイル貫流式分離型、3 基
ループ数	3	過熱器	ヘリカルコイル貫流式分離型、3 基
原子炉出入口 Na 温度	397/529°C	補助冷却設備	2次主冷却系分岐型空気冷却方式、 3 基
IHX 2 次出入 口 Na 温度	505/325°C	補助冷却設備 ナトリウム流量	$2.3 \times 10^5 \text{kg/h}$ (1 ループ分)
蒸気圧力	127kg/cm ² g	補助冷却設備 除熱容量	約 15MWt (1 ループ分)
水・蒸気温度	487/240°C	1次、2次ポンプ	機械式たて型自由液面遠心式 (ボニーモータ配備)、各 3 基

2 高速増殖炉「もんじゅ」およびプラントトリップ試験概要

高速増殖原型炉「もんじゅ」のプラントトリップ試験は、平成 7 年 12 月に実施された。この試験は、電気出力 40%で安定に運転している状態から、復水器真空度「低」模擬信号を入力することによりプラントをトリップさせ、この時の原子炉設備／1 次系／2 次系／水・蒸気系／タービン／発電機設備の挙動を総合的に把握することを目的にしている。

図 2-1 に 1 次主冷却系の概念を示す。R/V 入口ナトリウム温度、出口ナトリウム温度および 1 次主冷却系流量は、図中に示されている熱電対およびコールドレグに設置されている電磁流量計で測定されている。炉心で温められたナトリウムは、ホットレグ配管で中間熱交換器(IHX)へ輸送され、2 次主冷却系に熱を与える。その後、1 次主循環ポンプを経由してコールドレグ配管により再び R/V へ流入し、炉心へ導かれる。プラントトリップにより 1 次主循環ポンプがトリップすると、ボニーモータ運転に切り替わり、定格の約 10%の流量($590\text{m}^3/\text{h}$)で一定運転される。

炉心出口温度は、図 2-2 に示す炉心上部に位置する炉上部機構中に設置された熱電対により測定される。

炉内構造物、および R/V 外壁の温度についても、既設の熱電対で測定されている。これらの測定点の概略を図 2-3 に示す。

R/V 上部プレナムの軸方向温度は、図 2-3、図 2-4 に示す仮設熱電対ツリーにより測定された。炉心から流出した高温のナトリウムは、内筒上部から内筒と原子炉容器の間のアニュラス空間へ流入し、出口ノズルから IHX へ導かれる。また、内筒には、図に示されているようにフローホールが 2 段に亘って存在し、このホールからもアニュラス空間へ流出することになる。

図 2-5 に 2 次主冷却系の概念を示す(例として C ループで図示)。IHX で 1 次主冷却系のナトリウムと熱交換を行い、高温となった 2 次ナトリウムは、図に示すホットレグ配管により過熱器へ流れる。ホットレグ配管の途中に補助冷却系(ACS)へ流れる分岐流路を持つ。過熱器からミドルレグを通り蒸発器へ流れた 2 次ナトリウムは、図に示されるコールドレグ配管により、2 次主循環ポンプを経由して IHX へ流入する。ホットレグで ACS 側へ分岐したナトリウムが戻るためのミキシングティがコールドレグ配管の途中に存在する。ACS からミキシングティまでの間に、ACS 出口止め弁バイパス流路がある。ACS が待機状態の場合、ACS 出口の大きな止め弁(C弁)は閉状態であり、このバイパス流路にある小さな弁(D弁)の制御により約 $2.5\text{m}^3/\text{h}$ の流れがある。ACS が起動すると、ACS 出口止め弁の制御により、 $290\text{m}^3/\text{h}$ の一定制御となる。

トリップにより ACS が起動すると、過熱器、蒸発器側のナトリウムの流れは、弁の制御により、 $39\text{m}^3/\text{h}$ の一定制御となる。

本プラントトリップ試験における図 2-6 に 1 次主冷却系の流量変化、図 2-7a、2-7b に 2 次主冷却系の流量変化を示す。「もんじゅ」の冷却系は 3 ループ構成であるが、IHX は R/V を中心に取り囲む 120° 均等配置であり、R/V-IHX 間の 1 次冷却系は、各ループとも同様の配管構成となっている。水・蒸気系システムは B ループ側に配置されているため、IHX-SG 間の配管は、B ループのみ短く、A,C ループ配管系は対称構造をとっている。C ループの温度変化は A ループと殆ど同じなので、以降は A および B ループでの結果を示す。1 次主冷却系流量は約 30 秒でポニーモータ運転に引き継がれる。2 次主冷却系には、ACS 出口ナトリウムと蒸気発生器ナトリウムが合流して流れる。2 次主冷却系のコーストダウンは、トリップと同時に、主流量が蒸気発生器側から ACS 側へ切り替わる操作が加わるため、1 次主冷却系流量のそれと異なるカープとなっている。

プラントトリップ時の R/V 出入口温度、IHX1 次側出口温度、IHX2 次側出入口温度を図 2-8a、2-8b に示す。IHX1 次側出口温度はトリップ直後に一旦低下する。これは、1 次冷却系の流量半減時間が 2 次冷却系の流量半減時間に比べて短く、トリップ後、IHX 内で一時的に流量のアンバランスが生じることによる。IHX1 次側出口温度の一旦の低下の影響をうけ、R/V 入口ナトリウム温度も一旦低下している。R/V 出口ナトリウム温度は、トリップ後も 50~60 秒の間トリップ以前の温度を保つ。R/V 入口温度における A ループと B ループの温度変化の違いは、B ループの 2 次主冷却系配管の長さが他のループと異なっていることが原因である。

代表的な集合体出口ナトリウム温度を図 2-9 に示す。トリップ前の集合体出口ナトリウム温度は、炉心燃料集合体で $460\sim520^\circ\text{C}$ 、プランケット燃料集合体で $420\sim430^\circ\text{C}$ である。トリップ後これらは同じ傾向を示しながら低下する。図中には R/V 出口温度も同時に示している。炉心出口温度の影響が、時間遅れを伴って R/V 出口温度に現れている。

ホットプレナムに設置した熱電対ツリーにより測定されたプレナム軸方向温度を図 2-10 に示す。図中のカッコ内の数値は、ナトリウム液面を基準とした高さを示している。図より、深さ 3700mm(図中は -3700mm と示す)以下の領域はほぼ同じ温度推移を示すが、それ以上の領域は、温度成層化し、最上部の温度成層が解消するのに約 5 時間かかっていることがわかる。図 2-11 には、トリップ後の最初の 1 時間でのプレナム軸方向温度を示す。これにより、TE1(深さ -6050mm)は、トリップ前から、他のプレナム温度と比較して特に低い温度を示していることが分かる。これは、プレナム内流動の影響により、この領域において、プランケット集合体などから流出する比較的低温のナトリウムが停滞するためであると考えられる。トリップ後は、下部 4 点の温度は同じように変化しており、上部には先に述べたように成層化が見られる。頂部

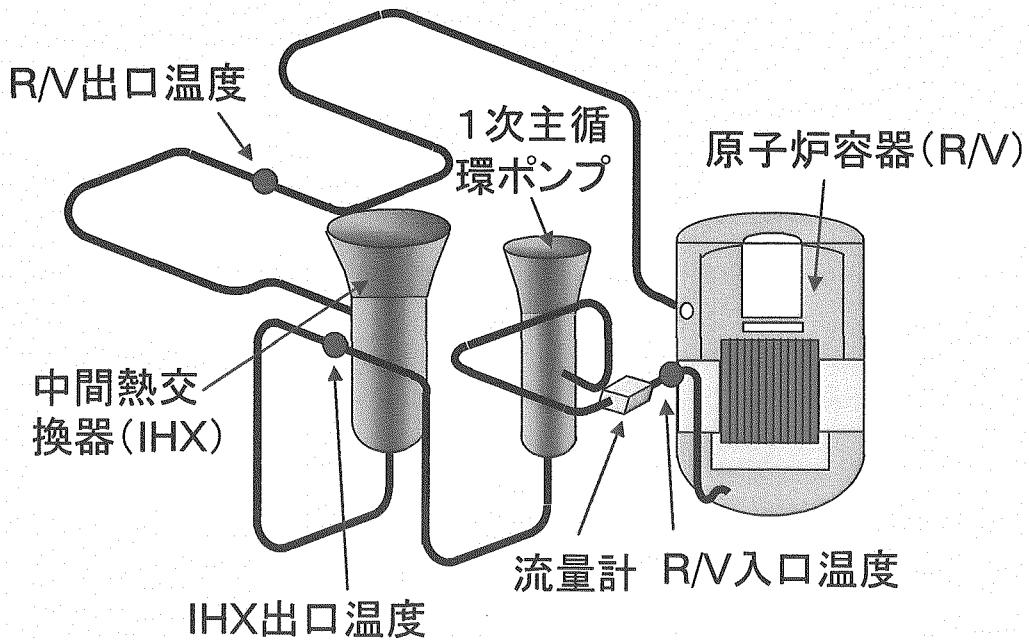
の 2 点の温度は、トリップ後 1200sec の間、温度の低下割合が特に小さく、しかも同様の温度変化傾向を示している。これは、トリップ後に開始され、1200sec の間継続する「オーバフロー汲み上げ」の影響である。「もんじゅ」では、トリップ後 1200sec までの間、オーバフロータンク内のナトリウムを R/V 頂部に汲み上げる「オーバフロー汲み上げ」が継続される。この試験の際には、約 480°C のナトリウムが汲み上げられている。

図 2-12 には、任意の時刻での軸方向温度勾配を示している。トリップ前の温度については、トリップ以前の安定した運転状態における 6 回の測定値の平均で求めている。図より、過渡における温度の成層化は上部フローホールより上部で見られること、特に内筒上端より上の領域で成層化の解消が遅く、2 時間を経てもこの部分の温度成層は残っていることが分かる。尚、5400 秒以降の最上部の温度は、ナトリウムの収縮により熱電対がカバーバス空間に露出した後の測定値であり、ナトリウムの温度を示しているものではない。

図 2-13a、2-13b に、ACS 出入口ナトリウム温度および IHX2 次側出入口ナトリウム温度を示す。トリップ前は、ACS には待機流量しか流れないと、配管の放熱の影響で ACS 入口ナトリウム温度は 2 次主冷却系のホットレグ温度より約 25°C ほど低い。また ACS 出口温度は、「待機時制御系」により 2 次主冷却系コールドレグ温度と一致するように制御されることになっているが、この試験が行われた段階では、「もんじゅ」が試験・調整段階であったため、約 50°C 高かった。トリップ後は、ACS の流量が増加し、ACS 入口温度はホットレグ温度まで上昇している。ACS 出口温度は、「起動後の制御系」の働きにより、ほぼ一定に保たれている。ただし、トリップ直後は、ACS 中の高温のナトリウムがコールドレグに流入するため、IHX2 次側入口温度が一旦上昇している。B ループは A、C ループに比べループ長が短いため、このピークが現れるまでの輸送時間が短くなっている。

図 2-14 に ACS 出入口空気温度を示す。また、トリップと同時に空気送風機は高速モードで起動し、その後約 1 分で出口ダンパは 100% 開となる。出口ダンパは、ACS 出口ナトリウム温度がトリップ前のコールドレグ温度に一致するように制御されるが、開度が 10% を切ると、送風機の運転モードが順次、低速運転モード、自然通風モードと変化するように制御される。

図 2-15 に過熱器(SH)出入口ナトリウム温度、蒸発器(EV)出口ナトリウム温度の変化を示す。トリップ後、2 次主冷却系循環ポンプは直ちにトリップされ、その後、蒸気発生器ナトリウム流量は微少流量となるため、IHX で生じる温度変化が SH 入口の温度変化として現れるには約 20 分程度かかっている。SH および EV 出口ナトリウム温度のトリップ直後の低下は、ナトリウム流量の減少および蒸気ブローダウンによる除熱のために生じている。



(本図は、A,B,C ループで共通)

図 2-1 1 次主冷却系配管

Fig. 2-1 Primary Piping System

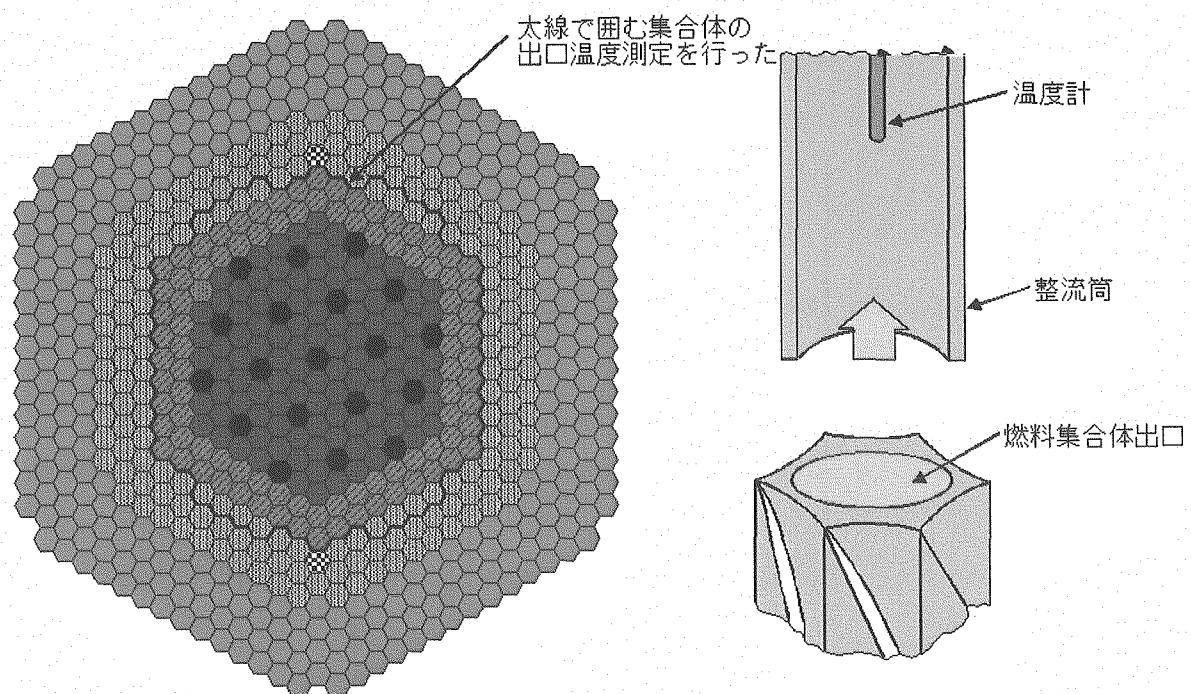


図 2-2 燃料集合体出口温度測定

Fig. 2-2 Core outlet temperature measurements

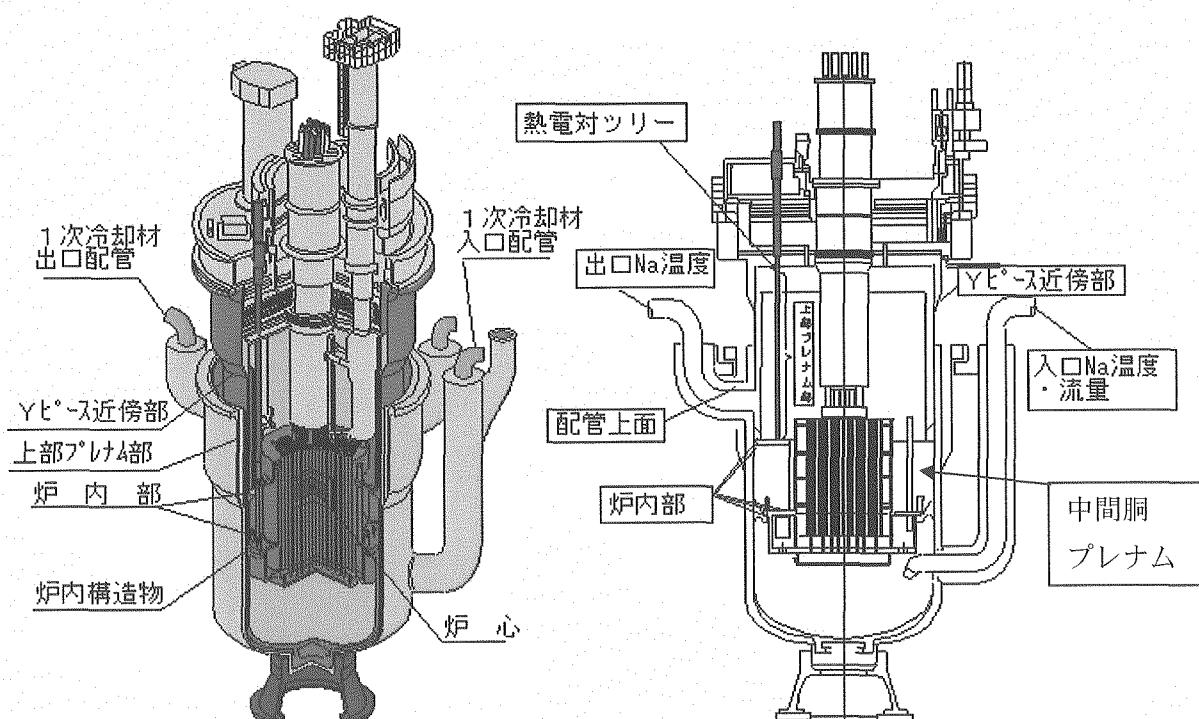


図 2-3 原子炉容器廻りデータ計測位置

Fig. 2-3 Measurement positions around the R/V

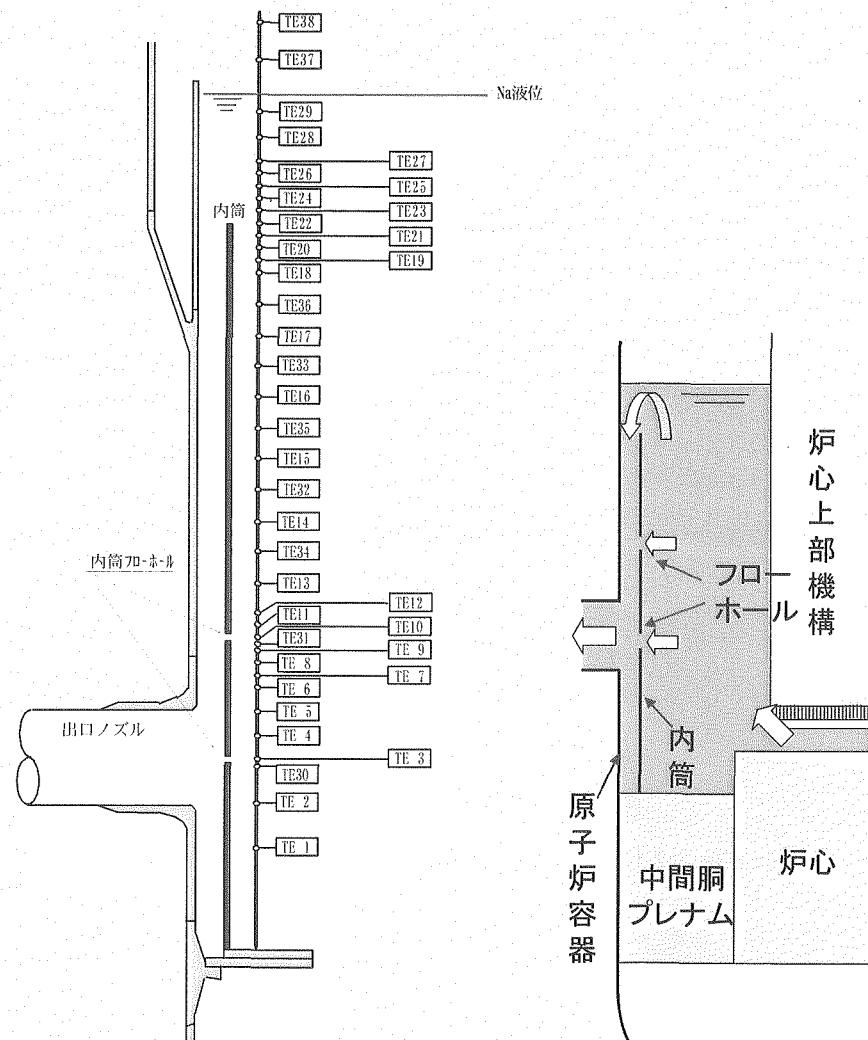


図 2-4 原子炉容器上部プレナム温度測定位置

Fig. 2-4 Temperature measuring positions in the upper plenum

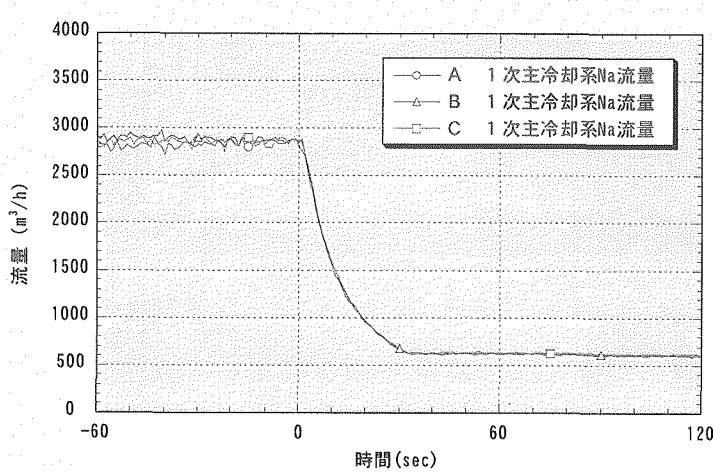


図 2-6 1次冷却系流量

Fig. 2-6 Primary flow rate

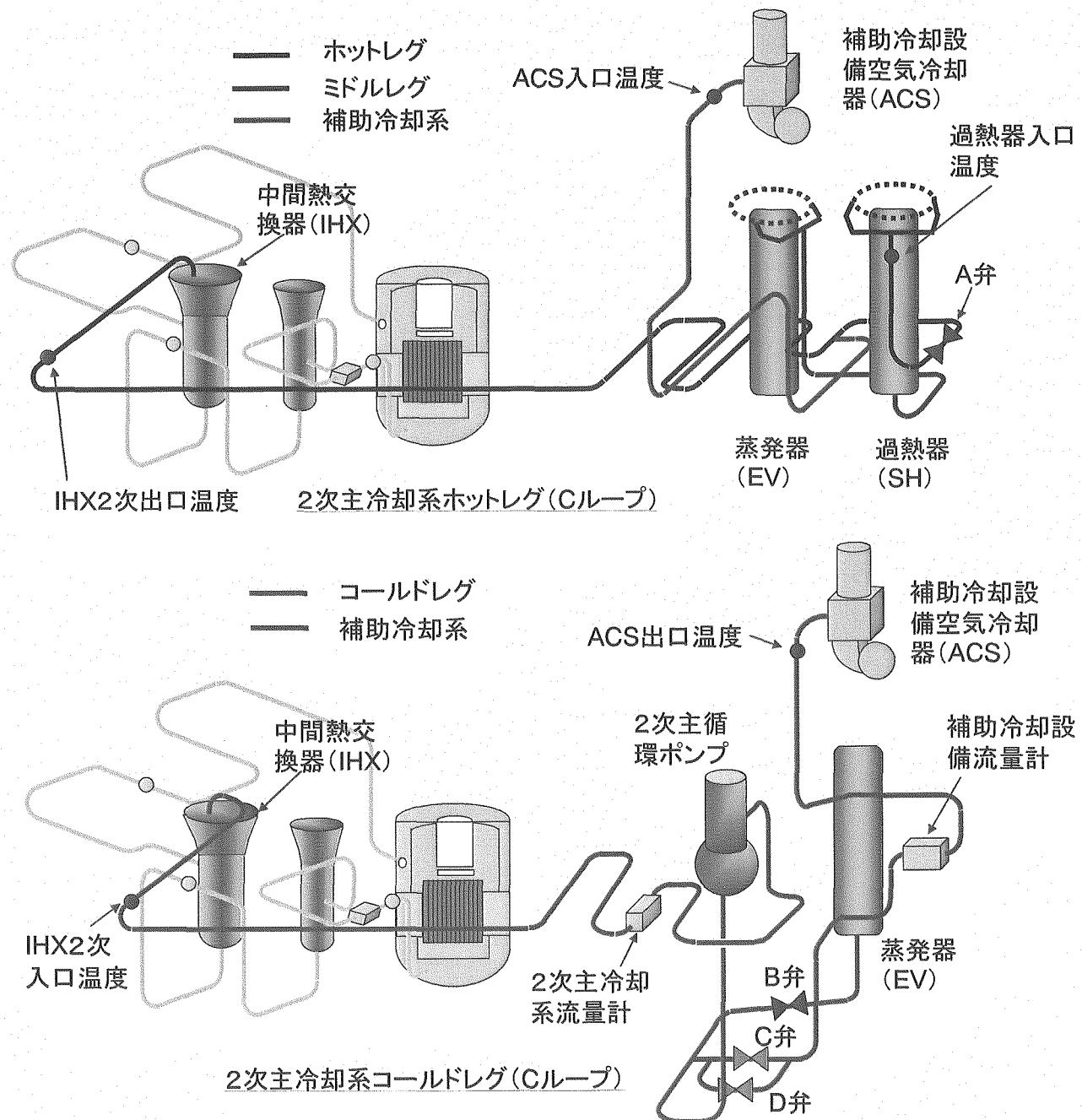
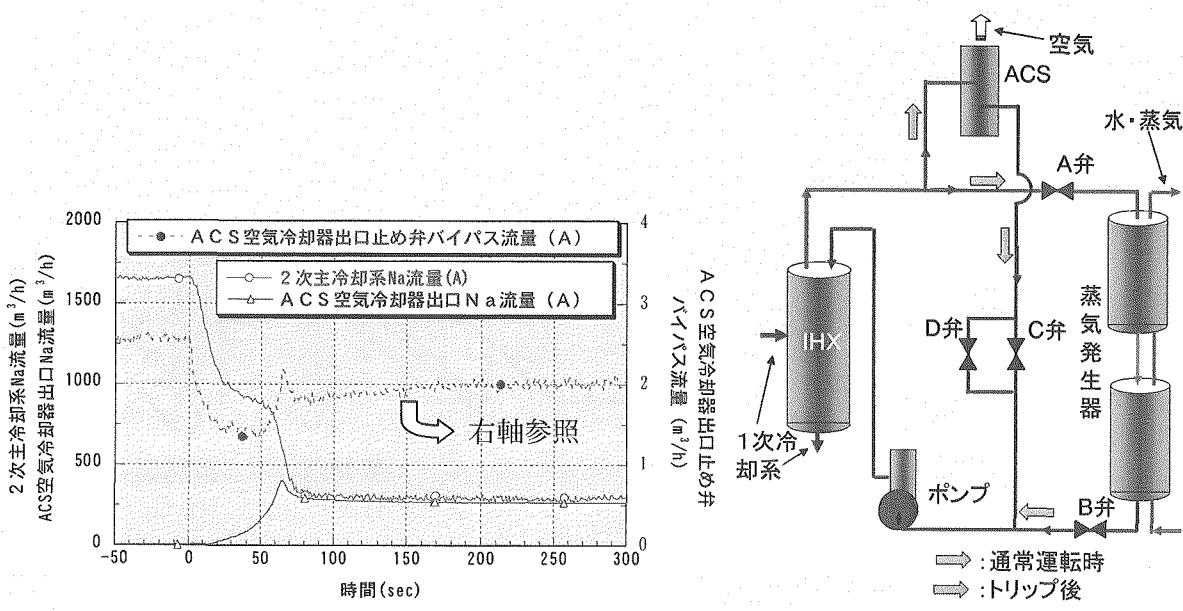
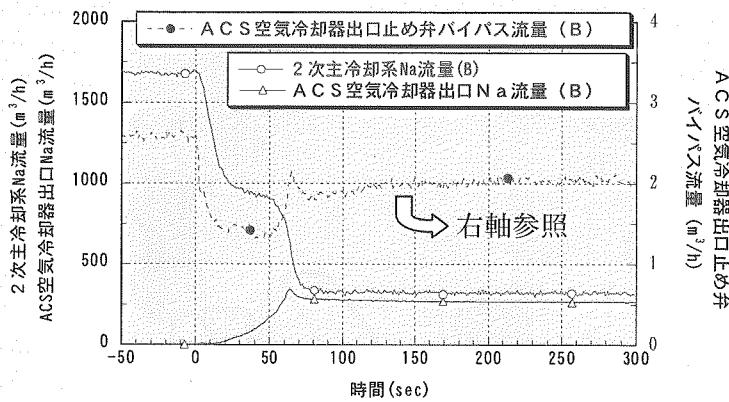


図 2-5 2 次冷却系配管 (C ループ)

Fig. 2-5 Secondary Piping System (C Loop)



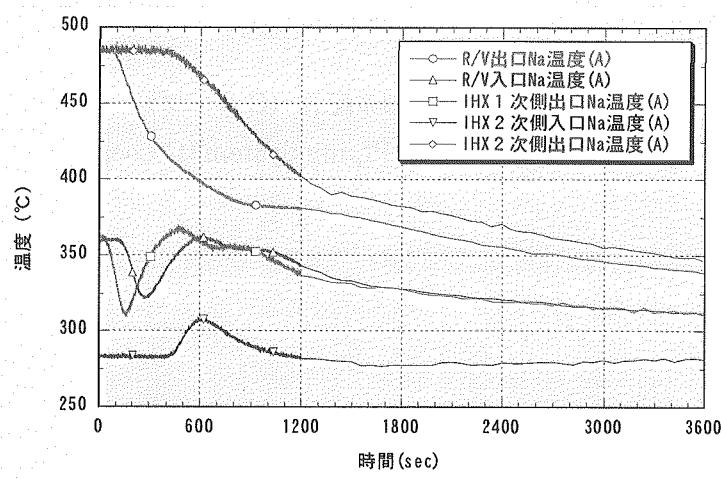
(a) A loop



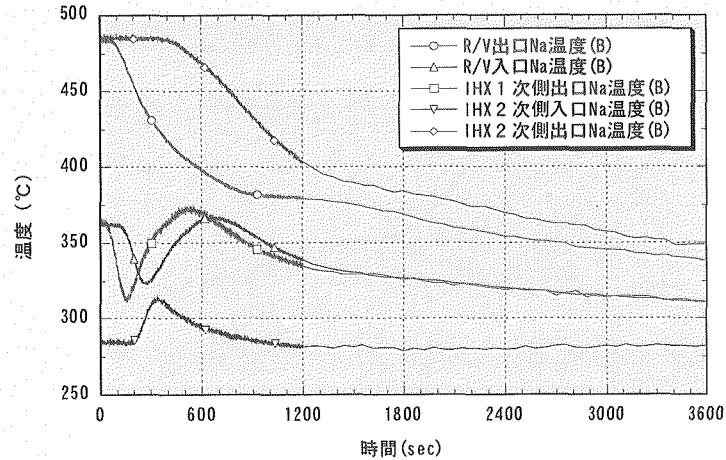
(b) B loop

図 2-7 2次冷却系流量

Fig. 2-7 Secondary flow rate



(a) A loop



(b) B loop

図 2-8 原子炉容器出入口、IHX 出入口ナトリウム温度

Fig. 2-8 R/V, IHX inlet/outlet sodium temperatures

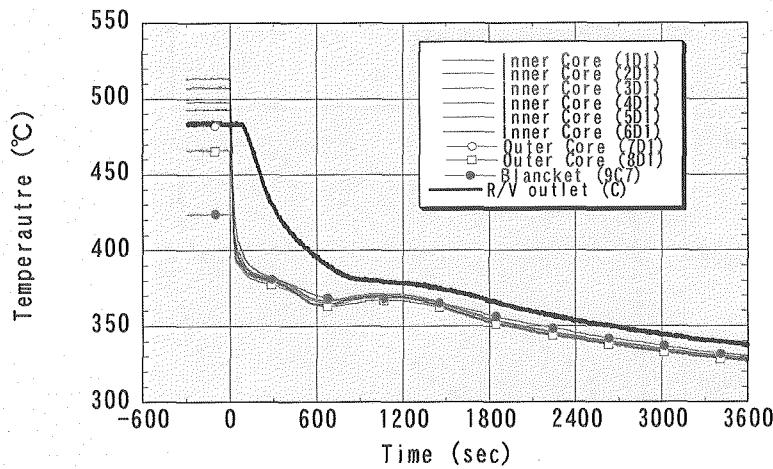


図 2-9 炉心出口温度

Fig. 2-9 Core outlet temperatures

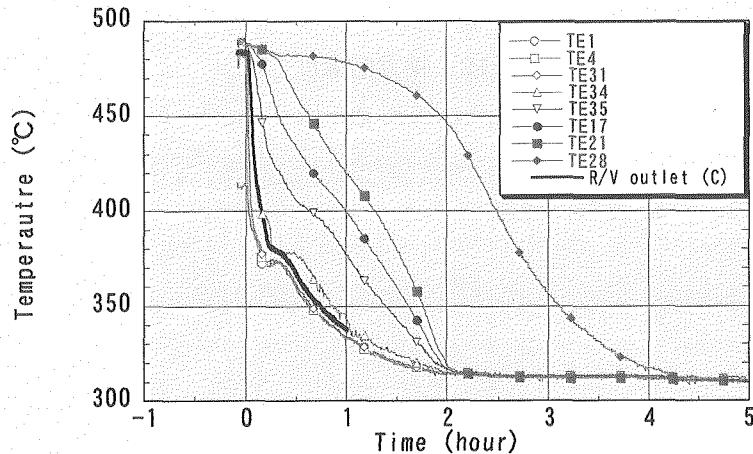


図 2-10 ホットプレナム温度

Fig. 2-10 Hot plenum temperatures

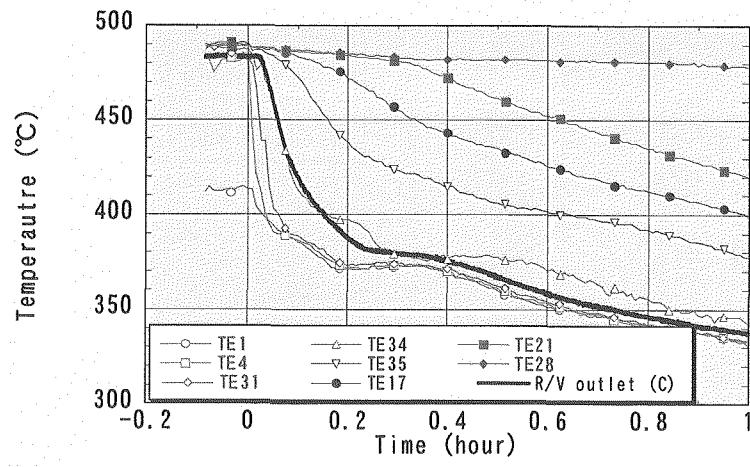


図 2-11 ホットプレナム温度

Fig.2-11 Hot plenum temperatures

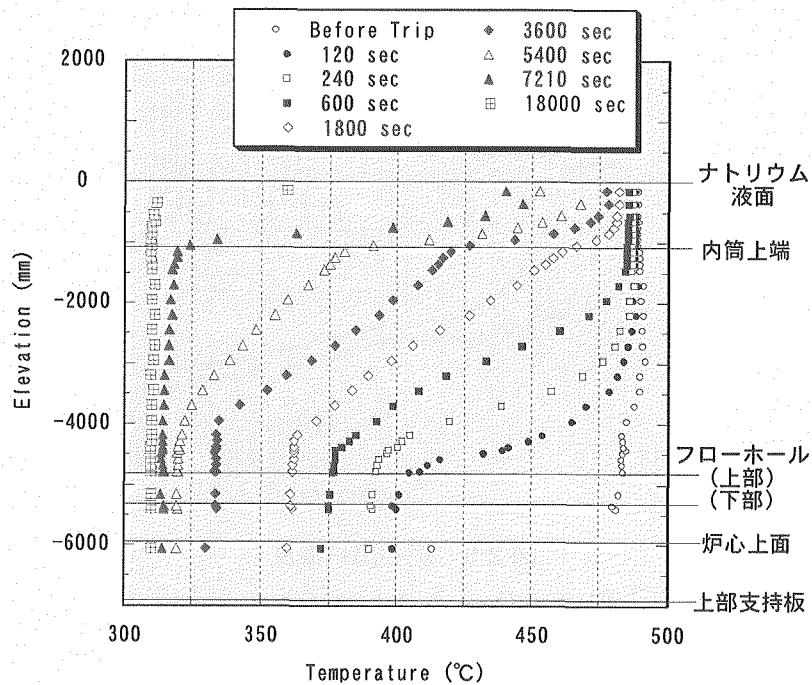
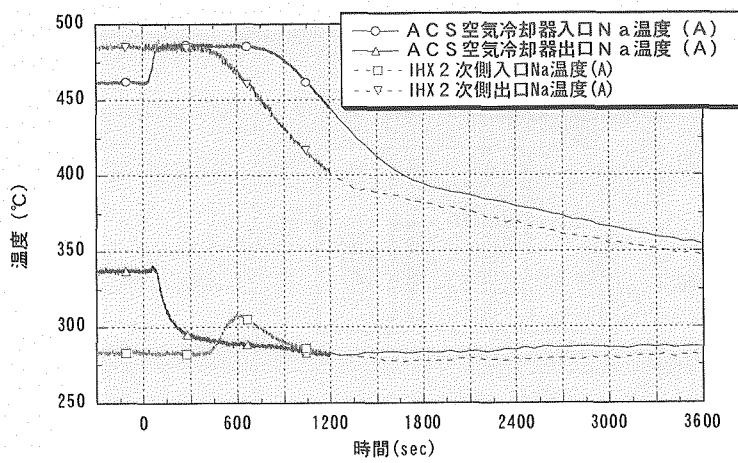
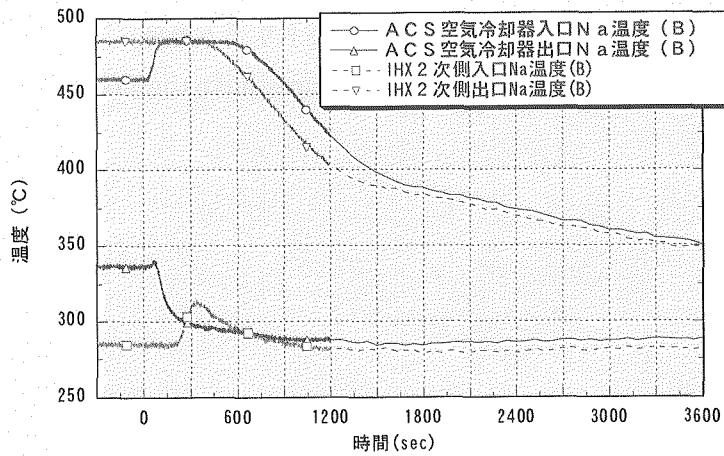


図 2-12 軸方向温度勾配

Fig.2-12 Vertical temperature gradient in the hot plenum



(a) A loop



(b) B loop

図 2-13 ACS 出入口、IHX 2 次側出入口温度

Fig.2-13 ACS outlet, IHX secondary inlet/outlet temperatures

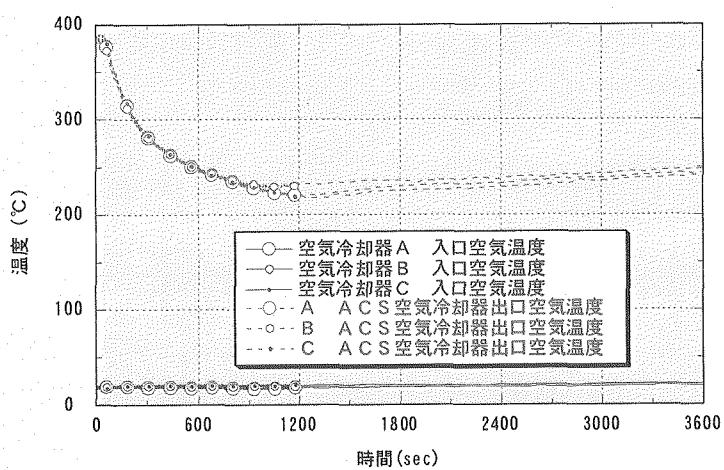


図 2-14 ACS 空気出入口温度

Fig.2-14 ACS inlet/outlet air temperatures

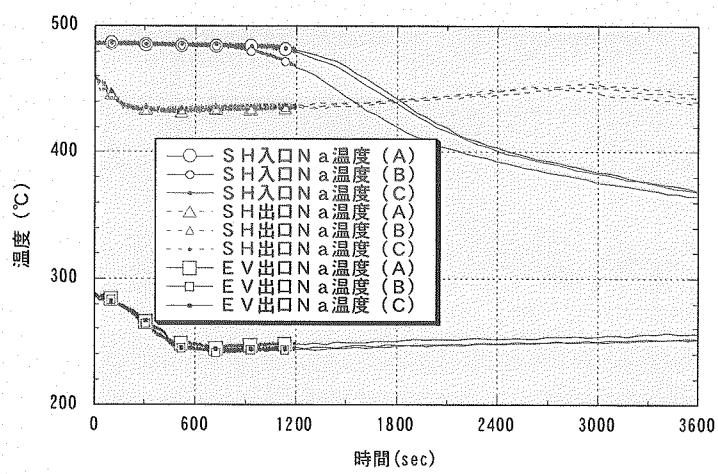


図 2-15 蒸気発生器側ナトリウム温度
Fig.2-15 Sodium temperatures near the SG

3 CERES 検証解析

本検証解析では、まず最初に CERES コードのプラント冷却系全体に亘る解析能力を確認するため、1 次・2 次・補助冷却系の全域を対象とした試験再現解析を実施した。また、多次元プレナムの解析能力を検証するため、R/V 内部流動に着目した解析を実施した。さらに、これまで JNC 内で実施された Super-COPD コードの入力データ整備作業において、課題として抽出されていた 2 つの現象を対象とした解析も実施している。

3.1 1 次・2 次冷却系を対象とした検証解析

3.1.1 モデル化の概要

R/V 内プレナムは、R(半径方向)Z(軸方向)の 2 次元でモデル化している。対象とした R/V 構造寸法を図 3-1 に示す。炉上部機構、中間胴プレナム、炉内構造物受皿の内部は固体メッシュとし、流動計算は行わない。

内筒フローホールには、2 つの高さ位置において、複数の丸穴が設けられている。これらについては、メッシュ境界の透過率(パーミアビリティ)を入力することにより面積割合で模擬した。

プラント動特性解析コード Super-COPD の整備作業において、内筒フローホールの圧損係数が設計値から見直されている。内筒フローホールの圧損係数は、設計では 1.6 とされていた。これは、設計時に定格流量相当の水流動試験を行い、この結果から保守側に定めた値である。上述の整備作業においては、もんじゅ試験結果と解析における比較から、フローホール圧損を 0.8 に見直すことにより、プレナム温度変化のよい一致が得られたと報告されている。したがって、本研究でもこの値を採用した。

解析に用いたメッシュ分割を図 3-2 に示す。メッシュ分割数は R(半径)方向 41、Z(軸)方向 148 である。

炉心部についても R(半径方向)Z(軸方向)2 次元でモデル化している。図 3-3 に水平断面の炉心構成(1/6 の領域のみ図示)を示す。R 方向のチャンネル数は集合体リング総数と合わせ 16 とし、各チャンネルには、同一チャンネルに存在する θ 方向の集合体の平均された出力、流量を設定する。制御棒に配分されている流量は、その制御棒が存在するチャンネルに付加した。CERES では、ドライバチャンネル、ブランケットチャンネルに関しては、Re 数の関数として圧力損失係数を設定しており、過渡におけるそれらのチャンネルの流量はその圧力損失係数と圧力の関係から算出される。また、中性子しやへい体チャンネルでは、定常・

過渡を通じて圧力損失係数が同じであると仮定し、初期の圧損と、初期流量から圧損係数を算出し、過渡時に適用した。

炉心の発熱に関しては、Fisson 分の発熱と崩壊熱発熱とに分けて計算を行う。

対象とした「もんじゅ」トリップ試験では、各ループともほぼ同様の変化が起こるため、計算の合理化の為に、A ループを代表ループとして計算を行った。

解析の境界は蒸気発生器入口止め弁(A弁)、蒸気発生器出口止め弁(B弁)としており、A弁は自由流出、B弁は、測定された流量、温度のナトリウムの流入境界となる(図 1-1、図 2-7 参照)。

図 3-4 に、IHX 概念およびその熱モデルを示している。IHX1 次側は、入口配管部、入口プレナム、管束部、出口プレナムに分けられ、2 次側は、センターパイプ部、入口プレナム部、熱交換(伝熱管)部、出口プレナム部、出口配管部に分けられる。

図 3-5 に、ACS 概念およびその熱モデルを示している。ACS は、熱交換部に至るホットレグ、およびコールドレグにより、2 次主冷却系配管の分岐点に連結される。

ACS 出口止め弁バイパス流路は、モデル化せず、D弁開度に対応した Cv 値を、C弁の Cv 値と合成することにより、C弁およびD弁を 1 つの制御弁として模擬している。

もんじゅの 2 次主冷却系においてはトリップ後、弁の操作により、蒸気発生器側から ACS 側へ大きくナトリウムの流れが変化する。そして主たる熱交換はこの ACS で行われることになる。本検討では、その熱的境界条件として、ACS の空気風量を与えた。ただし、ACS の空気風量は試験では測定されていないため、試験結果から以下の式を用いて算出した。

$$G_{air} = \frac{Q}{Cp_{air}(Tout_{air} - Tin_{air})}$$

$$Q = W_{Na} \rho_{Na} Cp_{Na} (Tout_{Na} - Tin_{Na})$$

ここで、Tout、Tin は空気冷却器の出入口温度、Cp、ρ、Q はそれぞれ、比熱(kJ/kg/K)、密度(kg/m³)、熱交換量(kW)で、また G は質量流量(kg/s)、W は体積流量(m³/s)を、さらに添え字の air は空気、Na はナトリウムを示している。

この空気流量の算出では、冷却材の輸送遅れ時間が無視されている。しかし、起動時には、ナトリウム流量が非常に少なく、その遅れ時間が無視できないと思われること、さらに、起動直後には、それまで極低流量で滞留していた流体が排出され、熱交換量とは直接関係のない出口温度が計測されている可能性もあることから、ここで算出した値は空気流量 G の絶対値ではなく、変化割合として用いることにする。具体的には、起動時～初期(600sec 程度)

には、空気冷却器の起動データを初期値とし、それ以降の過渡に関しては、求めた変化割合に基づく空気風量とした。図 3-6 には、そのようにして求めた解析境界条件としての空気風量を示す。図 2-15 と比較すると、空気風量変化のタイミングはダンパ開度の変化とほぼ合っていることが分かる。

3.1.2 解析結果

図 3-7、図 3-8 に 1 次ナトリウム流量、2 次ナトリウム流量、補助冷却系流量を示す。1 次主循環流量に関しては、フローコーストダウンの最後の 30 秒程度、CERES は流量を多めに評価している。これは CERES にセットしているポンプ特性カーブが実機に一致していないためと考えられる。しかし、本解析で着目する機器出入口温度へ影響を与えるポニーモータ流量(50sec 以後)は良く一致している。また、2 次主循環流量のフローコーストダウンおよび補助冷却系への移行も良く一致している。

図 3-9 に ACS 空気冷却器出入口ナトリウム温度の変化を示す。解析では配管における放熱が考慮されないため、トリップ時の入口温度は 2 次主循環ナトリウムホットレグ温度と同様になり、実機に比べ高い温度から出発している。出口温度に関しては、放熱および極低流量での空気冷却器熱交換のバランスの違いから解析の方が若干高めの温度で始まっている。過渡開始以降は、両者の温度はほぼ良い一致をすることが分かる。解析において、過渡直後に出口温度に急激な温度低下のスパイクが見られるが、これは起動時の空気風量の立ち上がりとナトリウム流量の立ち上がりのずれから生じているものと推察され、空気風量の起動テーブルを微調整することにより解消されると思われるが、非常に短い時間の変化であり、以後の解析結果には大きな影響を及ぼしていないと考えられることから、このまま解析することとした。過渡約 1200 秒の ACS 出口温度の低下は IHX を経て一巡したホット側ナトリウム温度が試験に比べ多少早く低下することにより生じている。解析で考慮する熱容量が実機に比較して若干少ないとなどが原因として考えられる。

図 3-10 に IHX の 2 次側出入口ナトリウム温度を示す。ACS での除熱量が増えるまでの間に流出した高温のナトリウムの影響で IHX 入口温度は一旦上昇するが、解析でもこれが良く模擬されている。解析では A ループをモデル化しているが、解析結果は、輸送遅れ時間も A ループと同様の時刻を示している。また、1800 秒付近で先に述べた ACS 出口温度の低下の影響が現れている。IHX 2 次側出口温度に関しては、ほぼ試験と同様の推移となっているが、実機に比べ温度の低下が早い。この IHX の 2 次側出入口ナトリウム温度については、3.3 章で詳しく検討している。

図 3-11 には IHX1 次側出口ナトリウム温度を示す。試験結果(図 2-8)の説明で述べたとおり、試験では 1 次流量コーストダウン特性と 2 次流量コーストダウン特性の違いにより温度低下が起こる。解析においてもそれを良く模擬できている。トリップ後 1800 秒の間、解析の結果が高めに計算されているが、このような傾向は、後に述べる IHX 回り詳細解析でも現れており、現在のところ、構造物の熱容量の考慮不足が原因と推察している。

図 3-12 には原子炉容器出入口ナトリウム温度の推移を示す。原子炉容器入口は、IHX1 次出口温度のディップの影響を受け、一旦低下した後に上昇する。解析ではそれを良く模擬できていることが分かる。ただし、IHX1 次出口温度の傾向がそのまま現れ、温度降下後 1800 秒までの間、入口ナトリウム温度を若干高めに予測している。また、出口温度に関しては、900 秒以降に見られるゆるやかなピーク部を除き、比較的良く一致していることが分かる。このピークは、入口温度の 600 秒前後のピークが現れたものと思われる。

図 3-13 には SH 入口温度を示す。解析結果は試験とほぼ同様の推移を示し、若干温度低下が早いが、温度推移の傾向は比較的よく合っていることが分かる。

図 3-14 に、A ループの試験結果および解析結果の冷却系全体の温度変化を纏めて示す。温度の推移や、ピークなどの現れるタイミングなど、冷却系全体を良く模擬できていることが分かる。

図 3-15 および図 3-16 にプレナム内の温度分布を示す。図より、プレナムの低部(-4430mm 以下)においては、解析は試験とよく一致していることが分かる。一方、プレナム上部(-3700mm 以上)に関しては、解析の場合、温度の成層が試験に比較してかなり早めに解消するという結果となっている。

「もんじゅ」の場合、R/V 出口温度は、プレナム内の比較的低部である内筒フローホール近傍の温度に影響されるため、プレナム上半分におけるこの成層化現象の不一致の影響は顕在化していない。

図 3-17 には初期定常状態、120sec、600sec、1200sec における軸方向温度分布を示している。過渡において 120sec までは試験の結果に比較的近い温度分布を予測しているが、600sec の時点でかなり成層界面が上昇し、1200sec では内筒界面より上端に界面が移動している。この解析では、明らかに温度成層界面の上昇速度が実機よりも速くなっている。

3.2 炉容器内流動に着目した 3 次元プレナム検証解析

3.2.1 モデル化の概要

解析対象範囲は R/V 内部とする。3 ループ対称事象を想定し、プレナムは 3 次元 120° セクターでモデル化する。モデル化で用いた構造寸法は図 3-1 と同様である。

コールドプレナム～高圧入口プレナム～高圧プレナムに至る経路は、メッシュ境界のパーミヤビリティにより面積率で模擬した。また、内筒フローホールについても、メッシュ境界のパーミヤビリティにより面積率で模擬した。

解析に用いたメッシュ分割を図 3-18 に示す。円筒座標系を使用し、メッシュ分割は R(半径)方向 41、Z(軸)方向 148、 θ (周)方向 7 である。総メッシュ数は 42476 となる。 θ (周)方向については、K=3 の位置に入口ノズルを、K=5 の位置に出口ノズルを設けている。

炉心部分のモデルは、3.1 章で示した解析でのモデル化と同様である。CERES の炉心モデルは常に R-Z の 2 次元でモデル化される。プレナムを 3 次元でモデル化する場合には、各 R 方向炉心チャンネルから流出するナトリウムは、同 R 方向ノードにおける周(θ)方向メッシュに各面積割合に応じて配分される。

R/V 入口ノズルの上流部に配管モデルを接続し、配管モデルの入口を図 2-1(コールドレグ)に示す R/V 入口熱電対位置に一致させ、この部分を流入境界とした。R/V 入口ノズルとコールドプレナムの接続部はプレナム部の 5 メッシュで分担する。流量、温度の境界条件には、図 2-6 および図 2-8 に示した流量および温度データを 3 ループで平均した値を用いた。

R/V 出口ノズル部下流にも配管モデルを接続し、配管モデルの出口を図 2-1(ホットレグ)中の R/V 出口熱電対位置に一致させた。R/V 出口ノズルとホットプレナムの接続部はプレナム部の 2 メッシュで分担する。この配管モデルの出口に圧力境界を設定した。

壁面に対してはフリースリップ条件、および θ 方向に関しては周期的境界条件で計算を行った。

内筒フローホールの損失係数は、3.1 章と同様に、既往研究の結果を参考に 0.8 とした。

また、内筒部には熱伝導も加味している。

3.2.2 解析結果

以降に用いる温度コンター、流速ベクトルのノードの位置を図 3-18 で説明する。入口ノズル近傍、出口配管近傍の流動状況を調べるために、軸方向 J=24、J=95 における R- θ 断面図を用いる。プレナムの R-Z 断面図は、入口ノズルおよび出口配管がモデル化されているメッシュ θ 方向 K=3、K=5 とする。入口ノズルからの流入状況を把握するために、R=26

におけるθ-Z断面も用いる。

これらの場所での、電気出力40%定常運転状態での温度コンター、流速ベクトルを図3-19、図3-20に示す。R/V入口ノズルには周方向に振り角があるため、下部プレナムには周方向の流れが存在している。炉心出口においては、斜め上部方向への流れが主流となっている。この斜上方向への流れの下部には、内筒に沿って下降する方向の大きな渦流が生じている。この流れの影響により、炉心槽横のくぼみに、ブランケット燃料集合体、中性子しゃへい体から流出する冷たいナトリウムが流入し、温度の成層化が生じている。内筒上部を越えてアニュラス部に流入する流れと、上部、下部のフローホールにより流出する割合は、各々81%、4.3%、14.7%である。コールドプレナム中には周方向の流れが生じているが、ホットプレナムでは周方向に顕著な流れはない。

図3-21～図3-28に、過渡(300sec、700sec、1800sec、3600sec)に亘る流速ベクトル、温度分布を示す。初期状態の時に見られた炉心出口部の斜上方向への流れは消滅し、炉心上部の水平流れが主になっている。これは、炉心出口ナトリウム温度が上部プレナム温度より低いために生じた。下部プレナムでは周方向流れが残っているが、時間を経るにつれ、流速が遅くなっていることが分かる。

上部プレナムでは時間が進むにつれ成層界面が上昇し、同時に等温線の間隔も狭くなり、480°Cの等温線(10番)の推移により、頂部に高温部が取り残されてゆく様子が分かる。R/V内筒外部へは、フローホールおよび内筒越流の両側からナトリウムが流れ込むが、両者に温度差があるため、内筒外部にも若干の温度成層化が生じていることが分かる。

図3-29、図3-30にプレナム温度分布の比較を示す。図3-30には、上部フローホールの高さまでの比較的低い部分を示すが、過渡初期の上部フローホール部位置(-4430mm)が25°C程度高めの温度を示すが、それ以外は20°C以内の差に収まっていることが分かる。

本章の解析は、試験で得られたR/V入口温度、ナトリウム流量を境界条件として与えたものであり、1次・2次・補助冷却系を連結して解き、R/V入口温度が試験結果に完全に一致していない3.1章の結果と同列で比較することはできないが、参考までに図3-15、図3-16と比べた場合、本章での3次元モデルでの解析は、2次元モデルに比較して試験結果の模擬性がよいと判断できる。特に図3-29と図3-15には顕著な違いが見られる。2次元解析では、プレナムのミキシングが比較的早く進むように解析されているが、3次元解析の場合、その傾向が緩和され、プレナム各点での温度変化の傾向が多少ではあるが、実機に近づくことが分かる。図3-31に軸方向プレナム温度分布の比較を示す。温度成層化の変化傾向など、解

析結果は試験結果とよく一致していることが分かる。ただし、図 3-29 から明らかなように、-3700mm、-2700mm の高さでは、最大 30°C～40°C の温度差が生じている。これは、炉内構造物などの熱容量をより精緻にモデル化することである程度は改善されると考えている。複雑なプレナム流動をより精度良く解析するためには、プレナムモデルに高次の乱流モデルを組み入れるなどの対策が必要になると考えられる。しかし、プラント動特性解析コードとしての CERES の役割を考えた場合、この程度の模擬性をもてば、十分であると考えられる。

以上により、CERES コードの 3 次元プレナムモデルの基本的な解析能力を確認することができた。

「もんじゅ」構造を例にとると、過渡において成層化部分の温度が直接、原子炉出口温度に影響を及ぼさなくなる。このようなケースでは、第 3.1 章で示したように 2 次元プレナムモデルを用いたネットワーク計算でも十分に試験結果を模擬できる。

プラント動特性解析を行う際には、対象とする高速炉の R/V 内部構造、対象とする事象(自然循環か、強制循環かなど)などに十分に配慮した上で、プレナムモデルの選択をすることが必要と判断される。特に、プレナム内温度分布がプラント挙動に影響を与えると判断される場合には、CERES の 3 次元プレナムモデルは有効である。

3.3 中間胴プレナムの影響評価

3.3.1 背景

JNCにおいては、「もんじゅ」設置許可申請に用いられたシステムコード COPD(現在は様々な機能が付加され Super-COPD と呼ばれている)に対し、「もんじゅ」の試験データを用いて、最確データ整備作業を実施している。

その作業においてトリップ後の原子炉容器出口温度の長期挙動に着目した場合、Super-COPD での解析結果に対し、原子炉容器出口温度はより高い温度を示す傾向が見られた。

そこで、JNCにおいては、Super-COPD の炉内構造モデルについて見直し、それに影響を与えていた要因として、中間胴プレナムの存在に着目している。

中間胴プレナムは図 2-3 に示されるように炉心槽外周部に存在し、コールドプレナムからホットプレナムに至る温度勾配を緩衝させ、また炉内中継ラックを保持する役割を担う。プラントにナトリウムを充填する際に、残留ガスなどが存在せず適正に充填されるように、この中間胴プレナムには呼吸口が存在する。そのため定格運転状態で若干のナトリウムの流れがあり、それは主冷却流量の 1.4%程度とされている。また、発熱部以外の炉心バイパス流

量としては約 5.6%が見積もられている。

Super-COPD により、中間胴プレナムを模擬した予備的解析を実施したところ、過渡開始から約 30 分を経た段階からは、炉心出口温度に比較して、中間胴プレナムに溜まったナトリウムの方が高い温度で推移するとの結果が得られている(図 3-32)。実機の中間胴プレナム内部の温度も、図に示すように、過渡中も比較的高温で推移している。したがって、もしこれがプレナムに流出するとしたら、原子炉容器出口温度がより高く評価される可能性がある。

そこで、CERESにおいても同様の解析を行い、その影響の有無を検討する。

3.3.2 モデル化の概要

解析モデルは、第 3-1 章に示したものと同じ 2 次元 R-Z モデルとしている。中間胴プレナム部は、第 3-1 章においては固体構造物として解析対象外としていた。本章におけるモデル化の概要を図 3-33 に示す。図において、青いセルは構造材境界であり、冷却材との熱交換が考慮される。また黄色の部分はその容積の 88%をナトリウムとし、残部を構造材として熱容量を考慮している。また、中間胴プレナムへのナトリウムの流入出が行われる場所は中間胴プレナムの上面で内筒より内側の領域(緑色のセル)、および中間胴プレナム下面(水色のセル)である。

解析では、R/V 入口温度、流量を 3 ループの平均値として算出し、これを R/V 入口境界として用いた。温度を平均化する際には、流量で重み付けしている。解析で用いた R/V 流入条件を図 3-34 に示す。

この領域に対し、発熱部バイパス流量の一部、および中間胴プレナム部の流量を考慮して、40%出力状態で、主流量の 4%強の流れが存在するよう圧力損失係数を設定した。この想定流量は、設計条件から中間胴プレナム部のみに推定される流量 1.4%に、発熱部以外の炉心バイパス流量の一部を加えて想定したものである。

中間胴プレナムの上面・下面を塞いだ場合、および存在を加味した場合の解析を行い両者の比較を行った。

3.3.3 解析結果

図 3-35 に中間胴プレナム流量を示す。フローコーストダウン後、ボニーモータ運転状態では、この部分の流量割合はほとんど変化せず、過渡を通して全流量の約 3.9%の流量であった。

図 3-36 には、中間胴プレナムの内部温度(解析)および、中間胴プレナム内部の温度測定結果(4 点)、また、比較のために、炉心出口温度 1 点と、同一の部位の解析結果を示す。炉心出口温度はトリップと同時に非常に短い時間で低下し、その後、R/V 入口の温度変化(図

2-8)の影響をうけ、小さな温度低下が現れた後、概ね漸次低下傾向にある。解析の結果も、若干の温度差が見られるものの、ほぼ同様の推移を再現していることが分かる。一方試験結果において、中間胴プレナム内部温度は、初期には 375°C 程度であり、過渡を経てもあまり大きく変化せず、炉心出口温度と比べても高い温度で保持される傾向がある。解析の結果も基本的には同様であり、初期には 360°C 程度を示しているが、これが炉心出口温度に比較して緩慢に変化し、1200 秒を経る頃からは、炉心出口温度より高い温度を示す。

図 3-37 に、計測されたプレナム軸方向温度(低部 : -6050mm、-5160mm)、および中間胴プレナム内部温度、また解析で得られた同様の位置での値を示す。過渡開始から 1 時間の中間胴プレナム温度は、図 3-36 と同じである。

本図から、中間胴プレナム内部温度はトリップ後数 10 分程度でプレナム下部温度を超えることが分かる。解析においても同様の傾向が示されている。また、トリップ後少なくとも数時間程度は、中間胴プレナム内部はプレナムに比べて高温のナトリウムが存在するが、解析でも同様の傾向が示されている。図 3-38、図 3-39 に、中間胴プレナムを考慮した場合、考慮していない場合の R/V 出口温度を示す。両者を比較することにより、トリップ後 1 時間程度から R/V 出口温度に差が現れていることが分かる。中間胴プレナムを考慮した場合に出口温度が高い。これは、徐々に中間胴プレナムより高温のナトリウムが流出し、それの影響が R/V 出口温度に現れたものと思われる。

中間胴プレナムを考慮することにより、R/V 出口温度の長期挙動は試験に近づくが、それでも未差異があり、この理由については今後さらに検討する必要がある。

3.4 中間熱交換器内部流動評価

3.4.1 背景

第 3.3 章と同様に、IHX(図 3-4 参照)を対象とした Super-COPD コードに対するデータ整備が JNC において実施されている。

図 3-40 に、そのデータ整備作業におけるチューニング前の解析結果を示す。図から IHX2 次出口温度に関して、解析の温度低下のタイミングが試験より早く、またその勾配もやや試験より大きいことが分かる。

2 次冷却系に関しては、IHX 内部の流れが単純であることからチューニング要素は少ないと考えられていた。前述の差異の理由は、考慮していなかった 1 次冷却系 IHX 入口プレナムにおけるスタグナント部(図 3-41 の VI 領域)の効果、および、熱交換窓部への流入位置に

おける整流シュラウドでの分流(図 3-42)の影響によると判断されている。図 3-42 には、熱交換部への 1 次冷却材流入窓部近傍を示す。1 次冷却材が上昇するアニュラス部には、図に示すようにアニュラス部整流板および整流シュラウドが存在する。IHX 入口ノズルから流入したナトリウムは、 θ 方向へ回り込むと同時に上昇し、アニュラス部整流板を経て整流シュラウドの内外を流れる。ここで、JNC では、整流シュラウドの内側を上昇したナトリウムはそのまま熱交換部入口窓から流入する一方、整流シュラウドの外側を上昇したナトリウムは整流シュラウドの上端を越流して窓部に到達すると仮定している。これにより高温の 1 次ナトリウムが時間差をもって熱交換部へ流れ込むため、2 次出口温度の低下時間が遅れると推定している。

これら構造上の特徴に配慮して Super-COPD をモデル化し再度解析した結果を図 3-43 に示す。図より、2 次冷却系の温度を非常によく再現していることが分かる。

そこで本章では、CERES の多次元モデルを用いた IHX 内部解析により、これらの現象に関する確認を行う。

3.4.2 モデル化の概要

図 3-44 に CERES モデル化の概要を示す。図中の 1 次冷却材入口部から熱交換部入口窓部までのアニュラス部、1 次冷却材出口プレナム、および 2 次冷却材出口プレナムを 3 次元プレナム機能でモデル化している。それぞれの出入口部には、出入口熱電対位置までの配管も模擬している。3 次元プレナム機能によるメッシュ分割を図 3-45 に示す。3 次元部は、Z 方向 28、R 方向 17、 θ 方向 7(180° セクタ)の 3332 ノードである。アニュラス整流板は、その存在すべき位置のメッシュ境界に、体積占有率(ポロシティ)、面積占有率(パーミヤビリティ)で模擬している。

境界条件は 1 次入口配管および 2 次入口配管の熱電対位置に、A ループでの温度、流量条件を与えた。

3.4.3 解析結果

図 3-46 に CERES による解析結果を示す。Super-COPD の結果(図 3-43)と同様の傾向を示し、IHX2 次出口温度は試験結果と良く合っているが、IHX1 次出口温度は試験結果に比べて高い温度を示している。この原因に関しては構造材の熱容量の考慮不足と考えられる。

図 3-47 には、整流シュラウド内外の流量の割合の変化を示している。初期には、整流シュラウド内側の流量が 8 割程度、外側が 2 割程度であるが、トリップ後、外側の流量割合が増加する。これは、流量が多い場合には流体の慣性力が強く、入口ノズルから流入したナト

リウムの主流は IHX 中心側へ向かうことになり、整流シュラウドの内側への流入量が多いが、流量の低下とともに、その効果が減るためと考えられる。

図 3-48 には、アニュラス整流板近傍における、軸方向質量流束の周方向分布を示す。初期状態では、周方向質量流束に大きな分布があり、入口ノズルから 90° 方向にそのピークがあることが判る。また、入口ノズルの近傍で質量流束のディップが存在する。これは、IHX の水流動試験で得られた結果と同様の傾向である。トリップ後、流量の低下とともに、その周方向偏差は緩和されるが、900 秒後でも初期の分布の傾向が若干残っている。

図 3-49、図 3-50 には、初期状態、およびトリップ後 600 秒における、1 次入口プレナムの流動状況を示す。入口ノズルから流入したナトリウムは上下左右に別れ、特に、初期においては、整流シュラウド内側への流入が支配的であることが判る。そして、600 秒の時点では、初期に見られたその傾向が顕著でなくなることが判る。

図 3-51 に、IHX 熱交換部入口窓の直前のノードにおける温度を示す。図には、A,C,E,G の各領域における入口窓上部、下部のナトリウム温度を示している。初期にはほとんど温度差が見られないが、トリップ後、流量が減少した時点では、温度差が見られるようになり、特に、E 領域で顕著になっている。本図から、整流シュラウドの内外から入口窓へ流入するナトリウムが過渡において温度差を有しながら流入することが理解される。以上のことから、Super-COPD において整流シュラウド内外の空間を領域分けし、これらの領域を流れるナトリウムの輸送遅れ時間を考慮した場合に、実機状態をより高精度に予測できるようになったものと考えられる。

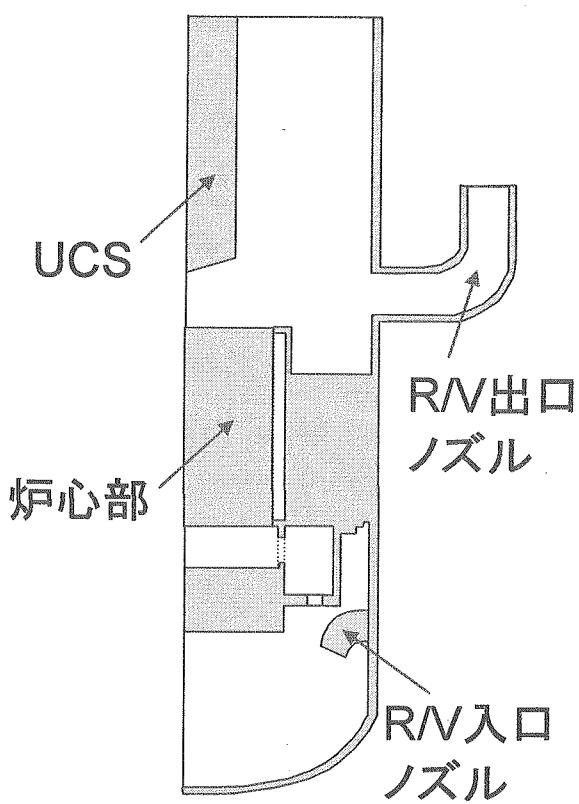


図 3・1 原子炉容器内構造の概略

Fig.3-1 Schematic Diagram of
Reactor Vessel Internal Structures

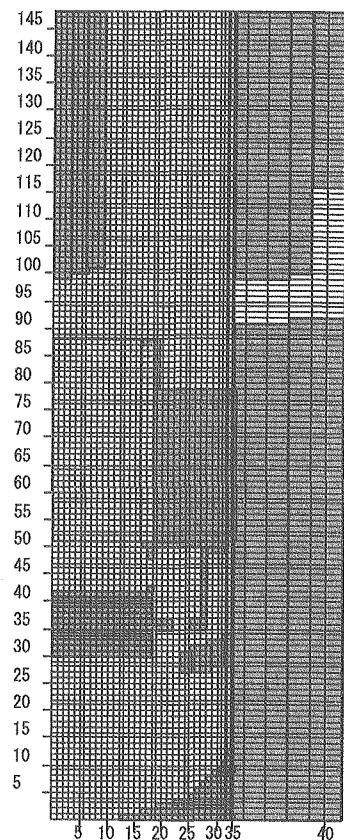


図 3・2 メッシュ分割

Fig.3-2 Mesh Partition

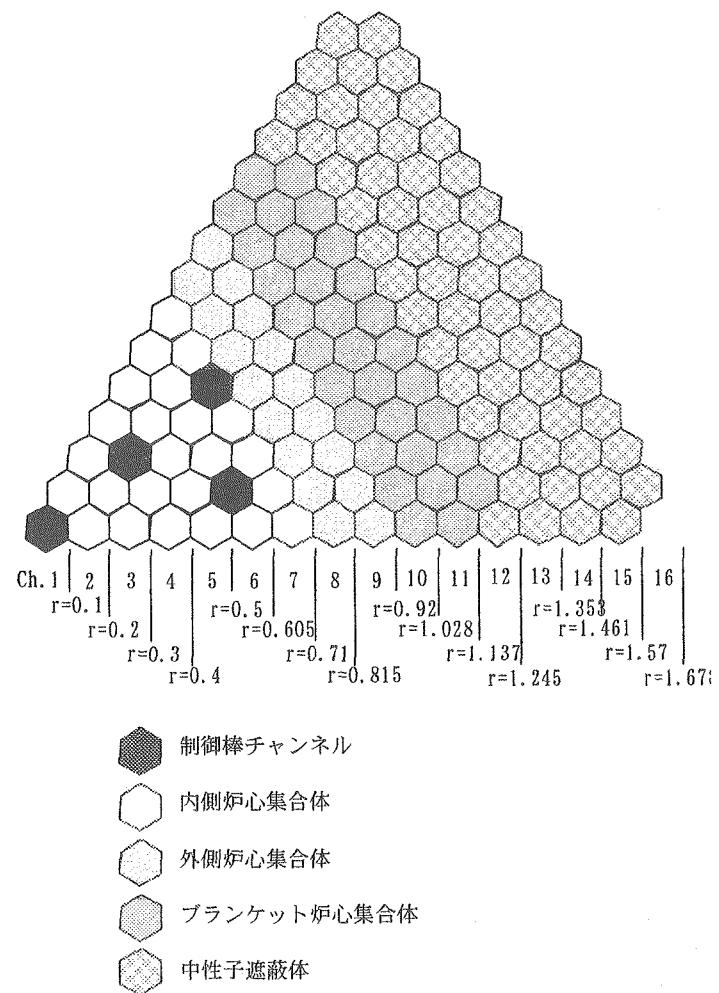


図 3-3 炉心の構成（1/6 領域）と解析上の分割

Fig.3-3 Core configuration (1/6 sector) and core the partition in the calculation

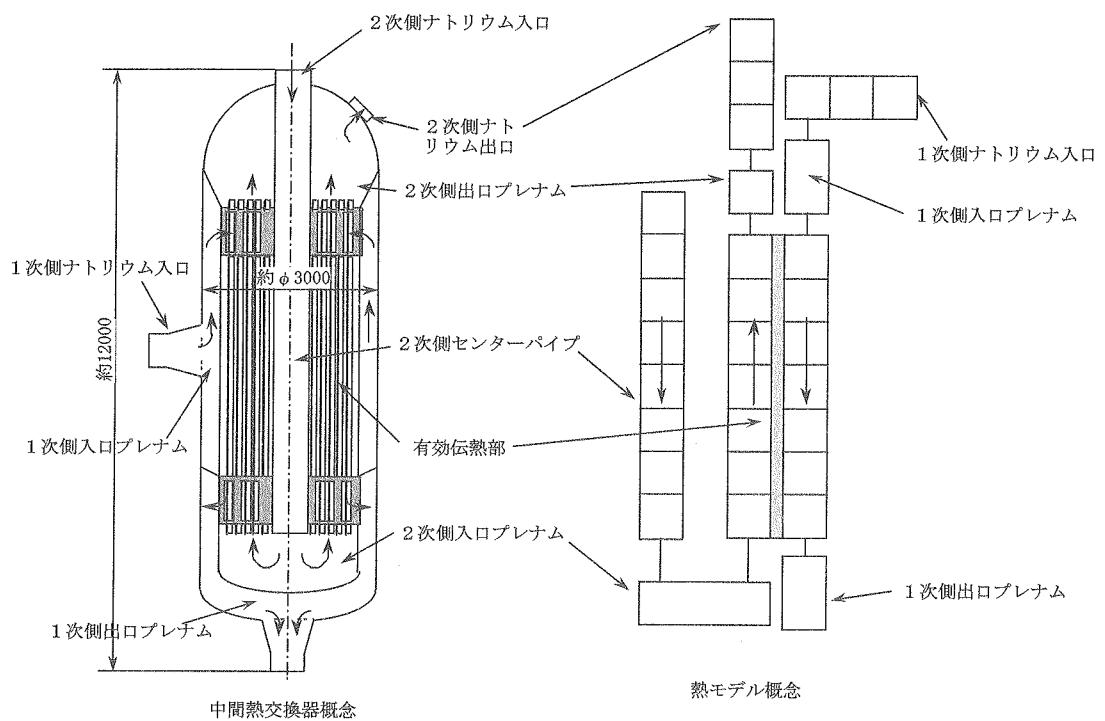


図 3-4 中間熱交換器のモデル化

Fig.3-4 IHX model

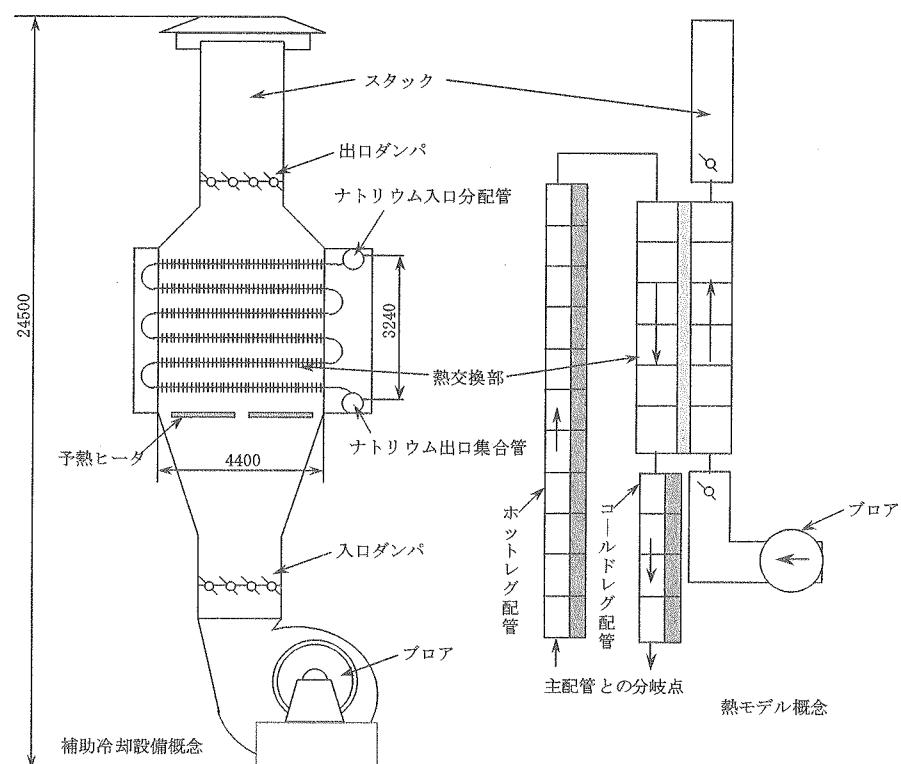


図 3-5 ACS のモデル化

Fig.3-5 ACS model

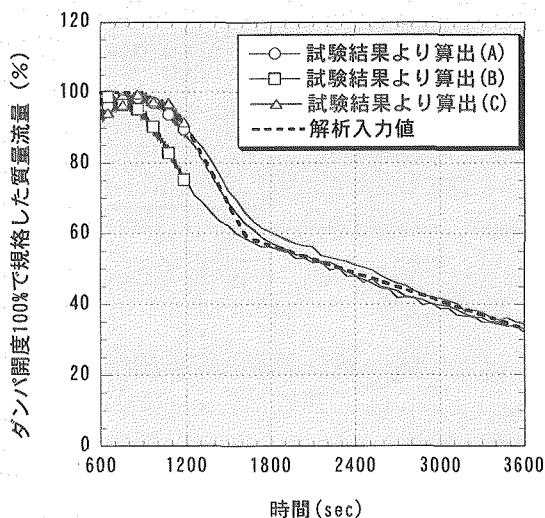


図 3-6 解析入力値とした空気風量

Fig.3-6 Air flow rate as a input data

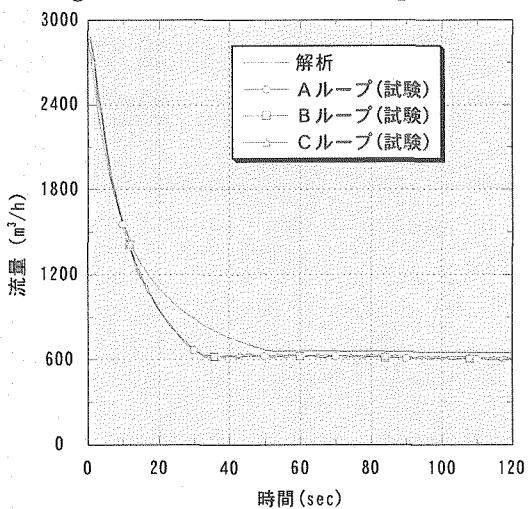


図 3-7 1次ナトリウム流量

Fig.3-7 Primary sodium flow rate

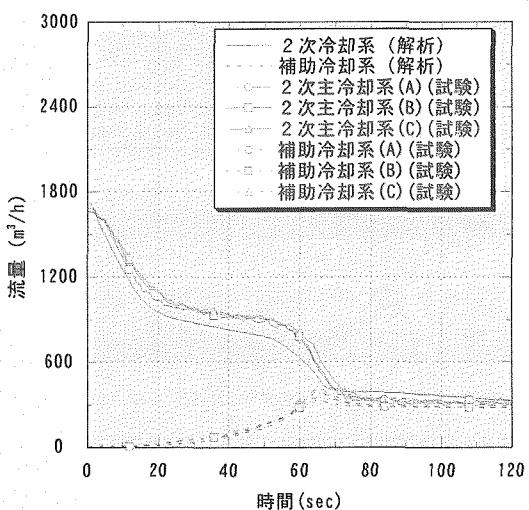


図 3-8 2次ナトリウム流量

Fig.3-8 Secondary sodium flow rate

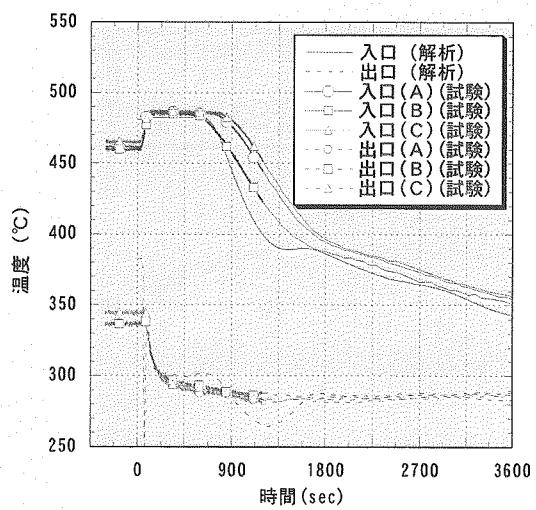


図 3-9 ACS 空気冷却器出入口ナトリウム温度
Fig.3-9 ACS air cooler inlet/outlet sodium temperatures

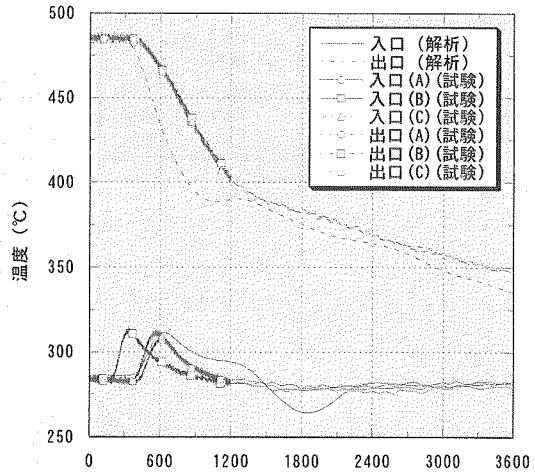


図 3-10 IHX 2次側出入口ナトリウム温度
Fig.3-10 IHX secondary inlet/outlet sodium temperatures

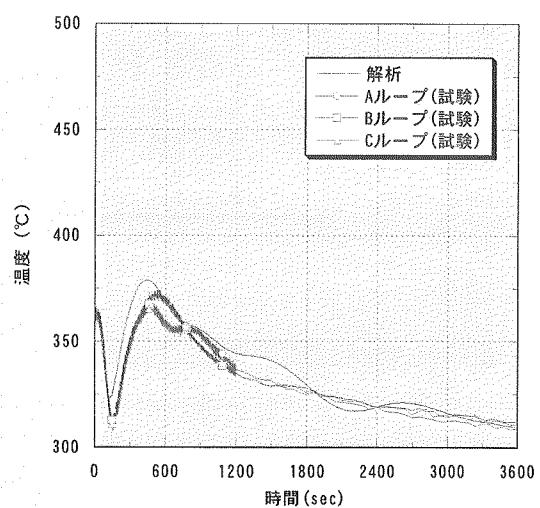


図 3-11 IHX 1次側出口ナトリウム温度
Fig.3-11 IHX primary outlet sodium temperatures

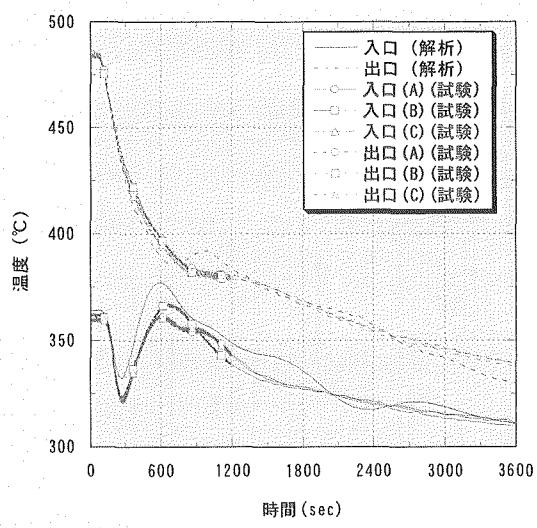


図 3-12 原子炉容器出入口ナトリウム温度

Fig.3-12 R/V inlet/outlet sodium temperatures

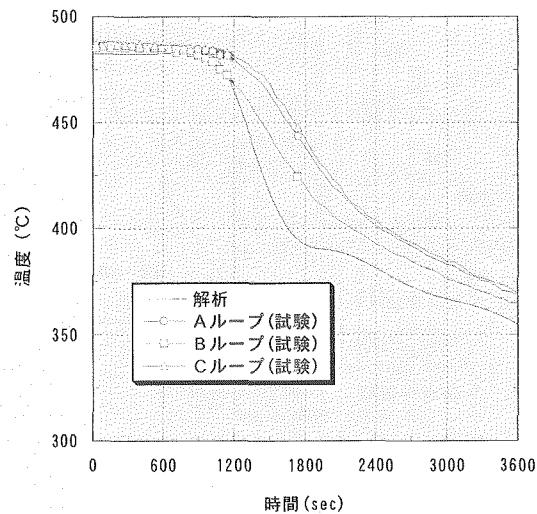


図 3-13 過熱器入口ナトリウム温度

Fig.3-13 SH inlet sodium temperatures

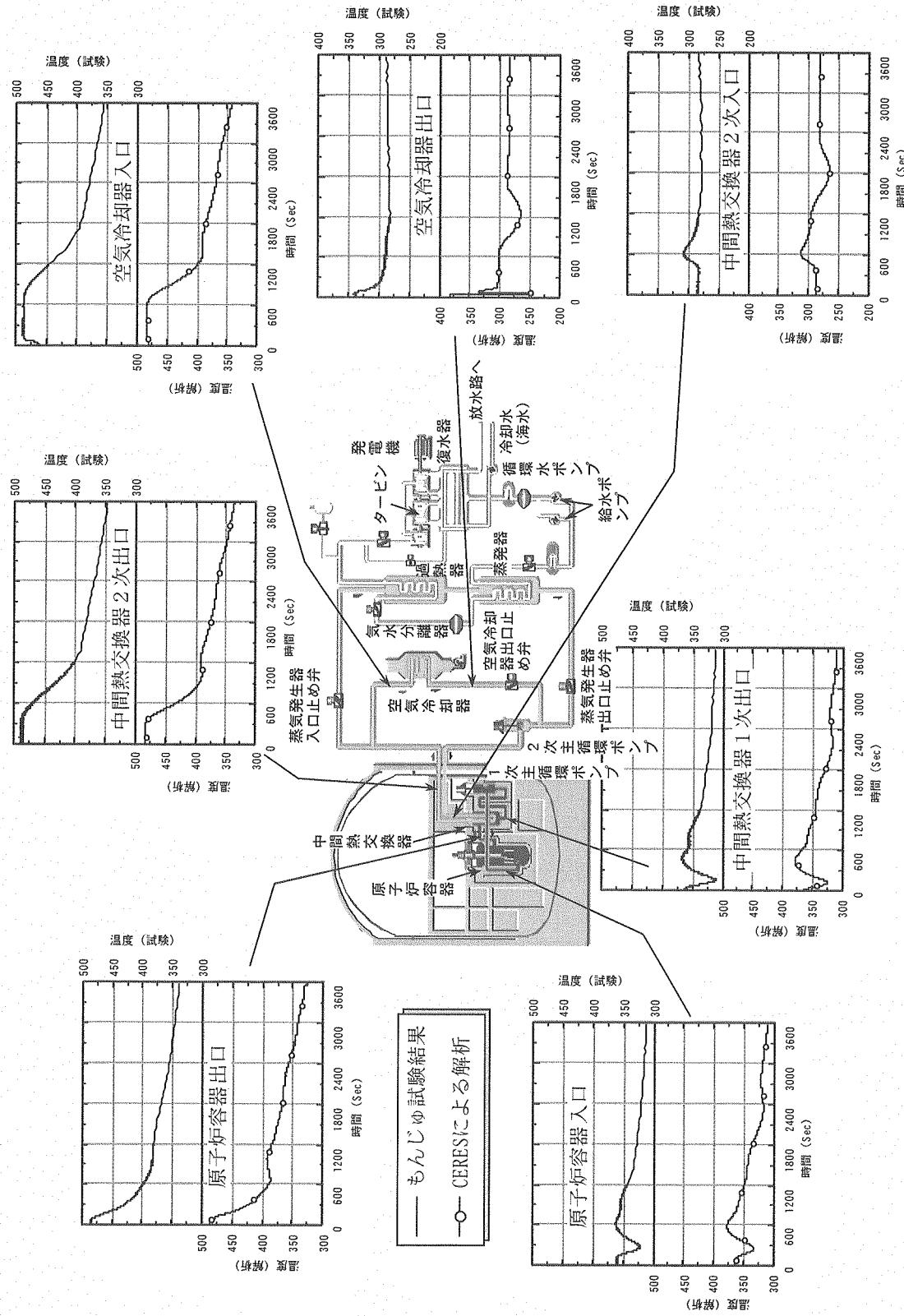


図 3-14 各部ナトリウム温度の比較
Fig.3-14 Comparison in the sodium temperatures of each part

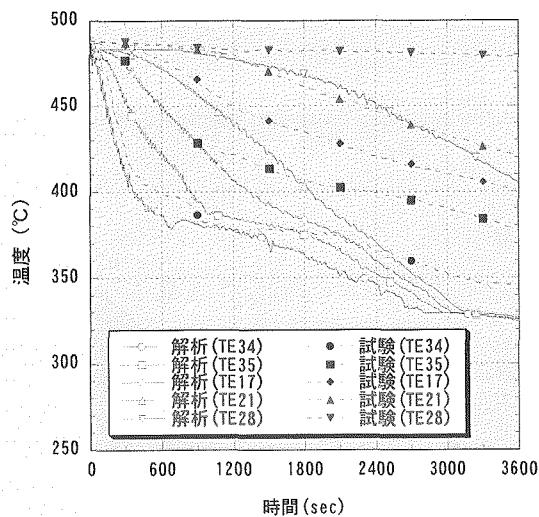


図 3-15 ホットプレナム温度（上部）

Fig.3-15 Sodium temperatures in the hot plenum (Upper part)

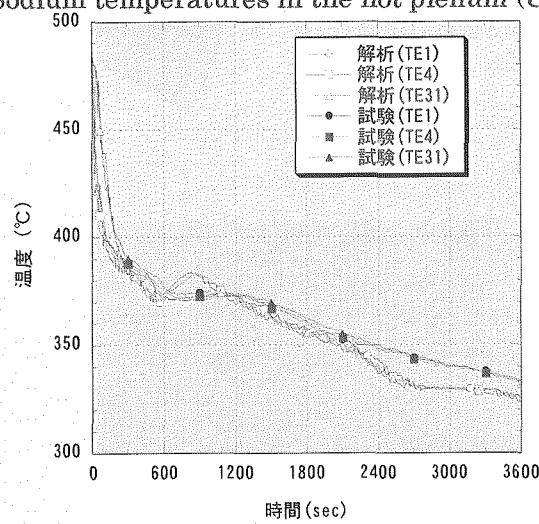


図 3-16 ホットプレナム温度（下部）

Fig.3-16 Sodium temperatures in the hot plenum (Lower part)

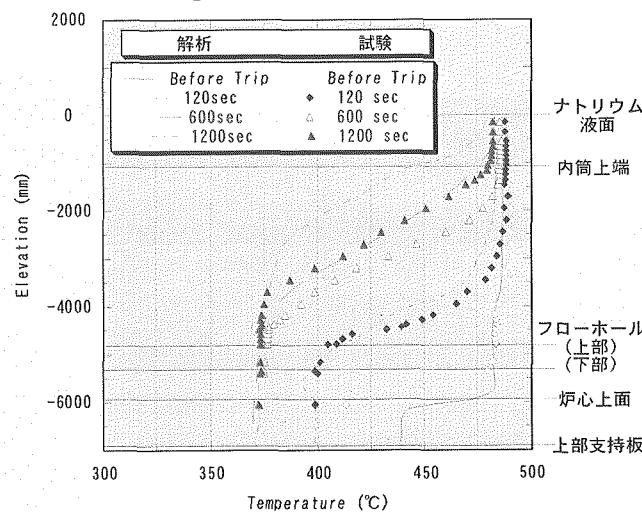


図 3-17 軸方向温度勾配

Fig.3-17 Vertical temperature gradient in the hot plenum

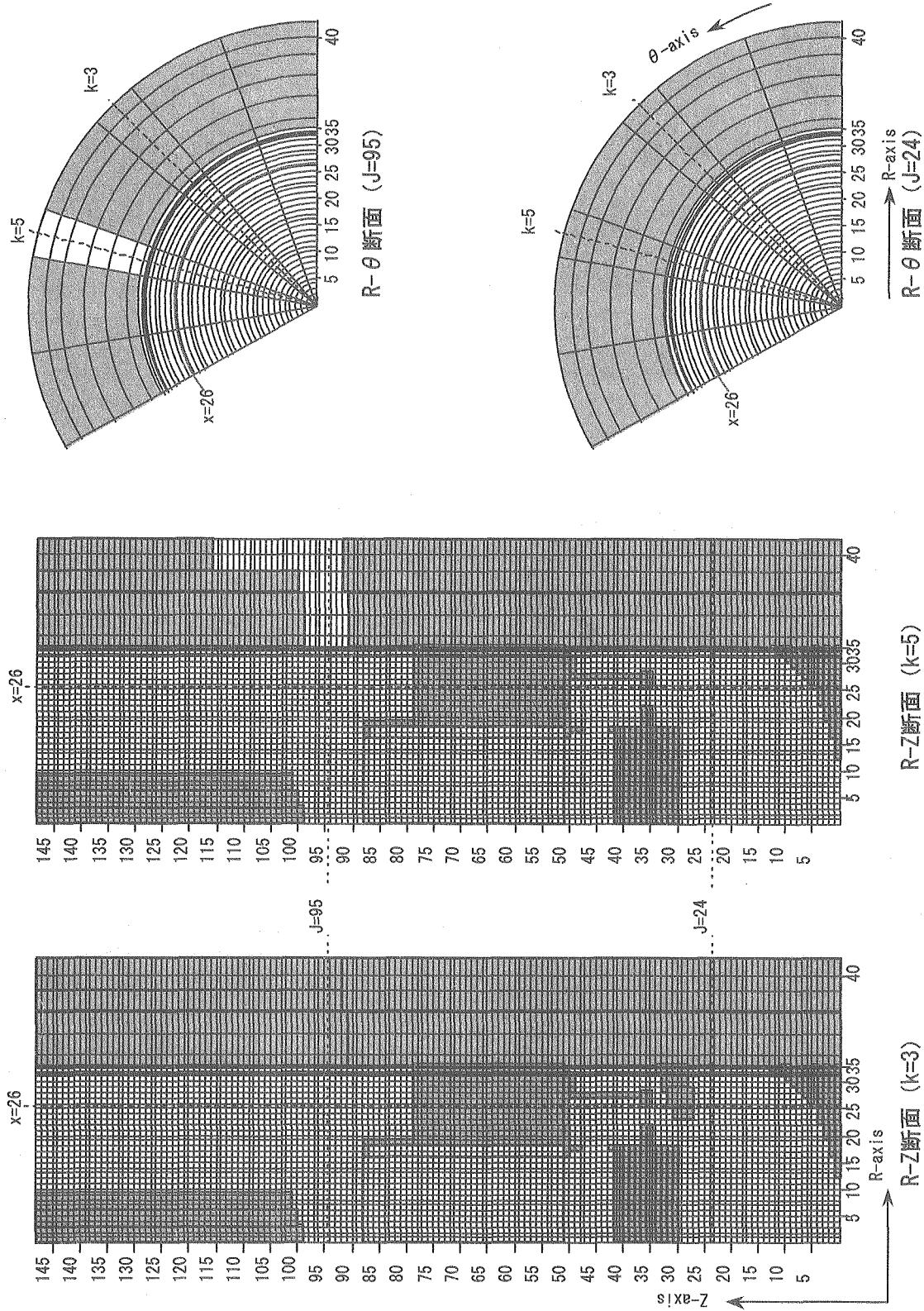


図 3-18 メッシュ分割
Fig.3-18 Mesh partition

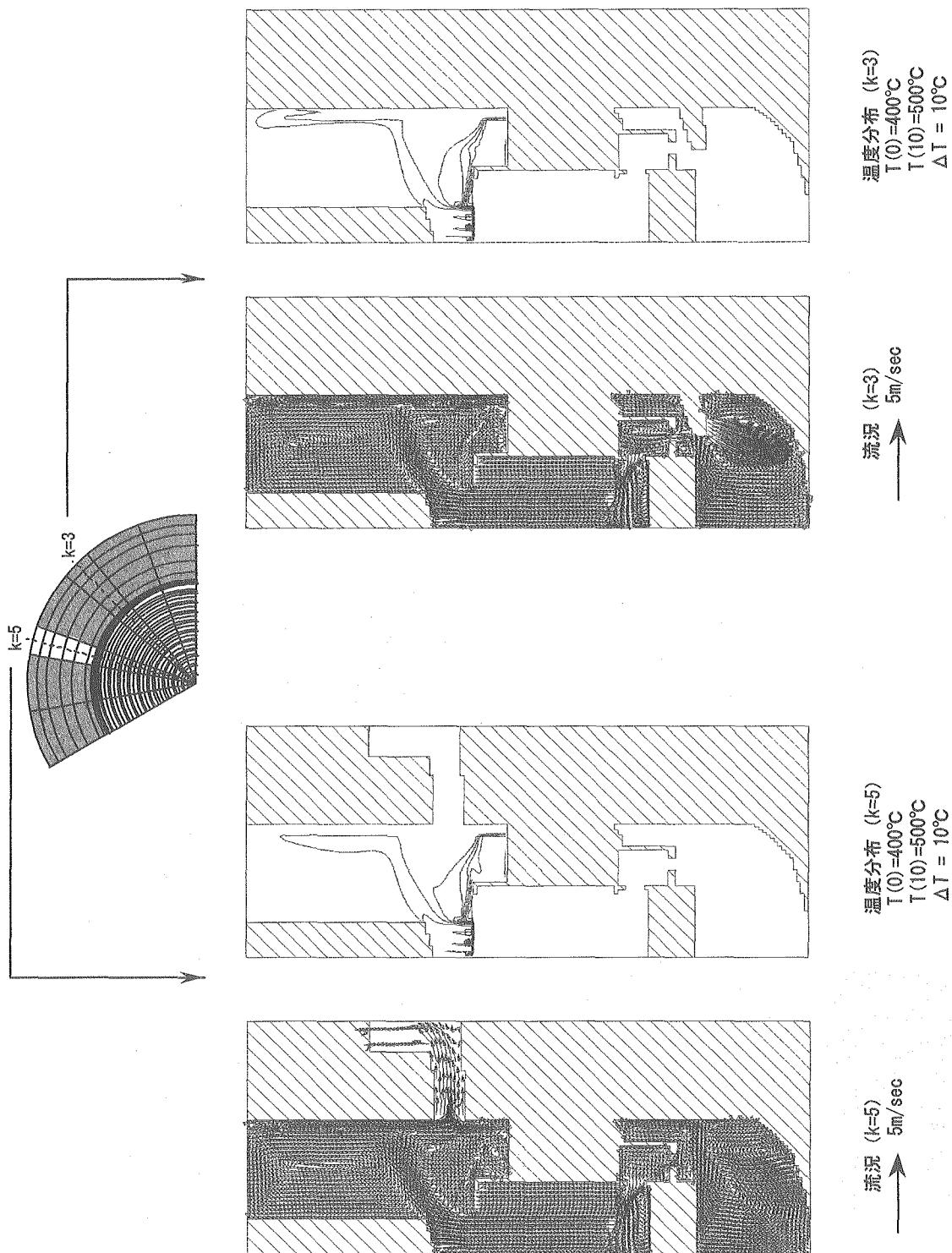


図 3-19 測溫分布、流況 (R-Z 断面) (初期状態)
Fig. 3-19 Flow pattern, temperature distribution (R-Z Cross Section) (Initial)

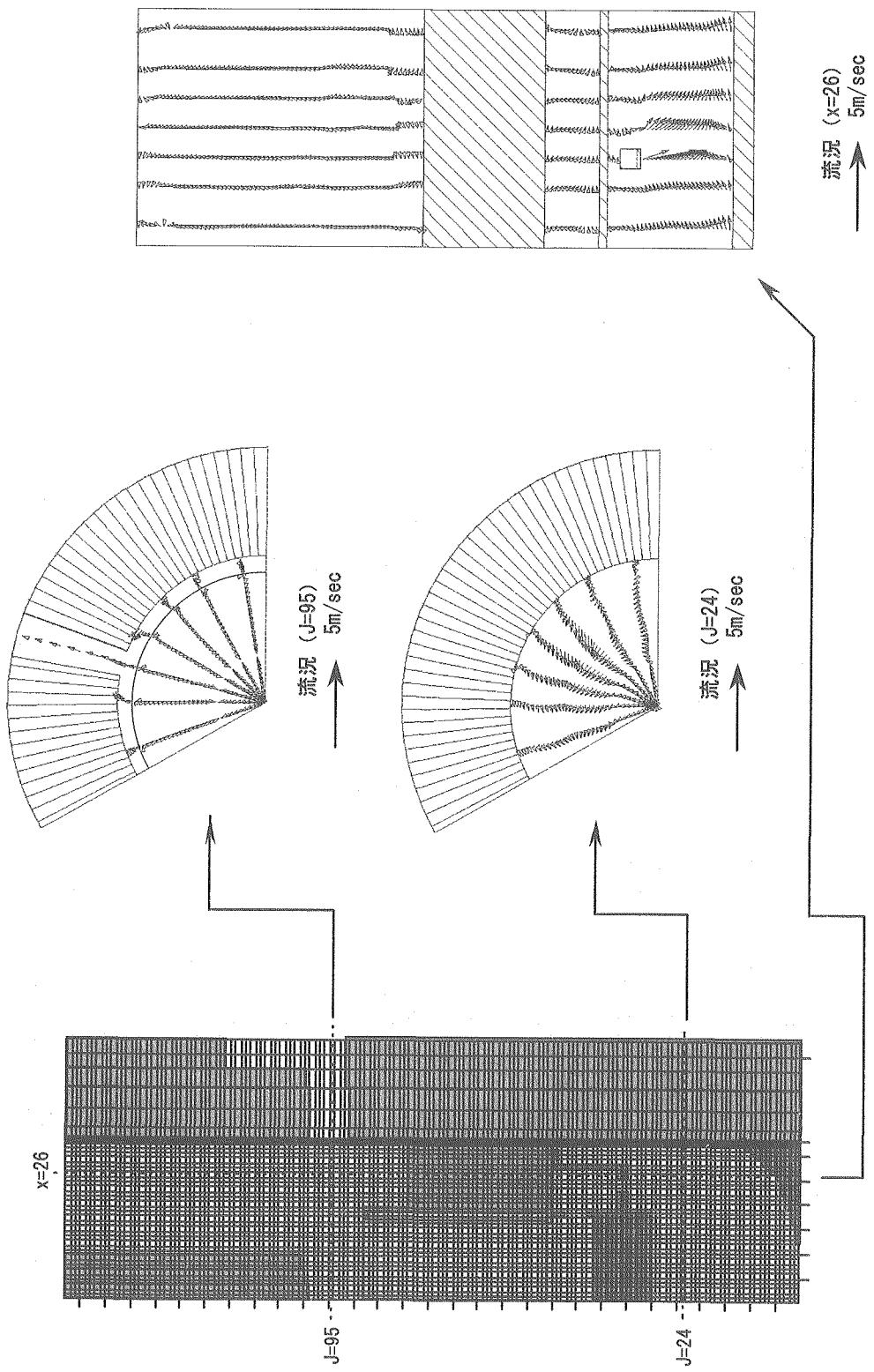


図 3-20 流況 ($R-\theta$, $Z-\theta$ 断面) (初期状態)
Fig.3-20 Flow pattern ($R-\theta$, $Z-\theta$ Cross Section) (Initial)

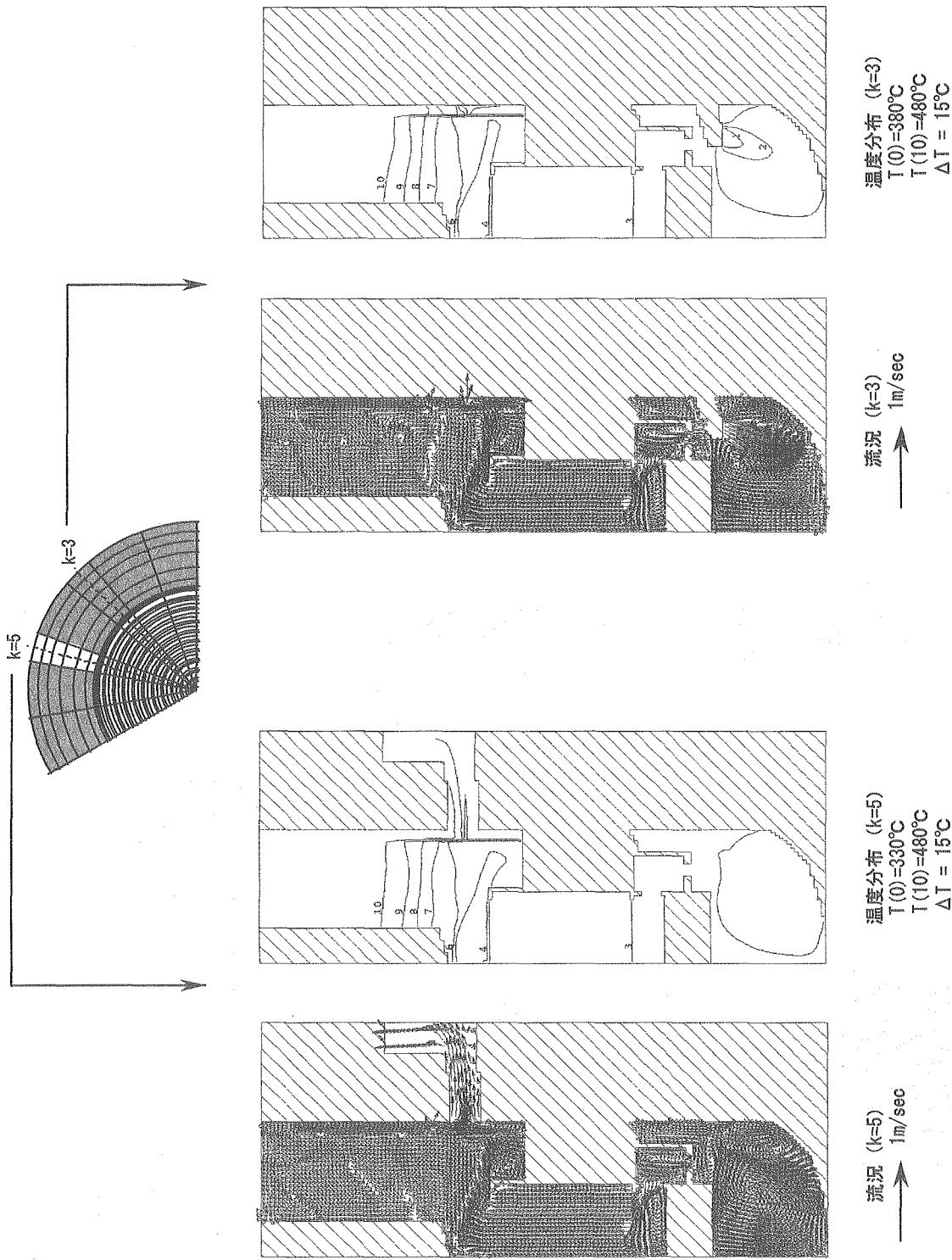


図 3-21 溫度分布、流況 (R-Z 断面) (300 sec)
 Fig.3-21 Flow pattern, temperature distribution (R-Z Cross Section) (300 sec)

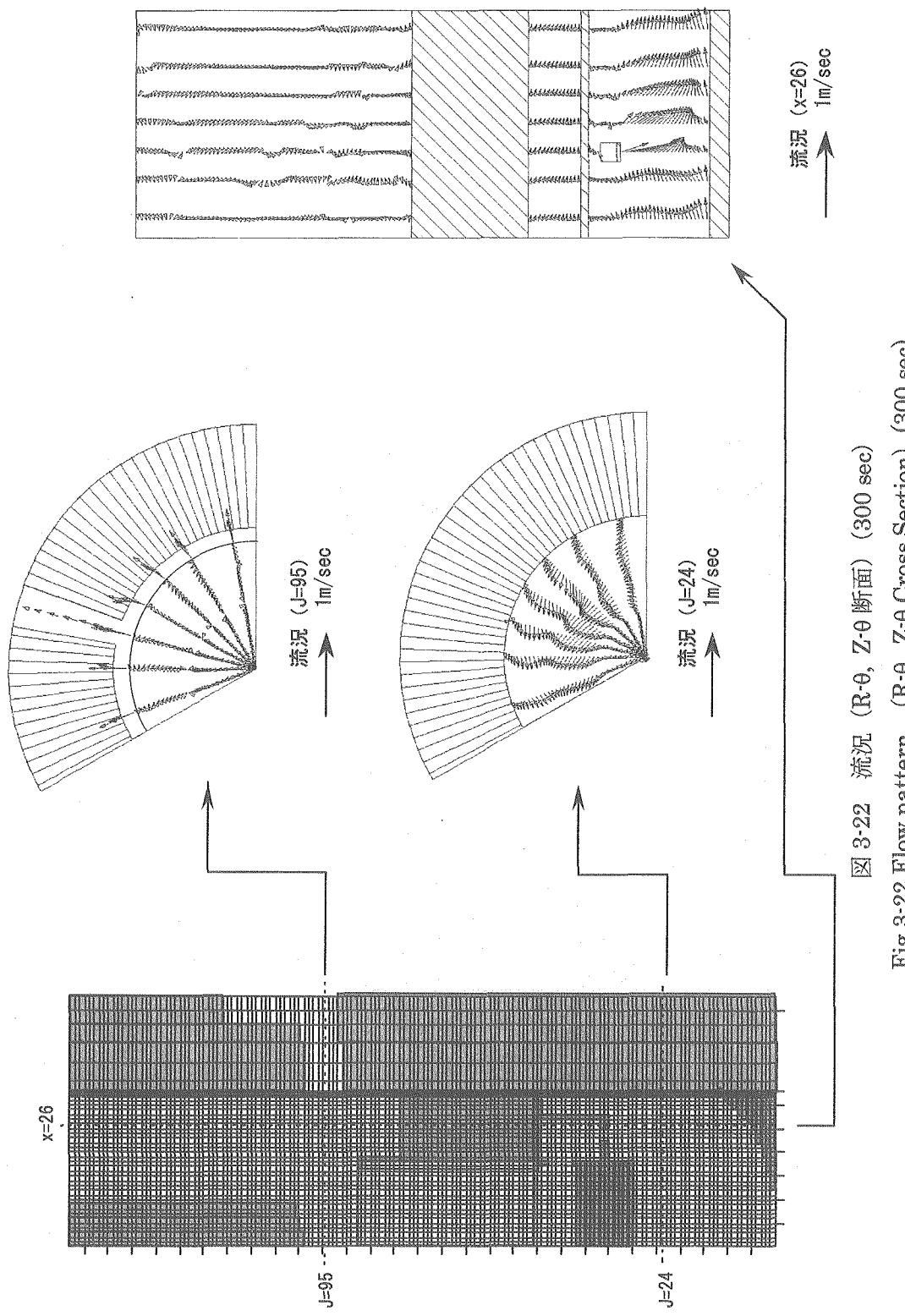


图 3-22 流況 ($R-\theta, Z-\theta$ 断面) (300 sec)
Fig.3-22 Flow pattern ($R-\theta, Z-\theta$ Cross Section) (300 sec)

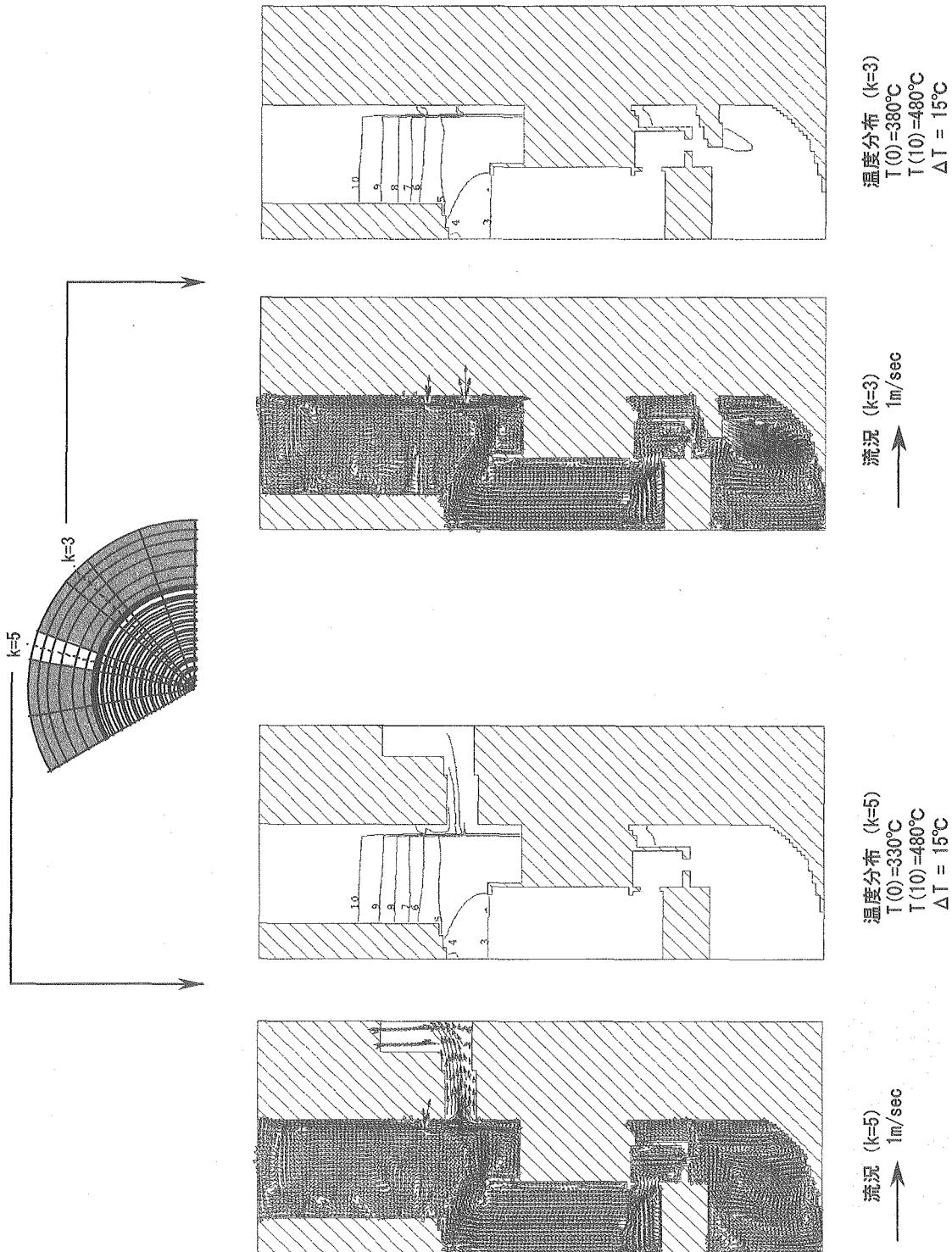


图 3-23 温度分布、流况 (R-Z 断面) (700 sec)
Fig. 3-23 Flow pattern, temperature distribution (R-Z Cross Section) (700 sec)

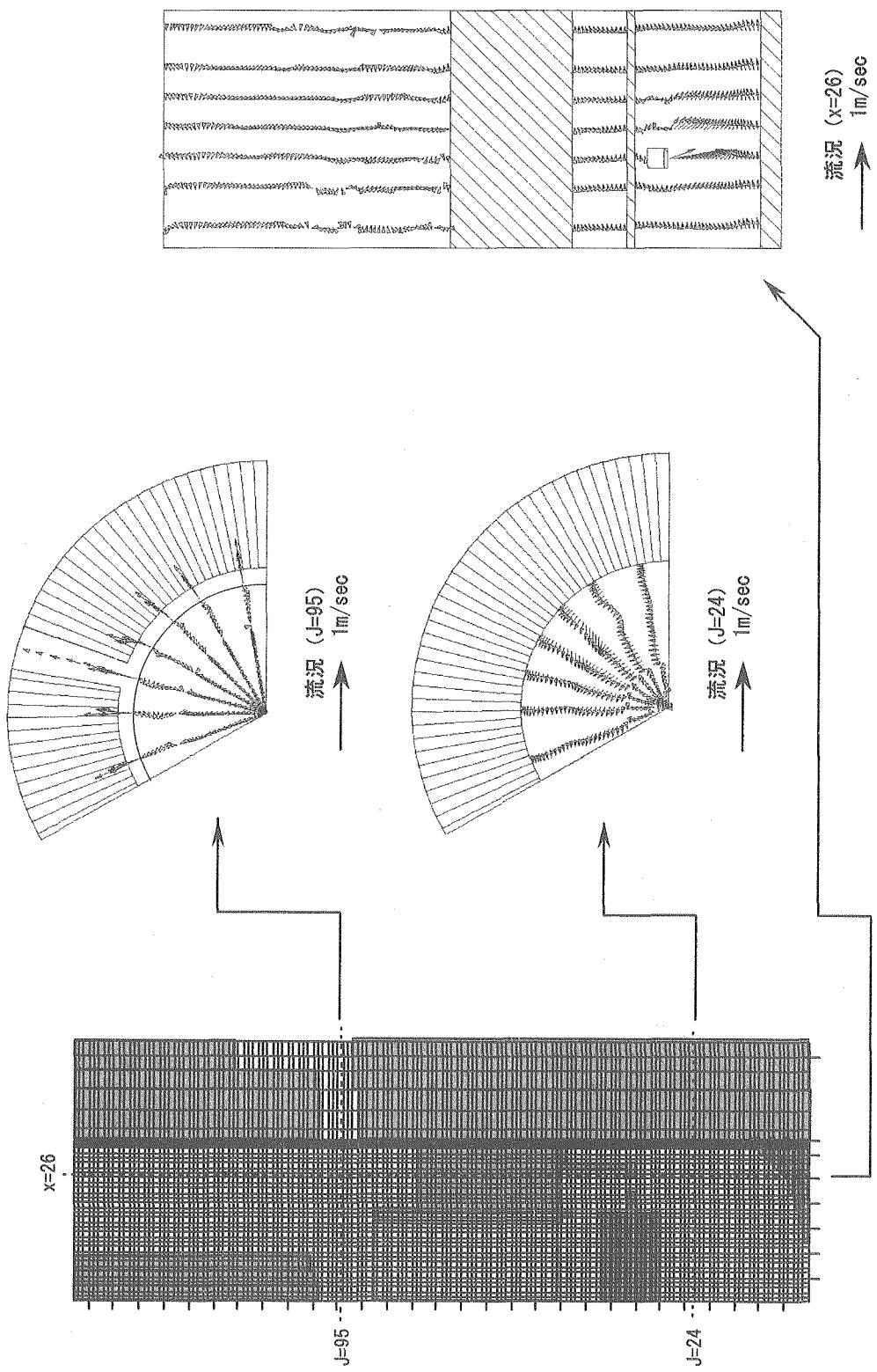


図 3-24 流況 (R- θ , Z- θ 断面) (700 sec)

Fig.3-24 Flow pattern (R- θ , Z- θ Cross Section) (700 sec)

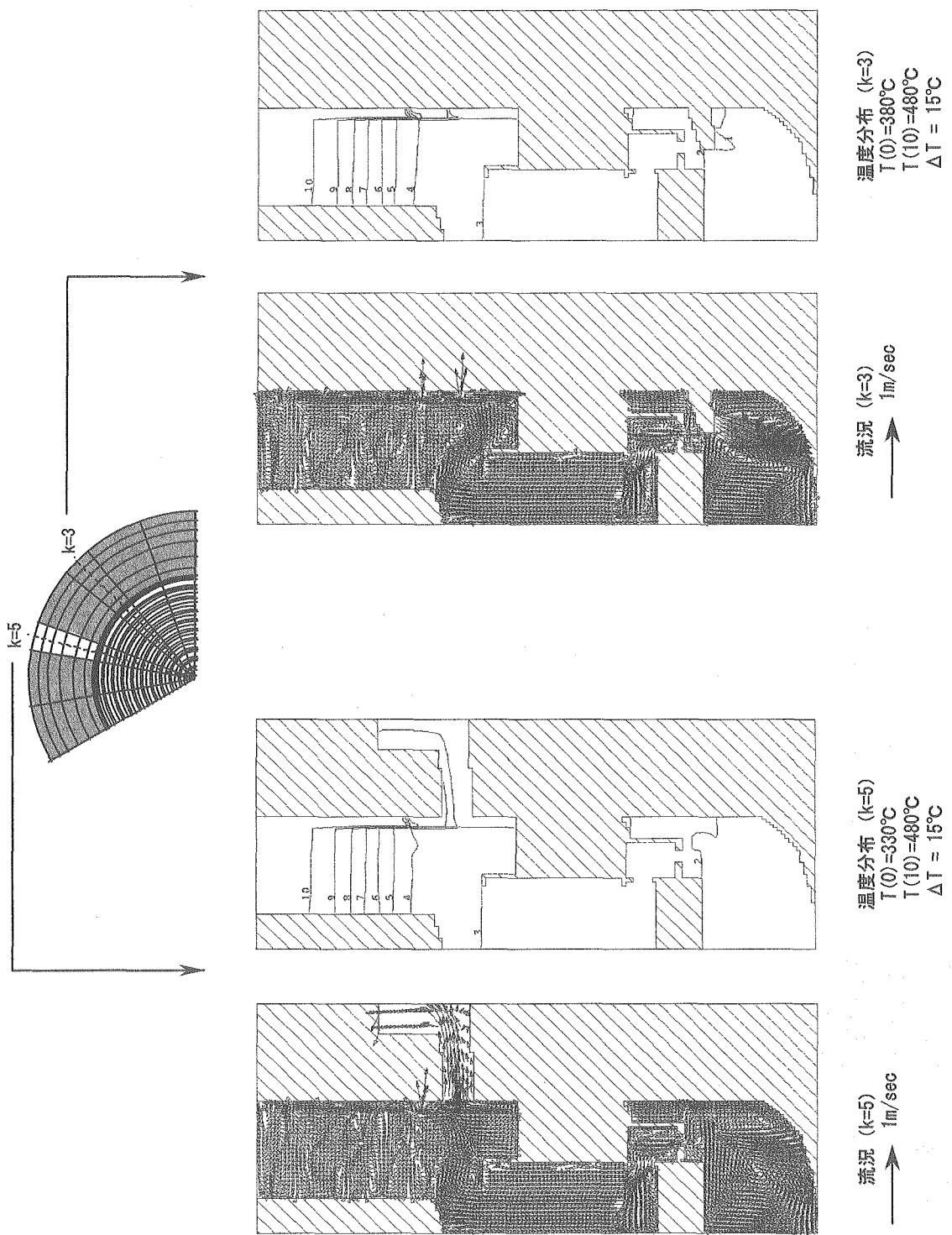


图 3-25 温度分布、流况 (R-Z 断面) (1800 sec)
 Fig.3-25 Flow pattern, temperature distribution (R-Z Cross Section) (1800 sec)

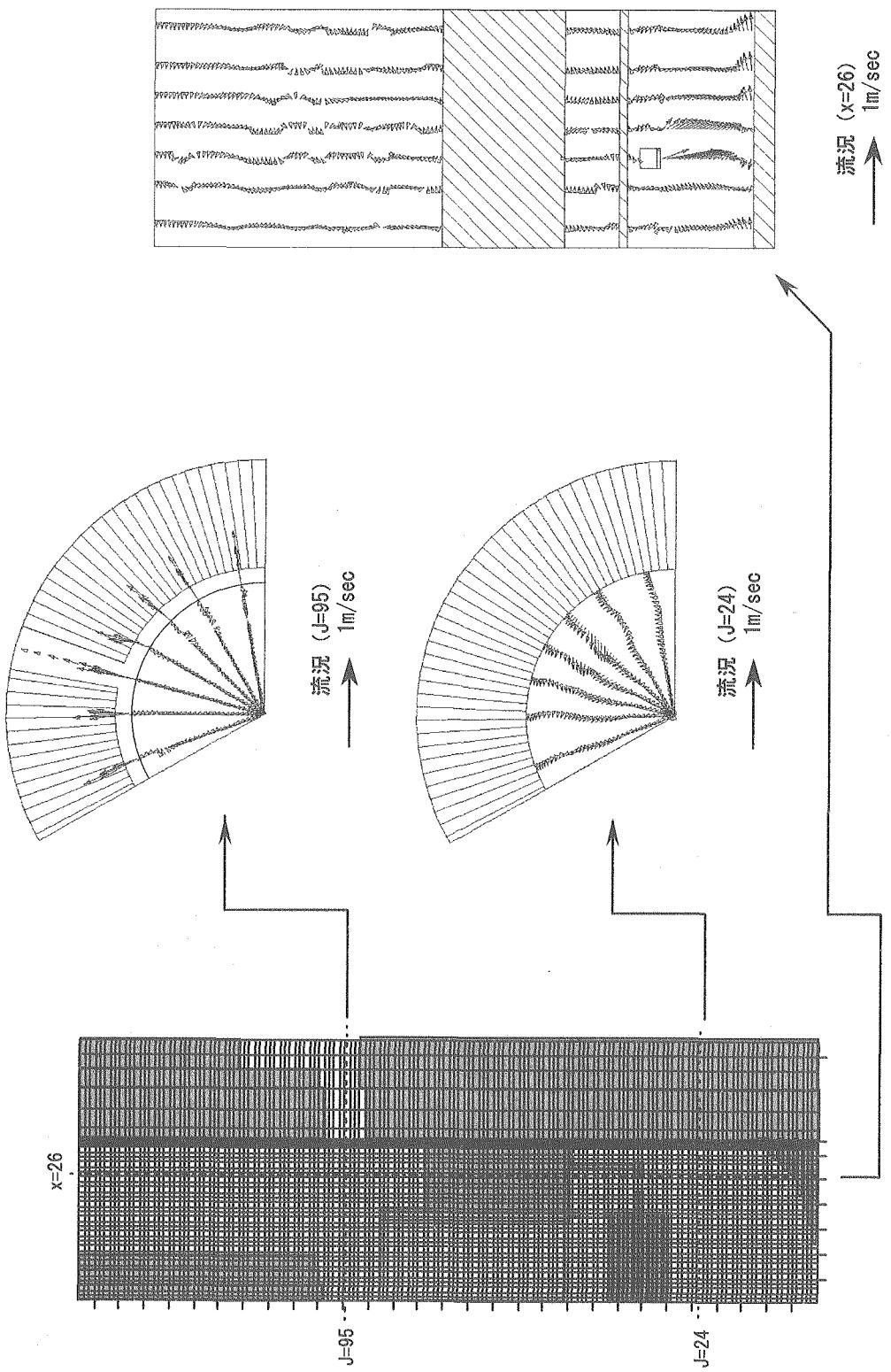


図 3-26 流況 (R- θ , Z- θ 断面) (1800 sec)
Fig. 3-26 Flow pattern (R- θ , Z- θ Cross Section) (1800 sec)

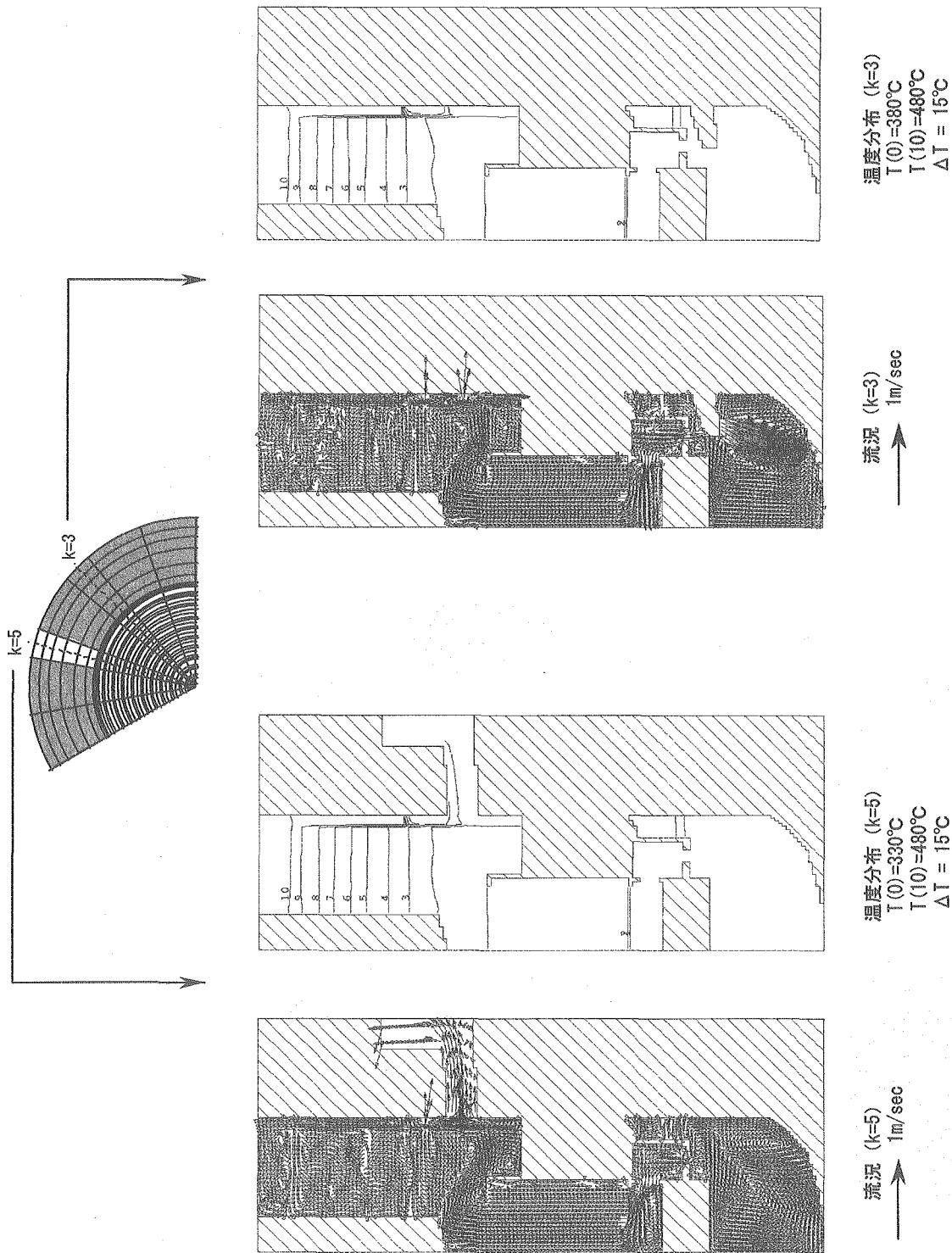


图 3-27 温度分布、流况 (R-Z 断面) (3600 sec)
Fig.3-27 Flow pattern, temperature distribution (R-Z Cross Section) (3600 sec)

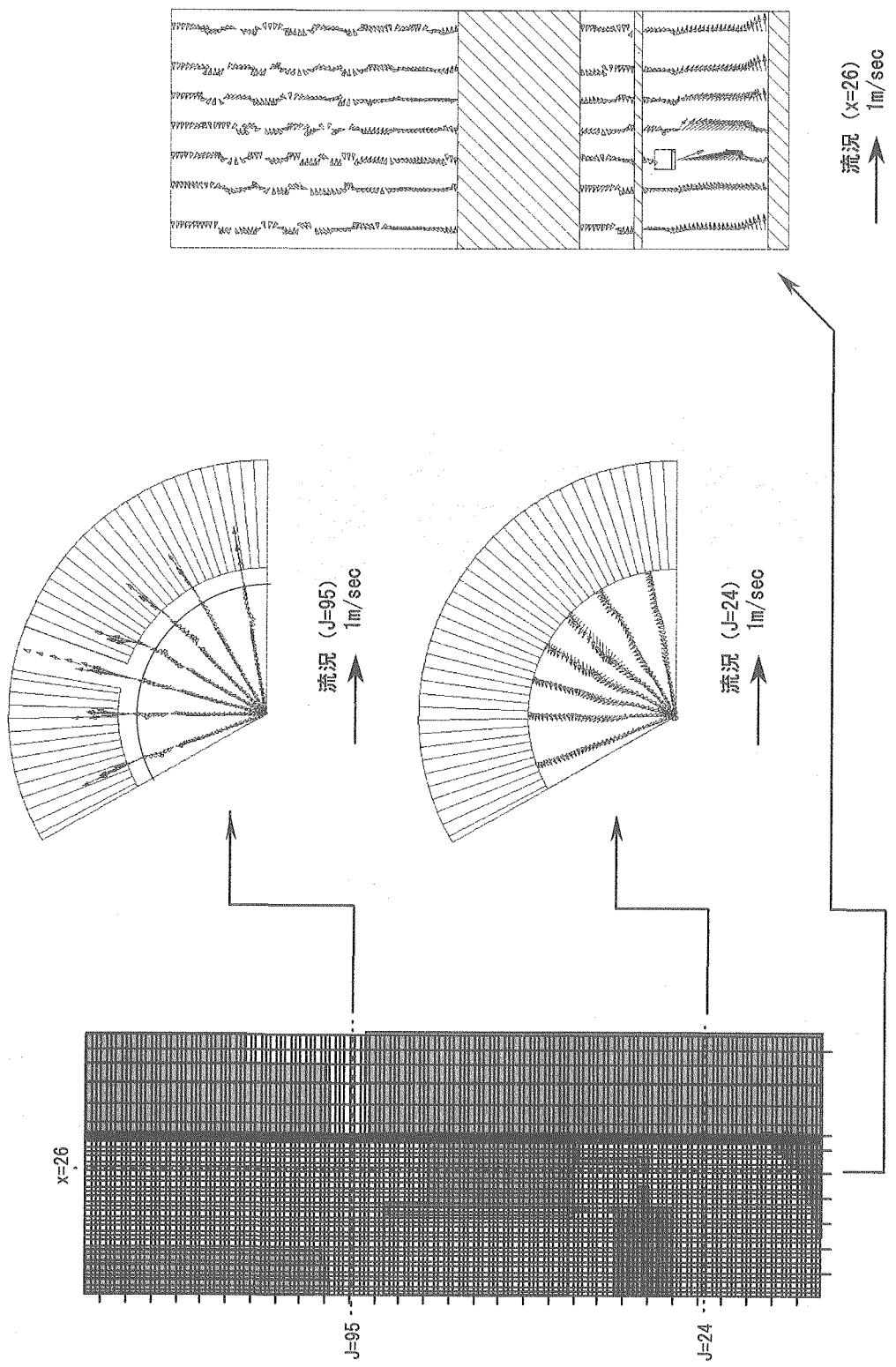


图 3-28 流况 (R·θ, Z·θ 断面) (3600 sec)
Fig.3-28 Flow pattern (R θ , Z θ Cross Section) (3600 sec)

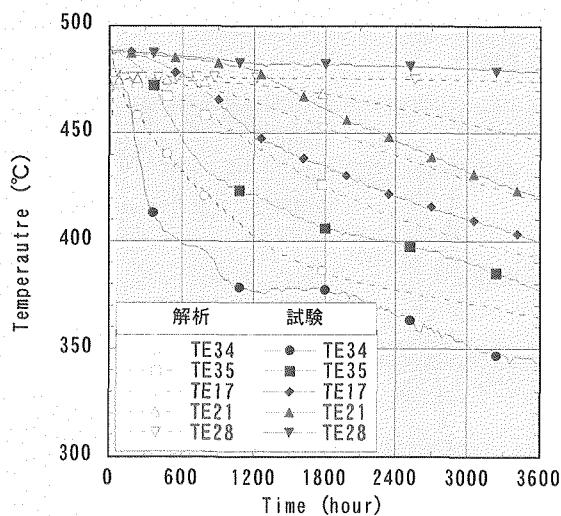


図 3-29 ホットプレナム温度（上部）

Fig.3-29 Sodium temperature in the hot plenum (Upper part)

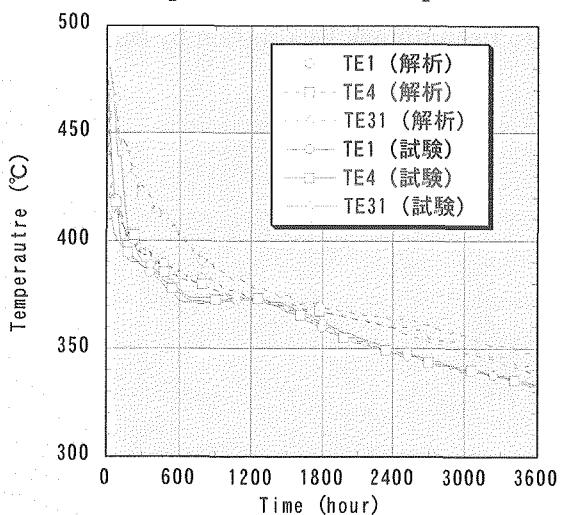


図 3-30 ホットプレナム温度（下部）

Fig.3-30 Sodium temperature in the hot plenum (Lower part)

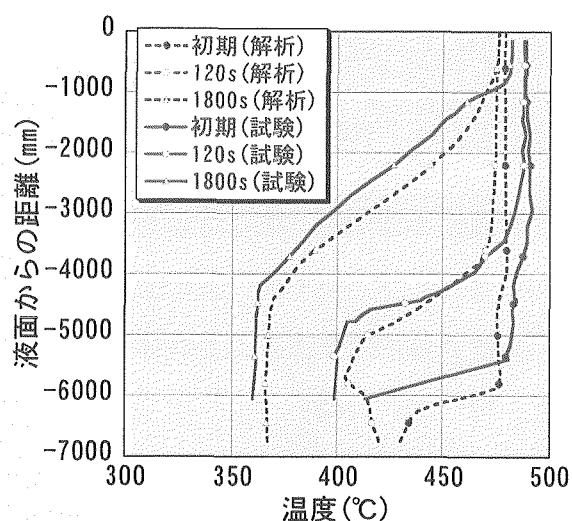


図 3-31 ホットプレナム軸方向温度

Fig.3-31 Sodium temperature in the Z axis

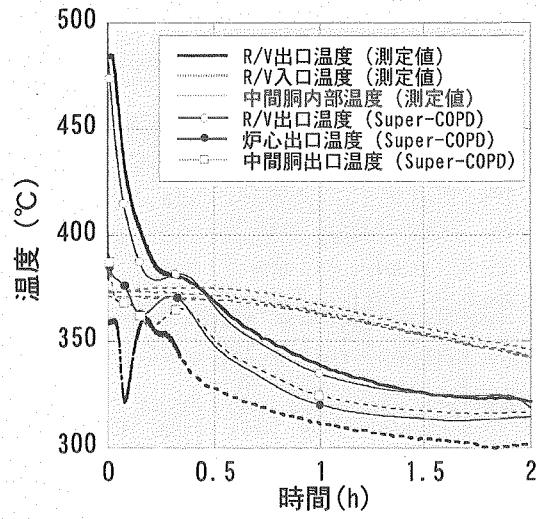


図 3-32 Super-COPD の予備検討結果

Fig.3-32 Preliminary Evaluation by Super-COPD

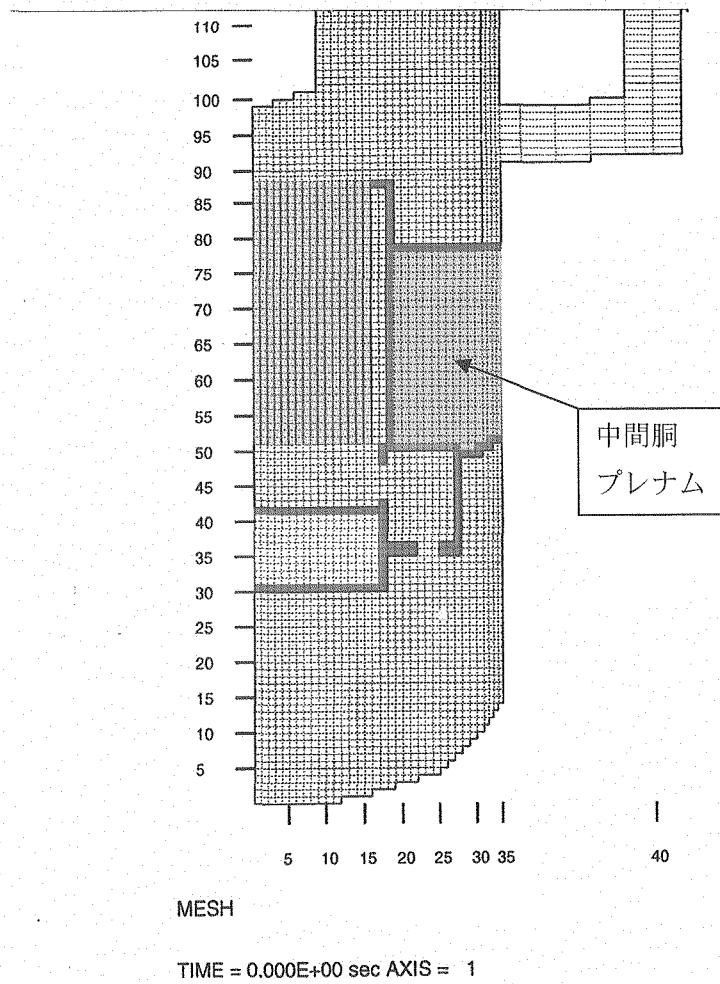


図 3-33 中間胴プレナムのモデル化

Fig.3-33 Modeling of the middle plenum

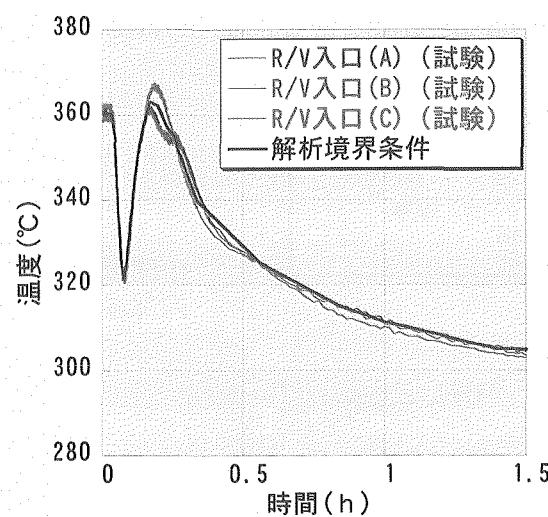


図 3-34 温度境界条件

Fig.3-34 boundary condition of the temperature

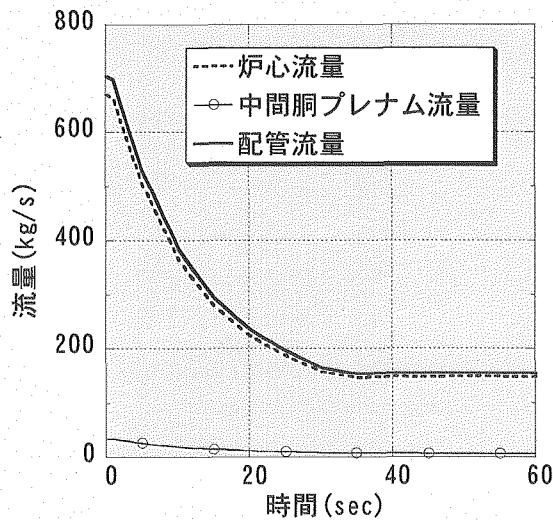


図 3-35 中間胴プレナム流量

Fig.3-35 Flow rate through the middle plenum

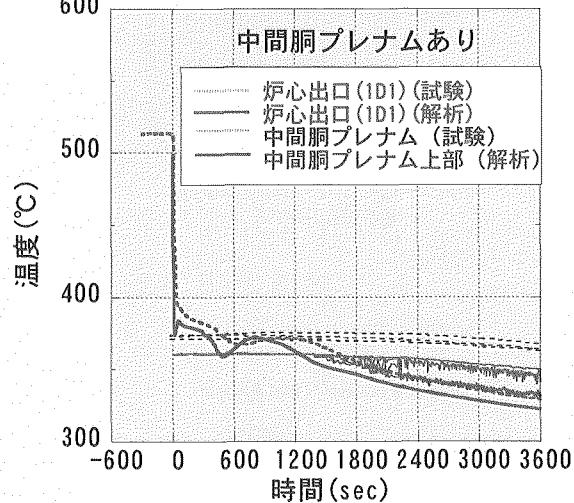


図 3-36 炉上部位置温度

Fig.3-36 Temperatures at the top of the core elevation

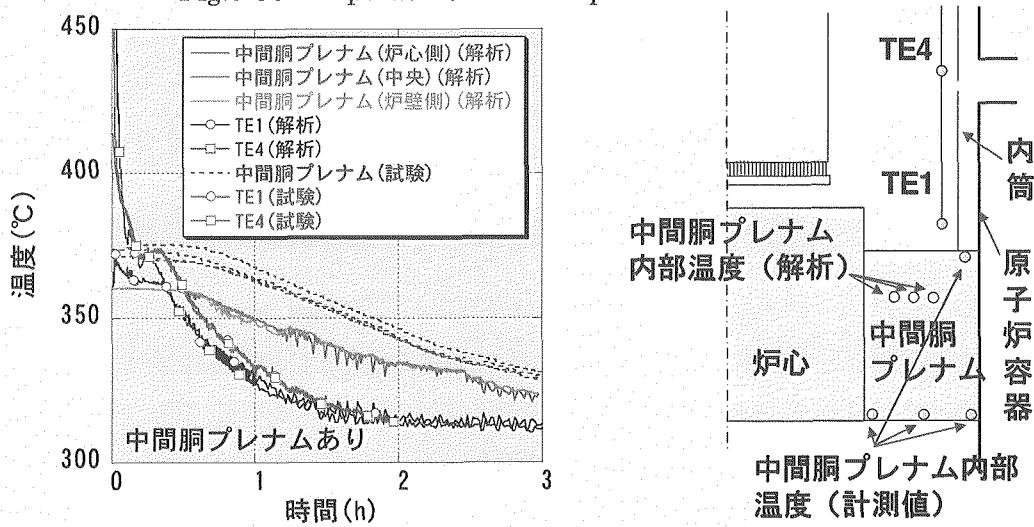


図 3-37 プレナム温度と中間胴プレナム温度の比較

Fig.3-37 Temperature comparison between the sodium in the hot plenum and that in the middle plenum

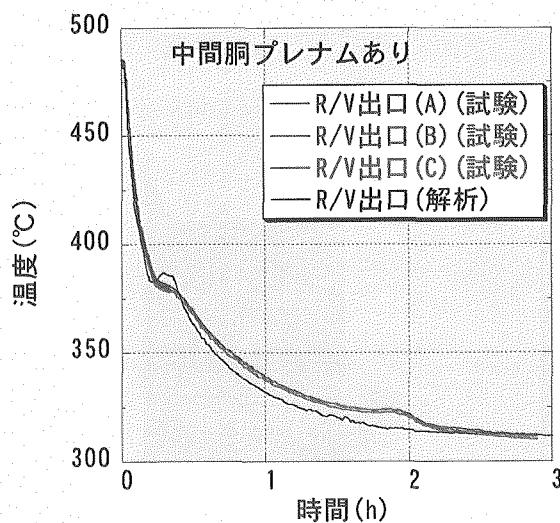


図 3-38 原子炉容器出口温度（中間洞プレナムあり）

Fig.3-38 R/V outlet temperature (with the middle plenum)

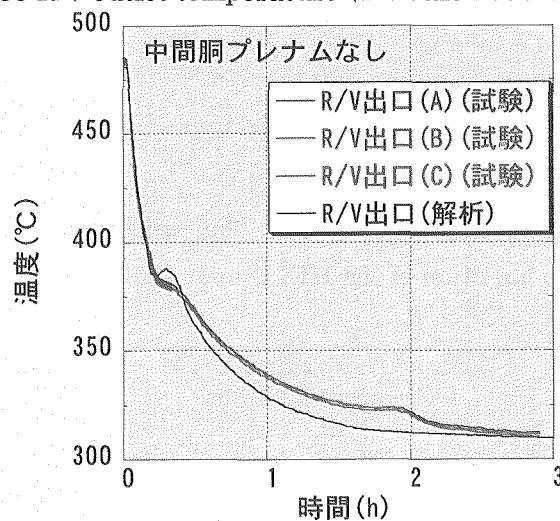


図 3-39 原子炉容器出口温度（中間洞プレナムなし）

Fig.3-39 R/V outlet temperature (without the middle plenum)

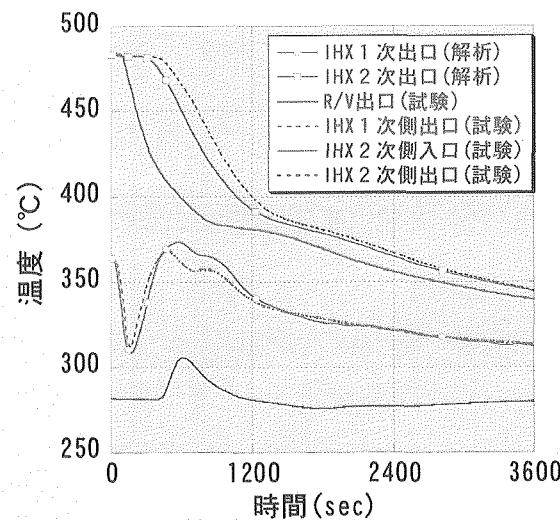


図 3-40 中間熱交換器出入口温度（Super-COPD、従来モデル）

Fig.3-40 IHX inlet/outlet temperature (Super-COPD, Original model)

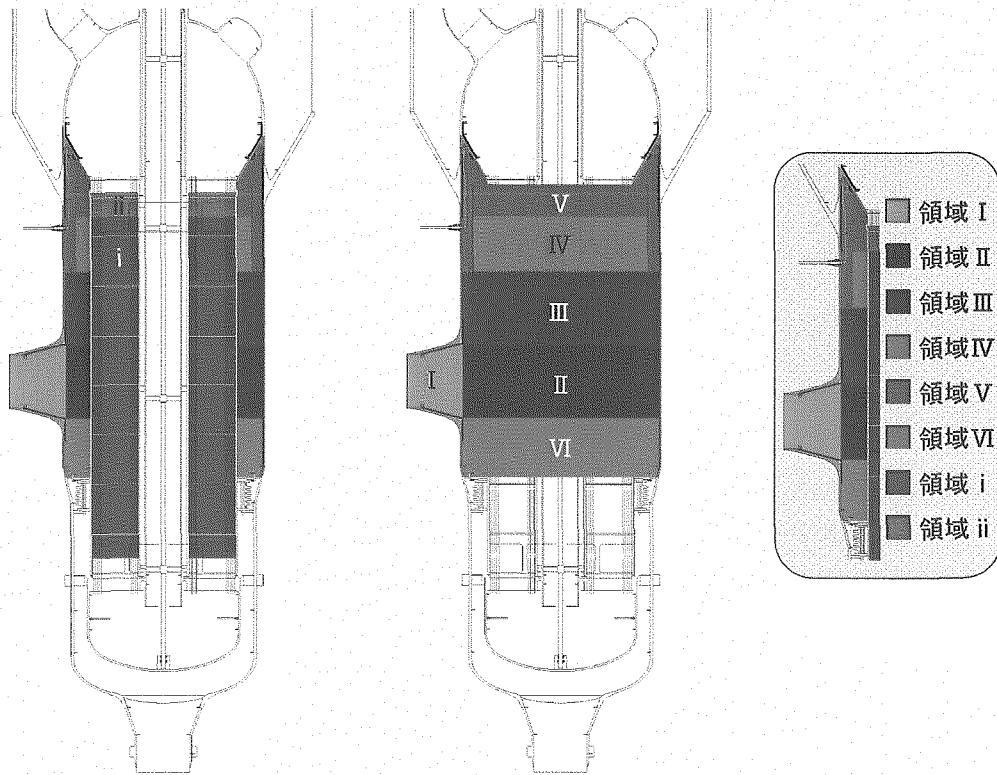


図 3-41 中間熱交換器内ノード分割 (Super-COPD、改訂モデル)

Fig.3-41 Node partition of the IHX (Super-COPD, Modified model)

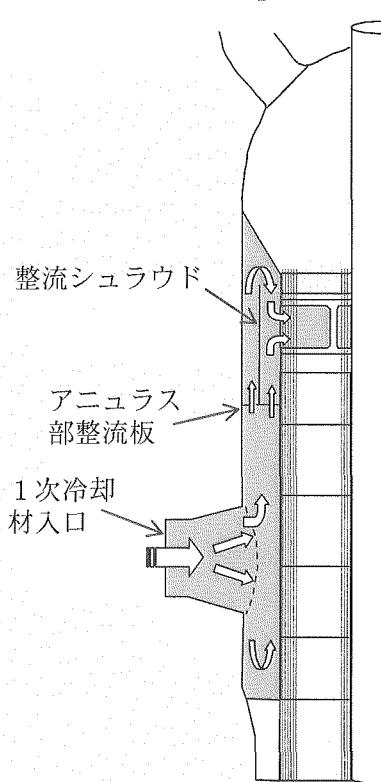


図 3-42 1次入口プレナム内の流れの推定

Fig.3-42 Assumption of the flow pattern in the inlet plenum

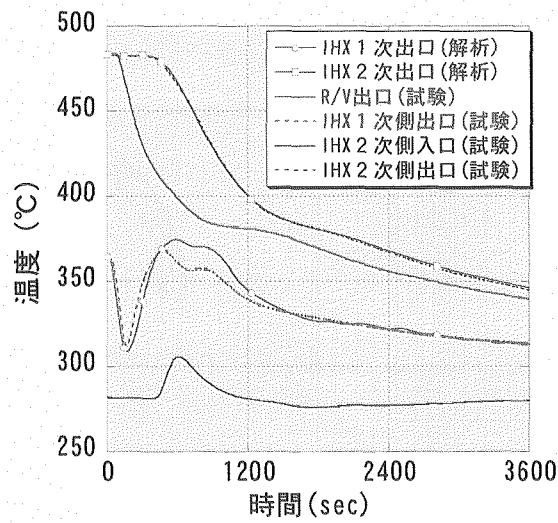


図 3-43 中間熱交換器出入口温度 (Super-COPD、改訂モデル)

Fig.3-43 IHX inlet/outlet temperature (Super-COPD, Modified model)

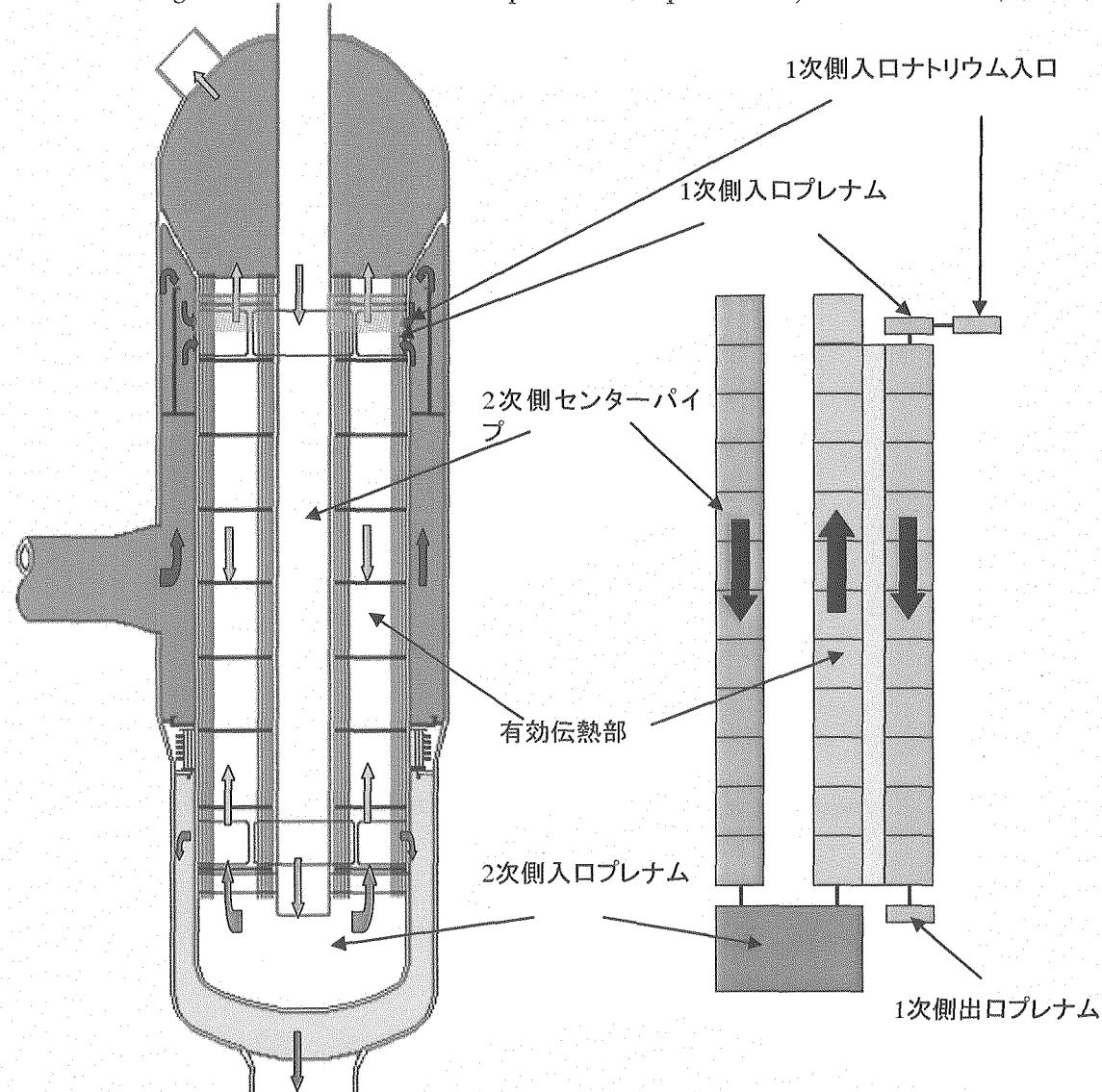
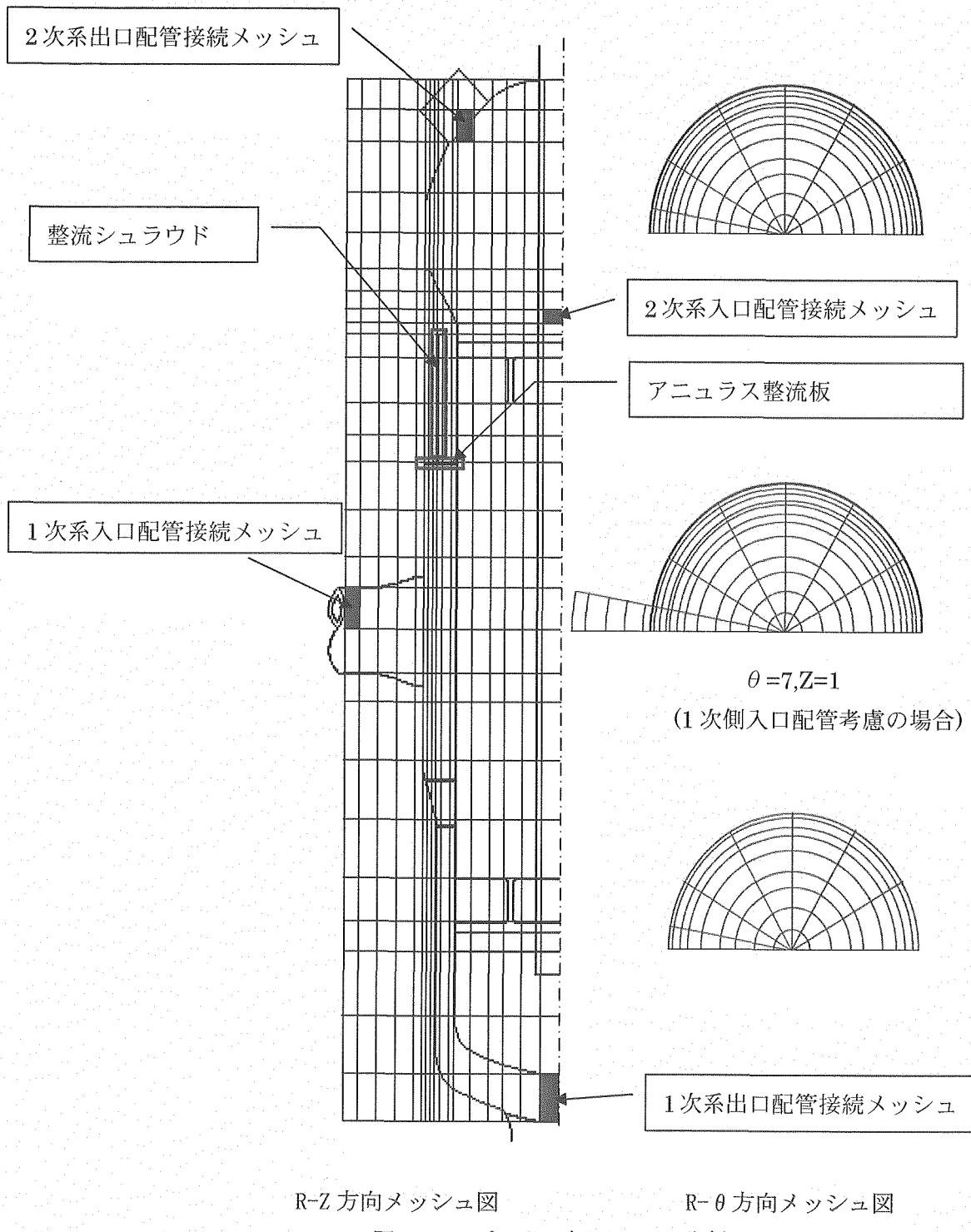


図 3-44 CERES モデル化の概念

Fig.3-44 Concept of the modeling for the CERES code



R-Z 方向メッシュ図

R-θ 方向メッシュ図

図 3-45 プレナム部メッシュ分割

Fig.3-45 Mesh partition of the plena in the IHX

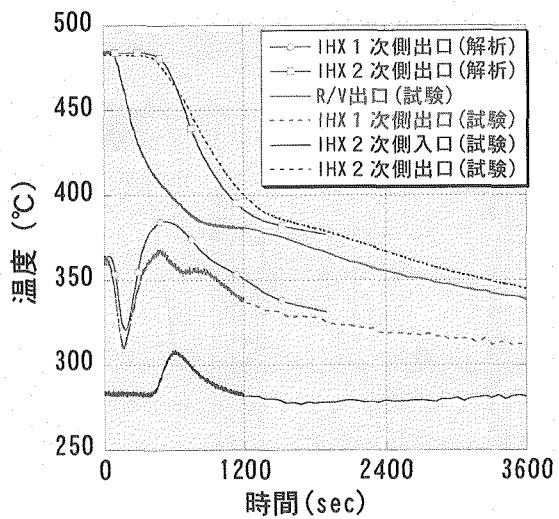


図 3-46 CERES 解析結果

Fig.3-46 Results of CERES calculation

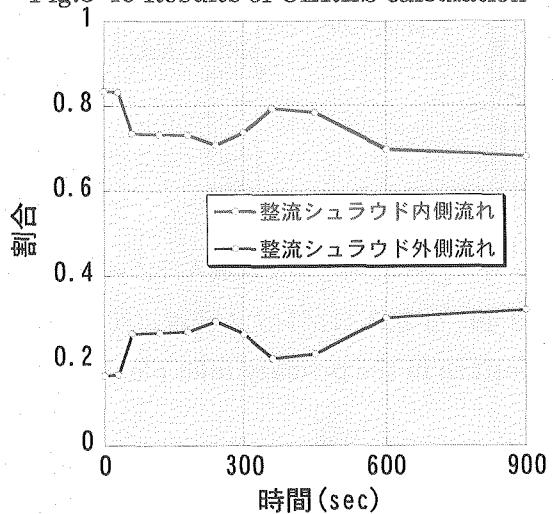


図 3-47 シュラウド内外流量の割合

Fig.3-47 ratio of the flow rate of the inside/outside of the shroud

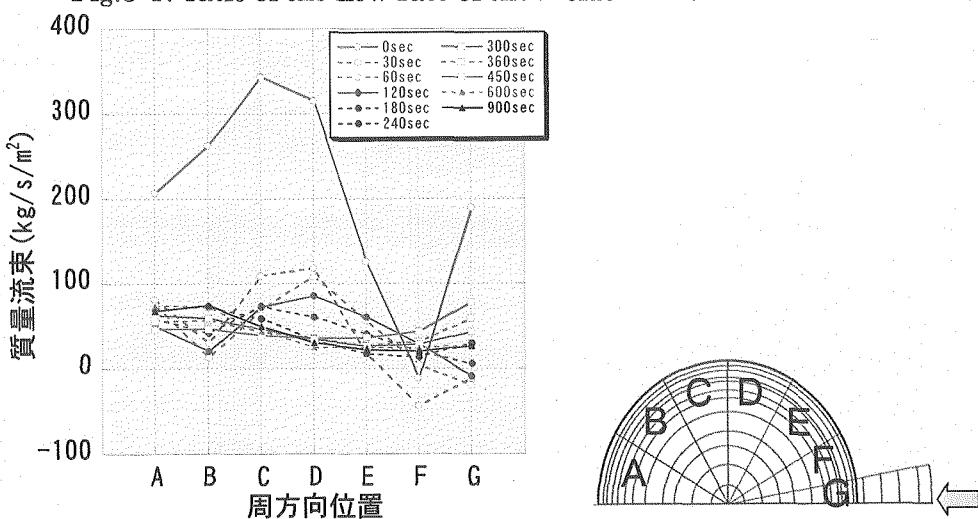


図 3-48 各周方向位置における上昇方向流束分布 (アニュラス整流板高さ)

Fig.3-48 Distribution of the rising mass flux in each cylindrical part (Elevation at the annuli plate)

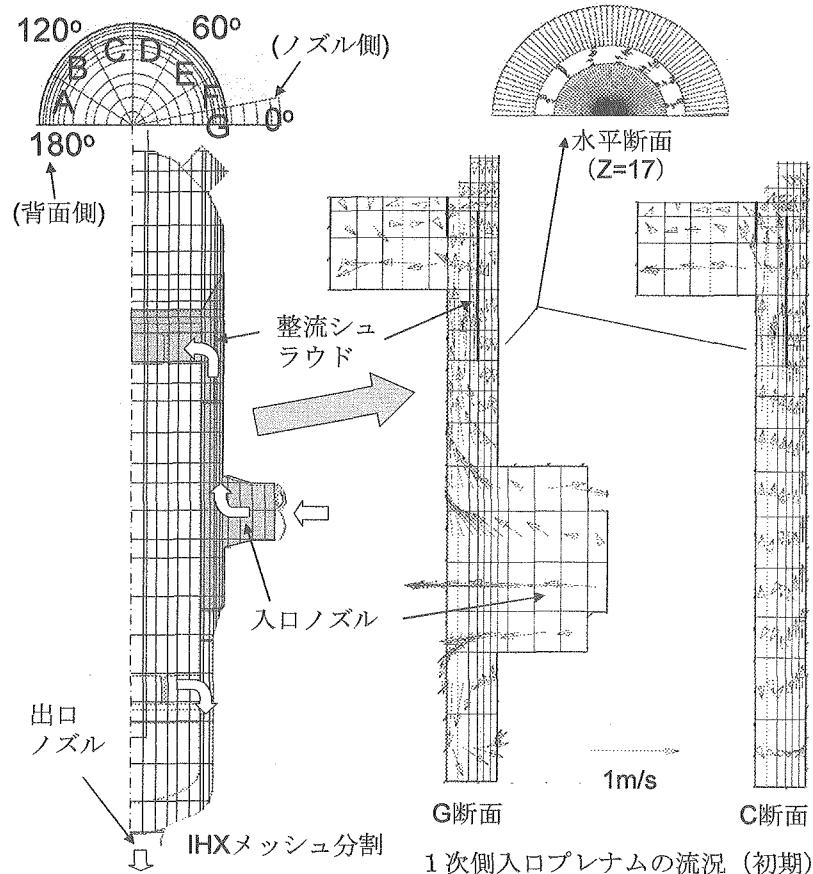


図 3-49 1 次入口プレナム流況 (初期状態)

Fig.3-49 Flow pattern in the primary inlet plenum (Initial condition)

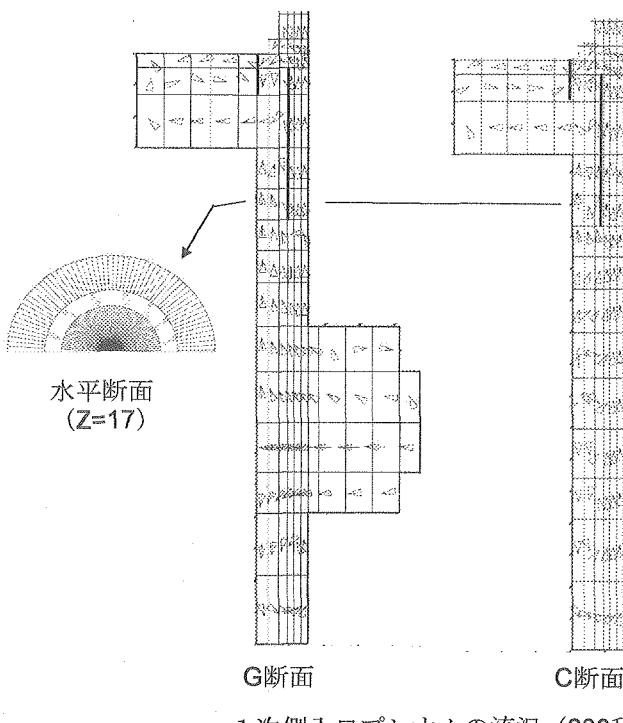


図 3-50 流況 (600 秒)

Fig.3-50 Flow pattern in the primary inlet plenum (600 s)

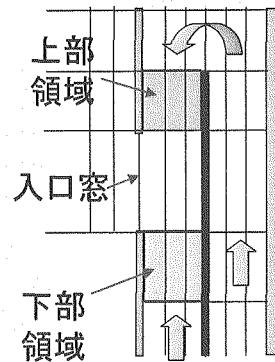
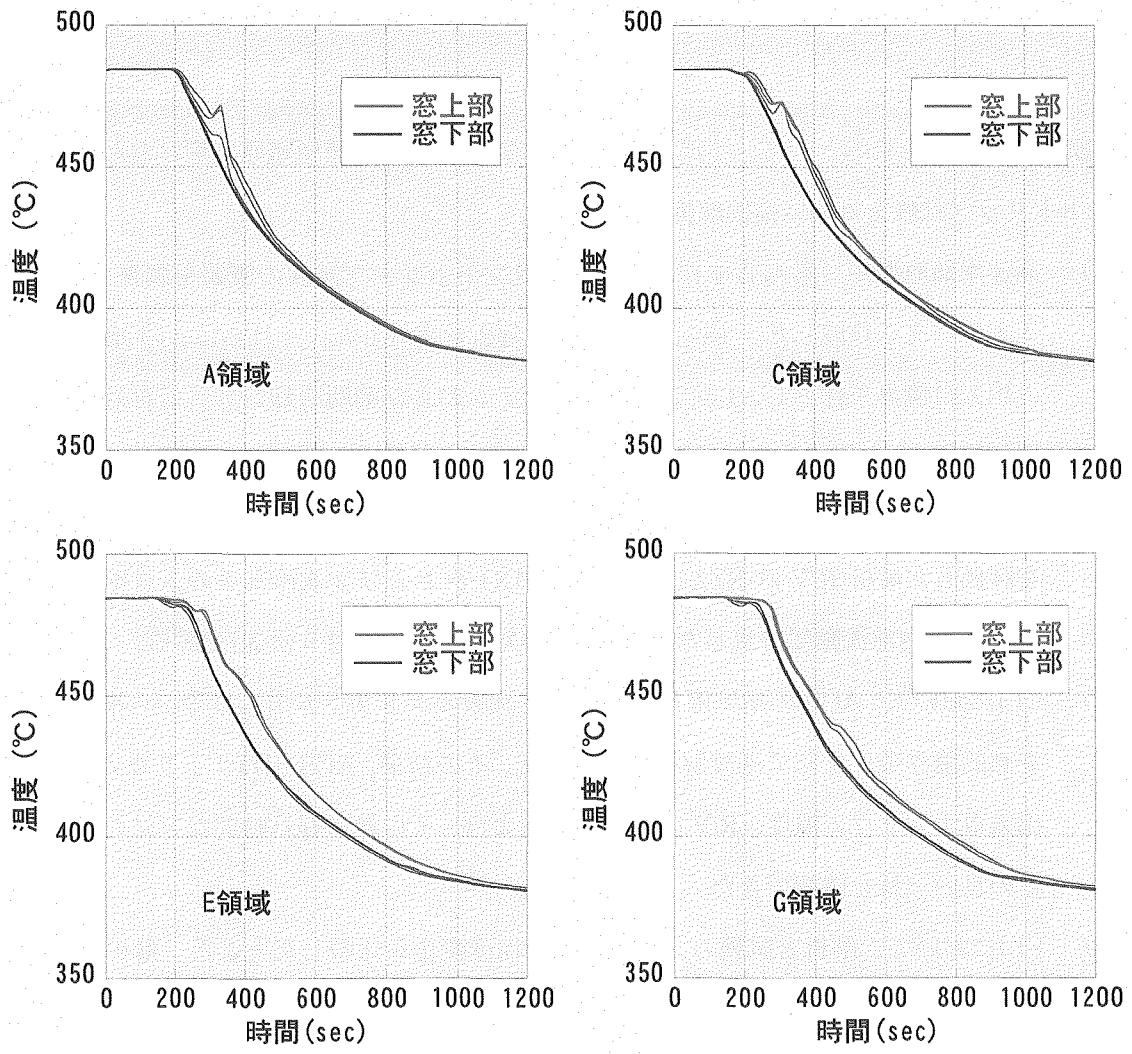


図 3-51 流入部温度

Fig.3-51 Temperatures near the inlet window

4 まとめ

CERES の検証を目的として、平成 7 年 12 月に実施された高速増殖原型炉「もんじゅ」のプラントトリップ試験を対象に模擬解析を実施した。

- (1) 高速増殖原型炉「もんじゅ」の構造、プラントトリップ試験の概要を調査し、CERES 入力データを作成した。主に、4 つの検証解析を実施した。それらは、(I)SG ナトリウム出入口境界条件とし、1 次 2 次冷却システムおよび補助冷却システムを対象とした再現解析(R/V は RZ2 次元)、(II)R/V 入口ノズルを境界条件として、R/V 内プレナム流動に着目した再現解析(R/V は 3 次元)、(III)中間胴プレナムの R/V 出口温度へ与える影響を評価した解析(R/V は RZ2 次元)、(IV)IHX1 次および 2 次冷却系の入口を境界条件とし、IHX 内部流動に着目した再現解析(IHX 内プレナムは 3 次元)である。
- (2) (I)において、ACS の空気風量過渡変化を試験のナトリウム出入口差から推定し、これを熱的境界条件として過渡解析を実施した。その結果、ACS 出口ナトリウム温度、IHX 出入口ナトリウム温度、R/V 出入口温度および、その輸送遅れ時間などにおいて、試験との良い一致を確認できた。
- (3) (I)において、解析と試験のプレナム過渡温度変化を比較したところ、解析ではプレナム温度成層の解消が早めに現れた。この傾向は(II)の 3 次元プレナムモデルの採用により、この傾向が緩和され、試験結果に近づくことが分かった。このことから、成層化などの影響が予測される事象を解析する場合には、プレナムを 3 次元でモデル化することが有効であることが分かった。
- (4) (II)において、定常・初期の解析を行ったところ、R/V 入口ノズルが周方向へ振り角を持つため、下部プレナムの周方向の流れが確認された。また、炉心から流出したナトリウムは、UCS 下面に当たり、斜め上部方向への流れが生じる。この斜上方向流の下部に炉心槽横のくぼみに流れ込む 2 次的流れが発生し、ブランケット燃料集合体、中性子しゃへい体から流出する冷たいナトリウムが流入し、温度の成層化が生じる。過渡開始とともに、この温度勾配は解消するが、上部フローホールと内筒上端の間で温度勾配が生じる。これらの定性的傾向は試験結果と同じであり、現象解析能力の確認ができた。
- (5) (III)において、中間胴プレナム内部ナトリウムは、トリップ後、炉心出口温度に比較して高温状態で推移し、長期の過渡状態において、中間胴プレナムから流出する高温のナトリウムにより R/V 出口温度がこの影響を受けることが明らかとなった。解析における炉心出口温度および中間胴プレナム温度は、試験結果の傾向とよい一致を示していた。

(6) (IV)において、1次ナトリウムは整流シュラウドの内外に分かれて上昇し、特に流量が低下した過渡状態においては、熱交換部入口窓へ到達する際に、経路により温度差が生じることが明らかとなった。また周方向の流量分布については、IHX 水流动試験の結果と同様の傾向を示した。IHX2 次出口温度は、試験との良い一致を示した。

以上のことから、CERES のプラント解析能力を確認することができた。

5 謝辞

多忙な中、もんじゅデータの抽出にご尽力をいただいた㈱NESI の澤田陽子さん、CERES コードの環境整備、解析作業などを担当した㈱DCC の梅村一則さんに心から謝意を述べる。

6 引用文献

- (1) F. E. Dunn, F. G. Prohammer, D. P. Weber and R. B. Vilim, "The SASSYS-1 LMFBR SYSTEMS ANALYSIS CODE", Proc. of the Int. Topical Meeting on FAST REACTOR SAFETY, Vol.2, pp.999-1006, Knoxville, Tennessee, April 21-25, 1985
- (2) F. Yamada and K. Kitamura, "Realistic Safety Margin Analysis of Monju Based on Plant Performance measurements", 12th Int. Conf. On Nuclear Engineering (ICON-E-12), ICON-E-12-49381, Arlington, Virginia, April 25-29, 2004
- (3) 西 義久、木下 泉、小倉 健志、「原子炉容器直接冷却による高速増殖炉の崩壊熱除去」、機会学会論文集 B 編、56 卷、529 号、p.2779、1990.9