

重金属冷却高速増殖炉の崩壊熱除去特性解析

—Pb-Bi冷却自然循環炉の熱流動特性評価手法整備—

(研究報告)



2001年5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 319-1184,
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2001

重金属冷却高速増殖炉の崩壊熱除去特性解析

—Pb-Bi冷却自然循環炉の熱流動特性評価手法整備—

(研究報告)

堺 公明^{*1}, 江沼康弘^{*2}, 岩崎 隆^{*3}, 大山一弘^{*4}

要　旨

サイクル機構では、高速増殖炉の実用化戦略調査研究として、多様な冷却材を対象とした幅広い実用化像に関する設計研究を進めている。その中で、冷却材の一つの候補として、重金属である鉛－ビスマスが摘出されている。平成11～12年度に実施された、実用化戦略調査研究・フェーズI研究では、鉛－ビスマスに適合するプラント概念として、自然循環方式の中型炉に着目した概念設計研究が進められた。

本研究では、鉛－ビスマスを冷却材とするタンク型の自然循環炉について、崩壊熱除去特性を評価する観点から、既存の多次元蒸気発生器解析コード（MSG）とフローネットワーク型のプラント動特性解析コードである Super-COPD コードを結合し、統合型プラント動特性解析コードを構築した。また、それらのコードを用いて、ANLにて設計研究が進められている STAR-LM 炉を対象として、事故時動特性解析及び炉心熱流動解析を実施した。さらに、概念設計研究が実施された Pb-Bi 冷却自然循環中型炉を対象として、定格時の炉容器内の熱流動及び崩壊熱除去系を用いた過渡熱流動特性を評価した。

その結果、整備を実施した統合型プラント動特性解析コードについて、自然循環炉の起動から定格定常状態の達成評価、核特性を考慮した事故時のプラント動特性、炉心内の自然循環による流量配分、蒸気発生器ヘリカルコイル各層の蒸気温度評価、崩壊熱除去系による過渡特性評価等への適用性を確認するとともに、それらについて自然循環炉の基本的な熱流動特性を明らかにした。

*1 大洗工学センター 要素技術開発部 流体計算工学研究 Gr, *2 同システム技術開発部 FBRシステムGr,

*3 原子力システム株式会社, *4 新型炉技術開発株式会社

Decay heat removal analyses in heavy-liquid-metal-cooled fast breeding reactors

-Development of the thermal-hydraulic analysis method for lead-bismuth-cooled, natural-circulation reactors-

Takaaki Sakai^{*1}, Yasuhiro Enuma^{*2}, Takashi Iwasaki^{*3} and Kazuhiro Ohyama^{*4}

Abstract

The feasibility study on future commercial fast breeder reactors in Japan has been conducted at JNC, in which various plant design options with all the possible coolant and fuel types are investigated to determine the conditions for the future detailed study. Lead-bismuth eutectic coolant has been selected as one of the possible coolant options. During the phase-I activity of the feasibility study in FY1999 and FY2000, several plant concepts, which were cooled by the heavy liquid metal coolant, were examined to evaluate the feasibility mainly with respect to economical competitiveness with other coolant reactors. A medium-scale (300~550MWe) plant, cooled by a lead-bismuth natural circulation flow in a pool type vessel, was selected as the most possible plant concept for the heavy liquid metal coolant. Thus, a conceptual design study for a lead-bismuth-cooled, natural-circulation reactor of 400MWe has been performed at JNC to identify remaining difficulties in technological aspect and its construction cost evaluation.

In this report, a thermal-hydraulic analysis method for lead-bismuth-cooled, natural-circulation reactors is described. A Multi-dimensional Steam Generator analysis code (MSG) was applied to evaluate the natural circulation plant by combination with a flow-network-type, plant dynamics code (Super-COPD). By using this combined multi-dimensional plant dynamics code, decay heat removals, ULOHS and UTOP accidents were evaluated for the 100MWe STAR-LM concept designed by ANL. In addition, decay heat removal by the Primary Reactor Auxiliary Cooling System (PRACS) in the 400MWe lead-bismuth-cooled, natural-circulation reactor, being studied at JNC, was analyzed.

In conclusion, it becomes clear that the combined multi-dimensional plant dynamics code is suitably applicable to analyses of lead-bismuth-cooled, natural-circulation reactors to evaluate thermal-hydraulic phenomena during steady-state and transient conditions.

*1 Thermal-Hydraulic Research Group, Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

*2 FBR System Engineering Group, System Engineering Division, O-arai Engineering Center

*3 Nuclear Energy System Inc.

*4 Advanced Reactor Technology Co. Ltd.

目 次

1. 緒 言	1
1.1 背景	1
1.2 重金属冷却炉に関する検討状況と本研究の内容	2
2. 自然循環炉に関する統合型プラント動特性解析手法の整備	3
2.1 MSGコードの整備とタンク型炉モデルの構築	3
2.2 統合型プラント動特性解析コードの構築と事故時動特性解析	14
2.3 まとめ	30
3. 自然循環炉の炉心熱流動解析への適用	31
3.1 概要	31
3.2 グローバルホットスポットファクタと NC 再流配係数について	31
3.3 解析条件	32
3.4 炉心出力分布影響解析結果	32
3.5 まとめ	33
4. Pb-Bi 冷却自然循環中型炉の崩壊熱除去特性解析	41
4.1 概要	41
4.2 Pb-Bi 冷却自然循環中型炉の崩壊熱除去系	41
4.3 Pb-Bi 冷却中型炉解析モデルの整備	42
4.4 緊急停止からの崩壊熱除去特性解析	43
4.5 まとめ	45
5. 結 言	61
参考文献	63
謝 辞	64

表リスト

表 3.3-1 自然循環炉・炉心流動特性解析ケース

表 4.3-1 Pb-Bi 冷却自然循環中型炉・主要目

図リスト

- 図 2.1-1 Mesh arrangement for the helical coil in MSG code
- 図 2.1-2 Multi-shell structure of the sodium heated steam generator
- 図 2.1-3 Concept for simplified, modular, HLNC natural circulation reactor
- 図 2.1-4 Illustration of once-through steam generator module
- 図 2.1-5 Mesh model for the STAR-LM by MSG code
- 図 2.1-6 Core power and heat removal by steam generators for startup
- 図 2.1-7 Comparison of the natural circulation flow rate
- 図 2.1-8 自然循環流量変動時の温度分布
- 図 2.2-1 Structure of the combined plant dynamics code
- 図 2.2-2 Pb-Bi 冷却自然循環炉(STAR-LM)解析モデル
(統合型プラント動特性解析コード)
- 図 2.2-3 想定炉心構成と統合型コードのモデル化
- 図 2.2-4 SG 除熱による崩壊熱除去特性解析
- 図 2.2-5 RVACS 除熱による崩壊熱除去特性解析
- 図 2.2-6 ULOHS 時プラント動特性解析結果
- 図 2.2-7 UTOP + ULOHS 時プラント動特性解析結果
- 図 2.2-8 SG 除熱による崩壊熱除去特性解析結果
- 図 2.2-9 RVACS 除熱による崩壊熱除去特性解析
- 図 2.2-10 ULOHS 時プラント動特性解析結果
- 図 2.2-11 UTOP + ULOHS 時プラント動特性解析結果
- 図 3.3-1 径方向出力分布・解析条件
- 図 3.4-1 炉心出入口温度差の分布とホットスポットファクタ(CASE2)
- 図 3.4-2 炉心出入口温度差の分布とホットスポットファクタ(CASE3)

- 図 3.4-3 炉心出入口温度差の分布とホットスポットファクタ(CASE3A)
- 図 3.4-4 NC 再流配係数と径方向ピーリングの関係
- 図 3.4-5 径方向流速分布と NC 再流配係数
- 図 4.2-1 Pb-Bi 冷却自然循環中型炉(40 万 kW_e)の崩壊熱除去系
- 図 4.3-1 Pb-Bi 冷却自然循環中型炉(40 万 kW_e)原子炉構造
- 図 4.3-2 Pb-Bi 冷却自然循環中型炉高低図
- 図 4.3-3 MSG コードメッシュ分割図(40 万 kW_e)
- 図 4.4-1 定常流動解析結果(流況及び温度分布、40 万 kW_e)
- 図 4.4-2 定格時SG内軸方向温度分布(水・蒸気、Pb-Bi)
- 図 4.4-3 定格時SG出口方向温度分布、流量分布(水・蒸気)
- 図 4.4-4 崩壊熱と PRACS 除熱量の時間変化(PRACS 除熱モード)
- 図 4.4-5(1/4) 過渡流動解析結果(PRACS 除熱、流況及び温度分布、40 万 kW_e)
- 図 4.4-5(2/4) 過渡流動解析結果(PRACS 除熱、流況及び温度分布、40 万 kW_e)
- 図 4.4-5(3/4) 過渡流動解析結果(PRACS 除熱、流況及び温度分布、40 万 kW_e)
- 図 4.4-5(4/4) 過渡流動解析結果(PRACS 除熱、流況及び温度分布、40 万 kW_e)
- 図 4.4-6 Pb-Bi 自然循環炉の崩壊熱除去特性
炉心出口の温度変化(PRACS 除熱、40 万 kW_e)
- 図 4.4-7 Pb-Bi 自然循環炉の崩壊熱除去特性
炉心出口流量(PRACS 除熱、40 万 kW_e)
- 図 4.4-8 炉心出口流量(PRACS 除熱、40 万 kW_e) (0~500sec)

1. 緒 言

1.1. 背景

サイクル機構では高速増殖炉(以下、FBRと示す)の実用化見通しを提示する観点から、平成11年7月より電気事業者を中心とする国内外の関係機関と協力し、実用化戦略調査研究に着手した^[1]。実用化調査研究は、「安全性の確保」を前提に、将来の基盤電源と比肩しうる「経済性」、「ウラン資源の有効利用」、「放射性廃棄物による環境負荷の低減」、「核拡散抵抗性の確保」の5つを開発目標とし、核燃料サイクルと整合した魅力ある実用化像の構築を目的としている。

調査研究のフェーズIでは、ナトリウム、重金属（鉛、鉛－ビスマス合金）ガス（炭酸ガス、ヘリウムガス）及び水の多様な冷却材と、酸化物、金属、窒化物等の燃料形態の中から、FBRサイクルの実用化像となり得る冷却材と燃料形態の combination を幅広く検討し、開発目標への適合性と技術的成立性を評価する。

そのため、流体計算工学研究グループでは、プラント成立上重要となる様々な熱流動現象について各種冷却材に関する相互比較を実施し、有望概念の選定に資するとともに、各概念にクリティカルパスとなる熱流動現象を明らかにする研究を進めている^[2,3,4]。重金属冷却材については、重要な熱流動評価項目である崩壊熱除去特性について、鉛及び鉛－ビスマス合金（以下、Pb-Biと記す）を対象として、ナトリウム冷却炉との比較評価を実施した。その結果、重金属冷却材は自然循環特性に比較的優れることが明らかになっている^[5,6]。

一方、設計検討作業においては、H11年度までの検討により、利用可能温度範囲の広さから Pb-Bi を有望な重金属冷却材として挙げている。また、ナトリウムの約10倍の密度を有すること等の要因によって、100万kWeを超えるような大型炉よりも40万kWe程度の中型規模を有望視している。さらに、H12年度は重金属冷却材の特徴を生かした経済性向上策として、冷却材循環ポンプを使用しない自然循環方式概念を構築し設計検討を進めている^[7]。

定格出力において自然循環除熱を行う方式は、熱流動評価の観点からは斬新な方式であり、その特徴を踏まえた熱流動特性評価手法を整備することが重要である。特に、タンク型自然循環炉の熱流動特性を精度よく評価する観点からは、プレナム部における Secondary flow circulation や温度成層化の影響を考慮することが重要と考えられる。

本報告では、Pb-Bi 自然循環炉の熱流動特性評価手法整備を目的として、円筒2次元の蒸気発生器熱流動解析コード(MSG)^[8]をベースとし、プラント動特性解析手法を整備するとともに、それらを用いて、自然循環炉の炉心熱流動特性及び崩壊熱除去特性解析を実施した結果について報告する。

1.2. 重金属冷却炉に関する検討状況と本研究の内容

熱流動特性に関して、重金属冷却炉は、実用化戦略調査研究において目標とする「安全性の確保」と「経済性」の観点で、それぞれ大きなメリットとなる可能性を有している。鉛及び鉛－ビスマス合金の重金属冷却材は、空気及び水と化学的に発熱を伴う急激な反応は生じないことから、既存の設計例でも2次冷却系削除の経済性の高いシステムが一般的となっている。ロシアにおいて提案されているBRST-300^[9]は、冷却材喪失、火災、水素爆発、燃料破損等が放射性物質の放出にただちに繋がらない概念として固有安全性が強調されている。一方で、鉛冷却材は凝固温度（融点）が高く(327°C)、高温環境でのメンテナンス性等に課題がある。通常時の炉心入口温度420°C(BREST-300 設計)に対して凝固温度との温度差が小さく、冷却材凍結について十分な準備が必要である。Pb-Biは鉛と物性は大きく異ならないが、凝固温度が低い(125°C)ことから、比較的広い温度範囲で利用可能であり、現実的である。

重金属冷却材の熱容量は、同容積のナトリウムに対して、約1.2～1.5倍程度あり、熱過渡としては、比較的緩やかな温度変化特性を示す。ただし、鉛の密度はナトリウムの10倍であることから、冷却材重量の大きさが構造上のデメリットになっている。したがって、プラントの最適化では、プレナム、配管等における冷却材容積の低減が重要となる。

同様に、重金属冷却材は熱容量が大きいことから、炉心の出入口温度差が同じであれば、ナトリウム冷却炉よりも冷却材の循環速度が小さな条件のヒートバランスとなる。自然循環除熱について、重金属冷却材は、温度に対する密度差が大きく、ナトリウムよりも比較的大きな自然循環能力を有している。しかしながら、自然循環流量は、一巡の圧力損失特性とのバランスで決まることから、検討するシステムに依存した評価が必要である。

H12の設計検討のなかで、冷却材駆動方式に関する検討が実施された。自然循環方式としては冷却材密度差のみを駆動源とする「完全自然循環方式」、及び、上昇流部に不活性ガスを吹き込み、気泡の上昇を駆動源とする「リフトポンプ方式」の比較評価が行われた。強制循環方式としては、循環ポンプのオプションとして、機械式ポンプと電磁ポンプが比較され、同時に、いくつかの蒸気発生器の形式（ヘリカルコイル、バイヨネット、サーペンタイン）をパラメータとした。それらの方式について、表1.2-1に示されるように、経済性、炉心成立性、安全性、構造成立性、運転性、保守補修性から総合的に評価が実施され、その結果、「完全自然循環方式」は、簡素かつ経済性に優れ、流量喪失型事故が無いという観点からは安全性にも優れた有望な概念と評価され、具体的な設計検討が進められた^[7]。

以上のような重金属冷却炉に関する特徴と検討状況を踏まえ、本研究では、まず、既存の重金属自然循環炉のシステム設計例として、Argonne National Laboratory(ANL)で概念設計が行われたSTAR-LM (The Secure Transportable Autonomous Reactor)^[10,11]をベースとして手法の構築を進め、自然循環による炉心内流量配分と径方向出力分布の関係について検討するとともに、Pb-Bi冷却中型自然循環炉の設計検討の進捗にともなって、それらを対象とした解析モデルを作成し、崩壊熱除去特性を評価することとした。

2. 自然循環炉に関する統合型プラント動特性解析手法の整備

2.1. MSG コードの整備とタンク型炉モデルの構築

2.1.1. 概 要

Pb-Bi 自然循環炉の崩壊熱除去特性評価を行うことを目的として、多次元的な自然循環流動を考慮した統合型プラント動特性解析コードの整備を実施した。従来、ループ型炉については、フローネットワーク型の動特性解析コードを適用していたが、Pb-Bi 自然循環炉の崩壊熱除去特性を評価するためには、温度成層化や局所的な 2 次流れ等の多次元的な熱流動の影響を考慮する必要があり、マルチシェル構造に対応した多次元蒸気発生器コード(MSG)^[8]を拡張し、自然循環炉の過渡熱流動評価が可能となるように整備を進めた。解析コードの整備にあたって、試計算のためのモデルプラントとして、ANL にて概念設計が行われた STAR-LM (The Secure Transportable Autonomous Reactor)^[10,11]をベースとして出力上昇過程解析を実施し、ANL での動特性解析結果と比較した。また、2.2 節では、フィードバック反応度等の核特性を考慮したプラント動特性を考慮できるように、MSG コードと 1 次元プラント動特性解析コード (Super-COPD) を結合した統合型プラント動特性解析コードを整備した。フィードバック反応度を考慮した解析例として、UTOP 及び ULOHS 解析を実施した。

以下、まず MSG コードの整備とタンク型モデルの構築するため、自然循環炉の出力上昇過程に関する解析を実施した結果について示す。

2.1.2. 多次元蒸気発生器動特性解析 (MSG) コードの概要

"MSG (Multi dimensional Steam Generator analysis program)"^[8]は、蒸気発生器の定常、過渡時の詳細な空間温度分布について、自然循環などを含む低流量、低負荷までを含めた熱交換・除熱特性を精度よく評価することを目的に開発した多次元蒸気発生器動特性解析コードである。ナトリウム側は、円筒 3 次元（通常 2 次元モデルを使用）、水・蒸気側はヘリカルコイルの層数に対応したマルチチャンネルモデルであり、特に、図 2.1-1 に示すように、ヘリカルコイルの各層毎にナトリウム側との熱の授受を考慮し、温度分布の予測精度向上を図っている点に特徴がある。

コードは、ナトリウム側多次元熱流動計算部、ナトリウム側一水／蒸気側熱交換計算部、水／蒸気側多チャンネル熱流動計算部の 3 つのグループからなる。ナトリウム側熱流動計算部は入口分配管から出口ノズルまで、水／蒸気側熱流動計算部は給水ヘッダから蒸気ドラムまでがモデル化の範囲で、ナトリウム側一水／蒸気側熱交換計算部では双方の計算結果より熱交換量を算出する。特に、図 2.1-2 に示すようなマルチシェル型（多胴型）の蒸気発生器内に形成される多領域のナトリウム流動を考慮できることから、自然循環のような低流量時の温度分布及び流況を精度よく予測することができる。

Pb-Bi 自然循環炉の熱流動解析にあたり、SG モデルに炉心モデルを構成できるように、マルチシェルモデルの改良を図った。

2.1.3. 解析対象

STAR-LM は、米国の ANL にて設計検討⁽¹⁰⁾が進められている重金属冷却の小型炉概念(300MWt)であり、H11 年度にサイクル機構の公募型研究として、起動・停止等の過渡変化に対するプラント動特性解析が実施されている⁽¹¹⁾。設計検討が進められる Pb-Bi 中型炉の検討に先立ち、完全自然循環炉に関する評価手法を整備する観点から、比較的設計情報の得られている STAR-LM を対象としたタンク型炉解析モデルを作成し、予備的な解析を実施する。

図 2.1-3 に STAR-LM の概念図を示す。炉心で加熱された Pb-Bi 冷却材は、内筒内を上昇し、上部プレナムで外胴側へ入り、蒸気発生器によって冷却され、下降流となって外胴側を流下し、下部プレナムにて再び内筒内へ流入する。1 次冷却系に対する駆動機器は一切不要であり、炉心と SG のレベルに関する伝熱中心差に依存した自然循環流によって冷却が行われる。ここでの炉心と SG の伝熱中心差は 6.25m である。

炉心燃料は UN であり、高さは 2m、直径 2.5m の大きさの炉心となっている。ピン径は 12.7mm の太径であり、圧力損失低減の観点から、燃料ピンピッチとピン径の比(p/d)=1.475 とやや大きめの 3 角配列としている。炉心内の平均流速は 0.384m/s であり、比較的、低流速条件となっている。ただし、集合体に関する詳細は示されていない。炉心の入口温度 291°C、出口温度 474°C であり、ナトリウム冷却炉と比較して、やや低温のヒートバランスとしている。

図 2.1-4 に示すように、STAR-LM の蒸気発生器は、垂直な直管の伝熱管を外胴全周に配した構造を採用している。このような直管型の構造は物量が大きくなることがサイクル機構での設計検討で明らかになっており、H12 の設計検討ではヘリカルコイル型が有望となっている。いずれにしても、モデルの整備作業に着手する時点では、それらの仕様は確定していないことから、SG 構造に依存しない方法(冷却材に対して想定除熱量を考慮する方法)によって SG をモデル化する。また、制御棒案内管等の炉心上部機構に関する内容は記述がないことから、それらを考慮していない。

2.1.4. 自然循環タンク型炉解析モデル

想定される自然循環炉は、熱流動評価の観点からは周方向に十分な対称性を有していることから、座標系は従来から蒸気発生器計算に用いている r-z の円筒 2 次元とした。メッシュ体系を図 2.1-5 に示す。原子炉容器の中心軸から半径方向に向かって外胴までの解析を実施する。炉心は同心円流路として、チャンネル間の冷却材混合はしないようにパーミアビリティをゼロとしている。また、そこでの境界条件はフリースリップとし、燃料ピンの p/d とグリッドスペーサを想定して圧力損失係数を与えていた。内筒両側表面の境界条件はノンスリップとしている。炉心での出力分布は、まずは均一と仮定して、冷却材体積で平均した熱出力が冷却材に加わるように解析コードを整備した。SG 2 次側についても、当面、水系の流動は計算せず、除熱量を境界条件として計算を実施した。外胴の外側には、RVACS による熱交換を考慮するためのメッシュを設けている。また、MSG コードには核特性計算は含まれていないことから、それらを考慮するため

SuperCopdとの統合を実施した。その内容については、2.2節で述べる。

2.1.5. ANL 自然循環炉動特性解析

(1) 解析条件

第1段階のプラント動特性解析として、定格条件での流動場及び温度場データを得る観点から、出力ゼロからの出力上昇過程に関する過渡解析を実施した。原子炉出力上昇過程の炉心出力及びSG除熱量についてそれらの過渡データをANLの解析条件より図2.1-6に示す。熱的な境界条件はこれらのみであり、初期条件は待機温度(265°C)で均一とした。計算での初期流速は簡単のためゼロとした。冷却材流量は多次元計算の結果として得られる速度分布をr方向に積分することによって得られる値であり、計算開始後、冷却材温度差に基づく浮力差によって徐々に駆動され、熱的境界条件とバランスする自然循環流量において定常に達する。

(2) 解析結果

図2.1-7に冷却材の自然循環流量について、ANLでの1次元解析結果とJNCでの2次元解析結果を比較して示す。ANL解析と同じく、800sまでの解析を実施した。全般的な傾向は両者の解析でよく一致しているが、JNC解析は流量が増大する途中において100s程度で流量の変動が現れている。循環流量は400秒程度でほぼ安定していることから、400秒時点における出入口間温度差及び自然循環流量を下表に比較して示す。流量及び出入口間温度差とも両者はよい一致を示しており、本解析結果は、ANL1次元解析とほぼ同等な結果が得られていると判断される。

表 定格定常状態におけるANL解析とJNC解析の比較

比較項目	ANL	JNC	JNC-ANL		備考
			ANL		
自然循環流量 [kg/s]	11210	11392	+1.62%		定格
出口温度(6ch) [°C]	474	470	-4°C (温度差)		
入口温度(6ch) [°C]	291	290	-1°C (温度差)		
ΔTout-in [°C]	183	180	-3°C (温度差)		

一方、100s程度での流量変動について調べるために、起動時の過渡変化における100s～140sでの温度コンタを作成した。それらの結果を図2.1-8に示す。炉心部で加熱された高温の冷

却材は、内筒内を上昇し、上部プレナムより外胴側へ流入する。この高温の冷却材が内筒を越流しはじめるのが 100 秒から 110 秒の間であり、高温流体の外胴側への流入によって、一時的に循環力が低下し、流量に変動が現れることが分かる。ANL での 1 次元解析では、温度の平均化体積が大きく、高温冷却材の内筒越流による循環力低下が現われていないものと考えられる。

2.1.6. まとめ

多次元蒸気発生器解析コード (MSG) をベースとして、ANL にて概念検討が進められている STAR-LM 炉を対象としたタンク型の解析モデルを作成するとともに、第 1 段階のプラント動特性解析として、出力上昇過程に関する過渡解析を実施した。その結果、以下の成果が得られた。

- (1) 出力上昇過程について、整備を実施した MSG コードは、定格時の流量及び炉心出入口間温度を ANL による動特性解析手法と同等に評価することを確認した。
- (2) 出力上昇過程について、従来、ANL の解析では、滑らかに自然循環流量が増大していたが、MSG コードの 2 次元計算によって、高温冷却材が内筒を越流する時点で自然循環力の一時的な低下が発生し、自然循環流量が若干変動することが新たに明らかになった。

以上より、自然循環炉の多次元性を含めた詳細な熱流動特性評価への本解析手法の適用性について見通しが得られた。

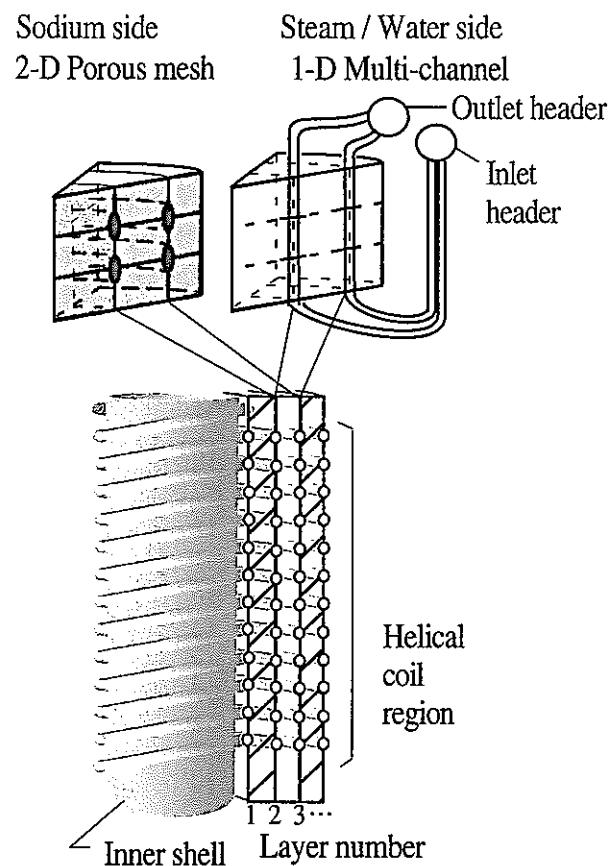


Fig.2.1-1 Mesh arrangement for the helical coil in MSG code

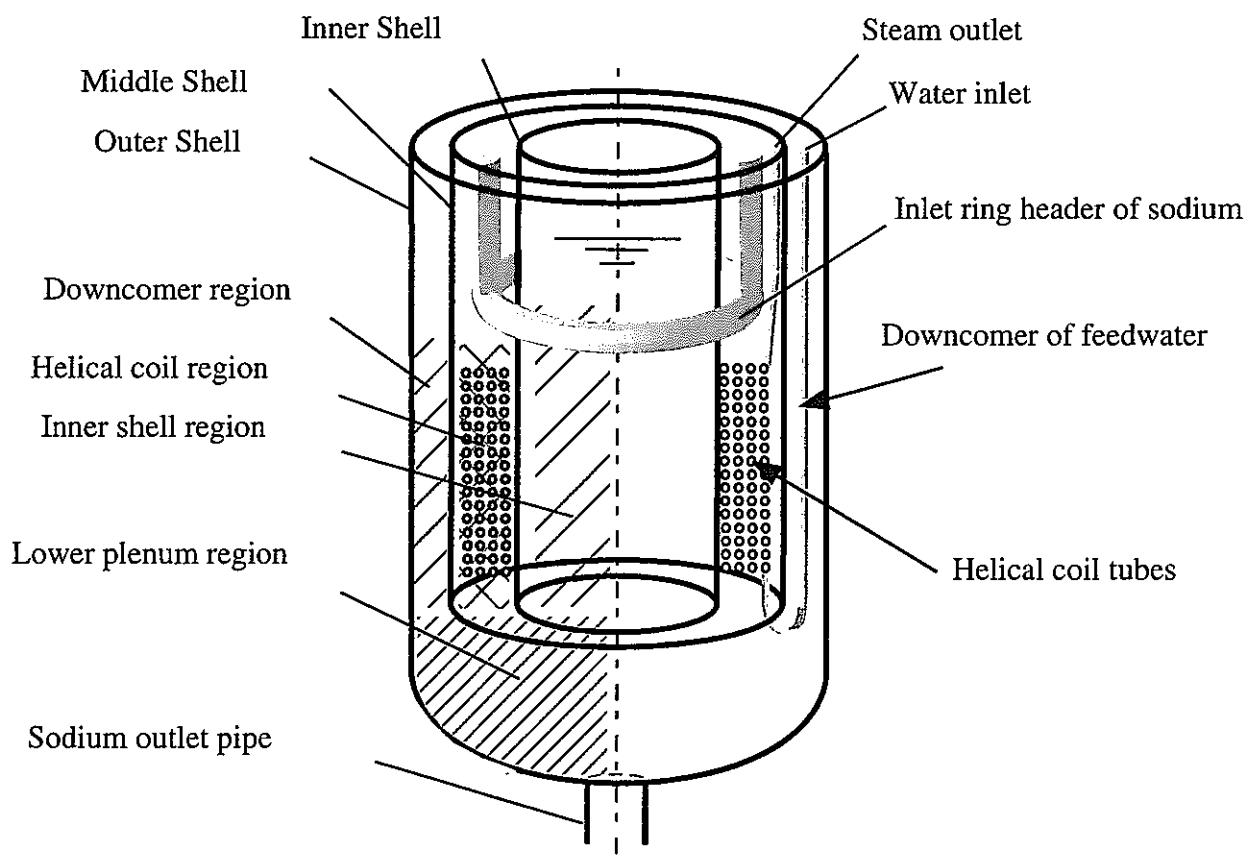


Fig. 2.1-2 Multi-shell structure of the sodium heated steam generator

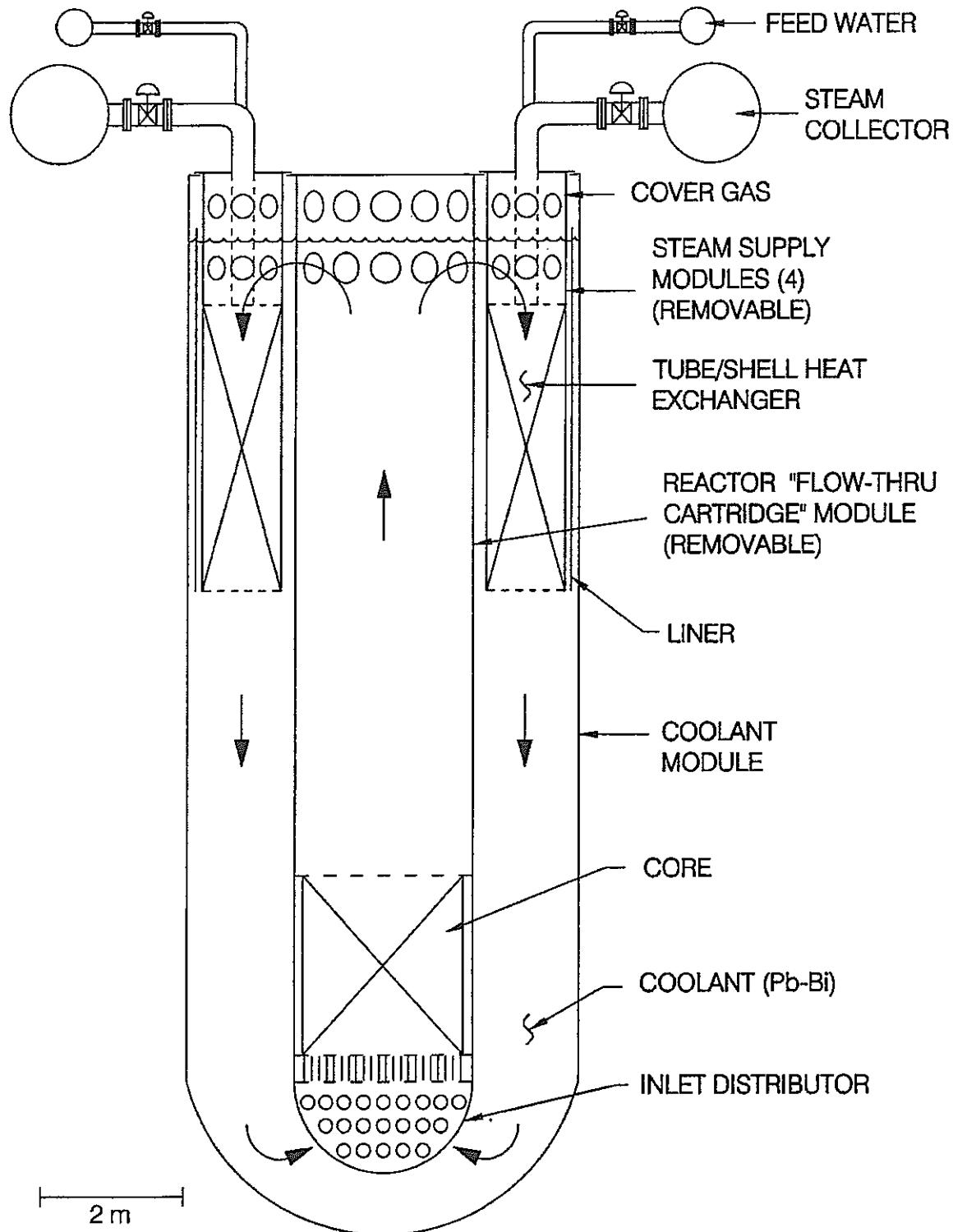


Figure 2.1-3 Concept for Simplified, Modular, HLMC Natural Circulation Reactor[11].

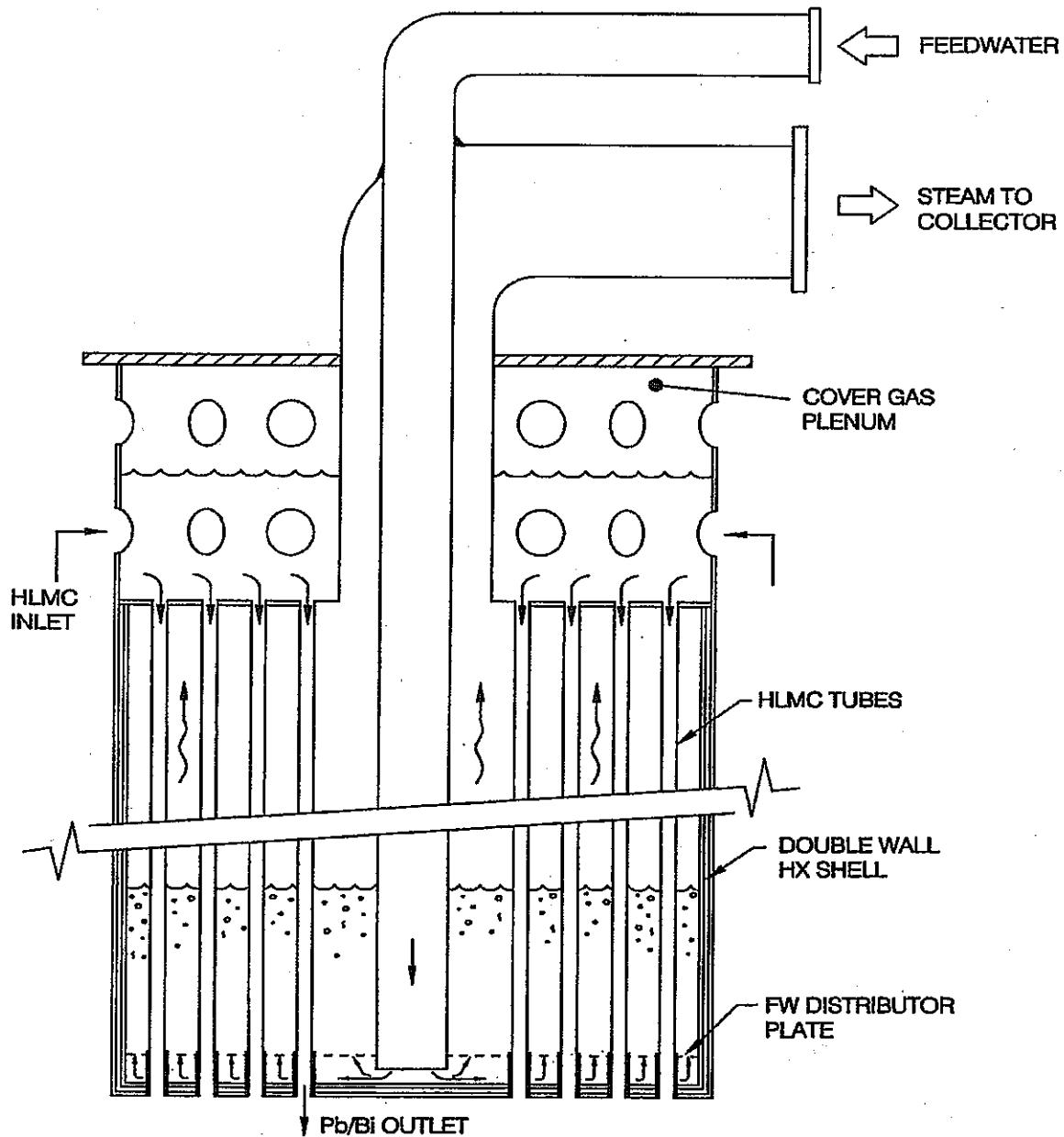


Figure 2.1-4. Illustration of Once-Through Steam Generator Module[11].

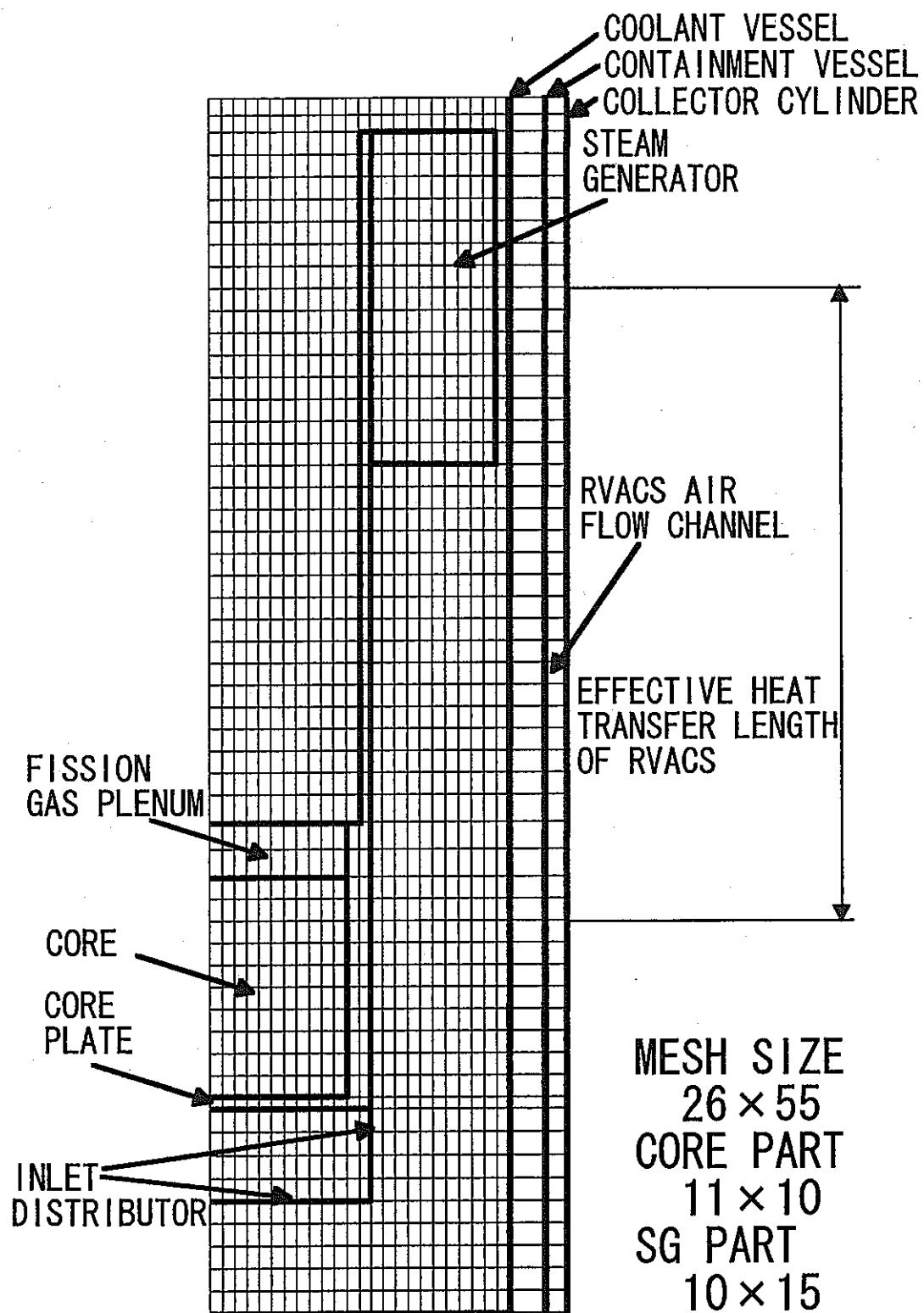


Fig. 2.1-5 Mesh model for the STAR-LM by MSG code

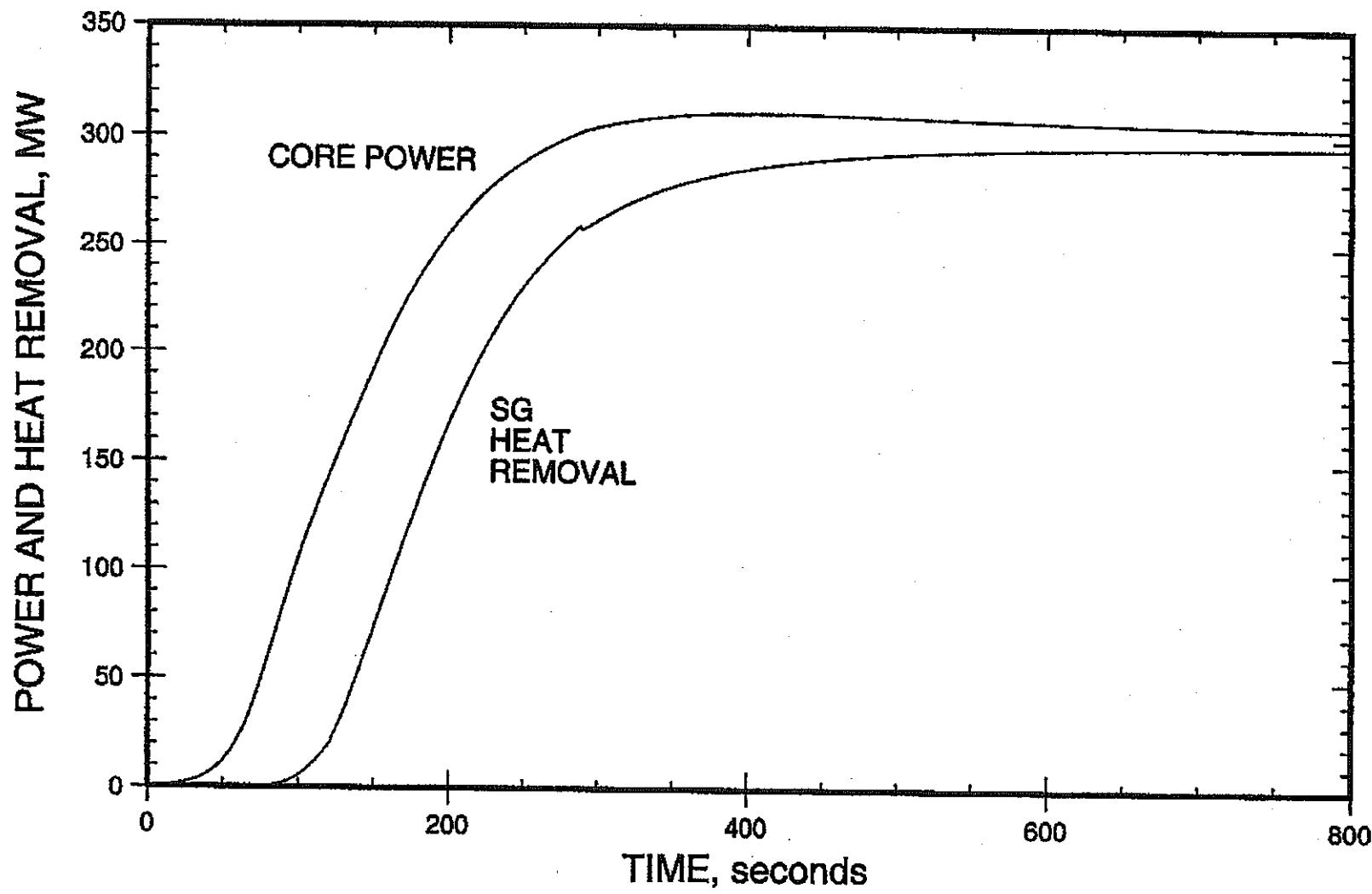
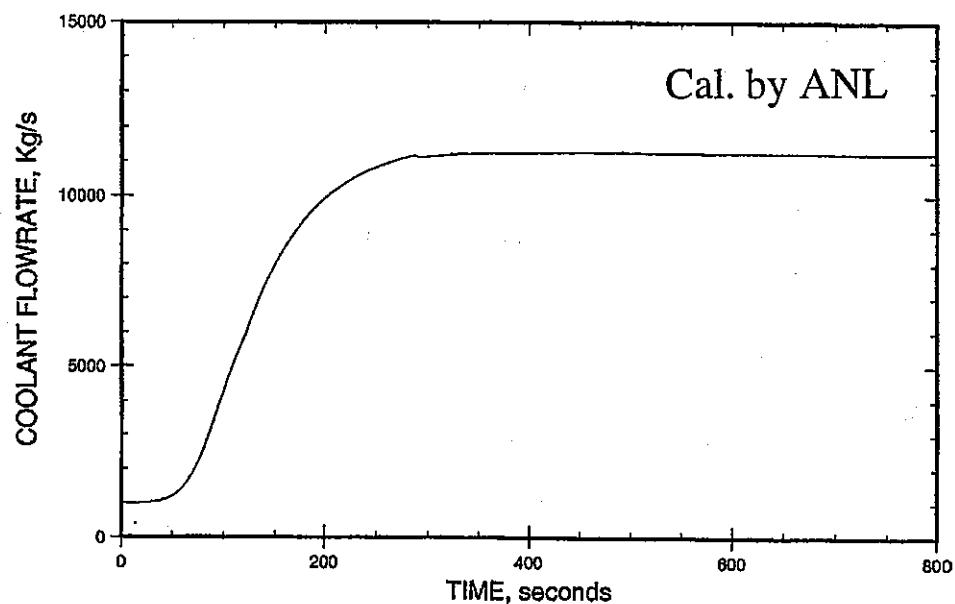
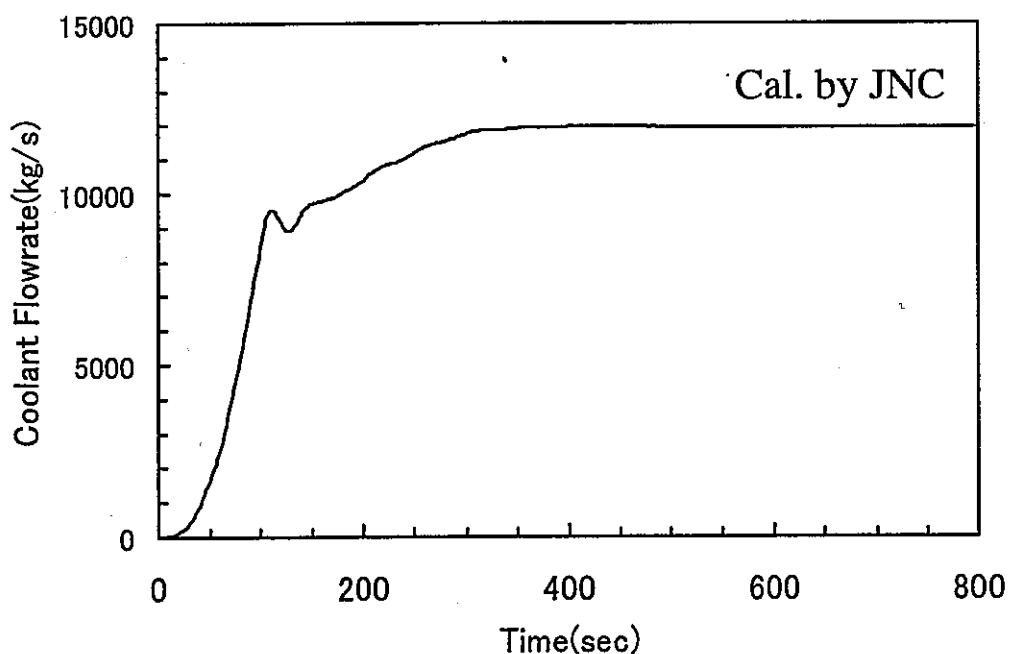


Fig.2.1-6 Core Power and Heat Removal by Steam Generators for Startup [11]



(a) Calculation result of coolant flow rate for the Startup condition (ANL[10])



(b) The r-z 2 dimensional calculation result by the MSG code (JNC)

Fig. 2.1-7 Comparison of the natural circulation flow rate

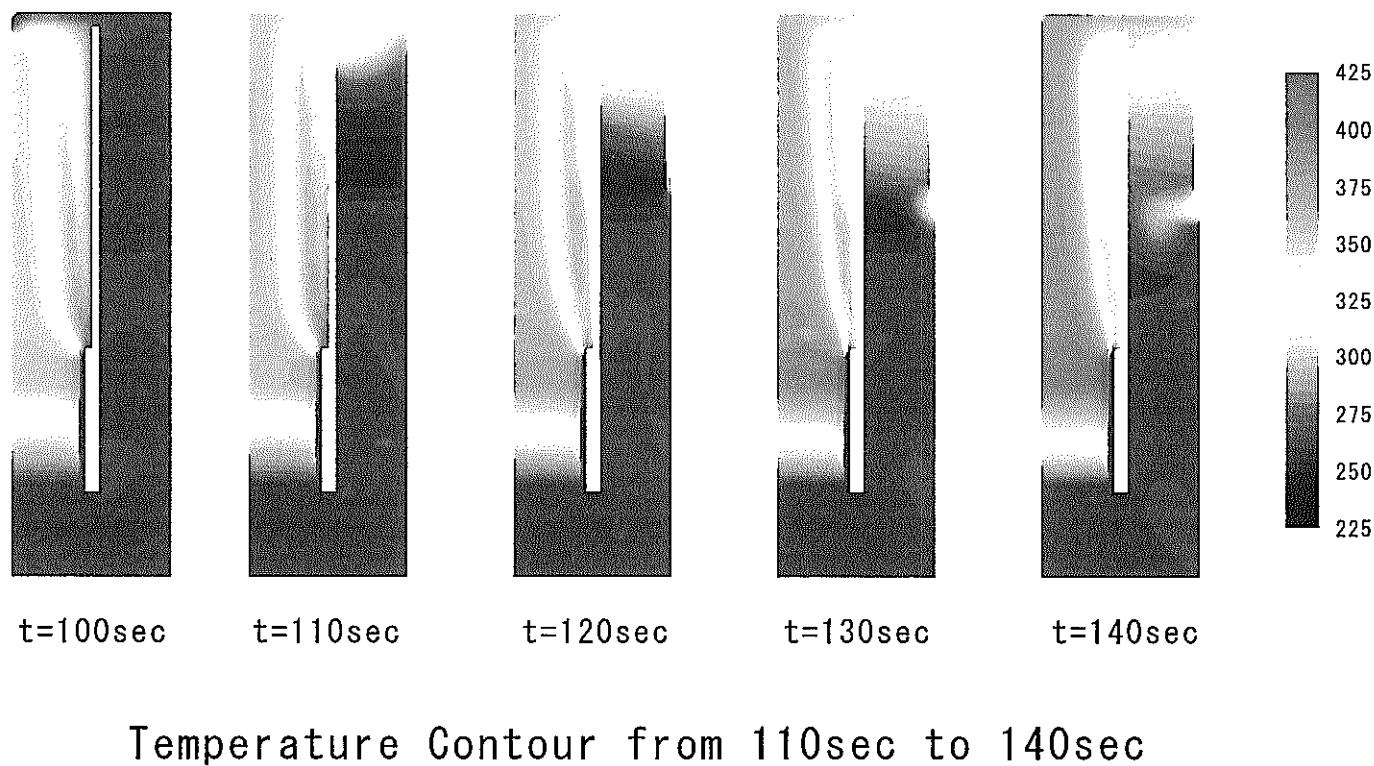


図2.1-8 自然循環流量変動時の温度分布

2.2. 統合型プラント動特性解析コードの構築と事故時動特性解析

2.2.1. 概要

Pb-Bi 自然循環炉の崩壊熱除去特性評価を行うことを目的として、多次元的な自然循環流動を考慮した統合型プラント動特性解析コードの整備を実施した。2.1 節ではマルチシェル構造に対応した多次元蒸気発生器コード(MSG)^[8]を拡張し、自然循環炉の過渡熱流動評価が可能となるように整備を進めた。本節では、フィードバック反応度等の核特性を考慮したプラント動特性を考慮できるように、MSG コードと 1 次元プラント動特性解析コード (Super-COPD) を結合し、統合型プラント動特性解析コードを構築した結果について示す。それらを用いて、事故時の崩壊熱除去解析例として、UTOP 及び ULOHS 解析を実施した。解析対象は、ANL にて概念設計が行われた STAR-LM^[10,11]をベースとした。

2.2.2. 統合型プラント動特性解析コードの構築

2.1 節で整備した MSG (Multi dimensional Steam Generator analysis program) code とプラント動特性解析コードである Super-COPD コードを結合し、自然循環炉用の統合型プラント動特性解析コードを構築した。

MSG コードでは、ナトリウム側と水／蒸気側間の熱交換計算部分は独立したモジュール構成となっており、そこで計算されたヒートフラックスを多次元熱流動計算部へ引き渡す構成となっている。そこで、MSG コードの多次元熱流動計算部のモジュール化 (MD モジュール) を行い、Super-COPD コードとの結合を実施した。即ち、ヒートフラックスは、Super-COPD コードの炉心および熱交換器モジュールで計算し、それらを MSG コードの MD モジュールへ渡すことを基本的な考え方として、MSG コードの多次元熱流動計算と Super-COPD コードを組み合わせた多次元プラント動特性解析を構成した。

図 2.2-1 に統合型プラント動特性解析コードのモジュール構成と主なデータの伝達方向を示す。炉心は同心円のマルチチャンネルモデルとし、炉心熱計算モジュール (RX モジュール) で計算を行う。核計算は、KN モジュールで行い、point model によって、炉心部の各温度と制御棒反応度を入力として、燃料温度、被覆管温度、冷却材温度変化等による反応度及びドップラー反応度を求め、熱出力を output する。熱出力は RX モジュールにおいて出力分布を計算し、MSG コードの多次元熱流動計算モジュールの各位置のヒートフラックスとして反映される。

原子炉容器補助冷却設備(RVACS)を考慮するため、空気の自然循環流量の計算を行うモジュール(FS モジュール)を連結しており、MSG コードで求めた炉壁外側の空気温度データから、空気の自然循環流量を求めることが可能である。

また、任意の制御系、安全保護系を入力データにより組むことによりプラント制御解析及びイベントのシーケンス等を設定した崩壊熱除去特性解析が可能である。

2.2.3. 解析モデル

2.1 節と同様に STAR-LM を解析対象とした。STAR-LM は周方向に対称性を有しているこ

とから、多次元熱流動計算の座標系は $r-z$ の円筒 2 次元とし、炉心部、蒸気発生器部に相当する伝熱計算部分を 1 次元のモジュールが行うモデルとした。メッシュ体系、モジュールの構成および各モジュール間の代表的なプール変数を図 2.2-2 に示す。解析では容器中心軸から冷却材外胴容器およびその外側の炉容器冷却流路までを対象とした。モデル作成において考慮した項目を以下に示す。

(1) 炉心

重金属冷却炉に関する Hill, R.H. らの炉心設計例^[12]を参考し、解析対象炉の炉心構成を図 2.2-3 のように設定した。多次元熱流動計算モジュールでは、径方向の炉心領域ごとを 1 チャンネルとし、径方向を 9 分割した。円筒 2 次元モデルについて径方向冷却材の混合を行わない（パーミアビリティ=ゼロ）ことにより、環状の多チャンネルモデルとした。軸方向は 12 分割し、 p/d とグリッドスペーサを考慮した圧力損失係数を与えた。燃料および被覆管温度、被覆管から冷却材へのヒートフラックスは、炉心多チャンネル熱計算モジュール（RX モジュール）で計算し、そのチャンネル数は多次元熱流動計算モジュール（MSG-MD モジュール）での径方向分割と同じ 9 チャンネル、軸方向も同様に 9 分割でモデル化した。各チャンネルの出力は、3 チャンネルと 5 チャンネルに制御棒を含めたため、それらのチャンネルは相対的に低い熱流束を与えている。また、径方向最外層 1 メッシュは反射体、軸方向上部 2 メッシュはガスプレナム部を模擬して非発熱部とした。炉心発熱量は、核計算モジュールで一点近似として扱い、確認計算ではドップラー反応度 ($-1.78 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$) によるフィードバックを考慮した。

(2) 蒸気発生器

多次元熱流動計算部（MSG-MD モジュール）では、径方向を 10 分割、軸方向を 15 分割して、パーミアビリティ、ポロシティ、伝熱管管束部の圧力損失係数を与えた。水側の熱流動および伝熱管へのヒートフラックスは、蒸気発生器熱計算部（SG モジュール）で計算する熱交換器モデルとし、給水流量および出口蒸気圧力を境界条件で与えた。多次元熱流動計算モジュールから SG モジュールへの境界条件となる鉛ビスマス入口温度および流量は、制御系モデルにより計算した。

(3) 炉心上部ライザーパー

径方向を 12 分割、軸方向を 33 分割とした。

(4) 蒸気発生器下部ダンカマ部

径方向を 11 分割、軸方向を 29 分割とした。

(5) 下部プレナム

径方向を 24 分割、軸方向を 9 分割とした。入口流配板はポロシティ、パーミアビリティにより模擬した。

(6) 原子炉容器補助冷却設備 (RVACS)

STAR-LM 炉は 300MWth の小型炉であり、RVACS による崩壊熱除去を行う概念である。詳細な RVACS モデルを評価するためには、温度依存性のある熱輻射等を考慮した伝熱計算が必要であるが、本解析では熱通過係数によって、熱交換を考慮するモデルを用いることとしている。

容器（ガードベッセル）と接触する空気側流路は容器側軸方向メッシュ分割数と同等とし、熱通過を考慮できるモデルとし、空気計算部(FS モジュール)によって、空気の自然循環流量を算出することが可能である。

2.2.4. 事故時動特性解析

(1) 解析ケース

自然循環炉における事故時崩壊熱除去特性を対象として、統合型プラント動特性解析コードの予備的な解析機能確認を行った。通常条件として、ヒートシンクが SG と RVACS の 2 種類あることから、トリップ後それぞれによる崩壊熱除去特性解析を実施した。従来、主な ATWS 事象として、ULOFS, ULOHS, UTOP, ULOPI が挙げられるが、自然循環炉では流量喪失型の事象は必然的に回避されること、及び、タンク型であることから配管破損は想定されないことから、ULOHS 及び UTOP について解析を実施した。ただし、UTOP については、ULOHS との重ね合わせとした。

- ① SG 除熱による崩壊熱除去
- ② RVACS 除熱による崩壊熱除去
- ③ 除熱源喪失時スクラム失敗事象(ULOHS)
- ④ 制御棒誤引き抜き時スクラム失敗事象(UTOP)+ULOHS

(2) 解析条件

定格運転条件からの過渡変化について、各解析ケース毎に事象シーケンスを設定した。以下に各ケースの解析条件を示す。

1) SG 除熱による崩壊熱除去

- ① 初期出力は定格運転状態とする。
- ② 給水流量は 155kg/s 一定とする。
- ③ CR 反応度を 5 秒間に -27.5 % 印加する。
- ④ 崩壊熱は時間テーブルで与える。

2) RVACS 除熱による崩壊熱除去

- ① 初期出力は定格運転状態とする。
- ② 給水流量を 5 秒間に 155kg/s から 0kg/s に変更する。
- ③ CR 反応度を 5 秒間に -27.5 % 印加する。
- ④ RVACS 条件は、Na 炉を参照し、空気流速を 100 秒から 200 秒の間に 4m/s まで立ち上げる。このときの空気側と鉛ビスマス側の熱通過率を 700kcal/(m²h°C) とする。
- ⑤ 崩壊熱は時間テーブルで与える。

3) 除熱源喪失時スクラム失敗事象(ULOHS)

- ① 初期出力は定格運転状態とする。
- ② 給水流量を 5 秒間に 155kg/s から 0kg/s に変更する。

- ③スクラム失敗を考慮する。
- ④崩壊熱は初期出力の 6.6%(19.8MW)一定値とする。
- 4) 制御棒誤引き抜き時スクラム失敗事象(UTOP)
 - ①初期出力は定格運転状態とする。
 - ②給水流量を 5 秒間に 155kg/s から 0kg/s に変更する。
 - ③炉心反応度を 20000 秒間に 66 ¢ 印加する。
 - ④スクラム失敗を考慮する。
 - ⑤崩壊熱は初期出力の 6.6%(19.8MW)一定値とする。

(3) 事故時動特性解析結果

① SG除熱によるトリップ時の崩壊熱除去特性

解析結果を図 2.2-4 に示す。炉出力はトリップ後、約 1000 秒で崩壊熱レベルまで低下する。SG の給水流量はトリップ後も一定値としているので、1000 秒後には炉心出口温度および覆管最高温度は、320°Cまで速やかに低下する。自然循環流量は 1000s の時点で、約 40%まで低下する。

② RVACS 除熱によるトリップ時の崩壊熱除去特性

解析結果を図 2.2-5 に示す。炉出力はトリップ後、約 1000 秒で崩壊熱レベルまで低下する。炉出力低下と同時に炉心出口温度が低下するが、SG 給水流量も低下するので、炉心出口鉛ビスマス温度は上昇に転じる。炉出力低下後に RVACS の空気流量が立ち上がる。初期は崩壊熱が RVACS 除熱量を上回っているので、炉心出口温度は上昇するが、約 300s で 2 次ピークを形成し、その後は RVACS 除熱量が崩壊熱を上回ることから、炉心出口温度は徐々に低下している。自然循環流量は、約 10% 流量で安定する。

③ 除熱源喪失時スクラム失敗事象(ULOHS)

解析結果を図 2.2-6 に示す。給水が停止して除熱源を喪失することにより、炉心出口温度が上昇する。RVACS は本来受動的に作動するが、ここでは全ての除熱源喪失を想定し、RVACS 除熱を行っていない。温度上昇にともない負のドップラー反応度が印加され、1000 秒に 10%程度の出力となる。炉心出口温度、被覆管最高温度は約 1000 秒後に約 750°Cに達する。

④ 制御棒誤引き抜き時スクラム失敗事象(UTOP)

解析結果を図 2.2-7 に示す。制御棒が引き抜きかれ正の反応度が印加されることにより、炉心出力は上昇する。炉心出口温度は、被覆管最高温度は 4000 秒後に約 950°Cに達する。本条件は、RVACS を考慮していないことから、UTOP+ULOHS の重ね合わせ事象となっている。

(4) 温度分布の比較評価

前出の4ケースについて、過渡変化時の温度分布に関するコンター図を図2.2-8～11に示す。図2.2-8のSG除熱モードの場合、除熱源が高い位置にあるため、炉容器側の温度はほぼ一様に低温となる。RVACS除熱モードでは、図2.2-9に示されるように、RVACSの空気流量が増大し始める100s程度までに一時的に温度成層化が見られるが、200sでは炉容器壁側の温度が低下し始め、その後、顕著な温度勾配は現われていない。

ULOHS事象の場合、自然循環は保たれるが、図2.2-10の1000sに示されるように、炉容器下部プレナムの鏡面部に低温の冷却材が滞留し、比較的大きな温度勾配の成層化界面が形成される。図2.2-11のUTOP事象についても同様に大きな温度勾配の成層化界面が形成されることから、除熱源喪失型の事象については、それらを回避あるいは緩和する方策が必要と考えられる。

2.2.5.まとめ

MSGコードとSuper-COPDコードを結合し、Pb-Bi自然循環炉用の統合型プラント動特性解析コードを構築した。STAR-LM炉を対象として、核特性を考慮した事故時動特性解析を実施し、以下の成果が得られた。

- (1) Pb-Bi自然循環炉用に構築した統合型プラント動特性解析コードは、核特性を考慮した2次元の熱流動過渡解析が可能であることを確認した。
- (2) 統合型プラント動特性解析コードによる、事故時動特性解析では、予備的な解析であるが、ULOHS、UTOP+ULOHS条件での解析を実施した。それより、解析コードの自然循環炉への適用性と事故時の基本的な熱流動特性を確認することができた。

以上より、自然循環炉用に開発した統合型プラント動特性解析コードは、事故時を含む、様々な崩壊熱除去事象に対して適用可能であることが確認された。

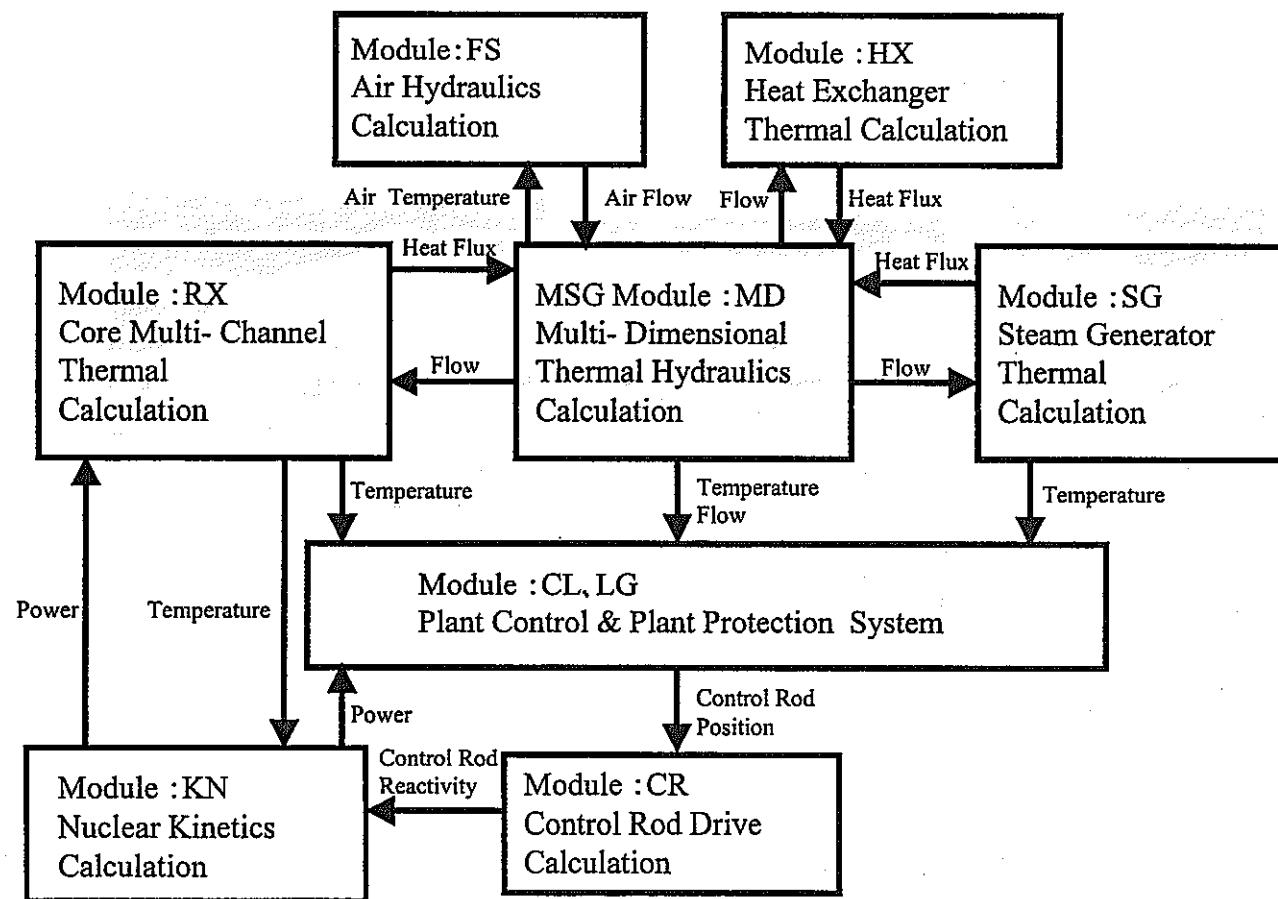


Fig. 2.2-1 Structure of the Combined Plant Dynamics Code

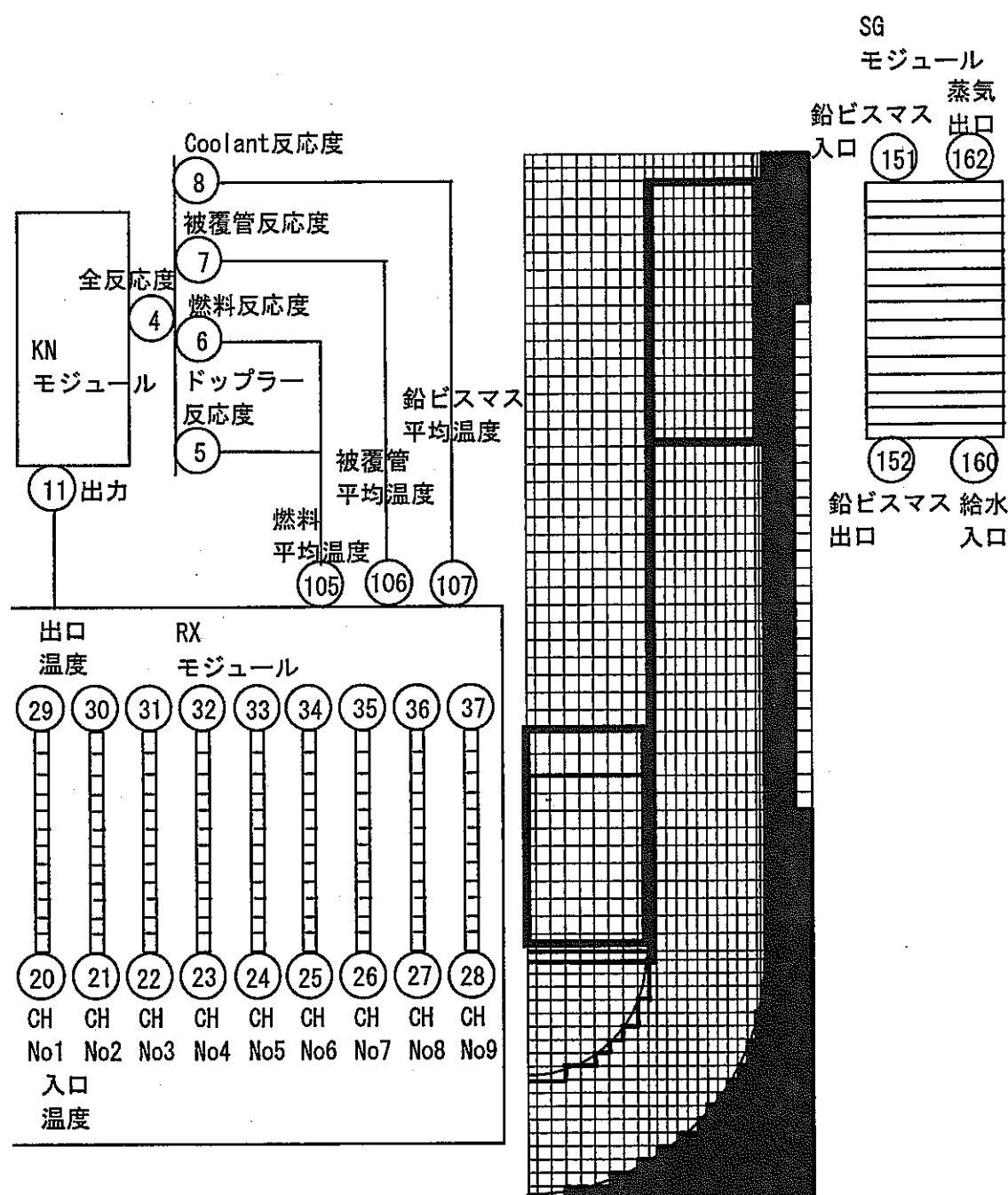


図2.2-2 Pb-Bi冷却自然循環炉(STAR-LM)解析モデル
(統合型プラント動特性解析コード)

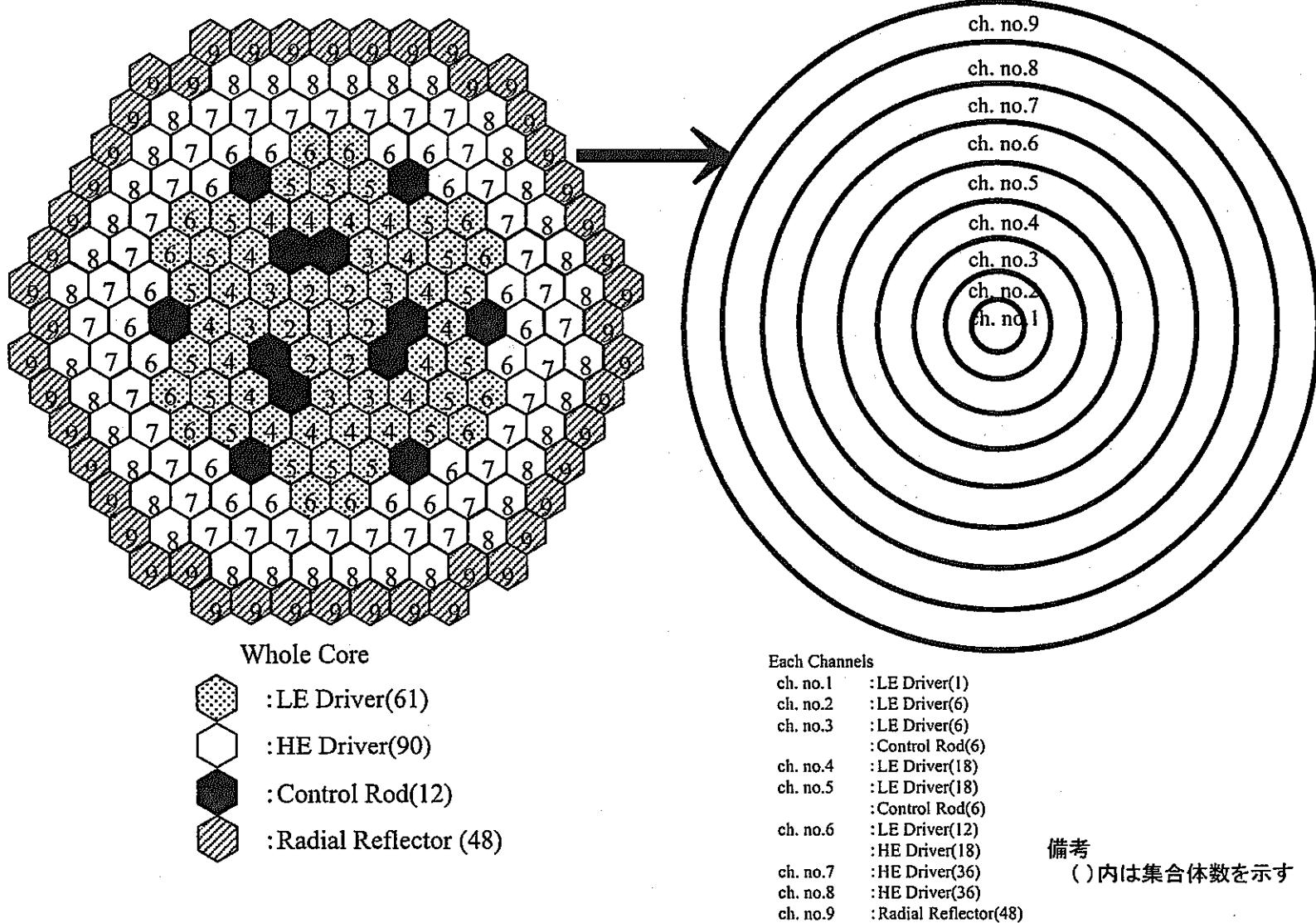
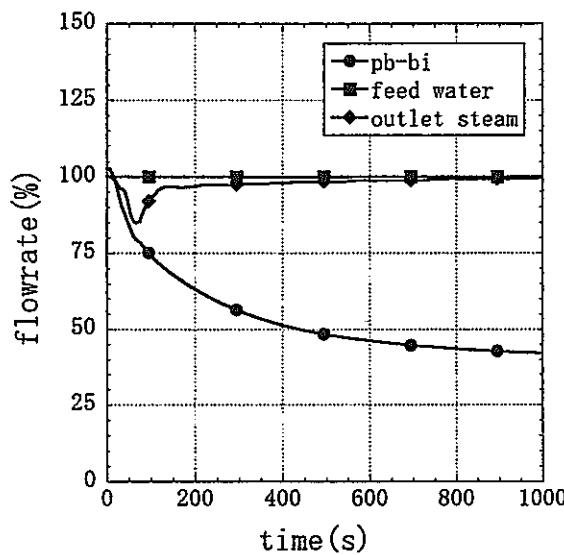
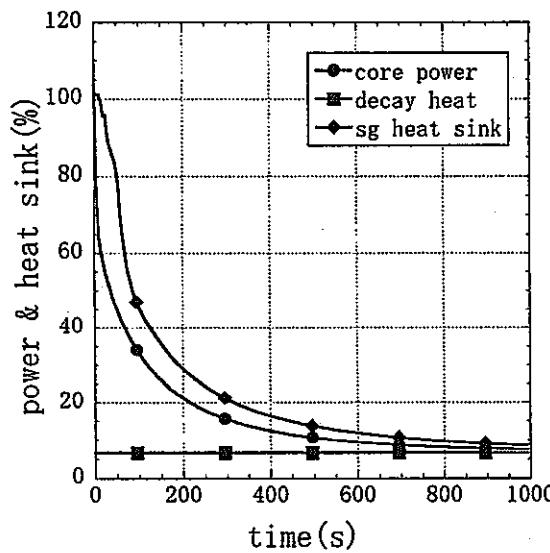


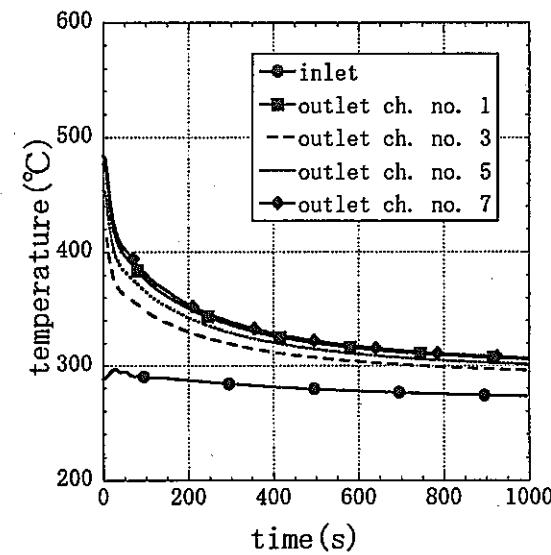
図2.2-3 想定炉心構成と統合型コードのモデル化



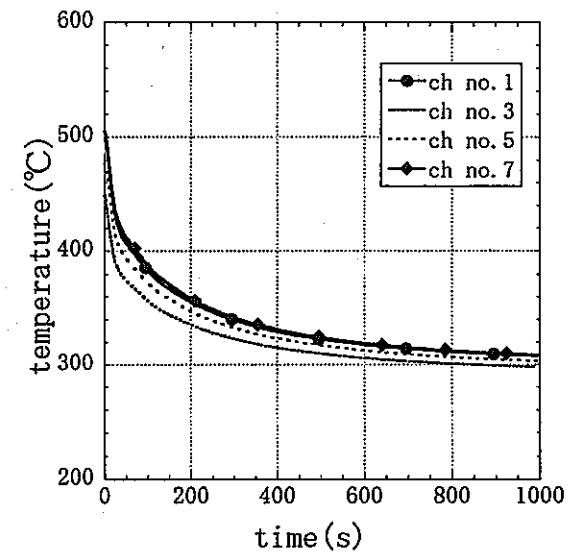
Pb-Bi Coolant, SG Feed Water
and Outlet Steam Flowrate



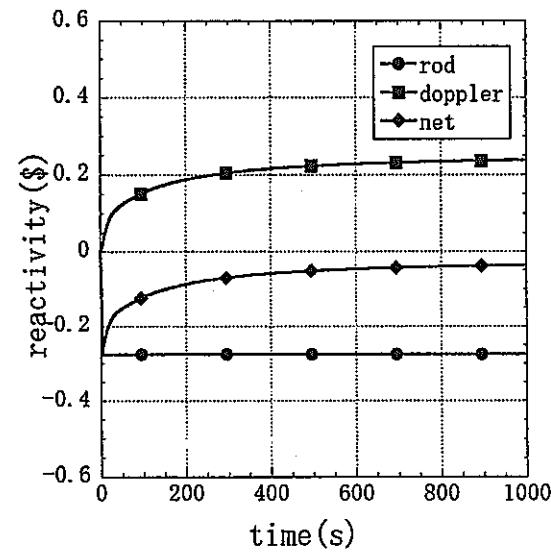
Core Power and Heat Removal
by Steam Generator



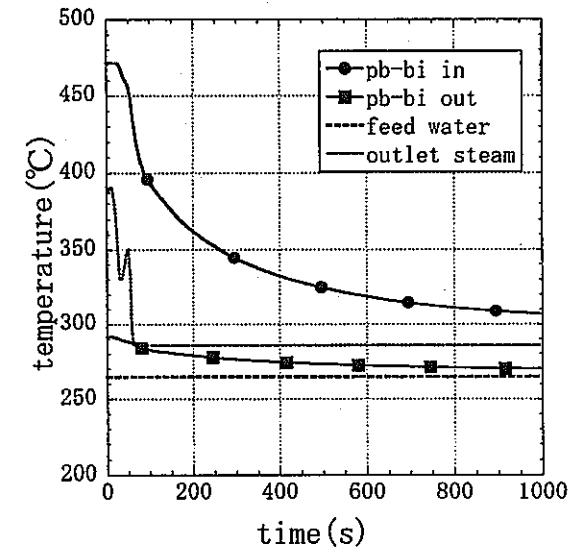
Core Inlet and
Outlet Temperature



Peak Clad Temperature
of Individual Channels

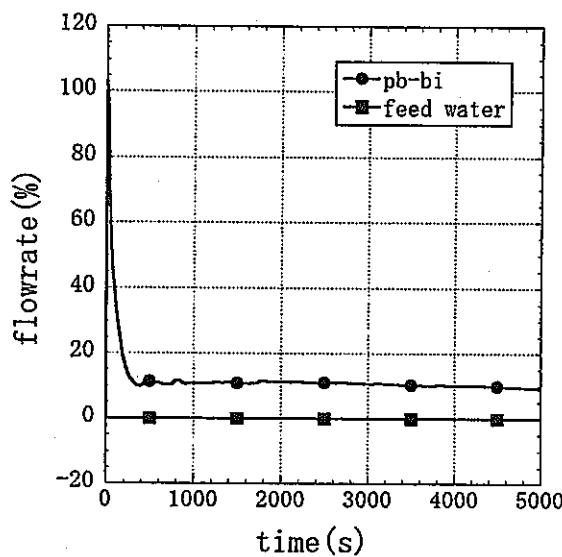


Individual Reactivity
Contributions

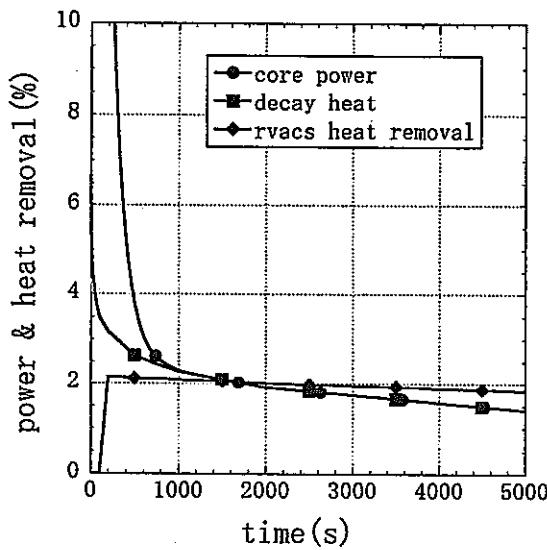


Steam Generator Inlet
and Outlet Temperature

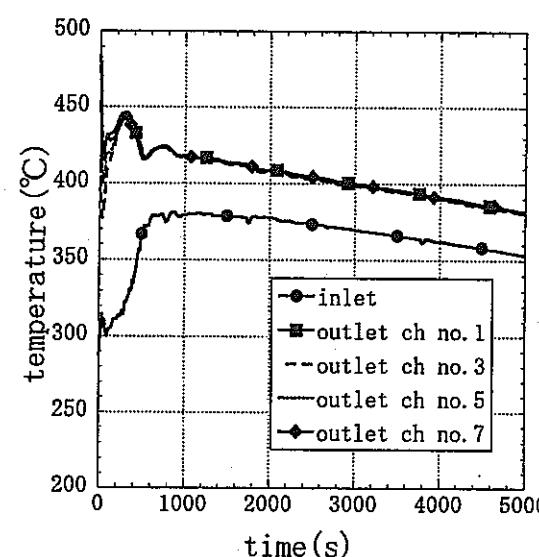
図2.2-4 SG除熱による崩壊熱除去特性解析



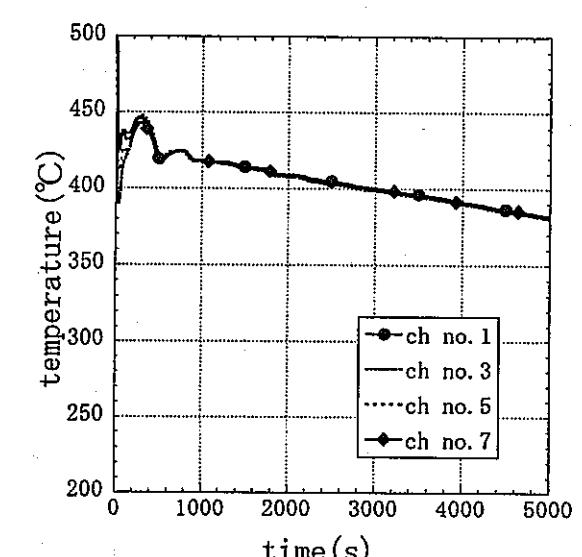
Lead Bismuth
Coolant Flowrate



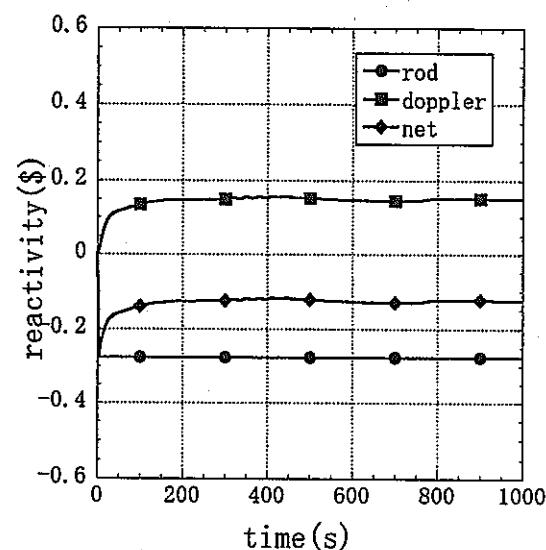
Core Power and Heat
Removal by RVACS



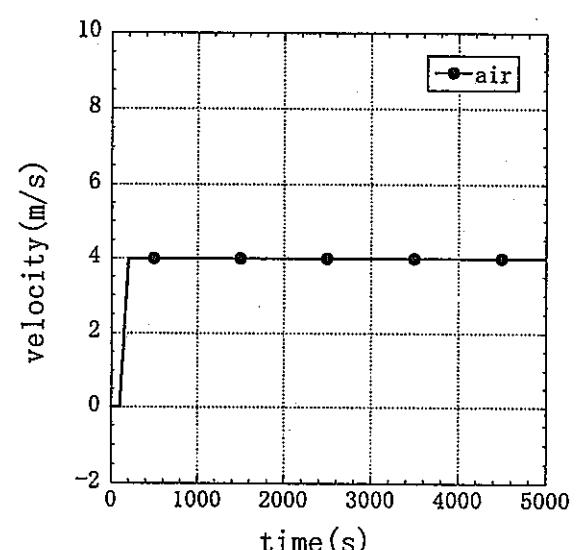
Core Inlet and
Outlet Temperature



Peak Clad Temperature of
Individual Channels

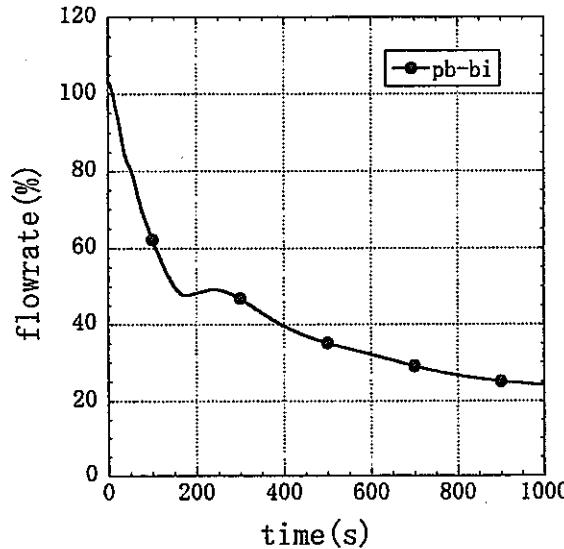


Individual Reactivity
Contributions

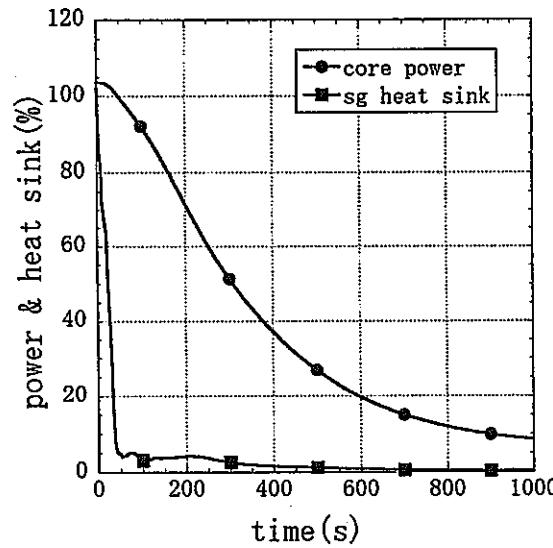


Air Velocity of RVACS

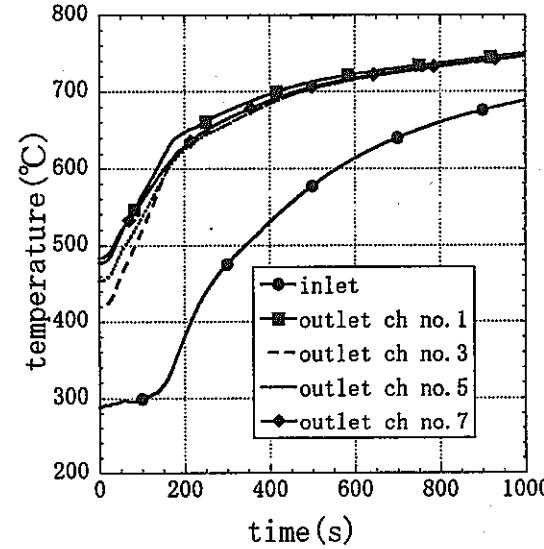
図2.2-5 RVACS除熱による崩壊熱除去特性解析



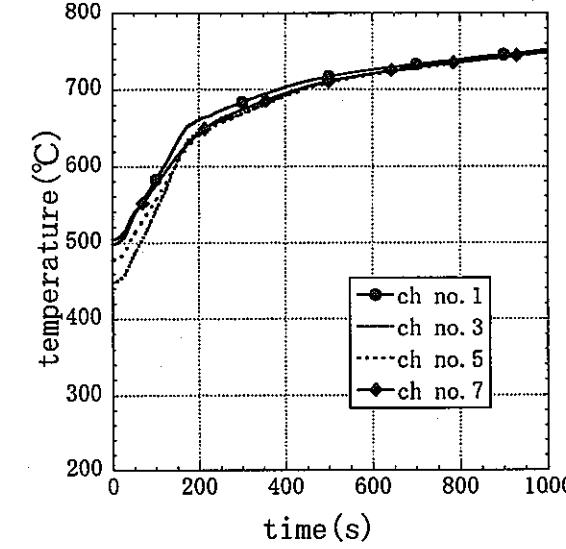
Lead Bismuth
Coolant Flowrate



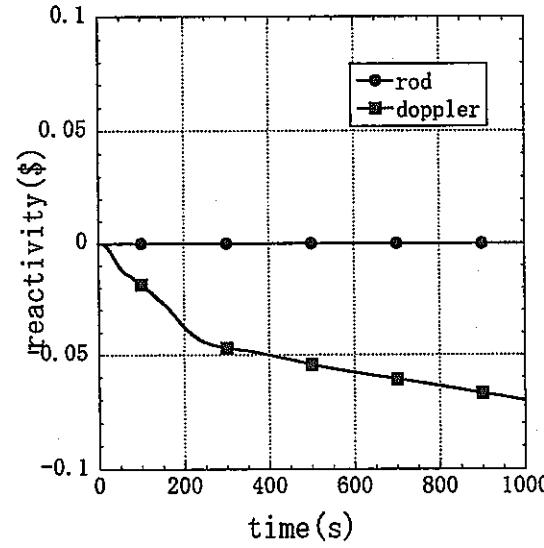
Core Power and Heat Removal
by Steam Generator



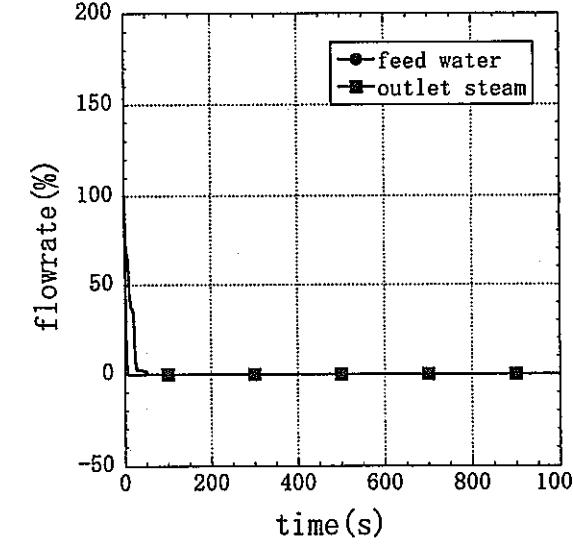
Core Inlet and
Outlet Temperature



Peak Clad Temperature
of Individual Channel



Individual Reactivity
Contributions



Feed Water and SG Outlet
Steam Flowrate

図2.2-6 ULOHS時プラント動特性解析結果

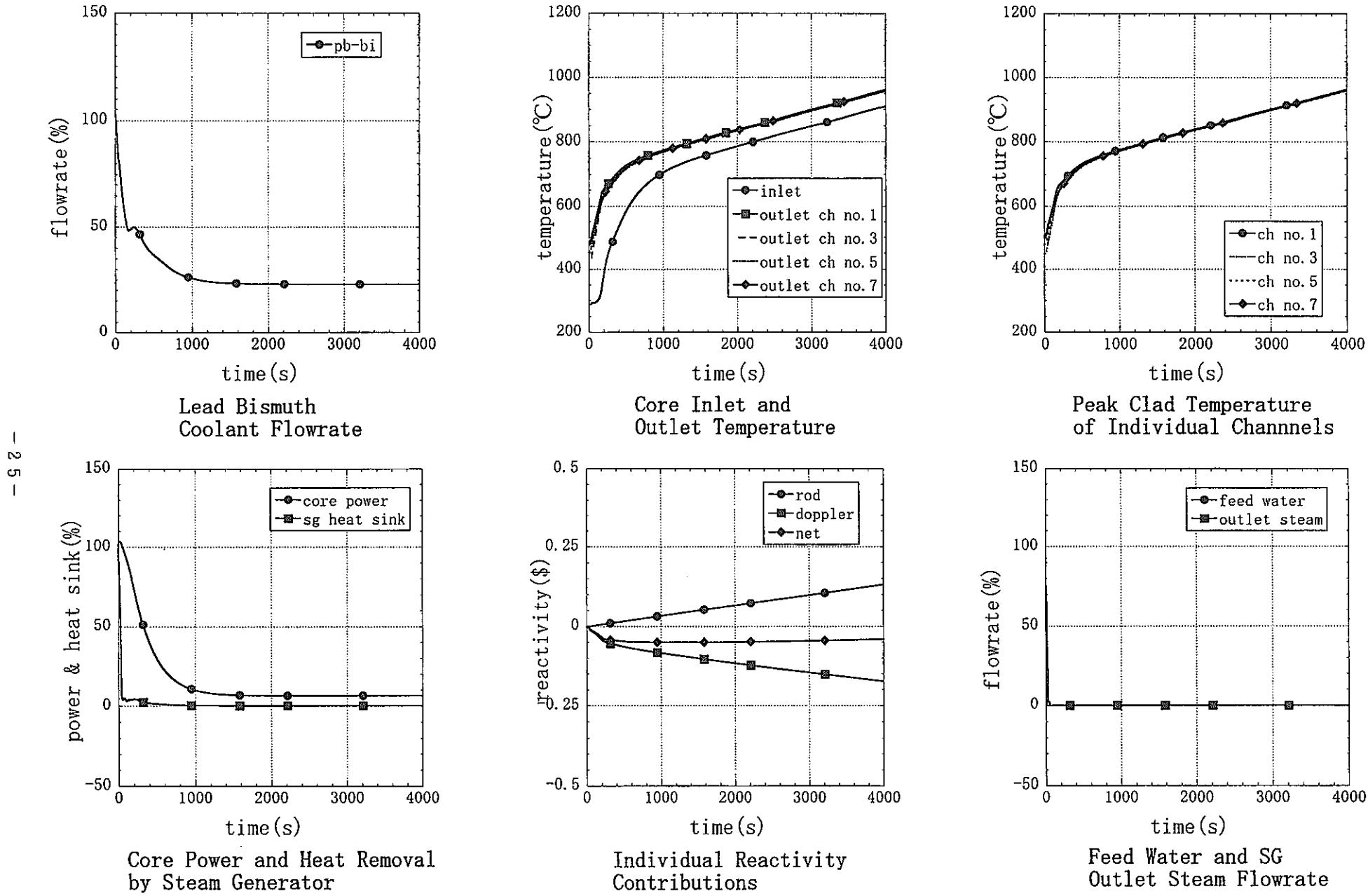


図2.2-7 UTOP+ULOHS時プラント動特性解析結果

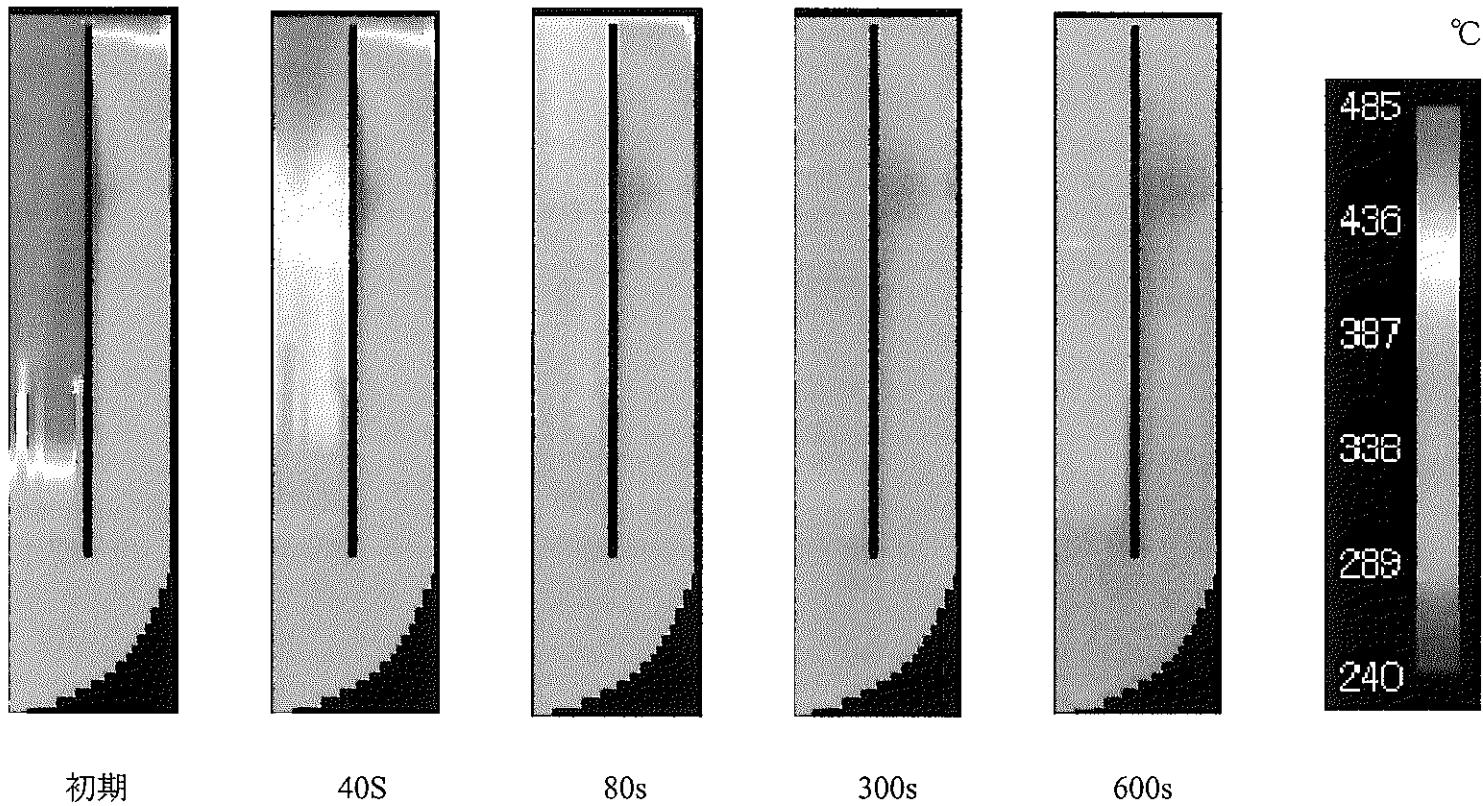


図 2.2-8 SG 除熱による崩壊熱除去特性解析結果

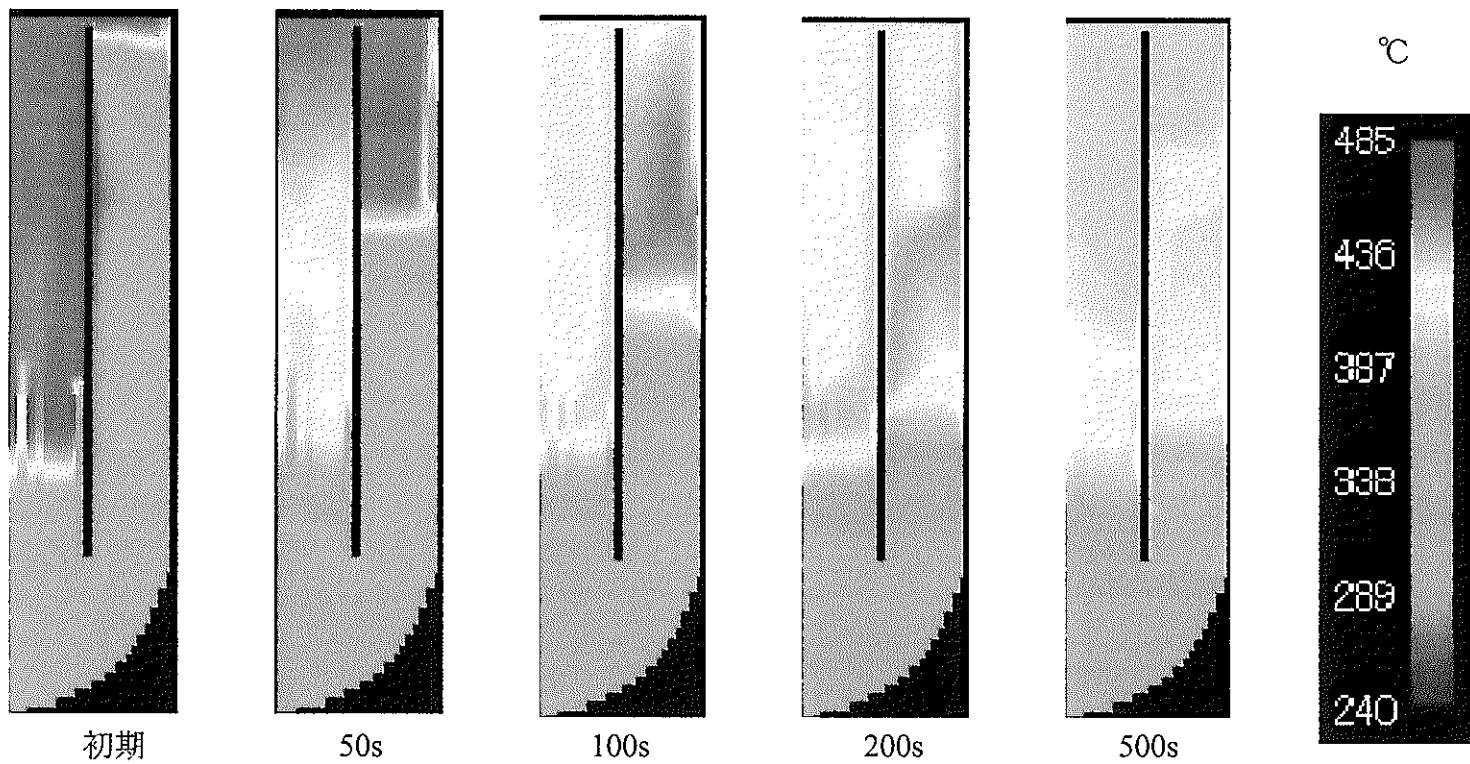


図 2.2-9 RVACS 除熱による崩壊熱除去特性解析結果

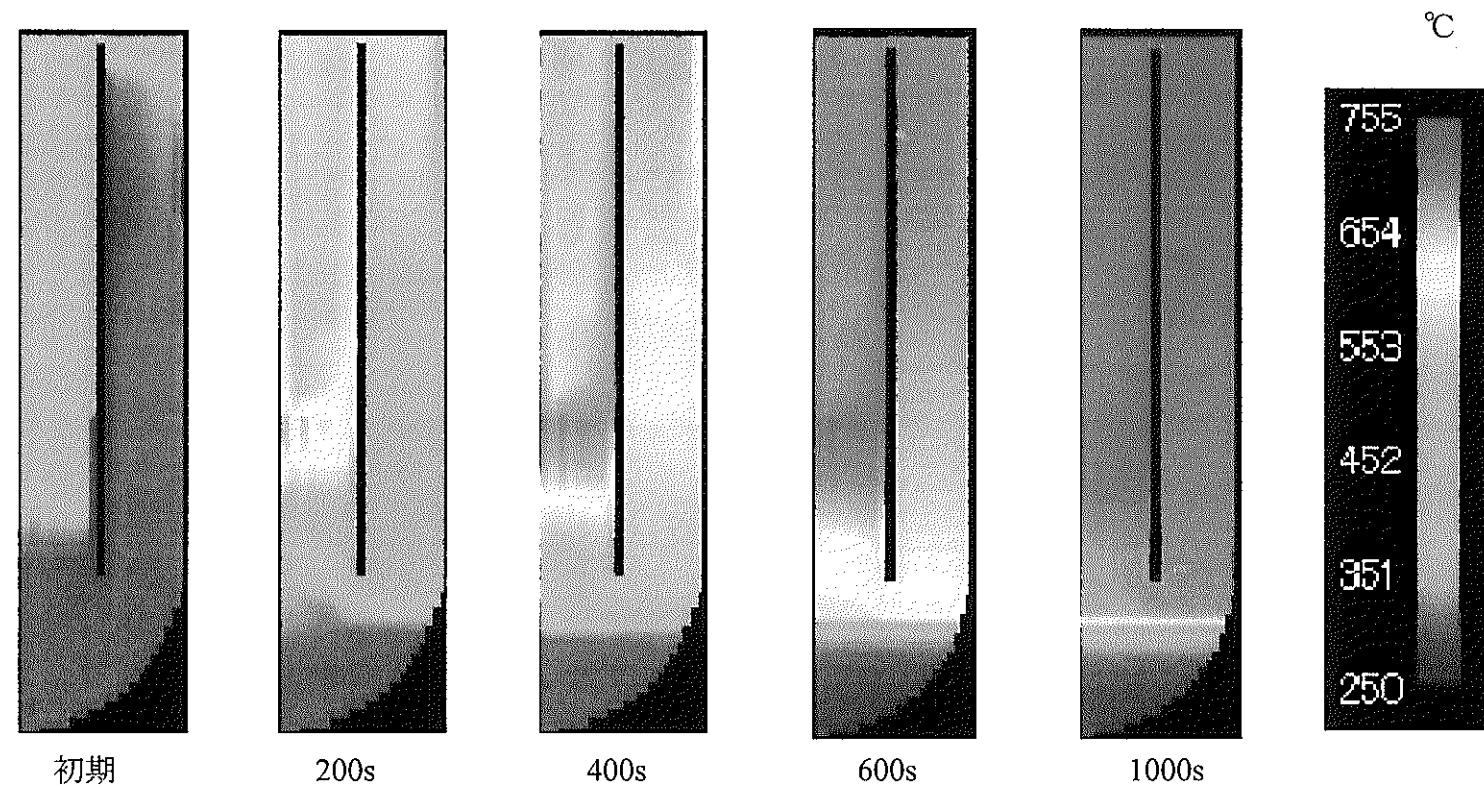


図 2.2-10 ULOHS 時プラント動特性解析結果

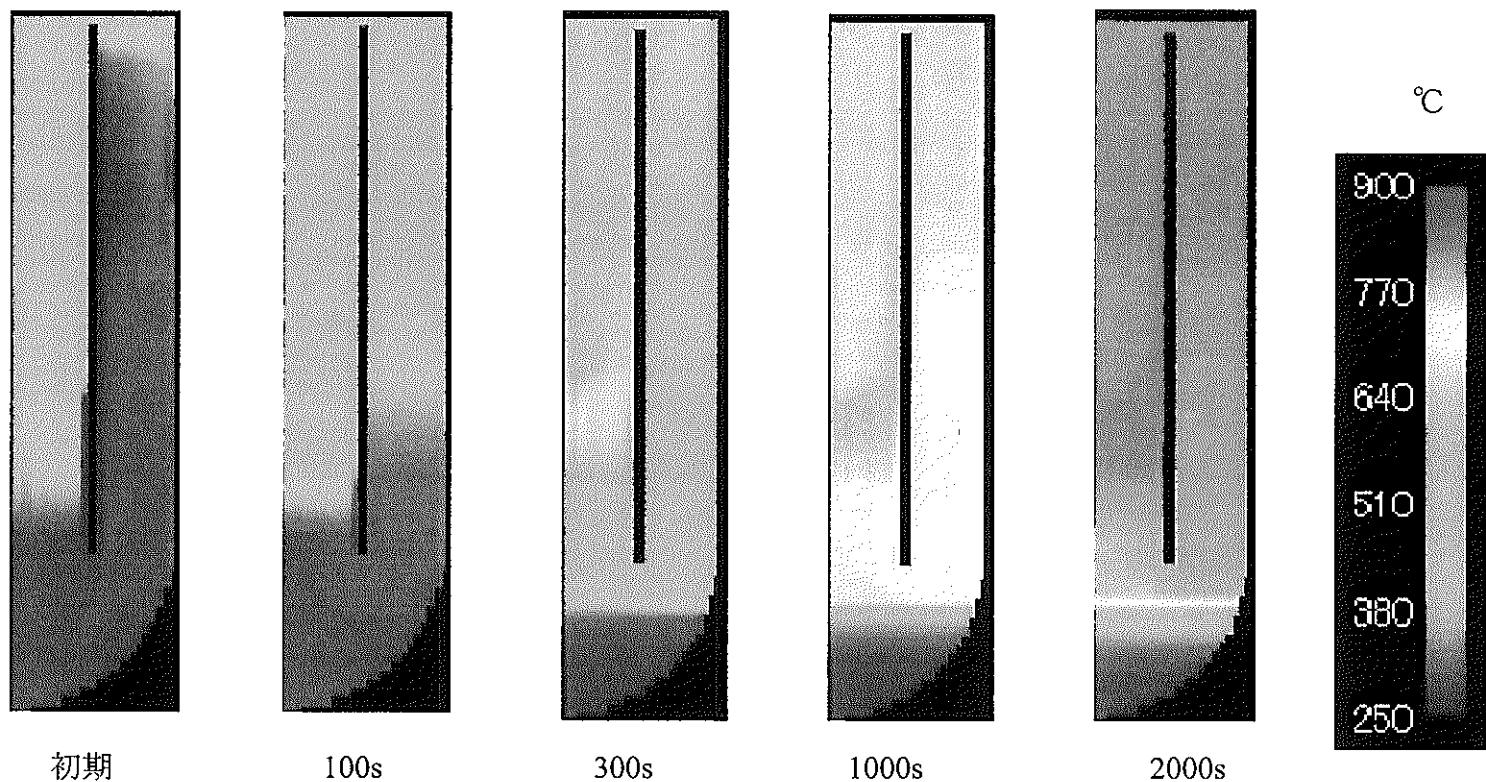


図 2.2-11 ULOHS+UTOP 時プラント動特性解析結果

2.3. まとめ

2節では解析手法の構築の観点から、多次元蒸気発生器解析コード(MSG)をベースとして、ANLにて概念検討が進められているSTAR-LM炉を対象としたタンク型の解析モデルを作成するとともに、出力上昇過程に関する過渡解析を実施した。

また、MSGコードとSuper-COPDコードを結合し、Pb-Bi自然循環炉用の統合型プラント動特性解析コードを構築し、核特性を考慮した事故時動特性解析を実施した。

その結果、以下の成果が得られた。

- (1) 出力上昇過程について、整備を実施したMSGコードは、定格時の流量及び炉心出入口間温度をANLによる動特性解析手法と同等に評価することを確認した。
- (2) 出力上昇過程について、従来、ANLの解析では、滑らかに自然循環流量が増大していたが、MSGコードの2次元計算によって、高温冷却材が内筒を越流する時点での自然循環力の一時的な低下が発生し、自然循環流量が若干変動することが新たに明らかになった。
- (3) Pb-Bi自然循環炉用に構築した統合型プラント動特性解析コードは、核特性を考慮した2次元の熱流動解析が可能であることを確認した。
- (4) 統合型プラント動特性解析コードによる、事故時動特性解析では、予備的な解析であるが、ULOHS, UTOP+ULOHS条件での解析を実施した。それより、解析コードの自然循環炉への適用性と事故時の基本的な熱流動特性を確認することができた。

3. 自然循環炉の炉心熱流動解析への適用

3.1. 概 要

MSG コードを用いて、Pb-Bi 自然循環炉のホットスポットファクタに関する「自然循環による再流配係数」(以下、NC 再流配係数)について検討する。Pb-Bi 自然循環炉は定格で自然循環であることから、流量配分については、ホットチャンネルの浮力による流量再配分効果が期待される。しかしながら、Pb-Bi の流量再配分効果についての既存の知見はほとんど無く、定量的な検討が重要である。そこで、2.1 節において整備した $r - z$ 2 次元体系の MSG コードにより、自然循環解析を実施し、NC 再流配係数に対する径方向出力分布形状と径方向ピーキングの影響を定量的に評価する。

3.2. グローバルホットスポットファクタと NC 再流配係数について

炉心熱設計では、平均線出力に対する冷却材の炉心出入口温度差(ΔT_{ave})とグローバルホットスポットファクタ(f_{GHSF})から、燃料被覆管最高温度(T_{PCT})を次式によって評価している。

$$T_{PCT} = \Delta T_{ave} \times f_{GHSF} + T_{in} \quad (3-1)$$

ここで、 T_{in} は冷却材の炉心入口温度である。グローバルホットスポットファクタには、最高出力チャンネルの熱流束に関する炉心径方向ピーキング係数及び集合体内径方向ピーキング係数、並びに、流量配分割合に関する係数、被覆管との熱伝達に関する膜温度上昇係数、さらには、工学的安全係数等がある。自然循環炉の場合、各集合体の圧力損失係数が等しいならば、最大出力集合体は最大流量(W_{max})であり、最大出力集合体及び平均出力集合体、それぞれの炉心部圧力損失は、次式で示される。

$$\Delta p_{core} = CW_{max}^2 - \rho \beta g \Delta T_{max} \Delta h_{core} / 2 \quad (3-2)$$

$$\Delta p_{core} = CW_{ave}^2 - \rho \beta g \Delta T_{ave} \Delta h_{core} / 2 \quad (3-3)$$

ここで、右辺第 1 項が圧力損失項であり、第 2 項が集合体間に働く浮力項である。自然循環炉は、定格条件において、圧力損失項に対して集合体間浮力項が感度を有しており、したがって、(3-2) と(3-3)式がバランスするように集合体間において再流配が行われる。この割合が NC 再流配係数(f_{NC})であり、

$$f_{NC} = W_{max} / W_{ave} \quad (3-4)$$

によって定義される。ここで、NC 再流配係数は、除数としてグローバルホットスポットファクタに考慮される。したがって、最高温度評価のためには、集合体の径方向出力ピーキングの値に対する f_{NC} の値を定量的に評価することが必要である。

一方、燃料サイクル初期の径方向出力分布は、制御棒によって炉心中心側の出力が抑えられた分布であるが、サイクル末期には、中心部が上に凸の分布となる。自然循環炉の場合、炉容器内での自然対流は炉心の径方向出力分布の影響を受けることから、炉容器内の流況が炉心の流配に影響を及ぼすことが懸念される。したがって、NC 再流配分係数については、径方向ピーキングの値と径方向出力分布形状の依存性を明らかにしておくことが重要と考えられる。

以上の観点から、本節では ANL 完全自然循環炉体系をベースとして、径方向ピーキングの値と径方向出力分布形状をパラメータとした自然循環熱流動解析を実施し、NC再流配係数を評価する。

3.3. 解析条件

解析体系は1次系全系とし、炉心は $r-z$ 2 次元円筒チャンネルによって、半径方向に11分割とした。メッシュ体系は図 2.1-5 と同様である。径方向出力分布の中心部にピークを有するケースと中心部の出力が制御棒によって低く押さえられた出力分布を模擬したケースで解析を行う。それらの結果から、平均の炉心出入口温度差に対するホットスポットファクタを算定する。

解析ケースを表 3.3-1 に示す。また、各ケースについて炉心径方向の出力分布を図 3.3-1 に示す。CASE 2 は、炉心中央部にピークを有する出力分布であり、CASE 3 は、制御棒の挿入を想定した径方向の出力分布となっており、中心部に凹の分布を有している。また、CASE 2 及び CASE 3 それぞれについて、炉心径方向位置に対する出力分布をそれぞれ COS 分布・梢円分布・指数分布とすることによって、径方向最大ピーキングの値を 3 種類設定した。また、平均流速に対する感度を確認する観点から、SG 壓力損失を 2 倍にしたケースと、逆に 1/2 倍の圧力損失としたケースを設定した。

流动条件は、解析上、流速分布を徐々に発達させる必要があり、出力を 0 から定格出力まで過渡的に徐々に増大し、定格出力において流动及び温度分布がほぼ定常となった時点で炉心内温度分布及び速度分布を評価する。

3.4. 炉心出力分布影響解析結果

図 3.4-1 に中心部に凸の出力分布を有する CASE2 の解析結果を示す。炉心出入口温度差 ($\Delta T_{core,local}$) は、径方向出力分布と同様の径方向分布を示している。炉心 $\Delta T_{core,local}$ と炉心平均出入口温度差 (ΔT_{ave}) の比 (ホットスポットファクタ) と径方向ピーキングの関係に示されるように、ホットスポットファクタは出力分布にあまり依存せずに、局所の径方向ピーキングに依存する傾向を示している。

中心部に凹の出力分布を想定した CASE3 について、図 3.4-2 に解析結果を示す。 $\Delta T_{core,local}$

の径方向分布は、やはり出力分布に対応した分布を示す。また、ホットスポットファクタと径方向ピーキングの関係に示されるように、ホットスポットファクタは出力分布にあまり依存せずに、径方向ピーキングに依存する傾向を示している。

CASE3A の中心部が凹の分布について、SG圧損をパラメータとした解析結果を図 3.4-3 に示す。圧力損失を増大させた場合、自然循環流量が低下することから、炉心出入口間温度差が増大する。しかしながらホットスポットファクタに及ぼす感度は比較的小さいことが分かる。

図 3.4-4 に全ケースについて、ホットスポットファクタから算出した NC 再流配係数と径方向ピーキングの関係を示す。これらは、比較的一本の線に乗る傾向を示しており、出力分布の凹凸や最大ピーキングの値の依存性は小さいことが分かる。したがって、NC 再流配係数は、設計における各炉心条件での径方向最大ピーキングの値によって図 3.4-4 から概算可能であることが分かる。

図 3.4-5 に各出力分布に対する流速分布、及び、局所のチャンネル流速と炉心平均流速との比から求めた NC 再流配係数を示す。この結果は、図 3.4-4 のホットスポットファクタから求めた NC 再流配係数と一致している。

3.5. まとめ

MSG コードを用いて、Pb-Bi 自然循環炉の r-z2 次元解析を実施し、ホットスポットファクタの 1 つである NC 再流配係数を評価した。その結果、NC 再流配係数に対する径方向出力分布の影響は比較的小さく、径方向ピーキング係数に依存した値で示されることが明らかになった。

表 3.3-1 自然循環炉・炉心流動特性解析ケース

	出力分布	径方向最大ピーキング	SG 壓力損失係数	備 考
case 2-A	$q_{1 \sim 10} = \cos$ 分布	2.00	0.39	中央凸
case 2-B	$q_{1 \sim 10} =$ 楕円分布	1.41	"	"
case 2-C	$q_{1 \sim 10} =$ 指数分布	1.07	"	"
case 3-A	$q_{1 \sim 4} = q_{av}$ $q_{5 \sim 10} = \cos$ 分布	1.57	0.39	中央凹
case 3-A-R1	"	1.57	0.78	S G 壓損 2 倍
case 3-A-R2	"	1.57	0.195	S G 壓損 1/2 倍
case 3-B	$q_{1 \sim 4} = q_{av}$ $q_{5 \sim 10} =$ 楕円分布	1.39	0.39	中央凹
case 3-C	$q_{1 \sim 4} = q_{av}$ $q_{5 \sim 10} =$ 指数分布	1.20	"	中央凹

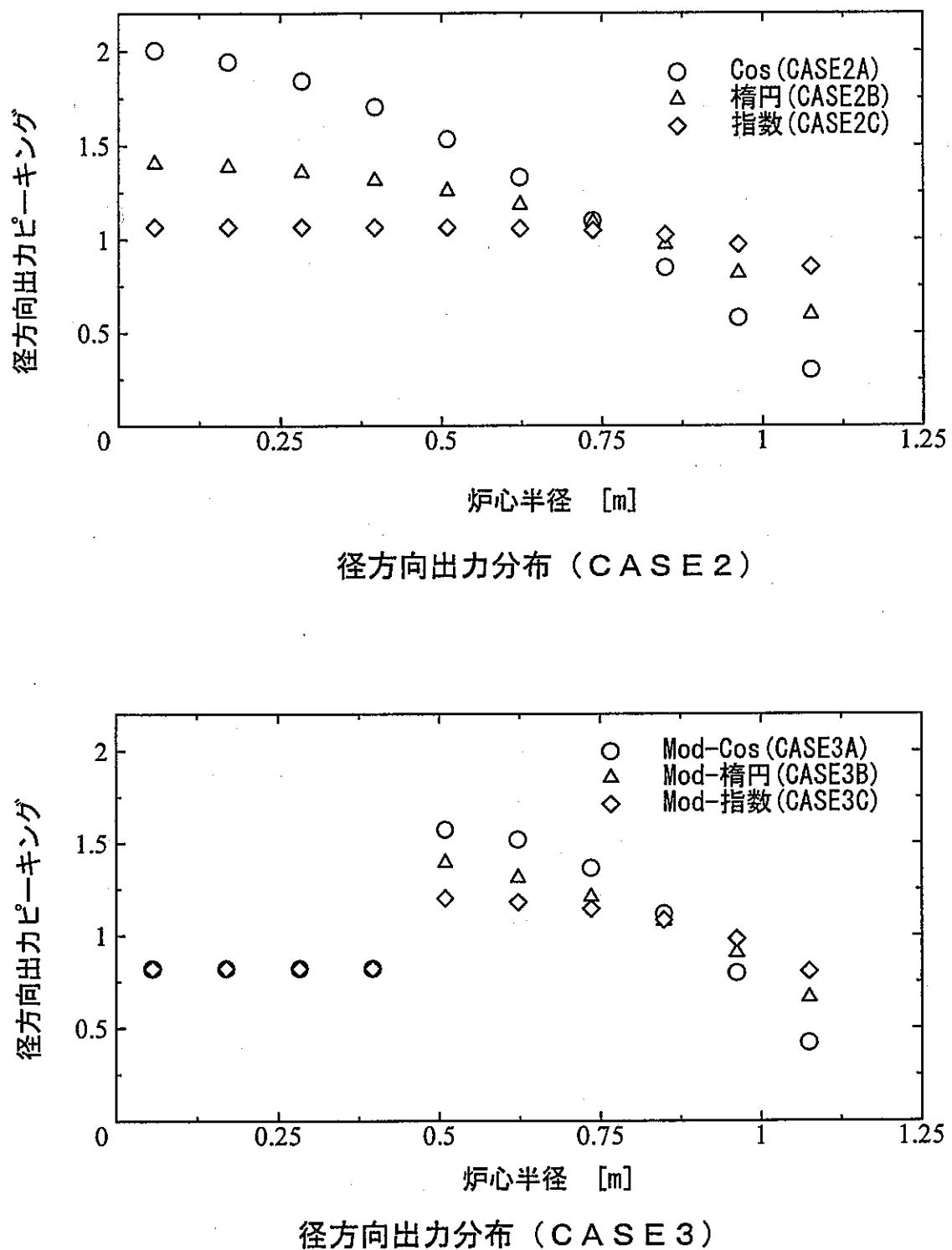
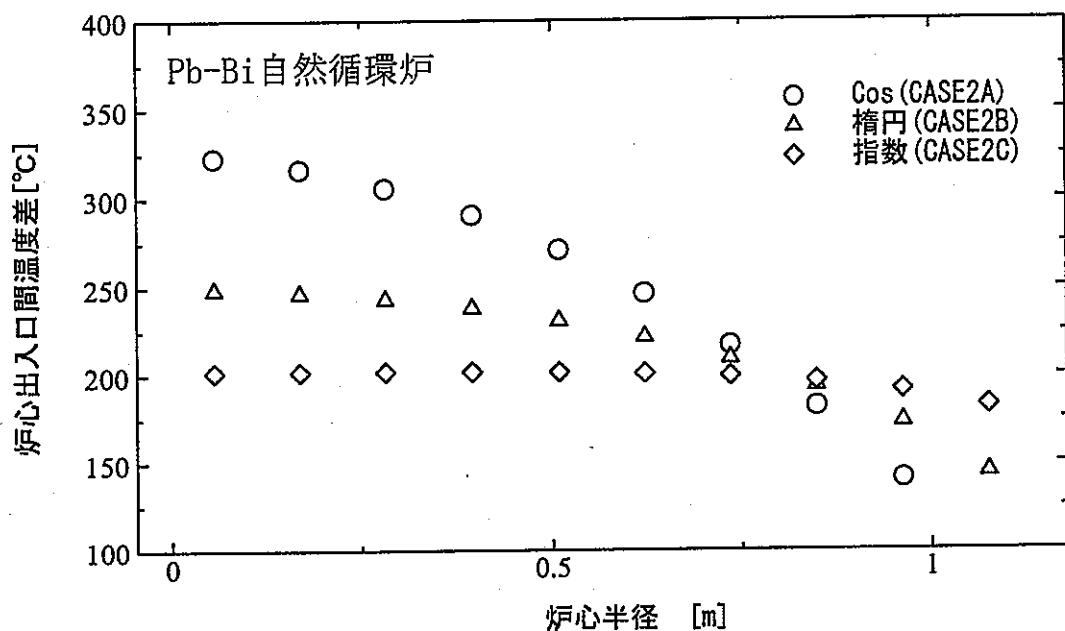
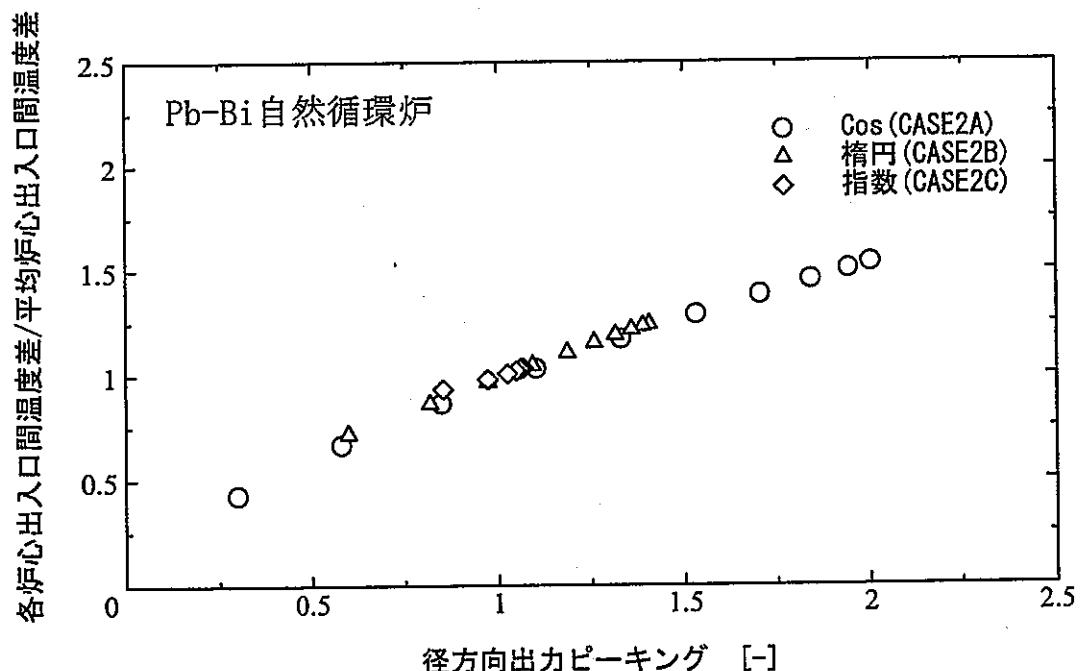


図3.3-1 径方向出力分布・解析条件

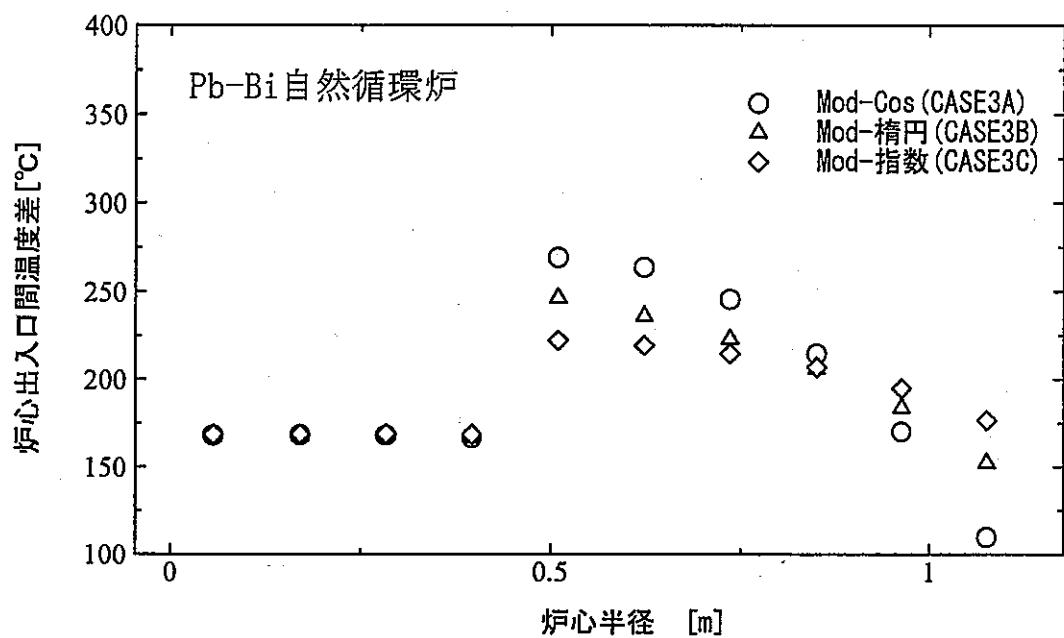


(1) 炉心出入口温度差の径方向分布 (CASE2)

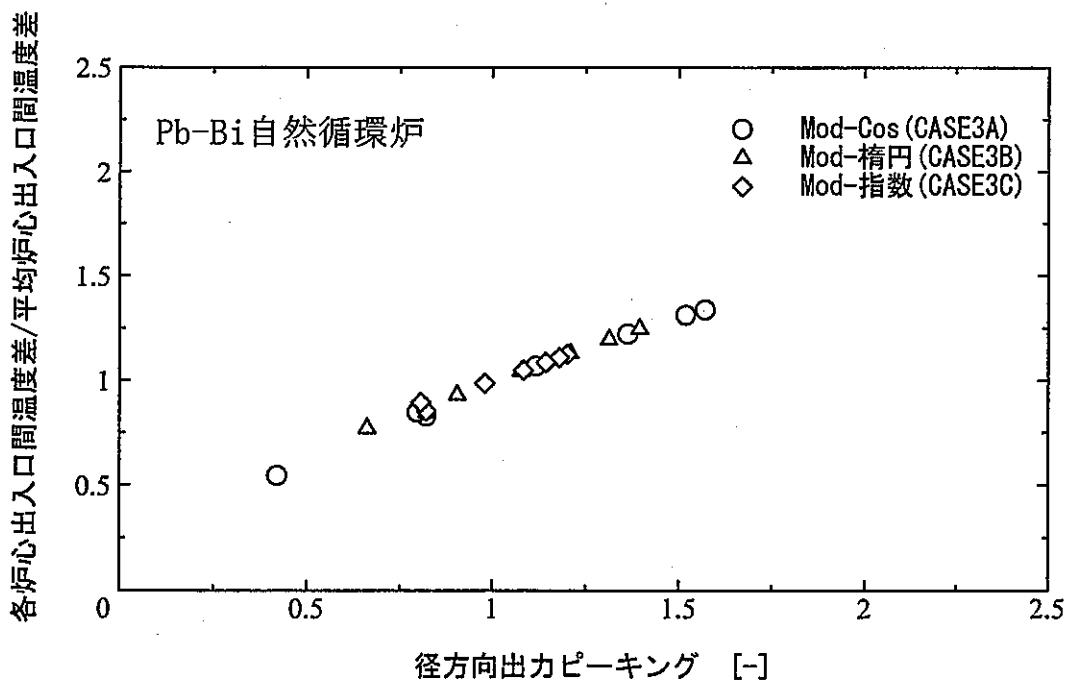


(2) 各ch. でのホットスポットファクタと径方向ピーキングの関係(CASE2)

図3.4-1 炉心出入口温度差の分布とホットスポットファクタ(CASE2)

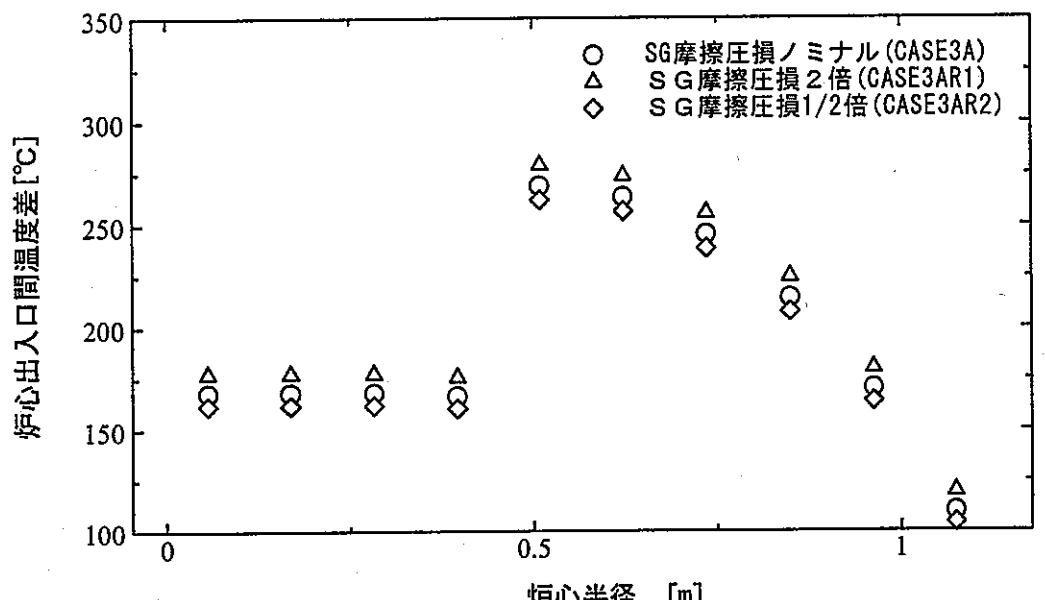


(1) 炉心出入口温度差の径方向分布 (CASE 3)

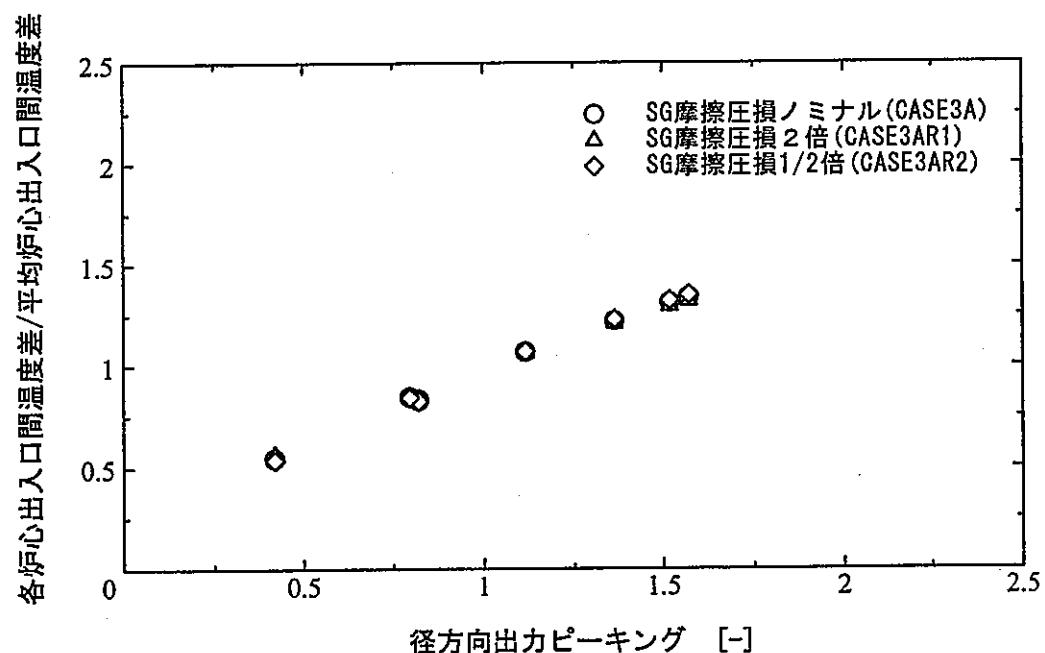


(2) 各ch. でのホットスポットファクタと径方向ピーキングの関係(CASE3)

図3.4-2 炉心出入口温度差の分布とホットスポットファクタ(CASE3)



(1) 炉心出入口温度差の径方向分布 (CASE3A)



(2) 各ch. でのホットスポットファクタと径方向ピーキングの関係 (CASE3A)

図3.4-3 炉心出入口温度差の分布とホットスポットファクタ (CASE3A)

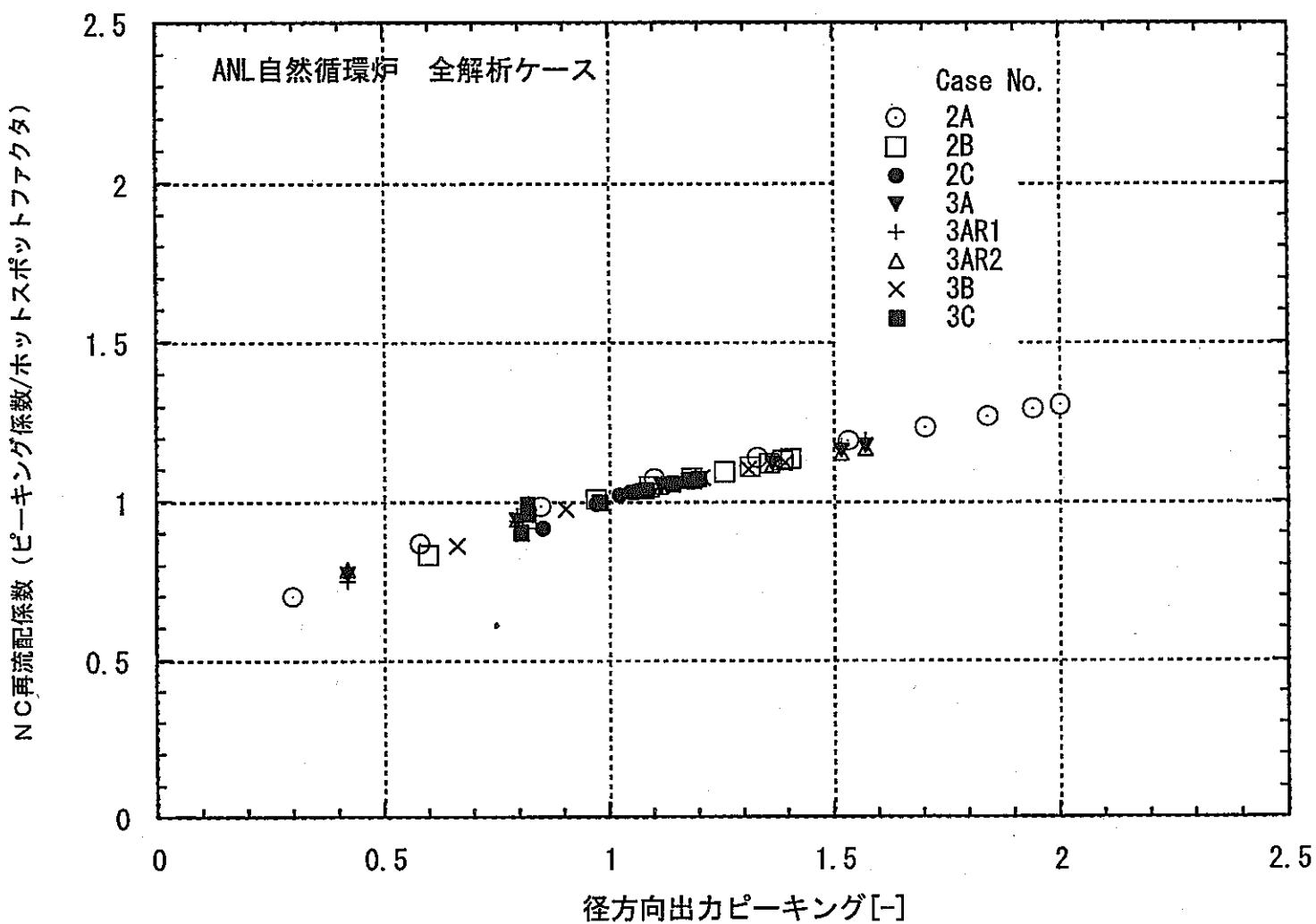


図3.4-4 N/C再流配係数と径方向出力ピーキングの関係

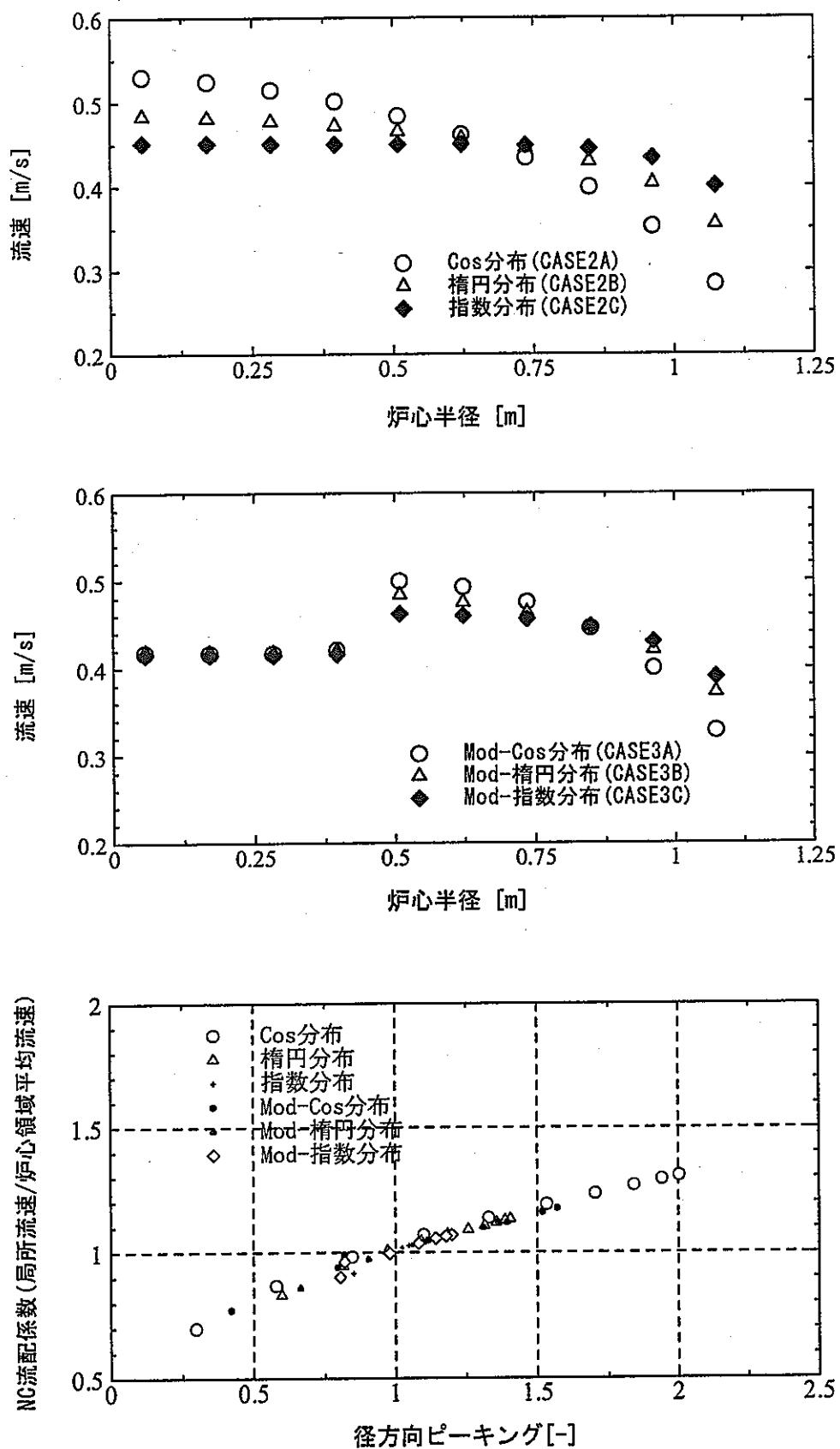


図3.4-5 径方向流速分布とN/C再流配係数

4. Pb-Bi 冷却自然循環中型炉の崩壊熱除去特性解析

4.1. 概 要

設計検討作業においては、H11 年度までの検討により、利用可能温度範囲の広さから Pb-Bi を有望な重金属冷却材として挙げている。また、ナトリウムの約 10 倍の密度を有すること等の要因によって、100 万 kW_e を超えるような大型炉よりもモジュール化が可能な 40 万 kW_e 程度の中型規模を有望視している。さらに、H12 年度は重金属冷却材の特徴を生かした経済性向上策として、冷却材循環ポンプを使用しない完全自然循環方式概念を構築し設計検討を進めている。

本章では、自然循環炉の熱流動特性評価手法を整備する観点から、多次元蒸気発生器コード (MSG)^[8]を用いて、設計検討が進められている Pb-Bi 冷却自然循環中型炉の崩壊熱除去特性の解析を実施し多次元的な流動特性を整理する。主な実施内容を以下に示す。

(1) プラント熱流動解析モデル／中型炉プラントデータの作成

Pb-Bi 冷却中型炉の炉心、PRACS(Primary Reactor Auxiliary Cooling System)及び SG を含む主容器内を解析範囲とし、緊急停止からの崩壊熱除去特性が比較できるように解析モデル及びプラントデータを作成した。

主要な項目の解析モデル化について、以下に示す。

① 主容器全体

Pb-Bi 冷却中型炉の炉心、PRACS 及び SG を含む主容器全体を R-Z 2 次元（ポーラス）とした。

② 炉心

パーマビリティを用いて炉心部をチャンネル分けし、炉心圧損係数を与えた。

③ PRACS

形状は、パーマビリティ及びポロシティで定義した。除熱量（ヒートシンク）は、PRACS 1 次側入口温度による function で計算した。

④ SG

MSG コードの基本機能に従い、主容器内下降流部を周方向に巻き上がるヘリカルコイルが形成されるものとした。また、外胴側にダウンカマを有している。

(2) 緊急停止からの崩壊熱除去特性解析

代表的事象である PRACS による自然循環除熱の解析を行い、多次元的な熱流動特性を整理した。

4.2. Pb-Bi 冷却自然循環中型炉の崩壊熱除去系

設計検討が進められている Pb-Bi 冷却自然循環中型炉の崩壊熱除去系は、PRACS 方式が採用されている。図 4.2-1 に崩壊熱除去系の概念図を示す。蒸気発生器の上流側に熱交換器を配置し、

2次系配管を経由し空気冷却器によって冷却を行う。2次系の冷却材は Pb-Bi であり、電磁ポンプ及び空気プロア等の駆動機器は使用しないで、完全自然循環によって冷却を行う。動的機器は空気冷却器のダンパのみである。

崩壊熱除去系の考え方について、トリップ時の崩壊熱除去は、SG を経由した水・蒸気系によるものを基本とし、水・蒸気系の故障等によって SG 除熱が出来ない場合について PRACS による崩壊熱除去系を用いることとしている。PRACS の選定にあたっては、水冷ジャケット方式、RVACS 方式、DRACS 方式、及び、PRACS 方式について比較を行い、自然循環炉に最も適合する概念として、蒸気発生器の上流側に熱交換器を配置する PRACS 方式を選定している。

水冷ジャケット方式は、SVBR-75/100^[10]設計に採用されており、炉容器壁の外側に水冷の熱交換器を設置し、除熱を行う概念である。水冷ジャケットにより、RVACS 以上の除熱量は期待されるが、冷却水を循環させるポンプ等の動的機器が必要となること、通常運転時の放散熱防止対策のため、一次冷却材が高温となる事象のみに適合することなどから、本プラントへの採用は見送られている。また、RVACS 方式についても、除熱量に限界があること、及び、水冷ジャケットと同様に一次冷却材が高温となる事象のみに適合すること等から採用は見送られている。結果的に、DRACS（内筒内の炉心上部に熱交換器を設置）と PRACS の比較から、より自然循環炉に適合する概念として、蒸気発生器の上流側に熱交換器を配置する PRACS 方式を採用している。

4.3. Pb-Bi 冷却中型炉解析モデルの整備

Pb-Bi 冷却中型炉の崩壊熱除去特性を検討するために、概略のモデルプラントデータを作成した。対象とするプラントは完全自然循環方式 Pb-Bi 冷却中型炉（電気出力 40 万 kW_e（熱出力 1053MW_t））である。緊急停止からの崩壊熱除去特性が比較するために、前出の PRACS 崩壊熱除去系をモデル化している。

4.3.1. 解析対象

表 4.3-1 に、解析対象とする Pb-Bi 冷却中型炉の主要目件を示す。また、図 4.3-1 に原子炉構造の概念図を示す。流炉構成は円筒状の 2 領域構成であり、内筒内下部に炉心を配置し、ヘリカルコイル型の SG が外胴側上部に配置されている。原子炉容器径は冷却材容積ができるだけ低減する観点から、炉心部の以下の炉容器径が小さく(約 8m)設定されている。3 系統の崩壊熱除去系(PRACS)が設けられている。図 4.3-2 に崩壊熱除去系に関する機器高低関係図を示す。解析対象範囲は、炉心、PRACS 及び SG を含む主容器内とする。

4.3.2. モデル化の方法

完全自然循環方式 Pb-Bi 冷却中型炉を対象とする解析モデル化の方法について、以下に示す。

- ① Pb-Bi 冷却中型炉の炉心、PRACS 及び SG を含む主容器全体を R-Z 2 次元（ポーラス）でモデル化する。

- ② 図 4.3-3 に、メッシュ分割図を示す。プラント（電気出力 40 万 kW）のメッシュ数は $(R, Z)=(40, 76)$ とした。また、圧力境界セルを $Z=1$ メッシュに設定した。
- ③ 炉心部は、パーマビリティを用いてチャンネル分けし、フリースリップ条件において炉心圧損係数を与えることでモデル化した。また、過渡変化解析時には、崩壊熱分布とその時間変化をヒートソースとして炉心部に与えた。炉心部メッシュ分割は R 方向に 17 メッシュ（内側 8、外側炉心 4、ブランケット 3、遮へい体 2）、Z 方向に 19 メッシュ（炉心発熱部 12、燃料集合体部上部 5／下部 2）とした。
- ④ SG ヘリカルコイル部は、R 方向を伝熱管 1 ピッチに相当する幅（60mm）で 18 分割（層数に合わせた）し、Z 方向の分割数は R 方向に合わせて 18 分割とした。
- ⑤ PRACS 熱交換器部は、パーマビリティ及びポロシティで定義した。過渡変化解析での除熱量（ヒートシンク）は、PRACS 1 次側入口温度による function で計算した。
- ⑥ ダウンカマ部は、冷却材に自然対流が発生することが考えられるので、R 方向に 3 メッシュ設けた。
- ⑦ メッシュは不等間隔とし、比較的密な炉心部と SG 部から離れるに従い、徐々に粗くメッシュ分割した。
- ⑧ UIS 下面の整流構造部には、多孔板の開孔率（30%）に応じた流動抵抗係数（圧力損失係数）を与えた。また、それよりも上部の UIS バッフルプレートの透過率は 0 とした。
- ⑨ PRACS 上部の管群をポロシティとして考慮した。
- ⑩ 炉心槽-SG 間の内筒壁は断熱とした。

4.4. 緊急停止からの崩壊熱除去特性解析

4.4.1. 概要

MSG コードを用いて、予備解析としてフェーズ 1 研究で決定されたプラント（電気出力 40 万 kW）について、緊急停止時の崩壊熱除去特性の解析を実施した。初期定常及び PRACS による自然循環除熱解析について以下に示す。

4.4.2. 定常解析

(a) 解析条件

定格運転条件により、Pb-Bi 側及び水・蒸気側伝熱計算モデルによる定常解析を行った。

(b) 定常解析結果

定常時における主容器内流況及び温度分布を図 4.4-1 に示す。SG 内軸方向温度分布を図 4.4-2 に示す。また、SG 伝熱管出口温度の径方向分布を図 4.4-3 に示す。特徴を以下に示す。

- ① 主容器内温度は、炉心入口温度 492°C ～炉心出口温度 312°C の $\Delta T=180^{\circ}\text{C}$ の間で分布しており、渦による 2 次流れは存在するものの、特異な温度分布はみられない。ダウンカマの低温水によって、外胴側領域が壁冷却としての機能を果たしている。
- ② SG 最内層伝熱管の給水流量が比較的小さく、伝熱管出口温度は、最内層が最も高い分布となっている。

③ SG 伝熱管の径方向温度差が約 50°C ついている点は、SG 部のモデル化を SG 設計値の暫定値で行っていることが要因の一つであると考えられる。

4.4.3. 過渡解析

(a) 解析条件 (PRACS による自然循環除熱)

- ① 崩壊熱割合変化を図 4.4-4 に示す。崩壊熱は既存例からの暫定値である。
- ② 本プラントの全電源喪失時の対応シーケンスは、「SG 再循環系による除熱失敗後 PRACS による自然循環除熱モード（3 台 & 100% 運転）に移行」としている。本予備的評価では、保守側の評価とするために、「原子炉トリップ後、瞬時に SG 除熱が喪失し、PRACS による自然循環除熱モード（3 台 & 100% 運転）に移行」とした。
- ③ PRACS の除熱能力は、設計値より 6.6MW／基 × 3 台（100% 運転）とした。除熱量は PRACS 1 次側入口温度に依存させているため、PRACS 1 次側入口温度低下に伴い、除熱量は徐々に低下していく。
- ④ 外気温度は、設計値より 50°C 一定とした。

(b) 過渡解析結果 (PRACS による自然循環除熱)

トリップ後 100～4000 秒時点における主容器内流況及び温度分布を図 4.4-5 に示す。代表して炉心中心集合体における出口温度変化及び炉心出口平均流量変化を図 4.4-6、図 4.4-7 に示す。

まず、主容器内流況及び温度分布を中心に、過渡変化の推移を以下に示す。

- ① トリップ後 100 秒付近では、流量がたいへん小さくなり一時的に逆流も生じている。また、SG 出口下部及び PRACS 入口上部に浮力による上昇流も形成されている。軸方向の温度分布（図 4.4-5 コンタ）が内筒内の炉心側と SG 側で同様な状態となっており、自然循環力が非常に小さくなっていることが分かる。また、炉心出口上部の UIS 防振板及び SG 出口において、温度成層化界面の形成が見られる。
- ② トリップ後 400 秒時点では、UIS 下端防振板付近及び SG 出口下部付近に形成されていた温度成層が徐々に解消される傾向にあり、時計回りの自然循環流モードが明確になっている。ただし、SG 内部には部分的に上昇流がみられ、PRACS 上部には温度成層が継続して形成されている。
- ③ トリップ後 400 秒～1600 秒にかけて、SG 内部及び下部は PRACS による自然循環除熱により冷却され、UIS 下端付近にみられた高温冷却材の領域は徐々にプレナム上部へと上昇していく。また、PRACS 上部に形成されていた温度成層が解消傾向を示す。
- ④ トリップ後 1600 秒～2000 秒にかけて、PRACS 上部に形成されていた温度成層及びプレナム上部の高温冷却材の領域は、ほぼ解消していく。

それに伴って、流量は、定格の 30% 近い自然循環流量で安定し、自然循環による崩壊熱除去モードが継続する。

次に、炉心中心集合体出口温度変化及び炉心出口平均流量変化を中心に、過渡変化の推移を以下に示す。

- ① PRACS による自然循環除熱は比較的除熱量が小さいため、トリップ後 20 秒以降、炉心出口温度は上昇傾向を示す。炉心出口温度ピークは、2 次ピークがトリップ後約 1000 秒、3 次ピークがトリップ後約 2000 秒で生じ、ともに約 430°C に達するが定格の炉心出口温度 492°C を上回ることはない。トリップ後 4000 秒では、約 420°C まで低下する。
- ② 炉心出口部での自然循環流量は、トリップ後約 70 秒で最下点（若干マイナス）となる。その後、約 50 秒の周期で振動しながら約 400 秒でほぼ一定となる。トリップ後 1000 秒までは 3%程度の流量で推移するが、3000 秒にかけて増加し約 30%流量となる。ここで、図 4.4-4 に示す炉心崩壊熱と PRACS 除熱の関係をみると、トリップ後 2700 秒以降 PRACS 除熱の方が上回っている。流量は、これに時間遅れを持ちながら増加しており、炉心出口温度も低下傾向に転じる。
- ③ トリップ後 70 秒～400 秒間で、自然循環流量に振動流（逆流）がみられる。図 4.4-8 に 500 秒までの自然循環流量変化を拡大して示す。この振動流は、炉心側と SG 側の冷却材密度の逆転によって、自然循環力が失われていることが原因と考えられる。

(c) 振動流発生時間領域における被覆管温度上昇に関する検討

振動流発生時には、熱流束はかなり低下しており、過大な被覆管温度には至らないと考えられるが、確認のため、70 秒～400 秒間での被覆管温度上昇を評価した。その結果、炉心内最大熱流束 ($7451[\text{W}/\text{cm}^2]$) を想定しても、燃料被覆管温度上昇分は $2 \sim 3^\circ\text{C}$ 程度と評価され、炉心出口冷却材温度が 350°C 程度の状況では振動流が発生しても過大な被覆管表面温度には至らないと判断された。

4.5. まとめ

多次元蒸気発生器コード(MSG)を用いて、設計検討が進められている Pb-Bi 冷却自然循環中型炉の崩壊熱除去特性の解析を実施し、多次元的な流動特性を整理した。その結果、以下のことが明らかになった。

- (1) 定格条件について、SG 内のヘリカルコイルの各層の温度分布を評価した結果、層間での出口蒸気温度差がやや大きく(約 50°C)、今後、それらを考慮した伝熱管設計を進める必要があることが分かった。
- (2) 過渡条件として、トリップからの PRACS による自然循環除熱モードに関する解析を実施した結果、PRACS 除熱量が崩壊熱を上回る時点(約 2700 秒)までに一時的に自然循環流量が低下し、炉心出口温度に 2 次ピークが現われるものの、定格時の炉心出口温度(493°C)を上回るものではなく、十分な冷却性を有することが分かった。
- (3) PRACS による自然循環除熱モードでは、自然循環流量が低下している約 2700 秒までの

間、定格時の高温冷却材が温度成層化して炉容器上部に滞留するが、自然循環流量の増大（最終的に定格流量の30%に達する）とともに、温度成層化は解消され比較的緩やかな温度勾配で推移する。

表 4.3-1 Pb-Bi 冷却自然循環中型炉・主要目

項目	仕様
原子炉形式	自然循環冷却タンク型（2次系削除）
電気出力	400MWe
熱出力	1053MWth
1次系 Pb-Bi 温度	429°C/312°C (炉心出口/炉心入口)
1次系流量	約 14350 m³/h
プラント熱効率	38%
炉心・燃料	窒化物 (MOX にも対応可能)
増殖比	1.19 (MN)
蒸気発生器	一体貫流ヘリカルコイル型 (1基)
崩壊熱除去系	PRACS(3 系統完全自然循環)
主蒸気温度/圧力	403.5°C / 6.5MPa
給水温度/流量	220°C/約 1696 ton/h
モジュール構成	1 サイト = 1600MWe/ユニット × 2 ユニット 1 ユニット = 400MWe/モジュール × 4 モジュール

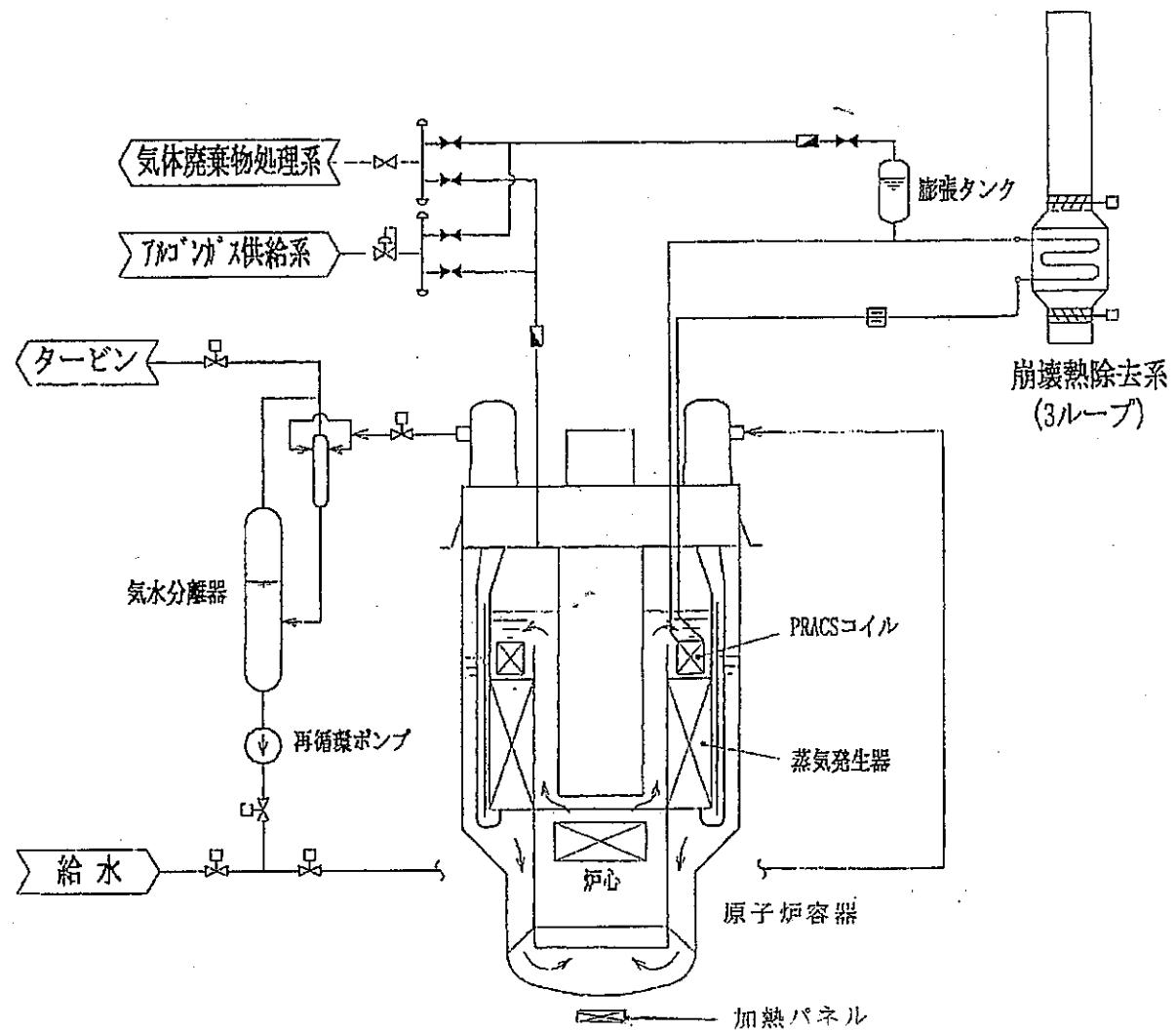
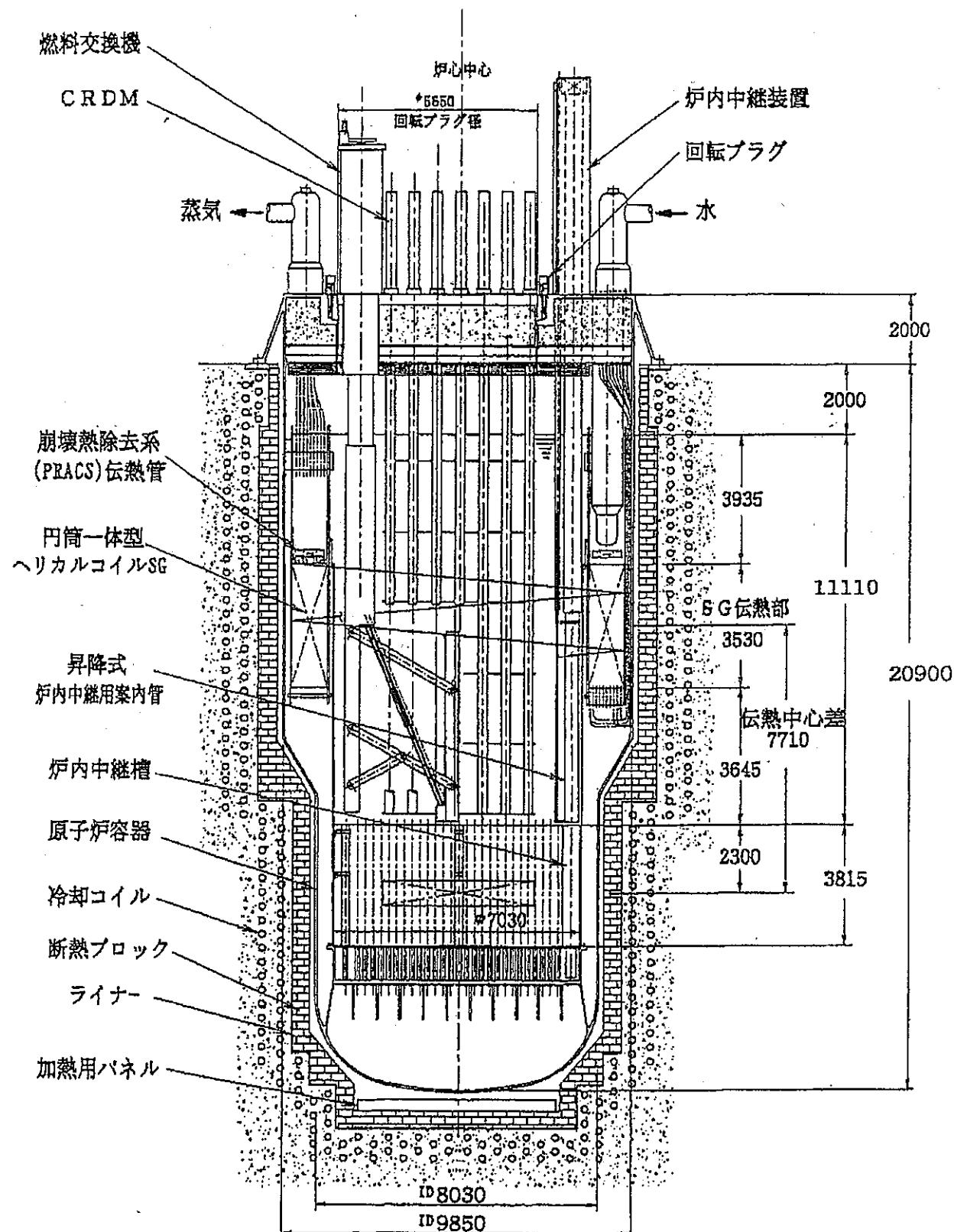


図 4.2-1 Pb-Bi 冷却自然循環中型炉(40 万 MWe)の崩壊熱除去系

図 4.3-1 Pb-Bi 冷却自然循環中型炉(40 万 kW_e)原子炉構造

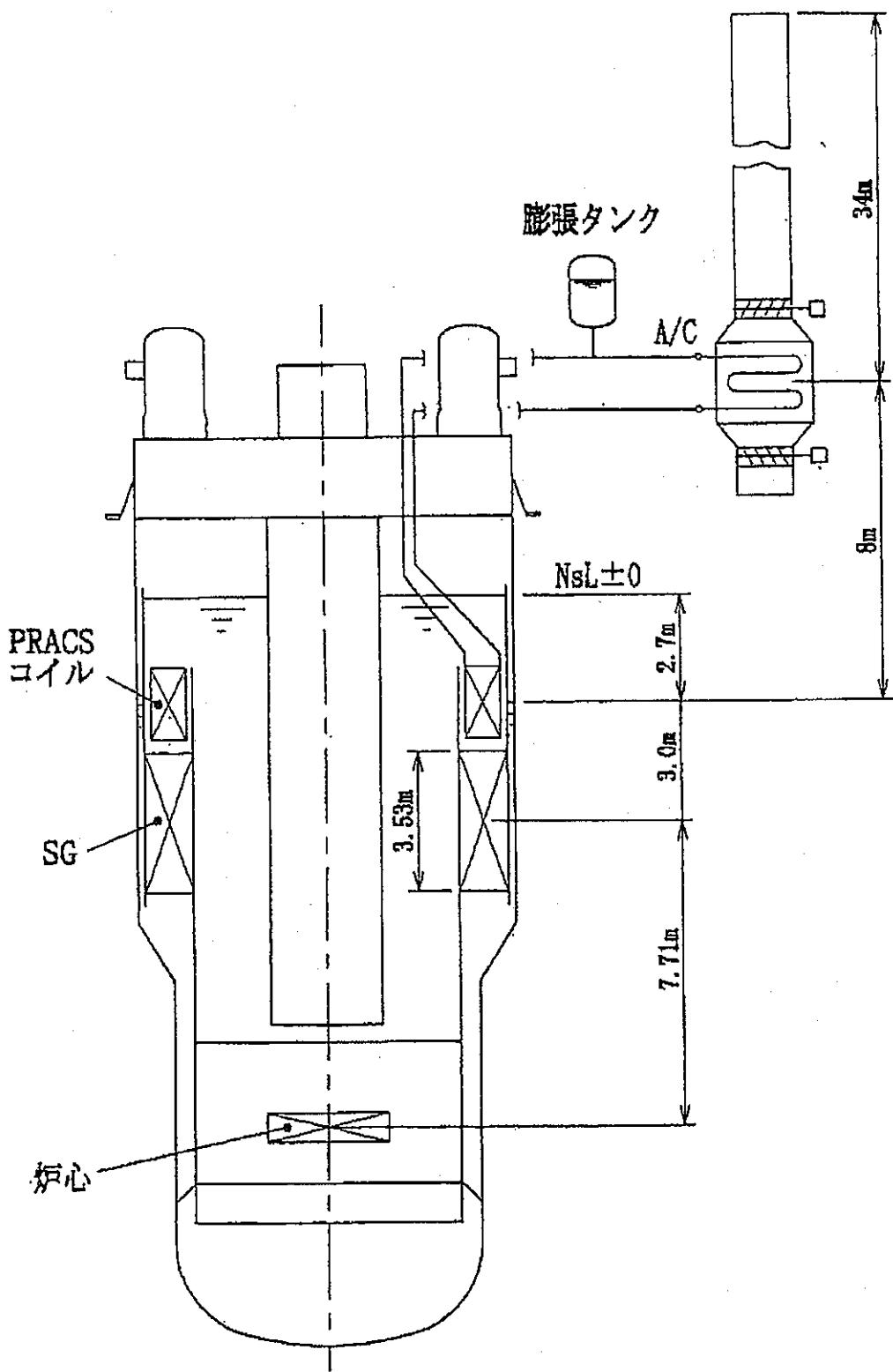


図 4.3-2 Pb-Bi 冷却自然循環中型炉高低図

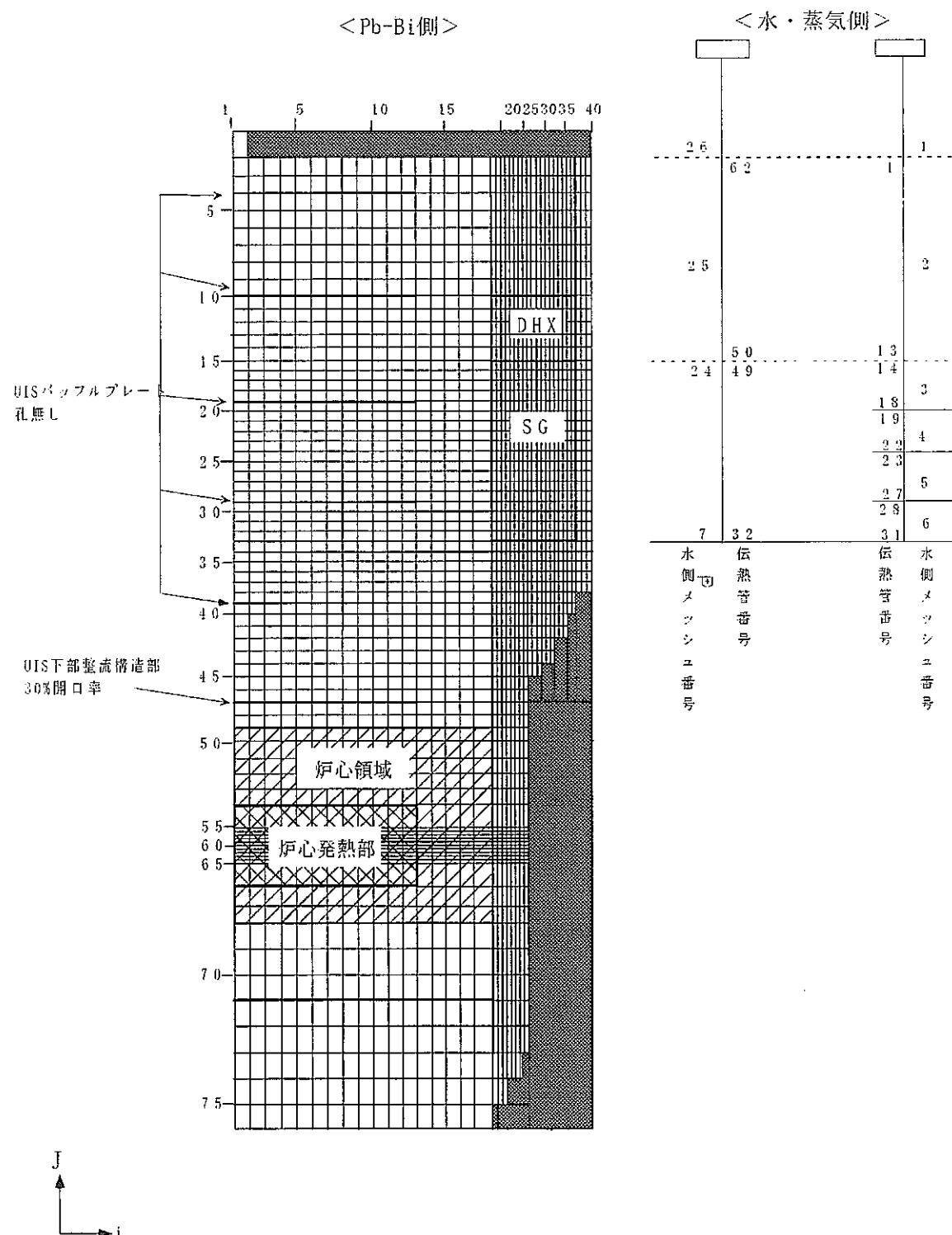


図4.3-3 MSGコードメッシュ分割図 (40万kWe)

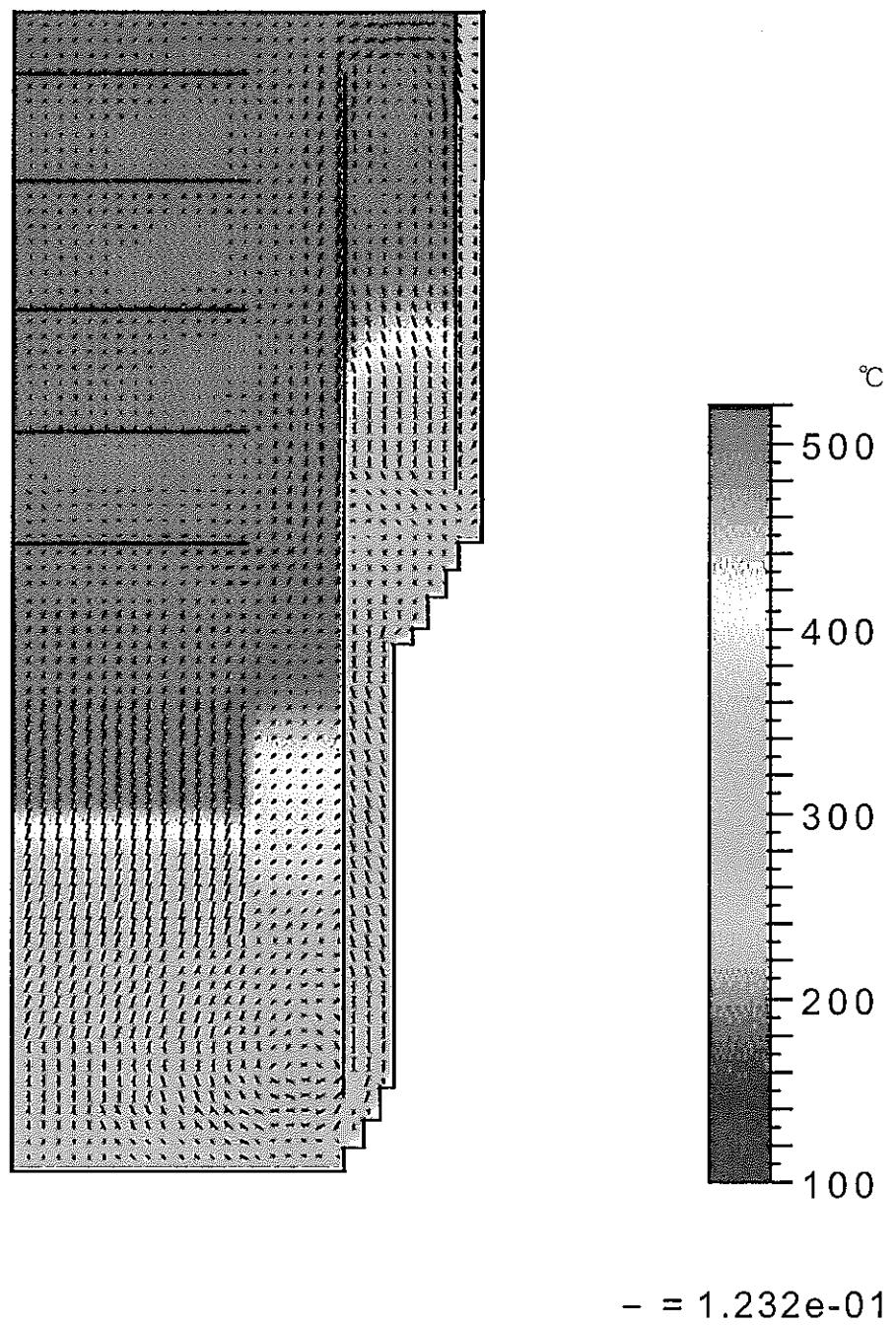


図4.4-1 定常流動解析結果（流況及び温度分布、40万kWe）

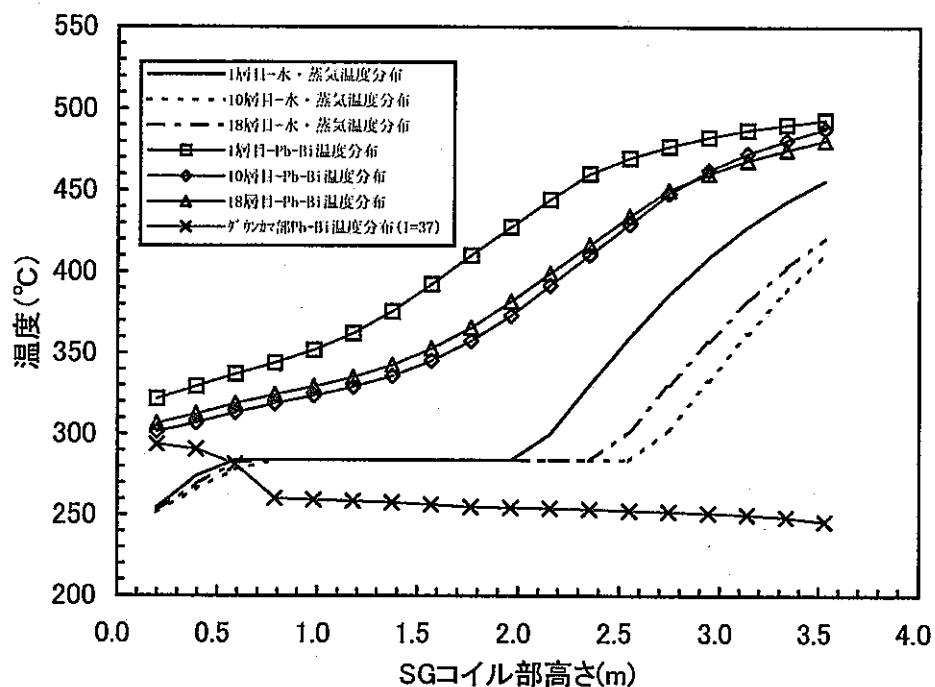


図4.4-2 定格時 SG 内軸方向温度分布（水・蒸気、Pb-Bi）

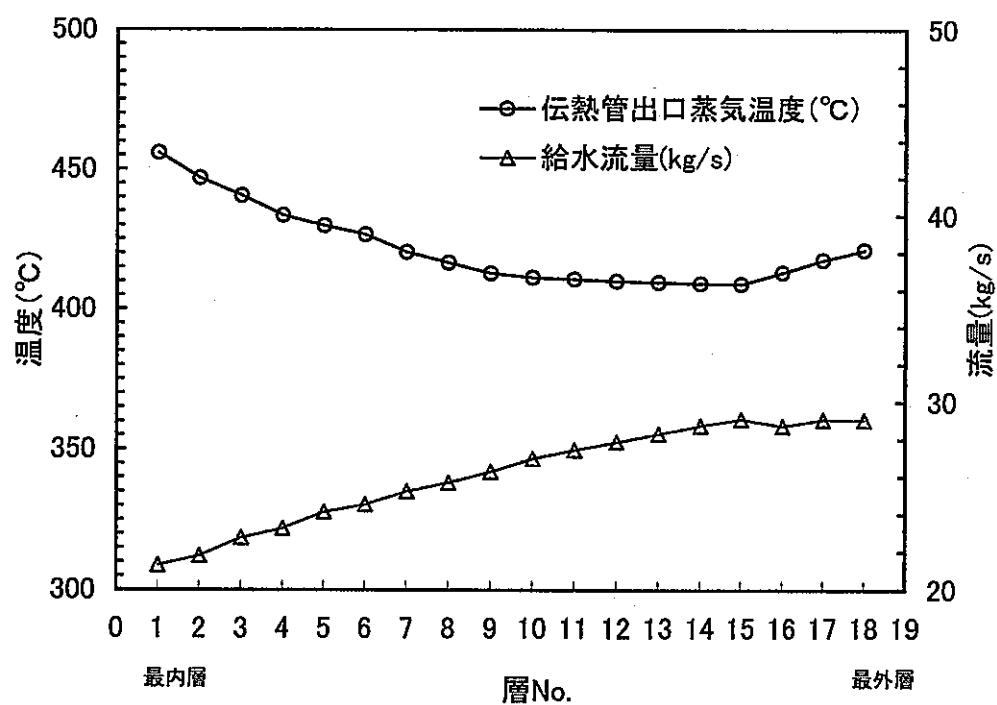


図4.4-3 定格時 SG 出口径方向温度分布、流量分布（水・蒸気）

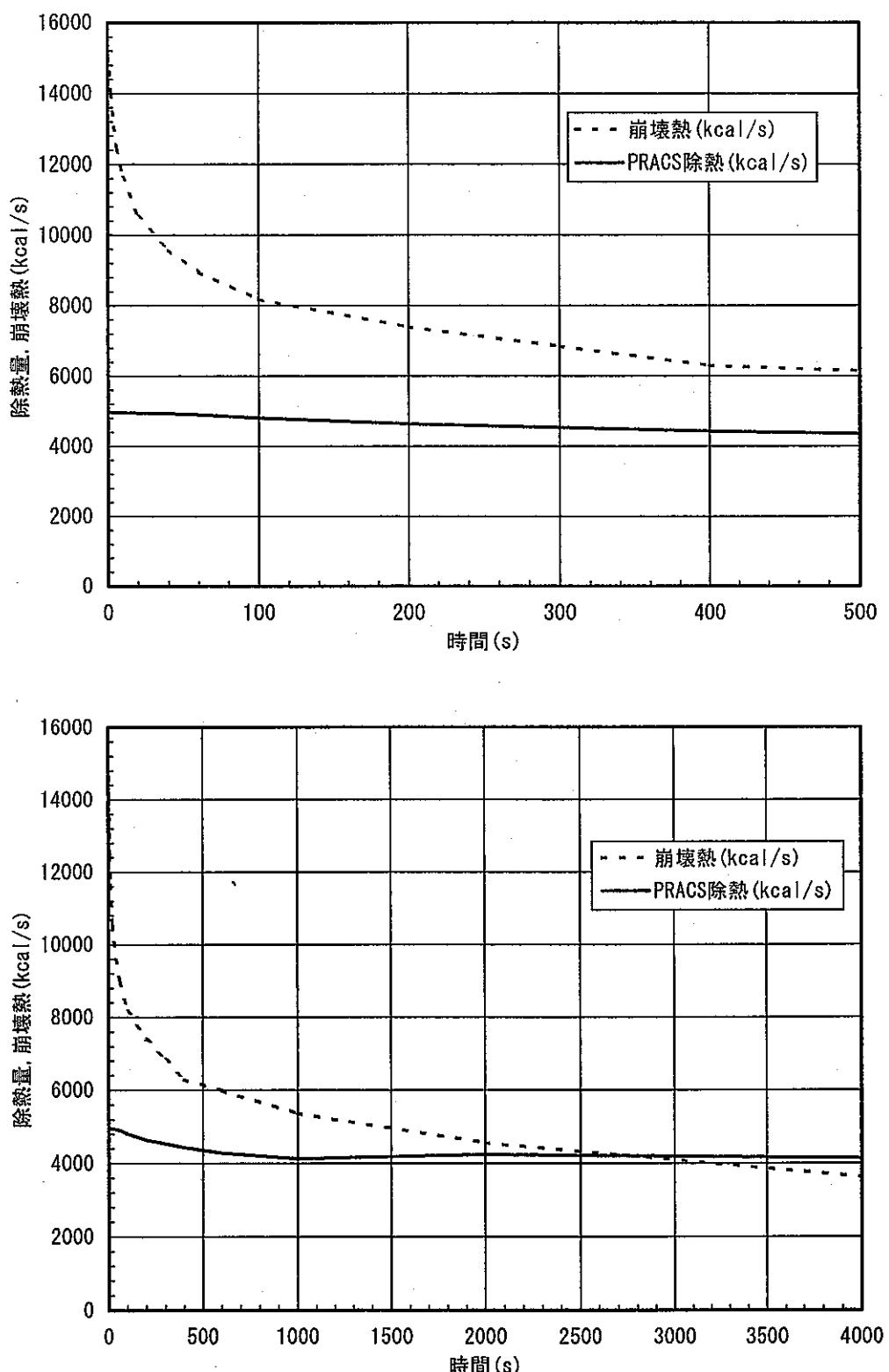


図 4.4-4 崩壊熱と PRACS 除熱量の時間変化 (PRACS 除熱モード)

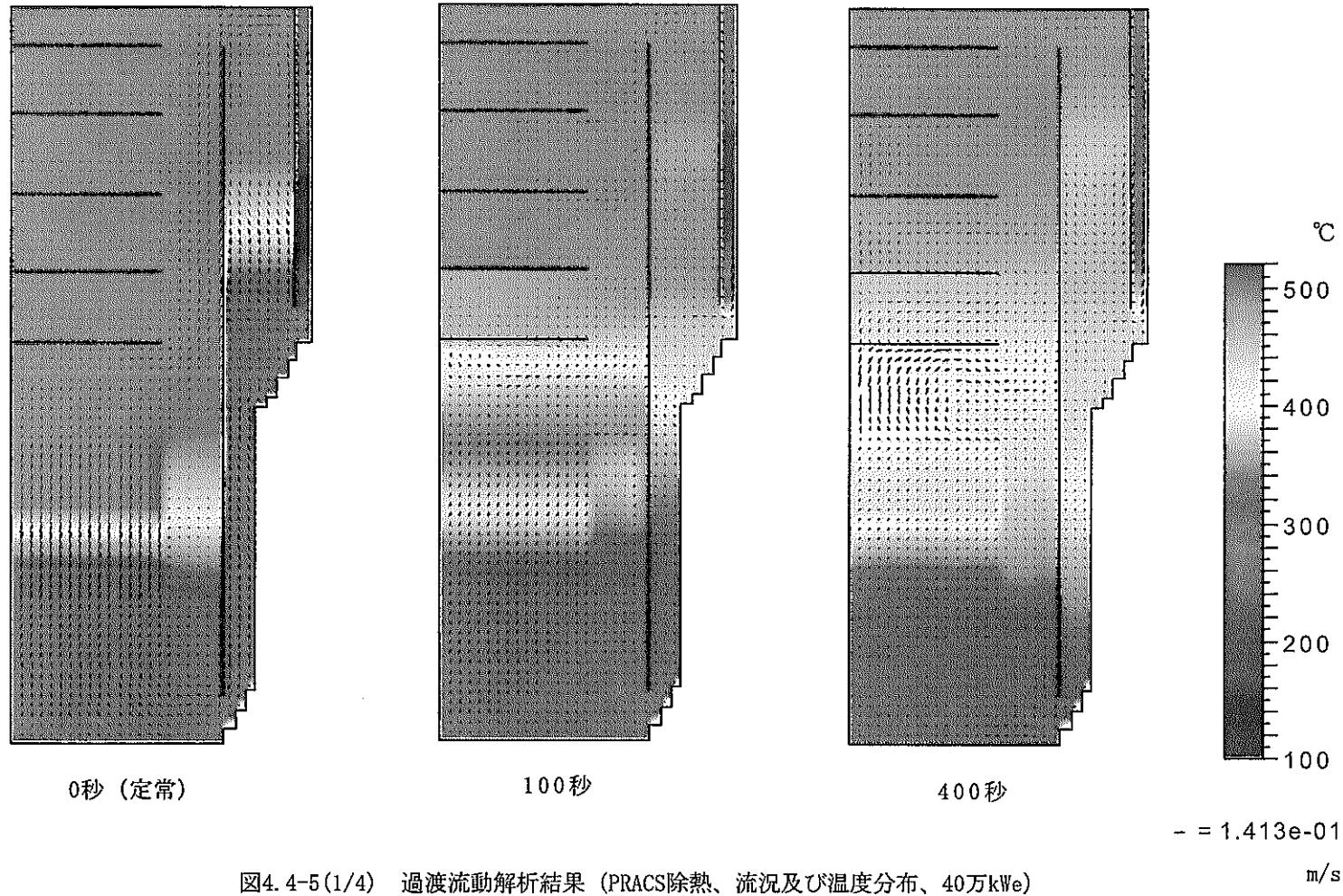


図4.4-5(1/4) 過渡流動解析結果 (PRACS除熱、流況及び温度分布、40万kWe)

- 5 6 -

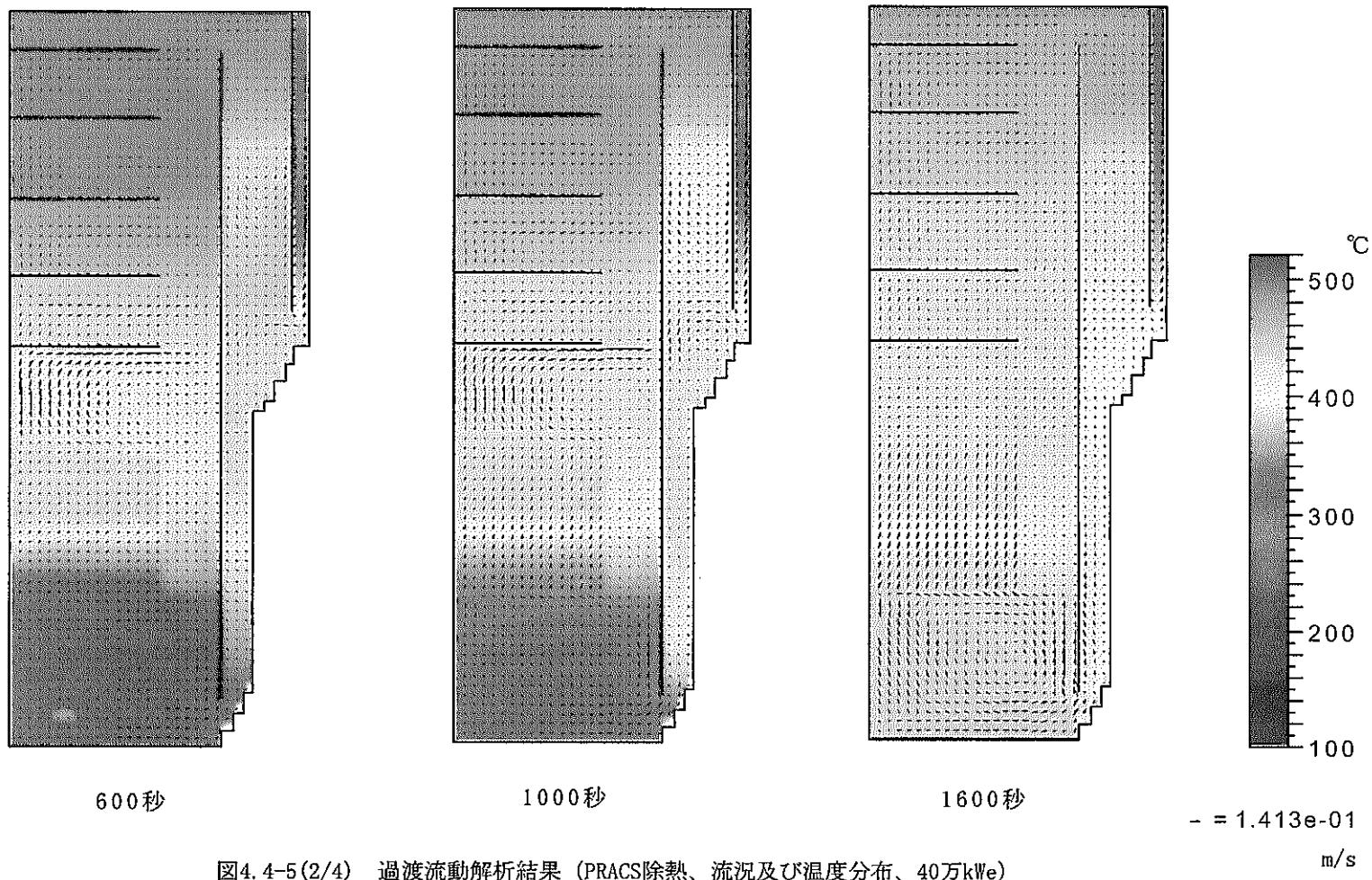


図4.4-5(2/4) 過渡流動解析結果 (PRACS除熱、流況及び温度分布、40万kWe)

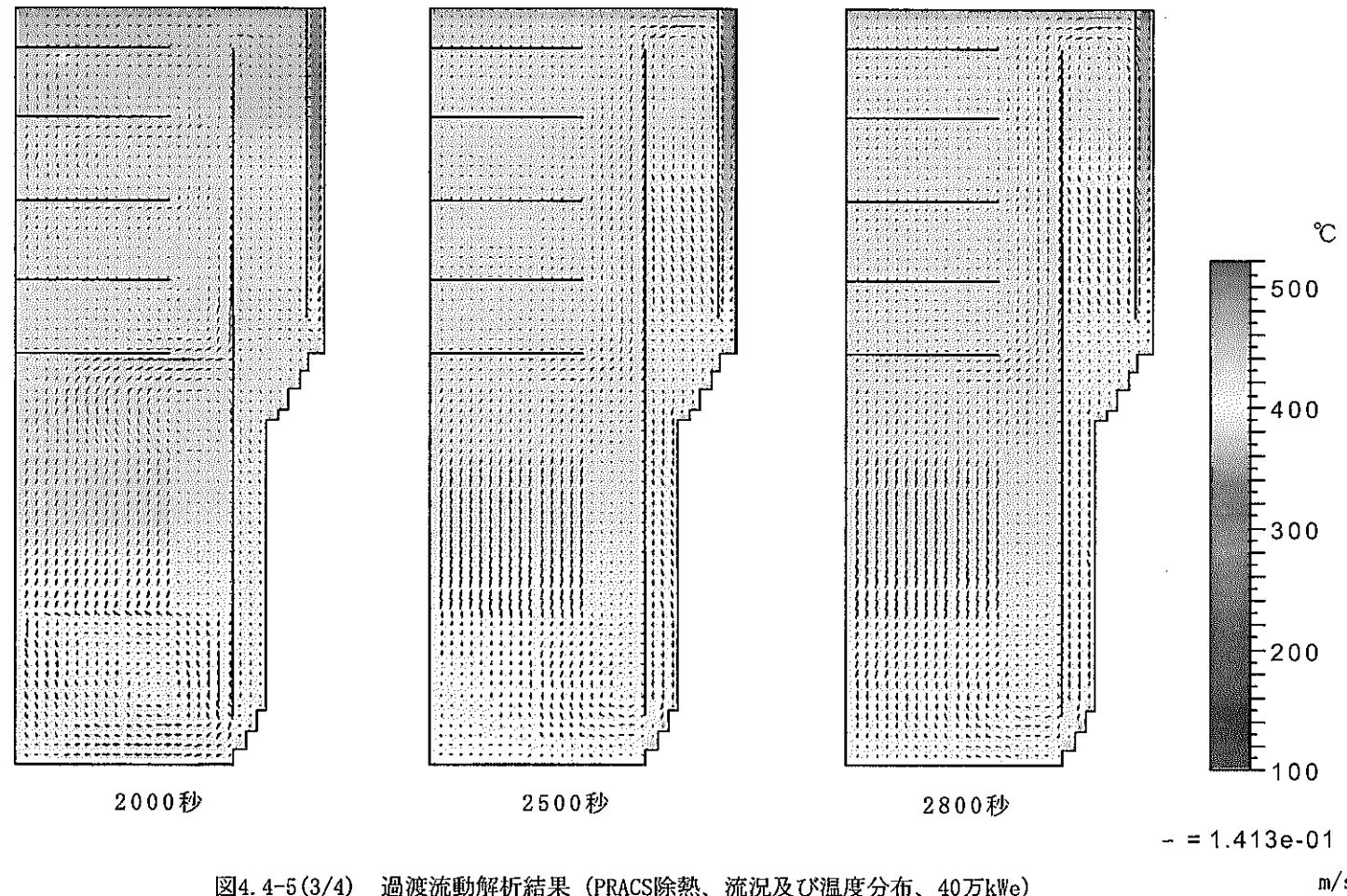


図4.4-5(3/4) 過渡流動解析結果 (PRACS除熱、流況及び温度分布、40万kWe)

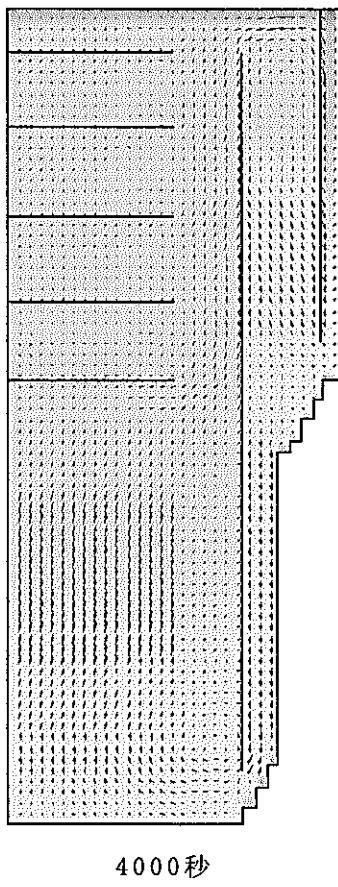
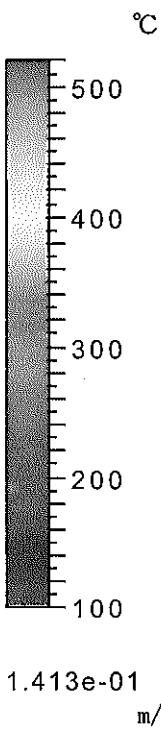


図4.4-5(4/4) 過渡流動解析結果 (PRACS除熱、流況及び温度分布、40万kWe)

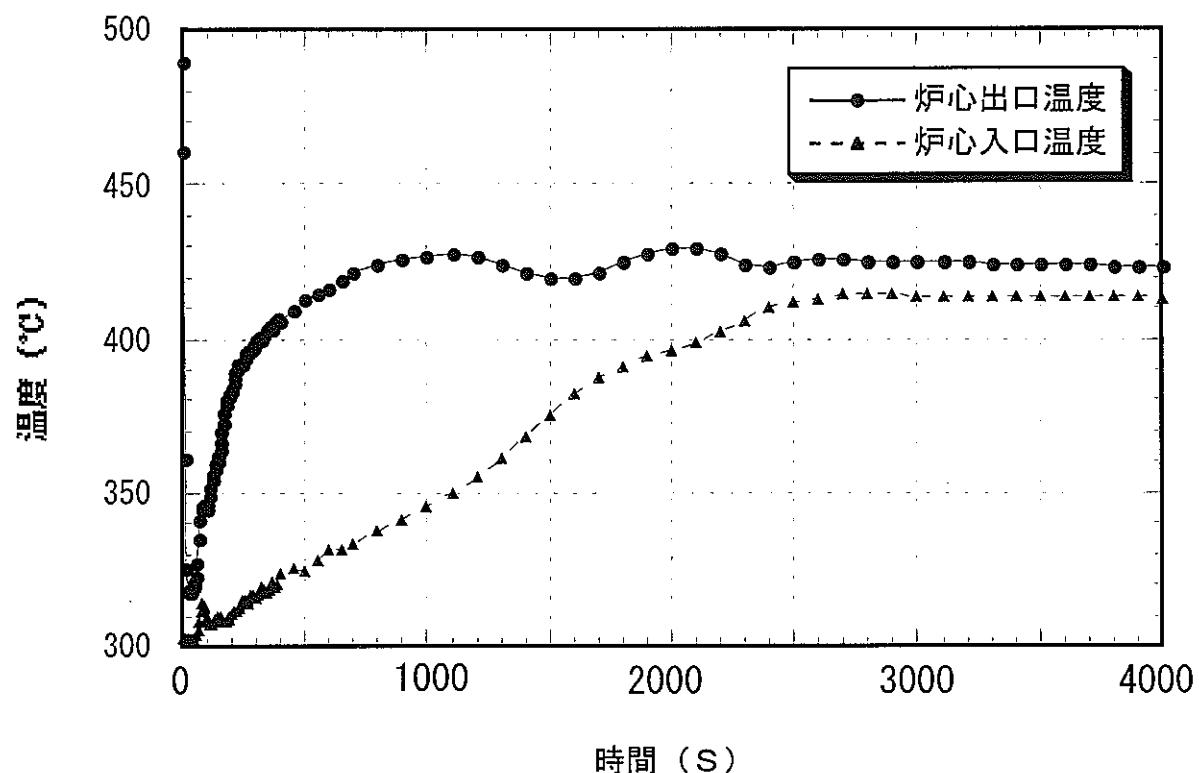


図4.4-6 Pb-Bi自然循環炉の崩壊熱除去特性
炉心出口の温度変化 (PRACS除熱、40万kWe)

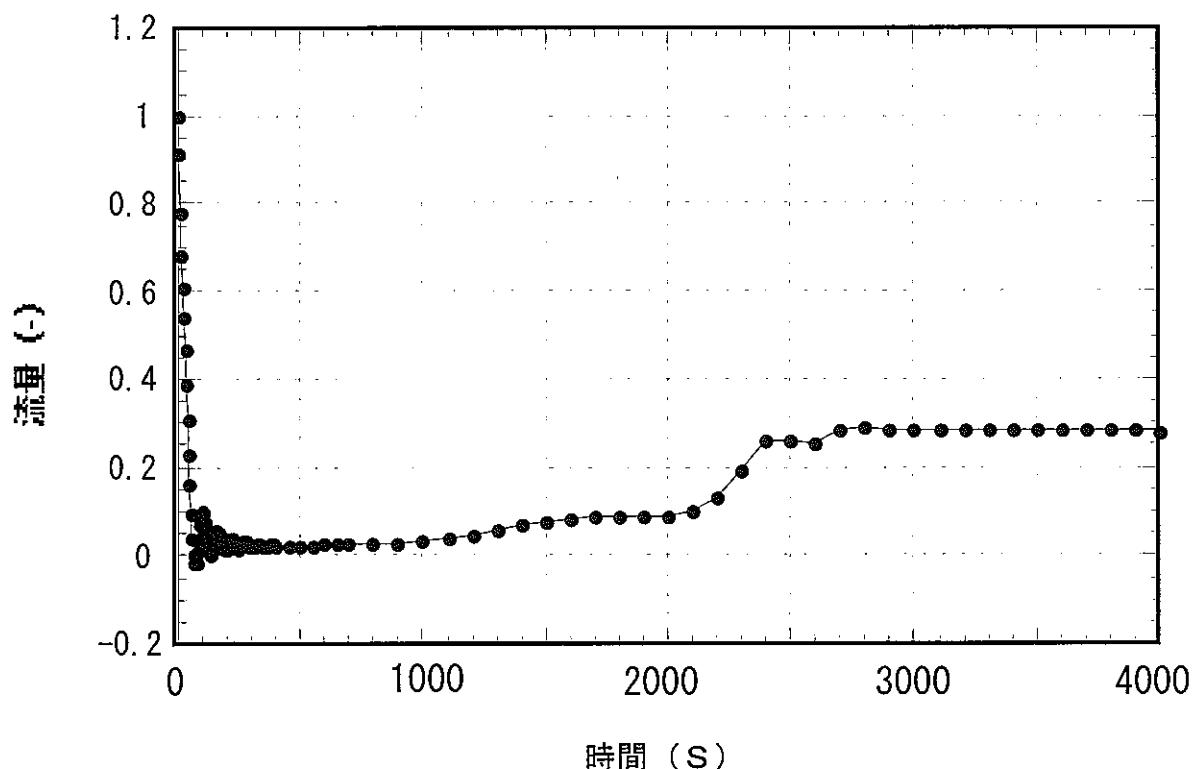


図4.4-7 Pb-Bi自然循環炉の崩壊熱除去特性
炉心出口流量 (PRACS除熱、40万kWe)

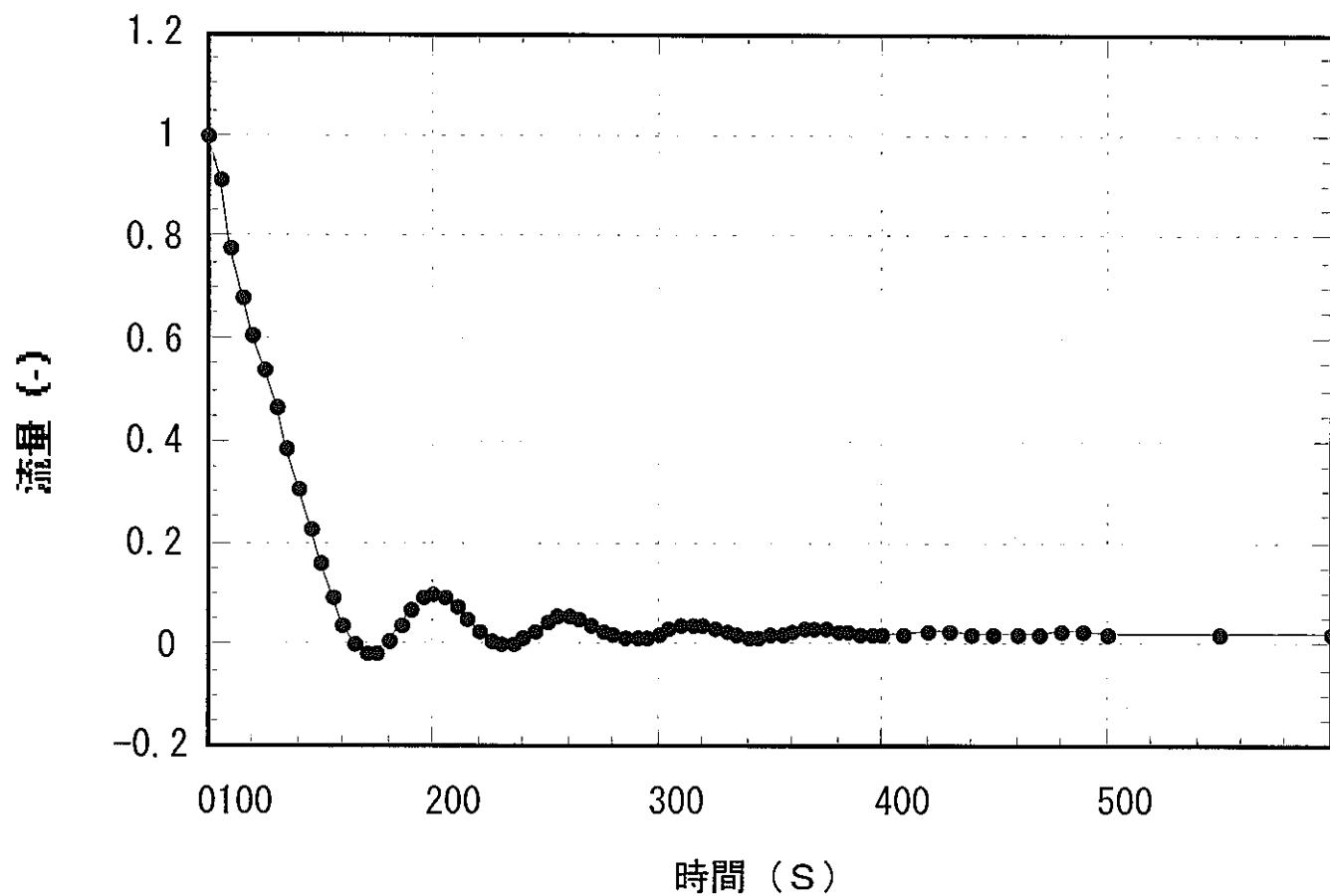


図4.4-8 炉心出口流量(PRACS除熱、40万kWe)
(0~500sec)

5. 結 言

Pb-Bi 冷却自然循環炉の崩壊熱除去特性について、解析手法の構築の観点から、多次元蒸気発生器解析コード (MSG) をベースとした解析モデルを整備するとともに、MSG コードとプローネットワーク型のプラント動特性解析コードである Super-COPD コードを結合し、統合型プラント動特性解析コードを構築した。

それらを用いて、ANL に設計検討が進められている STAR-LM を対象として、核特性を考慮した事故時動特性解析を実施するとともに、自然循環炉の炉心熱流動解析を実施した。

また、戦略調査研究フェーズ Iにおいて、設計検討が進められた Pb-Bi 冷却自然循環中型炉を対象として、PRACS による崩壊熱除去特性を評価した。

それらの結果、以下の成果が得られた。

- (1) STAR-LM の出力上昇過程について、従来、ANL の解析では、滑らかに自然循環流量が増大していたが、MSG コードの 2 次元計算によって、高温冷却材が内筒を越流する時点で自然循環力の一時的な低下が発生し、自然循環流量が若干変動することが新たに明らかになった。
- (2) 統合型プラント動特性解析コードによる、事故時動特性解析では、予備的な解析であるが、ULOHS, UTOP+ULOHS 条件での解析を実施した。それより、解析コードの自然循環炉への適用性と事故時の基本的な熱流動特性を確認することができた。
- (3) Pb-Bi 自然循環炉の炉心熱流動特性について、MSG コードを用いた r-z2 次元解析を実施し、ホットスポットファクタの 1 つである NC 再流配係数を評価した。その結果、NC 再流配係数に対する径方向出力分布の影響は比較的小さく、径方向ピーキング係数に依存した値で示されることが明らかになった。
- (4) 設計検討が進められている Pb-Bi 冷却自然循環中型炉の崩壊熱除去特性の解析を実施した結果、以下が明らかになった。
 - ① 定格条件について、SG 内のヘリカルコイルの各層の温度分布を評価した結果、層間での出口蒸気温度差がやや大きく(約 50°C)、今後、それらを考慮した伝熱管設計を進める必要があることが判明した。
 - ② 過渡条件として、トリップからの PRACS による自然循環除熱モードに関する解析を実施した結果、PRACS 除熱量が崩壊熱を上回る時点(約 2700 秒)までに一時的に自然循環流量が低下し、炉心出口温度に 2 次ピークが現われるものの、定格時の炉心出口温度(493°C)を上回るものではなく、十分な冷却性を有することが明らかになった。
 - ③ PRACS による自然循環除熱モードでは、自然循環流量が低下している約 2700 秒まで

の間、定格時の高温冷却材が温度成層化して炉容器上部に滞留するが、自然循環流量の増大（最終的に定格流量の 30%に達する）にともなって、温度成層化は解消され比較的緩やかな温度勾配で推移することが明らかになった。

参考文献

- [1] Noda,H., "Current status of fast reactor cycle system in Japan", Proc. of ICONE 8, Baltimore USA, (2000)
- [2] 村松寿晴, 山口彰, 「多様な作動流体を用いた場合に顕在化する重要熱流動課題の摘出」, 核燃料サイクル機構研究報告, JNC TN9400 2000-056 (2000)
- [3] 大島宏之, 堀公明, 永田武光, 山口彰, 西義久, 植田伸幸, 木下泉, 「多様な冷却系システムの熱流動評価」, 核燃料サイクル機構研究報告, JNC TN9400 2000-077 (2000)
- [4] 村松寿晴, 須田一則, 村上諭, 山口彰, 「多様な作動流体を用いた場合の重要熱流動課題の特性比較」, 核燃料サイクル機構研究報告, JNC TN9400 2000-109 (2000)
- [5] 堀公明, 岩崎隆, 大島宏之, 山口彰, 「重金属冷却炉の崩壊熱除去特性—鉛、鉛－ビスマス、ナトリウム冷却炉の比較評価－」, 核燃料サイクル機構研究報告 JNC TN9400 2000-033 (2000)
- [6] 堀公明, 大島宏之, 山口彰, 「重金属冷却高速増殖炉の崩壊熱除去特性－Pb 及び Pb-Bi 合金と Na 冷却材の比較評価－」, 原子力学会 2001 年秋の大会, E16, (2000)
- [7] T.MIHARA, Y.ENUMA, "Conceptual Design Studies of HLMC Fast Reactors", Japan-Russia LBC Coolant Workshop, TITech, Japan (2001)
- [8] 堀 公明, 山口彰, 「液体金属ナトリウム加熱蒸気発生器に関する解析手法の研究」, 第36 回日本伝熱シンポジウム講演論文集, Vol. II, 熊本, (1999)
- [9] E.Adamov, et al., "The ext generation of fast reactors", Nucl. Eng. and Design, 173, (1997) pp.143-150
- [10] A.V. Zrodnikov, V.I. Chitaykin, et al., "Multipurposed reactor module SVBR-75/100", Proc. of ICONE-8, Baltimore, USA, ICONE-8072 (2000)
- [11] Spencer, B.W., et al., "An advanced modular HLMC reactor concept featuring economy, safety and proliferation resistance", Proc. of ICONE-8, Baltimore, USA , ICONE-8145 (2000)
- [12] Sienicki, J.J., et al. "Study on operational aspect of natural circulation HLMC reactor(I)", JNC TA9400 2001-001, (2000)
- [13] Hill,R.H., Cahalan, J.E., Khalil,H.S., Wade, D.C., "Development of Small , Fast Reactor Core Designs Using Lead-Based Coolant", International Conference on Future Nuclear Systems (GLOBAL'99), (1999)

謝 辞

本研究を実施するにあたり、FBR システムグループの三原隆嗣副主研はじめ各位より貴重なご助言を賜りました。また、流体計算工学研究グループの山口彰グループリーダ、大島宏之研究主幹及び村松壽晴主任研究員より、研究の各段階においてご指導を賜りました。

3 章の炉心熱流動特性解析は、神戸商船大学 3 年西川聰哉君に夏季実習課題として取り組んで頂きました。

ここに、感謝の意を表します。