

RELAP5-3D コードを用いた主蒸気管破断 ベンチマーク解析と結果の可視化

Main Steam Line Break Benchmark Analysis by Using The RELAP5-3D Code and Visualization of The Results.

佐々木 泰裕 (Yasuhiro Sasaki)*¹ 長江 尚史 (Takashi Nagae)*²

要約 多次元熱流動解析および核動特性解析が可能な RELAP5-3D コードを導入し、炉心内不均質事象への適用として、OECD で実施された主蒸気管破断ベンチマーク解析を実施し、他の参加機関との比較を行った。その結果、他の参加機関の結果と同様な解析結果を得ることができた。

また、3次元解析結果の特徴把握を目的として、解析結果を可視化する方法について検討し、簡易可視化プログラムを用いて原子炉容器内の流動、冷却材温度、炉心の出力密度の可視化を行った。その結果、可視化した図から、流動と冷却材温度、炉心出力相互の関係が説明できることを確認した。

キーワード 加圧水型軽水炉 RELAP5-3D 主蒸気管破断 TMI ベンチマーク

Abstract The RELAP5-3D code, the multi-dimensional neutronics and thermal hydraulic analysis code, was introduced, main steam line break benchmark executed by OECD was analyzed as application to a non-homogeneous event in the reactor core, and the results were compared with other participants. As a result, the analytical results were similar to the analytical results of the other participants.

Moreover, to understand the profile of the three dimensional analytical results, we examined the method of making the analytical results visible, and by using the simple visualize program, mass flow in the reactor vessel, the temperature of the coolant, and the power density of the reactor core were made visible. As a result, it was confirmed to be able to explain the relations of flow, the temperature of the coolant, and the reactor core power from those figures.

Keywords PWR, RELAP5-3D, MSLB, TMI, benchmark

1. はじめに

これまででは大型計算機を用いても、原子力発電所で想定される複雑な事故事象を詳細に解析することは困難であり、熱流動モデルを1次元で近似し、核動特性は熱流動解析から得られた境界条件を用いて別の解析コードで計算するのが一般的であった。

しかし、近年のコンピュータ技術の高度化や解析手法の高度化により、パーソナルコンピュータを用いて熱流動現象と核動特性が関係するような複雑な現象も一つの解析コードで、より詳細に解析することが可能になってきた。

原子力安全システム研究所（以下「INSS」という）では3次元熱流動解析および多次元核動特性解

析が可能な熱水力解析コード RELAP5-3D⁽¹⁾を導入し、主蒸気管破断事故のような炉心内不均質流動挙動が結果に影響を及ぼすと考えられる事象の解析に適用することを検討している。

ここでは、RELAP5-3D を用いて OECD-CSNI で実施された主蒸気管破断（main steam line break, MSLB）ベンチマーク解析⁽²⁾⁽³⁾を行うことにより、RELAP5-3D コードの模擬性能を確認した。また、RELAP5-3D コードの解析結果を3次元的に表示し、可視化する手法について検討した。

2. ベンチマークの概要

MSLB ベンチマークの目標は、以下の3点であ

* 1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

* 2 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現在 関西電力(株)

る。

- ① 炉心プラント相互作用が結合した事象を用いて、複雑な過渡現象を解析するシステム・コードの能力の検証する
 - ② 3次元核/熱水力結合を全体的にテストする
 - ③ 最適評価過渡解析シミュレーションにおける、結合したコードの予測の間の差異を評価する
- 上記の目的を達成するため、次のような3つのフェーズから構成されている。

- フェーズ1：1次系，2次系をモデル化し，炉心核動特性に1点炉近似モデルを用いた解析
- フェーズ2：炉心領域の3次元熱流動・3次元核動特性モデルと炉心出入口の熱水力境界条件を用いた解析
- フェーズ3：1次系，2次系をモデル化し，炉心領域は3次元熱流動・3次元核動特性モデルを用いた解析

2.1 対象プラントの概要

MSLB ベンチマークは，Babcock&Wilcox (B&W) 社製の加圧水型軽水炉 (pressurized water reactor, PWR) である Three Mile Island 1号機 (TMI-1) を対象プラントとしている。

このプラントは定格熱出力 2,772MWt で，図1および図2に示すように2基の貫流型の蒸気発生器 (steam generator, SG) を持ち，SGにつながる2つの1次冷却材ループは，それぞれ1つの高温側配管 (ホットレグ) と2つの低温側配管 (コールドレグ) で構成されている。

また，炉心は177体の燃料集合体で構成されている。

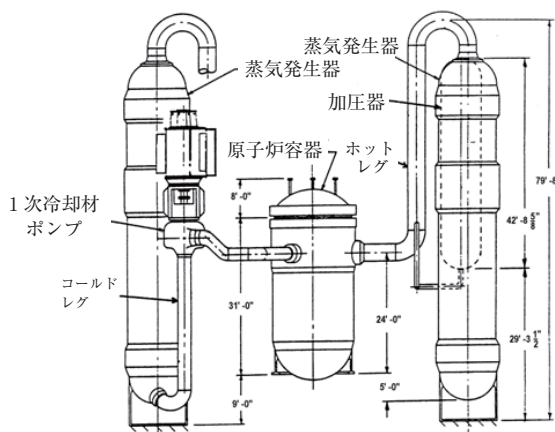


図1 1次冷却材系の配置 (側面図)

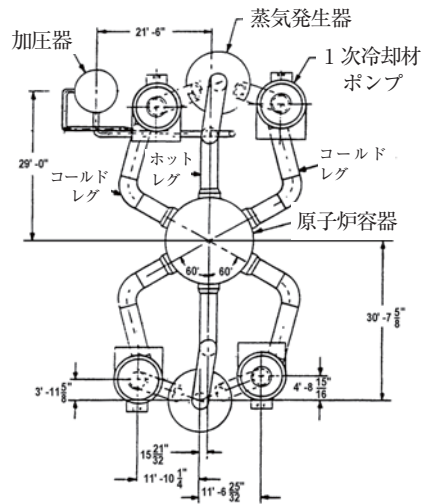


図2 1次冷却材系の配置 (平面図)

2.2 対象シナリオの概要

ベンチマークで対象とする事象では，仕様書(2)に示されているとおり，高温全出力運転状態時に主蒸気隔離弁より上流側の外径 24inch (60.96cm) の主蒸気管が両端破断すると同時に主蒸気管に接続された内径 8inch (20.32cm) の配管が破断すると仮定する。

また，破損側 SG への給水制御弁の開固着を単一故障として想定し，SG2 次側への給水流量は，健全側 SG に対しては原子炉トリップまでは定格流量である 761.59kg/s で供給され，原子炉トリップ後 10s に 0.0kg/s になるとし，破断側 SG に対しては表1に示すように時間依存で変化するものとし，それぞれ境界条件として与える。

1次系から2次系への伝熱を最大にし，MSLB後の反応度添加を最大にするため，4つの1次冷却材ポンプは事象発生後も運転を継続するものとし，加圧器ヒータの作動は考慮しないものとする。

高圧注入系は1次系の圧力が 11.34Mpa まで低下

表1 破損側 SG への給水流量

時間 (s)	流量 (kg/s)
0	761.59
10	1814.4
30	1360.8
42	1360.8
45	0.0

したときに 25s の時間遅れで作動するものとするが、
 ホウ酸注入による負の反応度添加の効果は考慮せず、
 冷水添加による過冷却効果を考慮する。

また、N12 位置の制御棒は全引き抜き状態で固着
 しているものとする。

3. 解析モデルの整備

RELAP5-3D での MSLB ベンチマーク解析にあ
 たっては、Purdue 大学で MSLB ベンチマーク用に
 作成された RELAP5/MOD3 コード用モデル⁽⁴⁾を元
 に RELAP5-3D 用の原子炉容器周りを 3次元化した
 モデルを構築した。

3.1 3次元熱流動解析モデルの整備

原子炉容器周りの 3次元熱流動解析モデルは、仕
 様書に示された炉心マップ (図 3) および
 TRAC-PF1 用ノード図 (図 4) を参考に、図 5 に示
 すように円柱形状で R 方向 5 分割、 θ 方向 6 分割、
 Z 方向 14 分割として作成した。

3.2 3次元核動特性解析モデルの整備

RELAP5-3D コードにおける多次元核動特性モデ
 ルは、反射体を含めた炉心部分を近代ノード法で解
 くものであり、North Carolina 州立大学で開発され
 た NESTLE コード⁽⁵⁾が基になっている。

この核動特性モデルでは、遅発中性子 6 群の動特
 性方程式と、2群拡散方程式を連立させて解き、時
 間依存の方程式の解法としては完全陰解法を使用し

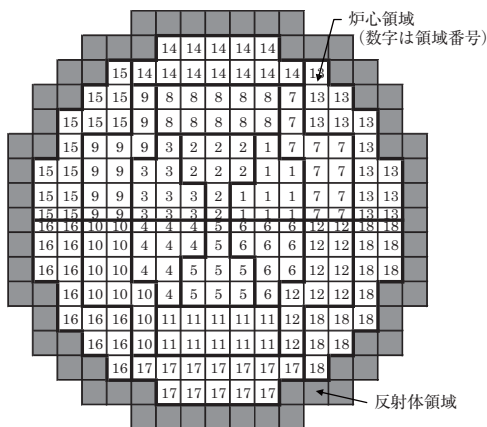


図 3 炉心マップ

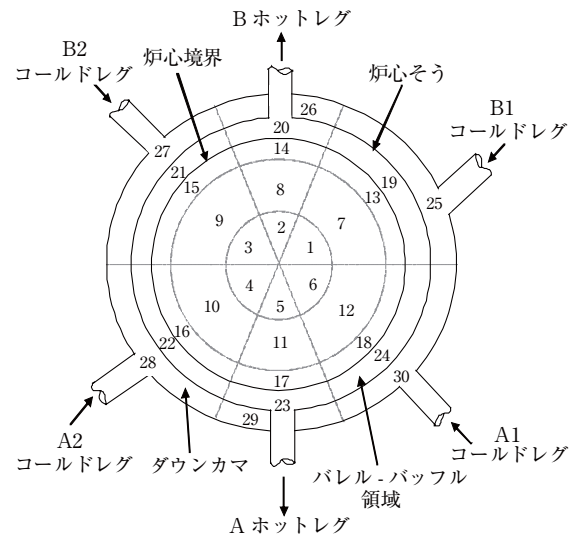


図 4 TRAC-PF1 用原子炉容器断面ノード図

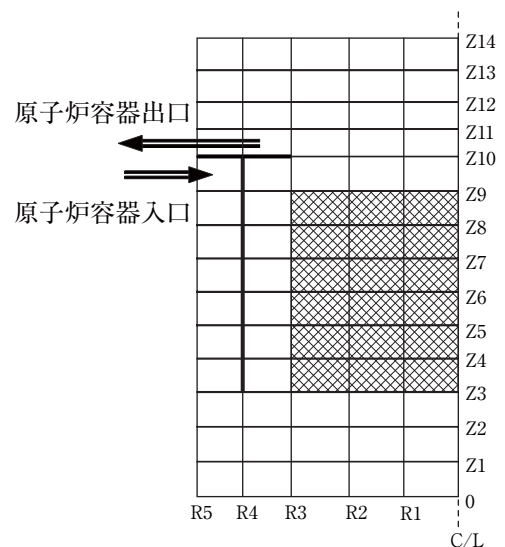
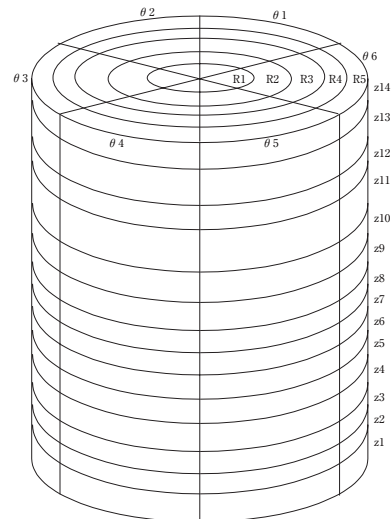


図 5 3次元原子炉容器モデル (網掛け部分は炉心領域)

ている。

3次元核動特性モデルの作成は、仕様書およびNEM形式の核断面積データ⁽⁶⁾を元に行った。

3.2.1 幾何データの作成

MSLB ベンチマーク問題の対象である TMI-1 の炉心には、15 × 15 燃料集合体が 177 体装荷されている。モデル化においては、径方向は 1 燃料集合体を 2 ノードで分割し、その周りを 1 集合体に相当する反射体で取り囲む。軸方向は発熱部を 24 ノードで分割し、その上下には 1 ノードに相当する反射体を設けた。

2 群核定数はメッシュごとに入力データとして与えられる。炉心の形状、集合体の配置等の情報は仕様書に示されているので、これを RELAP5-3D 用の入力形式に変換して作成した。

燃料集合体の配置、制御棒グループの配置、核熱チャンネルグループの設定方法も、仕様書を元に RELAP5-3D の入力形式に従って作成した。

3.2.2 2 群核定数等の RELAP5-3D コード用データの作成

炉心は図 6 および図 7 に示すように 1/8 対称であり、表 2 に示す、この 1/8 炉心に存在する 29 種類の燃料集合体および反射体（上下、側部）の 2 群核定数が、燃料温度（範囲：500.0K～1500.0K）と減速材密度（範囲：641.40kg/m³～810.0kg/m³）をパラメータとする表形式⁽⁵⁾で提供されている。

各燃料集合体の制御棒なし状態の核定数は、燃料タイプ 29 種類、軸方向 15 種類で構成され、合計 435 領域（29 種類 × 15 種類）の燃料集合体の核定数が用意されている。

一方、制御棒ありの核定数は、制御棒の挿入される燃料タイプのみについて与えられ、合計 195 領域（13 種類 × 15 種類）についての燃料集合体の核定数が用意されている。

また、後述する最適なスクラム反応度を想定したシナリオ（シナリオ 1）の計算に加え、保守的に制御棒価値を小さくしてスクラム後に出力が復帰するシナリオ（シナリオ 2）の計算用核定数も用意されている。

上記データに基づき、以下の 2 ケースの RELAP5-3D コード用核定数データファイルを(1)～

(3)式に示す GEN モデルの形式で作成した。

ケース 1：最適なスクラム反応度の場合の 2 群核定数データファイル

ケース 2：保守的なスクラム反応度の場合の 2 群核定数データファイル

GEN モデルに関する入力データは各群、各断面積種類の基準断面積 (Σ_{xl}^{base})、フィッティング係数 (GEN モデルの a_{xin} から e_{xin})、基準状態量（基準となる燃料温度、減速材密度等）を指定する。

GEN モデルでは、減速材密度に関しては 2 次、その他の状態量（燃料温度）に関しては 1 次の多項式として扱われる。また、状態量間のクロスタームが設定されていないため、基準となる減速材密度 (769.4675kg/m³) と燃料温度 (867.2700K) を設定し、それぞれの減速材密度または燃料温度を固定した条件で最小 2 乗フィッティングを実施して、フィッティング係数 (GEN モデルの a_{xin} から e_{xin}) を算出した。

断面積以外の核データとして必要な項目は以下の通りである。

- ・核分裂当たりの発生エネルギー (MeV/fission)
- ・6 群遅発中性子割合、6 群崩壊定数 (1/s)
- ・核分裂スペクトル
- ・遅発中性子スペクトル

これらのデータも仕様書に示されているものを RELAP5-3D の入力形式に変換して作成した。

GEN モデル

- ・断面積フィッティング

$$\Sigma_l^x = Cf_l^a \Sigma_{xc}^a \left(1 + \frac{\Sigma_{xc}^a}{\Sigma_{xc}^a} \right) + (1 - Cf_l^a - Cf_l^d) \Sigma_{xc}^u \left(1 + \frac{\Sigma_{xc}^u}{\Sigma_{xc}^u} \right) + Cf_l^d \Sigma_{xc}^d \left(1 + \frac{\Sigma_{xc}^d}{\Sigma_{xc}^d} \right) \quad (1)$$

$$\frac{\delta \Sigma_{xl}}{\Sigma_{xl}^{base}} = \sum_{i \in N_v} a_{xin} \Delta \bar{T}_{mik} + \sum_{i \in N_v} b_{xin} \Delta \bar{\rho}_{mik} + \sum_{i \in N_v} c_{xin} (\Delta \bar{\rho}_{mik})^2 + \sum_{i \in N_v} d_{xin} \Delta \bar{B}_{ik} + \sum_{i \in N_v} e_{xin} \Delta \bar{T}_{sik} \quad (2)$$

- ・不連続因子フィッティング

$$DF_l^x = Cf_i (DF_l^x)_{controlled} + (1 - Cf_i) (DF_l^x)_{uncontrolled} \quad (3)$$

ここで、

Cf_l ノード l の制御棒挿入割合

$\bar{\alpha}_k$ ゾーン k のボイド率

\bar{T}_{sk} ゾーン k の燃料温度

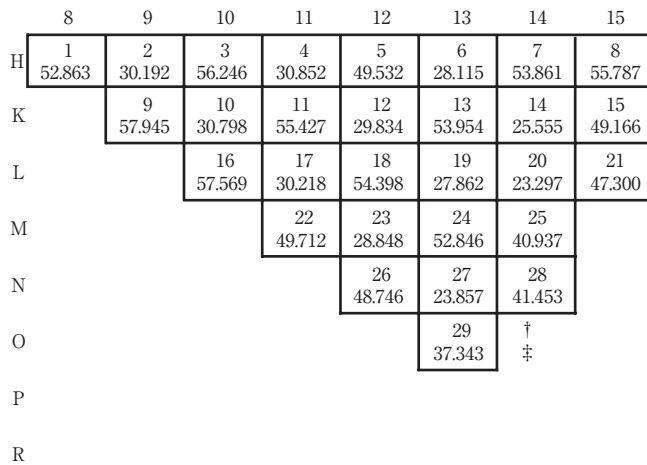
\bar{T}_{mk} ゾーン k の減速材温度

\bar{B}_k ほう素濃度

表2 燃料集合体タイプの定義

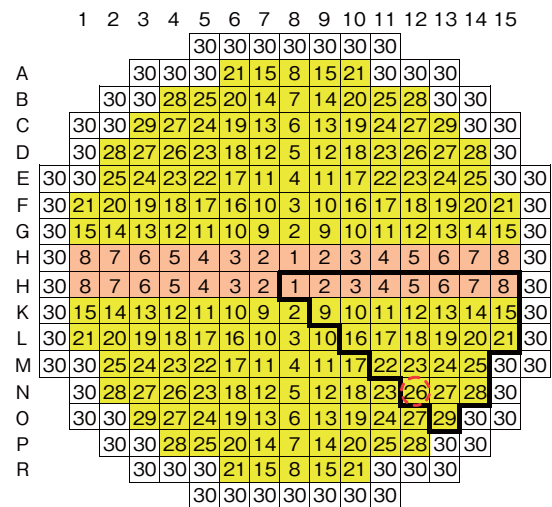
燃料集合体	特 徴		
1	4.00 w/o	No BP(*1)	No Gd pins
2	4.95 w/o	3.5% BP	4 Gd pins
3	5.00 w/o	3.5% BP pulled	4 Gd pins
4	4.95 w/o	3.5% BP	4 Gd pins
5	4.40 w/o	No BP	No Gd pins
6	5.00 w/o	3.5% BP	4 Gd pins
7	4.85 w/o	No BP	4 Gd pins
8	4.85 w/o	No BP	4 Gd pins
9	4.95 w/o	3.5% BP pulled	4 Gd pins
10	4.95 w/o	3.5% BP	4 Gd pins
11	4.85 w/o	3.5% BP pulled	4 Gd pins
12	4.95 w/o	3.5% BP	4 Gd pins
13	5.00 w/o	3.5% BP pulled	4 Gd pins
14	5.00 w/o	No BP	8 Gd pins
15	4.95 w/o	No BP	8 Gdpins
16	4.95 w/o	3.5% BP pulled	4 Gd pins
17	4.95 w/o	3.5% BP	4 Gd pins
18	4.95 w/o	3.5% BP pulled	4 Gd pins
19	5.00 w/o	3.5% BP	4 Gd pins
20	4.40 w/o	No BP	No Gd pins
21	4.85 w/o	3.5% BP pulled	4 Gd pins
22	4.40 w/o	No BP	No Gd pins
23	4.95 w/o	3.5% BP	No Gd pins
24	4.95 w/o	3.5% BP pulled	4 Gd pins
25	5.00 w/o	No BP	8 Gd pins
26	5.00 w/o	No BP	4 Gd pins
27	5.00 w/o	No BP	No Gd pins
28	4.95 w/o	3.5% pulled	4 Gd pins
29	5.00 w/o	No BP	4 Gd pins
30	径方向反射体		

(*1) : Burnable Poison (可燃性毒物)



† : 燃料集合体タイプ

‡ : 燃料集合体平均燃焼度 (GWd/t)



○: 固着制御棒位置 (N12)

図6 燃料集合体タイプの配置 (1/8 炉心)

図7 燃料集合体タイプの配置 (全炉心)

3.2.3 定常計算結果を使用して求めるパラメータ

RELAP5-3D では、中性子速度として炉心平均速度を与えるよう指定されている。一方、通常の中性子速度は組成毎に与えられるため、定常計算の結果に基づき(4)式により炉心平均速度を計算し、設定した。

$$\frac{1}{V_{ig}} = \frac{\sum_{l=1}^N \frac{1}{V_{ig}^l} Vol^l \phi_{ig}^l}{\sum_{l=1}^N Vol^l \phi_{ig}^l} \quad (4)$$

ここで、

- V_{ig} ig 群の炉心平均中性子速度 (m/s)
- V_{ig}^l 領域 l, ig 群の中性子速度 (m/s)
- Vol^l 領域 l のノード体積 (m³)
- ϕ_{ig}^l 領域 l, ig 群の定常状態での中性子束/(m²s)

3.2.4 核熱結合データの作成

核計算モデルの軸方向分割数は 24 で、熱水力計算モデルの炉心部分の軸方向分割数は 6 であり、炉心空間メッシュ分割は異なっている。このため、両者のデータをそれぞれのメッシュ分割に対応したデータに変換するための核熱結合データを作成した。

4. ベンチマーク解析結果

本研究では、前述するように既存のベンチマーク用プラントモデルを基に RELAP5-3D 用の原子炉容器周りを 3 次元化したプラントモデルを作成して解析を行っており、2 章に示したフェーズ 3 の解析結果について述べる。

4.1 定常計算

定常計算結果を目標値と比較して表 3 に示す。各パラメータは目標値に近い値で安定しており、定常状態が達成されている。

初期定常時の実効増倍率 (k_{eff})、径方向ピーキング係数 (F_{xy})、軸方向ピーキング係数 (F_z)、軸方向出力偏差 (Axial Offset, AO) を表 4 に、初期定常時の軸方向、径方向出力分布を図 8 と図 9 に、他の参加機関の結果⁽³⁾と比較して示す。JAERI の F_z と AO の値が平均からの偏差が大きいの点に関しては、報告書⁽³⁾で軸方向分割が粗いことが原因であろうと述べられている。INSS は仕様書に示されたように核計

算メッシュを軸方向に 24 分割としているので、他の参加機関と同様に偏差は大きくない。

これらより今回 INSS で実施した RELAP5-3D による解析の各値は他の参加機関の結果と大差が無いことが確認できる。

表 3 初期定常計算結果

項目	目標値	RELAP5-3D 定常値
		フェーズ3(*2)
炉出力(MWt)	2772	2772.0
コールドレグ温度(K)	563.76	563.73 / 563.67
ホットレグ温度(K)	591.43	591.54 / 591.37
下部プレナム圧力(MPa)	15.36	15.35
出口プレナム圧力(MPa)	15.17	15.03
RCS 圧力(MPa)	14.96	14.94
RCS 総流量(kg/s)	17602.2	17602.6
炉心流量(kg/s)	16052.4	16054.6
バイパス流量(kg/s)	1549.8	1548.1
加圧器水位(cm)	558.8	558.0
給水/蒸気流量(kg/s/SG)	761.59	761.59 / 761.30
OTSG 出口圧力(MPa)	6.41	6.42
OTSG 出口温度(K)	572.63(*1)	570.1/568.8
OTSG 過熱度(K)	19.67	16.9/15.6
SG インベントリ(kg)	26000	25938 / 26168
給水温度(K)	510.93	510.93

(*1) P_{SG}, T_{FW}, Q_{CORE} から求められる温度は 568.3K とする。

(*2) 初期定常計算終了時の値

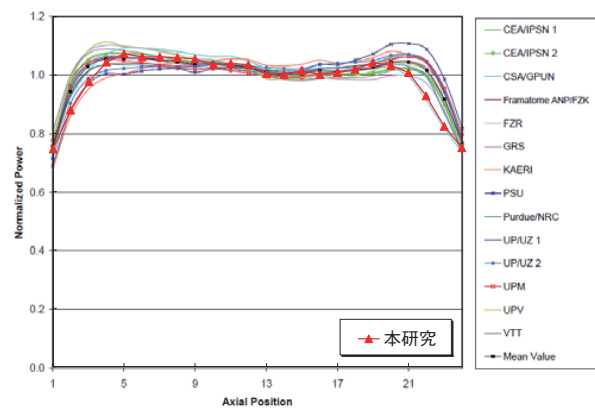


図 8 炉心平均軸方向出力分布 (初期定常時)
(他の参加機関の結果に重ね書き、以下同様)

表4 初期定常結果の平均値との差の比較（フェーズⅢ）

		k_{eff}	F_{xy}	F_z	Axial Offset (AO)
平均（本研究は含まない）		1.0039	1.3338	1.0989	- 0.0233
機関	使用コード	平均値との差			
BE/Tractebel	RELAP5/PANTHER	- 0.0004	—	—	—
CEA/IPSN1	CATHARE/FLICA4/CRONOS2	- 0.0002	- 0.0108	- 0.0237	- 0.0022
CEA/IPSN2	CATHARE/FLICA4/CRONOS2	0.0014	- 0.0098	- 0.027	0.0001
CSA/GPUN	RETRAN - 3D	0.0009	0.0036	- 0.0063	- 0.0098
FRAMATOMEANP/FZK	RELAP5/PANBOX	- 0.0012	0.0047	- 0.037	0.0248
FZR	DYN - 3D/ATHLET	- 0.001	- 0.0093	0.0028	- 0.018
GRS	Q - C/ATHLET	- 0.0039	- 0.0077	- 0.0351	0.0114
JAERI	THYDE - NEU	0.0019	0.0258	0.2621	- 0.1759
KAERI	MARS/MASTER	0.003	0.0063	- 0.0174	0.042
PSU	TRAC - PF1/NEM	0.0014	0.0817	0.0081	0.05
Purdue/NRC	RELAP5/PARCS	0.0012	- 0.002	- 0.0289	0.0279
UP/UZ1	RELAP5/PARCS	- 0.0005	- 0.1496	- 0.0384	0.0077
UP/UZ2	RELAP5/QUABOX	—	- 0.0097	- 0.0279	0.0347
UPC	RELAP5/PARCS	0.0009	—	—	—
UPM	SIMTRAN/RELAP5	- 0.0038	- 0.0078	- 0.0359	0.0194
UPV	TRAC - PF1/NEM	0.0001	0.0712	0.0146	- 0.0063
VTI	TRAB - 3D/SMABRE	- 0.0004	0.0134	- 0.0096	- 0.0057
本研究	RELAP5 - 3D	- 0.0033	- 0.0036	- 0.0246	0.0068

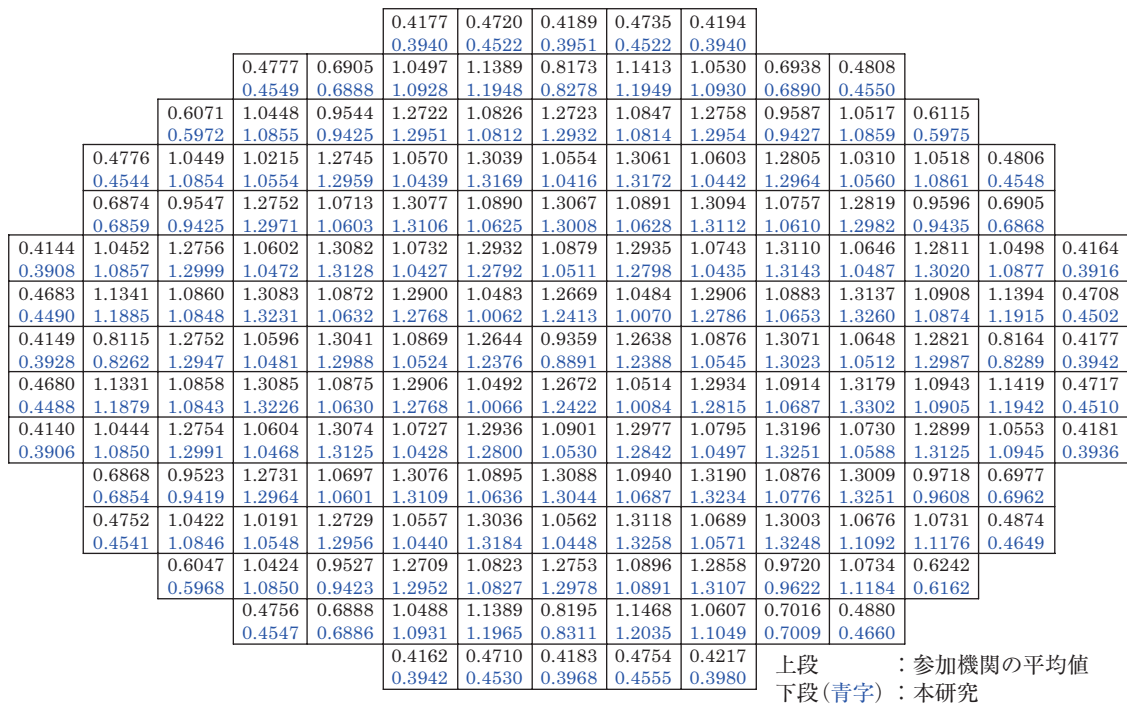


図9 炉心径方向出力分布（初期定常時）

4.2 過渡計算

過渡解析は3.2.2で述べた2つのケースのスクラム反応度に対応した核定数を用いた解析（シナリオ1, シナリオ2）を行った。

4.2.1 シナリオ1

シナリオ1の解析結果を他の参加機関の結果と比較して図10～図14に示す。

図10に示すように事故発生直後の最高出力発生時の軸方向出力分布は炉心上下端部で若干の過小評価になっているが、全般的に他の参加機関と同様の分布が得られている。

また、シナリオ1では最適なスクラム反応度を用いた解析であり、図11に示すようにスクラム発生後の炉出力の上昇は小さいが、RELAP5-3Dによる解析結果は、他の参加機関と比較して高めの結果となっている。

この違いはドップラ温度の評価の違いに起因しているものと考えられる。仕様書ではドップラ温度として以下の式で与えられる温度を用いることとなっている。

$$T_f = (1 - 0.7)T_{fc} + 0.7T_{fs}$$

ここで、 T_{fc} ：燃料中心温度、 T_{fs} ：燃料表面温度

しかし、RELAP5-3Dコードでは燃料温度を燃料ペレットの体積平均温度として評価しており、燃料中心／表面と分けた温度評価ができないため、ドップラ反応度の計算にもこの体積平均燃料温度を用いている。

その結果、図12に示すようにRELAP5-3Dコードのスクラム後の燃料温度の低下が他の参加機関よりも大きく、正のドップラ反応度が多く添加されたため炉出力が高めになったものと考えられる。また、出力上昇時の温度上昇も大きめに評価されている。

今回の解析では指定されたパラメータをそのままRELAP5-3Dの入力形式に変換して使用しているが、燃料体積平均温度を前提にした設定とすることによって改善される可能性はあると思われる。

また、図13に示すように炉心平均冷却材密度は他の参加機関に比較して30s過ぎから若干低めの値となっているが、これはボイド発生によるものである。ただし、図14に示すように炉心平均冷却材温度は他の参加機関と同様の値になっており、全体的には同

様の結果が得られている。

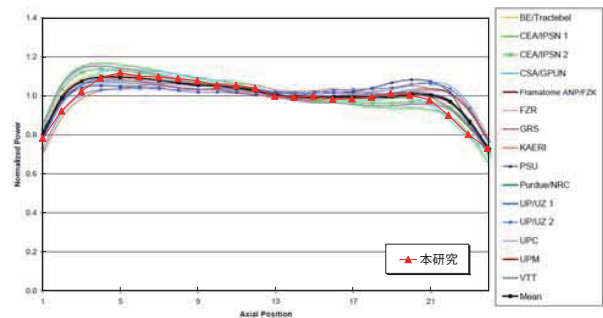


図10 炉心平均軸方向出力分布
(シナリオ1, スクラム前最高出力時)

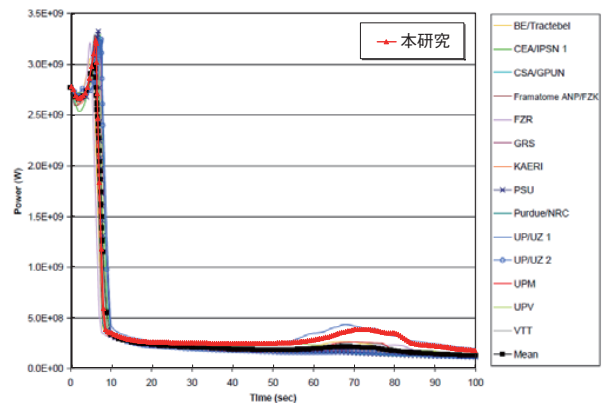


図11 炉出力 (シナリオ1)

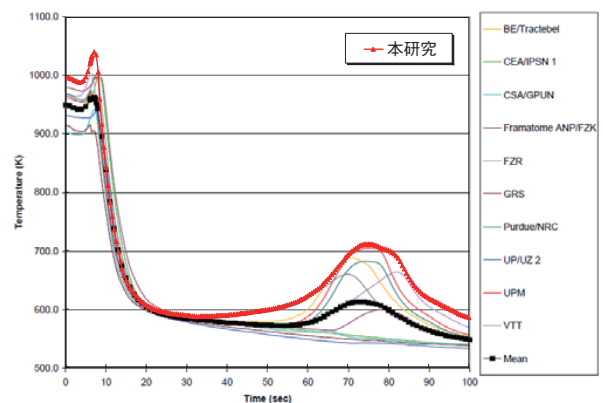


図12 ドップラ最高温度 (シナリオ1)

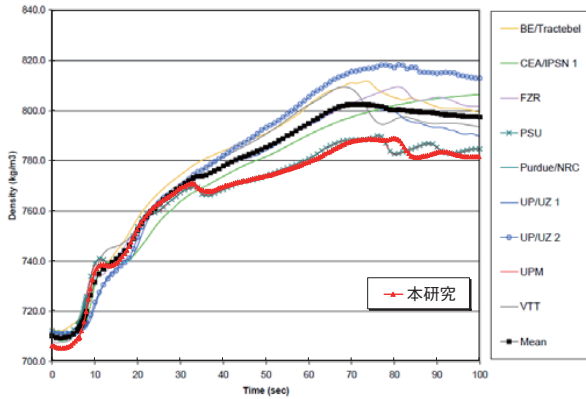


図 13 炉心平均冷却材密度 (シナリオ 1)

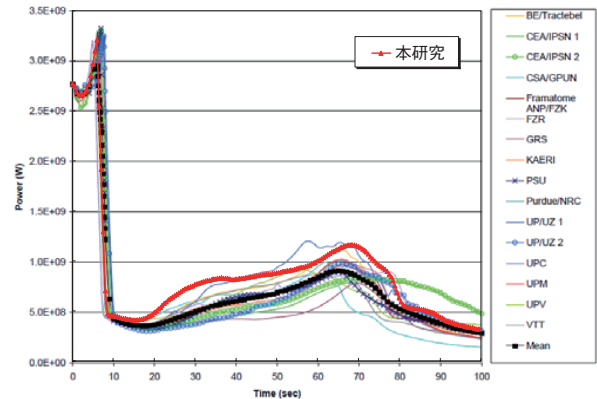


図 15 炉出力 (シナリオ 2)

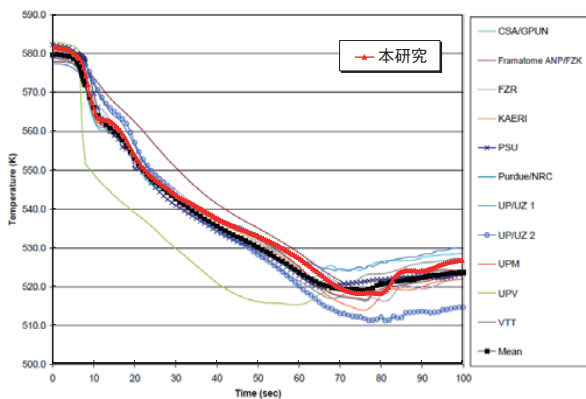


図 14 炉心平均冷却材温度 (シナリオ 1)

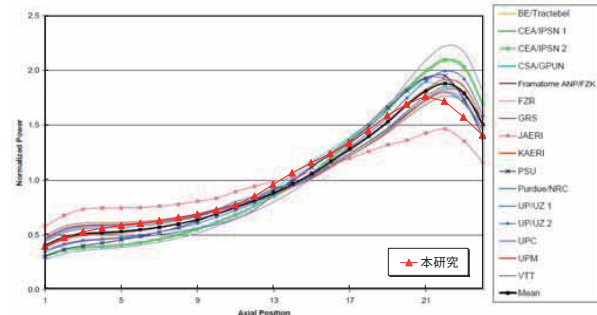


図 16 炉心平均軸方向出力分布 (シナリオ 2, スクラム後最高出力時)

4.2.2 シナリオ 2

シナリオ 2 の解析結果を参加機関の結果と比較して図 15～図 20 に示す。

このシナリオではスクラム反応度を小さくしているため、図 15 に示すようにスクラム後に再臨界になり出力の上昇が見られる。RELAP5-3D ではシナリオ 1 で述べたように正のドップラ反応度を大きめに計算するため、再臨界時の出力上昇が他の参加機関に比べて早く、ピーク出力も高くなっている。

一方、図 16 に示すように炉心上部の出力が他の参加機関に比べて低くなっているのは、燃料温度上昇によって負のドップラ反応度帰還がより効いているためと、固着制御棒位置での冷却材密度の軸方向分布を図 17 に示すように、他の参加機関に比べて上部ほど冷却材密度が低くなっているためと考えられる。また、図 19 と図 20 に示すようにシナリオ 1 と同様に炉心冷却材密度を若干低めに計算するものの、全体的な挙動は他の参加機関と同様の結果が得られている。

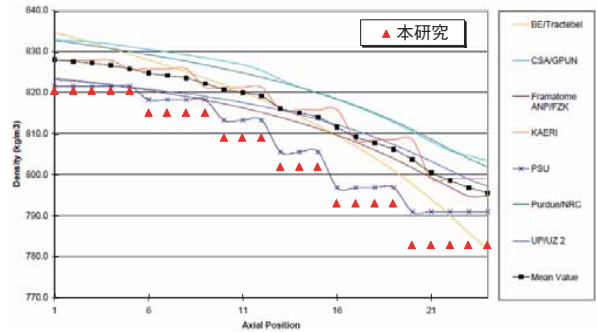


図 17 固着制御棒位置の軸方向冷却材密度分布 (シナリオ 2, スクラム後最高出力時)

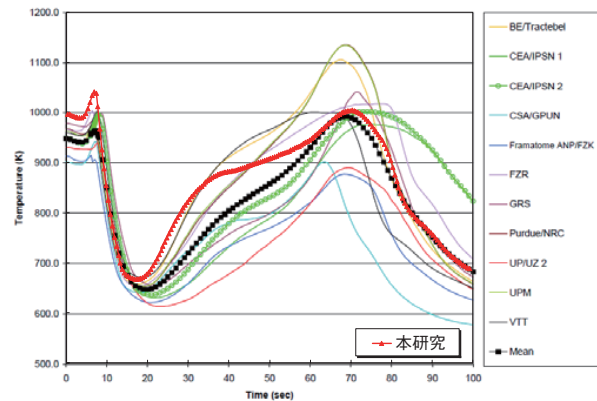


図 18 ドップラ最高温度 (シナリオ 2)

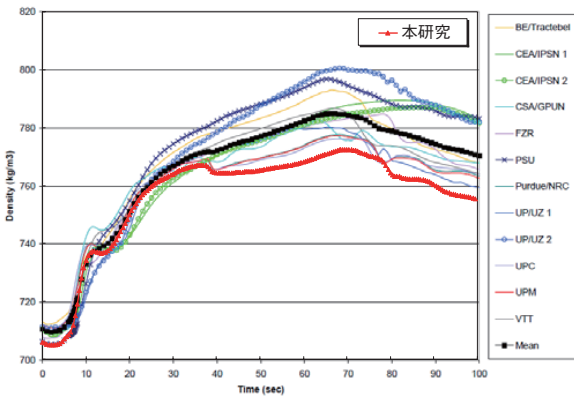


図 19 炉心平均冷却材密度 (シナリオ 2)

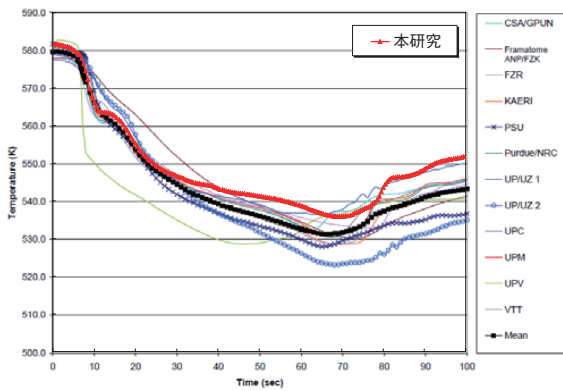


図 20 炉心平均冷却材温度 (シナリオ 2)

また、同じ RELAP5-3D を用いたベンチマーク解析である Pisa 大の F.D'Auria らによる解析結果⁽⁷⁾ (8) と比較した (図 21)。これによるとスクラム後の出力上昇は F.D'Auria らの方が立ち上がりはやや遅く、上昇幅は大きくなっている。

F.D'Auria らの解析モデルは、熱水力領域に 3 次元モデルを使用しておらず、図 22 に示すようにダウンカマ、下部プレナムの熱水力領域をそれぞれ 4 つの 1 次元ボリュームでモデル化し、炉心領域を 18 の平行チャンネルで軸方向に 24 分割したモデルを使用している。

これに対して、著者らが作成した熱水力領域のモデルは、図 5 に示すように原子炉容器全体を R 方向 5、 θ 方向 6、Z 方向 14 に分割 (その内、炉心領域は R 方向 3、 θ 方向 6、Z 方向 6) した円柱形の 3 次元ボリュームでモデル化している。

原子炉容器以外の部分のモデルも異なるため、解析結果の違いを説明することは難しいが、ダウンカマ、下部プレナムでの冷却材の混合など、流動挙動の違いも、炉心への低温水流入による反応度効果に影響をおよぼしているものと推察する。

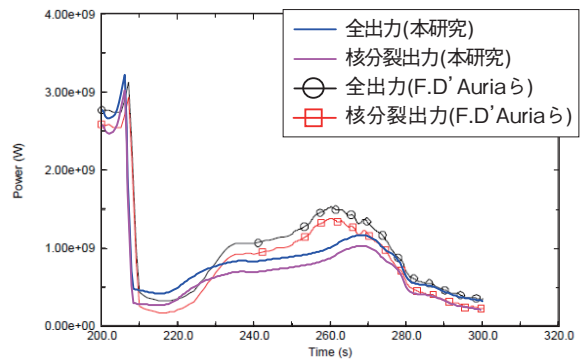


図 21 シナリオ 2 の炉出力 (F.D'Auria ら⁽⁷⁾ との比較)

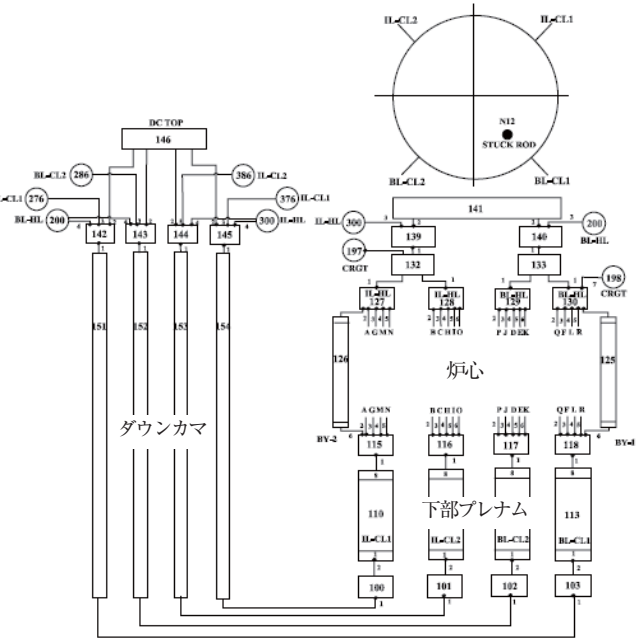


図 22 F.D'Auria らの RELAP5-3D 解析モデル⁽⁷⁾

5. 解析結果の可視化の検討

従来の RELAP5 コードなどを用いた解析結果は、ある領域の状態量の時間変化を 2 次元グラフ化して表示することが一般的である。しかし、3 次元解析では解析結果の量が増え、熱流動状態が 3 次的に互いに影響しながら変化することから、従来の 2 次元グラフでは相互の関係を把握するのが困難になる。

そこで、状態量を 3 次的に捉えることを目的として、RELAP5-3D の原子炉容器内流動挙動の解析結果を 3 次元可視化する方法を検討した。

解析結果の 3 次元可視化例としては Pisa 大の F.D'Auria らの事例⁽⁷⁾や Bovalini らの事例⁽¹⁰⁾があるのでこれを参考とした。

ただし、F.D'Auria らや Bovalini らの事例では、先に述べたように熱水力領域については 3 次元モデルを使用していないため、3 次元可視化しているのは炉心領域に限定され、出力分布および炉心領域の減速材温度分布についてピーク出力時と解析終了時点のものが示されているのみである。

しかし、時間とともに変化する出力分布や温度などの状態量の表示には少数のスナップショット的な表示だけでなく、ダウンコマや下部プレナムでの冷却材の状態量や流量の変化と併せて、これらのパラメータの状態を、簡便にかつ適当な時間間隔で可視化できることが重要であると考えた。

RELAP5-3D からは各ノードにおける温度、圧力、ボイド率等の状態量および各ノード間をつなぐジャンクションを流れる流量等の値を、任意の時間間隔で出力することができる。そこで、これらを適切な書式で出力し、可視化プログラムで可視化することにより、時間的な変化も把握できると考えた。

解析結果の可視化には、多数の可視化手法を用いることができ、また任意の断面におけるコンター図も描画できる点から、汎用の簡易可視化プログラム MicroAVS⁽⁹⁾を用いることとした。

可視化用データの作成においては、RELAP5-3D のデータを基に、各ノード中心の座標を構造格子の座標点とし、状態量の計算値とセットで出力して MicroAVS の入力データに使えるようにした。その際、質量流量等のベクトル量については、各ノード境界における値が RELAP5-3D から出力されるので、これを各ノード中心における値に平均化処理し、さらに可視化した際にベクトルの向きが正しく表示されるよう座標変換して出力するようにした。

出力する計算値は原子炉容器内の各ノードの圧力、ボイド率、温度、各ジャンクションの質量流量、核計算メッシュの相対出力、出力密度等である。

今回のベンチマーク解析結果について可視化したものを図 23～図 25 に示す。図では左手前側が破断ループ側に当たる。

シナリオ 1 のスクラム前最高出力時前後の状態を図 23 に示す。約 4 秒過ぎから破断側冷却材温度がやや低下するにつれて炉心の出力が上昇するが、スクラムすることによって速やかに出力が低下しているのがわかる。また、出力の低下に伴い、原子炉容器内の炉心部分の冷却材温度も低下している。

なお、このベンチマークでは 1 次冷却材ポンプは運転を継続する設定となっているので冷却材の流量には変化は見られない。

RELAP5-3D による解析ではシナリオ 1 でもスクラム後に若干の出力上昇が見られた。このときの状態を可視化したのが図 24 である。破断側の冷却材温度の低下により、制御棒固着位置の燃料付近の上部を中心とした出力上昇が見られる。

スクラム反応度を小さくしたシナリオ 2 でのスクラム後の出力上昇時の状態を可視化したものを図 25 に示す。シナリオ 1 の場合に比べて早い段階での出力上昇が見られ、出力上昇している領域もシナリオ 1 に比べて広がっている。また、炉心の出力が上昇するため、炉心領域の冷却材温度低下はシナリオ 1 に比べて小さいことがわかる。

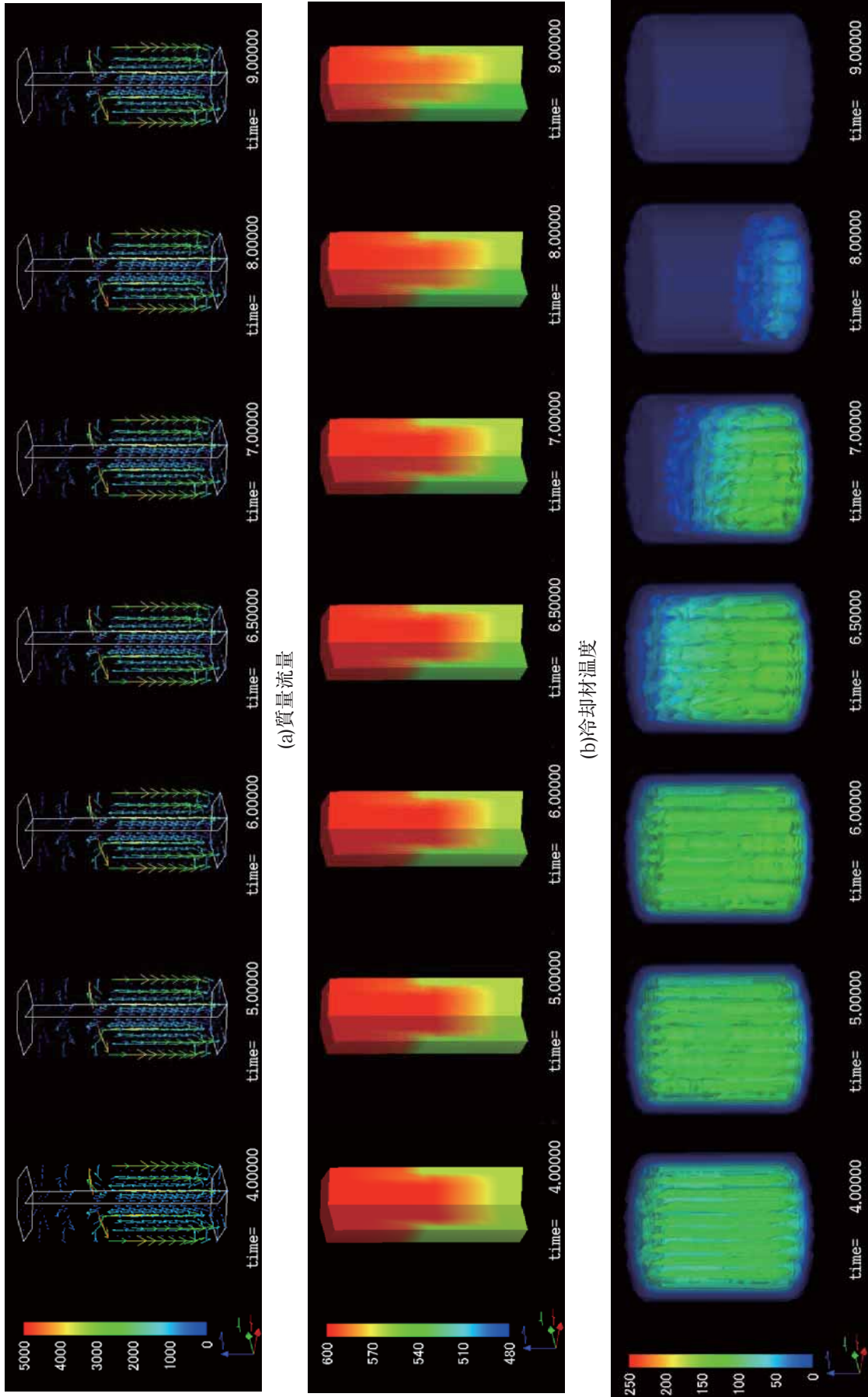


図 23 スクラム前最高出力時前後の原子炉容器内核熱流動状態 (シナリオ 1)

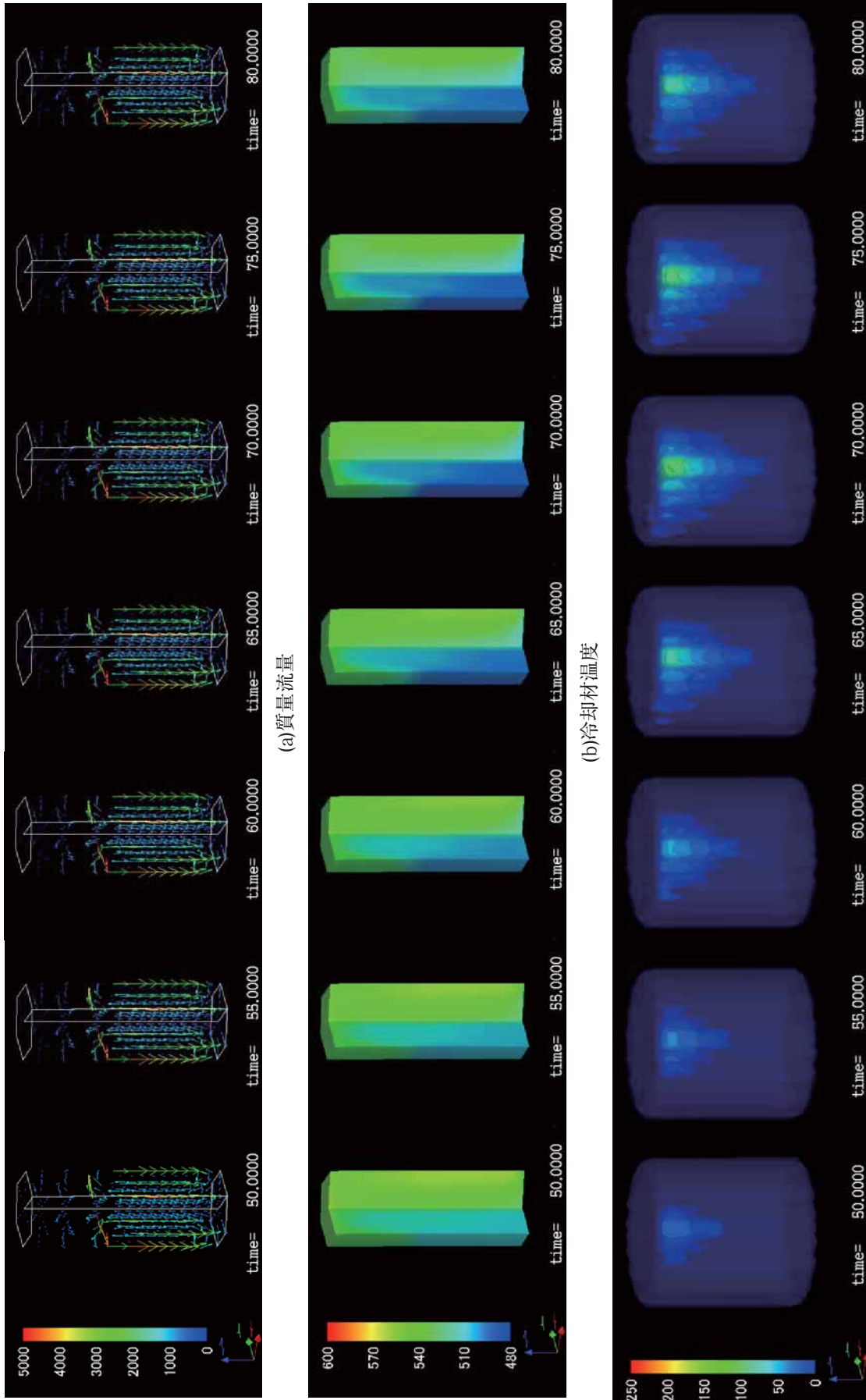
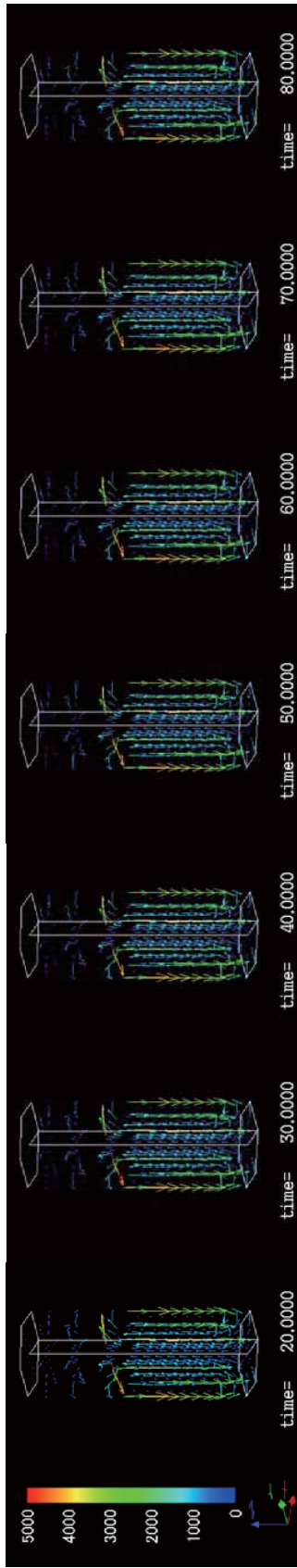
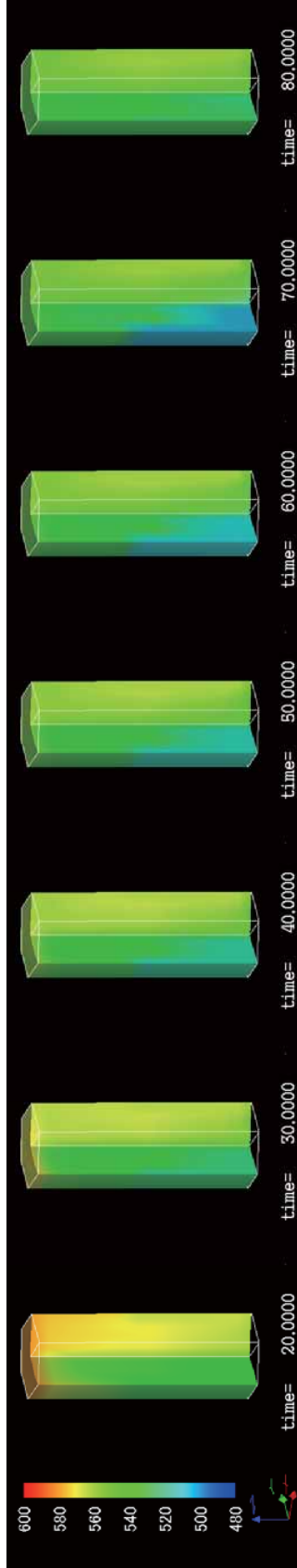


図 24 スクラム後最高出力時前後の原子炉容器内核熱流動状態 (シナリオ 1)

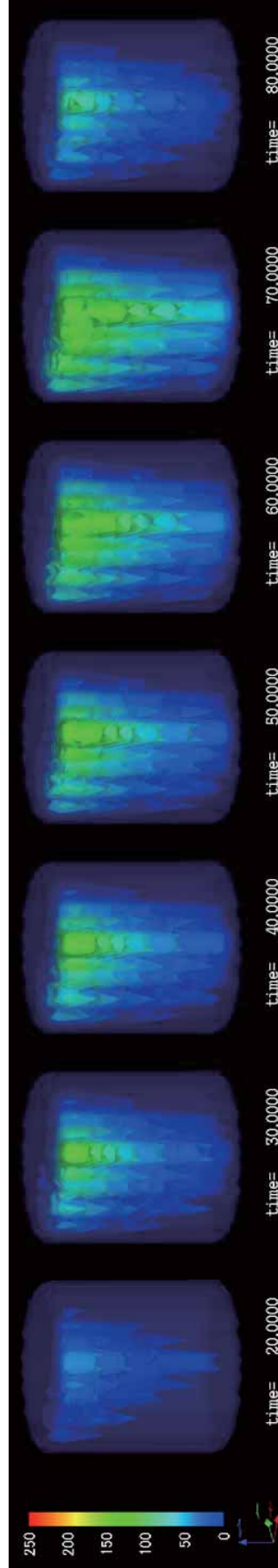
(c)出力密度



(a)質量流量



(b)冷却材温度



(c)出力密度

図 25 スクラム後最高出力時前後の原子炉容器内核熱流動状態 (シナリオ 2)

6. まとめ

3次元熱水力解析コード RELAP5-3D を用いて OECD-CSNI で行われた MSLB ベンチマーク解析を行い、参加機関の解析結果と比較した。

ベンチマーク解析に当たって、原子炉容器周りの3次元熱流動解析モデルおよび3次元核動特性解析モデルを作成した。

作成した3次元動特性解析モデルを用いて定常計算を行い、各パラメータが目標値にほぼ一致する結果が得られることを確認した。

過渡解析結果では全般的な挙動はベンチマーク参加の各機関の解析結果とほぼ一致した。ただし、ドップラ反応度を過大に評価する傾向にあり、温度低下時には正の反応度が、温度上昇時には負の反応度が他の参加機関の解析結果に比べて大きくなることがわかった。

3次元モデルを用いた解析結果を可視化する方法を検討し、簡易可視化プログラム MicroAVS を用いて原子炉容器内の流動、冷却材温度、炉心の出力密度についてベンチマーク解析結果を可視化した。可視化した図から、流動と冷却材温度、炉心出力相互の関係が説明できることを確認した。

以上のことから、RELAP5-3D を用いることにより、炉心内不均質流動を伴う過渡事象を解析できることを確認した。また、解析結果を可視化することにより、解析結果の理解が深まることが期待される。

謝辞

本研究の実施に際し、ベンチマーク用 RELAP5 プラントモデルの入手にあたり、Texas A&M 大 (元 Purdue 大) の K. Vierow 准教授に便宜を図っていただきました。ここに記して謝意を表します。

文献

- (1) The RELAP5-3D© Code Development Team, RELAP5-3D© Code Manual, INEEL-EXT-98-00834 Revision 2.3, (2005).
- (2) K. N. Ivanov, T. M. Beam and A. J. Baratta, Pressurised Water Reactor Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark - Volume I: Final Specifications, NEA/NSC/DOC(99) 8, (1999).
- (3) N. Todorova, K. Ivanov and B. Taylor, Pressurised Water Reactor Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark - Volume IV: Results of Phase III on Coupled Core-plant Transient Modelling, NEA/NSC/DOC (2003) 21, (2003).
- (4) T. Kozłowski, R. M. Miller, and T. J. Downar, "Consistent Comparison of The Codes RELAP5/PARCS and TRAC-M/PARCS for The OECD MSLB Coupled Code Benchmark," Nuclear Technology, Vol.146, p.15, (2004).
- (5) P. J. Turinsky, et al., NESTLE: A Few-Group Neutron Diffusion Equation Solver Utilizing The Nodal Expansion Method for Eigenvalue, Adjoint, Fixed-Source Steady-State and Transient Problems, Idaho National Engineering Laboratory, EGG-NRE-11406, (1994).
- (6) K. N. Ivanov, T. M. Beam, and Anthony J. Baratta, PWR 主蒸気ライン破損時ベンチマーク, ZZ-PWR-MSLB-REV.4, (財) 高度情報科学技術研究機構, (2004).
- (7) F. D'Auria, G. Galassi, A. Spadoni, "Application of The RELAP5-3D to Phase 1 and 3 of The OECD-CSNI/NSC PWR MSLB Benchmark Related to TMI-1," ICONE9, (2001).
- (8) F. D'Auria, J.L.Gago, G. Galassi, D.Grgic, A. Spadoni, TMI-1 MSLB Coupled Neutronics/Thermalhydraulics Analysis: Application of RELAP5-3D and Comparison with Different Codes, University of Pisa Report, DIMNP NT 423 (00) Rev.1, Nov., (2000).
- (9) 株式会社ケイ・ジー・ティー, MicroAVS ユーザーズマニュアル, 2007年10月, MA-10004-11 Rev.D, (2007).
- (10) R Bovalini, F.D'Auria, G. M. Galassi, A. Spadoni, Y. Hassan, "TMI-1 MSLB Coupled 3-D Neutronics/Thermalhydraulics Analysis: Application of RELAP5-3D and Comparison with Different Codes.," 2001 RELAP5 International Users Seminar Sun Valley Meeting, (2001).