

「常陽」MK-III性能試験炉心の湾曲反応度解析

(研究報告)

2003年3月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

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

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地 4 9

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

電話：029-282-1122（代表）

ファックス：029-282-7980

電子メール：jserv@jnc.go.jp

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)

2003

「常陽」 MK-III 性能試験炉心の湾曲反応度解析

(研究報告)

高松 操¹⁾、黒羽隆也²⁾、吉田昌宏¹⁾

要旨

高速実験炉「常陽」では、高速炉の固有安全性の実証を目的として、安全特性試験の実施に向けた研究を行っており、その一環として、過渡時のフィードバック反応度の評価精度の向上に関する研究を進めている。フィードバック反応度のうち、炉心湾曲反応度に関しては、設計により将来炉の受動的安全性を向上させることができること等から、その評価手法確立を目的として研究を進めてきた。

「常陽」では、これまで、炉心湾曲反応度を計算する解析システム“MERBA (MEchanical behavior and Reactivity shift caused by core Bowing Analysis code system for Joyo)”を MK-II 炉心用に整備し、解析を実施した結果、MK-II 炉心で観測された出力係数の出力依存性（原子炉出力上昇・下降時に出力係数が変動する現象）が、計算された原子炉出力変動時の炉心湾曲反応度により、定性的・定量的に説明できることを確認した。

一方、MK-III 炉心では、中性子束及び原子炉出入口冷却材温度差の増加等により、炉心湾曲及びそれによる反応度挙動を決定する因子が MK-II 炉心と異なる。そこで、MK-III 炉心の炉心湾曲及び炉心湾曲反応度の特性を把握するため、MK-III 炉心用に“MERBA”を整備し、平成 15 年 7 月に初臨界を達成する予定の MK-III 性能試験炉心の解析を行った。

その結果、MK-III 性能試験炉心では、継続使用する反射体の残留変位により、炉心燃料集合体が拘束され、MK-II 炉心と同様に、原子炉停止状態において、炉心中心方向に倒れた状態にあり、原子炉出力上昇に伴い、炉心外側に傾いていく（フラワリング）ことから、負の反応度が投入されることがわかった。

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

2) (株) 原子力システム

Evaluation of Core Bowing Reactivity of Joyo MK-III Performance Tests Core

(Research Document)

Misao TAKAMATSU¹⁾, Takaya KUROHA²⁾ and Akihiro YOSHIDA¹⁾

Abstract

A study of passive safety test using Joyo has been carried out to demonstrate the inherent safety of sodium cooled fast reactor. In this study, emphasis was placed on the improvement on feedback reactivity calculation accuracy. Especially, the core bowing reactivity has been one of the main targets of this study because it can be designed to provide negative reactivity in the event of power excursion.

The core bowing reactivity was calculated by "MERBA (MEchanical behavior and Reactivity shift caused by core Bowing Analysis code system for Joyo)" which had been developed for Joyo MK-II core. Through the operation of MK-II core, measured power reactivity coefficient shows a power dependency on reactor thermal power, which is considered to be caused by core bowing effect. In order to investigate the mechanism of this phenomenon, the measured power dependency on power reactivity coefficient were compared with the calculation by "MERBA". It was confirmed that the power dependency on the power reactivity coefficient of the MK-II core could be explained by a core bowing reactivity.

In the upgraded MK-III core, neutron flux, the coolant temperature difference between reactor inlet and outlet, etc. will be changed and these may effect on the core bowing reactivity. Therefore, the core bowing reactivity of MK-III performance tests core was evaluated using "MERBA" which was modified to analyze MK-III core.

As a result of "MERBA" calculation, the core bowing behavior of MK-III performance tests core was almost similar to MK-II core; the fuel subassembly was initially bent toward the core center at zero power, because the middle spacer pad of fuel subassembly was suppressed by reflectors which have rather large permanent distortion. During the thermal power increase, the fuel subassembly was bent to outward and the negative reactivity was inserted by the fuel movement to outward.

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

2) Nuclear Energy System Inc.

目 次

1. 緒言	1
2. 炉心湾曲反応度解析の概要	2
3. 炉心湾曲解析	7
3.1 計算方法	7
3.2 計算結果及び評価	7
4. 炉心湾曲反応度解析	19
4.1 計算方法	19
4.2 計算結果及び評価	19
5. 結言	29
6. 謝辞	30
7. 参考文献	31

表リスト

表 3 - 1 集合体の中間パッド部及び上部パッド部の変位量	10
表 4 - 1 MK-III性能試験炉心の炉心湾曲反応度	22
表 4 - 2 第 34 サイクル炉心の炉心湾曲反応度	23
表 4 - 3 第 35 サイクル炉心の炉心湾曲反応度	24
表 4 - 4 中性子遮へい集合体の中間パッド部の変位量	25

図リスト

図 2-1 炉心湾曲反応度解析フロー	4
図 2-2 MK-III性能試験炉心構成の流れ	5
図 2-3 “MAGI” 軸方向計算ノード	6
図 3-1 炉心湾曲計算モデル	11
図 3-2 MK-III性能試験炉心の炉心構成図	12
図 3-3 原子炉停止時の炉心湾曲形状	13
図 3-4 性能試験炉心の原子炉停止時の炉心湾曲形状	14
図 3-5 炉心燃料集合体 (JS0002) の湾曲挙動	15
図 3-6 炉心燃料集合体 (JS0039) の湾曲挙動	16
図 3-7 炉心燃料集合体 (JS0059) の湾曲挙動	17
図 3-8 炉心燃料集合体 (JS0002, 39, 59) の装荷位置	18
図 4-1 炉心湾曲反応度の計算方法	26
図 4-2 物質反応度価値マップ (一例)	27
図 4-3 単位出力あたりの反応度投入量の内訳	28

1. 緒言

高速実験炉「常陽」では、高速増殖炉の固有安全性実証を目的とした安全特性試験の実施に関する研究の一環として、フィードバック反応度の解析精度向上の研究を行っている。このうち、炉心湾曲反応度については、過渡時に負のフィードバック特性を有するよう炉心を設計することにより、将来の高速炉の受動的安全性を向上させることができると可能性があり、その評価手法の確立を目的として研究を進めてきた。

「常陽」では、これまで、MK-II 炉心用に炉心湾曲反応度を計算する解析システム“MERBA (MEchanical behavior and Reactivity shift caused by core Bowing Analysis code system for Joyo)”を整備し、これを用いて、解析を実施した結果、MK-II 炉心で観測された出力係数の出力依存性（原子炉出力上昇・下降時に出力係数が変動する現象）が、計算された原子炉出力変動時の炉心湾曲反応度により、定性的・定量的に説明できることを確認した。^{(1) (2)}

一方、MK-III 炉心では、中性子束の増加、原子炉出入口冷却材温度差の増加及び炉心燃料集合体の高燃焼度化に伴う残留変位の増加等、炉心湾曲及びそれによる反応度挙動を決定する因子が MK-II 炉心と異なる。そこで、MK-III 炉心の炉心湾曲及び炉心湾曲反応度の特性を把握するため、MK-III 炉心用に“MERBA”を整備し、平成 15 年 7 月に初臨界を達成する予定の MK-III 性能試験炉心（以下、性能試験炉心）の炉心湾曲反応度解析を行った。

2. 炉心湾曲反応度解析の概要

“MERBA”による炉心湾曲反応度解析のフローを図2-1に示す。“MERBA”は、ラッパ管群温度解析コード“TETRAS”⁽³⁾、炉心湾曲解析コード“BEACON”⁽⁴⁾及び炉心湾曲反応度解析コード“ARCHCOM”⁽⁵⁾からなり、入力データとして、「常陽」の炉心管理コードシステム“MAGI”⁽⁶⁾の出力を用いている。

「常陽」の炉心湾曲反応度解析では、炉心湾曲が集合体間の機械的相互作用を伴うこと、制御棒や照射用集合体の存在により炉心が非対称となること等から、集合体の照射履歴を忠実に再現するため、これまでに行われた全ての燃料交換を考慮した各サイクルの“MAGI”的核熱計算結果を用いて、“MERBA”により全炉心体系での解析を行っている。

MK-II炉心からMK-III炉心への移行は、MK-II第32～35サイクルの計4回の移行炉心を経て、MK-III炉心燃料集合体を図2-2に示す流れで段階的に炉心に装荷することにより行われた。MK-III炉心燃料集合体は、燃料スタック長が50cmであり、MK-II炉心燃料集合体(55cm)と異なる。MK-II炉心管理用に開発された“MAGI”では、スタック長の違いから、当初、MK-III炉心燃料集合体を取り扱えなかつたため、軸方向計算ノードを20から24に増やす改造を行なった(図2-3参照)。そのため、今回の計算では、改造前後の“MAGI”に対応できるよう、“MERBA”的整備を行なった。(ただし、データ入力プログラムのみの変更であり、計算方法及びフローについては変更なし)。

“MAGI”的核熱計算では、各運転サイクルの炉心構成と運転履歴の実績に基づき、3次元六角格子(Hex-Z)体系で拡散計算(中性子7群、 γ 線3群:高速炉用炉定数セットJFS-3-J3.2R⁽⁷⁾)を行い、主要な核熱特性を求めている。

“TETRAS”では、“MAGI”的核熱計算結果等を入力とし、ラッパ管の温度分布及び中性子束分布を計算する。“TETRAS”的熱計算では、炉心燃料集合体、反射体等の集合体毎に設定したPorous Body Model⁽⁸⁾を使用し、集合体間の熱移行を考慮した熱流力解析を行っている。さらに、集合体ラッパ管温度については、炉内の冷却材流動の

影響を考慮し、単層多次元熱流動解析コード“AQUA”による炉内熱流動解析結果を用いて、補正を行っている⁽⁹⁾。

“BEACON”では、“TETRAS”により計算したラッパ管の温度分布（“AQUA”による補正を実施）及び中性子束分布等を入力とし、真直ビームモデルにより、ラッパ管面に垂直な3方向について熱膨張、スエリング、クリープによる変位を計算し、これをベクトル合成することにより、各集合体の原子炉運転中の変位量、原子炉停止中の残留変位、接触荷重、引抜荷重等を計算する。

“ARCHCOM”では、“MAGI”により求めた中性子束、随伴中性子束、実効ミクロ断面積及び原子数密度を入力データとして、各核種、計算メッシュ毎の反応度価値を計算し、全炉心体系における物質反応度価値マップを作成する。炉心湾曲反応度は、物質反応度価値マップから求めた当該メッシュの反応度価値勾配に、“BEACON”により求められた各集合体の原子炉運転中の変位量等を乗じることにより計算される。

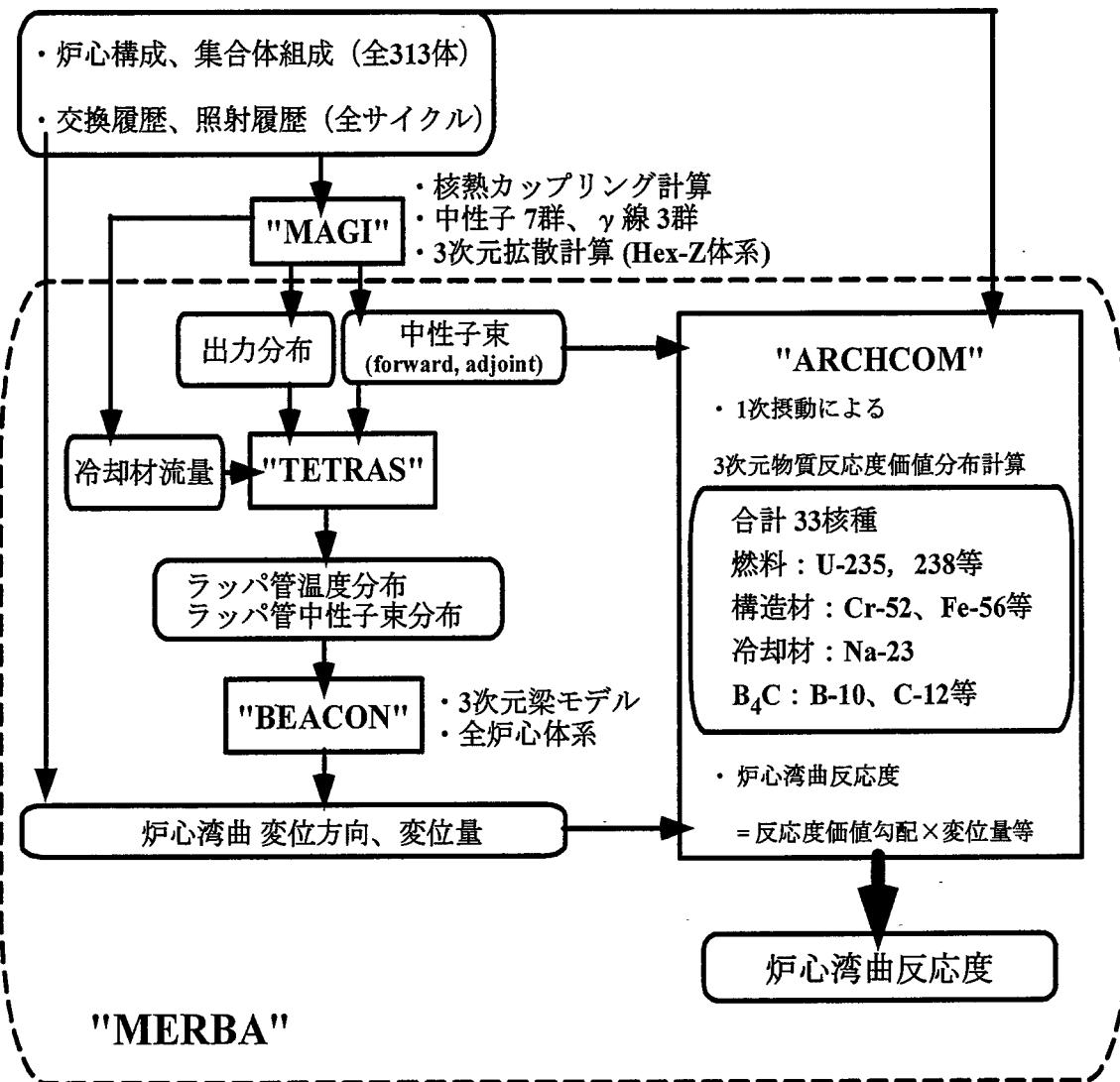


図 2-1 炉心湾曲反応度解析フロー

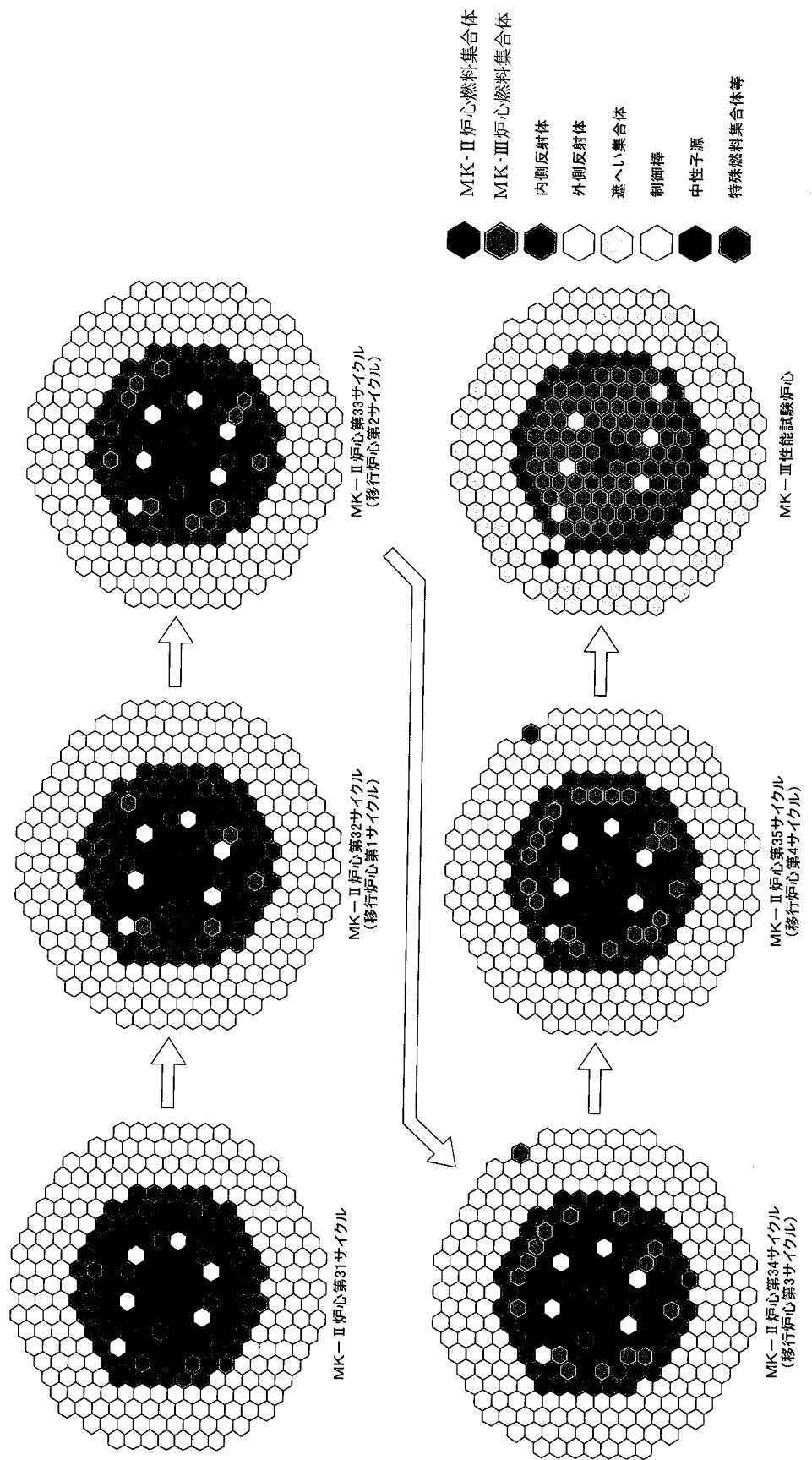


図2-2 MK-III性能試験炉心構成の流れ

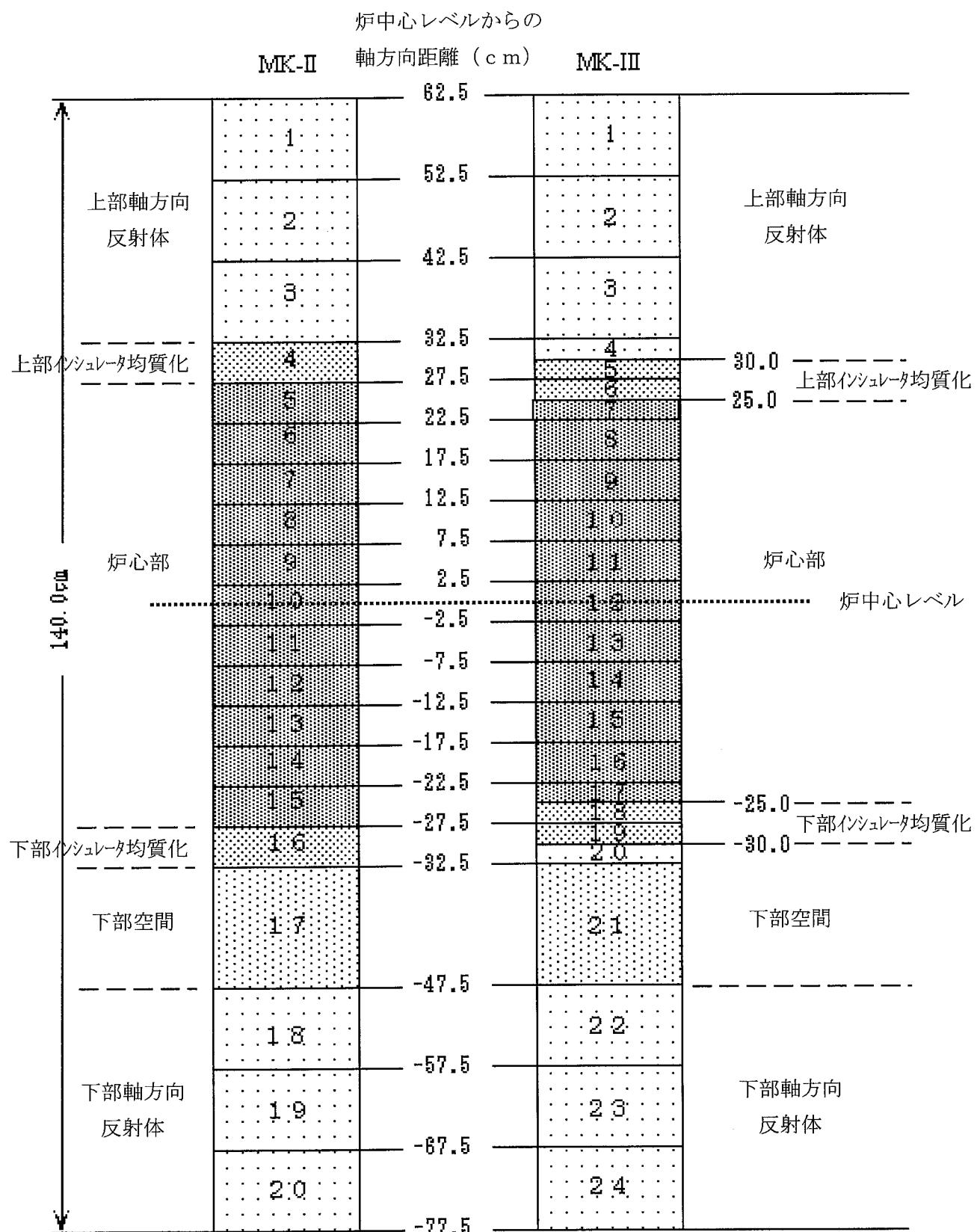


図 2-3 “MAGI” 軸方向計算ノード

3. 炉心湾曲解析

今回、MK-III 炉心用に整備した“MERBA”を用いて、MK-II 第 0 サイクルから MK-III 性能試験炉心までの炉心湾曲計算を行った。

3. 1 計算方法

“MERBA”による「常陽」の炉心湾曲解析は、全炉心（313 体）について、図 3-1 に示すように集合体のラッパ管部 2440mm を、均等に 20 分割して行っている。また、集合体の移動履歴を燃料交換記録により忠実に再現する。今回の計算では、性能試験炉心の運転期間を現状の計画の 38 日とした。

性能試験炉心の構成図を図 3-2 に示す。性能試験炉心では、炉心燃料集合体全 75 体のうち 55 体が新燃料であり、最外周（第 9、10 列）の外側反射体 96 体が中性子遮へい集合体に交換されているが、第 6～8 列の内側反射体及び外側反射体の大部分が、継続使用であり、主にスエリング及びクリープからなる残留変位を有している。

計算条件については、「炉内熱流動を考慮した MK-II 炉心湾曲解析（JNC TN9410 2002-001）」⁽⁹⁾と同じとした。なお、ここでは、”AQUA”によるラッパ管温度の補正は、MK-II 炉心のみを対象とし、性能試験炉心については、今後、“AQUA”解析値と炉心燃料集合体出口温度実測値を比較し、その結果を踏まえて、補正方法を検討することとする。

3. 2 計算結果及び評価

<原子炉停止時>

原子炉停止時の炉心湾曲形状は、残留変位及び炉心構成要素相互の拘束条件によって決定される。例えば、炉心構成要素が全て新しい炉心では、炉心構成要素は、図 3-3 に示すように、計算上、直立状態となる。サイクルが進むと、使用期間の長い反射体は、残留変位が蓄積し、同図に示すように、炉心燃料集合

体を炉心中心方向に倒すように作用する^{(1) (2)}。

性能試験炉心の原子炉停止時の炉心湾曲形状を図 3-4 に示す。性能試験炉心では、前述したように、継続使用する反射体の存在により、サイクルが進んだ MK-II 炉心と同様^{(1) (2)}に、炉心燃料集合体が炉心中心方向に倒れた状態となつた。

<原子炉運転時>

原子炉運転時の炉心湾曲形状は、残留変位及び炉心構成要素相互の拘束条件に加え、ラッパ管の熱膨張によって決定される。表 3-1 に原子炉熱出力 0、40、80、120、140MW での代表的な位置の集合体の中間パッド部及び上部パッド部の変位量計算結果を示す。これより、炉心燃料集合体の中間パッド部及び上部パット部は、原子炉出力上昇に伴い、MK-II 炉心と同様^{(1) (2)}、炉心燃料集合体と反射体のラッパ管の熱膨張差により、ほとんどが炉心外側方向に変位（フーリング）する傾向があることがわかった。

上部パッド部は軸方向位置 2440mm（炉心支持板からの距離）の集合体上端に位置し、中間パッド部は、燃料領域（軸方向位置 820mm～1320mm）に相当する軸方向位置 1220mm の位置にあるため、中間パッド部の挙動が炉心湾曲反応度に与える影響が大きい。また、燃料領域と反射体領域の境界に装荷された炉心燃料集合体は、中性子束分布の傾きが大きく、全炉心の湾曲反応度に占める割合が大きい。一例として、当該位置に装荷された炉心燃料集合体のうち、以下の集合体の原子炉出力上昇中の湾曲挙動を図 3-5～7 に示す（装荷位置については、図 3-8 参照）。

J S 0 0 0 2 : 装荷位置 [4 E 1]、第 32 サイクルから装荷

(燃焼度：集合体平均 29,100MWd/t)

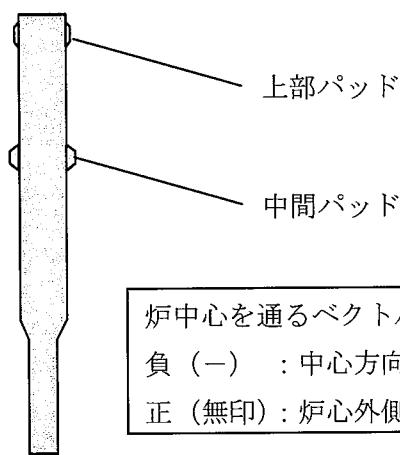
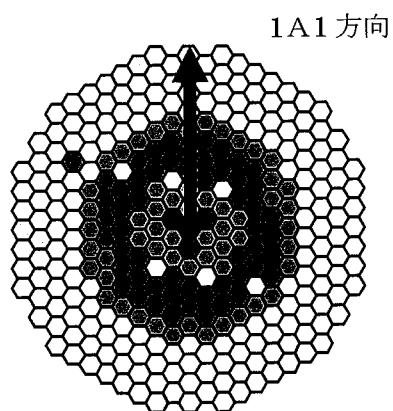
J S 0 0 3 9 : 装荷位置 [4 A 1]、性能試験炉心で装荷

J S O O 5 9 : 装荷位置〔5C1〕、性能試験炉心で装荷

図3-5～7より、性能試験炉心において、燃料領域と反射体領域の境界に装荷された炉心燃料集合体についても、フラワリングする傾向にあることが確認できた。

表 3-1 集合体の中間パッド部及び上部パッド部の変位量

炉心 アドレス	変位量 (cm)					備 考	
	中間パッド						
	0MW	40MW	80MW	120MW	140MW		
1A1	-9.84E-02	-8.50E-02	-6.86E-02	-6.86E-02	-6.91E-02	燃料 制御棒 隣接 燃料-反射体 境界	
2A1	-1.13E-01	-1.21E-01	-1.12E-01	-1.09E-01	-1.09E-01		
3A1	-1.45E-01	-1.56E-01	-1.48E-01	-1.45E-01	-1.43E-01		
4A1	-1.85E-01	-1.94E-01	-1.89E-01	-1.86E-01	-1.83E-01		
5A1	-2.27E-01	-2.35E-01	-2.34E-01	-2.32E-01	-2.30E-01		
6A1	-2.70E-01	-2.73E-01	-2.76E-01	-2.76E-01	-2.74E-01		
7A1	2.78E-02	-1.10E-01	-6.14E-02	-4.16E-02	-2.04E-02		
8A1	2.50E-01	2.08E-01	1.88E-01	1.70E-01	1.64E-01		
9A1	4.58E-02	6.91E-02	8.14E-02	8.69E-02	8.85E-02		
上部パッド							
	0MW	40MW	80MW	120MW	140MW	反射 体 制御棒 隣接 燃料-反射体 境界	
1A1	-2.13E-01	-2.17E-01	-1.87E-01	-1.76E-01	-1.74E-01		
2A1	-2.45E-01	-2.41E-01	-2.08E-01	-1.97E-01	-1.92E-01		
3A1	-3.13E-01	-3.44E-01	-3.19E-01	-3.01E-01	-2.91E-01		
4A1	-4.00E-01	-3.65E-01	-2.97E-01	-2.34E-01	-1.94E-01		
5A1	-4.82E-01	-3.66E-01	-2.07E-01	-4.12E-02	4.69E-02		
6A1	-4.89E-01	-4.12E-01	-3.17E-01	-1.15E-01	-1.08E-02		
7A1	1.72E-01	3.56E-01	4.30E-01	3.18E-01	3.17E-01		
8A1	-4.23E-01	3.69E-01	4.46E-01	3.50E-01	2.27E-01		
9A1	1.01E-01	1.20E-01	1.20E-01	1.20E-01	1.20E-01		



炉中心を通るベクトル上の成分のみ
負 (-) : 中心方向
正 (無印) : 炉心外側方向

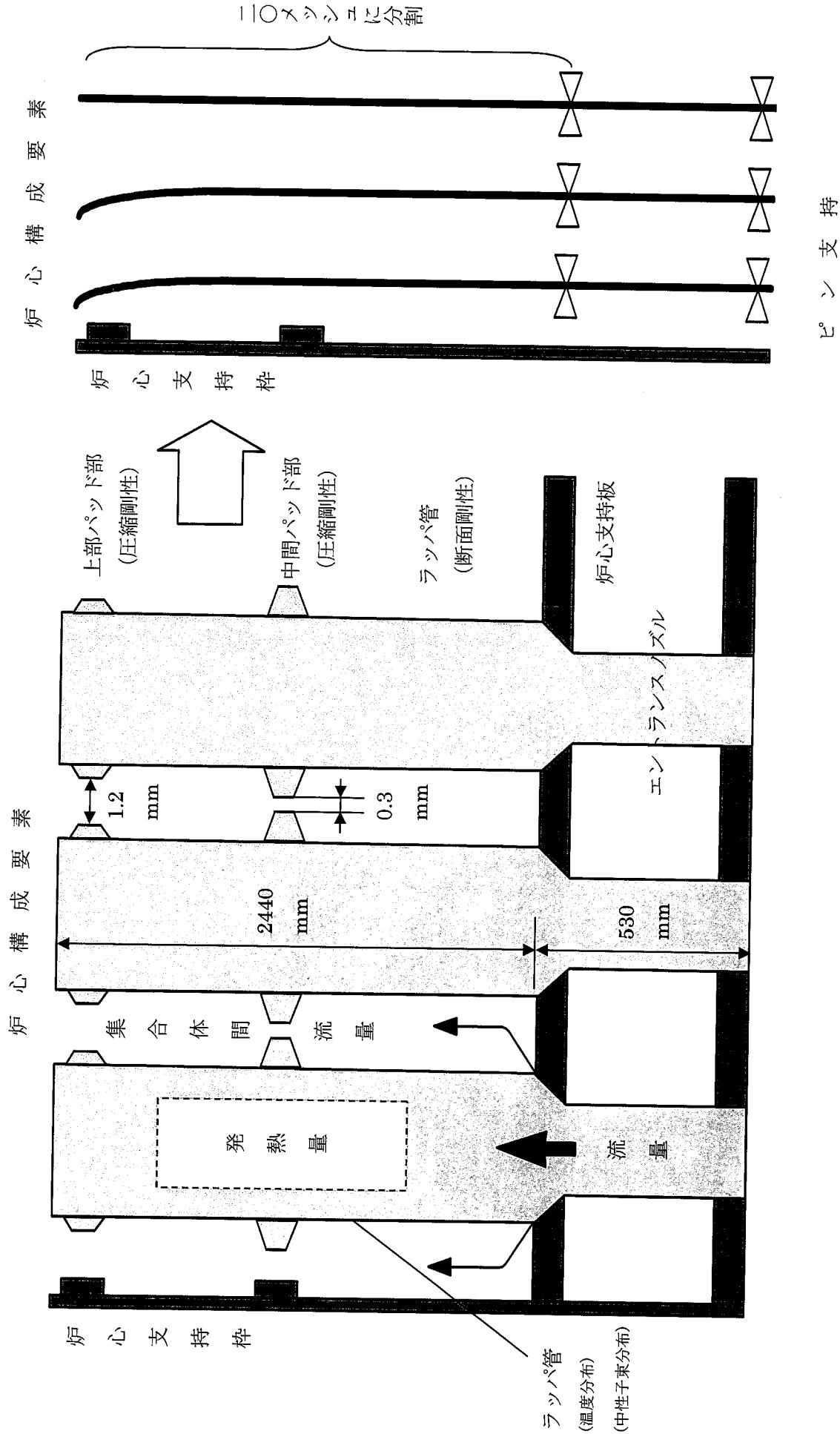


図3-1 炉心湾曲計算モデル

MK-III 性能試験炉心を構成する集合体数

	既に装荷されている 集合体	燃料交換で新たに 装荷した集合体	合計
MK-III 炉心燃料 (内側)	0	21	21
MK-III 炉心燃料 (外側)	20	34	54
内側反射体	23	13	36
外側反射体A	90	5	95
中性子遮へい体	0	96	96
制御棒	6	0	6
中性子源	1	0	1
材料照射用 反射体	0	4	4
合計	140	173	313
累計	140	313	313

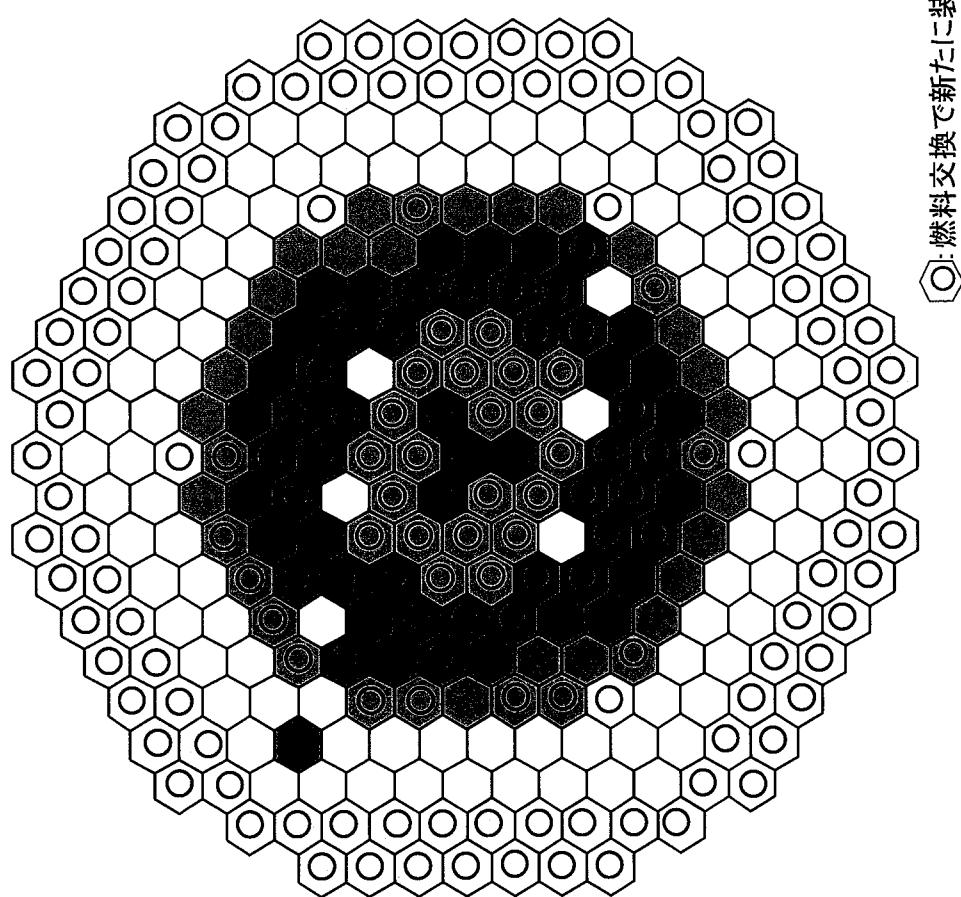


図 3-2 MK-III 性能試験炉心の炉心構成図

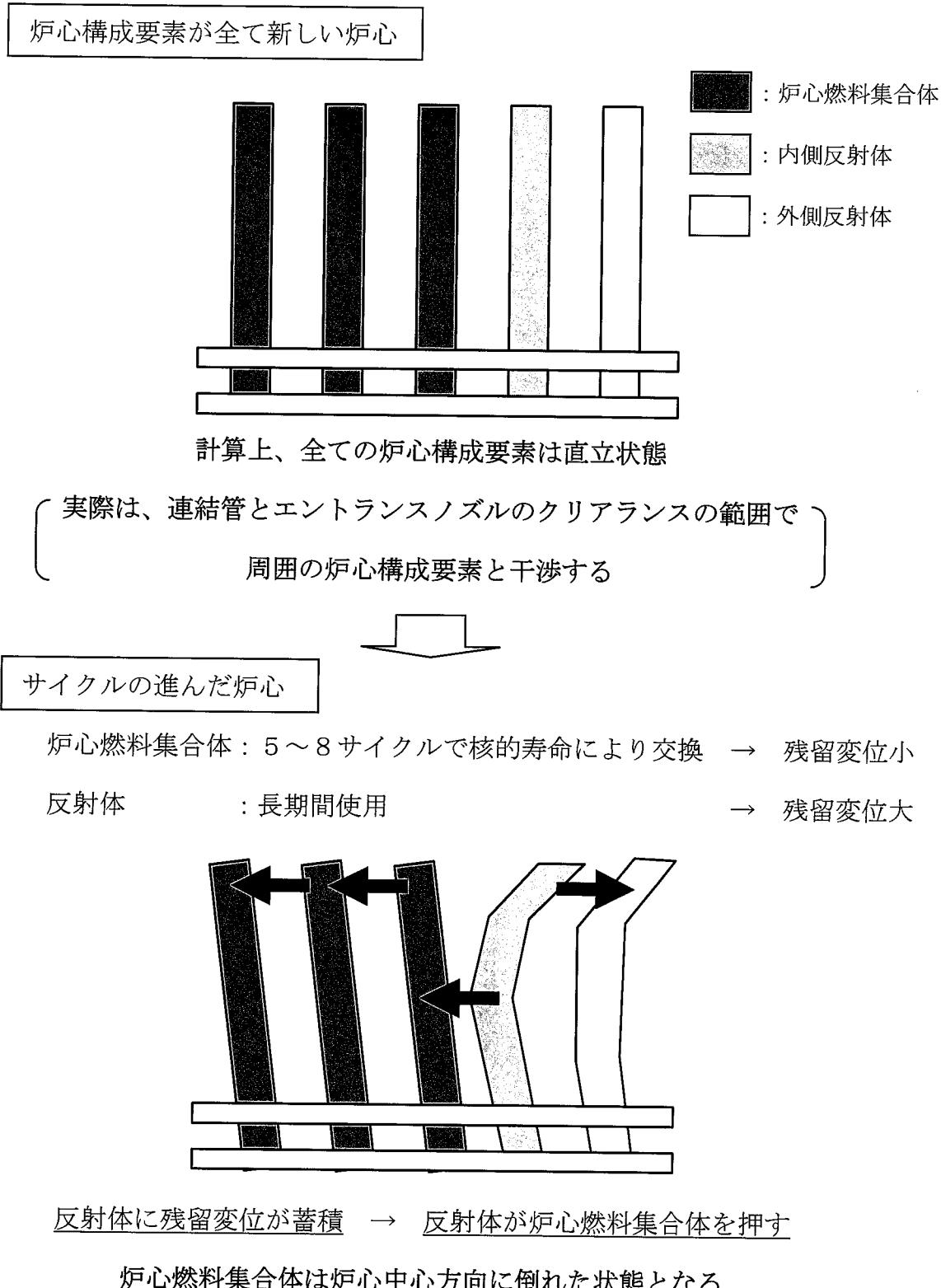


図 3-3 原子炉停止時の炉心湾曲形状

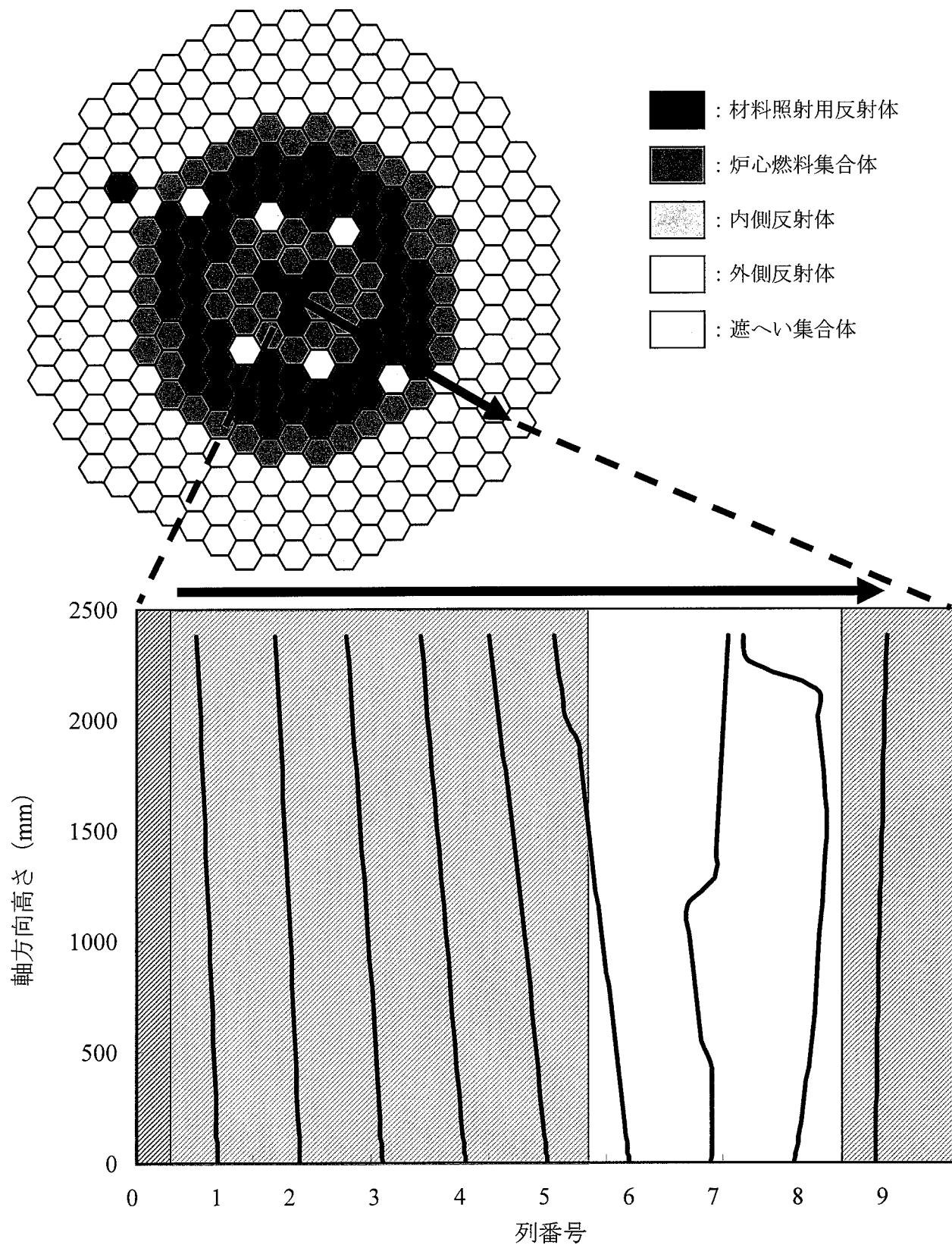


図 3-4 性能試験炉心の原子炉停止時の炉心弯曲形状

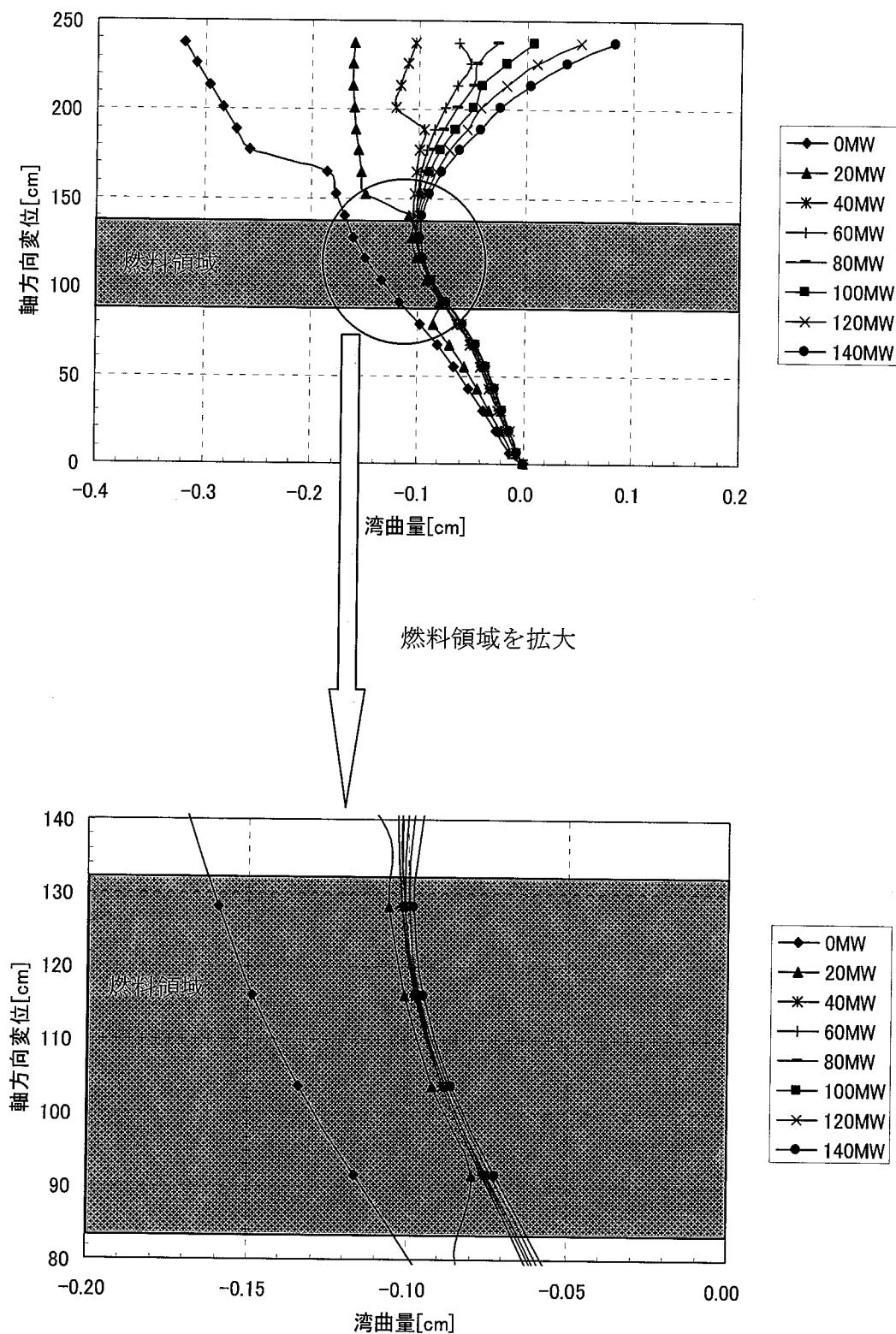
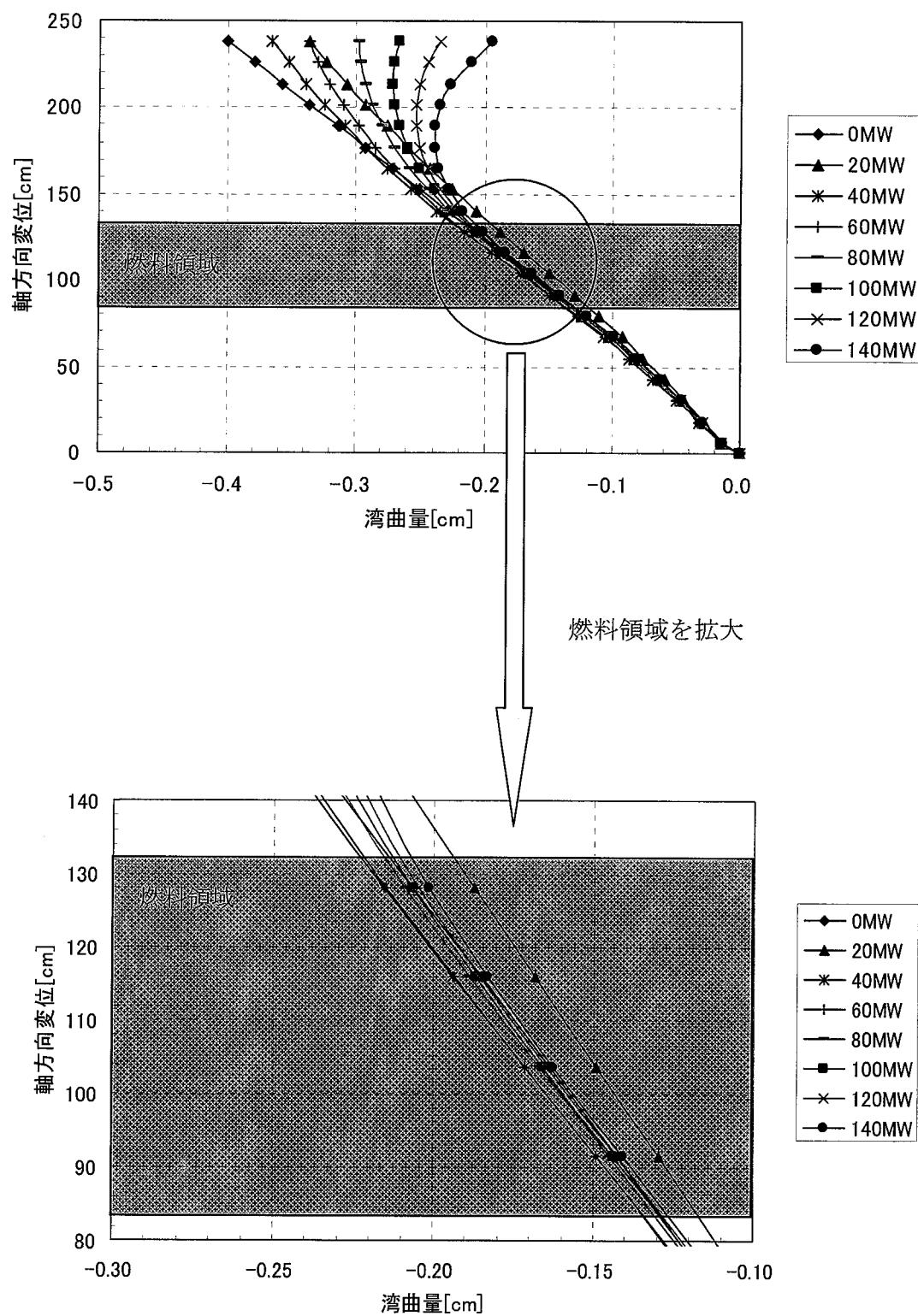


図 3-5 炉心燃料集合体 (JS0002) の弯曲挙動



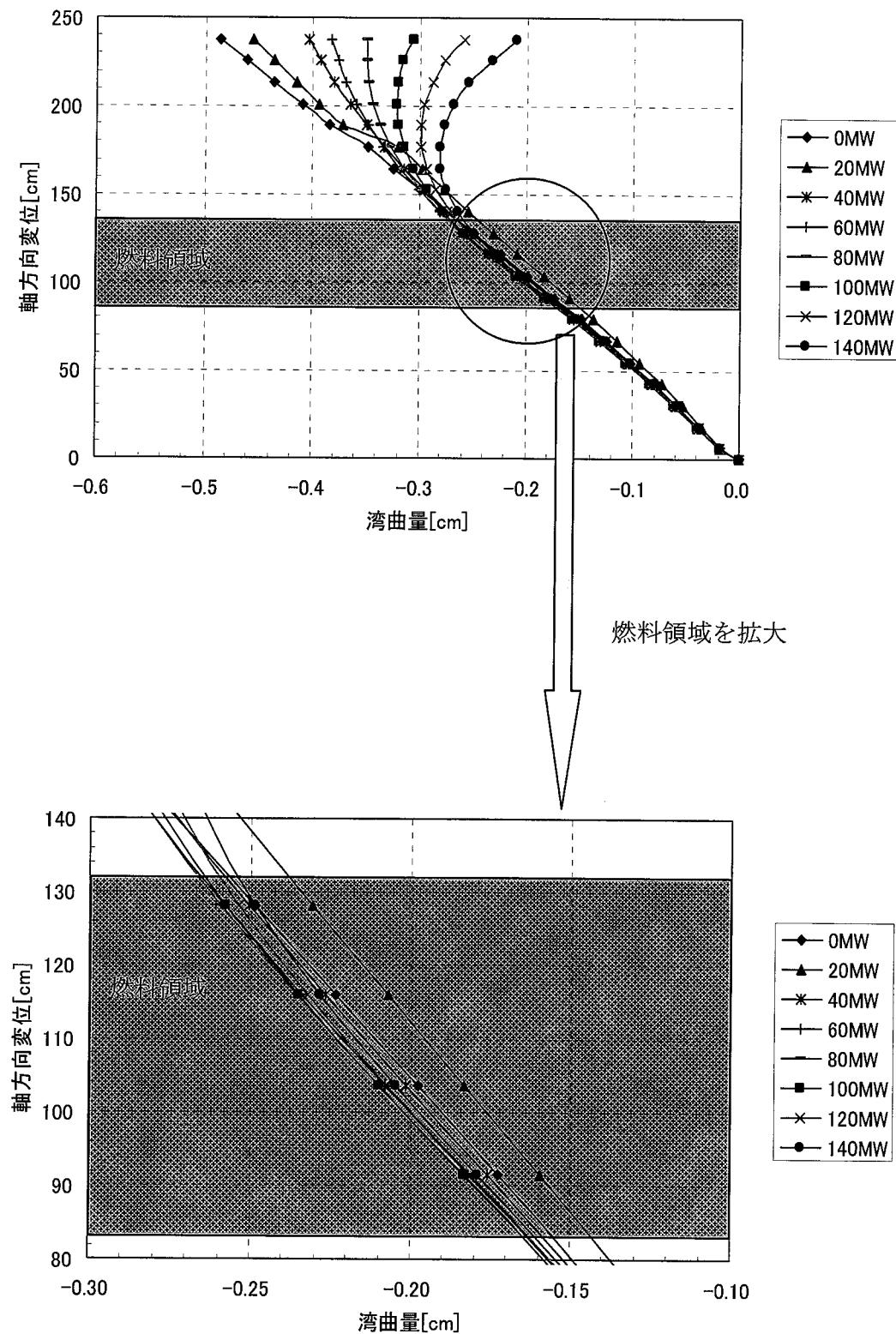


図 3-7 炉心燃料集合体 (JS0059) の湾曲挙動

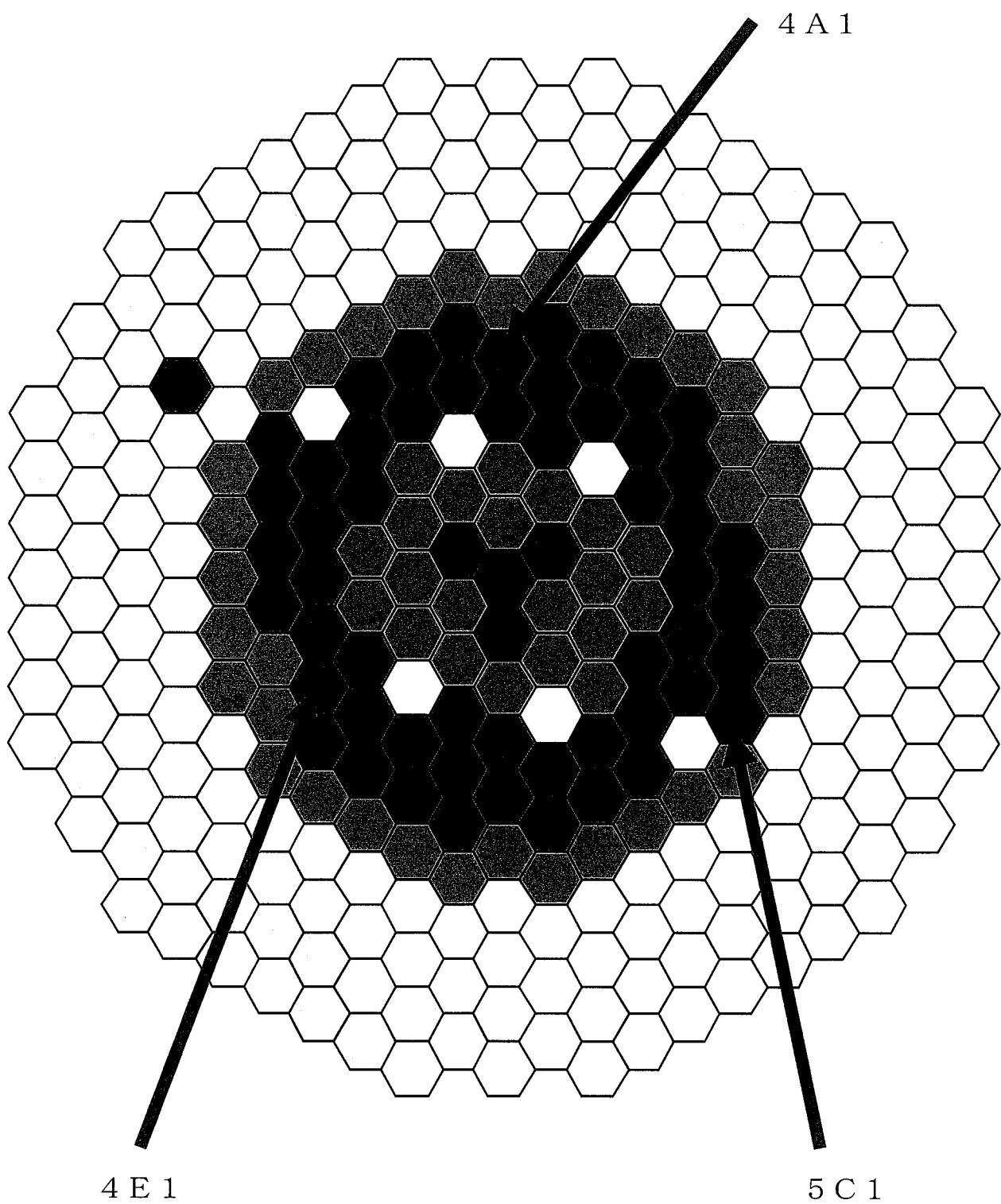


図 3－8 炉心燃料集合体 (JS0002, 39, 59) の装荷位置

4. 炉心湾曲反応度解析

4. 1 計算方法

“MERBA”による炉心湾曲反応度解析では、まず、“MAGI”により求めた中性子束、随伴中性子束、実効ミクロ断面積及び原子数密度を入力データとして、一次摂動計算により、以下に示す合計33核種の計算メッシュ毎の反応度価値を計算する。

燃料 : U-235,236,238,Np-237,239,Pu-238,239,240,241,242,Am-241,242,243
Cm-242,243,244,O-16,FP(U-235),FP(Pu-239),N-14,15,C-12

構造材 : Cr-52,Mn-55,Fe-56,Ni-59,Mo-96,W-184,Be-9,C-12

冷却材 : Na-23

B₄C : B-10,11,C-12

次に、全炉心体系における3次元物質反応度価値マップを作成し、これを用いて、図4-1に示す方法で反応度価値勾配ベクトルを計算する。参考として、燃料22核種の合計の反応度価値マップを図4-2に示す。

炉心湾曲反応度は、反応度価値勾配ベクトルと炉心湾曲ベクトルとの内積を積算することで求められる。

“MERBA”では、炉心湾曲反応度を、当該炉心と炉心構成要素が全て直立状態である炉心との差として計算する。そのため、任意の出力上昇または下降時の投入反応度は、2つの出力状態における炉心湾曲反応度の差として求められる。

4. 2 計算結果及び評価

性能試験炉心の炉心湾曲反応度の計算結果を表4-1に示す。性能試験炉心にあっては、原子炉出力上昇に伴い、MK-II炉心と同様、負の反応度が投入されることがわかった。これは、3. 2で示したように、ほとんどの炉心燃料集合体

が出力上昇とともにフラワリングすることによるものと考えられる。

また、性能試験炉心の炉心湾曲による単位出力上昇あたりの反応度投入量は、MK-II 炉心の $-1.01 \times 10^{-5} \sim -2.29 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/MW$ (表 4-2、3 参照) に対して、 $-2.52 \times 10^{-5} \sim -5.68 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/MW$ と 2 倍以上大きかった。

図 4-3 に性能試験炉心における単位出力上昇あたりの反応度投入量の内訳(燃料、構造材、冷却材、B₄C) の推移を示す。これより、高出力運転状態での単位出力上昇あたりの反応度投入量は、MK-II 炉心と同様、主に燃料の移動による炉心湾曲反応度の変化に依存することがわかった。したがって、単位出力上昇あたりの反応度投入量の増加は、主に、MK-II 炉心から MK-III 炉心への変更に伴い、原子炉出入口冷却材温度差が増加したことによるものと考えられる。

なお、上記の反応度投入量の増加を説明できる量ではないが、性能試験炉心では、MK-II 炉心と異なり、中性子遮へい体を装荷しているため、B₄C の移動により、炉心湾曲による反応度投入量の約 10% を占める負の反応度が投入されたことも、MK-III 性能試験において、単位出力上昇あたりの反応度投入量が大きかった要因の一つであることがわかる。中性子遮へい体の中間パッド部は、B₄C 領域に位置するため、炉心中心方向に変位する場合には、負の反応度が投入される。表 4-4 に示すように、原子炉出力上昇時において、第 9 列の中性子遮へい体の中間パッド部の変位方向に一定の傾向はなかったが、第 10 列については、ほとんどが炉心中心方向に変位する傾向があり、これにより負の反応度が投入されたと考えられる。第 10 列の中性子遮へい体の上部パッド部は、原子炉出力上昇時においては、フラワリングにより、炉心拘束枠に押し付けられる。中間パッド部の炉心中心方向への変位は、上部パッド部が拘束された状態で中性子遮へい体の湾曲が進むことにより生じるものであるが、性能試験炉心の中性子遮へい集合体には残留変位がないため、今後の MK-III 炉心の炉心湾曲反応度解析では、その挙動が変化すると考えられる。

また、MK-II 炉心における“AQUA”の解析では、原子炉容器内を循環する高温の冷却材が第8～10列の反射体頂部に流れ込み、“TETRAS”によるラッパ管温度計算結果より、30～40°C高くなることがわかっている⁽⁹⁾。MK-III 炉心にあっても、同様に、第9、10列の中性子遮へい体頂部の温度が冷却材の流動に影響されると考えられ、今後、解析精度の向上のため、“AQUA”解析値と性能試験での炉心燃料集合体出口温度実測値の比較することで、MK-III 炉心における炉内熱流動特性を把握し、補正方法を検討する。

平成15年7月～10月に予定されている性能試験では、出力係数測定を実施する。今回の計算結果より、MK-III 炉心においても MK-II 炉心と同様に、炉心湾曲反応度による出力係数の出力依存性が観測されると考えられる。そこで、性能試験では、測定した出力係数を分析し、炉心湾曲反応度計算値と比較することにより本解析法を検証するとともに、“MERBA”のMK-III 炉心に対する予測精度を評価する計画である。

ただし、これまでの経験から、原子炉運転初期の出力係数の出力依存性は、新燃料の燃焼に伴う組織変化の影響を受けることがわかっている⁽¹⁾⁽²⁾。性能試験炉心は、新燃料が多く、これらの組織変化の影響を除去する必要があるため、検証に用いる出力係数測定値は、出力低下側の出力係数測定の値を使う予定である。

表 4-1 MK-III 性能試験炉心の炉心湾曲反応度

(単位 : $\Delta k/kk'$)

出力	0MW	20MW	40MW	60MW	80MW	100MW	120MW	140MW
燃料	4.09E-03	3.73E-03	3.61E-03	3.53E-03	3.47E-03	3.39E-03	3.31E-03	3.23E-03
構造材	1.20E-03	1.09E-03	1.02E-03	9.75E-04	9.25E-04	8.90E-04	8.73E-04	8.49E-04
冷却材	2.96E-04	2.67E-04	2.51E-04	2.39E-04	2.26E-04	2.14E-04	2.06E-04	1.96E-04
B4C	1.26E-03	1.26E-03	1.27E-03	1.28E-03	1.27E-03	1.27E-03	1.25E-03	1.24E-03
合計	6.85E-03	6.35E-03	6.16E-03	6.02E-03	5.89E-03	5.76E-03	5.65E-03	5.51E-03
差		-5.05E-04	-1.88E-04	-1.40E-04	-1.29E-04	-1.30E-04	-1.14E-04	-1.34E-04

単位出力あたりに印加される反応度 = 出力上昇時の炉心湾曲反応度の差 / 出力差

$$\begin{aligned}
 0 \rightarrow 20\text{MW} &: -2.52 \times 10^{-5} \Delta k/kk'/\text{MW} \\
 20 \rightarrow 40\text{MW} &: -9.40 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW} \\
 40 \rightarrow 60\text{MW} &: -6.98 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW} \\
 60 \rightarrow 80\text{MW} &: -6.45 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW} \\
 80 \rightarrow 100\text{MW} &: -6.50 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW} \\
 100 \rightarrow 120\text{MW} &: -5.68 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW} \\
 120 \rightarrow 140\text{MW} &: -6.68 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW}
 \end{aligned}$$

表4－2 第34サイクル炉心の炉心湾曲反応度

(単位: $\Delta k/kk'$)

出力	0MW	20MW	40MW	60MW	80MW	100MW
燃料	5.33E-03	5.28E-03	5.20E-03	5.17E-03	5.15E-03	5.11E-03
構造材	2.55E-03	2.44E-03	2.39E-03	2.34E-03	2.31E-03	2.30E-03
冷却材	5.62E-04	5.43E-04	5.34E-04	5.26E-04	5.18E-04	5.13E-04
B4C	-1.19E-04	-1.18E-04	-1.19E-04	-1.20E-04	-1.20E-04	-1.20E-04
合計	8.32E-03	8.15E-03	8.01E-03	7.92E-03	7.86E-03	7.80E-03
差		-1.69E-04	-1.41E-04	-8.64E-05	-6.54E-05	-5.59E-05

単位出力あたりに印加される反応度=出力上昇時の炉心湾曲反応度の差/出力差

$$0 \rightarrow 20\text{MW} : -8.46 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW}$$

$$20 \rightarrow 40\text{MW} : -7.05 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW}$$

$$40 \rightarrow 60\text{MW} : -4.32 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW}$$

$$60 \rightarrow 80\text{MW} : -3.27 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW}$$

$$80 \rightarrow 100\text{MW} : -2.80 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW}$$

表4－3 第35サイクル炉心の炉心湾曲反応度

(単位： $\Delta k/kk'$)

出力	0MW	20MW	40MW	60MW	80MW	100MW
燃料	5.43E-03	5.36E-03	5.31E-03	5.27E-03	5.28E-03	5.26E-03
構造材	2.63E-03	2.52E-03	2.46E-03	2.40E-03	2.35E-03	2.34E-03
冷却材	5.67E-04	5.48E-04	5.37E-04	5.28E-04	5.20E-04	5.15E-04
B4C	-6.74E-05	-6.81E-05	-6.98E-05	-7.04E-05	-7.07E-05	-7.07E-05
合計	8.57E-03	8.36E-03	8.23E-03	8.13E-03	8.08E-03	8.04E-03
差		-2.02E-04	-1.33E-04	-9.96E-05	-4.95E-05	-4.59E-05

単位出力あたりに印加される反応度=出力上昇時の炉心湾曲反応度の差／出力差

$$0 \rightarrow 20\text{MW} : -1.01 \times 10^{-5} \Delta k/kk'/\text{MW}$$

$$20 \rightarrow 40\text{MW} : -6.65 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW}$$

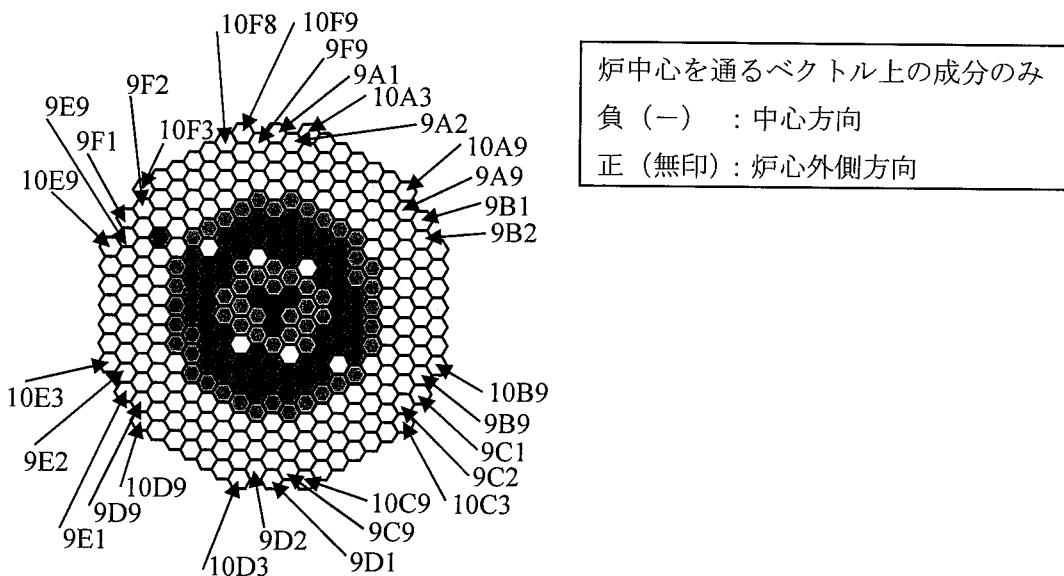
$$40 \rightarrow 60\text{MW} : -4.98 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW}$$

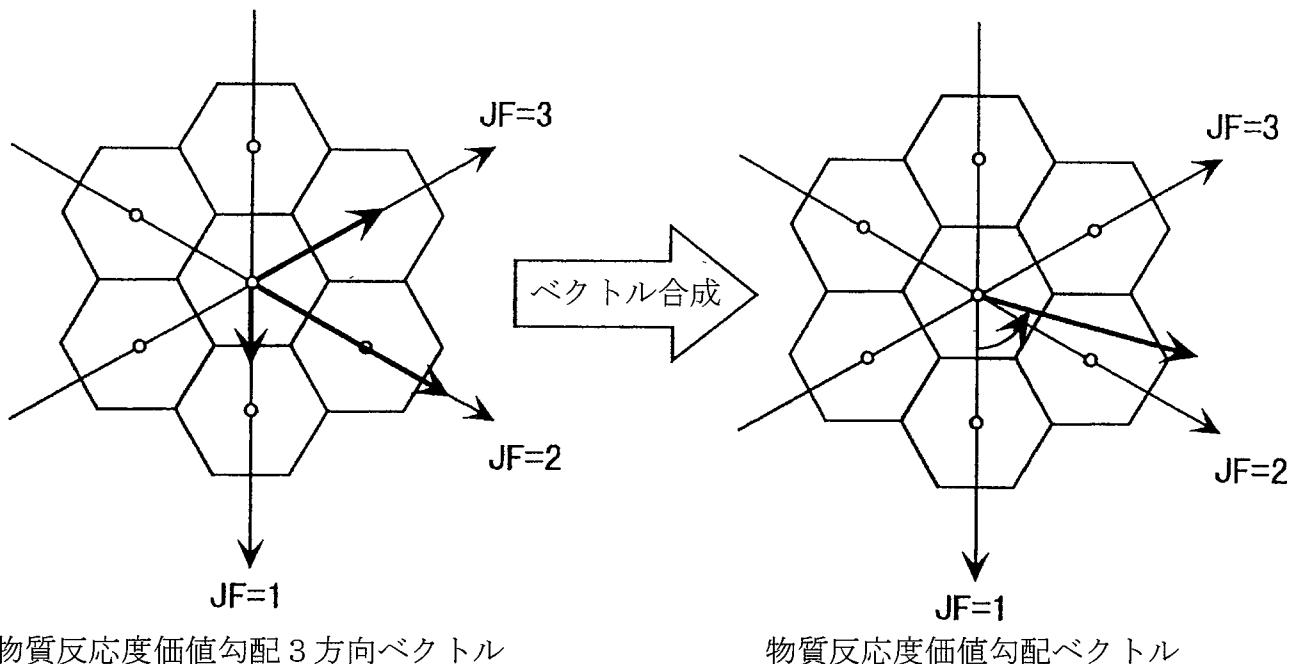
$$60 \rightarrow 80\text{MW} : -2.48 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW}$$

$$80 \rightarrow 100\text{MW} : -2.29 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/\text{MW}$$

表4-4 中性子遮へい集合体の中間パッド部の変位量

炉心アドレス	初期変位量 (cm)	0→40MW 時 の変位量 (cm)	40→80MW 時 の変位量 (cm)	80→120MW 時 の変位量 (cm)	120→140MW 時 の変位量 (cm)
	熱出力 0MW				
9A1	4.58E-02	2.33E-02	1.23E-02	5.50E-03	1.60E-03
9A2	7.94E-02	-7.50E-03	-2.30E-03	-1.90E-03	-4.00E-04
9A9	6.76E-02	1.20E-03	2.20E-03	-1.70E-03	-1.00E-04
9B1	4.06E-02	2.75E-02	7.90E-03	5.30E-03	1.40E-03
9B2	5.89E-02	2.50E-03	6.20E-03	2.80E-03	1.00E-04
9B9	7.93E-02	-3.40E-03	6.00E-04	-2.30E-03	-1.00E-03
9C1	4.57E-02	2.25E-02	1.23E-02	4.80E-03	1.60E-03
9C2	7.39E-02	-1.25E-02	3.40E-03	-9.00E-04	-4.00E-04
9C9	7.74E-02	-1.20E-02	6.20E-03	-2.20E-03	3.50E-03
9D1	4.56E-02	1.85E-02	7.40E-03	4.90E-03	1.40E-03
9D2	6.80E-02	1.40E-03	-4.20E-03	-4.70E-03	-1.20E-03
9D9	6.46E-02	4.50E-03	-1.40E-03	-3.30E-03	-1.20E-03
9E1	4.78E-02	1.84E-02	6.10E-03	3.60E-03	1.20E-03
9E2	6.40E-02	2.90E-03	-1.10E-03	-2.60E-03	-1.10E-03
9E9	5.41E-02	4.70E-03	1.14E-02	-9.00E-04	1.00E-04
9F1	4.36E-02	1.47E-02	7.10E-03	7.60E-03	2.20E-03
9F2	6.05E-02	5.40E-03	7.20E-03	2.00E-04	-1.00E-04
9F9	7.27E-02	-9.40E-03	-2.40E-03	2.60E-03	-7.00E-04
10A3	4.07E-02	2.40E-03	2.00E-04	-1.00E-04	-2.00E-04
10A9	7.64E-02	-1.09E-02	-6.80E-03	-7.00E-03	-2.10E-03
10B9	8.10E-02	-1.53E-02	-8.10E-03	-6.10E-03	-2.10E-03
10C3	3.21E-02	6.00E-03	2.30E-03	-2.00E-04	-1.00E-04
10C9	7.49E-02	-1.28E-02	-6.90E-03	5.40E-03	-1.90E-03
10D3	3.25E-02	5.10E-03	1.10E-03	-1.00E-03	-6.00E-04
10D9	7.56E-02	-1.36E-02	-7.20E-03	-4.80E-03	-1.70E-03
10E3	4.04E-02	2.90E-03	1.00E-04	-2.00E-04	-1.00E-04
10E9	6.99E-02	-7.80E-03	-4.30E-03	-6.40E-03	-1.90E-03
10F3	4.11E-02	2.50E-03	1.40E-03	6.00E-04	0
10F8	8.80E-02	-1.66E-02	-6.90E-03	-3.40E-03	-1.00E-03
10F9	8.89E-02	-1.53E-02	-7.00E-03	-5.40E-03	-1.70E-03





物質反応度価値勾配ベクトルの算出方法

$$|\vec{J}_{JF}| = \sqrt{(J_{JF=1})^2 + \left(\frac{J_{JF=2} + J_{JF=3}}{\sqrt{3}}\right)^2} \quad \alpha_{JF} = \tan^{-1} \frac{J_{JF=2} + J_{JF=3}}{\sqrt{3}J_{JF=1}}$$

J_{JF} : 物質反応度勾配ベクトルの大きさ ($\Delta k/kk' / 10^{24}$ 個/cm)

$J_{JF=1}$ 、 $J_{JF=2}$ 、 $J_{JF=3}$: 3 方向ベクトルの大きさ ($\Delta k/kk' / 10^{24}$ 個/cm)

α_{JF} : 物質反応度勾配ベクトルの方向 (rad)

炉心湾曲反応度の算出方法

$$BR = |\vec{J}_{JF}| |\vec{B}_{JF}| \cos(\alpha_{JF} - \theta_{JF}) \cdot DN \cdot VM \cdot FN$$

B R : 炉心湾曲反応度 ($\Delta k/kk'$)

B_{JF} : 湾曲量 (cm)

θ_{JF} : 湾曲方向 (rad)

D N : 原子数密度 ($\times 10^{24}$ 個/cm³)

V M : メッシュ体積 (cm³)

F N : 冷却材割合

図 4-1 炉心湾曲反応度の計算方法

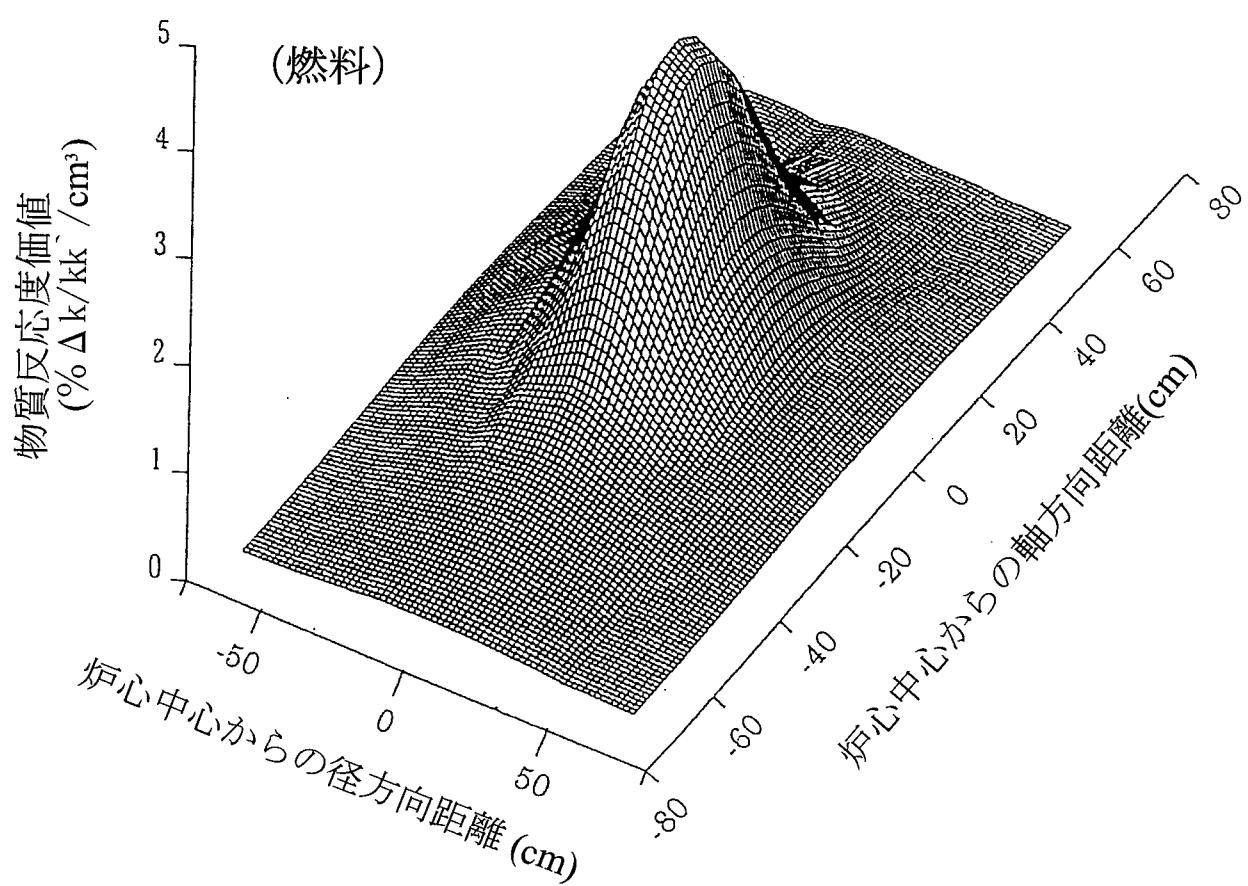


図 4-2 物質反応度価値マップ (一例)

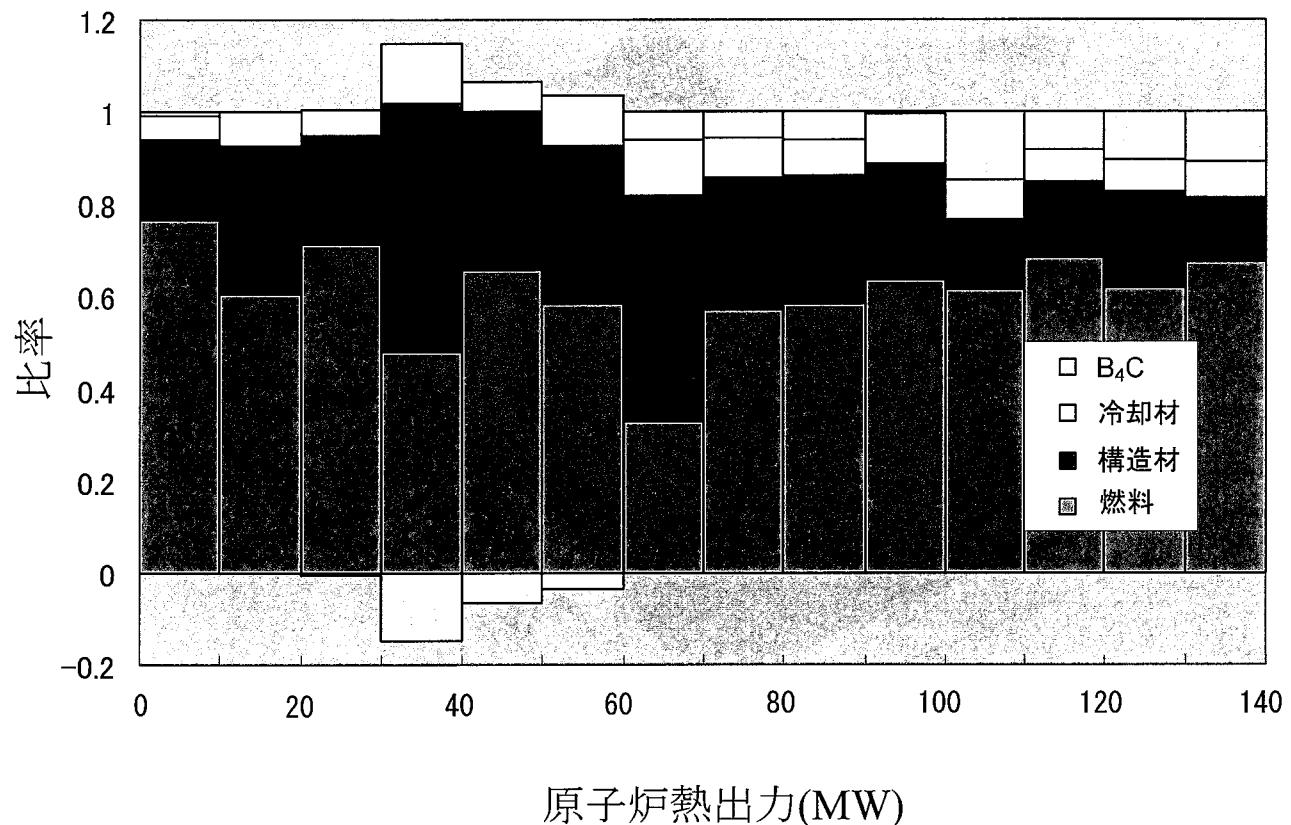


図 4－3　単位出力あたりの反応度投入量の内訳

5. 結言

炉心湾曲反応度解析システム“MERBA”を用いて、MK-III 性能試験炉心の解析を行った結果、以下に示す結果が得られた。

- (1) 継続使用する反射体の残留変位の影響により、原子炉停止時において、MK-II 炉心と同様、炉心燃料集合体が炉心中心方向に倒れた状態となることがわかった。
- (2) 燃料と反射体の境界領域に装荷された炉心燃料集合体の中間パッド部(燃料領域)は、概ね、原子炉出力上昇に伴って、MK-II 炉心と同様に炉心外側方向に変位した。
- (3) MK-II 炉心と同様、原子炉出力上昇に伴い、負の反応度が投入されることがわかった。また、炉心湾曲による単位出力上昇あたりの反応度投入量は、 $-2.54 \times 10^{-5} \sim -6.72 \times 10^{-6} \Delta k/kk'/MW$ で、MK-II 炉心の 2 倍以上であった。
- (4) 高出力運転状態での炉心湾曲による単位出力上昇あたりの反応度投入量は、主に燃料の移動による炉心湾曲反応度の変化に依存することがわかった。また、性能試験炉心にあっては、第 10 列の中性子遮へい集合体の中間パッド部が、炉心中心方向に変位する傾向があり、炉心湾曲による反応度投入量の約 10%を占める負の反応度が、B₄C の移動に伴い、投入されることがわかった。

6. 謝辞

本研究での、“MERBA”による計算作業では、(株) C R C ソリューションズ 斎藤邦義氏、アイ・ティ・ジェイ株式会社 永谷睦美氏、小林桂子氏に多大なご協力をいただきました。ここに深く感謝いたします。

7. 参考文献

- (1) 吉田 昌宏他：「常陽」MK-II 炉心の炉心湾曲反応度解析 JNC TN9410
2001-009 (2001)
- (2) M.Takamatsu,et al. : Evaluation of Core Bowing Reactivity of the Experimental Fast
Reactor JOYO, ICONE-11-36110 (2003)
- (3) 福家 賢他:「常陽」MK-II 炉心の機械的挙動評価 PNC TN9410 95-239(1995)
- (4) K. Miki : BEACON: A Three-Dimensional Structural Analysis Code for Bowing History
of Fast Breeder Reactor Cores Trans. 5 th SMiRT Conf. (1979).
- (5) 田淵 士郎他：「常陽」MK-II 炉心湾曲反応度解析コードの開発 JNC TN9410
99-018 (1999)
- (6) 大川内 靖他：「常陽」MK-II 炉心特性データベース —JENDL-3.2 への改訂—
JNC TN9410 2001-019 (2001)
- (7) 千葉 豪他：高速炉用炉定数セット JFS-3-J3.2 の改訂 「常陽」 MK-II 炉心湾
曲反応度解析コードの開発 日本原子力学会和文論文誌 Vol.1 No.4 p335～
340 (2002)
- (8) E.U.Khan,et al. : A Porous Body Model for Predicting Temperature Distribution in
Wire-Wrapped Fuel Rod Assemblies, Nucl.Eng.Design, 35(1975)
- (9) 高松 操他：炉内熱流動を考慮した MK-II 炉心湾曲解析 JNC TN9410
2002-001 (2002)