

# 「常陽」MK-Ⅲ性能試験

- 臨界試験 (NT-312) —
- 過剰反応度測定 (NT-313) —
- 燃焼係数測定 (NT-335) —

(研究報告書)

2005年3月

核燃料サイクル開発機構  
大洗工学センター

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

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49  
核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課  
電話：029-282-1122（代表）  
ファックス：029-282-7980  
電子メール：[jserv@jnc.go.jp](mailto: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)  
2005

## 「常陽」MK-III性能試験

### — 臨界試験(NT-312)、過剰反応度測定(NT-313)、燃焼係数測定(NT-335) — (研究報告書)

前田 茂貴\*1、関根 隆\*1、北野 彰洋\*2、長崎 英明\*3

#### 要 旨

高速実験炉「常陽」MK-III炉心は、2003年7月2日に初臨界を達成した後、段階的に出力を上昇させながら、炉心及びプラントの特性を把握する性能試験を実施した。この性能試験において、臨界試験(NT-312)、過剰反応度測定(NT-313)、燃焼係数測定(NT-335)を実施した結果とともに、「常陽」MK-III炉心管理コードシステム HESTIA による解析値との比較結果を報告する。

臨界試験(NT-312)では、14時03分に全制御棒を下端から412.8mm(フルストローク650mm)まで引き抜いた状態で初臨界を達成した。また、遮へい集合体の装荷等で核計装の応答がMK-II炉心に比べて低下していることから、制御棒引抜量と起動系核計装の計数率との関係を求め、MK-III性能試験期間中の臨界到達を判断する計数率を $2 \times 10^4 \text{cps}$ と決定した。

過剰反応度測定(NT-313)では、臨界到達時の制御棒位置及び制御棒校正試験で得られた制御棒価値から過剰反応度を測定した。初臨界における $250^\circ\text{C}$ での過剰反応度は $2.99 \pm 0.09\% \Delta k/kk'$ であった。HESTIAによる $250^\circ\text{C}$ における過剰反応度解析値は $3.13\% \Delta k/kk' \pm 0.16\% \Delta k/kk'$ であり、実測値とほぼ一致することを確認した。また、 $250^\circ\text{C}$ における過剰反応度から $100^\circ\text{C}$ での過剰反応度を算出すると $3.57\% \Delta k/kk'$ となり、核的制限値( $4.5\% \Delta k/kk'$ 以下)を満足していることを確認した。

燃焼係数測定(NT-335)は、定格出力連続運転期間中に実施した出力調整時の制御棒操作量から燃焼に伴う過剰反応度の変化を測定し、これと積算熱出力から求めた。燃焼係数の測定結果は $-2.12 \times 10^{-4} \% \Delta k/kk' / \text{MWd}$ であり、HESTIAによる解析値： $-2.12 \times 10^{-4} \% \Delta k/kk' / \text{MWd}$ と良く一致する結果となった。

以上より、MK-III炉心が所期の性能を満たすことを確認し、MK-III炉心管理コードシステム HESTIA が十分な精度を有することを確認できた。

---

\*1 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 敦賀本部 国際技術センター 炉心技術開発グループ

\*3 株式会社 NESI

**JOYO MK-III Performance Test**  
**- Criticality Test, Excess Reactivity Measurement**  
**and Burn-up Coefficient Measurement -**

Shigetaka MAEDA\*<sup>1</sup>, Takashi SEKINE\*<sup>1</sup>,  
Akihiro KITANO\*<sup>2</sup> and Hideaki NAGASAKI\*<sup>3</sup>

**ABSTRACT**

The MK-III performance test began in June 2003 to fully characterize the upgraded core and heat transfer system of the experimental fast reactor JOYO. This paper describes the results of the approach to criticality, the excess reactivity evaluation and the burn-up coefficient measurement.

In the approach to criticality test, the MK-III core achieved initial criticality at the control rod bank position of 412.8mm on 14:03 July 2<sup>nd</sup>, 2003. Because the replacement of the outer two rows of reflector subassemblies with shielding subassemblies reduced the source range monitor signals by a factor of 3 at the same reactor power compared with those in the MK-II core, we measured the change of the monitor's response and determined the count rate "2 x 10<sup>4</sup> cps." as an appropriate value judging the zero power criticality.

In the excess reactivity evaluation, the zero power excess reactivity at 250 °C was  $2.99 \pm 0.10\% \Delta k/k'$  based on the measured critical rod bank position and the measured control rod worths. The predicted value by the JOYO core management code system HESTIA was  $3.13 \pm 0.16\% \Delta k/k'$ , showing good agreement with the measured value. The measured excess reactivity was within the safety requirement limit.

In the burn-up coefficient measurement, the excess reactivity change versus the reactor burn-up was evaluated. The measurement method adopted was to measure the control rod positions during the rated power operation. A value of  $-2.12 \times 10^{-4} \Delta k/k' / \text{MWd}$  was obtained as a measured burn-up coefficient. The value calculated by HESTIA was  $-2.12 \times 10^{-4} \Delta k/k' / \text{MWd}$ , and it agreed well with the measured value.

All technical safety requirements for MK-III core were satisfied and the calculation accuracy of the core management code system HESTIA was confirmed.

---

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

\*2 Core Development Group, International Cooperation and Development Center, Tsuruga Headquarters, JNC

\*3 NESI Inc.

## 目次

1.	緒言.....	1
2.	MK-III 性能試験炉心の概要.....	2
3.	臨界試験 (NT-312) .....	5
3.1	臨界近接.....	5
3.2	中性子源効果の測定.....	5
4.	過剰反応度 (NT-313) .....	9
4.1	解析手法.....	9
4.1.1	MK-III 炉心管理コードシステム” HESTIA” .....	9
4.1.2	MK-II 炉心管理コードシステム” MAGI” .....	9
4.1.3	JUPITER 標準解析手法.....	9
4.1.4	モンテカルロ法.....	10
4.1.5	炉心構成の違いに起因する計算誤差.....	10
4.1.6	予測誤差 .....	10
4.2	測定結果.....	11
4.3	解析結果と測定値との比較 .....	11
4.4	核設計計算法の評価 .....	12
5.	燃焼係数 (NT-335) .....	16
5.1	燃焼係数の定義 .....	16
5.2	試験方法と測定結果.....	16
5.3	解析手法と測定値との比較 .....	16
5.4	核設計計算法の評価.....	16
6.	結言.....	19
	謝辞 .....	20
	参考文献 .....	21
	付録 .....	23

## 表リスト

表 2-1	MK-Ⅲ炉心と MK-Ⅱ炉心の主要目の比較.....	3
表 4-1	過剰反応度測定結果.....	13
表 4-2	過剰反応度解析結果.....	13

## 図リスト

図 2-1	性能試験炉心構成図 .....	4
図 2-2	性能試験工程図 .....	4
図 3-1	逆増倍曲線の測定結果.....	6
図 3-2	臨界到達時の起動系核計装信号 .....	7
図 3-3	臨界を判断する計数率.....	8
図 4-1	炉心管理コード解析フロー.....	14
図 4-2	JUPITER 標準解析手法.....	14
図 4-3	集合体の格子計算モデル .....	15
図 4-4	モンテカルロ法による計算モデル.....	15
図 5-1	サイクル運転中の過剰反応度の推移 .....	17
図 5-2	燃焼チェーン .....	17
図 5-3	燃焼係数測定結果.....	18

## 1. 緒 言

高速実験炉「常陽」MK-Ⅲ<sup>[1-1]~[1-3]</sup>性能試験の一環として、臨界試験（NT-312）、過剰反応度測定（NT-313）、燃焼係数測定（NT-335）を実施した。臨界試験は、MK-Ⅲ性能試験炉心の初臨界を確認するとともに、MK-Ⅲ性能試験及び今後の運転サイクルにおける臨界到達を判断する起動系核計装の計数率を決定する試験である。過剰反応度測定では、ゼロ出力 250℃体系での過剰反応度を測定し、核的制限値を満足することを確認するとともに、計算手法の検証に資するデータを蓄積した。燃焼係数測定では、MK-Ⅲ炉心の運転時の単位燃焼度当たりの反応度変化量（燃焼係数）を測定し、炉心管理上重要なデータを取得するとともに計算手法の検証に資するデータを蓄積した。

本報告書では、上記試験の測定結果をまとめるとともに、設計計算や最新知見に基づく解析手法による計算値を示し、測定結果との比較・考察についても述べる。第 2 章では MK-Ⅲ性能試験炉心について、第 3 章、第 4 章、第 5 章では臨界試験、過剰反応度測定、燃焼係数測定のそれぞれについて測定結果と解析結果を示して両者の比較と検討結果について述べる。第 6 章で全体のまとめを行う。

## 2. MK-Ⅲ性能試験炉心の概要

MK-Ⅲ性能試験炉心構成を図 2-1 に示し、MK-Ⅲ炉心の主要目を MK-Ⅱ炉心と比較して表 2-1 に示す。MK-Ⅱ炉心から MK-Ⅲ炉心への移行方法は、現行の燃料・材料照射計画を遅らせることなく運転を継続し、移行に伴う炉心特性の変化及び予測精度を確認するため MK-Ⅲ外側燃料 20 体を MK-Ⅱ炉心第 32～35 運転サイクルにおいて段階的に炉心第 4,5 列に装荷した。この 20 体の MK-Ⅲ外側炉心燃料集合体の集合体平均燃焼度は、最大 31,000MWd/t、最小 5,000MWd/t であり、平均は 16,000MWd/t である。

また、炉心燃料集合体の燃料組成は、燃焼が進んだ平衡炉心での反応度バランスに基づいて設定されているため、新燃料が大半を占める性能試験用炉心では、過剰反応度を抑制するため、炉心中心（第 0 列）及び第 1 列に核物質を含まない 4 体の材料照射用反射体を装荷した。また、MK-Ⅲの性能試験炉心としては、臨界近接による最小臨界炉心の構成は行わず、運転用の過剰反応度を持った炉心を最初から構成した。

一方、「常陽」の核計装設備は、起動系 2 系統、中間系 3 系統、出力系 3 系統の合計 8 チャンネルから構成され、原子炉の停止レベルから原子炉出力 100%までの計測範囲をこれらの 3 系統でカバーする。起動系核計装は、炉容器外の黒鉛遮へい体中に核分裂計数管を 2 系統設置しており、原子炉出力の約  $4 \times 10^{-8}\%$ ～約  $3 \times 10^{-2}\%$  の中性子束を測定する。MK-Ⅲ炉心では、炉心燃料集合体の大半が新燃料に交換された（内部中性子源の減少）こと及び第 9,10 列に  $^{10}\text{B}$  濃縮度 45%の  $\text{B}_4\text{C}$  ペレットを充填した遮へい集合体が装荷されたことに加えて、第 7 列に装荷されているアンチモン・ベリリウムの中性子源（半減期：60 日）が MK-Ⅲ改造工事による停止期間（約 3 年）で減衰しており、性能試験開始時で核計装指示が約 0.5cps と低い状態になっていた。

2003 年 6 月末より原子炉を起動して MK-Ⅲ性能試験を開始した。性能試験項目を大別すると、炉心特性試験として 8 項目、プラント特性試験として 15 項目、遮へい特性試験として 1 項目及び運転監視に係る項目として 3 項目の計 27 項目である。性能試験の主要工程を図 2-2 に示す。

表 2-1 MK-III炉心と MK-II炉心の主要目の比較

項目		MK-III炉心 (内側/外側)	MK-II炉心
原子炉熱出力	(MWt)	<u>140</u>	100
最大燃料集合体数	(体)	<u>85</u>	67
炉心等価直径	(cm)	<u>80</u>	73
炉心高さ	(cm)	<u>50</u>	55
燃料ペレット外径	(mm)	4.63	4.63
燃料ペレット密度	(%T.D.)	94	94
<sup>235</sup> U濃縮度	(wt%)	18	18
Pu富化度	(wt%)	<u>23/29</u>	~30
( <sup>239</sup> Pu+ <sup>241</sup> Pu)/(Pu+U)	(wt%)	<u>16/21</u>	20
被覆管外径	(mm)	5.5	5.5
集合体内ピン本数	(本)	127	127
集合体ピッチ	(cm)	8.15	8.15
最大線出力	(W/cm)	<u>420</u>	400
最大燃焼度(要素平均)	(GWd/t)	<u>90</u>	75
制御棒配置	第3列 (本)	<u>4</u>	6
	第5列	<u>2</u>	0
反射体/遮へい集合体		SUS/ <u>B<sub>4</sub>C</u>	SUS/SUS
1次冷却材流量	(t/h)	<u>2,700</u>	2,200
定格運転日数	(d)	<u>60</u>	70

下線は、MK-II炉心から変更となる項目

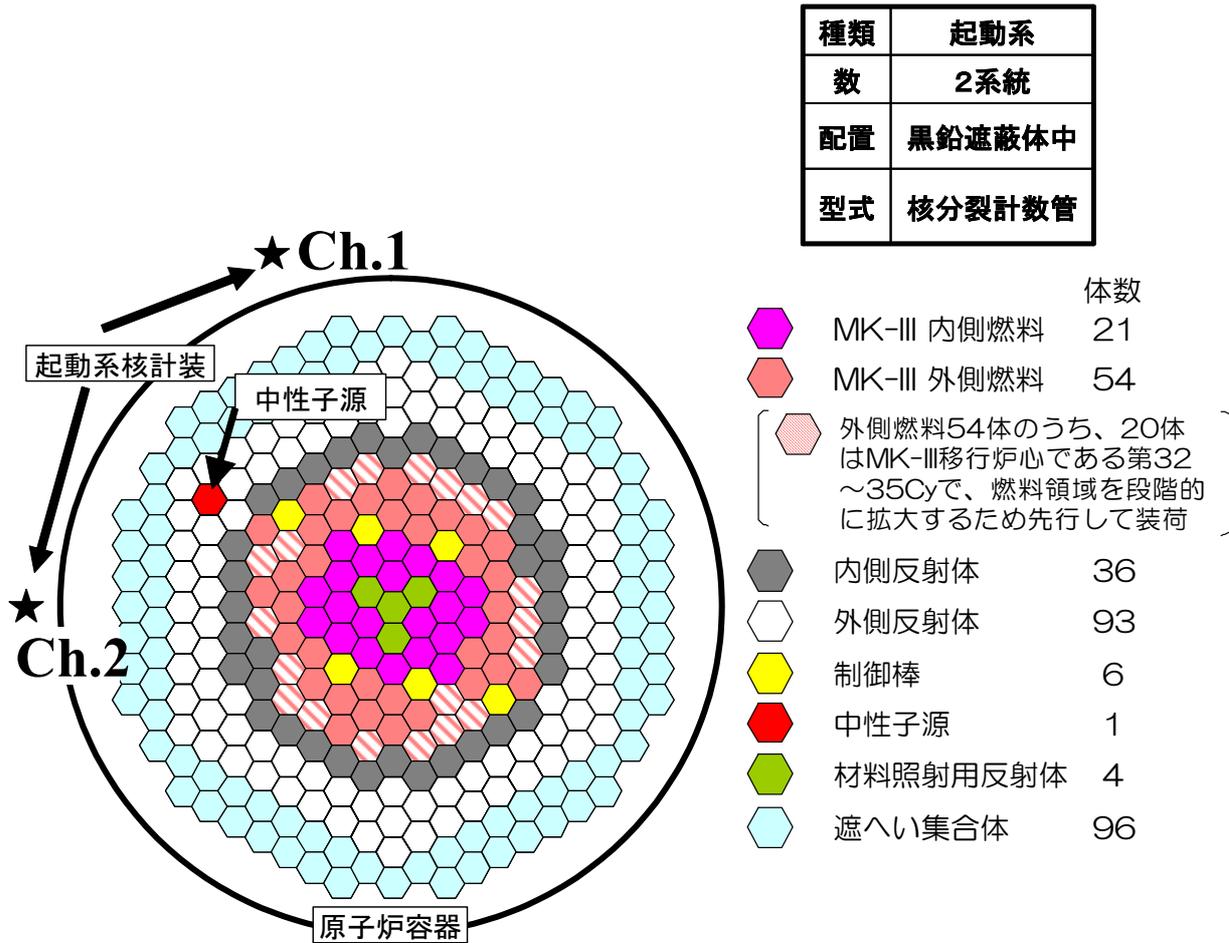


図 2-1 性能試験炉心構成図

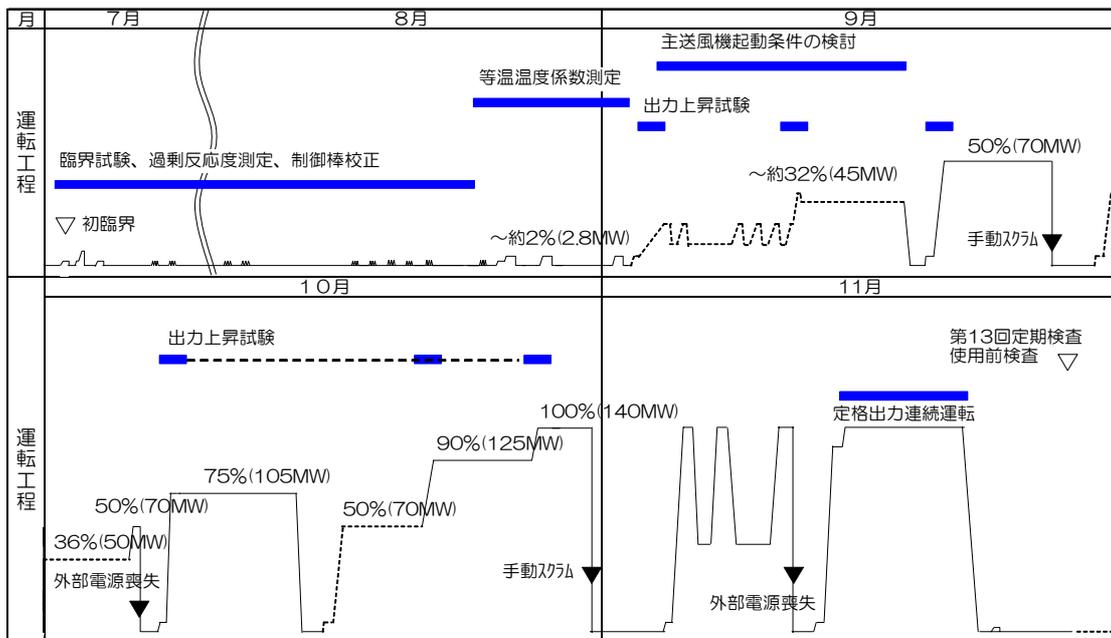


図 2-2 性能試験工程図

### 3. 臨界試験 (NT-312)

#### 3.1 臨界近接

臨界到達を判断する起動系核計装の中性子計数率は、計数率と制御棒位置の関係を測定し、出力レベルを変えても操作後の制御棒位置が変わらない、すなわち、中性子源強度に依存せずに臨界を維持できる計数率により決定される。MK-II炉心では、臨界試験により、この計数率を  $5 \times 10^4$  cps と定めていた。MK-III炉心では、遮へい集合体の装荷に伴って炉心を透過して原子炉容器外の黒鉛遮へい体内に設置されている起動系核計装に到達する中性子は減少する。輸送計算によりこの効果を評価した結果、同一出力では MK-II炉心の約  $1/3$  に計数率が減少することから、臨界到達を判断する計数率を暫定的に  $2 \times 10^4$  cps として臨界近接を行った。

本性能試験炉心では運転用の過剰反応度を持った炉心を構成しており、制御棒を引き抜くことにより臨界近接を行った。起動系核計装の計数率の測定時間は、計数率の統計誤差が 5%以下となるよう定めた。計数率の測定値から評価した逆増倍曲線を図 3-1 に示す。ここで、制御棒は第 3 列と第 5 列の配置で反応度値が異なるため、すべて制御棒-1 (3 列) の制御棒の引き抜き量相当に換算している。2003 年 6 月 30 日に原子炉を起動し、ナトリウム温度  $250^\circ\text{C}$  の状態で、逆増倍曲線で予測しながら制御棒引抜による臨界近接を行い、起動系計数率を  $2 \times 10^4$  cps で一定とした状態で約 10 分間維持し、2003 年 7 月 2 日 14 時 03 分に初臨界を確認した (図 3-2)。このときの制御棒位置は、全制御棒を下端から 412.8mm (フルストローク 650mm) まで引き抜いた状態であった。

#### 3.2 中性子源効果の測定

3.1 節では臨界到達を判断する計数率を暫定的に  $2 \times 10^4$  cps としていたが、この妥当性を確認する試験を行った。起動系 Ch.1 の計数率が約  $1 \times 10^2$  cps ~ 約  $1 \times 10^5$  cps の間の約 10 ステップにおいて、計数率が一定となる制御棒位置を測定した。測定した起動系 Ch.1 の計数率と制御棒位置の関係から、出力レベルを変えても制御棒位置が変わらない計数率を求め、これにより臨界到達を判断する計数率を決定した。また、定格出力連続運転試験 (PT-302) (炉心平均燃焼度：約 4500~11000MWd) 終了後に再測定を行い、上記の計数率を確認した。制御棒の引抜き量と起動系核計装の計数率の相関を図 3-3 に示す。

MK-III性能試験開始時は、新燃料装荷と改造工事に伴う炉停止の影響により、内部中性子源 (燃焼した燃料集合体中に生成したマイナーアクチニドによる自発核分裂及び酸素の ( $\alpha$ , n)反応による発生中性子) 及び外部中性子源 (炉心第 7 列に装荷されたアンチモン・ベリリウム線源) がともに弱いため、200cps 以上の計数率において、制御棒位置は一定となり、中性子源強度に依存せずに臨界を維持できている。また、性能試験終了時 (炉心平均燃焼度：11000MWd) でも 2000cps 以上の計数率において中性子源強度に依存せずに臨界を維持できることを確認した。

MK-III炉心における臨界到達を判断する計数率は、今後の原子炉運転に伴う中性子源強

度の回復を考慮して、当初の予測値である  $2 \times 10^4 \text{cps}$  とすることとした。

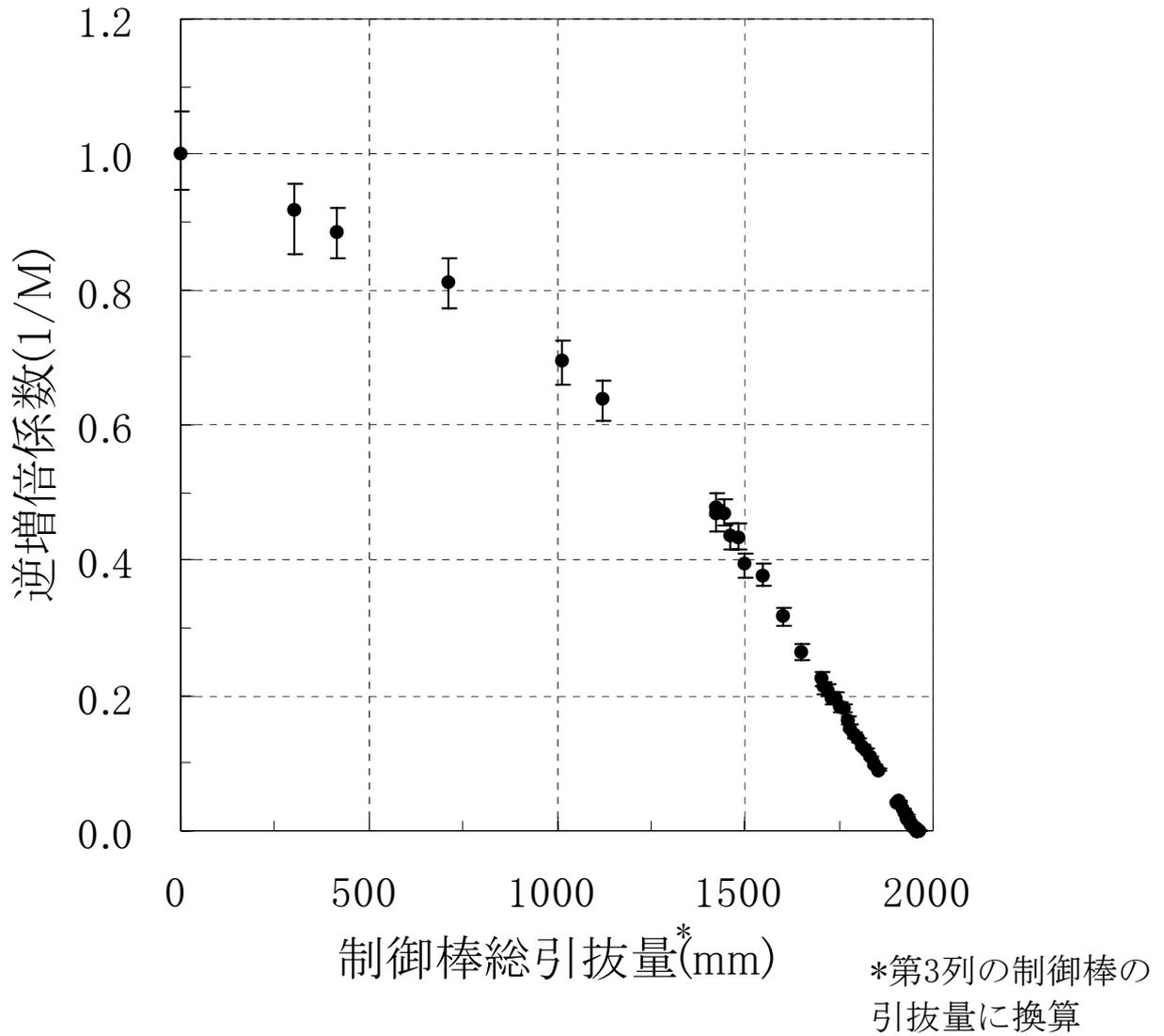


図 3-1 逆増倍曲線の測定結果

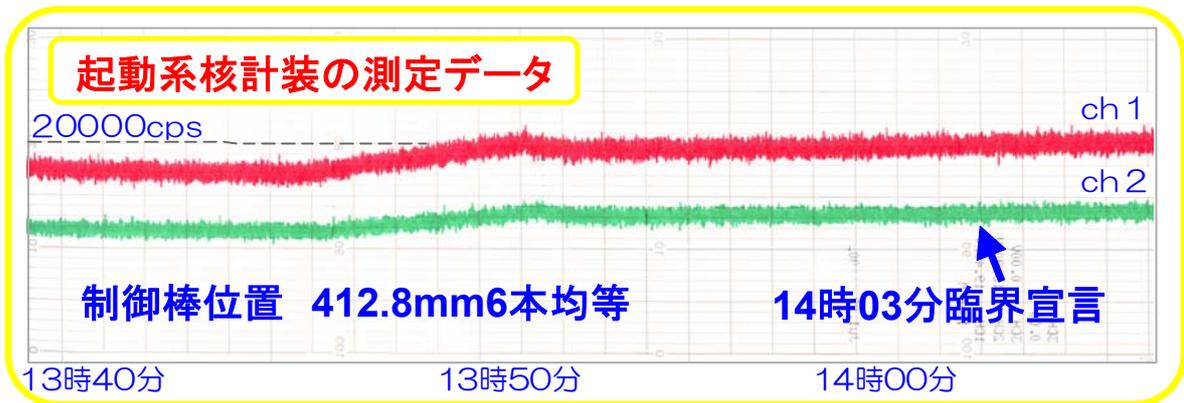


図 3-2 臨界到達時の起動系核計装信号

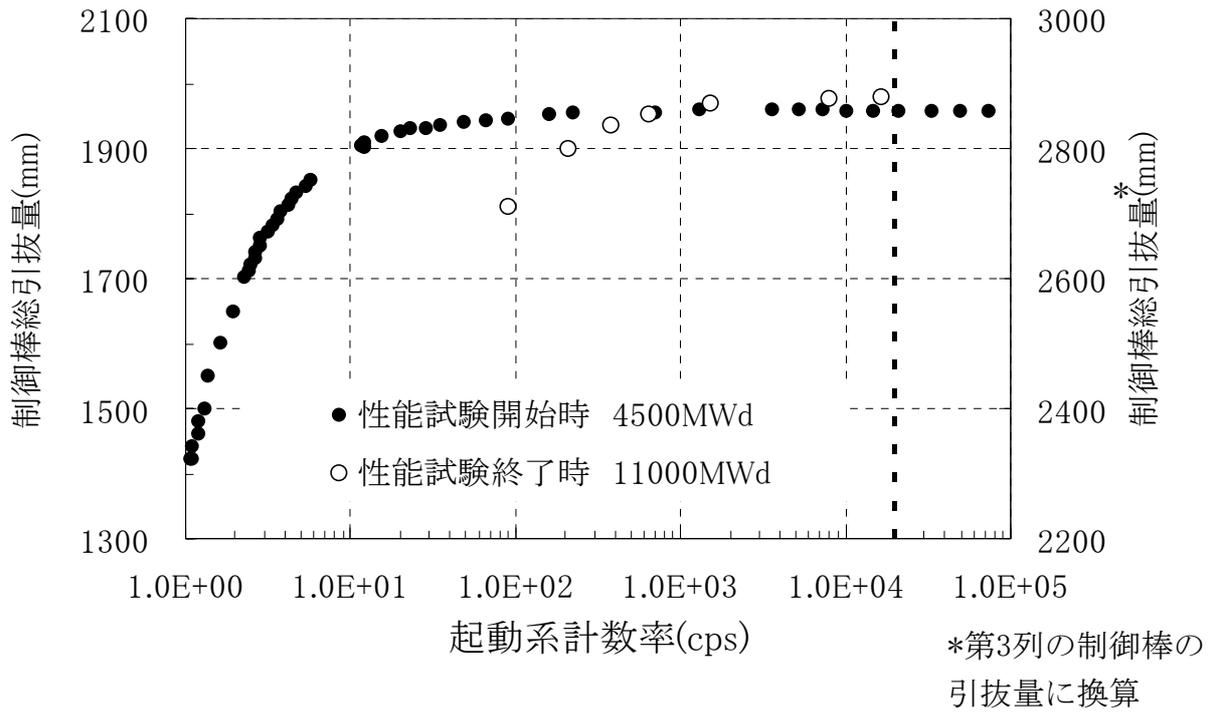


図 3-3 臨界を判断する計数率

## 4. 過剰反応度 (NT-313)

### 4.1 解析手法

MK-III性能試験炉心の過剰反応度予測には「常陽」炉心管理コードシステム<sup>[4-1,4-2]</sup>に加え、妥当性の確認のために核燃料サイクル開発機構で開発した高速炉解析手法であるJUPITER標準解析手法<sup>[4-3]</sup>、統合炉定数ADJ2000R<sup>[4-4]</sup>、及びモンテカルロ法による評価も併せて実施した。解析誤差としては、竹田らの定式<sup>[4-5]</sup>に基づいて、バイアス補正法を適用したケース、統合炉定数を用いたケースについて評価した。以下に各計算手法の概要を示す。詳細は文献<sup>[4-6]</sup>を参照されたい。

#### 4.1.1 MK-III 炉心管理コードシステム” HESTIA”

HESTIAはMK-III炉心管理及び運転計画策定のために開発したコードで、炉心構成や運転履歴を模擬して核熱流力カップリング計算を行う総合炉心特性評価システムであり、過剰反応度、中性子束等の炉心特性及び燃料交換計画の策定等の炉心管理に用いる。

核計算は、各運転サイクルの炉心構成と運転履歴に基づいた3次元Tri-Z体系の拡散計算であり、JENDL-3.2に基づくJFS-3-J3.2R炉定数セット<sup>[4-7]</sup>を用いて70群の実効断面積を均質数密度で作成し、これを2次元RZ体系で中性子18群、 $\gamma$ 線7群に縮約して使用する。HESTIA及び後述するMK-II炉心管理コードシステム”MAGI”の解析フローを図4-1に示す。拡散計算のモデルは、径方向については、8.15cmピッチで配列されている各集合体を三角格子（集合体あたり24メッシュ）に分割し、軸方向には、炉心部とその上下部の反射体部及び上部ガスプレナムを含む160cmの計算範囲を、46メッシュに分割（燃料部は2.5cm/メッシュ）している。

燃焼計算はORIGEN2<sup>[4-8]</sup>と同様の行列指数法を用いており、運転サイクル終了後に、当該運転期間中の出力履歴、制御棒挿入位置等の運転記録に基づいてHex-Z体系（集合体径方向あたり1メッシュ）で燃焼計算を行う。

#### 4.1.2 MK-II 炉心管理コードシステム” MAGI”

MAGIは、MK-II炉心特性評価コードシステムである。核特性解析では各集合体を六角格子（集合体あたり1メッシュ）に、軸方向については上下部の反射体を含む140cmの領域を20メッシュに分割した3次元Hex-Z体系でモデル化し、中性子7群、 $\gamma$ 線3群の拡散計算を実施している。燃焼計算はHESTIAと同様に行列指数法を用いている。

#### 4.1.3 JUPITER 標準解析手法

本手法は、JUPITER実験解析で確立した大型高速炉心の核特性の標準解析手法である。図4-2に解析手法の概略を示す。核特性解析は、3次元Tri-Z体系（集合体あたり6メッシュ）、エネルギー群数70群の拡散計算を基準計算とし、計算コードにはCITATION-FBRコード<sup>[4-9,10]</sup>を用いる。断面積は、炉心燃料集合体の燃料ピンと集合体の非均質性を考慮す

るため、**図 4-3** に示す直接法リングモデルを用いて作成する。制御棒についてもリング化モデルを用い、実効断面積を均質化する際には、周囲の炉心燃料集合体における反応率との割合を保存する反応率割合保存法を採用している。

炉定数には、JFS-3-J3.2R 及びこれを ZPPR、FCA、MASURCA、「常陽」等の 233 種類の積分実験データを用いて炉定数調整した統合炉定数 ADJ2000R を使用する。基準計算値にメッシュ補正、輸送補正、2次元セル補正、体系膨張補正等を行う。また、JFS-3-J3.2R を使用した場合は、MK-II 炉心第 35 サイクルでの E-C に基づくバイアス補正を実施し、ADJ2000R については既に核特性の誤差を断面積調整で取り込んでいるため、バイアス補正は適用しなかった。

#### 4.1.4 モンテカルロ法

モンテカルロ法は、中性子エネルギーを連続で取扱え、複雑な幾何形状を忠実に模擬できるため、解析モデル化による誤差を含まない手法である。**図 4-4** にモデル化した体系を示す。構造及び組成をモデル化する際には、温度膨張及び燃焼組成の分布を考慮し、各集合体についてピン構造レベルまで詳細にモデル化した。計算コードには MCNP-4B<sup>[4-11]</sup>を用い、断面積には JENDL-3.2<sup>[4-12]</sup>に基づく FSXLIB-J3R2<sup>[4-13]</sup>を用いた。本手法では、メッシュ補正や縮約補正は考慮する必要がないため、バイアス補正のみを考慮した。

#### 4.1.5 炉心構成の違いに起因する計算誤差

バイアス補正を行う場合、MK-II 炉心第 35 サイクルにおける E-C を用いるが、MK-III 性能試験用炉心との炉心構成の相違、特に遮へい体設置と材料照射用反射体 4 体の装荷については、その置換反応度に関する計算誤差がバイアス補正法では反映されない。

この計算誤差については、モンテカルロコードと決定論的手法の比較により評価し、補正することとした。評価手法を以下に示す。(1)連続エネルギーモンテカルロコード MVP<sup>[4-14]</sup>、炉心管理コード及び JUPITER 標準解析手法により、MK-III 性能試験炉心に装荷した材料照射用反射体を炉心燃料集合体に置換した場合、遮へい集合体を反射体に置換した場合等の仮想的な体系で置換反応度を計算する。(2)炉心管理コード及び JUPITER 標準解析手法と MVP による結果の差を決定論的手法が持つ計算誤差として補正する。評価の結果、補正量は JUPITER 標準解析手法で約+0.16%  $\Delta k/k k'$ 、HESTIA で約+0.34%  $\Delta k/k k'$ 、MAGI で約+0.08%  $\Delta k/k k'$  となった。

#### 4.1.6 予測誤差

予測誤差は、竹田らの定式を用いて、積分情報を用いない場合（基本炉定数）、バイアス補正法（炉心管理コードシステム、JUPITER 標準解析手法及びモンテカルロ法を用いた場合）を適用した場合、炉定数調整法を適用した場合について評価した。

以下に、基本炉定数と上記 2 手法の解析精度評価式をまとめて示す。

## (1) 基本炉定数

$$V [R_{CR}^{(2)}] = G^{(2)} M G^{(2)t} + V_m^{(2)}$$

## (2) バイアス補正法

$$V [R_{CB}^{(2)}] = \Delta G M \Delta G^t + V_e^{(m)} + V_m^{(m)} + V_m^{(2)} - V_m^{(m2)} - V_m^{(m2)t}$$

## (3) 炉定数調整法

$$V [R_{CA}^{(2)}] = G^{(2)} M' G^{(2)t} + V_m^{(2)} - N V_m^{(12)} - V_m^{(12)t} N^t$$

$$N = G^{(2)} M G^{(1)t} [G^{(1)} M G^{(1)t} + V_e^{(1)} + V_m^{(1)}]^{-1}$$

ここで、添字(1)、(2)、(m)はそれぞれ実験体系、実機体系、モックアップ体系を表す。V [R<sub>CR</sub><sup>(2)</sup>]、V [R<sub>CB</sub><sup>(2)</sup>]、V [R<sub>CA</sub><sup>(2)</sup>] は各手法による核設計解析精度（分散）を、G<sup>(1)</sup>は(1)の感度係数を、ΔG は(2)と(m)の感度係数の差を、V<sub>e</sub><sup>(1)</sup>、V<sub>m</sub><sup>(1)</sup>はそれぞれ(1)の実験誤差、解析誤差（共分散）を、V<sub>m</sub><sup>(12)</sup>は(1)と(2)の解析誤差の相関を、M、M'はそれぞれ調整前後の炉定数の誤差（共分散）を表す。

各数値の評価の詳細及び結果については文献<sup>[4-6]</sup>を参照されたい。

## 4.2 測定結果

MK-III初臨界時の制御棒均等引抜位置は412.8 mmであり、250℃での過剰反応度として $2.99 \pm 0.10\% \Delta k/kk'$ を得た。なお、測定結果は、HESTIAにより求めた実効遅発中性子割合（ $\beta_{eff} : 4.408 \times 10^{-3}$ ）を用いてドル単位から $\% \Delta k/kk'$ 単位に換算した。遅発中性子収率はTuttle、遅発中性子割合（相対比率）と遅発中性子先行核の崩壊定数はKeepin、遅発中性子核分裂スペクトルはSaphierの評価値である。制御棒挿入分の反応度は実測の制御棒校正曲線<sup>[4-15]</sup>を用いて算出した。

測定誤差は、制御棒の読み取り誤差及び $\beta_{eff}$ の誤差を考慮して算出した。ここで、 $\beta_{eff}$ の誤差は、MK-I炉心の $\beta_{eff}$ の誤差が2.9%と計算されており、MK-I炉心とMK-III炉心の類似性を考慮して、本報告書では $\beta_{eff}$ の誤差を3%とした<sup>[4-16]</sup>。

また、実測の等温温度係数<sup>[4-16]</sup>を用いて評価した100℃での過剰反応度は $3.57\% \Delta k/kk'$ であり、原子炉設置変更許可申請書に定める核的制限値である $4.5\% \Delta k/kk'$ 以下を確認した。詳細な測定データを表4-1に示す。

## 4.3 解析結果と測定値との比較

MK-III性能試験炉心の過剰反応度の予測結果を表4-2に示す。各コードによる計算結果は概ね一致しているが、統合炉定数を用いたJUPITER標準解析手法がやや小さい結果となっている。この原因として、統合炉定数の調整に反映された積分実験が主としてJUPITER等の大型炉データであり、小型高速炉はFCAや「常陽」MK-Iデータのみであるため、「常陽」特有の系統誤差が十分補正されていないことが考えられる。この傾向につ

いては、ADJ2000R を適用した場合の MK-I 炉心の解析結果への影響でも確認されている [4-4]。

表 4-2 より実測値と測定値の比較を示す。実測値と予測値の差(C-E)は $-0.20 \sim +0.37\% \Delta k/kk'$  であり、誤差範囲内で予測値と実測値は概ね一致した。また、HESTIA は  $0.14\% \Delta k/kk'$  で、誤差範囲内で一致しており、今後の MK-III 運転における炉心管理に十分な計算精度を有していることを確認した。

#### 4.4 核設計計算法の評価

MK-III の安全審査に用いた核設計計算手法の妥当性を評価した。ここでは、炉定数セットとして JENDL-2 に基づく 70 群炉定数 JFS-3-J2<sup>[4-17]</sup>を用いて 70 群の実効断面積を作成し、これを 7 群に縮約して基準計算に用いている。この計算では、2 次元 RZ 体系 7 群拡散計算による中性子束を用いて燃焼計算 (2DBURN) で得られた軸方向バックリングと原子数密度を求め、2 次元三角メッシュ計算 (TRIANGLE) により 3 次元計算と等価な評価を行っている。この基準計算に対する補正は、MK-II 性能試験の実測値に対するバイアス補正法を採用した。

核設計計算手法による標準平衡炉心でのナトリウム温度  $250^{\circ}\text{C}$  における過剰反応度は、 $2.62\% \Delta k/kk'$  である。一方、HESTIA 及び MAGI を用いて標準平衡炉心の運転初期における過剰反応度を計算し、これを MK-III 性能試験での測定値を用いてバイアス補正した結果、HESTIA で  $2.46\% \Delta k/kk'$ 、MAGI で  $2.80\% \Delta k/kk'$  となり、核設計計算による結果とほぼ一致したことから、妥当性を確認した。

また、MK-III の安全審査に用いた核設計計算手法の妥当性を評価した。ここでは、炉定数セットとして JFS-3-J2 を用いて 70 群の実効断面積を作成し、これを 7 群に縮約して基準計算に用いている。この計算では、2 次元 RZ 体系 7 群拡散計算による中性子束を用いて燃焼計算(2DBURN)で得られた軸方向バックリングと原子数密度を求め、2 次元三角メッシュ計算(TRIANGLE)により 3 次元計算と等価な評価を行っている。この基準計算に対する補正は、MK-II 性能試験の実測値に対するバイアス補正法を採用した。

設計計算手法による MK-III 性能試験の過剰反応度の予測値は  $3.21\% \Delta k/kk'$  であった。実測値との差は  $0.22\% \Delta k/kk'$  であり、設計で見込んだ裕度内で一致していることを確認した。

表 4-1 過剰反応度測定結果

測定日	2003/7/2	時刻	14:03
制御棒 番号	引抜位置 (mm)	ラッチ点補正 後位置(mm)	反応度価値* (%Δk/kk')
CR 1	412.8	412.7	0.641
CR 2	412.8	412.8	0.231
CR 3	412.8	412.8	0.617
CR 4	412.8	412.8	0.639
CR 5	412.8	412.8	0.225
CR 6	412.8	412.8	0.631
ラッチ点補正後過剰反応度(%Δk/kk')			2.984
1次系冷却材流量(m <sup>3</sup> /h)		Aループ	1586.0
		Bループ	1597.9
		平均	1592.0
原子炉出入口 冷却材温度(°C)	入口	Aループ	251.6
		Bループ	251.6
		平均	251.6
	出口	Aループ	250.9
		Bループ	251.6
		平均	251.2
A, Bループ出入口平均		251.4	
入口温度250°Cへの反応度補正量(%Δk/kk') (等温係数** : -3.74E-03 (%Δk/kk'/°C))			0.005
ラッチ点、出入口温度補正後過剰反応度(%Δk/kk')			2.989

\*)制御棒校正(NT-321)で得られた干渉効果補正済みの制御棒校正曲線から算出

\*\*等温係数測定(NT-333)で得られた値

表 4-2 過剰反応度解析結果

予測手法	予測値 (ゼロ出力250°C) [%Δk/kk']	予測誤差 (1σ) [%Δk/kk']	測定値 (ゼロ出力250°C) [%Δk/kk']	測定誤差 (1σ) [%Δk/kk']	C-E [%Δk/kk']
炉心管理コードシステム“MAGI”+バイアス補正	3.04	0.15	2.99	0.09	0.05
炉心管理コードシステム“HESTIA”+バイアス補正	3.13	0.16			0.14
JUPITER標準解析手法+バイアス補正(JFS-3-J3.2R)	3.36	0.17			0.37
モンテカルロ法(MCNP、FSXLIB-J3.2)+バイアス補正	3.16	0.13			0.17
JUPITER標準解析手法+統合炉定数(ADJ2000R)	2.79	0.34			-0.20

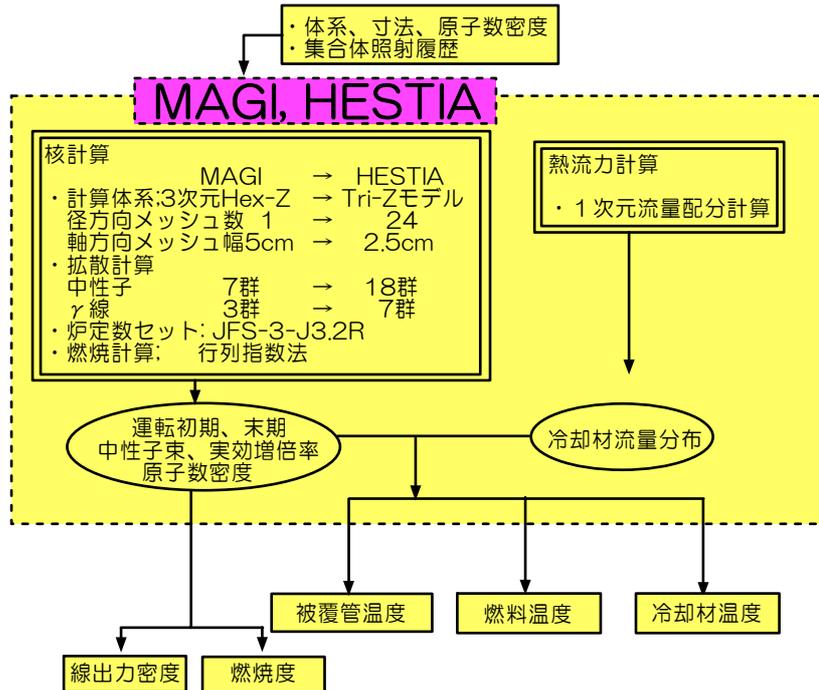


図 4-1 炉心管理コード解析フロー

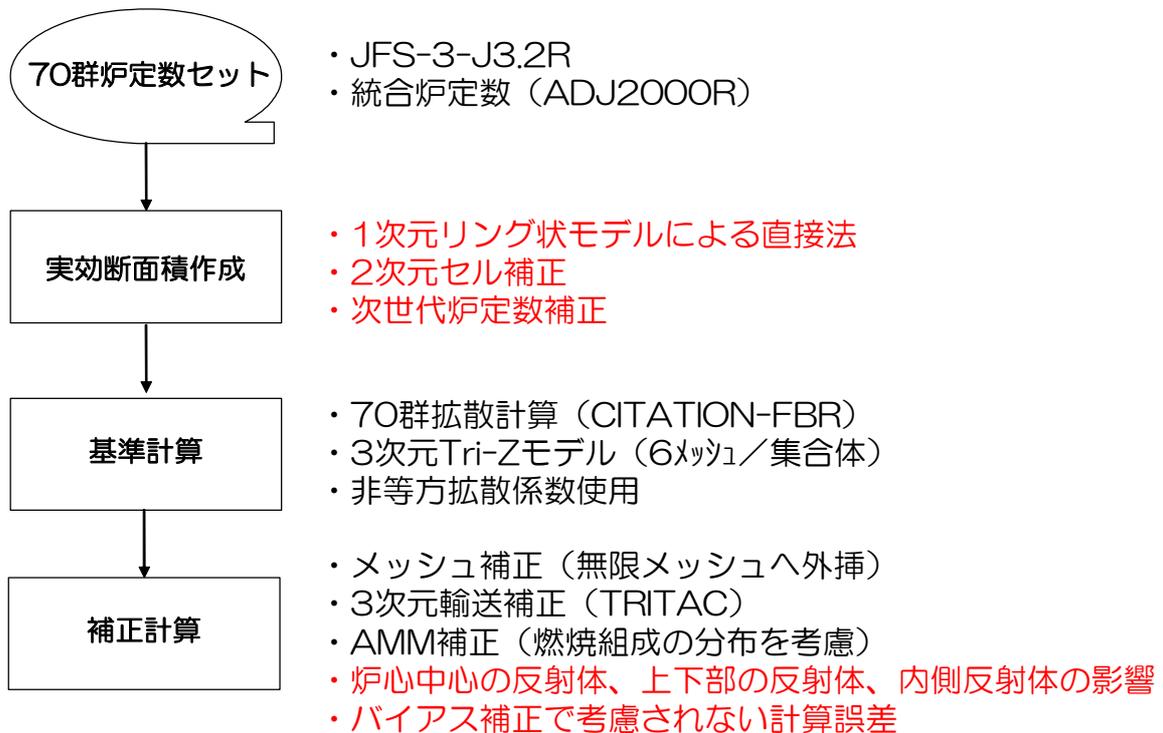


図 4-2 JUPITER 標準解析手法

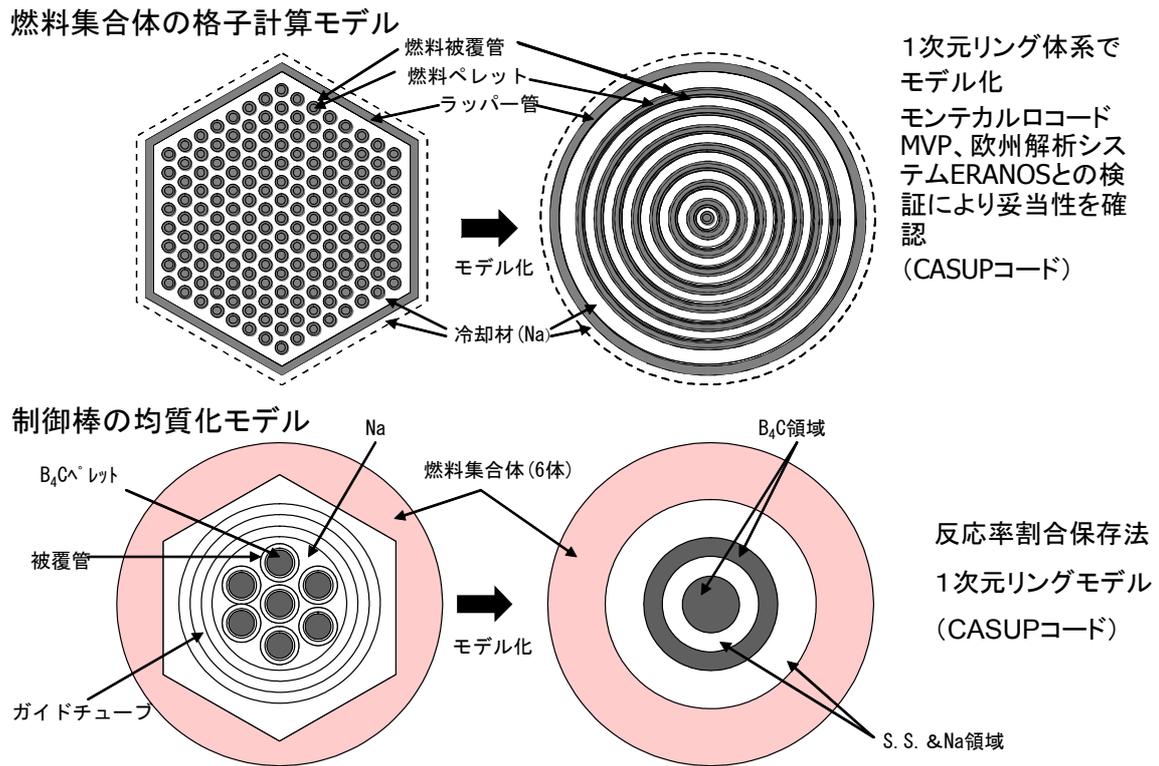


図 4-3 集合体の格子計算モデル

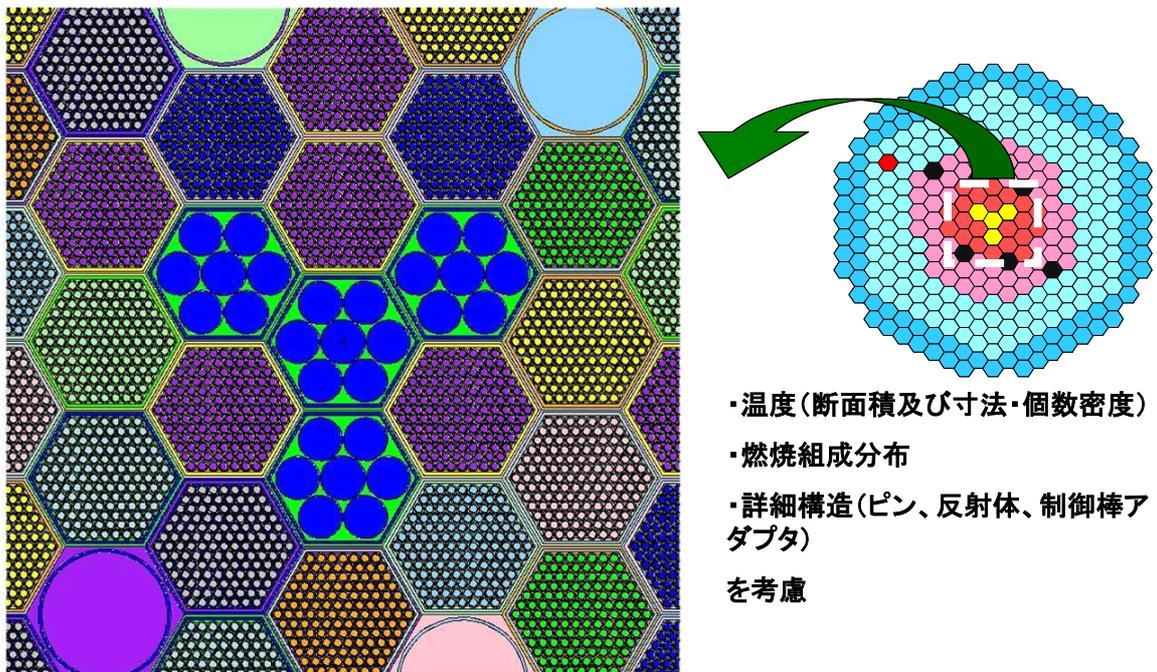


図 4-4 モンテカルロ法による計算モデル

## 5. 燃焼係数 (NT-335)

### 5.1 燃焼係数の定義

原子炉の一定出力運転に伴う過剰反応度の低下曲線は、**図 5-1** の実線のようにになる。運転初期の過剰反応度低下が急であるのは、**図 5-2** に示す  $^{238}\text{U}$  から  $^{239}\text{Pu}$  へ高次化する際の  $^{239}\text{Np}$  から  $^{239}\text{Pu}$  生成の時間遅れ (半減期: 2.35 日) に起因する。このため、「常陽」では、定格運転サイクルにおける燃焼係数の測定は定格出力到達から数日後のデータからを採用することとしている。しかし、性能試験では、100 時間連続運転の短期間において測定を行うため、測定値には  $^{239}\text{Np}$  の生成による見かけの過剰反応度低下を含んだ値である。

### 5.2 試験方法と測定結果

定格出力連続運転試験 (PT-302) の期間において、燃焼による過剰反応度の低下を補償するために 8 時間毎に実施する出力調整の際の制御棒位置、原子炉出入口冷却材温度及び積算熱出力を記録する。制御棒位置と制御棒校正曲線から過剰反応度を算出し、その差と積算熱出力差から単位積算熱出力あたりの反応度変化量 (燃焼係数) を算出した。ここで、出力及び原子炉入口温度は 140MWt、350°C になるようにそれぞれ別途測定された出力係数及び等温係数を用いて補正を行っている。算出式を下に示す。

$$\rho' = \rho + (350 - T_{in}) \times C_t + (140 - P) \times C_p$$

ここで、 $\rho'$  : 定格運転時の過剰反応度、 $\rho$  : 制御棒位置から求めた過剰反応度

$T_{in}$  : 原子炉入口温度 (°C)、 $P$  : 原子炉熱出力 (MWt)

$C_t$  : 等温係数 (性能試験測定値:  $-3.74 \times 10^{-3} \% \Delta k/kk' / ^\circ\text{C}$ )

$C_p$  : 出力係数 (性能試験測定値:  $-2.19 \times 10^{-4} \% \Delta k/kk' / \text{MWt}$ )

**図 5-3** に過剰反応度の積算熱出力に対する変化を示す。また、付録に測定値の詳細を示す。最小二乗近似して求めた燃焼係数の測定結果は  $-2.12 \times 10^{-4} \% \Delta k/kk' / \text{MWd}$  であった。

### 5.3 解析手法と測定値との比較

燃焼係数の解析は MK-III 炉心管理コードシステム HESTIA を用いて、ORIGEN2 と同様の行列指数法により燃焼組成を評価し、3 次元拡散計算で求めた定格出力連続運転の初期と末期における過剰反応度の差とこの間の積算熱出力の比によって評価した。HESTIA による解析値は  $-2.12 \times 10^{-4} \% \Delta k/kk' / \text{MWd}$  であり、測定値と良く一致する結果となった。

### 5.4 核設計計算法の評価

上記の測定結果は設計計算 ( $-1.9 \sim -2.3 \times 10^{-4} \% \Delta k/kk' / \text{MWd}$ ) の範囲内であることを確認した。

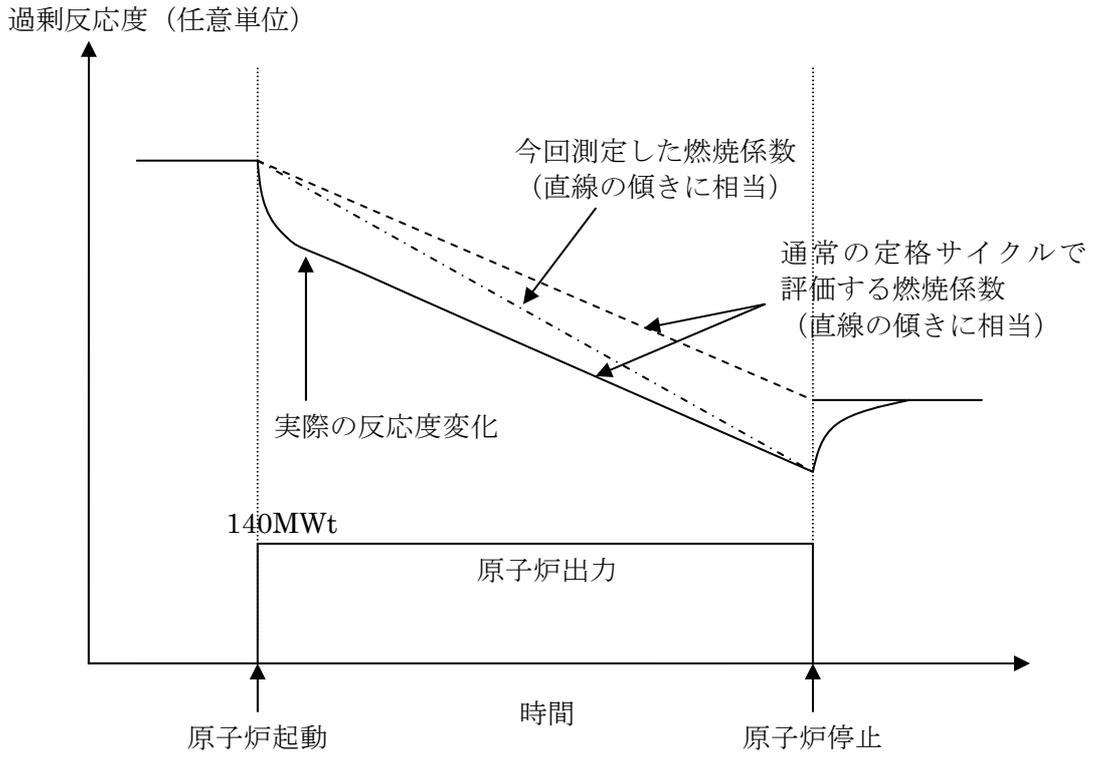


図 5-1 サイクル運転中の過剰反応度の推移

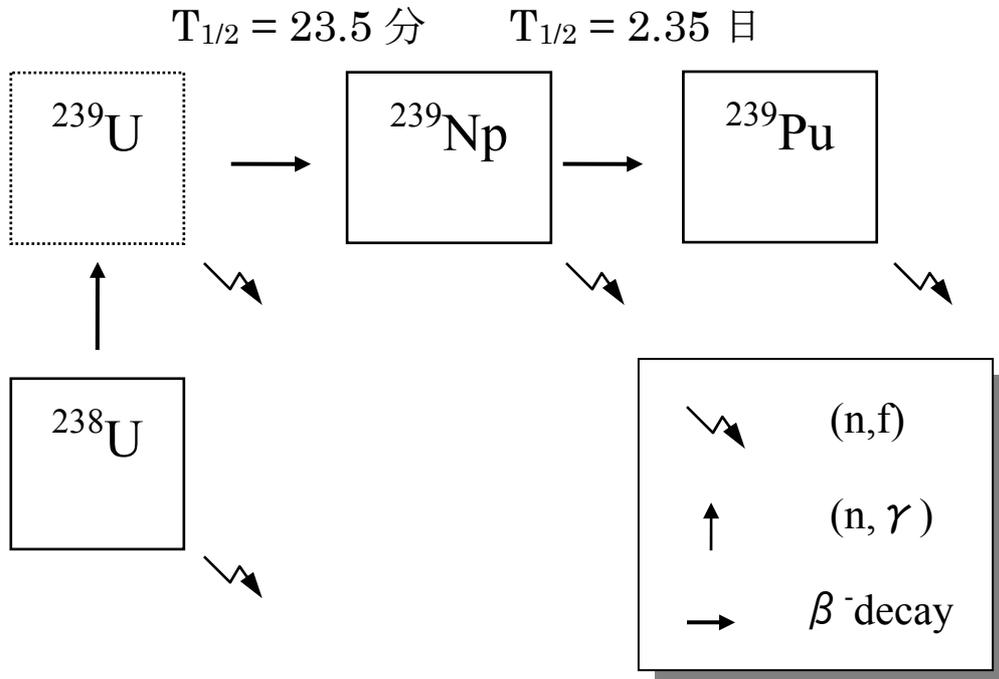


図 5-2 燃焼チェーン

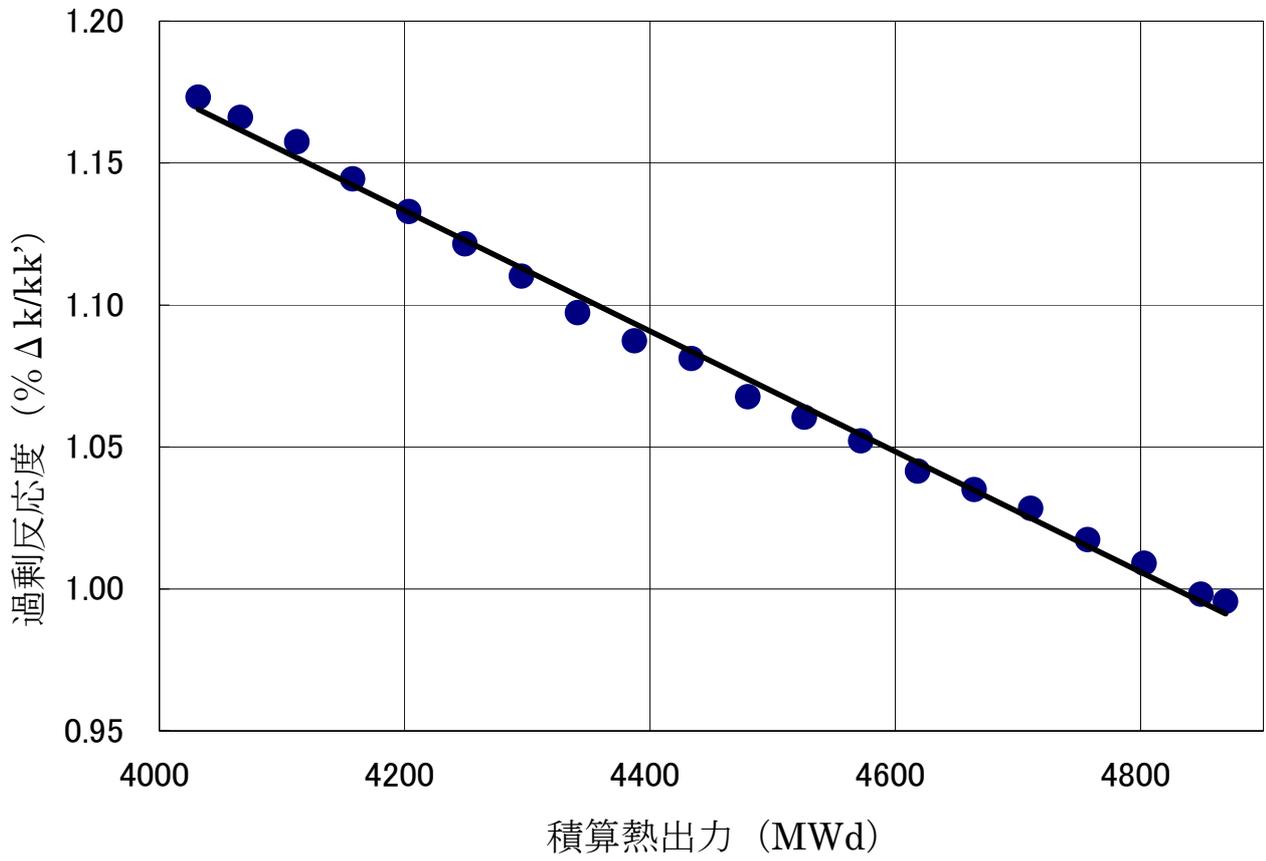


図 5-3 燃焼係数測定結果

## 6. 結 言

MK-Ⅲ性能試験において実施された臨界試験 (NT-312)、過剰反応度測定 (NT-313)、燃焼係数測定 (NT-335) の測定結果をまとめた。測定結果が原子炉設置許可で定める核的制限値を満足することを確認するとともに、測定結果に基づいて炉心管理計算及び JUPITER 等の最新解析手法を検証した。この結果、改造した炉心が所期の設計性能を有し、解析により核特性を精度良く評価できることを確認した。

## 謝 辞

本報告書は、MK-Ⅲ性能試験において炉心特性評価班で実施した内容をまとめたものである。原子炉一課の運転員や敦賀から性能試験に参加していただいた方には大変お世話になった。MK-Ⅲ性能試験運営会議においては多数の方々から有意義な議論を頂いた。また、炉心管理コードに係わる計算作業でアイ・ティ・ジェイ(株)の伊藤智之氏にご協力を頂いた。ここに記して謝意を表す。

## 参考文献

- [1-1] S. Suzuki *et al.*, “Upgrading Program of Experimental Fast Reactor JOYO -The MK-III Program-,” *Proc. of 10th Pacific Basin Nuclear Conference*, Kobe, Japan, Vol.1, p.759-768 (1996).
- [1-2] T. Sekine *et al.*, “Upgrade of irradiation test capability of the experimental fast reactor JOYO,” *Proc. of 11th International Symposium on REACTOR DOSIMETRY*, Belgium, Aug. 18-23, 2002, to be published.
- [1-3] S. Miyakawa *et al.*, “The Fruits and Hope of the Experimental Fast Reactor “JOYO”, ” *Proc. of 13th Pacific Basin Nuclear Conference*, Shenzhen, China, Oct. 21-25, 2002, p.247 (2002).
- [4-1] 大川内 靖、前田茂貴、他：「「常陽」MK-II 炉心特性データベース-JENDL3.2 への改訂」、JNC TN9410 2001-019 (2001)
- [4-2] 大川内 靖、前田茂貴、他：「「常陽」MK-III 炉心管理コードシステム”HESTIA”の開発」、JNC TN9400 2002-070 (2003)
- [4-3] 石川眞、他：「核設計基本データベースの整備 (VIII) —JUPITER 実験解析結果の集大成—」、PNC TN9410 97-099 (1997)
- [4-4] 羽様平、他：「高速炉用統合炉定数 ADJ2000R の作成」、JNC TN9400 2002-064 (2002)
- [4-5] T. Takeda, A. Yosimura, T. Kamei and K. Shirakata: “Prediction Uncertainty Evaluation Methods of Core Performance Parameters in Large Liquid-Metal Fast Breeder Reactors”, *Nucl. Sci. Eng.* 103, 157-165 (1989)
- [4-6] 前田茂貴、他：「「常陽」MK-III性能試験炉心の過剰反応度」、JNC TN9400 2003-083 (2002)
- [4-7] 千葉 豪他、“JENDL-3.2 に基づく高速炉用炉定数 JFS-3-J3.2R の作成”、JNC TN9400 2001-124 (2002)
- [4-8] Croff, A. G.、“A Revised and Updataed Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code”、ORNL-5621 (1980).
- [4-9] 中川正幸、他：「高速炉の核特性解析コードシステム」、JAERI-M 83-006 (1983)
- [4-10] S. Ono, et al.: *Technol. Rep. Osaka Univ.* 33, 1708, 207 (1983)
- [4-11] J. F. Briesmeister、“MCNP-general Monte Carlo N-particle transport code version 4B”、Report LA-12625, Los Alamos National Laboratory (1997).
- [4-12] T. Nakagawa, et al.: “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2,” *Journal of Nuclear Science and Technology* 32, p.1259 (1995)
- [4-13] 小迫和明他、「JENDL3.2に基づいたMCNP用連続エネルギー断面積ライブラリ」、JAERI-DATA-CODE-94-20(1994)

- [4-14] 森貴正、中川正幸：「MVP/GMVP 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード」、JAERI-Data/Code 94-007 (1994)
- [4-15] 千葉 豪、他：“「常陽」MK-III性能試験—制御棒校正 (NT-321) —”,JNC TN9400 2004-057 (2004).
- [4-16] 横山賢治、他：“「常陽」MK-III性能試験—等温温度係数測定 (NT-333) —”,JNC TN9400 2004-012 (2004).
- [4-17] H. Takano et al., JAERI-M 89-141, JAERI (1989).

付 録

表 A-1 燃烧係数測定結果 (詳細)

No.	測定日	時刻	制御棒位置 (mm)						原子炉入口温度 [平均值 (°C)]	熱出力 (MWt)	積算熱出力 (MWd)	過剰反応度* (% Δ k/kk')
			CR-1	CR-2	CR-3	CR-4	CR-5	CR-6				
1	2003/11/14	14:00	516.0	515.0	515.9	514.7	515.0	515.0	349.1	137.2	4031.6	1.160
2	2003/11/14	20:00	516.0	515.6	515.9	516.1	515.4	516.0	349.0	136.6	4066.2	1.150
3	2003/11/15	4:00	517.0	516.9	517.0	516.1	515.4	516.0	348.4	136.3	4112.0	1.140
4	2003/11/15	12:00	518.0	518.0	518.0	517.2	517.0	517.0	348.9	136.5	4157.6	1.128
5	2003/11/15	20:00	519.0	518.0	519.0	518.7	518.0	518.0	349.4	136.3	4203.4	1.116
6	2003/11/16	4:00	519.4	519.0	519.0	520.0	519.0	519.0	349.0	136.5	4249.3	1.105
7	2003/11/16	12:00	520.4	520.1	520.1	521.0	519.0	519.9	349.7	137.1	4295.2	1.097
8	2003/11/16	20:00	521.2	521.0	521.0	521.0	521.0	521.0	349.5	137.7	4341.1	1.087
9	2003/11/17	4:00	521.2	522.1	522.0	522.1	522.0	522.0	349.6	137.6	4387.3	1.076
10	2003/11/17	12:00	522.2	522.1	522.0	523.1	522.0	522.0	349.0	137.0	4433.6	1.067
11	2003/11/17	20:00	523.0	524.1	523.1	524.0	522.0	523.0	349.3	137.8	4479.7	1.058
12	2003/11/18	4:00	524.0	524.1	524.0	524.0	523.0	523.0	348.7	137.4	4525.8	1.048
13	2003/11/18	12:00	524.0	525.1	525.0	524.0	525.0	524.2	348.8	137.3	4572.0	1.040
14	2003/11/18	20:00	525.0	525.1	526.0	525.0	525.0	525.4	349.5	138.1	4618.1	1.033
15	2003/11/19	4:00	526.0	526.0	526.0	526.0	526.0	525.4	349.2	137.3	4664.3	1.022
16	2003/11/19	12:00	527.0	527.0	526.0	526.0	526.9	526.1	349.1	137.2	4710.3	1.015
17	2003/11/19	20:00	527.0	528.0	527.2	528.0	527.9	527.0	349.5	137.0	4756.8	1.004
18	2003/11/20	4:00	528.1	528.0	528.1	528.5	527.9	528.0	349.7	136.9	4802.8	0.995
19	2003/11/20	12:00	529.0	528.0	529.0	529.0	527.9	529.0	349.4	137.3	4849.0	0.986
20	2003/11/20	14:30	529.0	529.0	529.0	529.0	528.5	529.0	349.2	137.6	4863.5	0.984

\* 入口温度、熱出力補正後