



## MK- 性能試験計画と試験結果

前田 茂貴 横山 賢治\* 千葉 豪\*  
関根 隆 青山 卓史

大洗工学センター 照射施設運転管理センター 実験炉部  
\*大洗工学センター システム技術開発部

“JOYO” MK- Core Performance Tests and Results

Shigetaka MAEDA Kenji YOKOYAMA\* Go CHIBA\*  
Takashi SEKINE Takafumi AOYAMA Yukimoto MAEDA

Experimental Fast Reactor Division, Irradiation Center, O-arai Engineering Center  
\*System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center

「常陽」MK-III炉心では、炉内の高速中性子束を従来の1.3倍に増加させるため、燃料領域の拡大、制御棒の移設及びB<sub>4</sub>Cペレットを装填した遮蔽体の装荷等の炉心改造を実施した。また、これに伴い、原子炉熱出力が100MWから140MWに増加したことに対応して、1次冷却材流量をMK-III炉心時の1,100t/hから1,350t/hに増加させるとともに、原子炉入口温度を370℃から350℃へ低下させ、さらに、主中間熱交換器2基、主冷却機4基を交換した。

これらの改造に伴う炉心及びプラントの特性を把握するため、2003年6月末よりMK-III性能試験を開始した。

2003年9月上旬までに実施した過剰反応度、制御棒校正等の低出力での炉物理試験の測定及び炉心管理コードシステム等の予測解析の結果、両者が誤差範囲内で一致することを確認し、計算精度を検証した。また、MK-III炉心の核設計計算の妥当性についても併せて確認した。

*The fast neutron fluence is 1.3 times larger in the “JOYO” MK-III core than in the MK-III core. To achieve this, the fuel region was expanded and subdivided into two enrichment zones, two of six control rods were shifted from 3rd row to 5th row, and reflector subassemblies were replaced by shielding subassemblies in the outer two rows. To accommodate the resulting 40 % power increase, the sodium coolant flow rate in the primary system was increased from 1,100 t/h to 1,350 t/h, and the two intermediate heat exchangers and four dump heat exchangers were replaced.*

*MK-III performance tests began in July 2003 to characterize the upgraded core and heat transfer system.*

*As a result of the reactor physics tests at low power, which were completed by early September, it was confirmed that calculation results agreed with the measurements within uncertainties. Thus, the validity of the nuclear design calculation was confirmed.*

### キーワード

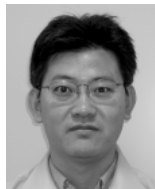
「常陽」、MK-III計画、性能試験、炉物理試験、過剰反応度、制御棒価値、干渉効果、等温温度係数

*JOYO, MK-III Program, Performance Test, Reactor Physics Test, Excess Reactivity, Control Rod Worth, Shadow Effect, Isothermal Coefficient*



前田 茂貴

技術課所属  
研究員  
「常陽」の照射条件評価、使用済燃料の崩壊熱測定及びMK-III性能試験に係る業務に従事



横山 賢治

中性子工学グループ所属  
研究員  
核変換・実機評価に関する研究、次世代解析システムの開発及びMK-III性能試験に係る業務に従事



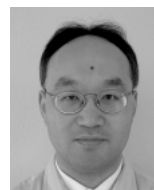
千葉 豪

中性子工学グループ所属  
研究員  
炉定数・核設計基本データベースの整備及びMK-III性能試験に係る業務に従事



関根 隆

技術課所属  
副主任研究員  
「常陽」の炉心管理、照射条件評価及びMK-III性能試験に係る業務に従事



青山 卓史

技術課  
課長代理  
「常陽」の炉心管理、ドシメトリー、燃料破損検出等に係る試験研究及びMK-III性能試験に従事  
原子炉主任技術者  
核燃料取扱主任者  
第一種放射線取扱主任者

1. 緒言

「常陽」MK- 炉心では、炉内の高速中性子束を従来の1.3倍に増加させるための炉心改造として、炉心を2領域化して径方向に拡大し、軸方向には燃料スタック長さを55cmから50cmへ短くした。制御棒配置については、炉心第3列に装荷された6本の制御棒のうち、2本を燃料領域と反射体領域の境界である炉心第5列に移設した。また、炉心の最外周には透過中性子量を減少させるため、B,Cペレットを装填した遮蔽体をステンレス鋼製の反射体と交換して装荷した。

この炉心改造の結果、原子炉熱出力が100MWから140MWに増加したことに対応して除熱性能

を確保するため、1次冷却材流量をMK- 炉心時の1100t/hから1350t/hに増加させるとともに、原子炉入口温度を370℃から350℃へ低下させた。これに伴い、主中間熱交換器2基、主冷却機4基を交換した。

これらの改造に伴う炉心及びプラントの特性を把握するため、2003年6月末から原子炉を起動してMK- 性能試験を開始した。図1に示す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、遮蔽特性試験として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に示す。

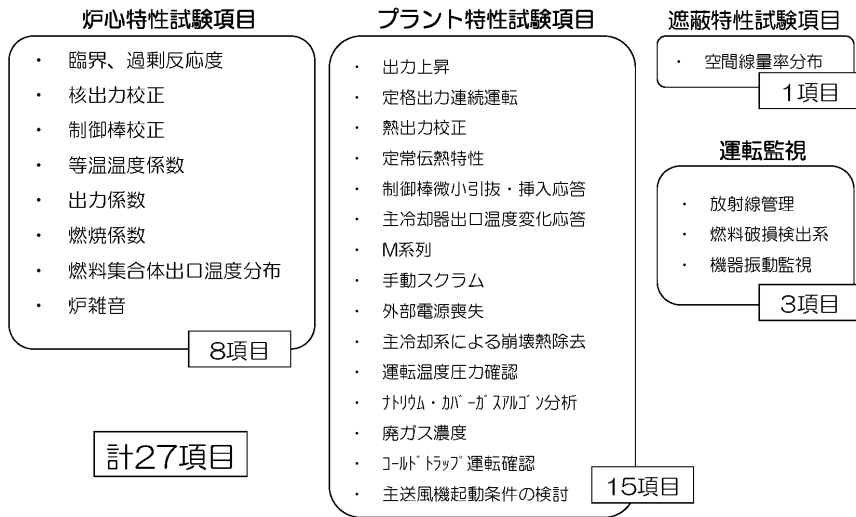


図1 MK- 性能試験項目

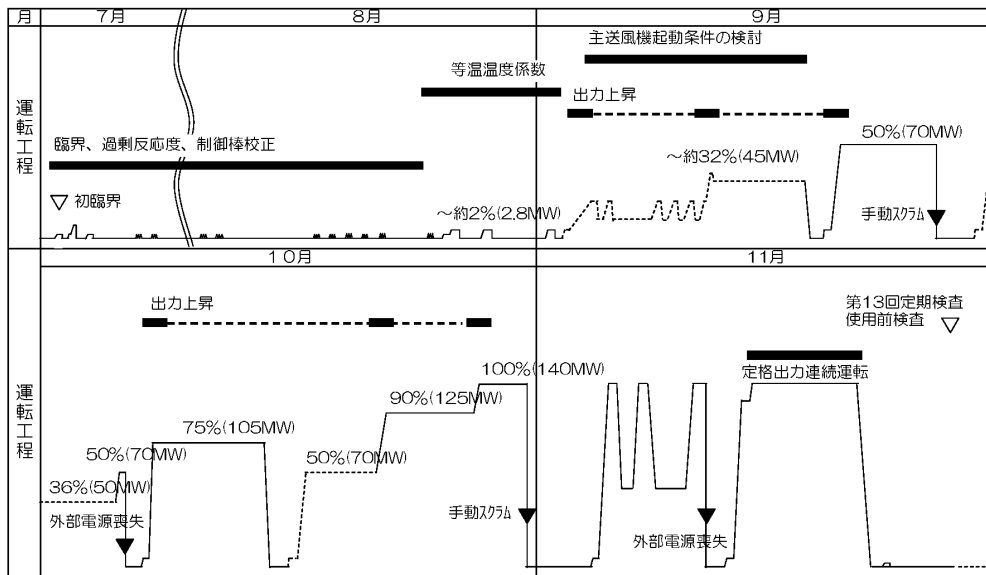


図2 MK- 性能試験工程

本稿では、性能試験項目のうち、2003年9月上旬までに低出力での炉物理試験として実施された過剰反応度、制御棒校正、等温温度係数等の測定及び予測解析結果について述べる。また、測定値との比較によるMK- 炉心の核設計計算の妥当性について述べる。

## 2. 炉心構成

MK- 性能試験用炉心の構成を図3に、また、内側及び外側炉心燃料集合体の仕様を比較して表1に示す。ここで、外側炉心燃料集合体54体のうち20体については、MK- への移行段階であるMK- 炉心第32~35運転サイクルにおいて、燃料領域を段階的に拡大するために先行して炉心第4, 5列に装荷した。この20体のMK- 外側炉心燃料の集合体平均燃焼度は、最大で31,000MWd/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。

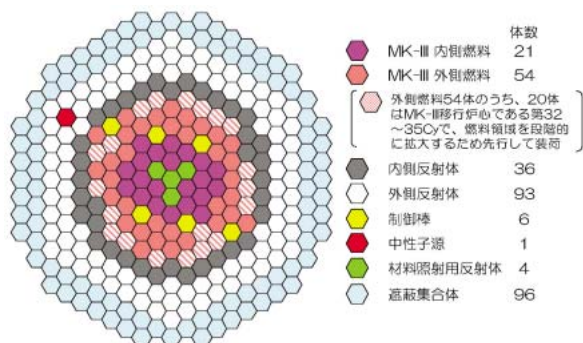


図3 MK- 性能試験用炉心構成

表1 MK- 炉心燃料集合体の仕様

種類	内側燃料集合体	外側燃料集合体
種 類	プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料	
<sup>235</sup> U 濃 縮 度	約18wt%	
核分裂性Pu富化度 ( <sup>239</sup> Pu + <sup>241</sup> Pu)/(Pu + U)	約16wt%	約21wt%
理 論 密 度 比	約94% T.D.	
燃 料 ペ レ ッ ト 直 径	4.63mm	
炉 心 燃 料 領 域 高 さ	50cm	
集 合 体 内 ピ ン 本 数	127本	

## 3. 過剰反応度

### 3.1 試験方法

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より決定される。MK- 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- 炉心では、MK- からの炉心変更により、遮蔽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蔽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- 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 とした。

MK- 性能試験では、2003年6月30日に原子炉を起動し、ナトリウム温度250 の状態で、制御棒を徐々に引抜いていき、7月2日午後2時03分、起動系核計装の中性子計数率が  $2 \times 10^4$  cps に到達し、初臨界を達成した。

この臨界試験において、制御棒の引抜き量と起動系核計装の計数率の相関を測定した結果を図4に示す。MK- 性能試験開始時は、新燃料装荷と改造工事に伴う長期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(a, 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。

MK- 炉心における臨界到達を判断する計数率

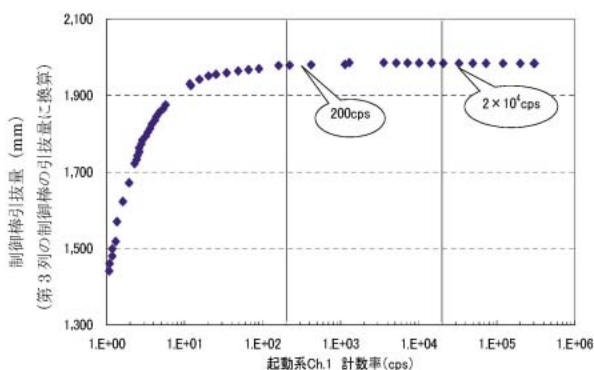


図4 制御棒引抜き量と起動系核計装の計数率の相関

は、本測定結果及び性能試験期間中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  $2 \times 10^4$  cps とした。

ナトリウム温度250 での過剰反応度は、上記計数率での臨界到達時の制御棒位置と、第4節で述べる制御棒校正曲線から投入反応度を求め、これを測定時の原子炉出入口冷却材温度と第5節で述べる等温温度係数の測定結果で補正することにより求めた。

MK- 初臨界時の制御棒均等引抜位置は412.8mmであり、250 での過剰反応度として2.99%  $k/kk'$  を得た。また、実測の等温温度係数を用いて評価した100 での過剰反応度は3.57%  $k/kk'$  であり、原子炉設置許可に定める核的制限値4.5%  $k/kk'$  以下であることを確認した。

### 3.2 計算手法

MK- 炉心においては、各運転サイクルのナトリウム温度250 におけるゼロ出力臨界状態での過剰反応度を、「常陽」炉心管理コードシステム“MAGI”により計算し、これを直近の運転サイクルの測定値と計算値の差(E-C:バイアス値)で補正してきた。

MK- 炉心においては、MK- の炉心管理用に新たに開発したコードシステム“HESTIA”を用いて過剰反応度等の核特性を評価する。HESTIAは“MAGI”と同様にバイアス補正法を適用する。また、最新の解析手法であるJUPITER標準解析手法、統合炉定数ADJ2000R、及びモンテカルロ法等による過剰反応度の評価も併せて実施し、HESTIAの予測精度を検証するとともに、実測値との比較によりこれらの解析手法の計算精度を検証した。以下に各計算コードの概要を示す。

#### (1) MK- 炉心管理コードシステム“HESTIA”

HESTIA<sup>1)</sup>はMK- 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カ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、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>2)</sup>を用いて70群の実効断面積を作成し、これを2次元RZ体系で中性子18群、線7群に縮約して使用

する。HESTIA及び後述するMK- 炉心管理コードシステム“MAGI”の解析フローを図5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。

#### (2) MK- 炉心管理コードシステム“MAGI”

MAGI<sup>3)</sup>は、MK- 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、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。

#### (3) JUPITER標準解析手法<sup>4)</sup>

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6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7に示す直接法リングモデルを用い

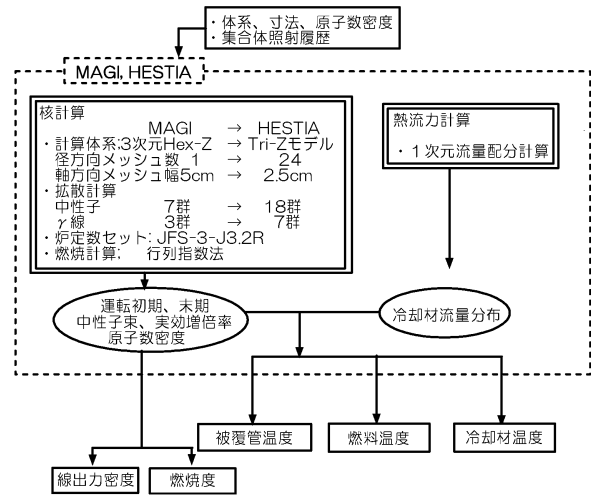


図5 炉心管理コードシステム解析フロー



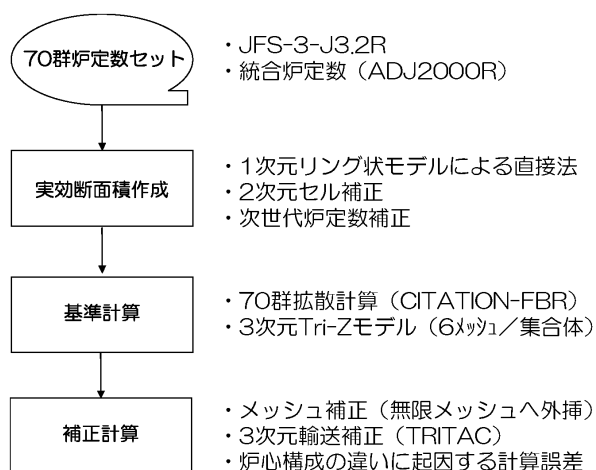


図6 JUPITER標準解析手法の解析フロー

で作成する。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、第35サイクルでの実測値と予測値の差(E-C)を加えることによりバイアス補正を実施した。なお、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) 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い、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8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を用い、断面積にはJENDL-3.2に基づくFSXLIB-J3R2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。

#### (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-炉心第35サイクルにおけるE-Cを用いるが、MK-性能試験用炉心との炉心構成の相違、特に遮蔽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, 炉心管理コード及びJUPITER標準解析手法により、MK-性能試験炉心に装荷した材料照射用反射体を炉心燃料

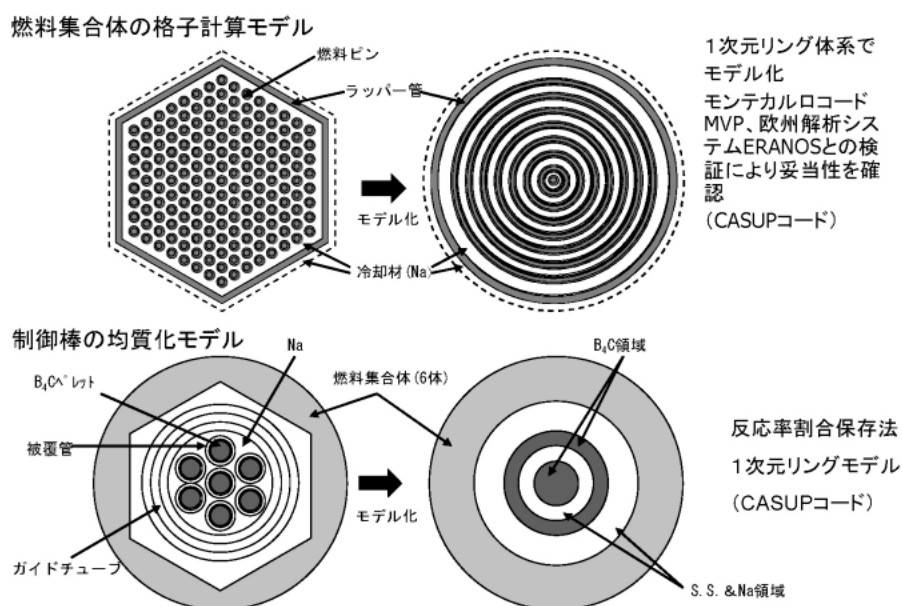


図7 リング化モデルによる実効断面積作成方法

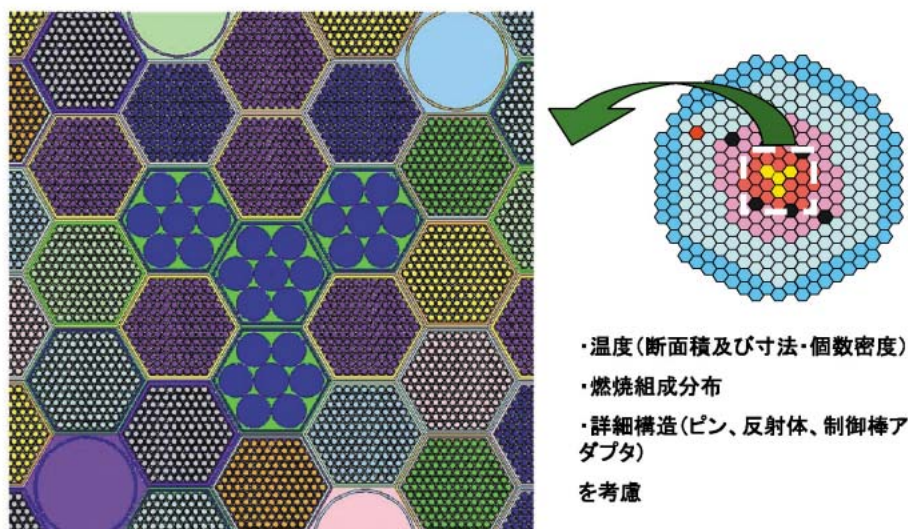


図8 モンテカルロコードにおける炉心のモデル化

集合体に置換した場合、遮蔽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%  $k/k'$ 、HESTIAで約+0.34%  $k/k'$ 、MAGIで約+0.08%  $k/k'$ となった。

### 3.3 計算結果と測定値との比較

MK-性能試験炉心の過剰反応度の予測結果を表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。この要因として、統合炉定数の調整に反映された積分実

表2 MK-性能試験炉心における過剰反応度の解析結果

解析手法	過剰反応度解析値 (% $k/k'$ )
MK- 炉心管理コードシステム“HESTIA” + バイアス補正	3.13 ± 0.16
MK- 炉心管理コードシステム“MAGI” + バイアス補正	3.04 ± 0.16
JUPITER標準解析手法(JFS-3-J3-2R) + バイアス補正	3.36 ± 0.17
JUPITER標準解析手法 (統合炉定数ADJ2000R)	2.79 ± 0.34
モンテカルロ法(MCNP) + バイアス補正	3.16 ± 0.13

誤差は1

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-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、MK-炉心の解析でも確認されている。

予測値と実測値の差(C-E)は-0.2~+0.37%  $k/k'$ であり、予測値と実測値はおおむね一致し、HESTIAは今後のMK-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。

### 3.4 核設計計算法の評価

また、MK-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-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における過剰反応度の評価結果は、2.62%  $k/k'$ 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-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%  $k/k'$ 、MAGIで2.80%  $k/k'$ となり、核

設計計算による結果とほぼ一致したことから、その妥当性を確認した。

#### 4. 制御棒校正

「常陽」の制御棒は、図3に示すように内側及び外側燃料領域の境界である炉心第3列及び燃料領域とステンレス鋼製の反射体領域の境界である炉心第5列に配置されている。中性子吸収材には<sup>10</sup>Bを約90%濃縮した炭化ホウ素(B<sub>4</sub>C)が使用され、ストロークは650mmである。

性能試験における制御棒校正試験では、ペリオド法により全制御棒について、全ストロークの制御棒値を測定し、核的制限値を満足することを確認するとともに、通常の運転サイクルで実施する4本同時差換法による測定を行い、ペリオド法との比較により、その測定精度を確認した。

##### 4.1 試験方法

###### (1) ペリオド法

ペリオド法による測定時の原子炉出力及び反応度の時間変化を図9に示す。測定では、対象となる制御棒を下端位置(0mm)、他の制御棒を均等引抜き位置とした臨界状態(原子炉出力約20kW)から、測定対象の制御棒を反応度計の指示値で約8セントに相当するストローク分引抜いて原子炉出力を増加させ、線形出力系核計装信号により炉周期(ペリオド:原子炉出力がe倍に増加するのに要する時間)を測定し、印加反応度を求める。原子炉出力が約120kWに到達した時点で、他の制御棒を挿入し、再度20kWで臨界とする。以上の手順を、測定対象制御棒が上端位置(650mm)に達するまで、炉心第3列の制御棒については約50

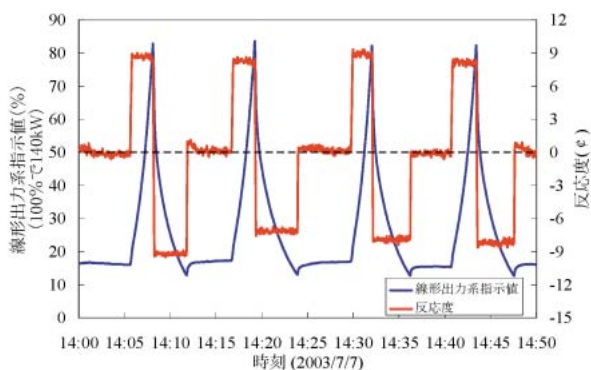


図9 ペリオド法による制御棒校正試験時の原子炉出力と反応度の推移

回、制御棒値が約1/3となる第5列の制御棒については約20回測定した。

なお、ドル単位(1セントは1/100ドル)で得られた測定値を k/kk' 単位に変換するための実効遅発中性子割合  $\beta_{eff}$  については、遅発中性子収率はTuttleの評価値、遅発中性子割合はKeepinの評価値、遅発中性子核分裂スペクトルはSaphierの評価値に基づいて、HESTIAにより算出した。

###### (2) 4本同時差換法

各運転サイクルで実施する運転特性試験では、4本同時差換法を用いて、炉心第3列に装荷された制御棒の反応度値の測定を実施する。本手法では、逆動特性方程式をInverse Kinetics法(IK法)により解いて制御棒の引抜・挿入に伴う反応度値を算出する。ペリオド法が、正の印加反応度に対してのみ測定を行うのに対して、IK法では負の印加反応度(すなわち、炉周期が負の場合)に対しても測定を行う。

4本同時差換法による出力及び反応度変化を図10に示す。4本同時差換法は、測定終了のつど臨界にする(反応度を0セントに調整することなく、4本の制御棒を交互に引抜・挿入しながら測定するため、短時間で測定できる等の利点がある。制御棒操作により投入する反応度は約16セントであり、各制御棒のストローク(295mm~650mm)を約17区間に分割して測定した。

###### (3) 干渉効果の評価

制御棒反応度値は、制御棒挿入位置での中性子束及び中性子インポートランスに比例する。このため、制御棒値の測定結果は、他の制御棒による中性子束の空間分布及びインポートランスの変化による影響を受ける。この効果が制御棒干渉効果

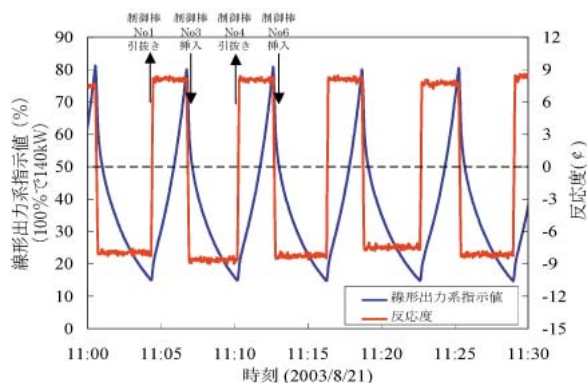


図10 4本同時差換法による制御棒校正試験時の原子炉出力と反応度の推移



である。

ペリオド法及び4本同時差換法では、測定手法上、制御棒の引抜き位置は非均等となるが、原子炉の運転は6本が均等になるよう操作される。このため、過剰反応度、等温温度係数、出力係数の評価においては、制御棒引抜き位置から求める反応度を干渉効果を補正して求めていた。この干渉効果の計算精度を確認するため、制御棒位置をパラメータとしたペリオド法による制御棒価値の測定を行った。

一例として、制御棒No.1に対するNo.4の干渉効果は、干渉効果を生じさせる制御棒（この場合はNo.4）を全引抜きとした場合と炉中心高さ位置とした場合のNo.1の制御棒価値の比を下式により定義する。この計算値を測定結果と比較することにより、干渉効果の計算精度を検証した。

$$\text{干渉効果} = \frac{\text{制御棒No.4を炉心中心高さとした際のNo.1の制御棒価値}}{\text{制御棒No.4を全引抜きとした際のNo.1の制御棒価値}}$$

干渉効果測定時の制御棒パターンの例を図11に示す。評価対象制御棒No.1の反応度価値を、No.1と対称な位置にある制御棒No.4及び隣接する制御棒No.6の引抜き位置を変えてそれぞれ測定した。ここで、干渉効果を生じさせる制御棒No.4、6の引抜き位置は325mm（炉心中心高さ）と650mm（全引抜き）の2ケースとし、制御棒No.4、6の引抜き位置を変えた際の臨界調整は、干渉効果の影響が少ない炉心第5列に装荷した制御棒により行っ

た。炉心第5列に装荷した制御棒の干渉効果についても同様に対称位置及び隣接位置の制御棒位置をパラメータとして測定を行った。

## 4.2 解析手法

過剰反応度解析と同様に、JUPITER標準解析に基づく手法により制御棒価値を解析した。基準計算にはTRITACコードによるXYZ体系の7群輸送計算（径方向には集合体あたり4メッシュ、軸方向は過剰反応度測定と同様）を用い、ペリオド法及び4本同時差換法のそれぞれについて、測定時の制御棒引抜き位置を模擬した計算を行った。実効断面積は、過剰反応度解析と同様に直接法リングモデルを用いて作成した。また、直近のMK-第35運転サイクルの結果から、計算値と実測値の比（C/E）値を求め、これを計算値に乗ずることによりバイアス補正を行った。

## 4.3 測定結果

### (1) ペリオド法

ペリオド法による制御棒価値の測定結果と解析評価の結果を表3に示す。炉心第3列での制御棒価値の実測値は1.98~2.00% k/k'、第5列は0.76, 0.74% k/k'であった。解析値と実測値との比（C/E）は、第3列で0.96~0.97、第5列については0.98, 0.99であり、両者がよく一致することを確認した。

ペリオド法による制御棒価値の測定結果に基づき、炉心核特性を確認した結果を表4に示す。MK-性能試験の制御棒価値に関する核特性は、全ての項目について核的制限値を満足することを確認した。

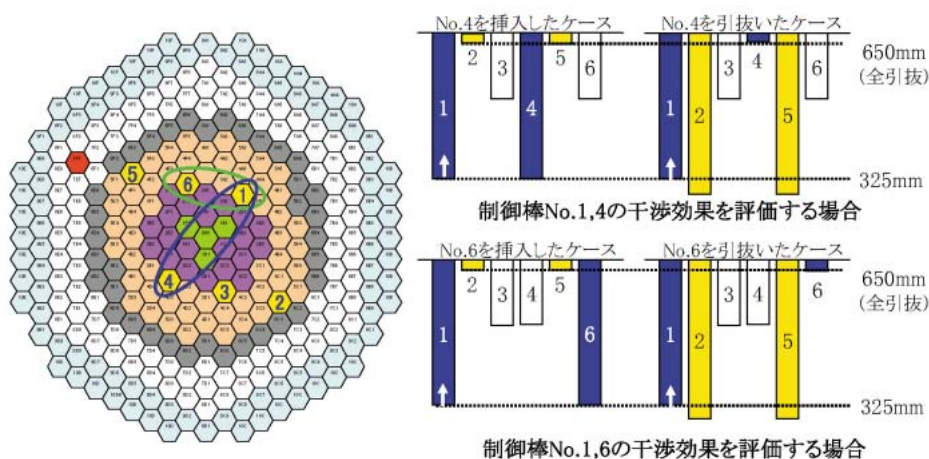


図11 干渉効果測定時の制御棒パターンの例



表3 制御棒反応度価値評価結果

番号	制御棒 装荷位置	制御棒反応度価値			C/E
		解析値	実測値	誤差(1%)	
1	第3列	1.91	2.00	0.07	0.96
2	第5列	0.75	0.76	0.03	0.98
3	第3列	1.92	1.98	0.07	0.97
4	第3列	1.92	1.99	0.07	0.96
5	第5列	0.74	0.74	0.03	0.99
6	第3列	1.92	2.00	0.07	0.96

表4 MK- 性能試験時の炉心特性と核的制限値

項目	測定結果	核的制限値
反応度 制御能力	9.5% k/kk'	7.6% k/kk'以上
反応度 付加率 最大	0.011% k/kk'/s (制御棒引抜き速度: 2.07mm/s 最大微分反応度: 0.0052% k/kk'/mm)	0.019% k/kk'/s以下
原子炉 停止余裕	3.9% k/kk'	1.1% k/kk'以上

## (2) 4本同時差換法

ペリオド法と4本同時差換法による制御棒価値を比較した。制御棒引抜き位置約295~650mm(上端位置)の制御棒価値の測定結果を比較して表5に示す。全ての制御棒について、両者は2%以内で一致することを確認した。今後、定格運転サイクルごとに実施する運転特性試験では、炉心第3列の制御棒の反応度価値は4本同時差換法により測定する。

## (3) 干渉効果

炉心第3列に装荷した制御棒No.1及び炉心第5列に装荷した制御棒No.5の干渉効果の測定値及び計算値の比較を表6に示す。評価対象の制御棒(No.1及びNo.5)に対して、対称位置にある制御棒(No.4及びNo.3)を挿入した場合は、評価対

表5 ペリオド法と4本同時差換法による制御棒価値の比較

制御棒 番号	制御棒価値の測定値(295~650mm) (% k/kk')	
	ペリオド法	4本同時差換法
1	1.13	1.14
3	1.11	1.12
4	1.13	1.14
6	1.14	1.15

表6 制御棒価値の干渉効果

評価対象の 制御棒番号	干渉効果を与える 制御棒番号	干渉効果	
		計算値	測定値
1	4(対称位置)	1.04	1.06
	6(隣接位置)	0.93	0.93
5	3(対称位置)	1.06	1.06
	6(隣接位置)	0.86	0.86

ここで、  
干渉効果 =  $\frac{\text{干渉用制御棒位置を325mmとした場合の  
評価対象制御棒価値}}{\text{干渉用制御棒位置を全引抜き(650mm)とした  
場合の評価対象制御棒価値}}$

象制御棒の中性子束が増加して制御棒価値が大きくなるため、干渉効果は1よりも大きくなる。一方、制御棒No.1及び制御棒No.5に対して、その隣接する制御棒(No.6)を挿入した場合は、評価対象制御棒の中性子束が低下し、制御棒価値が低下するため、干渉効果は1よりも小さくなる。

全ての計算ケースについて、干渉効果の計算結果は測定結果と3%以内で一致し、非均等な引抜き状態で測定した制御棒価値から、均等な引抜き状態での制御棒価値を評価する補正計算手法の妥当性を確認できた。

## 5. 等温温度係数測定

### 5.1 概要

等温温度係数は、(a)温度上昇による核反応断面積の変化(以下、ドップラー反応度)と、(b)熱膨張による炉心体系寸法及び原子数密度の変化(以下、膨張反応度)の2つの反応度効果に大別できる。解析では、実効断面積計算時の温度変化による反応度と、炉心計算時の体系変化による反応度から、それぞれ、ドップラー反応度の効果と膨張反応度の効果を分離して求めた。

測定は、核加熱及び主冷却器の自然通風により1次冷却材温度を約250 から約350 の間で昇温・降温させ、約20 毎に原子炉を臨界にし、その時の制御棒位置から過剰反応度を算出し、その差と冷却材出入口平均温度の差から炉心の温度変化に伴う反応度変化、すなわち等温温度係数を算出した。

### 5.2 解析

#### (1) 解析手法

過剰反応度の解析と同様に、JUPITER 標準解析に基づく解析手法を採用した。

ドブラー反応度の解析には、3次元Tri-Z体系による70群厳密摂動計算(PERKYコード)を使用した。炉心膨張反応度については、Tri-Z体系による70群直接計算(CITATION-FBRコード)を基準計算とし、補正については、過剰反応度評価と同様に輸送補正、メッシュ補正等を考慮した。ドブラー反応度は、原子数密度や炉心体系及び寸法を一定とし、実効断面積作成時の温度だけを変化させて計算した。また、炉心膨張反応度は、実効断面積作成時の温度を一定とし、原子数密度と炉心体系及び寸法を変化させて計算した。炉心の膨張量の算出には設計計算に用いた膨張係数を用い、径方向は $1.6875 \times 10^{-5}/$ 、軸方向については、燃料部分を $0.8713 \times 10^{-5}/$ 、反射体部分を $1.6875 \times 10^{-5}/$ を使用した。

(2) 解析結果

MK-性能試験用炉心の解析結果を、MK-性能試験用炉心及び第35運転サイクルの解析結果と併せて表7に示す。等温温度係数の大部分は膨張反応度によるものである。この結果、MK-移行炉心としてMK-用の外側炉心燃料集合体20体を含む炉心燃料集合体を74体装荷し、燃料領域を径方向に拡大した第35運転サイクルでは、MK-炉心(炉心燃料集合体と照射試験用燃料集合体を合せて約67体を装荷)における測定での平均値( $-4.0 \times 10^{-3} \% k/kk'$ )に比べて膨張反応度の効果が減少するため、等温温度係数の絶対値が小さくなっている。一方、MK-性能試験用炉心では、燃料スタック長が短くなり、軸方向の熱膨張の効果が増大するため、径方向の炉心サイズがほぼ等しい第35運転サイクルに比べて、等温温度係数の絶対値が大きくなる結果となっている。

表7 等温温度係数の解析結果

(単位:  $\times 10^{-3} \% k/kk'$ )

	計 算 値			実 測 値
	ドブラー 反応度	膨 張 反応度	合 計	
MK- 性能試験炉心	-0.534	-3.15	-3.68	昇温時 -3.75 降温時 -3.86
MK- 第35サイクル	-0.516	-2.89	-3.41	昇温時 -3.49
MK- 性能試験炉心	-0.626	-3.13	-3.76	昇温時 -3.96 降温時 -4.12

5.3 測定結果

測定は、系統昇温時、降温時の測定をそれぞれ2回実施した。等温温度係数の測定結果を図12に示す。昇温時、降温時ともに再現性のよい測定結果が得られており、予測解析値との比(C/E)も0.95から0.98とであり、よく一致する結果が得られた。なお、降温時の測定結果の絶対値が、昇温時に比べて約3%大きい結果となる傾向については、MK-炉心でも確認されており、これは昇温時に制御棒を引抜いた際の制御棒駆動機構延長管の熱収縮の時間遅れによる影響が要因と評価されている。この熱収縮による影響については、性能試験期間中の過剰反応度測定において、その影響を測定しており、制御棒引抜後3時間で約1mm収縮することを確認している。この効果を考慮した場合、昇温時・降温時の等温温度係数の測定結果はほぼ一致する。

6. 結 言

MK-性能試験項目のうち、低出力での炉物理試験として過剰反応度測定、制御棒校正試験、等温温度係数測定等を実施し、測定結果が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JUPIETR等の最新の解析手法並びに安全審査に用いた核設計計算手法を検証した。この結果、改造した炉心が設計性能を有し、解析により核特性を精度よく評価できることを確認した。

なお、性能試験の実施及び解析にあたっては、大洗工学センターシステム技術開発部中性子工学Gr.、敦賀本部高速増殖原型炉もんじゅ建設所技術課及び敦賀本部国際技術センター炉心技術開発

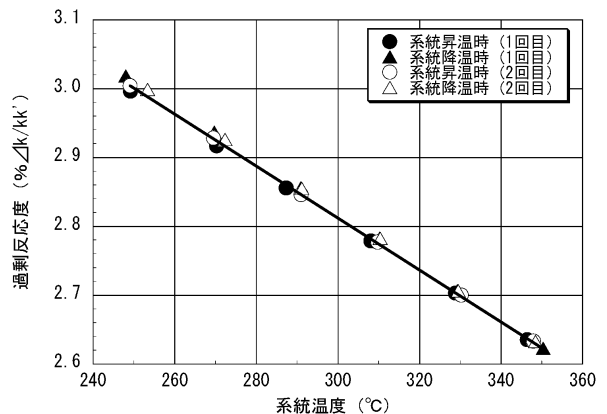


図12 等温温度係数測定結果

Gr.からの参画を得て、試験計画立案、実施、解析等を実験炉部と合同で行った。

今回は、性能試験のうち、低出力での炉物理試験結果を紹介したが、高出力試験及びプラント特性、遮蔽特性、運転監視に係る試験結果等については、別途報告する。

#### 参考文献

1) 大川内靖, 前田茂貴 他: “「常陽」MK- 炉心管理

コードシステム “ HESTIA ” の開発”, JNC TN 9400 2002-070 (2002).

2) 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 TN 9400 2001-124(2001).

3) 関根 隆, 青山卓史 他: “ 高速中性子照射場として的高速実験炉「常陽」のキャラクタリゼーション”, サイクル機構技報 No.6, p. 19 (2000).

4) 横山賢治, 他: “ 核特性解析コードシステムの開発と理由”, サイクル機構技報 No.17, p. 19 (2002).