

“Mimir-N2”による
「常陽」MK-II炉心のステップ応答解析

(研究報告書)

1999年2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。

〒319-1194 茨城県那珂郡東海村大字村松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 319-1194

Japan.

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

1999

"Mimir-N2"による「常陽」MK-II炉心のステップ応答解析 (研究報告書)

吉田 昌宏¹⁾、黒羽 隆也²⁾

要 旨

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を行っており、その一環としてフィードバック反応度の解析精度向上のための検討を行っている。

これまでMK-II炉心の運転を通じて取得してきた等温温度係数や出力係数等の測定データは、複数のフィードバック反応度成分の積分値であり、その結果から個々の成分を分離・評価し、計算精度評価につなげることは困難である。一方、原子炉の自己制御性確認を目的として実施しているステップ応答試験では、ステップ投入直後の反応度の時間挙動がサイクル運転中に変化する現象が見られており、その原因の一つとして燃焼に伴う燃料膨張反応度の変化が考えられている。そこで、ステップ応答におけるフィードバック反応度の燃焼依存性を燃料膨張反応度の変化によるものと仮定し、その変化率をこれまで測定したプラントデータを基に設定することにより、「常陽」プラント動特性解析コード"Mimir-N2"に燃焼に依存した燃料膨張反応度を計算する機能を追加した。

上記機能を追加した"Mimir-N2"を用い、同一炉心の運転初期と末期に測定したステップ応答を解析した結果、燃料膨張反応度の燃焼依存性を考慮することにより、ステップ応答直後の反応度挙動の解析結果は、運転初期、末期とも実測とよく一致することが確認できた。

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

Dynamic Analysis of the the Step Reactivity Response of the JOYO MK-II Core by "Mimir-N2"

Akihiro YOSHIDA¹⁾, Takaya KUROHA²⁾

ABSTRACT

The study on the passive safety test by using the Experimental Fast Reactor Joyo has been performed to demonstrate the inherent safety of fast breeder reactors. In this study, emphasis was placed on the improvement on the accuracy of the feedback reactivity analysis.

In Joyo, information about feedback reactivity can be obtained through the measurements of the isothermal reactivity coefficient and power reactivity coefficient. Only integrated data of several feedback reactivity components exist, so therefore, it is difficult to evaluate the magnitude of each component and compare them with calculated values.

Through the measurements of the step reactivity response, which has been performed in Joyo as a performance test of the reactor control system, the results confirmed that the magnitude of feedback reactivity after insertion or withdrawal of a control rod decreases as the core burn-up increases. The decrease of the feedback reactivity seems to be affected by the depletion of the thermal expansion of fuel pellet during irradiation. Based on the relationship between the power reactivity coefficient and the core averaged burn-up, a burn-up dependency of reactivity caused by thermal expansion of fuel pellet was estimated. The burn-up dependency mentioned above was introduced to the plant dynamics analysis code "Mimir-N2".

By using "Mimir-N2", the step reactivity response calculated for the core indicated a different burn-up when compared with the measured reactivity. As a result, the calculated step reactivity considering the burn-up dependency of reactivity by the thermal expansion of fuel pellets; corresponded with the measured value.

1) Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, O-arai Engineering Center, JNC
2) Nuclear Energy System Inc.

目 次

1. 緒 言	1
2. MK-II炉心の反応度フィードバック特性	2
2.1 「常陽」MK-II炉心の概要	2
2.2 MK-II炉心におけるフィードバック反応度測定	2
3. 計 算	14
3.1 方法	14
3.2 結果	17
4. 結 言	24
参考文献	25

表リスト

表 2.1.1	「常陽」MK-II炉心の主要仕様	6
表 2.1.2	「常陽」MK-II炉心の温度係数	6
表 2.1.3	中性子のエネルギー群構造	9
表 2.2.1	ステップ応答試験実施条件	8
表 3.1.1	遅発中性子割合	19
表 3.1.2	遅発中性子崩壊定数データ	19
表 3.1.3	MK-II第31サイクル炉心の動特性パラメータ	20
表 3.1.4	MK-II平衡炉心における燃料膨張反応度計算用温度係数	21
表 3.2.1	燃焼依存性を考慮した場合の温度係数	21

図リスト

図 2.1.1	MK-II第31サイクル炉心構成図	9
図 2.1.2	温度係数計算フロー	10
図 2.2.1	第31サイクル炉心ステップ応答試験時反応度計記録	11
図 2.2.2	30-100MW間平均出力係数	12
図 2.2.3	MK-II第29' サイクルにおける出力係数測定結果	13
図 3.1.1	"Mimir-N2"フィードバック反応度計算フロー	22
図 3.2.1	第31サイクル炉心初期ステップ応答試験解析結果	23
図 3.2.2	第31サイクル炉心末期ステップ応答試験解析結果	23

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を行っており、その一環としてフィードバック反応度の解析精度向上のための検討を行っている。MK-II炉心の運転を通じて得られるフィードバック反応度に関連した情報として等温温度係数や出力係数等の測定データがあるが、これらは複数の成分の積分値であり、その結果から個々の成分を分離・評価し、計算精度評価につなげることは困難である。

一方、プラント出力変動時のプラント安定性確認を目的としたステップ応答試験では、制御棒によるステップ状の反応度投入後、フィードバック効果が働き反応度が静定するまでの時間挙動がサイクル運転中に変化する現象が見られており、その原因の一つとして燃焼に伴う燃料膨張反応度の変化が考えられる。今回、フィードバック反応度の燃焼依存性が燃料膨張反応度の変化によるものと仮定し、その変化率をこれまで測定したプラントデータを基に設定することにより、「常陽」プラント動特性解析コード"Mimir-N2"に燃焼に依存した燃料膨張反応度を計算する機能を追加した。本書では、"Mimir-N2"を用いて燃焼度の異なる炉心で測定したステップ応答を解析し、その結果を実測値と比較することにより、フィードバック反応度計算手法の妥当性を評価した。

2. MK-II炉心の反応度フィードバック特性

2.1 「常陽」MK-II炉心の概要

高速実験炉「常陽」のMK-II炉心はMOX燃料を用いた67体の炉心燃料集合体とそれを取り巻くステンレス鋼製の反射体からなり、試験目的に応じて、炉心燃料領域及び反射体領域に種々の照射試験用の集合体が装荷される。原子炉出力の制御は炉心第3列及び第5列に配置された6体の制御棒により行われる。MK-II炉心の主要仕様¹⁾を表2.1.1に示す。また、炉心構成例として、今回の作業で計算対象とした第31サイクル炉心の構成を図2.1.1に示す。

「常陽」MK-II炉心のフィードバック反応度成分はすべて負の値を有する。解析例として、MK-II平衡炉心の100MW定格出力状態における温度係数を表2.1.2に示す。計算では、炉定数として核データライブラリJENDL-2に基づく70群の炉定数セットJFS-3-J2²⁾を採用し、これを一次元拡散計算コード"ODD"³⁾の中性子束を用いて7群または18群に縮約した実効断面積を使用した。エネルギー群構造を表2.1.3に示す。ドップラ反応度と燃料、構造材及び冷却材の膨張に伴う温度係数算出に用いる密度係数は、一次摂動理論に基づき、計算コード"HANYO-PERT"³⁾の二次元RZ体系を用いた18群拡散計算により求めた。炉心支持板膨張係数の算出に使用する径方向熱膨張に伴う形状係数は、二次元拡散コード"2DBURN"³⁾の直接計算により求めた。温度係数の計算フローを図2.1.2に示す。ここで、原子数密度には「常陽」MK-II炉心の運転監視コードシステム"MAGI"^{1,4)}による燃料製造データに基づく燃焼計算結果⁵⁾を用いた。また、燃料ペレットの熱膨張率は、 $[8.06 + 4.08 \times 10^{-3}T + 2.33 \times 10^{-7}T^2] \times 10^{-6}$ (出典：GEAP-13582, NUMEC-2389-9)、ステンレス鋼の熱膨張率は $16.25 \times 10^{-6}K^{-1}$ とした。

2.2 MK-II炉心におけるフィードバック反応度測定

「常陽」では通常運転時に下記の試験を行うことにより、MK-II炉心のフィードバック反応度に関する情報を収集してきた。

- ・ ステップ応答試験、M系列試験などの反応度外乱を与えた時のプラント安定性確認試験⁶⁾
- ・ 臨界法に基づく等温温度係数、出力係数、燃焼係数等の各種反応度係数の静

的測定試験¹⁾

上記試験から得られるデータは複数のフィードバック成分の積分値であり、その結果から個々の成分を分離・評価し、計算精度評価につなげることは困難である。しかし、一部の試験結果に燃焼依存性が見られたため、これを利用し、燃焼度の異なる炉心の試験結果を分析・評価することにより、特定のフィードバック反応度成分に関する情報を分離することを試みた。

以下に燃焼依存性が見られるステップ応答試験と出力係数測定試験の概要を示す。

2.2.1 ステップ応答試験

MK-II炉心では、原子炉起動時の出力上昇操作中、定格運転中及び原子炉停止のための出力降下操作中においてステップ応答試験^{7,8)}を行っている。

ステップ応答試験は、微小出力変動時のプラント安定性の確認を目的としたものであり、出力安定状態において制御棒をステップ状に操作することにより微小な正または負の反応度を炉心に投入し、その後のプラント挙動を測定するものである。なお、本試験は出力上昇・降下操作を妨げない範囲で行うため、投入する反応度は $\pm 2 \sim 5\%$ 程度としている。

第31サイクルに原子炉出力約90～95MW間で実施したステップ応答試験時の反応度計の記録を図2.2.1に、この時の試験実施条件を表2.2.1に示す。サイクル初期と中期は約90MWでの出力安定状態から制御棒を引抜き、正の反応度をステップ状に投入している。サイクル末期は約95MWでの出力安定状態から制御棒を挿入し、負の反応度をステップ状に投入している。これより、いずれのケースにおいても、ステップ反応度投入後、直ちにフィードバック反応度が働き、原子炉出力は静定する。

ステップ投入直後の反応度挙動は、フィードバック反応度の大きさに依存するが、これまでのステップ応答試験結果では、炉心平均燃焼度の増加に伴い、フィードバック反応度が小さくなる傾向が見られてきた。図2.2.1においても、第31サイクル初期では反応度がほぼゼロとなるまでに要する時間は約100sであるのに対し、サイクル中期と末期では約150sを要しており、フィードバック反応度が初期と比較して小さくなっていることがわかる。

2.2.2 出力係数

MK-II炉心では、運転サイクル初期及び末期の出力上昇／降下操作時に原子炉出力を約30～100MWの範囲で5MW毎に安定させ、その時の過剰反応度を臨界法により測定することにより、静的な出力係数を評価している。これまでのサイクルで測定した30～100MW出力間平均出力係数を図2.2.2に示す^{1,4)}。これより、出力係数においてもステップ応答試験と同様、炉心燃焼度の増加により絶対値が小さくなる傾向が見られる。

ここで、図2.2.2に示したデータのうち、比較的低燃焼度側のものはサイクル起動時の出力上昇操作中の測定値であり、高燃焼度側は停止時の出力降下操作中の測定値である。出力係数の燃焼依存性に関しては、出力上昇時と降下時の系統温度変化の時間遅れによるもの等も考えられたため、MK-II第29'サイクル炉心において短期間に原子炉出力の上昇／降下を繰り返し、この時の出力係数を測定した。測定結果を図2.2.3に示す⁹⁾。これより、出力上昇時と降下時の出力係数はよく一致し、燃焼依存性がプラント操作の違いによるものではないことが確認できる。

2.2.3 フィードバック反応度の燃焼依存性について

フィードバック反応度を構成する成分のうち、構造材膨張反応度と冷却材膨張反応度は燃焼に伴い変化することはない。上記以外の成分の燃焼依存性について下記に示す。なお、フィードバック反応度のうち炉心支持板膨張反応度については若干の燃焼依存性が考えられるが、ステップ投入直後の反応度挙動測定時及び出力係数測定試験時に原子炉入口温度は一定であるため、ここでは省略する。

① ドップラ反応度

燃焼に伴い燃料組成が変化するため、ドップラ係数にも燃焼依存性は存在するがその量は小さい。例として、MK-II炉心設計による初期炉心と平衡炉心のドップラ係数（全炉心）は -1.62×10^{-3} と $-1.68 \times 10^{-3} [T \frac{dK}{dT}]$ であり¹⁰⁾、その差は4%しかなく、図2.2.2に示した出力係数の絶対値の低下を説明できない。

② 燃料膨張反応度

仏国RAPSODIE炉の安全特性試験評価等を通じ、被覆管により燃料ペレットが拘束され燃料膨張反応度が変化する可能性が示唆されている¹¹⁾。この現象はス

エリングによる外径増加の影響を受けることから燃焼依存性が予想される。また、クラックの発生や組織変化に伴う燃料ペレットの線膨張率の変化等も燃料膨張反応度の燃焼依存性の原因として考えられ。これより、出力係数等の燃焼依存性の原因としては燃料膨張反応度が有力であるが、照射後の燃料ペレットの物性データが十分に得られていないため、現状、その定量評価は難しい。

③ 炉心湾曲反応度

炉心構成要素の湾曲状態は、ラッパ管の照射スエリングや照射クリープによる応力緩和等により燃焼に依存して変化する¹²⁾。しかし、これまでのMK-II炉心の湾曲解析経験より、平衡炉心における燃料集合体パッド部の変位量は、最大値、平均値とも燃焼による変化は小さいことが確認されている¹³⁾。炉心湾曲反応度が本件に関しては、今後詳細に検討を進める予定であるが、ステップ応答や出力係数の燃焼依存性を説明しうるものではないため、ここでの検討対象からは外すこととする。

④ 制御棒と燃料の相対位置変化に伴う反応度

ステップ応答試験や出力係数測定試験時には、燃料と冷却材の温度変化を伴うため、燃料ペレット、制御棒駆動機構の延長管及び原子炉容器の熱変位により炉心燃料と制御棒の相対位置が変化し反応度¹⁴⁾が投入されるが、通常の運転サイクルでは初期と末期で制御棒引き抜き位置が異なるため、投入される反応度量に差が生じる。このうち、燃料ペレットの膨張による効果には、②で述べたとおり燃焼依存性が予想される。また、ステップ応答試験時の冷却材出口温度変化は5℃程度であり、この時の制御棒駆動機構の延長管の熱膨張は0.1mmと小さく（Na中浸漬長さ約1m、ステンレス鋼の線膨張係数： $16.25 \times 10^{-6} \text{K}^{-1}$ より概算）、これによる反応度はたかだか0.5¢でしかない。炉容器の熱膨張による反応度はこれより小さく、かつ、時間遅れによりステップ応答試験時の反応度にほとんど影響を与えない。

以上より、燃焼に伴うフィードバック反応度変化の要因として燃料膨張反応度及び燃料ペレットの熱変位による制御棒と燃料の相対位置変化が考えられるが、図2.2.2に見られる出力係数の変化を説明しうる可能性のあるものは燃料膨張反応度のみである。

表 2.1.1 「常陽」MK-II 炉心の主要仕様

項目	仕様	備考
原子炉熱出力	100MWt	
一次冷却材流量	1,260t/h	
原子炉入口温度	370℃	
原子炉出口温度	500℃	
燃料スタック長	55cm	
炉内燃料装荷本数	67体	
ラッパ管外対面距離	78.5cm	
集合体ピッチ	81.5cm	
燃料	燃料材	プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料
	燃料要素外径/内径	5.5/4.8mm
	燃料ペレット外径	4.63mm
集合体	プルトニウム富化度	30w/o以下
	ウラン濃縮度	約18w/o
棒	ペレット密度	94%T.D.
	ピン本数	127
	構造材	SUS316相当ステンレス鋼
制御棒	制御要素材	B ₄ Cペレット
	制御要素濃縮度	90%
	B ₄ Cペレット外径	16.3mm
	制御材有効長さ	650mm
反射体	要素本数	7
	要素(内側)	SUS316/SUS304
ラッパ管材	SUS316相当ステンレス鋼	

表 2.1.2 「常陽」MK-II 平衡炉心の温度係数

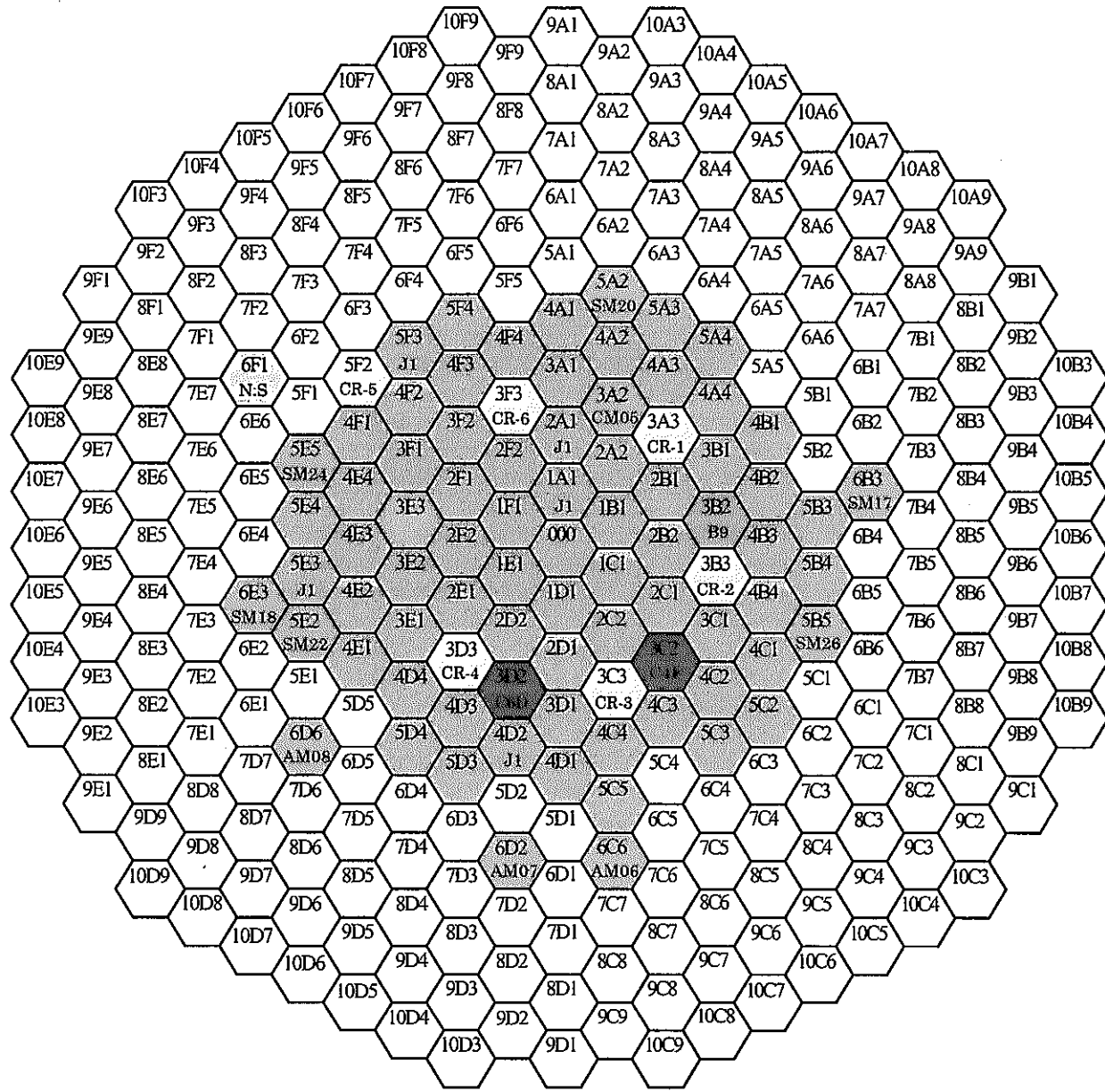
	(Δk/kk)/℃				
	炉心	径方向 反射体	上部軸方向 反射体	下部 空間部	全炉心合計
燃料ペレット膨張	-4.13E-06	—	—	—	-4.13E-06
被覆管膨張	-1.21E-06	—	—	—	-1.21E-06
ラッパ管膨張	-3.53E-07	-1.34E-06	-4.90E-07	-2.16E-07	-2.40E-06
炉心支持版膨張	-1.15E-05	-8.66E-07	-3.90E-07	-6.66E-08	-1.28E-05
冷却材膨張	-5.53E-06	-1.65E-06	-9.15E-07	-2.55E-06	-1.07E-05
ドップラー効果	-1.39E-06	—	—	—	-1.39E-06
合計	-2.41E-05	-3.85E-06	-1.79E-06	-2.83E-06	-3.26E-05

表 2.1.3 中性子のエネルギー群構造

群数			境界エネルギー(eV)		群数			境界エネルギー(eV)	
7群	18群	70群	上限	下限	7群	18群	70群	上限	下限
1	1	1	1.0000E+07	7.7880E+06	6	15	38	9.6112E+02	7.4852E+02
		2	7.7880E+06	6.0653E+06			39	7.4852E+02	5.8295E+02
	2	3	6.0653E+06	4.7237E+06			40	5.8295E+02	4.5400E+02
		4	4.7237E+06	3.6788E+06		16	41	4.5400E+02	3.5358E+02
	3	5	3.6788E+06	2.8650E+06			42	3.5358E+02	2.7536E+02
		6	2.8650E+06	2.2313E+06			43	3.5358E+02	2.1445E+02
	4	7	2.2313E+06	1.7377E+06		17	44	2.1445E+02	1.6702E+02
		8	1.7377E+06	1.3534E+06			45	1.6702E+02	1.3007E+02
2	5	9	1.3534E+06	1.0540E+06	7	18	46	1.3007E+02	1.0130E+02
		10	1.0540E+06	8.2085E+05			47	1.0130E+02	7.8893E+01
	6	11	8.2085E+05	6.3928E+05			48	7.8893E+01	6.1442E+01
		12	6.3928E+05	4.9787E+05			49	6.1442E+01	4.7851E+01
		13	4.9787E+05	3.8774E+05			50	4.7851E+01	3.7267E+01
3	7	14	3.8774E+05	3.0197E+05			51	3.7267E+01	2.9023E+01
		15	3.0197E+05	2.3518E+05			52	2.9023E+01	2.2603E+01
	8	16	2.3518E+05	1.8316E+05			53	2.2603E+01	1.7603E+01
		17	1.8316E+05	1.4264E+05			54	1.7603E+01	1.3710E+01
		18	1.4264E+05	1.1109E+05			55	1.3710E+01	1.0677E+01
4	9	19	1.1109E+05	8.6517E+04			56	1.0677E+01	8.3153E+00
		20	8.6517E+04	6.7379E+04			57	8.3153E+00	6.4760E+00
	10	21	6.7379E+04	5.2475E+04			58	6.4760E+00	5.0435E+00
		22	5.2475E+04	4.0868E+04			59	5.0435E+00	3.9279E+00
		23	4.0868E+04	3.1828E+04			60	3.9279E+00	3.0590E+00
	11	24	3.1828E+04	2.4788E+04			61	3.0590E+00	2.3824E+00
		25	2.4788E+04	1.9305E+04			62	2.3824E+00	1.8554E+00
		26	1.9305E+04	1.5034E+04			63	1.8554E+00	1.4450E+00
5	12	27	1.5034E+04	1.1709E+04			64	1.4450E+00	1.1254E+00
		28	1.1709E+04	9.1188E+03			65	1.1254E+00	8.7642E-01
	13	29	9.1188E+03	7.1017E+03	66	8.7642E-01	6.8256E-01		
		30	7.1017E+03	5.5308E+03	67	6.8256E-01	5.3158E-01		
		31	5.5308E+03	4.3074E+03	68	5.3158E-01	4.1399E-01		
14	32	4.3074E+03	3.3546E+03	69	4.1399E-01	3.2242E-01			
	33	3.3546E+03	2.6126E+03	70	3.2242E-01	1.0000E-05			
		34	2.6126E+03	2.0347E+03					
		35	2.0347E+03	1.5846E+03					
		36	1.5846E+03	1.2341E+03					
		37	1.2341E+03	9.6112E+02					

表 2.2.1 第 31 サイクル炉心ステップ応答試験実施条件

反応度 投入前 出力 [%]	操作 制御棒 No.	操作前 位置 [mm]	操作後 位置 [mm]	引抜 量 [mm]	投入 反応度 [% $\Delta k/kk'$]	投入 反応度 [ϕ]	炉心平均 燃焼度 [MWd/t]	試験 実施日	経過 日数 [d]
89.63	6	481.9	486.2	4.2	1.46E-02	3.39	24,900	97/7/16	0
89.87	6	537.7	541.2	3.5	8.87E-03	2.06	—	97/8/28	43
94.17	6	565.1	561.0	-4.1	-8.88E-03	-2.06	32,300	97/9/11	57



	炉心燃料集合体	64体
	C型特殊燃料集合体	2体
	B型特殊燃料集合体	1体
	材料照射用反射体	10体 ^注
	制御棒	6体
	中性子源	1体
	反射体	228体
	MARICO	1体

注 CMIR-5(3A2), SMIR-17(6B3)
 SMIR-18(6E3), SMIR-20(5A2)
 SMIR-22(5E2), SMIR-24(5E5)
 SMIR-26(5B5), AMIR-6(6C6)
 AMIR-7(6D2), AMIR-8(6D6)

図2.1.1 MK-II炉心第31サイクル炉心構成

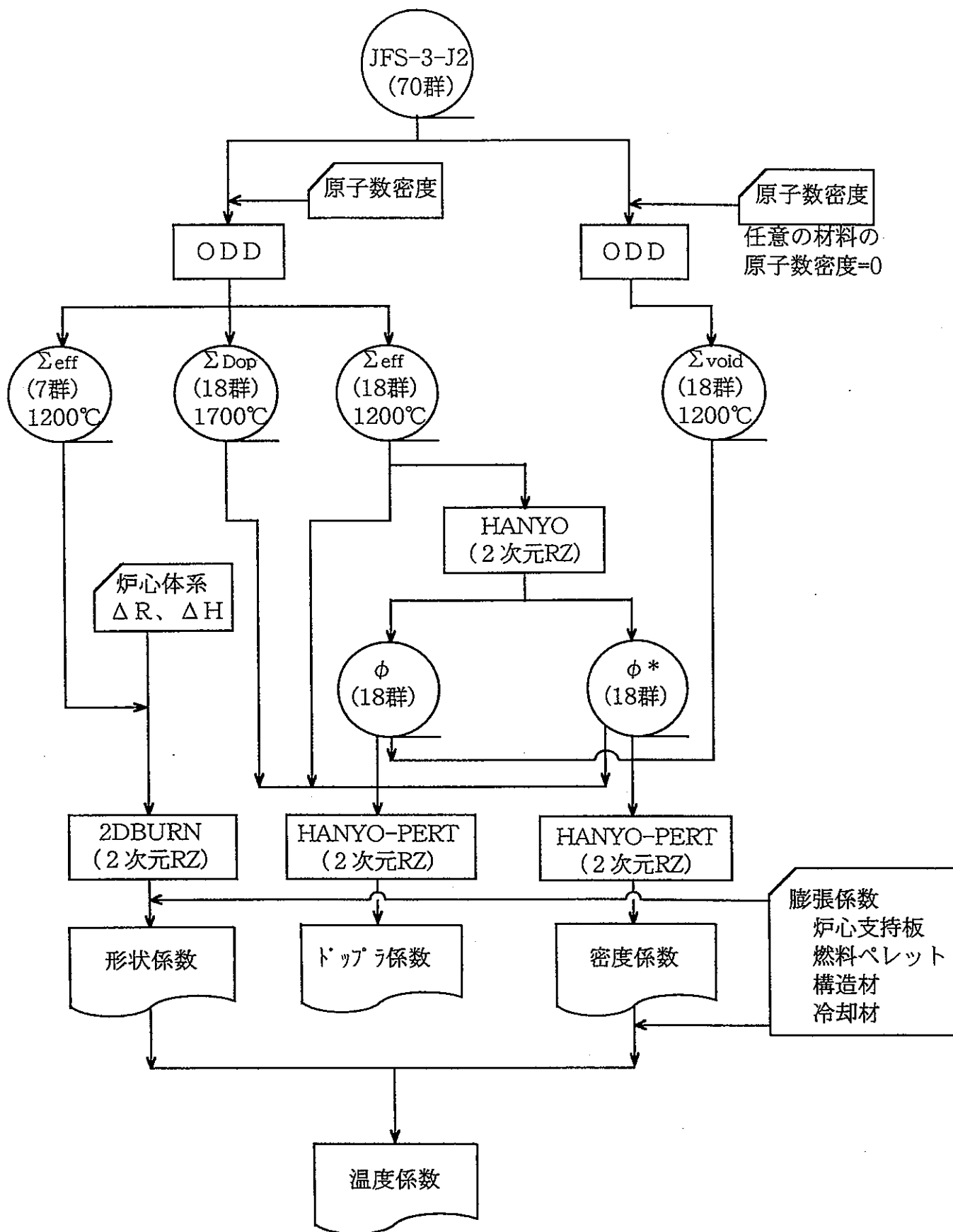


図2.1.2 温度係数計算フロー

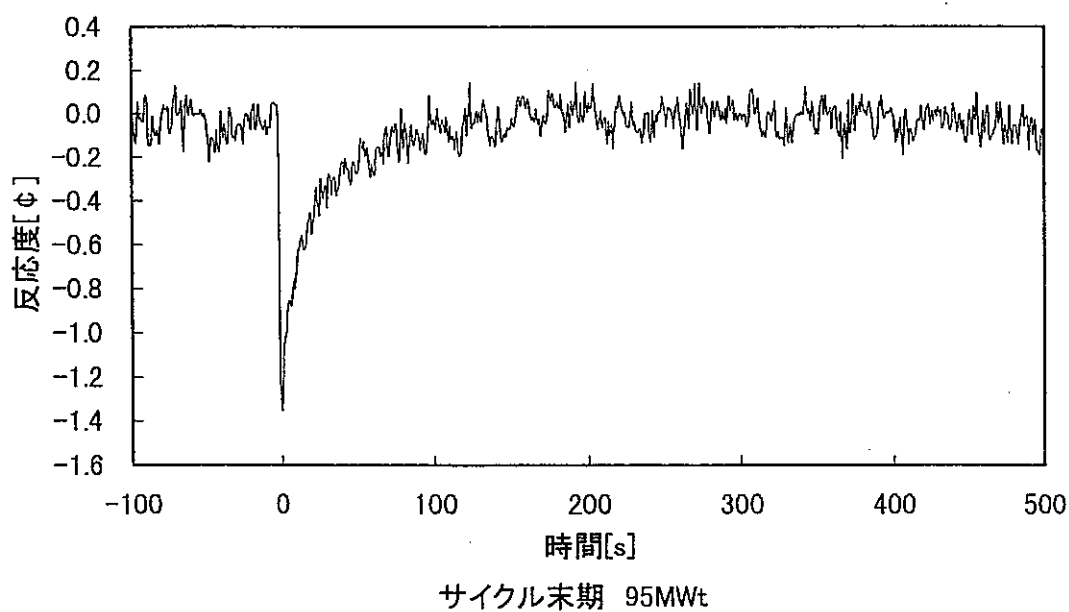
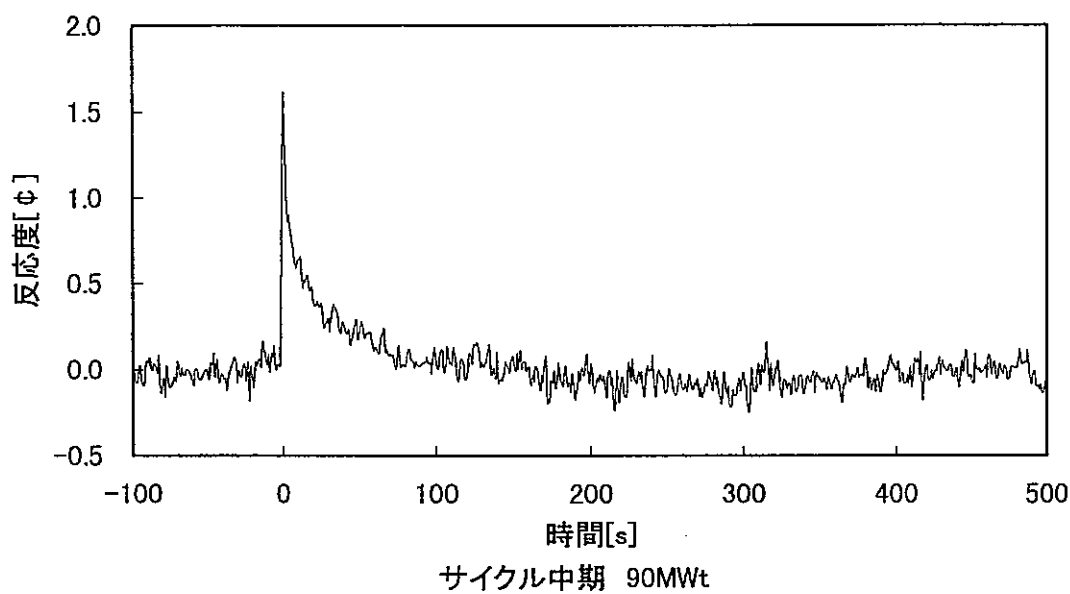
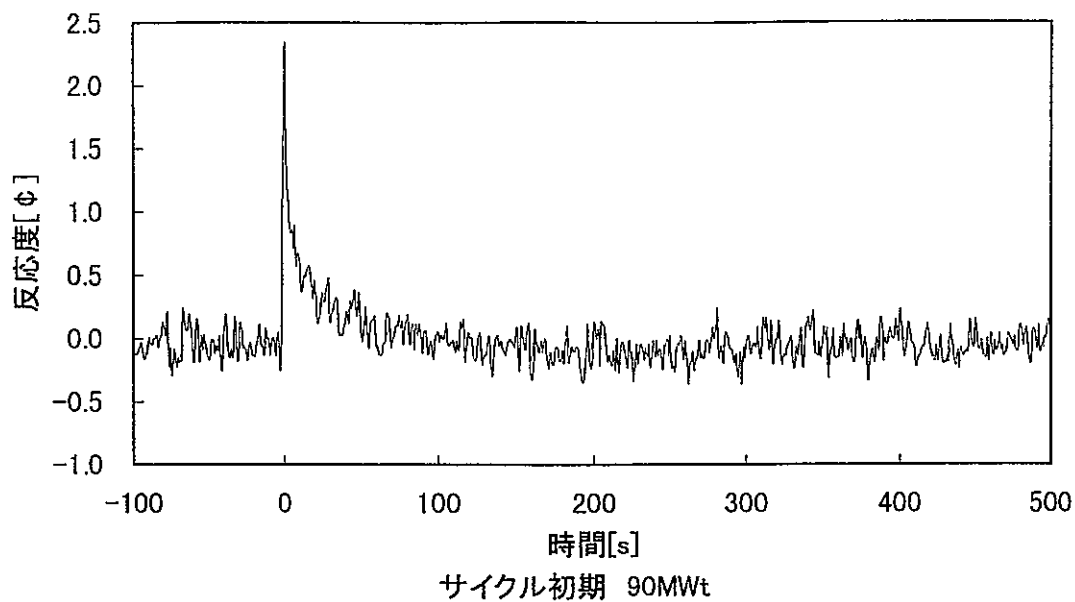


図2.2.1 MK-II炉心第31サイクルステップ応答試験時反応度計記録

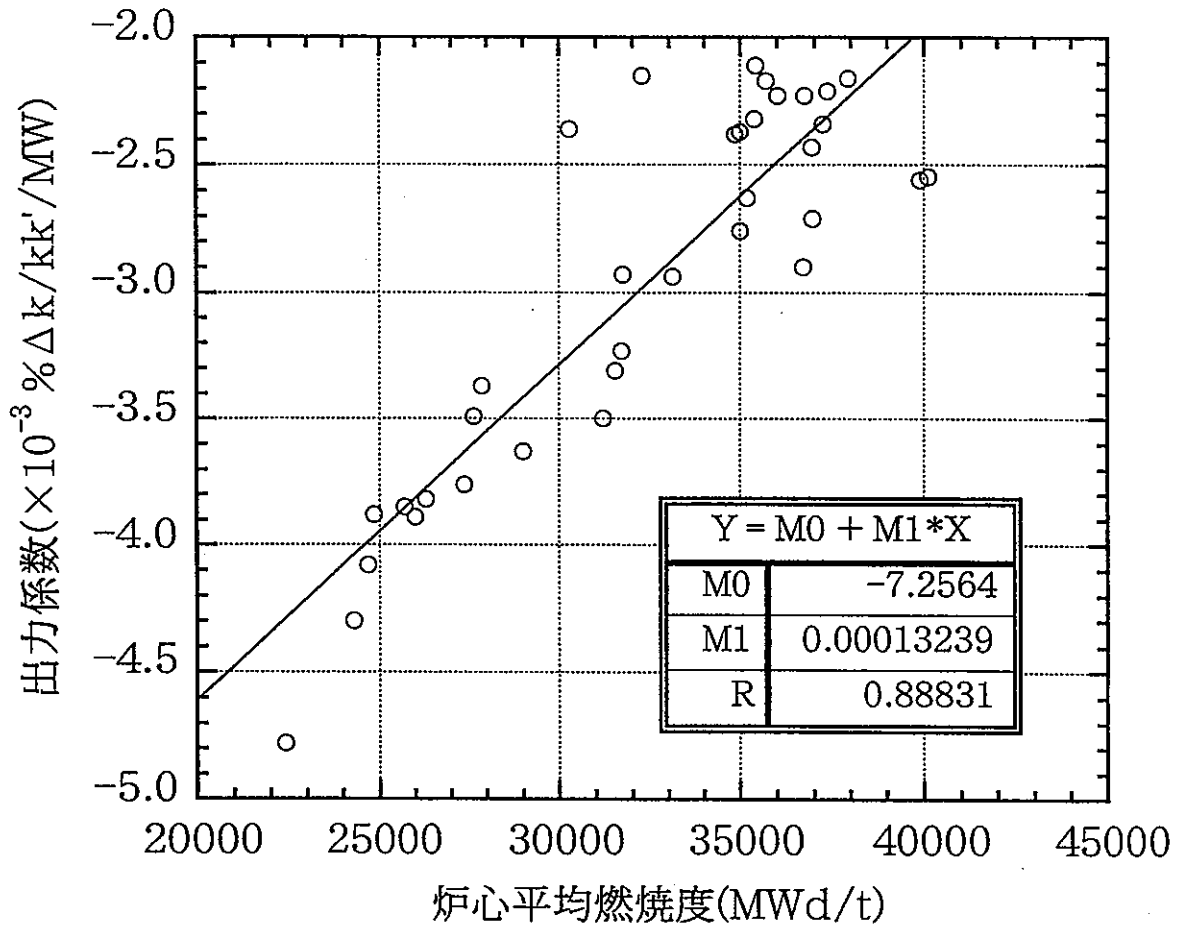


図2.2.2 30-100MW間平均出力係数

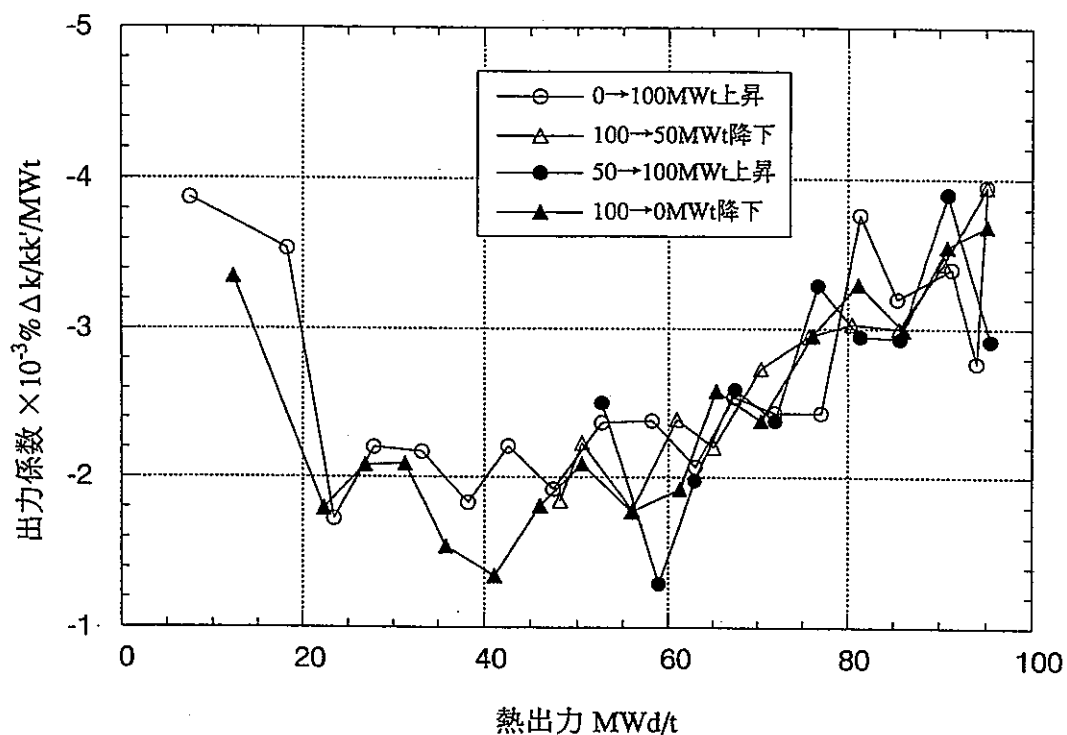


図2.2.3 MK-II第29' サイクルにおける出力係数測定結果

3. 計 算

3.1 方法

フィードバック反応度の燃焼依存性を燃料膨張反応度の変化によるものと仮定して、出力係数と炉心平均燃焼度の関係を定量的に評価した結果を基に燃焼依存性を考慮した燃料膨張反応度計算モデルを作成し、「常陽」のプラント動特性解析コード"Mimir-N2"を用いてステップ応答の解析を行った。

3.1.1 "Mimir-N2"の概要

"Mimir-N2"は「常陽」の冷却材自然循環時の炉心及び冷却系の熱流動特性を解析するために開発・整備を行ってきたコードであり、これまで、「常陽」設置許可の安全解析¹⁰⁾や自然循環試験解析¹⁵⁾等に使用してきた。

"Mimir-N2"では、「常陽」の全プラント（炉心、一次冷却系及び二次冷却系）をモデル化し、差分法に基づき、定常及び非定常の一次元熱流解析を行う。炉内の冷却材流量配分についてはフローネットワーク解析を行い、冷却系の解析ではナトリウムを一次元非圧縮性流体として扱っている。

3.1.2 動特性計算

今回着目した炉心部については一点炉近似の動特性計算を行っている。動特性パラメータ（ β_{eff} 、 λ_{eff} ）には、下記の式に基づく"MAGI"による計算結果を用いた。

$$\beta_{eff_i} = \frac{\int_{\text{全炉心}} dr \sum_{g'=1}^7 \chi_{ikg'}^d \phi_{g'}^{\dagger} \sum_{g=1}^7 v \Sigma_{fgk} \beta_{ik} \phi_g}{\int_{\text{全炉心}} dr \sum_{g=1}^7 \chi_{pg}^p \phi_g^{\dagger} \sum_{g=1}^7 v \Sigma_{fgk} \phi_g} \dots\dots\dots (3.1)$$

$$\lambda_{eff_i} = \frac{\int_{\text{全炉心}} dr \sum_{k=1}^6 \beta_{ik} \lambda_i \sum_{g=1}^7 v \Sigma_{fgk} \phi_g}{\int_{\text{全炉心}} dr \sum_{k=1}^6 \beta_{ik} \sum_{g=1}^7 v \Sigma_{fgk} \phi_g} \dots\dots\dots (3.2)$$

ここで、

- β_i : i 番目の遅発中性子生成割合
- χ_{di} : 遅発中性子の核分裂スペクトル
- χ_p : 即発中性子の核分裂スペクトル
- ν : 1核分裂あたりの中性子発生個数
- Σ_f : 核分裂実効マクロ断面積
- ϕ : 中性子束
- ϕ^* : 随伴中性子束
- λ_i : i 番目の先行核の崩壊定数

である。添字 i は遅発中性子先行核の群（6群）、 g は中性子エネルギー群（7群）、 k は核種を示す。計算対象は ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 及び ^{242}Pu の6核種である。

"MAGI"では、三次元Hex-Z体系を用いた全炉心の7群拡散計算を行っており、(3.1)、(3.2)式に代入する ϕ 、 ϕ^* にはこの計算結果を使用し、 Σ_f には"MAGI"の入力用に作成した実効マクロ断面積を使用する。実効断面積はJFS-3-J2を"CITATION"による二次元拡散計算による中性子束を用いて7群に縮約して作成したものである。 β_i 、 λ_i 及び χ_{di} にはTomlinsonの評価値¹⁶⁾（表3.1.1、3.1.2参照）を用いた。なお、 χ_p は簡易的に全核種とも ^{239}Pu の値とした。

MK-II第31サイクル炉心の動特性パラメータを表3.1.3に示す。「常陽」炉心燃料はPu富化度約30%、 ^{235}U 濃縮度約18%であり、平成9年から炉心への装荷を開始した取替燃料では、燃料メタル中約33%がfissile核種で、そのうち ^{239}Pu の存在比が約54%と最も大きく、次に ^{235}U が約40%存在する。そのため、 β_{eff} の値はほぼ両核種の値を平均した値となり、平衡炉心では約 4.3×10^{-3} で一定である。

3.1.3 フィードバック反応度計算

"Mimir-N2"では、フィードバック反応度成分としてドップラ反応度、燃料・構造材・冷却材・炉心支持板膨張反応度を取り扱っている。"Mimir-N2"のフィードバック反応度計算モデルを図3.1.1に示す。なお、図2.1.2に示したフローを用いた場合の米国SEFOR炉のドップラ反応度実験解析によるC/E値は 0.94 ± 0.13 であるため⁹⁾、"Mimir-N2"によるステップ応答解析ではドップラ係数にE/C補正（補正係数：1.064）を施した。

"Mimir-N2"では燃料膨張反応度： $\rho_f(r,Z)$ ($\% \Delta k/k'$) は下式により計算される。

$$\rho_{fuel}(r,Z) = WFEX(r,Z) \times \Delta T(r,Z) \times V(r,Z) \dots\dots\dots (3.3)$$

ここで、WFEX(r,Z) : 温度係数 (%Δk/kk'/°C/cm³)
 ΔT(r,Z) : 燃料温度変化 (°C)
 V(r,Z) : メッシュ体積 (cm³)

であり、rは炉心流動計算チャンネル、Zは軸方向メッシュ位置を示す。今回の解析では、燃料については装荷列毎に計算チャンネルを設定し、それ以外に照射燃料集合体(2種類)、制御棒、内側反射体(第5列、内側反射体(第6列)、外側反射体A、外側反射体B、材料照射用反射体(2種類)の計算チャンネルを設定している。なお、中性子源は内側反射体として扱っている。計算に用いたWFEX(r,Z)表3.1.4に示す。これは図2.1.2に示した計算フローに基づき計算したものである。

3.1.4 燃料膨張反応度への燃焼依存性考慮

今回、表3.1.4に示したWFEX(r,Z)を燃焼度に応じて変更することにより、燃焼に伴う燃料膨張反応度の変化を考慮することとした。WFEX(r,Z)の変更方法を下記に示す。

(1) 出力係数データの整理

図2.2.2に示したMK-II炉心の30~100MW間平均出力係数： k_p^{core} と炉心平均燃焼度： B^{core} (MWd/t) の関係を最小二乗法により一次式にフィッティングした結果、以下の式が得られた。

$$k_p^{core} = -7.26 \times 10^{-3} + 1.324 \times 10^{-7} \times B^{core} \dots\dots\dots (3.4)$$

ここで、添字coreは全炉心の値であることを示している。

(2) 燃料膨張反応度と炉心平均燃焼度の関係

MK-II炉心の出力係数解析結果より、100MW定格出力付近の出力係数に占める燃料膨張反応度の割合は約60%である。燃料膨張反応度の変化のみにより、出力係数が(2)式の燃焼依存性を示すためには、燃料膨張反応度： k_{fuel}^{core} は下式に示す燃焼依存性を有する必要がある。

$$k_{fuel}^{core} = 1 - 3.041 \times 10^{-5} \times B^{core} \dots\dots\dots (3.5)$$

ここで、 k_{fuel}^{core} は0MWd/tの値が1.0となるよう規格化した。

(3) 燃料膨張反応度と炉心平均燃焼度の関係

簡易的に全炉心について求めた上記の燃料膨張反応度と炉心平均燃焼度の関係が個々の燃料集合体の燃料膨張反応度と燃焼度にも適用されるものと仮定し、下式で得られる温度係数：WFEX'(r,Z)を用いて $\rho f(t,Z)$ の計算を行う。

$$\rho'_{fuel}(r,Z) = WFEX'(r,Z) \times \Delta T(r,Z) \times V(r,Z) \dots\dots\dots (3.6)$$

$$k_{fuel}^{S/A} = 1 - 3.041 \times 10^{-5} \times B^{S/A} \quad (0 \leq B^{S/A} \leq 33,000)$$

$$k_{fuel}^{S/A} = 0 \quad (33,000 < B^{S/A})$$

ここで、 $B^{S/A}$ は計算チャンネルの集合体平均燃焼度とする。なお、(3.5)式で $B^{S/A}$ が33,000MWd/tを超えると $k_{fuel}^{S/A}$ が負の値となったため、それ以上の燃焼度では $k_{fuel}^{S/A}$ をゼロとすることとした。本件に関しては、今後、「常陽」燃料の照射後試験結果との比較等により、検討を進める必要がある。

今回の計算では、前述のとおり、列毎に計算チャンネルを設定しているため、 $B^{S/A}$ には計算対象炉心の炉心燃料集合体の列毎の平均燃焼度を入力する。また、フィードバック反応度への寄与の小さい照射燃料集合体には(4)式による係数を施さないこととした。

3.2 結果

(3.6) 式を用いて算出したMK-II第31サイクル炉心初期と末期のWFEX'(r,Z)を表3.2.1に示す。燃料膨張反応度の燃焼依存性を考慮した場合と考慮しない場合の"Mimir-N2"による第31サイクル炉心初期におけるステップ応答解析結果と実測値の比較を図3.2.1に、同炉心のサイクル末期における比較を図3.2.2に示す。ここで、実測値は、アナログ反応度計の応答記録であるが、データ収録装置のサンプリング時間の制約により、1秒間隔のデータとなっている。これに対し、解析では時間ステップを0.1秒としたため、ステップを投入した瞬間の最大到達反応度は、解析値が実測値を大きく上回っている。

図3.2.1より、燃焼依存性を考慮した場合としない場合で、ステップ投入直後、約

10秒までの期間程度の間、反応度解析値に差が見られたが、その後、両者の挙動にはほとんど差はなく、両者とも実測とよく一致した。

図3.2.2より、燃焼依存性を考慮しない解析では、ステップ投入後、反応度がゼロになるまでの時間が実測より短く、フィードバック反応度を過大評価した。一方、燃焼依存性を考慮することにより、解析による反応度挙動は実測とよく一致した。

表 3.1.1 遅発中性子割合* $\beta_n^{(m)}$

[$\Delta k/k$]

親核種 Group**	^{235}U	^{238}U	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	$^{242}\text{Pu}^{***}$
1	2.54E-04	2.06E-04	8.20E-05	8.10E-05	5.30E-05	8.10E-05
2	1.42E-03	2.17E-03	6.05E-04	7.87E-04	1.21E-03	7.87E-04
3	1.26E-03	2.56E-03	4.67E-04	5.54E-04	9.17E-04	5.54E-04
4	2.72E-03	6.14E-03	7.09E-04	1.01E-03	2.07E-03	1.01E-03
5	8.55E-04	3.56E-03	2.23E-04	3.69E-04	9.64E-04	3.69E-04
6	1.74E-04	1.19E-03	7.60E-05	8.40E-05	8.50E-05	8.40E-05
合計	6.68E-03	1.58E-02	2.16E-03	2.89E-03	5.30E-03	2.89E-03

表 3.1.2 遅発中性子 崩壊定数データ* $\lambda_n^{(m)}$

[s⁻¹]

親核種	遅発中性子先行核 family					
	1	2	3	4	5	6
^{235}U	0.0127	0.0317	0.115	0.311	1.40	3.87
^{238}U	0.0132	0.0321	0.139	0.358	1.41	4.02
^{239}Pu	0.0129	0.0311	0.134	0.331	1.26	3.21
^{240}Pu	0.0129	0.0313	0.135	0.333	1.36	4.04
^{241}Pu	0.0128	0.0299	0.124	0.352	1.61	3.47
$^{242}\text{Pu}^{***}$	0.0129	0.0313	0.135	0.333	1.36	4.04

* Tomlinson の評価値

** 遅発中性子の先行核の family

*** ^{242}Pu についての値は ^{240}Pu の値を代用

表 3.1.3 MK-II 第31サイクル炉心動特性パラメータ

項目		数値
実効遅発中性子生成率	β_{eff}	4.313E-03
	β_1	1.284E-04
	β_2	9.283E-04
	β_3	8.099E-04
	β_4	1.639E-03
	β_5	6.395E-04
	β_6	1.677E-04
先行核崩壊定数 [s^{-1}]	λ_1	1.282E-02
	λ_2	3.141E-02
	λ_3	1.264E-01
	λ_4	3.300E-01
	λ_5	1.397E+00
	λ_6	3.786E+00
即発中性子寿命 [s]	l_p	3.650E-07

表 3.1.4 MK-II 平衡炉心における燃料膨張反応度計算用温度係数

炉心燃料 装荷位置	温度係数 [% $\Delta k/kk'/^{\circ}\text{C}/\text{cm}^3$]
第0列	-3.82E-11
第1列	-3.56E-11
第2列	-2.99E-11
第3列	-2.23E-11
第4列	-1.63E-11
第5列	-1.14E-11

表 3.2.1 燃焼依存性を考慮した場合の温度係数

炉心燃料 装荷位置	31 サイクル初期		31 サイクル末期	
	列平均燃焼度 [MWd/t]	温度係数 [% $\Delta k/kk'/^{\circ}\text{C}/\text{cm}^3$]	列平均燃焼度 [MWd/t]	温度係数 [% $\Delta k/kk'/^{\circ}\text{C}/\text{cm}^3$]
第0列	4.83E+04	0.00E+00	5.86E+04	0.00E+00
第1列	1.10E+04	-2.38E-11	2.18E+04	-1.20E-11
第2列	1.29E+04	-1.81E-11	2.23E+04	-9.62E-12
第3列	1.19E+04	-1.42E-11	2.01E+04	-8.69E-12
第4列	3.08E+04	-1.03E-12	3.72E+04	0.00E+00
第5列	3.74E+04	0.00E+00	4.26E+04	0.00E+00

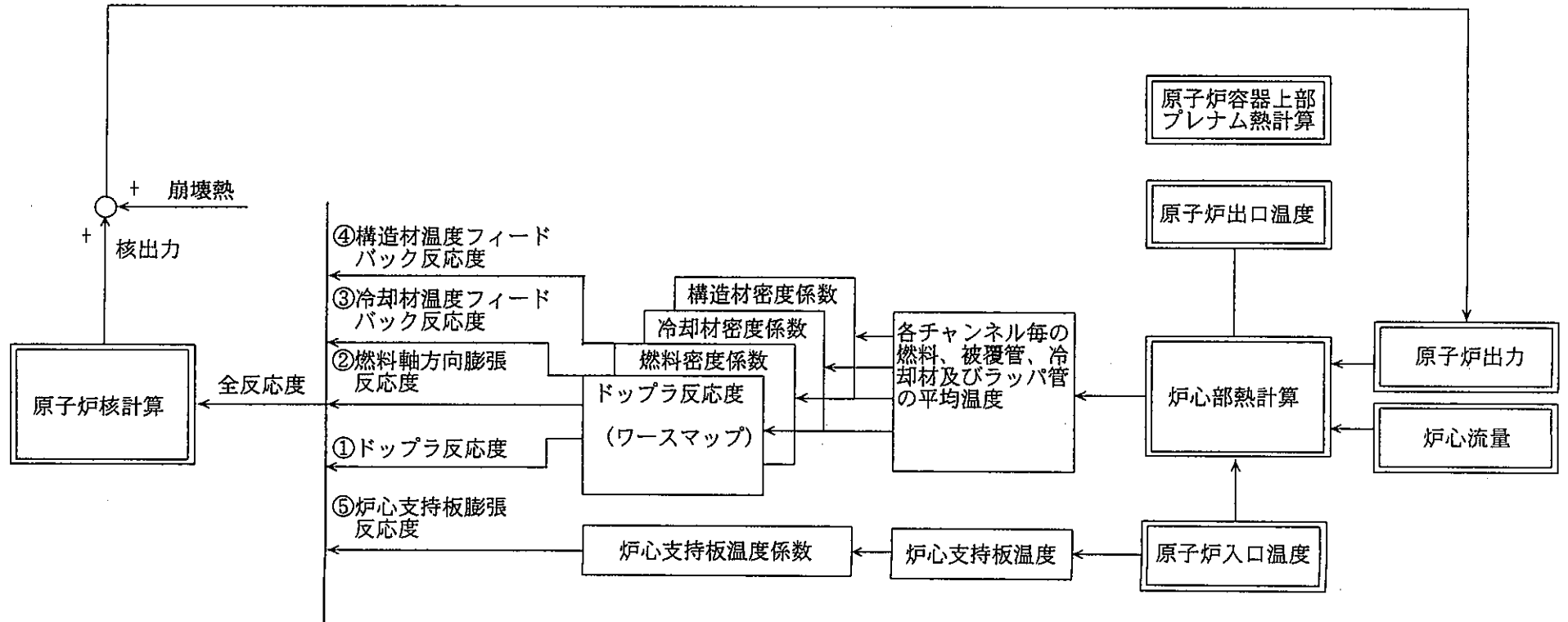


図3.1.1 "Mimir-N2" フィードバック反応度計算フロー

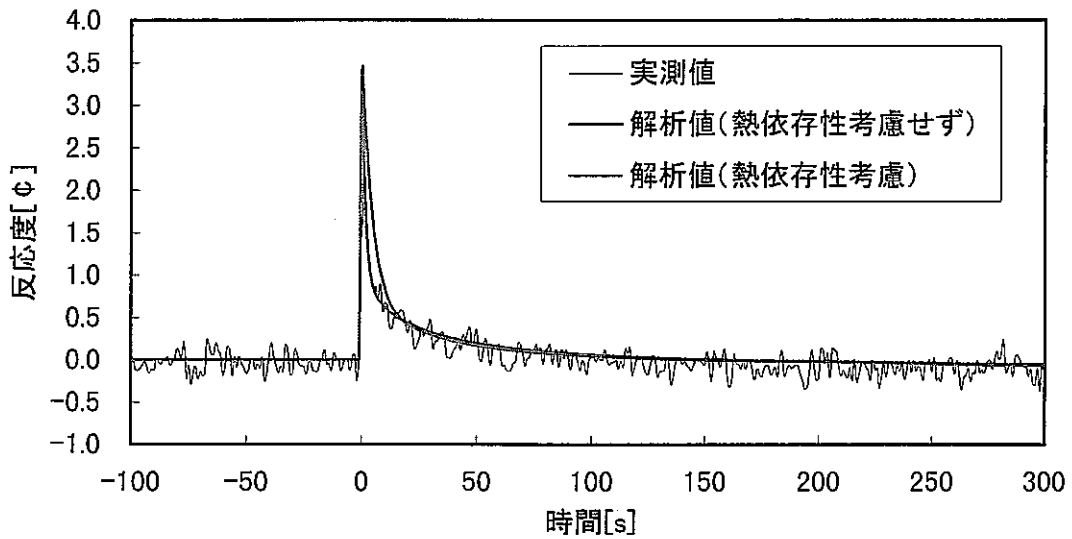


図3.2.1 第31サイクル炉心初期ステップ応答試験解析結果

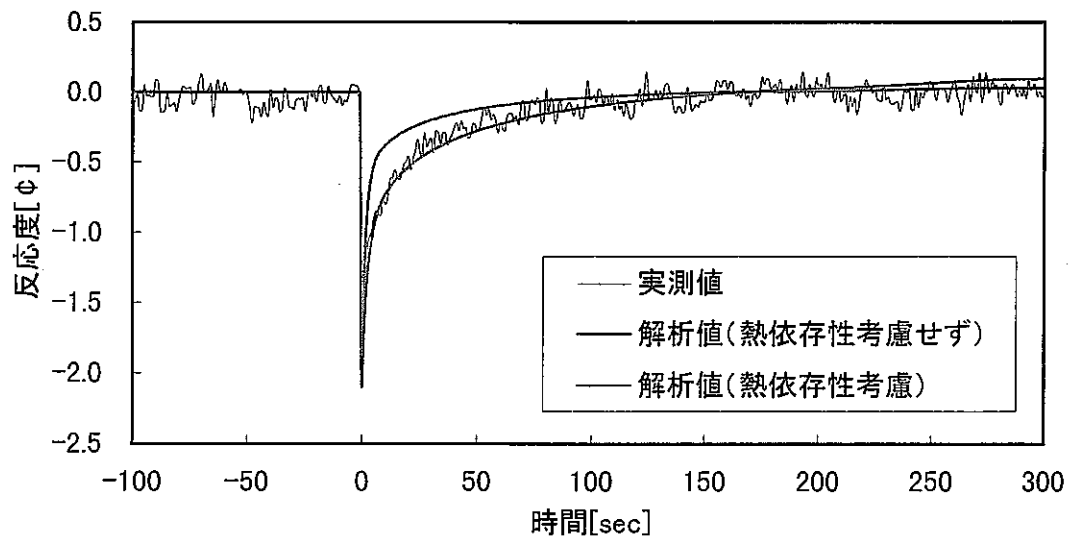


図3.2.2 第31サイクル炉心末期ステップ応答試験解析結果

4. 結 言

MK-II炉心において静的手法により測定した全炉心の出力係数と炉心平均燃焼度の関係を基に、"Mimir-N2"を用いて燃料膨張反応度の燃焼依存性を考慮したステップ応答の計算を行い、実測値と比較した。その結果、燃料膨張反応度の燃焼依存性を考慮することにより、"Mimir-N2"を用いてステップ応答試験時の反応度挙動を再現できることが確認できた。

今後、"Mimir-N2"を用いてステップ応答試験時に観測された冷却材温度挙動の検証を進め、コードのチューニングを行い、安全特性試験の実施に向けた研究等に資する予定である。

参考文献

- 1) 有井祥夫、他、『高速実験炉「常陽」MK-II炉心の炉心・燃料管理経験』、日本原子力学会誌Vol.39, No.4, p315~325(1997)
- 2) H. Tanano, et al., "Revision of Fast Reactor Group Constant Set JFS-3-J2", JAERI-M 89-141, Japan Atomic Energy Institute(1989)
- 3) 三菱原子力工業株式会社、『高速増殖炉核設計コードの概要』、MAPI-F-0001 (1981)
- 4) A. Yoshida, et al., "Core and Fuel Management Experience of "JOYO" and its Upgrading Program", PHYSOR '96, Mito, Japan, Vol.3 pI-28~37 (1996)
- 5) 田淵士郎、他、『「常陽」MK-II炉心特性データベース』、JNC TN9410 99-003(1998)
- 6) 青山卓史、他、『II. 「常陽」を用いた高速炉技術開発』、動燃技報No.104、特集「常陽」20周年p15、PNC TN1340 97-004(1997)
- 7) 庄野彰 他、『高速実験炉「常陽」運転特性試験報告書 ステップ応答法による反応度フィードバック特性の監視』、PNC ZN941 85-146(1985)
- 8) 島田裕一 他、『高速実験炉「常陽」運転特性試験報告書 ステップ応答法による反応度フィードバック特性の監視(II)』、PNC ZN9410 90-097(1990)
- 9) 有井祥夫、他、『実験炉部技術課研究開発成果速報 Vol. 12. No. 1平成7年4月~6月の成果』、PNC ZN9430 95-007(1995)
- 10) 大洗工学センター原子炉設置変更許可申請書 (平成4年5月22日 変更その14まで) (1992)
- 11) C. Essig, et al., "Dynamic Behaviour of Rapsodie in Exceptional Transient Experiments", Proceedings of the International Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Knoxville, pp635-641 (1985)
- 12) 大洗工学センター炉心変形検討会、『高速増殖炉の「炉心変形検討会」平成7年度活動報告』、PNC TN9410 96-300(1996)
- 13) 福家賢、他、『「常陽」MK-II炉心の機械的挙動評価』、PNC ZN9410 95-239(1991)
- 14) 島川佳郎、他、『「常陽」安全特性試験予備検討(その2)』PNC ZN9410 91-

272(1991)

- 15) 沢田誠 他、『高速実験炉「常陽」試験報告書 自然循環試験II-E (100MW過渡試験) 結果報告』、PNC ZN9410 88-049(1988)
- 16) L. Tomlinson, "Delayed Neutron from Fission: A Compilation and Evaluation of Experimental Data", UKAEA AERE R-6993(1972)