

JAERI-Tech  
95-020



## JMTR低濃縮燃料炉心の特性試験結果

1995年3月

小森芳廣・島川聰司・小向文作  
長尾美春・明石一朝・桜井文雄

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課(〒319-11 茨城県那珂郡東海村)あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター(〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内)で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.  
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division,  
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura,  
Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1994  
編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 (株)高野高速印刷

J M T R 低濃縮燃料炉心の特性試験結果

日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部

小森 芳廣・島川 聰司・小向 文作・長尾 美春  
明石 一朝・桜井 文雄

(1995年2月7日受理)

国際的な核不拡散政策に沿って原研においても試験研究炉の低濃縮化が進められているが、その一環として、1994年1月、J M T R の全炉心低濃縮化が達成された。J M T R で使用する低濃縮ウラン燃料は、ウラン密度 $4.8 \text{ g/cm}^3$ のシリサイド燃料であり、可燃性吸収体として燃料要素の側板にカドミウムワイヤが挿入されたものである。

低濃縮燃料炉心の特性試験結果から、原子炉の停止能力は十分に確保されていること及び従来の中濃縮燃料炉心と同等の負の反応度フィードバック効果を有していることを確認した。運転初期の過剰反応度についても、カドミウムワイヤの効果によりほぼこれまでの中濃縮燃料炉心と同程度に抑えられていることが確認された。また、運転中の過剰反応度変化についても、ほぼ予想通りの結果が得られた。

The Results of Physics Measurement  
of the Low-enriched Uranium Fuel Core in the J M T R

Yoshihiro KOMORI, Satoshi SIMAKAWA, Bunsaku KOMUKAI  
Yoshiharu NAGAO, Kazutomo AKASHI and Fumio SAKURAI

Department of J M T R  
Oarai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received February 7, 1995)

Reducing enrichment program has been proceeding also in the Japan Atomic Energy Research Institute along with international non-proliferation policy, and the J M T R was fully converted to the low-enriched uranium (LEU) fuel in January, 1994. The silicide fuel with uranium density of 4.8g/cc is used for the J M T R, and cadmium wires are placed in the side plates of the fuel elements as burnable absorber.

Based on results of physics measurement on the J M T R LEU fuel core, sufficient shutdown capability and negative reactivity feedback effect were assured. Excess reactivity at the beginning of the operation cycle was maintained at the same level as the previous medium-enriched uranium fuel core due to reactivity effect of the cadmium wires. Excess reactivity change during reactor operation agreed well with the predicted value.

keywords : J M T R, Low-enriched Fuel Element, Burnable Absorber, Excess Reactivity.  
Shutdown Margin, One-rod Stuck Margin, Temperature Coefficient of Moderator

# 目 次

1.	まえがき .....	1
2.	J M T R 炉心の低濃縮化 .....	2
2.1	L E U燃料 .....	2
2.2	低濃縮化の経緯 .....	2
2.3	特性試験計画 .....	3
3.	制御棒価値及び停止余裕 .....	13
3.1	制御棒の微分反応度曲線 .....	13
3.2	制御棒価値 .....	14
3.3	停止余裕 .....	14
3.4	ワンロッドスタックマージン .....	15
4.	過剰反応度 .....	26
4.1	運転初期の過剰反応度 .....	26
4.2	運転中の過剰反応度変化 .....	27
4.3	毒物反応度 .....	29
4.4	考 察 .....	30
5.	燃料要素反応度 .....	50
5.1	L E U燃料要素の反応度測定 .....	50
5.2	L E U燃料要素の反応度計算 .....	51
5.3	考 察 .....	51
6.	減速材温度係数 .....	55
6.1	測定方法 .....	55
6.2	測定結果 .....	55
6.3	測定結果と計算結果との比較 .....	55
6.4	考 察 .....	56
7.	まとめ .....	62
	謝 辞 .....	63
	参考文献 .....	63

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Reducing Enrichment of the JMTR .....	2
2.1 Low-enriched Uranium Fuel .....	2
2.2 History of the Reducing Enrichment Program .....	2
2.3 Core Physics Measurement Program .....	3
3. Control Rod Worth and Shutdown Margin .....	13
3.1 Differential Reactivity Curve of the Control Rods .....	13
3.2 Control Rod Worth .....	14
3.3 Shutdown Margin .....	14
3.4 One-rod Stuck Margin .....	15
4. Excess Reactivity .....	26
4.1 Excess Reactivity at the Beginning of an Operation Cycle .....	26
4.2 Excess Reactivity Change during Operation .....	27
4.3 Reactivity of Poisons .....	29
4.4 Discussion .....	30
5. Reactivity of the LEU Fuel Element .....	50
5.1 Reactivity Measurement of the LEU Fuel Elements .....	50
5.2 Reactivity Calculation of the LEU Fuel Elements .....	51
5.3 Discussion .....	51
6. Temperature Coefficient of Moderator .....	55
6.1 Measurement Method .....	55
6.2 Measured Results .....	55
6.3 Comparison of the Measured Result with the Calculated Result .....	55
6.4 Discussion .....	56
7. Summary .....	62
Acknowledgements .....	63
Reference .....	63

## 1. まえがき

J M T R (Japan Materials Testing Reactor) は熱出力 50 MW の汎用型材料試験炉であり、動力炉国産化技術の確立と国産動力炉などの発展に寄与するための原子炉用燃料・材料の照射試験並びに放射性同位元素の生産を行うことを目的とした高中性子束の照射施設である。1964年に建設準備が開始され、初臨界は1968年3月30日に達成された。当初はウラン濃縮度約93%の高濃縮ウラン（H E U）燃料を使用していたが、核不拡散政策の一環として国際的連携のもとに進められてきた原研の試験炉・研究炉の低濃縮化計画に沿って、1986年7月に H E U 燃料炉心からウラン濃縮度約45%の中濃縮ウラン（M E U）燃料炉心への移行を行った。さらに、1993年11月に M E U 燃料炉心からウラン濃縮度約20%の低濃縮ウラン（L E U）燃料炉心への移行を開始し、1994年1月から全炉心に L E U 燃料を装荷した L E U 初装荷炉心による運転が行われた。これにより J M T R の低濃縮化は完了した。

J M T R で使用する L E U 燃料は、ウラン密度 $4.8\text{g}/\text{cm}^3$ のシリサイド( $\text{U}_3\text{Si}_2$ -Al分散型合金) 燃料であり、形状及び寸法は従来の M E U 燃料とほとんど同一である。この燃料は、試験研究炉の低濃縮化のために、国際協力の下で開発されその安全性が実証されたものである。燃料中のウラン密度が高いため、連続運転日数を従来の12日から25日（定格出力50MW換算）に延長することが可能となり、燃料交換のための中間炉停止が不要となった。これまでの運転実績における過剰反応度の余裕からみて、さらに連続運転日数を数日延長することも可能と思われる。また、ウラン装荷量の増加に伴う運転初期の過剰反応度の上昇を抑制するため、可燃性吸収体として燃料要素の側板部にカドミウムワイヤが挿入されている。このカドミウムワイヤの効果により燃料の燃焼に伴う制御棒の引き抜き量が少なくなり、従って、運転中の中性子束の変動も少なくなることから、照射場としての性能が向上するものと期待されている。

低濃縮化に際し、運転性能に関連して運転初期の過剰反応度、過剰反応度の運転中の変化及び L E U 燃料要素の燃焼に伴う反応度の推移を測定すると共に、安全性に関連して制御棒価値、停止余裕及び温度係数の測定を行った。本報告は、これらの測定結果についてまとめたものである。

低濃縮化に先立ち L E U 炉心の核的解析が行われ[1]、炉心の安全設計方針は満足され、十分な安全性を有することが確認されているが、本報告では、特性試験の結果とこれらの解析結果との比較も行った。

## 2. J M T R 廉心の低濃縮化

### 2.1 L E U 燃料

J M T R で使用する L E U 燃料は、ウラン密度  $4.8 \text{ g/cm}^3$  のシリサイド ( $\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$  分散型合金) 燃料であり、燃料の構造及び寸法は現行の M E U 燃料とほとんど同一である。シリサイド燃料の主要な仕様について、従来の M E U 燃料と比較して表2.1.1に示す。また、シリサイド燃料（標準燃料要素）の概要について図2.1.1に示す。

シリサイド燃料の芯材は、ウランシリコン合金の粉末とアルミニウム粉末を混合し圧縮成形したものであり、被覆材は M E U 燃料と同じアルミニウム合金である。シリサイド燃料は、試験・研究炉の低濃縮化のために国際的な協力のもとに開発されたものであり、米国 O R R 等における多くの照射試験によりウラン密度  $4.8 \text{ g/cm}^3$  までの燃料の安全性が確認されている。この結果をもとに、シリサイド燃料の安全性を正式に認める報告[2]が1988年に米国 N R C から発表されており、シリサイド燃料の安全評価に際しては、重要なデータベースとなっている。

燃料芯材であるウランシリコン合金は  $1570^\circ\text{C}$  まで安定しており、また母材のアルミニウムとの反応も  $300^\circ\text{C}$  以下では極めて少ない（J M T R 安全評価では燃料温度は運転時の異常な過渡変化においても最高  $249^\circ\text{C}$  である）。また、ブリスタ及びスウェーリング等の照射特性も従来の M E U 燃料（アルミニド）とほぼ同様であり、照射下でも非常に安定した挙動を示すことが確認されている。被覆材も従来の M E U 燃料と同等のアルミニウム合金であるため、十分な耐食性を有するものである。

シリサイド燃料では、運転初期の過剰反応度を抑制するため、燃料要素の側板に可燃性吸収体としてカドミウムワイヤが挿入されている。カドミウムワイヤは、直径  $0.3 \text{ mm}$ 、長さは  $750 \text{ mm}$  であり、肉厚  $0.25 \text{ mm}$  のアルミニウム合金 (A5052) で被覆されている。

### 2.2 低濃縮化の経緯

M E U 廉心から L E U 廉心への移行の経緯について図2.2.1に示す。低濃縮化に先立ち、1993年度のオーバーホールにおいて、L E U 廉心の安全評価の結果に基づき、非常用冷却系統の一部改造、ディーゼル発電機の交換等原子炉施設の変更を実施した。L E U 廉心への移行は、#107サイクルの移行廉心から開始され、続く #108 サイクルにおいて全廉心 L E U 燃料による運転を行い、低濃縮化を達成した。その後、1994年度の定期検査までに L E U 燃料による平衡廉心により 2 サイクルの運転を実施した。これら各廉心の内容について以下に示すと共に、廉心構成について図2.2.2～図2.2.4に示す。また、各廉心の装荷燃料の内訳について表2.2.1に整理した。

#### (1) 移行廉心 (#107)

J M T R 廉心の燃料領域は22体の標準燃料要素、5本の制御棒及び照射孔から構成され、制御棒の下部には燃料フォロワが接続されている。移行廉心は、全廉心低濃縮化に先立ち、L E U 燃料要素の J M T R 使用条件下における健全性を確認するために、M E U 廉心に L E U 標準燃料要素 2 体（以降「試験用燃料要素」と称する）を装荷した廉心である。但し、L E U 燃料の健全性については、R E

R T R国際会議等を中心とした国際的協力による研究開発により既に確証されている[2]との基本的考え方に基づいて国の安全審査も行われた。従って、試験照射は念のために実施したものであり、これをL E U燃料の健全性を判断する一つの材料にするという位置付けのものではない。

当面L E U標準燃料要素については2サイクル使用の予定であるが、試験用燃料要素は、燃料健全性の確認の観点から燃焼度制限値50%に近い燃焼度まで燃やすために移行炉心からのL E U平衡炉心平衡A'まで3サイクル使用し、各運転サイクル終了後に外観検査（目視による燃料要素表面及び燃料板間ギャップの観察）及びシッピング検査を実施した。

### (2) L E U初装荷炉心 (#108)

#108サイクルでは、1サイクル使用の試験燃料要素2体、新L E U燃料要素20体及び新L E U燃料フォロワが装荷され、全炉心低濃縮化が達成された。

### (3) L E U平衡炉心 (L E U平衡炉心A'、L E U平衡炉心B)

L E U初装荷炉心による運転終了後、新L E U燃料要素10体及び1サイクル使用12体から構成されるL E U平衡炉心A並びに新L E U燃料要素12体及び1サイクル使用10体から構成されるL E U平衡炉心Bの2種類を交互に構成し運転を行う。なお、#109サイクルでは試験用燃料要素2体が継続使用されたため、一部変則的な炉心構成（L E U平衡炉心A'）となった。#110サイクルでは、試験用燃料要素の使用が終了したため、標準的なL E U平衡炉心Bの炉心構成となった。

なお、#110サイクル終了後は、余剰のM E U燃料を消費するため、L E U平衡炉心にM E U燃料要素を混ぜた混合炉心による運転を適宜行うこととしている。

## 2. 3 特性試験計画

移行炉心～L E U平衡炉心Bにかけて実施した特性試験における測定項目を表2.3.1に示す。移行炉心～L E U平衡炉心A'では、毎年定期検査時に通常実施している炉特性試験項目に加え、温度係数測定及び試験用燃料要素の反応度測定を実施した。これらの測定は、その目的から以下のように分けられる。

### (1) 原子炉の運転性能の確認

- ・過剰反応度の測定
- ・L E U燃料要素の反応度測定

### (2) 原子炉の安全性の確認

- ・制御棒校正
- ・停止余裕（ワンロッドスタックマージン含む）
- ・温度係数

今回の低濃縮化では、J M T Rとしては初めて可燃性吸収体としてカドミウムワイヤを採用した。このカドミウムワイヤは、吸収断面積が非常に大きく、かつ、形状が燃料要素と比較して非常に小さいため、その反応度効果等を核計算で精度良く評価することは非常に困難である。このような観点から、J M T R C（臨界実験装置）において実施した実験をもとに、カドミウムワイヤの入った燃料要素の計算手法を確立した[3]。従って、原子炉の運転性能の確認に関しては、このカドミウムワイヤ

の計算手法の妥当性を確認することが中心的なテーマである。このため、運転初期の過剰反応度に対するCdの反応度吸収効果及び運転中のCdの燃焼についてデータを取得すると共に、燃料要素の反応度変化を追跡することにより、Cdの反応度効果を詳細に調べた。

また、安全性の確認の観点から、制御棒価値、停止余裕及び温度係数を測定し、原子炉の停止能力及び反応度フィードバック効果について確認した。

なお、J M T Rでは1986年にHEU燃料からMEU燃料への炉心転換を実施しており、その際、J M T R Cにおける実験結果等をもとに炉心核計算コードシステムS R A Cの検証を行っている[3]。このため、低濃縮化に際しては、低濃縮燃料炉心の核的特性は核計算により十分な精度で把握できるとの基本的考え方から、特性試験における測定は上記項目に絞られた。

表2.1.1 L E U燃料要素及びM E U燃料要素の主な仕様

項目	低濃縮燃料要素		中濃縮燃料要素	
	標準燃料要素	燃料フォロワ	標準燃料要素	燃料フォロワ
形式	改良 E T R型	E T R型	改良 E T R型	E T R型
燃料板枚数 (枚)	19	16	19	16
芯材	ウランシリコンアルミニウム 分散型合金		ウランアルミニウム 分散型合金	
芯材厚さ (mm)	0.51	0.51	0.50	0.50
芯材幅 (mm)	62	50	62	50
芯材長さ (mm)	760	750	760	750
被覆材	アルミニウム合金 (JIS A6061又はAG3NE)		アルミニウム合金 (JIS A6061又はDIN AlMgx)	
被覆材厚さ (mm)	0.380	0.380	0.385	0.385
燃料板厚さ (mm)	1.27	1.27	1.27	1.27
燃料板幅 (mm)	71	60	71	60
燃料板長さ (mm)	780	770	780	770
燃料要素寸法 (mm)	76×76×1200	64×64×890	76×76×1200	64×64×890
ウラン-235量 (g)	410	275	310	205
ウラン密度 (g/cm <sup>3</sup> )	4.8	4.8	1.6	1.6
可燃性	種類	カドミウム	カドミウム	
	線径 (mm)	0.3	0.3	
吸收体	長さ (mm)	760	750	
	被覆材種類	アルミニウム合金	アルミニウム合金	
	被覆材厚さ (mm)	0.25	0.25	
本数	18	16		

表2.2.1 低濃縮化に関する各炉心の燃料構成

	移行炉心	LEU初装荷炉心	LEU平衡炉心A'	LEU平衡炉心B
運転サイクル	#107	#108	#109	#110
標準燃料要素 MEU燃料要素	20体			
新LEU燃料要素	2体	20体	10体	12体
1サイクル使用 LEU 燃料要素		2体	10体	10体
2サイクル使用 LEU 燃料要素			2体※1	
燃料フォロワ MEU燃料要素	5体			
新LEU燃料要素		5体	5体	5体

※1 LEU平衡炉心Aでは通常は1サイクル使用燃料要素が12体装荷されるが、#109サイクルについては、LEU燃料要素の健全性確認のため、移行炉心から継続して装荷されている試験用燃料要素2体が使用された。

表2.3.1 低濃縮化に係わる炉特性試験

炉心	測定項目		
移行炉心 (#107)	最小臨界量 (本数) 過剩反応度 停止余裕	制御棒校正 温度係数	L EU燃料要素の反応度測定 (2体)
L EU初装荷炉心 (#108)	最小臨界量 (本数) 過剩反応度 停止余裕	制御棒校正 温度係数	L EU燃料要素の反応度測定 (2体)
L EU平衡炉心A (#109)	最小臨界量 (本数) 過剩反応度 停止余裕	制御棒校正 温度係数	L EU燃料要素の反応度測定 (2体)
L EU平衡炉心B (#110)	最小臨界量 (本数) 過剩反応度 停止余裕		L EU燃料要素の反応度測定 (2体)

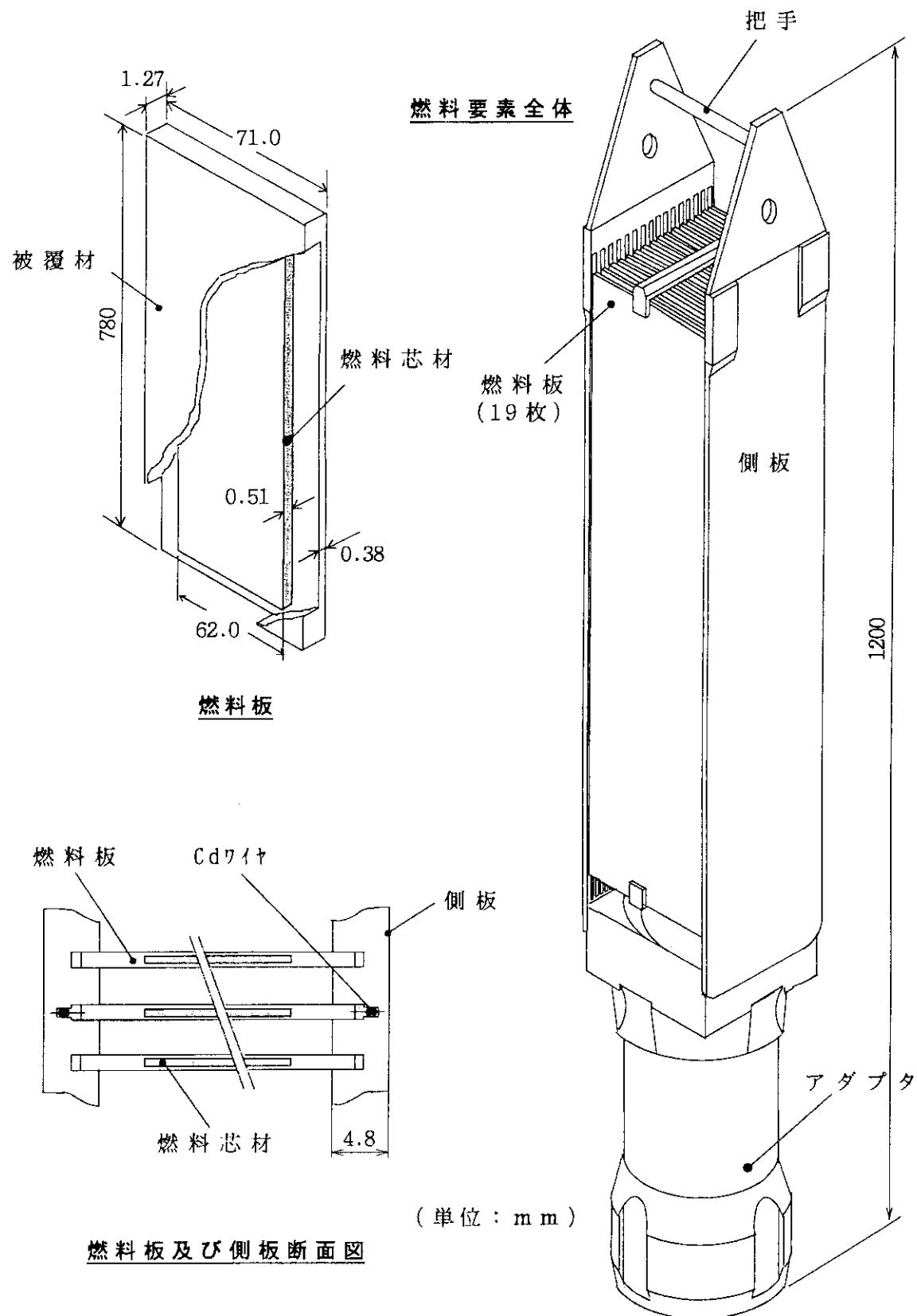
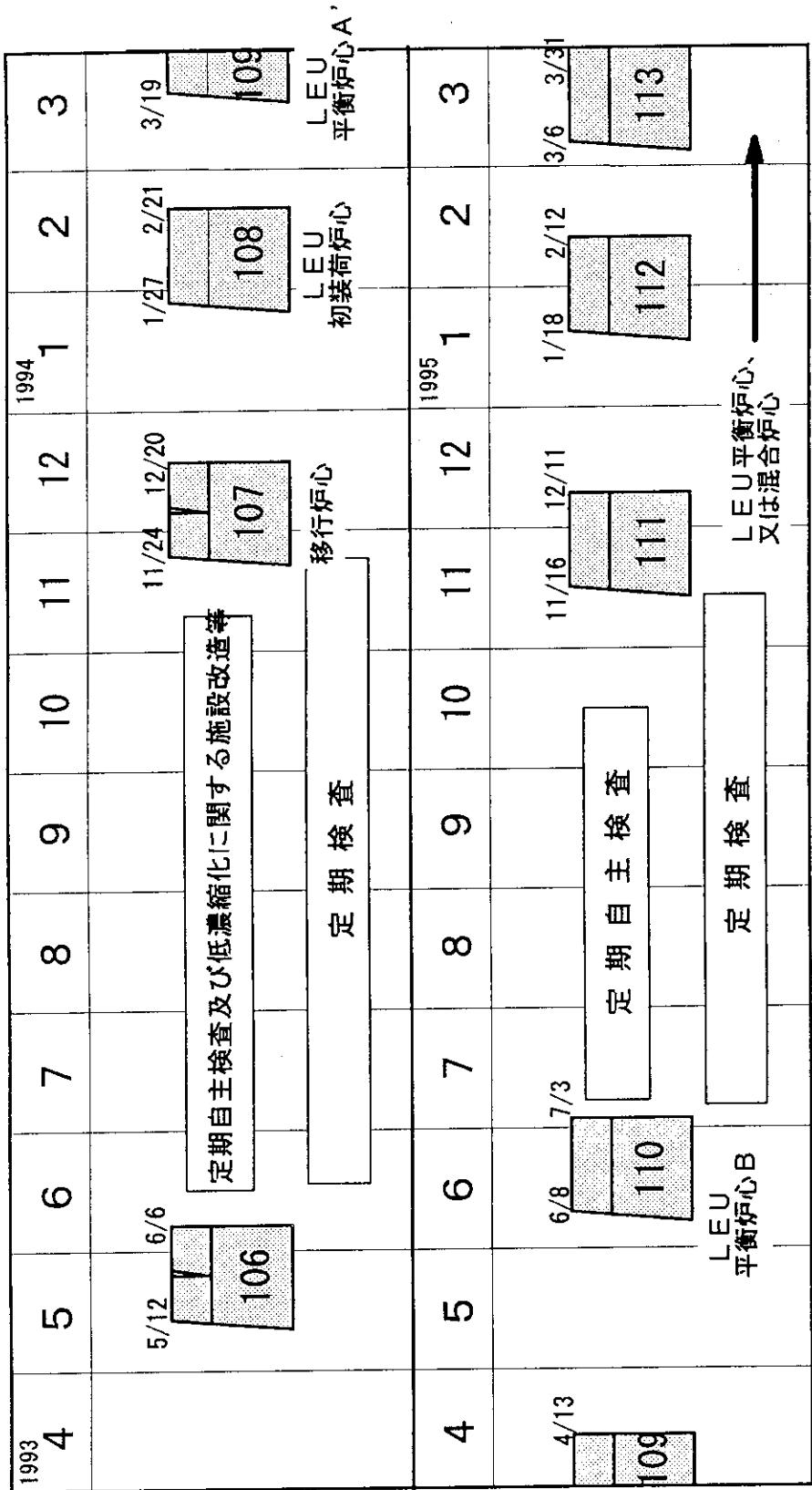


図2.1.1 シリサイド燃料（標準燃料要素）の概要



## 図2.2.1 JMTR低濃縮化の経緯

	F	G	H	I	J	K	L
6	MC	○	MB	SR1	MB	○	MA
7	MA	MB	○○ ○○	MB	○○ ○○	MB	MA
8	MB	SH1	LA	SH2	LA	SH3	MC
9	MA	MB	○○ ○○	MB	○○ ○○	MB	MA
10	MA	○	MB	SR2	MB	○	MC

移行炉心 (#107) 前半炉心

	F	G	H	I	J	K	L
6	MC	○	MA	SR1	MA	○	MB
7	MB	MA	○○ ○○	MA	○○ ○○	MA	MB
8	MA	SH1	LA'	SH2	LA'	SH3	MA
9	MB	MA	○○ ○○	MA	○○ ○○	MA	MB
10	MB	○	MA	SR2	MA	○	MC

移行炉心 (#107) 後半炉心

SH1 SH2 SH3	粗調整棒	LA	新L EU燃料
SR1 SR2	微調整棒及び安全棒	LA'	1/2サイクル使用 L EU燃料
○	照射孔	MA	新M EU燃料
		MB	1/2サイクル使用 M EU燃料
		MC	1 サイクル使用 M EU燃料

図2.2.2 移行炉心の構成

	F	G	H	I	J	K	L
6	LA	(○)	LA	SR1	LA	(○)	LA
7	LA	LA	(○)(○) (○)(○)	LA	(○)(○) (○)(○)	LA	
8	LA	SH1		SH2		SH3	LA
9		LA	(○)(○) (○)(○)	LA	(○)(○) (○)(○)	LA	
10	LA	(○)	LA	SR2	LA	(○)	LA

最小臨界炉心 (17本)

	F	G	H	I	J	K	L
6	LA	(○)	LA	SR1	LA	(○)	LA
7	LA	LA	(○)(○) (○)(○)	LA	(○)(○) (○)(○)	LA	LA
8	LA	SH1	LB	SH2	LB	SH3	LA
9	LA	LA	(○)(○) (○)(○)	LA	(○)(○) (○)(○)	LA	LA
10	LA	(○)	LA	SR2	LA	(○)	LA

運転炉心

SH1 SH2 SH3 粗調整棒

LA 新LEU燃料

SR1 SR2 微調整棒及び安全棒

LB 1サイクル使用LEU燃料

(○) 照射孔

図2.2.3 LEU初装荷炉心 (#108サイクル) の構成

	F	G	H	I	J	K	L
6	LC	○	LA	SR1	LA	○	LB
7	LA	LB	○○ ○○	LB	○○ ○○	LB	LA
8	LB	SH1	LA	SH2	LA	SH3	LB
9	LA	LB	○○ ○○	LB	○○ ○○	LB	LA
10	LB	○	LA	SR2	LA	○	LC

平衡炉心 A' (#109)

	F	G	H	I	J	K	L
6	LA	○	LB	SR1	LB	○	LA
7	LB	LA	○○ ○○	LA	○○ ○○	LA	LB
8	LA	SH1	LB	SH2	LB	SH3	LA
9	LB	LA	○○ ○○	LA	○○ ○○	LA	LB
10	LA	○	LB	SR2	LB	○	LA

平衡炉心 B

SH1 SH2 SH3 粗調整棒

LA 新LEU燃料

SR1 SR2 微調整棒及び安全棒

LB 1サイクル使用LEU燃料

○ 照射孔

LC 2サイクル使用LEU燃料

図2.2.4 平衡炉心の構成

### 3. 制御棒価値及び停止余裕

#### 3.1 制御棒の微分反応度曲線

##### 3.1.1 測定方法

制御棒の校正は、移行炉心、LEU初装荷炉心及びLEU平衡炉心A'において燃料追加法により行った。即ち、原子炉出力20kW臨界において、最小臨界炉心から最終炉心まで燃料を1本ずつ追加しながらを維持し、SH-2、SH-1、3(ギャング)の順にペリオド法を実施し微分反応度を求めた。SR-1及びSR-2については、最終炉心において測定した。

ペリオド法による制御棒校正では、測定位置により制御棒を数mmから数十mm手動にて引き抜き、引き抜き終了後から線形出力記録計指示10%毎の経過時間を記録し、倍加時間求めた。この倍加時間から、以下のようにして印加反応度を求めた。

$$T = \frac{T_d}{\ln 2}$$

ここで、Tはペリオド、 $T_d$ は倍加時間である。ペリオドと印加反応度の関係は次のように逆時間方程式から求められる[5]。

$$\rho = \frac{1}{T \cdot k_{eff}} + \sum \frac{\beta_i}{1 + \lambda_i T} \quad \dots \quad (1)$$

ここで、 $\rho$ は印加反応度、1は即発中性子寿命、 $k_{eff}$ は実効増倍率、 $\beta_i$ は第*i*群の遅発中性子の発生割合、 $\lambda_i$ は遅発中性子先行核の崩壊定数である。ここで、

$$\rho = (k_{eff} - 1) / k_{eff}, \quad \beta_{eff} = \sum_{i=1}^6 \beta_i, \quad \alpha_0 = \beta_{eff} / 1$$

の関係を用いて、次式が得られる。

$$\rho_s = \left( \frac{\ln 2}{T_D \alpha_0} + \frac{1}{\beta_{eff}} \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{1 + \lambda_i} \right) / \left( 1 + \frac{\ln 2 \cdot \beta_{eff}}{T_D \cdot \alpha_0} \right) \quad \dots \quad (2)$$

計算に使用するパラメータについて、MEU炉心とLEU炉心の場合を比較して表3.1.1に示す。LEU炉心では装荷ウラン量が増加したことから炉心全体の中性子吸収断面積が増大し即発中性子寿命が幾分短くなるため、同じ大きさの反応度投入に対しペリオドは短くなる方向である。しかし、制御棒校正におけるペリオド法で印加される反応度は小さく、(1)式の右辺第1項は無視できる領域であることから、即発中性子寿命が短くなることによる影響は実際にはほとんどないと考えられる。従って、倍加時間と投入反応度の関係は、LEU炉心とMEU炉心でほとんど変わらない。

各制御棒の校正は、JMT-Rにおいては従来から基本的に運転時に使用する範囲について行っている。従って、今回もこれまでと同様に、SH-2についてはフルストローク、SH-1、3についてはギャング引き抜きにより最小臨界位置から全引き抜き位置まで微分反応度を求めた。また、SR-1及びSR-2については、原子炉運転中に自動制御用として使用する範囲である600±50mmについて微分反応度を求めた。

### 3.1.2 測定結果

測定により得られたSH-2、SH-1、3、SR-1及びSR-2の微分反応度曲線をそれぞれ図3.1.1～図3.1.4に示す。これらの図には比較のためMEU炉心(#103)に関する測定結果を併せて示した。制御棒位置0mmは全挿入状態、800mmは全引き抜き状態を示す。微分反応度のピークが炉心中心位置から若干下方にずれているのは、校正時にSR-1及びSR-2が炉心上方に挿入されていることによる。いずれの制御棒についても、微分反応度の値は、MEU炉心、LEU平衡炉心A'、LEU初装荷炉心の順にほぼ小さくなる傾向が見られた。これは、この順に炉心のウラン装荷量が多くなり炉心の熱中性子束が低下したことによると考えられる[6]。図3.1.1に示すように、SH-2については、LEU平衡炉心A'ではMEU炉心と比較し最大微分反応度で約11%の低下が認められ、LEU初装荷炉心ではLEU炉心平衡A'よりもさらに大幅に低下していることが認められた。

### 3.2 制御棒価値

制御棒の微分反応度曲線から求めた制御棒価値を表3.2.1に示す。同表から、前節で記したように、いずれの制御棒についても、LEU炉心ではMEU炉心よりも制御棒価値が低下していることが分かる。図3.2.1にHEU、MEU、LEUの各炉心におけるSH-2の価値とU-235装荷量の関係を示す。材料試験炉であることから、各運転サイクル毎に装荷される照射キャップセル等が異なり炉心の中性子束分布等が大きく変わるために厳密な比較は出来ないが、全体的にはU-235装荷量が増加すると共に制御棒価値が減少する傾向が認められた。

LEU炉心A'における制御棒価値について、測定値と計算値との比較を表3.2.2に示す。計算は、3次元燃焼計算コードCOREBNを行った。測定値と計算値との差は、SH-2では約20%と比較的大きかったが、その他の制御棒では約10%以内であった。

なお、計算による予測[1]では、いずれの制御棒についても、LEU初装荷炉心とLEU炉心A'で制御棒価値の差はほとんどないという結果が得られているが、測定の結果ではLEU初装荷炉心とLEU炉心A'におけるSH-2の価値は大きく異なっている。これについては、制御棒校正時の燃料追加パターンにも一因があったのではないかと考えられる。

### 3.3 停止余裕

#### 3.3.1 測定原理

停止余裕は落下法により求めた。臨界状態にある炉心に全制御棒を同時に落下させた場合の核分裂計数管の係数値をN(t)、落下前の係数値をN<sub>0</sub>とすると、動特性方程式をもとに次式[7]が成立する。

$$N(t) = N_0 \frac{k\beta_{\text{eff}}}{k\beta_{\text{eff}} + \Delta k} \sum_{i=1}^6 \mu_i e^{-\alpha_i t} (1 - e^{-\lambda_i T}) \quad \dots \quad (3)$$

$$\alpha_i = \lambda_i \left( 1 - \frac{k\beta_{\text{eff}}}{k\beta_{\text{eff}} + \Delta k} \right)$$

ここでk=1-Δk(Δkは実効増倍係数の変化)、μ<sub>i</sub>はi番目の遅発中性子の発生割合の全遅発中

性子発生割合に対する比である。

落下法には補外法と積分法があるが、補外法については中性子密度を落下直後まで外相するため誤差が大きいとされている。このため、J M T Rにおいては、積分法を採用している。積分法では、制御棒落下後  $t_1$  から  $t_2$  までの計数値と  $N_0$ との比を次式の如く  $1/R$  と定義する。

$$\frac{1}{R} = \int_{t_1}^{t_2} N(t) dt / N_0 \quad \cdots \cdots (4)$$

(3)式及び(4)式から得られる実効増倍係数の変化と  $1/R$  との関係式において、 $t_1$ 、 $t_2$ をそれぞれ10秒、70秒とし、得られる投入反応度と  $1/R$  の関係を以下に示す一次関数で近似している。

$$\rho (\% \Delta k/k) = (6.33R - 0.823) \times 0.762 \quad \cdots \cdots (5)$$

以上に基づき、臨界状態から制御棒落下を行い  $R$  を測定し、この近似式を用いて停止余裕  $\rho$  (%  $\Delta k/k$ ) を求めている。L E U炉心については、従来のM E U炉心に比べ  $\beta_{\text{eff}}$  が僅かに変化したため上式右辺の乗数が0.773から0.762へと変わったが、上式のそれ以外の部分は従来と同様である。

### 3.3.2 測定方法

原子炉出力20k W臨界にて核計装の起動系3チャンネルの計数率を測定した後、手動スクラムにより全制御棒を落下し、スクラム後10秒から70秒までの同チャンネルの計数率を測定した。また、スクラム後30分以上経過後、補正のため、10分間バックグラウンド測定を行った。

### 3.3.3 測定結果

起動系3チャンネルそれぞれの計数値から停止余裕を(5)式により求め、これらを平均したものを持続余裕とした。測定結果を表3.3.1に示す。全制御棒挿入時の停止余裕は、L E U初装荷炉心で22.0%  $\Delta k/k$ 、L E U平衡炉心で36.0%  $\Delta k/k$ であった。また、M E U炉心 (#103)では前半サイクルで29.6%  $\Delta k/k$ 、後半サイクルで32.9%  $\Delta k/k$ であった。

なお、停止余裕の計算値は、従来からクリーン炉心について全制御棒挿入時の実効増倍係数から求めており、測定値とは定義が異なるため、比較は行わなかった。

### 3.3.4 考察

落下法は簡易に停止余裕が測定できるため最も良く用いられている方法であるが、検出器による影響が大きいとされている。J M T R Cを用いM E U炉心で行った落下法とパルス中性子法との比較実験の結果[4]を表3.3.2に示す。同表に示すように、落下法による停止余裕はパルス中性子法による場合より約2%  $\Delta k/k$  小さいという結果が得られている。これらのことから、落下法により求めた停止余裕は、原子炉の安全上の観点からは保守的な値であると考えられる。停止余裕に関する運転上の制限は  $k_{\text{eff}} < 0.9$  (あるいは  $|\rho| > 11.1\% \Delta k/k$ ) であり、いずれのL E U炉心についてもこれまでのM E U炉心同様に十分この制限内であった。

### 3.4 ワンロッドスタックマージン

### 3.4.1 測定方法

ワンロッドスタックマージンの測定は、逆増倍法を利用して行っている。即ち、全制御棒が下限の状態をベースとして、当該制御棒1本を上限まで引き抜いたことによる中性子の増え方を核計装起動系の検出器で測定し、次式によりワンロッドスタックマージンを求めた。

$$1/M = (\text{全制御棒下限時の計数}) / (\text{当該制御棒引抜時の計数})$$

この方法では、未臨界の度合を定量的に求めることは困難であるが、未臨界であることの確認は十分可能である。

### 3.4.2 測定結果

L EU平衡炉心(#109)に関するワンロッドスタックマージンの測定結果を表3.4.1に示す。いずれの制御棒1本を引抜いた場合でも炉心は未臨界であることが確認された。L EU初装荷炉心等、他の炉心についても同様の結果が得られた。

表3.1.1 動特性パラメータ

		L E U 平衡炉心	M E U 炉心
遅発中性子 発生割合	遅発中性子群		
	1	2. 89E-04	2. 92E-04
	2	1. 61E-03	1. 63E-03
	3	1. 43E-03	1. 43E-03
	4	3. 09E-03	3. 10E-03
	5	9. 81E-04	9. 77E-04
	6	2. 13E-04	1. 98E-04
$\beta_{\text{eff}}$		7. 60E-03	7. 68E-03
l (s)		4. 50E-05	5. 46E-05
$\beta_{\text{eff}}/l$		169. 14	140. 57

表3.2.1 制御棒価値の測定結果

[ % $\Delta k/k$  ]

	LEU初装荷炉心	LEU平衡炉心A'	MEU炉心 (#103)	LEU A' /MEU
SH-1, 3 (550mm~800mm)	1.40	1.34	1.86	0.72
SH-2 ( 0mm~800mm )	4.90	6.80	7.11	0.96
SR-1 (550mm~650mm)	0.21	0.26	0.34	0.76
SR-2 (550mm~650mm)	0.20	0.24	0.24	1.00

表3.2.2 制御棒価値の測定値及び計算値の比較 (LEU平衡炉心A')

[ % $\Delta k/k$  ]

	測定値	計算値	C/E
SH-1, 3 (550mm~800mm)	1.34	1.50	1.12
SH-2 ( 0mm~800mm )	6.80	5.53	0.81
SR-1 (550mm~650mm)	0.26	0.26	1.00
SR-2 (550mm~650mm)	0.24	0.23	0.96

表3.3.1 停止余裕（全制御棒挿入時）

炉心	停止余裕	
	(%Δk/k)	(k <sub>eff</sub> )
MEU炉心 (#103)	29.6 (前半)	0.77
	32.9 (後半)	0.75
移行炉心	22.7 (前半)	0.81
	30.1 (後半)	0.77
LEU初装荷炉心	22.0	0.82
LEU平衡炉心A'	36.0	0.74

表3.3.2 JMTRCにおけるMEU炉心での停止余裕

	落下法	パルス中性子法
停止余裕 (%Δk/k)	11.0 (B-14) 13.0 (Q-1)	13.7 (K-12) 13.4 (F-12) 14.7 (C-14)
平均値	12.0	14.0

※ ( )は、中性子検出器の位置を示す。

表3.4.1 ワンロッドスタックマージン測定結果（#109サイクル）

制御棒	起動系計数、1/M			未臨界確認
	C H - 1	C H - 2	C H - 3	
全制御棒挿入	121,985	19,003	18,116	
S H - 1 引抜き時	231,737	35,154	20,630	
1/M	0.53	0.54	0.88	未臨界
S H - 2 引抜き時	131,600	22,279	19,493	
1/M	0.93	0.85	0.93	未臨界
S H - 3 引抜き時	129,514	25,770	24,462	
1/M	0.94	0.74	0.74	未臨界
S R - 1 引抜き時	126,242	25,864	19,194	
1/M	0.97	0.73	0.95	未臨界
S R - 2 引抜き時	130,297	19,779	19,521	
1/M	0.94	0.96	0.93	未臨界

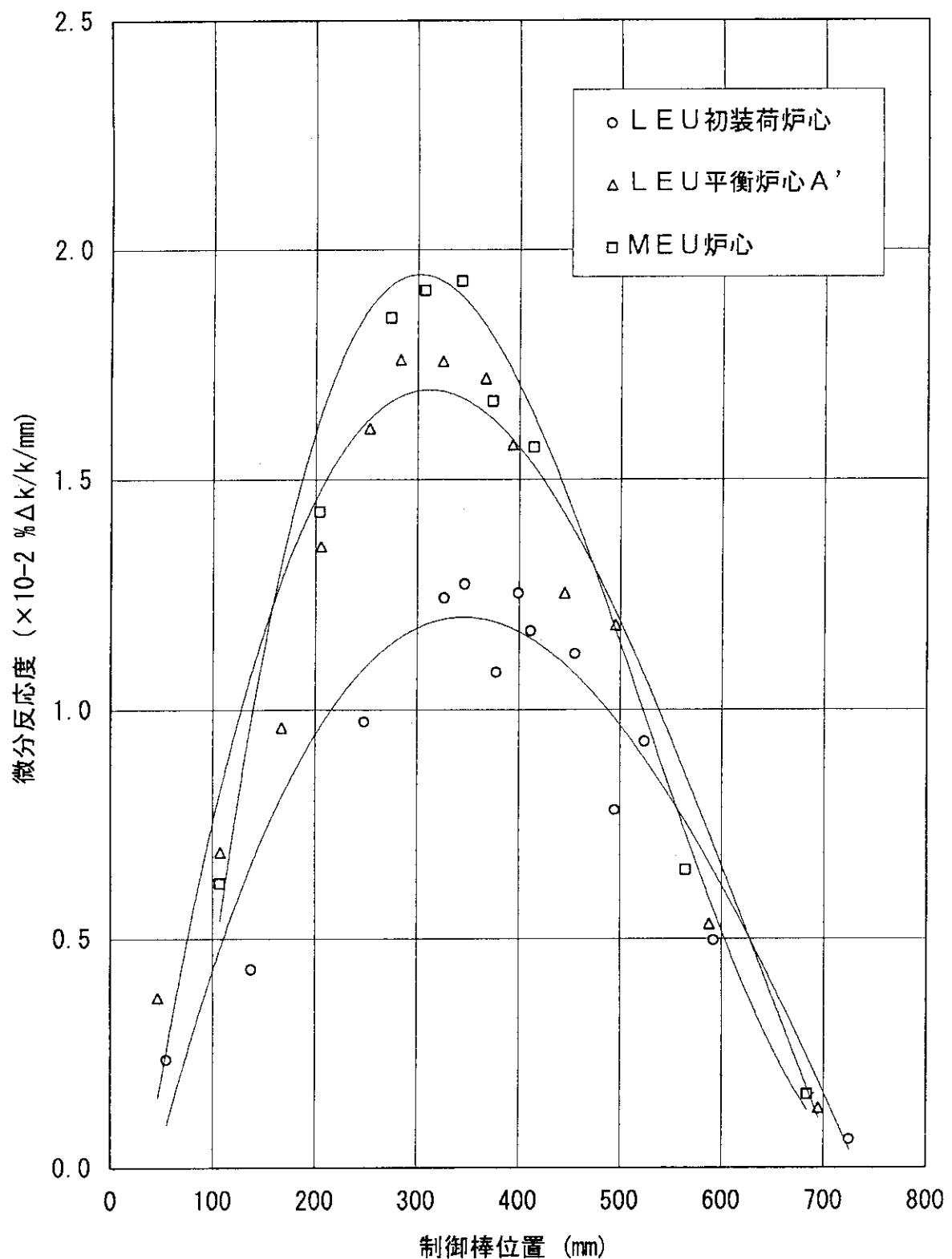


図3.1.1 制御棒（SH-2）の微分反応度曲線

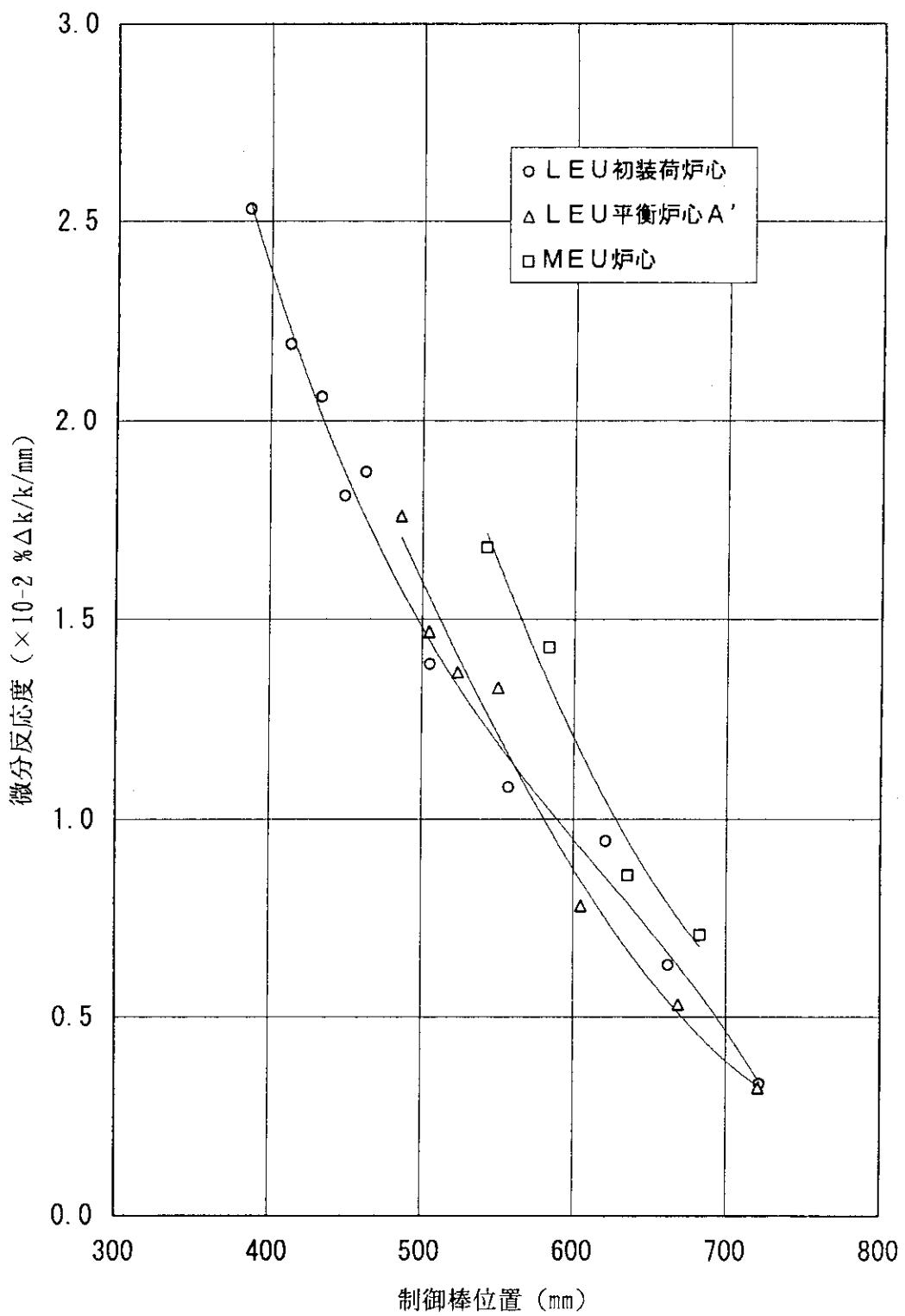


図3.1.2 制御棒 (SH-1, 3) の微分反応度曲線

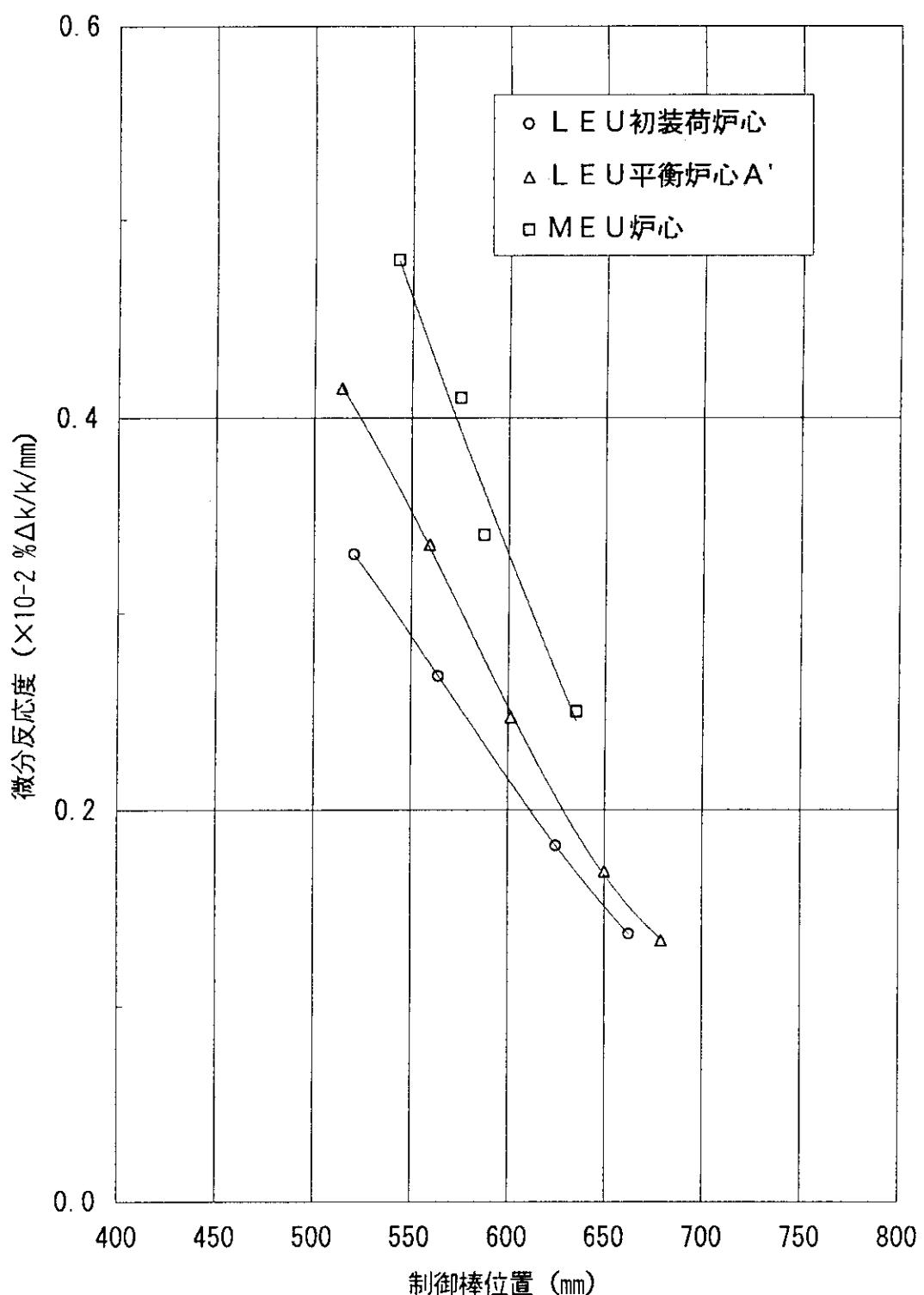


図3.1.3 制御棒 (SR-1) の微分反応度曲線

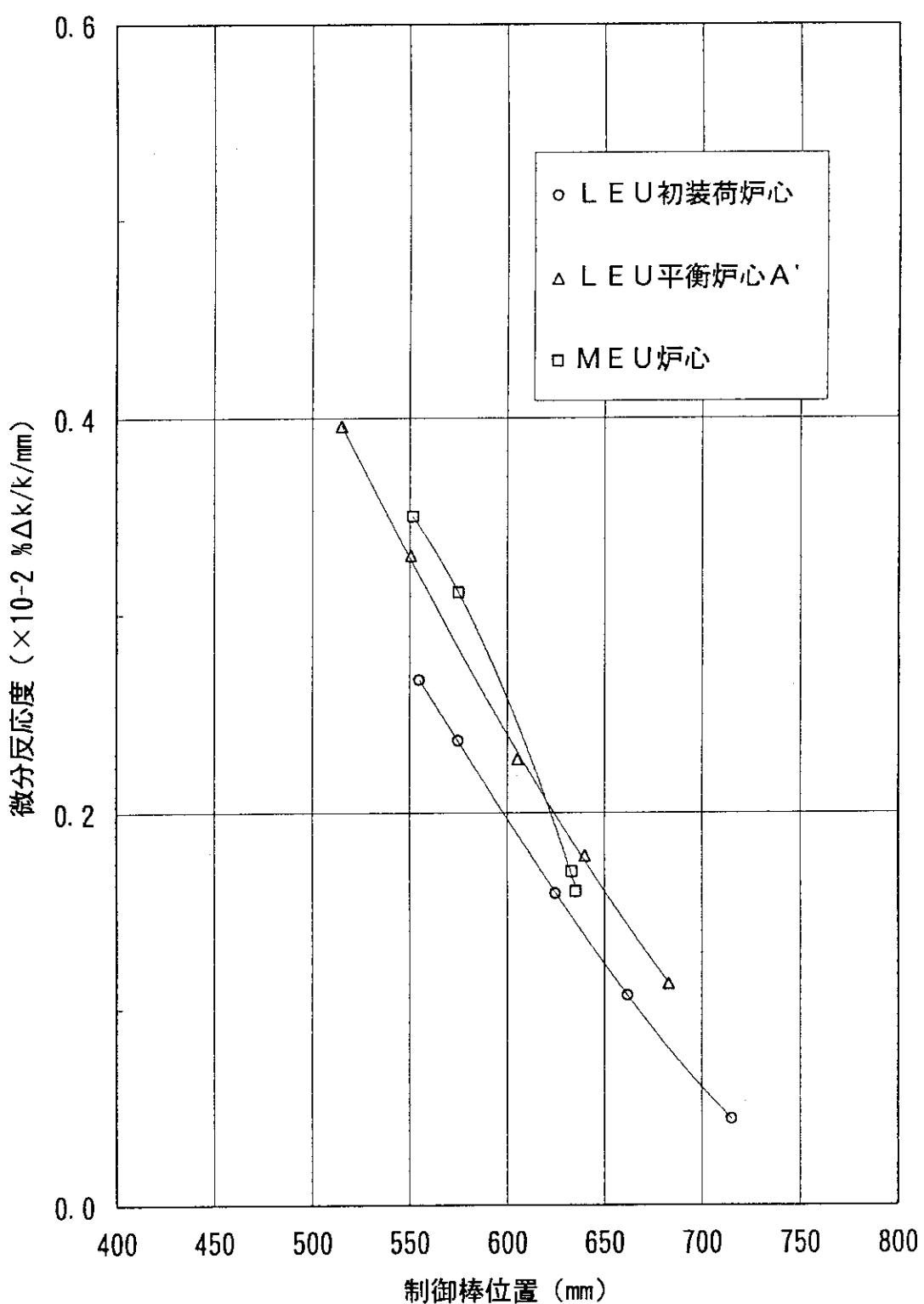


図3.1.4 制御棒 (SR-2) の微分反応度曲線

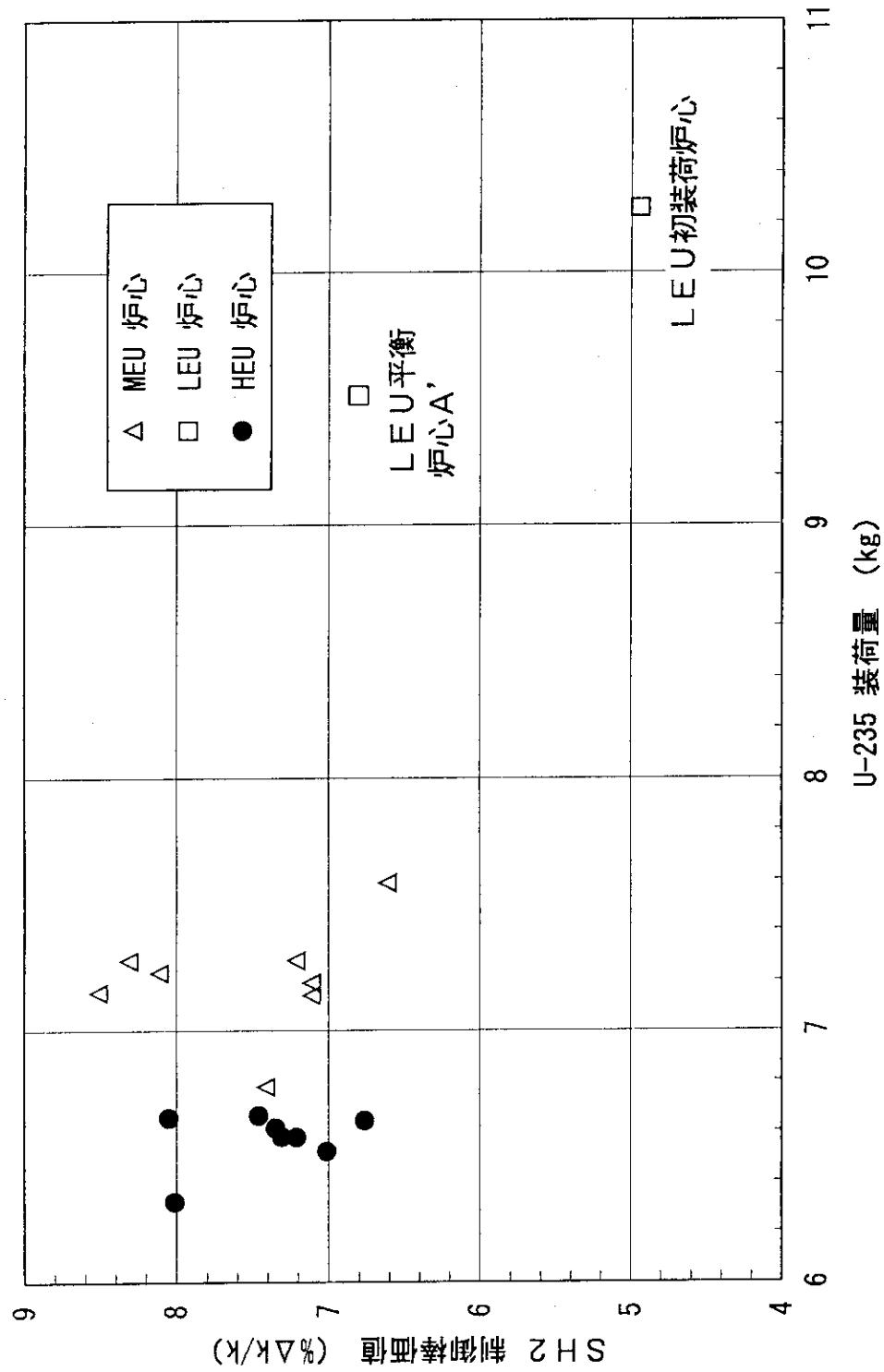


図3.2.1 SH-2 制御棒価値と U-235 装荷量の関係

## 4. 過剰反応度

### 4.1 運転初期の過剰反応度

#### 4.1.1 燃料追加法による過剰反応度の測定方法

運転初期の過剰反応度は、照射試料を全て炉心に装荷した状態をベースとし、運転初期のコールドクリーンにおいて臨界を保つために制御棒の吸収している反応度として求めている。燃料追加法により得られた各燃料要素の反応度の和及び毒物の推定反応度をもとに、運転初期のコールドクリーン換算の過剰反応度 ( $\rho_{\text{exc}}$ ) は次式により求められる。

$$\rho_{\text{exc}} = \rho_f + \rho_{\text{SR}} + \rho_p \quad \text{-----(1)}$$

$\rho_f$  ; 燃料追加法により求められた燃料要素の反応度の合計

$\rho_{\text{SR}}$  ; SR 1、2 の校正曲線から求めた600~800mmの吸収反応度

$\rho_p$  ; 毒物反応度の推定値

$\rho_{\text{SR}}$ は、燃料追加法を行っている間、SR 1 及び SR 2 が自動制御位置である600mmに保持されているため、これらの制御棒の插入部分が吸収している反応度である。 $\rho_p$ は、運転初期における毒物による吸収反応度であり、135Xe 及び 149Sm についてはそれぞれ飽和値 3.9%Δk/k 及び 0.7%Δk/kに基づき計算し、長半減期の FP による吸収反応度については、全炉心で -1.2%Δk/k / 700MWd を基準に計算したものである[8]。

なお、通常は燃料追加法による過剰反応度測定は年 1 回行い、その他の運転炉心についてはこの測定結果を基準として比較法により過剰反応度を求めているが、低濃縮化に際しては、移行炉心、LEU 初装荷炉心及び LEU 平衡炉心 A' (#109) のそれぞれの炉心において燃料追加法を実施し過剰反応度を求めた。

#### 4.1.2 初期過剰反応度の測定結果

燃料追加法により求められた運転初期の過剰反応度を表4.1.1に示す。従来 JMT-R では、燃料追加法の過程において最小臨界炉心から最終炉心までに追加した各燃料要素の反応度を一度実効増倍係数に換算してから加算し、これを再び反応度に換算して過剰反応度を算出してきたが、今回は、各燃料要素の反応度をそのまま加算することとした。この方法を採用した理由については「4.4 考察」に後述した。

表4.1.1に示すように、LEU 初装荷炉心及び LEU 平衡炉心 A' とも 17 本炉心で臨界となった。毒物反応度は、繰り越しの燃料要素中に含まれる毒物による吸収反応度であり、計算による推定値である。LEU 初装荷炉心では、繰り越し燃料要素は移行炉心から使用されている試験用燃料要素 2 体のみであり、この 2 体の燃料要素に含まれる毒物による反応度推定値は 0.34%Δk/k である。従って、クリーンに近い炉心である。なお、毒物反応度の推定方法については 4.3 節に後述した。LEU 初装

荷炉心ではウラン量が最も多いにもかかわらず、カドミウムの反応度吸収効果によりほぼ予想通りに過剰反応度が低く抑えられていることが確認された。

#### 4.1.3 初期過剰反応度の計算結果

運転初期の過剰反応度の計算に関する主な計算条件は以下のとおりである。

- ・計算コード；拡散理論による炉心計算コード CITATION
- ・計算モデル；全炉心3次元モデル（MEU炉心のみ2次元）
- ・体系温度；300K
- ・制御棒位置；全制御棒について全引抜き

MEU炉心を除き、計算は全炉心3次元モデルで行った。MEU炉心については、低濃縮化以前に行われた計算結果を参照したため、2次元モデルによる計算である。計算値と測定値の比較を表4.1.2に示す。MEU炉心及び移行炉心では測定値及び計算値がほぼ一致しているが、LEU初装荷炉心では計算値の方が $1.2\% \Delta k/k$ 高くなかった。また、LEU平衡炉心では逆に計算値の方が約 $1\% \Delta k/k$ 低いという結果が得られた。これらのことから、測定結果と計算結果の誤差に一定の傾向は認められなかった。

また、1986年の中濃縮化以降の各炉心の初期過剰反応度について、測定値と計算値の比較を表4.1.3及び図4.1.1に示す。（計算値／測定値）及び（計算値－測定値）の平均はそれぞれ0.99及び $-0.16\% \Delta k/k$ であり、全体的には両者は良く一致している。（計算値－測定値）の最小値は#105サイクル後半炉心の $-1.6\% \Delta k/k$ であり、最大値は#75サイクル及びLEU初装荷炉心の場合でともに $1.2\% \Delta k/k$ であった。

#### 4.2 運転中の過剰反応度変化

##### 4.2.1 運転中の過剰反応度の測定方法

運転中の過剰反応度は、運転中の制御棒の位置から過剰反応度曲線を用いて求めた。過剰反応度曲線は制御棒校正曲線をもとに作成されたもので、MEU炉心(#103)、LEU初装荷炉心及びLEU平衡炉心A'の過剰反応度曲線を図4.2.1に示す。図の過剰反応度曲線において、左端が運転開始時の過剰反応度（コールドクリーン換算ではない）を示している。燃焼に伴い制御棒のうちのSH1、3が炉心から次第に抜かれ、SH1、3が上限に達すると次にSH2が引き抜かれるに従って、過剰反応度は同曲線上を右上方向に推移する。過剰反応度曲線は、運転監視用の計算機システムに入力されており、運転中の制御棒位置信号により自動的にその時点での過剰反応度を出力するようになっている。

##### 4.2.2 運転中の過剰反応度の測定結果

MEU平衡炉心(#103)、LEU初装荷炉心及びLEU平衡炉心A'における運転中の過剰反応度の変化を図4.2.2に示す。MEU平衡炉心では、U-235の損耗に沿って過剰反応度が単調に減少し、前半及び後半サイクルの末期における過剰反応度はそれぞれ約 $2.7\% \Delta k/k$ 及び約 $2.2\% \Delta k/k$ である。積算出力100MWDあたりの反応度変化は、前半サイクルで約 $0.66\% \Delta k/k$ 、後半サイクルで約 $0.75\% \Delta k/k$

である。

L E U初装荷炉心では、図4.2.2に示すようにカドミウムの燃焼による反応度の増加とU-235の損耗による反応度の減少とのバランスから、積算出力300MWD～700MWDにかけて過剰反応度の増加が観察された。運転終了時における積算出力は約1244MWD、過剰反応度は約4.8% $\Delta k/k$ であった。

L E U平衡炉心A'では、図4.2.2に示すように200～700MWDの間過剰反応度がほぼ一定となった。なお、このサイクルでは、運転サイクルの中頃にディーゼル発電機のトラブルにより原子炉が停止しており、トラブル修復後に原子炉を再起動したが、運転時間は若干短くなった。運転終了時における積算出力は約1097MWD、過剰反応度は約3.3% $\Delta k/k$ であった。

#### 4.2.3 運転中の過剰反応度の計算

燃焼計算を行い過剰反応度の推移を推定した。計算条件は次のとおりである。

- ・計算コード；拡散理論による3次元燃焼計算コードCOREBN
- ・計算モデル；全炉心3次元モデル
- ・制御棒位置；全ての制御棒について全引抜きの状態

カドミウムワイヤ付き燃料要素のセル計算を行う場合、SRAC-PIJによるセル計算では、カドミウムワイヤを含む側板部と燃料板部に分けて計算することになる。しかし、この方法では、本来燃料要素内で連続しているスペクトルがくずれてしまい、カドミウムの吸収効果を精度良く評価することは困難である。このため、モンテカルロ計算コードVIMを使用した[1]。即ち、カドミウムの吸収反応度については、VIMによりカドミウムワイヤを含む燃料要素モデルのセル計算を行い、VIMで求めたカドミウムの反応率を求めた。この反応率を基準として、SRAC-PIJ計算でのカドミウムの反応率が一致するように、側板部円筒モデルの最外層の水の密度を調整した。計算モデルを図4.2.3に示す。計算条件は次のとおりである。

- ・計算コード；モンテカルロ計算コードVIM及びSRAC-PIJ
- ・計算モデル；燃料要素1/2X-Yモデル(VIM) 平板及び円筒モデル(SRAC-PIJ)

なお、燃焼計算では、 $^{135}Xe$ 及び $^{149}Sm$ の濃度については簡単化のため運転開始時に既に飽和していると設定しているため、計算結果は毒物による吸収反応度が飽和する時点以前(MEU平衡炉心では約50MWD、L EU炉心では約100MWDと推定)については実際の変化を模擬していない。

計算結果を測定結果と比較して図4.2.4～図4.2.6に示す。L EU初装荷炉心では、計算値と測定値は良く一致した結果が得られた。L EU平衡炉心では、積算出力300MWD～700MWDにかけて過剰反応度の増加が観察されたが、計算結果もこれにはほぼ一致しており、カドミウムの燃焼に伴う反応度効果が精度良く計算されたことが確認された。しかし、L EU平衡炉心では、いずれも計算値が約1%程度測定値を下回った。

L EU初装荷炉心及びL EU平衡炉心A'におけるU-235及びカドミウムの燃焼に伴う過剰反応度変化の計算結果を図4.2.7に示す。L EU初装荷炉心及びL EU平衡炉心A'における運転開始時のカドミウムの吸収反応度は、それぞれ約3.8% $\Delta k/k$ 及び約2.6% $\Delta k/k$ である。カドミウムの燃焼はワイヤの外表面から内側へと進むが、同図に示すように、カドミウムの燃焼に伴う反応度変化の速度は一定でなく、400～800MWdにかけて燃焼速度が最も早くなる。特に、L EU初装荷炉心では、この範囲においてウランの損耗による反応度低下よりカドミウムの吸収反応度の減少が速くなるため、結果と

して一時的に過剰反応度の増加が生じる。また、LEU平衡炉心A'では、400~600MWdにかけて過剰反応度がほぼ一定となるが、これはウランの損耗による反応度低下とカドミウムの吸収反応度の減少がほぼバランスするためである。

#### 4.3 毒物反応度

##### 4.3.1 燃焼データからの $^{135}\text{Xe}$ 及び $^{149}\text{Sm}$ の吸収反応度の推定

原子炉起動直後のLEU初装荷炉心及びLEU平衡炉心A'における過剰反応度の変化を図4.3.1に示す。同図から、 $^{135}\text{Xe}$ 及び $^{149}\text{Sm}$ による吸収反応度は、起動後約100MWDで飽和すると推定される。この飽和値について、過剰反応度の測定値をもとに一部計算値を用いることにより推定した。即ち、図4.3.1において起動後100MWDにおける過剰反応度は約5.4% $\Delta k/k$ であり、運転開始時の過剰反応度9.64% $\Delta k/k$ との差 $\Delta \rho_{\text{ex}}$ は約4.2% $\Delta k/k$ である。なお、この運転開始時の過剰反応度は、その時点での毒物を含む反応度であり、また運転温度における値であるため、コールドクリーン換算の初期過剰反応度とは一致しない。 $\Delta \rho_{\text{ex}}$ は、 $\text{Xe}$ 及び $\text{Sm}$ の生成、ウランの損耗及びカドミウムの損耗による反応度変化の合計であり、次式で表される。

$$\Delta \rho_{\text{ex}} = \rho(\Delta U_{235}) - \rho(\Delta Cd) + \rho(FP) + \rho(XeSm) \quad \dots \quad (4.3.1)$$

$\rho(\Delta U_{235})$  : ウランの損耗による反応度変化

$\rho(\Delta Cd)$  : カドミウムの燃焼による反応度変化

$\rho(XeSm)$  :  $\text{Xe}$ 及び $\text{Sm}$ の生成による反応度変化

$\rho(FP)$  :  $\text{Xe}$ 及び $\text{Sm}$ 以外のFPによる反応度変化

$\rho(\Delta U_{235})$ 及び $\rho(\Delta Cd)$ は計算から求められるため、これらの値をもとに $^{135}\text{Xe}$ 及び $^{149}\text{Sm}$ による吸収反応度を求めた。結果を表4.3.1に示す。LEU初装荷炉心については、100MWd時点での $^{135}\text{Xe}$ 及び $^{149}\text{Sm}$ による吸収反応度は約4.1% $\Delta k/k$ と推定される。同様の方法により、LEU平衡炉心(#109及び#110)についても $^{135}\text{Xe}$ 及び $^{149}\text{Sm}$ による吸収反応度を求めた。同吸収反応度は、#109サイクルでは約3.7% $\Delta k/k$ 、#110サイクルでは約3.3% $\Delta k/k$ という結果がそれぞれ得られた。

##### 4.3.2 $^{135}\text{Xe}$ 及び $^{149}\text{Sm}$ の吸収反応度の計算

低濃縮燃料炉心の毒物反応度を計算した[1]。計算条件は次のとおりである。

- ・計算コード ; 拡散理論3次元燃焼計算コードCOREBN
- ・計算モデル ; 全炉心3次元モデル

運転初期の各燃料の組成(FPは除く)を用いて、 $^{135}\text{Xe}$ 及び $^{149}\text{Sm}$ の組成をそれぞれ単独で入れた場合及びこれらの毒物がない場合の過剰反応度を計算し、それぞれの吸収反応度を求めた。計算の結果、 $^{135}\text{Xe}$ の吸収反応度は3.9% $\Delta k/k$ 、 $^{149}\text{Sm}$ の吸収反応度は0.7% $\Delta k/k$ となった。これらの値はLEU初装荷炉心及びLEU平衡炉心とも等しい値となった。MEU平衡炉心では設置時のJM

TR最終計算書に基づき $^{135}\text{Xe}$ 及び $^{149}\text{Sm}$ の飽和反応度として4.1% $\Delta k/k$ を使用してきたが、低濃縮化にあたり本計算結果に基づき4.6% $\Delta k/k$ に変更した。 $^{135}\text{Xe}$ の原子炉運転中の飽和濃度は、次式で与えられる[5]。

$$Xe_{\infty} = \frac{(\gamma_I + \gamma_X)\Sigma_f \phi}{\lambda_X + \sigma_X \phi}$$

低濃縮化により、熱中性子束が低下するが、マクロ核分裂断面積の増加の方が大きいため、結果として運転中の飽和濃度は増加を示したと推定される。

$^{135}\text{Xe}$ 及び $^{149}\text{Sm}$ の飽和反応度の計算結果は前節の燃焼データから求めた毒物反応度より若干大きいため、さらに運転データを蓄積し検討する予定である。

#### 4.3.3 再起動可能時間

LEU炉心の場合、原子炉運転開始から約24時間は $^{135}\text{Xe}$ の濃度は急激に増加し、その後緩やかに増加を続け約2日程度でほぼ飽和する。原子炉停止後は、中性子吸収による崩壊分がなくなるので、 $^{135}\text{I}$ から $\beta$ 崩壊による $^{135}\text{Xe}$ の生成が消滅を上回り、 $^{135}\text{Xe}$ 濃度は上昇する。そして、原子炉停止後約10時間後にピークとなる。一方 $^{149}\text{Sm}$ は、その反応度への影響は $^{135}\text{Xe}$ に比べると小さく、原子炉起動後飽和まで長時間を要し、原子炉停止後は単調に増加する。原子炉の起動及び停止に伴う $^{135}\text{Xe}$ 及び $^{149}\text{Sm}$ による吸収反応度の変化に関する計算値を図4.3.2に示す。計算値は前節に述べたようにCOREBNにより計算された運転時の飽和値に基づき、 $^{135}\text{Xe}$ 及び $^{149}\text{Sm}$ の生成及び崩壊に関する微分方程式から時間的変化を求めたものである。また、MEU炉心とLEU平衡炉心に関し、原子炉停止後の $^{135}\text{Xe}$ 及び $^{149}\text{Sm}$ による吸収反応度の変化を図4.3.3に示す。同図に示されるように、いずれの炉心においても原子炉停止から約10時間後に吸収反応度はピークに達するが、LEU平衡炉心では、MEU炉心に比べてピーク値が約3.5% $\Delta k/k$ 小さいことが明らかである。

原子炉の停止後すぐに再起動する場合には、これら毒物の負の反応度に打ち勝つための十分な反応度が必要であり、原子炉の再起動可能時間は、炉停止時の過剰反応度によって異なる。再起動可能時間を図4.3.4に示す。同図に示すように、LEU平衡炉心の場合、運転サイクル途中で何らかの理由で原子炉が停止した場合、その時点での過剰反応度が仮に5% $\Delta k/k$ であったとすると、原子炉停止後約1時間以内あるいは約35時間後以降に原子炉を再起動することが可能である。一方、MEU炉心の場合は、原子炉停止後約40分以内あるいは約42時間後以降に原子炉を再起動することが可能である。従って、LEU平衡炉心では、原子炉停止後の毒物の吸収反応度のピーク値が減少したことから、これまでのMEU炉心に比べ約7時間程度早く原子炉を再起動することが可能である。

#### 4.4 考察

##### 4.4.1 燃料追加法による初期過剰反応度の推定方法に関する検討

従来、初期過剰反応度の測定に際しては、燃料追加法の各ステップにおいてペリオド法により求められた追加燃料要素の反応度 $\Delta \rho_i$ を実効増倍係数の増分 $\Delta k_i$ に換算し、追加燃料要素の $\Delta k_i$ を加算して $\Sigma(\Delta k_i)$ を求め、これを再び反応度に換算する方式を採用している。確かに、燃料追加法

の過程において炉心がステップ毎に変化していることを考えれば、追加燃料要素の反応度 $\Delta \rho_i$ を直接加算することは直感的に適當ではないと思われる。しかし、一度実効増倍係数に換算する方法をJ M T Rで採用してきた理論的根拠についても、明らかでない。また、現在のところ、こうした燃料追加法による各燃料要素の反応度をどのように積み上げて最終炉心の過剰反応度とするかについての論文等も極めて少ない。このため、L E U初装荷炉心を想定して燃料追加法を計算でシミュレーションした。計算条件は次のとおりである。

- ・計算コード：拡散計算コード CITATION
- ・計算モデル：全炉心3次元モデル
- ・制御棒位置：L E U初装荷炉心での燃料追加法実施時の最小臨界炉心から最終炉心までの制御棒位置を模擬
- ・計算方法：各炉心において上記の制御棒位置で臨界になるように臨界調整を行ってから、燃料要素1体を追加し、追加反応度を求めた。臨界調整は、制御棒の対数微分値を変えることにより行った。

計算結果とともに、従来の $\Sigma(\Delta k_i)$ 法及び $\Delta \rho_i$ を直接加算する $\Sigma(\Delta \rho_i)$ 法により過剰反応度を比較した。また、最終(22本)炉心に関し同様にCITATIONによる3次元計算を行い、制御棒全引き抜き時の実効増倍係数から過剰反応度( $\rho_{ex}$ )を求めた。これらの結果を表4.4.1に示す。なお、本計算で使用した燃料要素データは毒物を含んでいないため、コールドクリーン換算に際し、毒物の吸収反応度の補正は不要である。

比較の結果、 $\Sigma(\Delta \rho_i)$ 法による過剰反応度は10.68% $\Delta k/k$ 、 $\Sigma(\Delta k_i)$ 法による過剰反応度は9.87% $\Delta k/k$ であり、 $\Sigma(\Delta \rho_i)$ 法による過剰反応度は $\Sigma(\Delta k_i)$ 法よりも大きく、かつ、最終炉心に関する計算による過剰反応度、即ち $\rho_{ex}$ に近いことが明らかとなった。双方の方法による最小臨界炉心から最終炉心までの各炉心における過剰反応度を図4.4.1に示す。同図から、 $\Sigma(\Delta k_i)$ 法及び $\Sigma(\Delta \rho_i)$ 法による過剰反応度の差は、追加燃料要素の本数、即ち炉心の過剰反応度が大きくなるにつれて大きくなることが明らかである。初期過剰反応度の定義に基づき、最終炉心について計算した $\rho_{ex}$ は最も真値に近いと仮定すれば、従来の $\Sigma(\Delta k_i)$ 法よりも $\Sigma(\Delta \rho_i)$ 法の方が適當と考えられる。この結果に基づき、本報告における初期過剰反応度は、 $\Sigma(\Delta \rho_i)$ 法により求めたものを採用している。なお、本問題については、未だ理論的説明が不十分なので、今後さらに詳細計算シミュレーション及び原子炉における測定実験を行う等により検討を進める予定である。

#### 4.4.2 過剰反応度の測定値と計算値の誤差について

#75サイクル炉心からの初期過剰反応度について、(計算値-測定値)の平均は約-0.16% $\Delta k/k$ であるが、各燃料要素の反応度を直接加算して過剰反応度の測定値を求める測定値の方が0.5~0.7% $\Delta k/k$ 程度大きくなることから、この方法で再評価すると、全体的に計算値の方が0.7~0.9% $\Delta k/k$ 小さくなると考えられる。照射設備等の装荷による炉心構成の複雑さを考慮すれば、この誤差をさらに小さくすることは困難と予想されるが、基本的な計算パラメータ等について再検討しておくことは重要である。

ほぼクリーンに近いL E U初装荷炉心においては、初期過剰反応度計算値は測定値を約1.2% $\Delta k/k$ 上回っているが、運転中の過剰反応度では両者の差は最大でも約0.5% $\Delta k/k$ であり、比較的良好であつ

ている。この一因として、炉心計算ではコールドクリーン状態の過剰反応度を大きめに評価するが、運転後に生成する<sup>135</sup>Xe等の毒物の吸収反応度も大きめに評価することから、結果として運転中の過剰反応度は比較的一致するのではないかと考えられる。

LEU平衡炉心については、初期過剰反応度及び運転中の過剰反応度とも計算値の方が低いが、平衡炉心では長半減期のFPの蓄積等も関係し問題がより複雑である。測定及び計算の双方に問題がある可能性があることから非常に問題が複雑であるが、まず、毒物の影響がほとんどないLEU初装荷炉心について、過剰反応度の測定上の問題及び炉心構成要素の群定数の不確定性等計算上の問題を検討することから詰めてゆく予定である。

表4.1.1 燃料追加法による過剰反応度

燃料要素本数	燃料要素反応度(%△)	
	L E U初装荷炉心	L E U平衡炉心A'
16	未臨界	未臨界
17	0.84	1.01
18	1.34	1.78
19	2.54	1.97
20	0.99	1.17
21	1.98	2.25
22	1.63	0.95
燃料要素反応度合計	9.32	9.13
S R 1、2 反応度	0.32	0.43
毒物反応度	0.34	2.37
過剰反応度測定値	10.0	11.9
過剰反応度計算値	11.2	10.9
計算値／測定値	1.12	0.91

表4.1.2 初期過剰反応度の測定値及び計算値の比較

	測定値	計算値	計算値／測定値
M E U平衡炉心	11.4	11.6	1.02
移行炉心	10.7	10.6	0.99
L E U初装荷炉心	10.0	11.2	1.12
L E U平衡炉心	11.9	10.9	0.91

表4.1.2 初期過剰反応度の測定値と計算値の比較

サイクル	測定値	計算値	計算値／測定値	計算値－測定値	サイクル	測定値	計算値	計算値／測定値	計算値－測定値
75	10.60	11.80	1.11	1.20	92	10.60	10.70	1.01	0.10
	9.60	10.80	1.13	1.20		11.50	11.30	0.98	-0.20
76	13.10	12.60	0.96	-0.50	93	12.00	11.60	0.97	-0.40
	13.40	12.80	0.96	-0.60		11.50	11.30	0.98	-0.20
77	13.70	13.00	0.95	-0.70	94	10.20	10.10	0.99	-0.10
	13.80	12.90	0.93	-0.90		10.40	9.90	0.95	-0.50
78	12.60	12.30	0.98	-0.30	95	10.80	11.10	1.03	0.30
	12.50	12.10	0.97	-0.40		10.50	10.80	1.03	0.30
79	12.90	11.90	0.92	-1.00	96	10.10	10.50	1.04	0.40
	11.60	11.60	1.00	0.00		9.70	10.20	1.05	0.50
80	11.60	11.30	0.97	-0.30	97	9.90	10.40	1.05	0.50
	12.20	11.40	0.93	-0.80		9.80	10.20	1.04	0.40
81	11.20	10.80	0.96	-0.40	98	10.60	10.80	1.02	0.20
	11.30	10.60	0.94	-0.70		10.50	10.60	1.01	0.10
82	10.80	10.60	0.98	-0.20	99	10.80	10.60	0.98	-0.20
	10.50	10.30	0.98	-0.20		10.60	10.30	0.97	-0.30
83	10.70	10.70	1.00	0.00	100	10.40	10.40	1.00	0.00
	10.80	10.40	0.96	-0.40		10.30	10.10	0.98	-0.20
84	11.20	11.30	1.01	0.10	101	10.80	10.40	0.96	-0.40
	11.20	11.30	1.01	0.10		10.20	10.10	0.99	-0.10
85	11.00	10.80	0.98	-0.20	102	11.10	10.80	0.97	-0.30
	9.80	10.20	1.04	0.40		10.70	10.50	0.98	-0.20
86	10.90	10.80	0.99	-0.10	103	10.80	11.60	1.07	0.80
	11.60	11.60	1.00	0.00		11.00	10.70	0.97	-0.30
87	11.30	11.80	1.04	0.50	104	10.30	10.40	1.01	0.10
	11.50	11.50	1.00	0.00		105	11.50	11.30	0.98
88	12.70	12.00	0.94	-0.70	106	12.60	11.00	0.87	-1.60
	12.10	11.60	0.96	-0.50		11.20	11.10	0.99	-0.10
89	11.60	11.60	1.00	0.00	107	11.80	11.10	0.94	-0.70
	12.30	12.00	0.98	-0.30		10.28	10.60	1.03	0.32
90	11.50	11.00	0.96	-0.50	108	10.83	11.00	1.02	0.17
	11.60	10.80	0.93	-0.80		10.00	11.20	1.12	1.20
91	11.70	10.80	0.92	-0.90	109	11.90	10.90	0.92	-1.00
	11.20	10.50	0.94	-0.70		11.79	11.30	0.96	-0.49
					平均値	11.22	11.06	0.99	-0.16

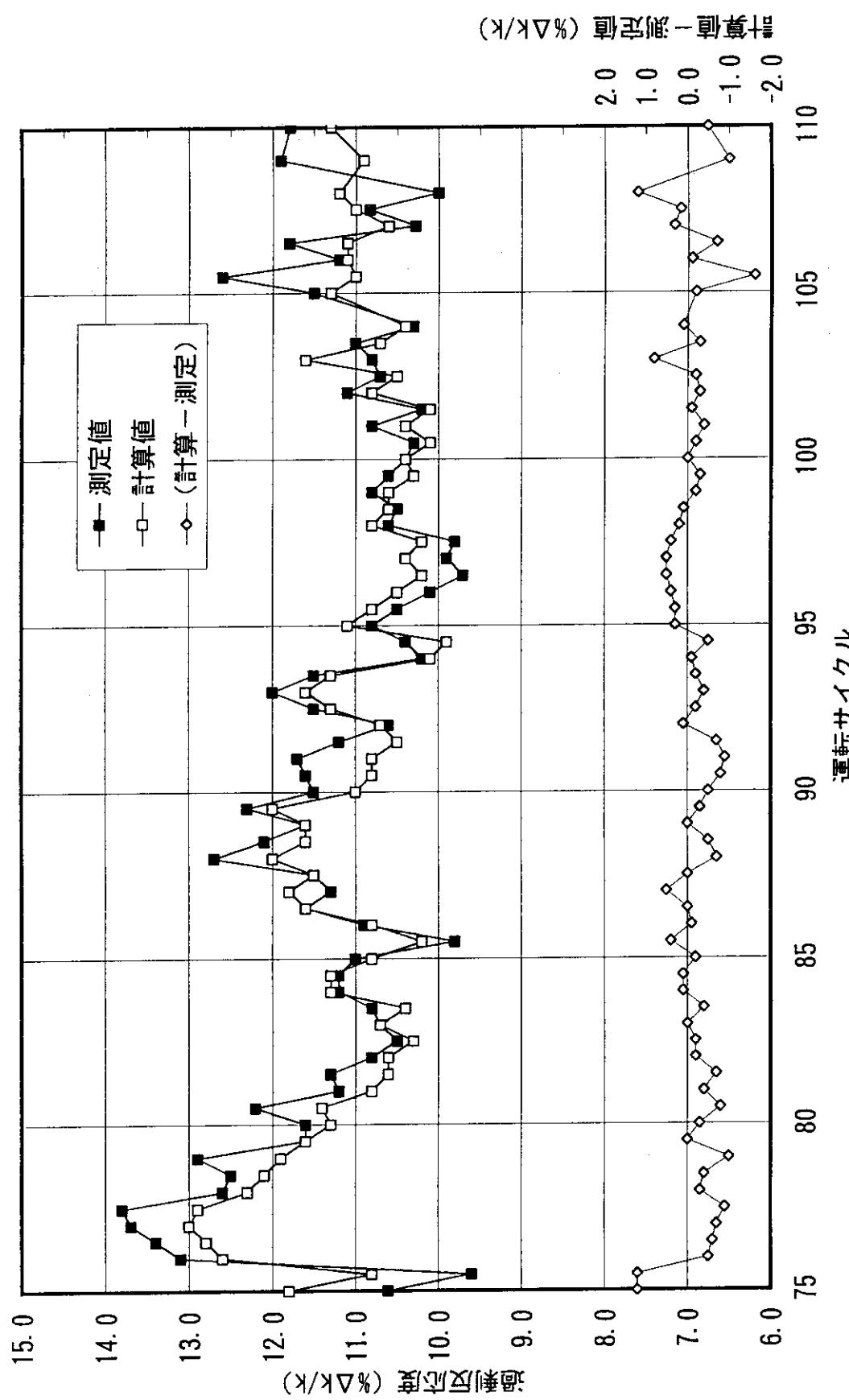
表4.3.1  $^{135}\text{Xe}$  及び  $^{149}\text{Sm}$  の吸収反応度(%  $\Delta k/k$ )

	L E U 初装荷炉心 (# 108)	L E U 平衡炉心 A (# 109)	L E U 平衡炉心 B (# 110)
測定値			
a. 運転開始時の過剰反応度	9.64	9.56	9.76
b. 100MWd 時の過剰反応度	5.40	5.70	6.30
c. 0~100MWd の過剰反応度 変化( $\Delta \rho_{\text{ex}}$ ; b-c)	4.24	3.86	3.46
計算値			
d. ウランの損耗による反応度 変化 ( $\Delta \rho(235\text{U})$ )	-0.29	-0.32	-0.30
e. $\text{Xe}$ 、 $\text{Sm}$ 以外のFPによる 反応度変化 ( $\Delta \rho(\text{FP})$ )			
f. Cd の燃焼による反応度変化 ( $\Delta \rho(\text{Cd})$ )	0.16	0.13	0.12
g. 100MWd 時の $\text{Xe}$ 、 $\text{Sm}$ の 反応度 ( $\rho(\text{XeSm})$ ; c+d+e+f)	4.11	3.67	3.28

- 運転開始時の過剰反応度は運転温度におけるその時点での毒物を含む値であり、コールドクリーン換算の初期過剰反応度とは異なる。

表4.4.1 燃料追加法による過剰反応度の推定方法に関する計算シミュレーション

	$\Sigma (\Delta \rho_i)$ 法			$\Sigma (\Delta k_i)$ 法		最終 (22本) 炉心
	$\Delta \rho_i (\% \Delta k / k)$	$\Sigma(\Delta \rho_i)$	$\Delta k_i = \frac{\Delta \rho_i / 100}{11 - \Delta \rho_i / 100}$	$k_{\text{eff}} = 1 + \Sigma(\Delta k_i)$	$\rho_k = \frac{k_{\text{eff}} - 1}{k_{\text{eff}}} \times 100$	
17本目	1.26	1.26	0.01276	1.01276	1.26	
18本目	1.39	2.65	0.01410	1.02686	2.62	
19本目	2.12	4.77	0.02166	1.04852	4.63	
20本目	1.23	6.00	0.01245	1.06097	5.75	
21本目	2.37	8.37	0.02428	1.08524	7.85	
22本目	1.98	10.35	0.02020	1.10544	9.54	
S R 1, 2吸収反応度		0.33			0.33	
過剰反応度		10.68			9.87	11.20



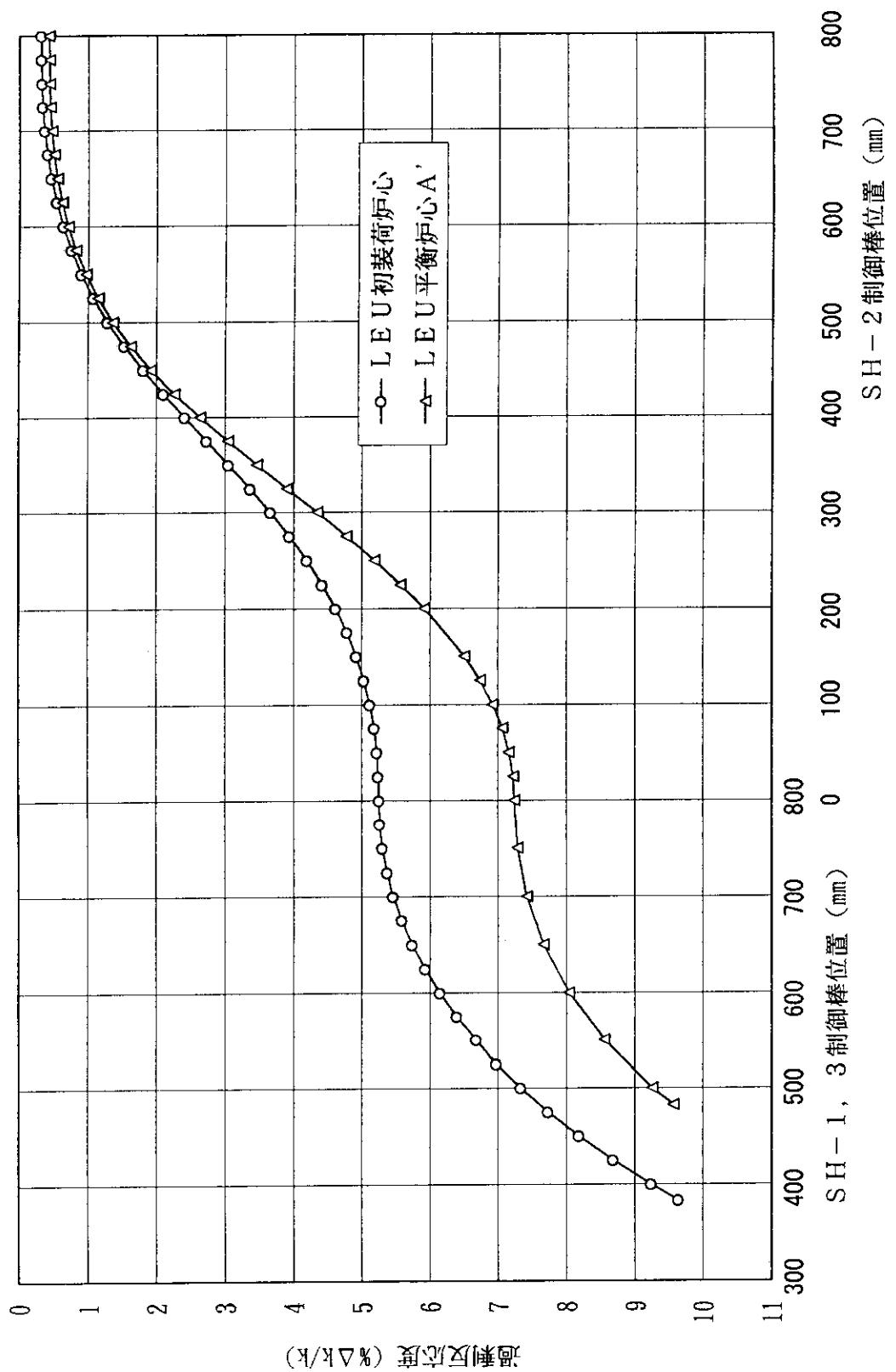


図4.2.1 過剰反応度曲線

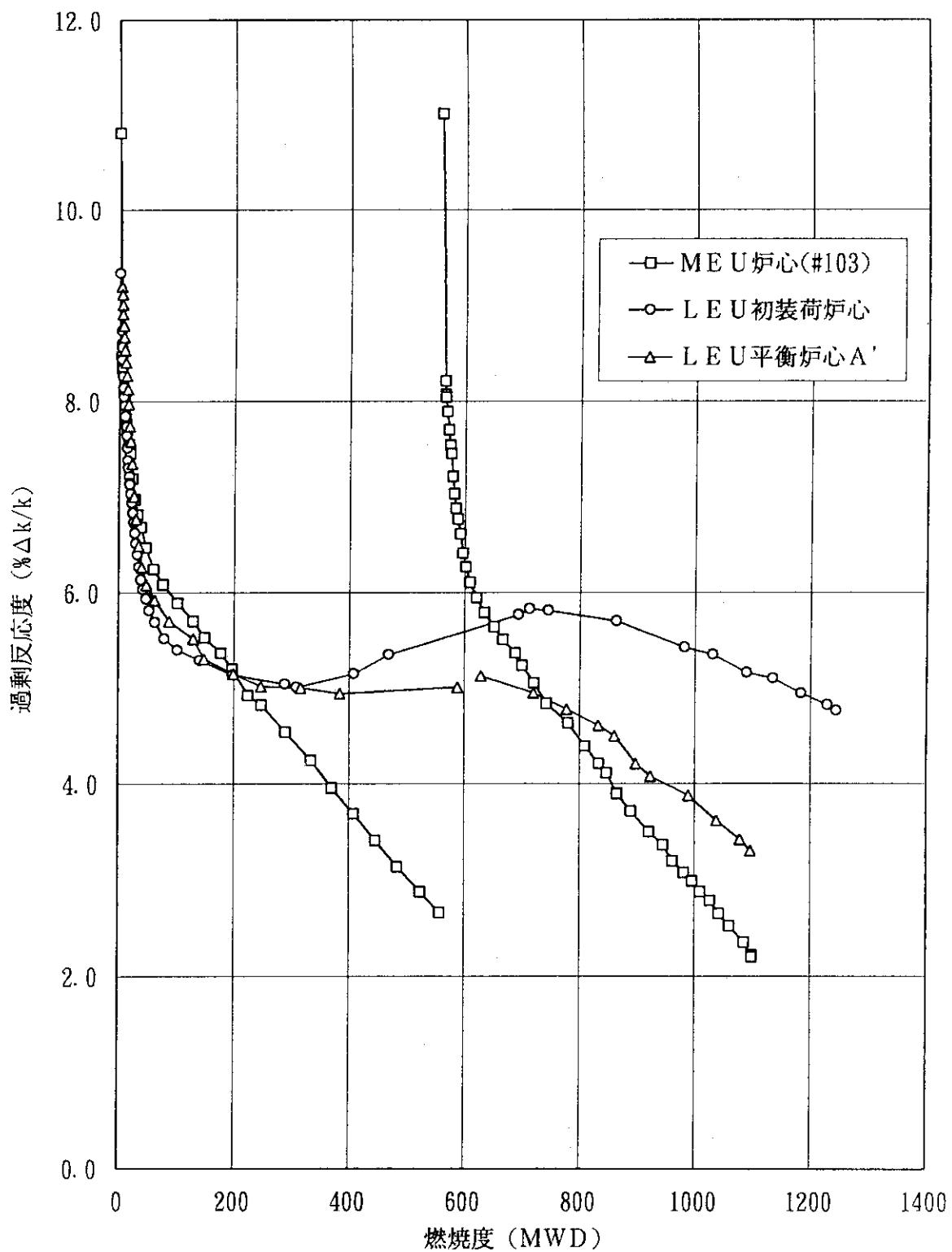


図4.2.2 運転中の過剰反応度の推移

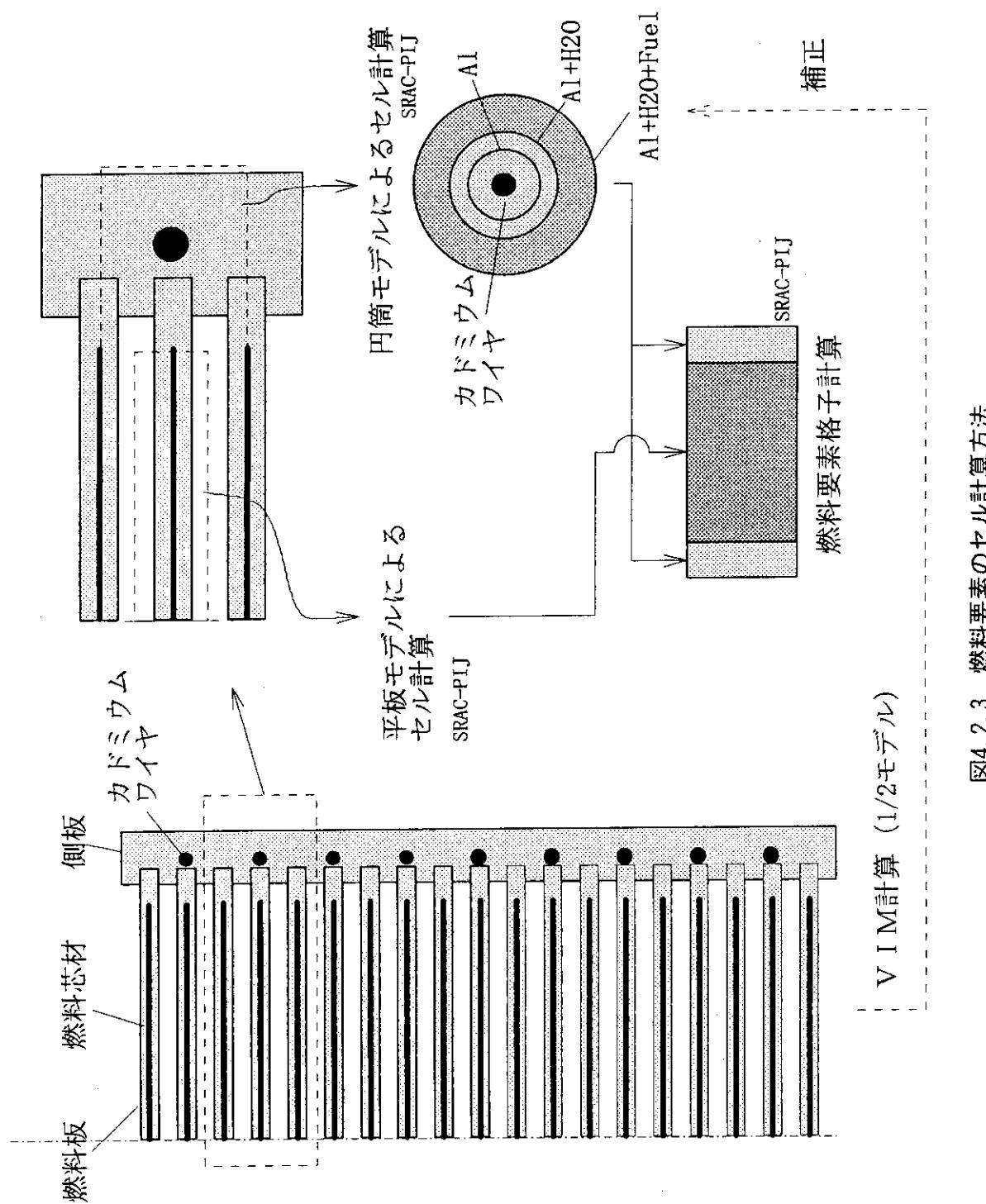


図4.2.3 燃料要素のセル計算方法

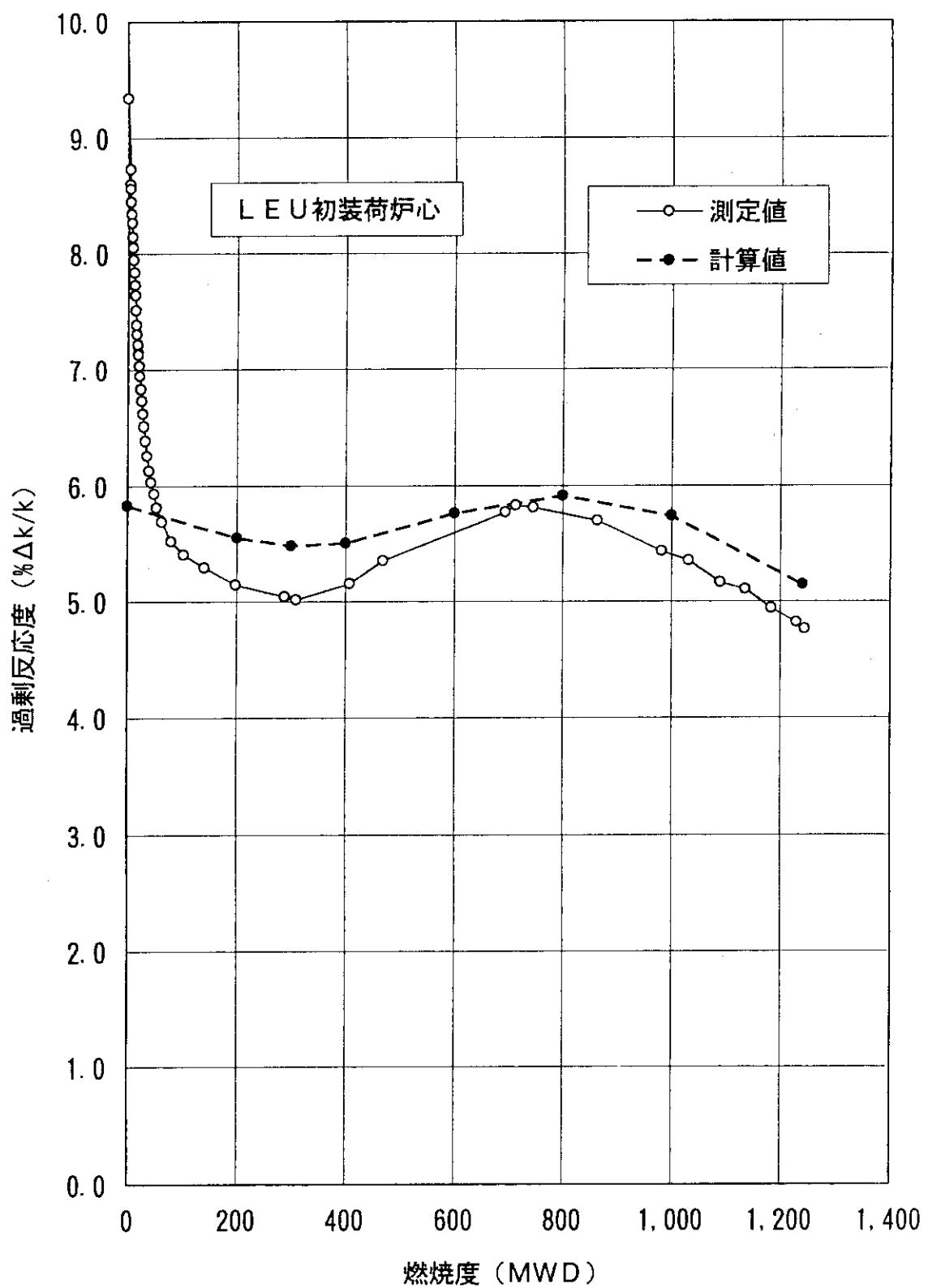


図4.2.4 運転中の過剰反応度の推移 (LEU初装荷炉心)

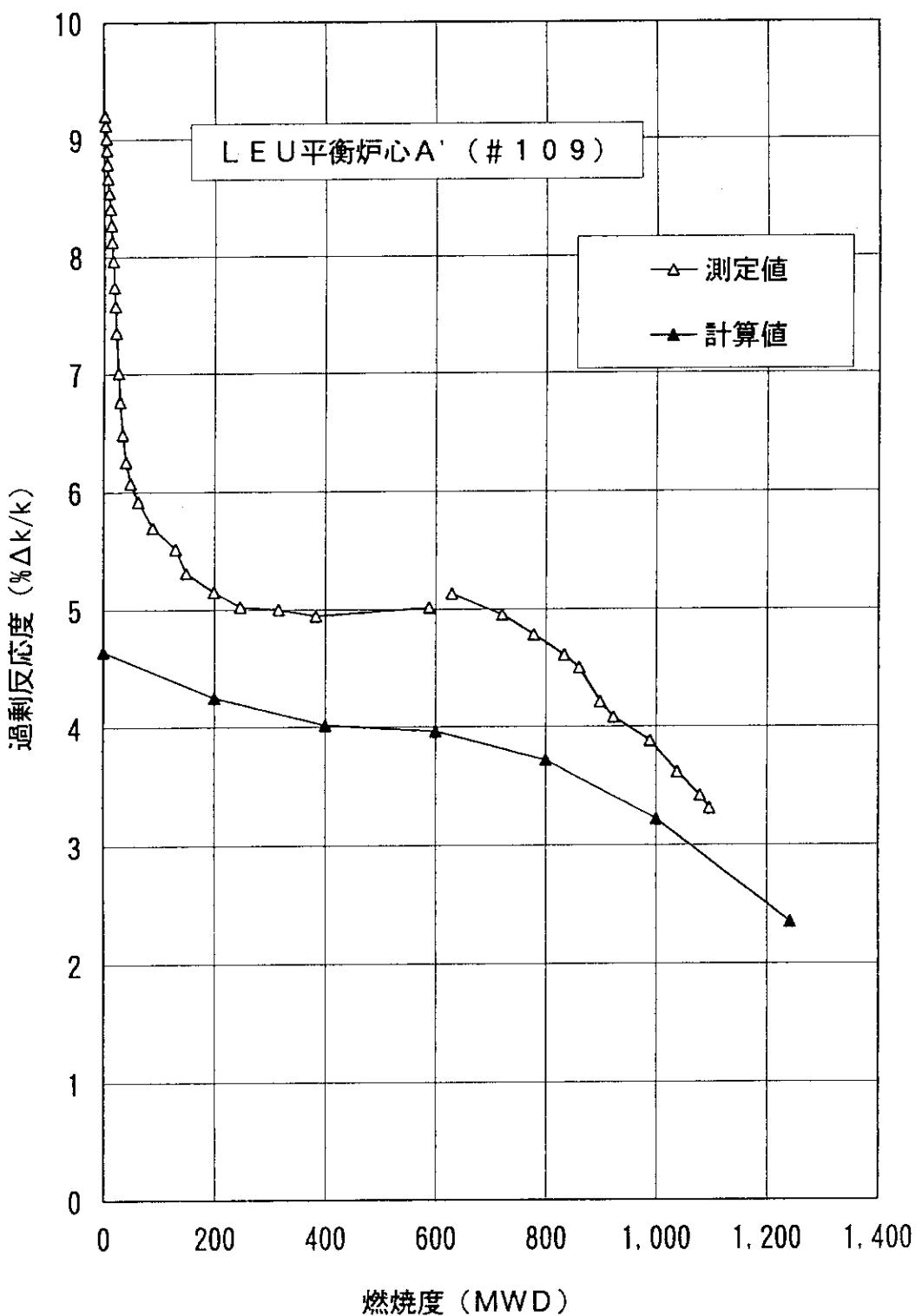


図4.2.5 運転中の過剰反応度の推移（LEU平衡炉心A'）

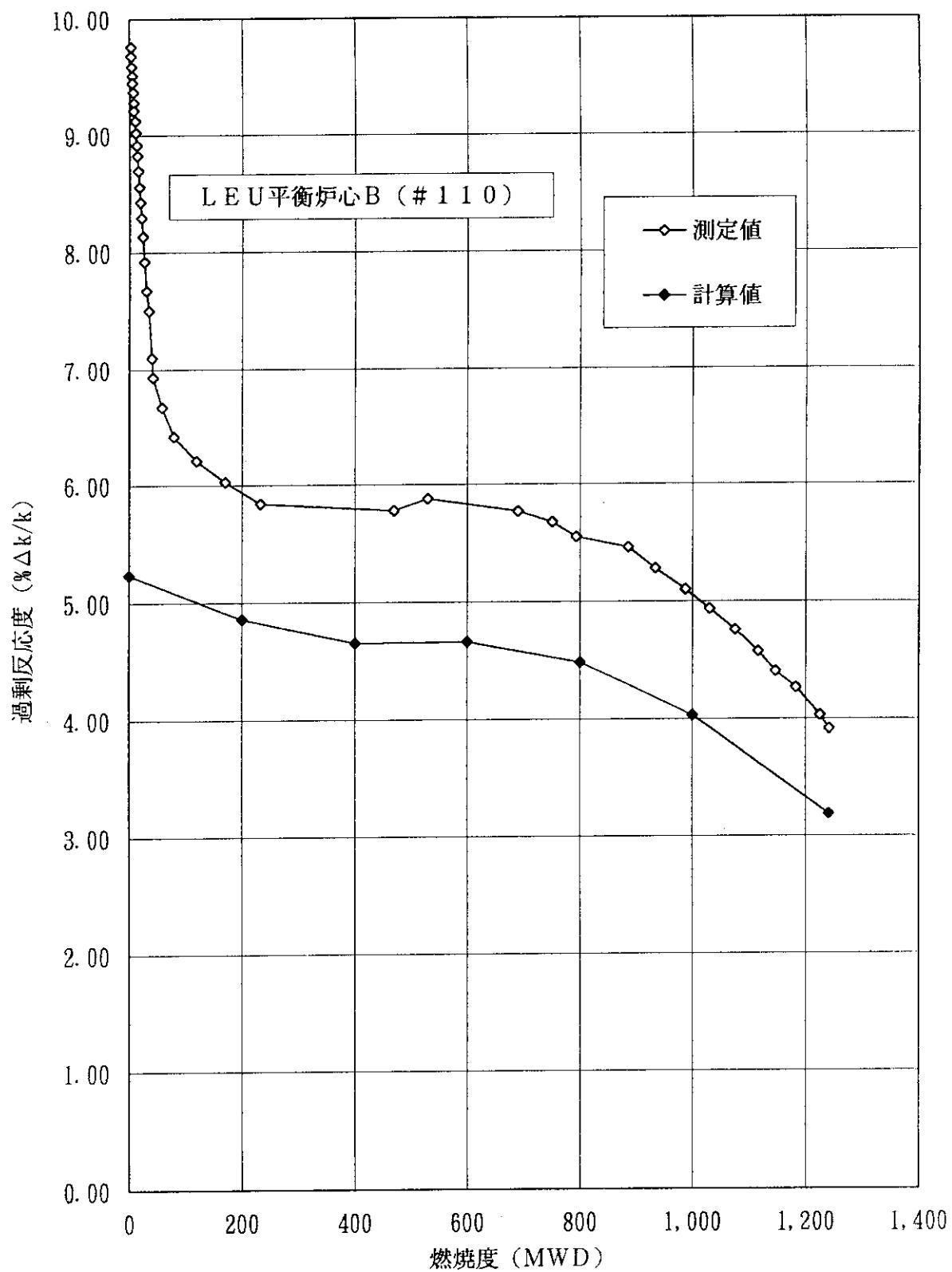


図4.2.6 運転中の過剰反応度の推移

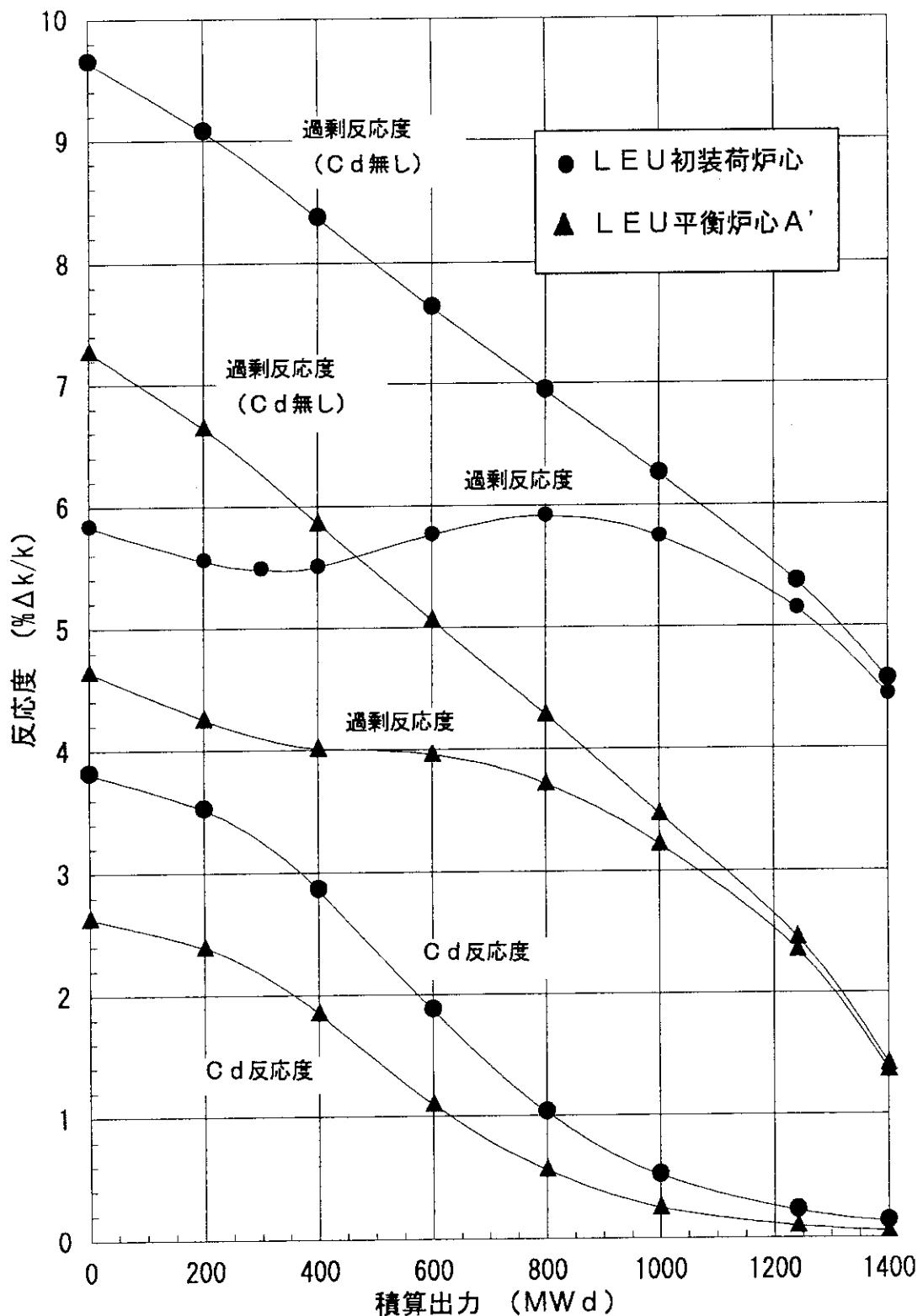


図4.2.7 過剰反応度及びCdの吸収反応度（計算結果）

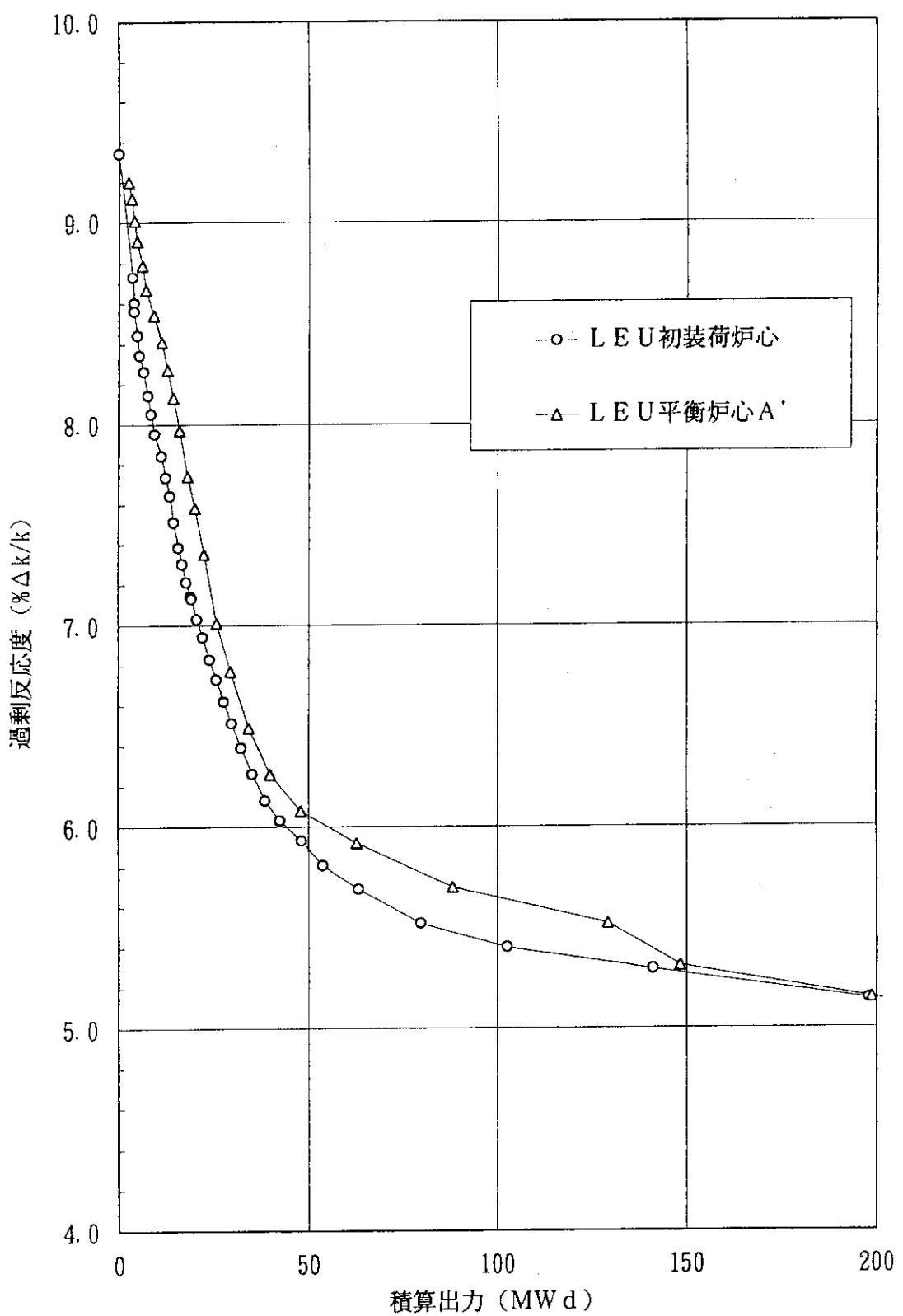
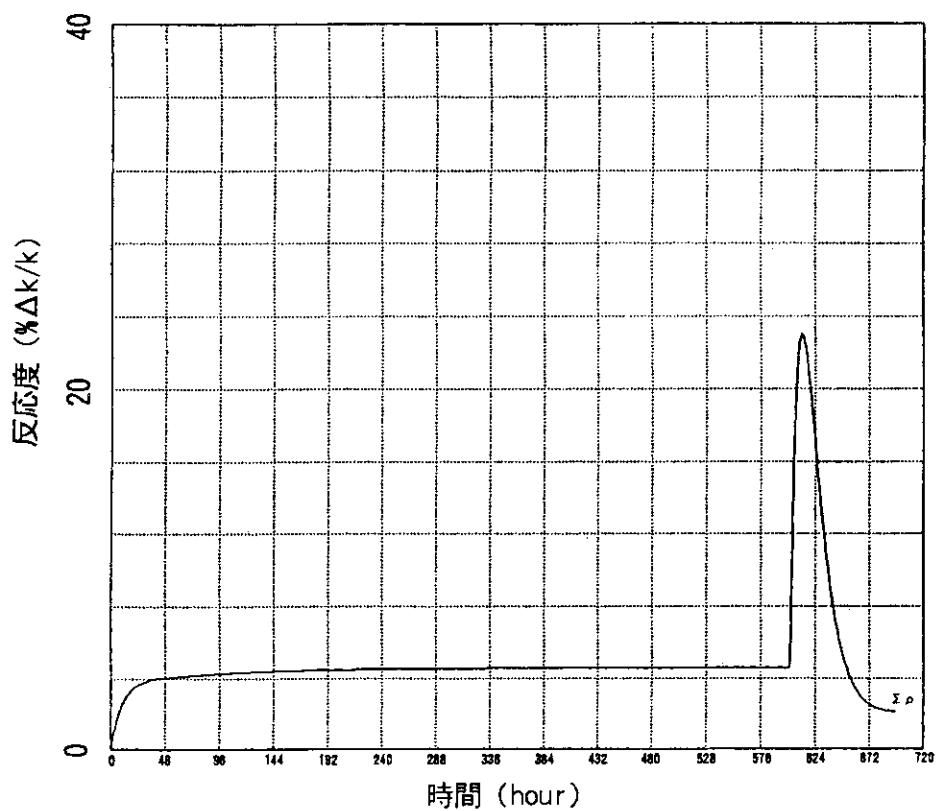
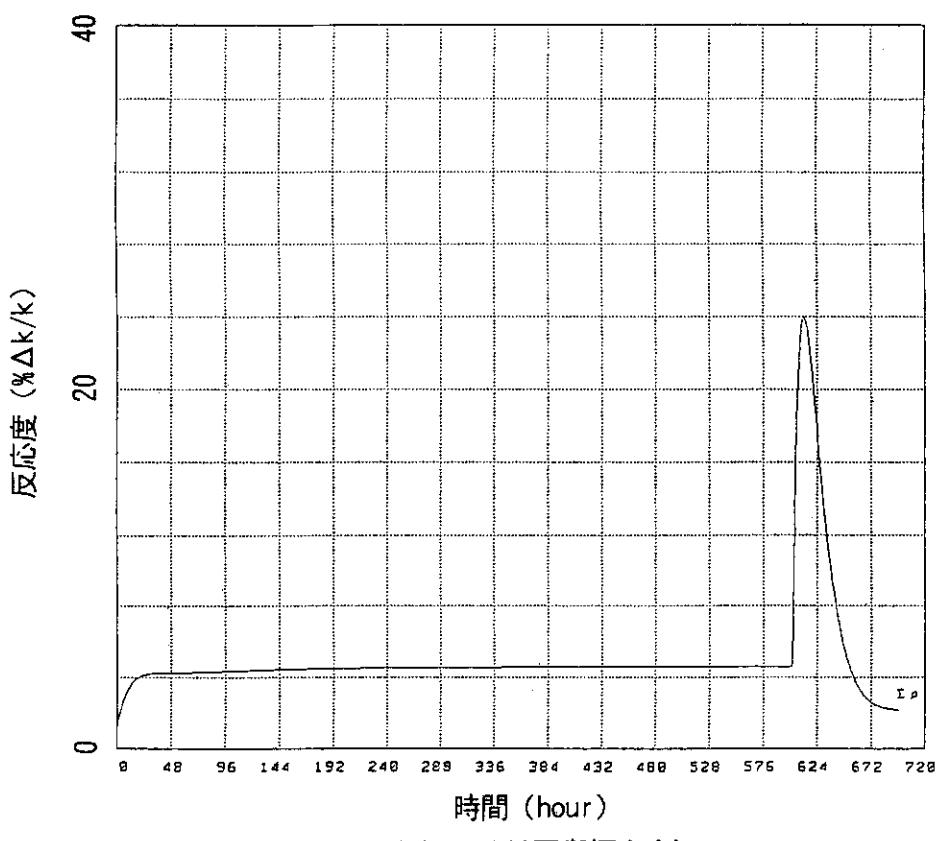


図4.3.1 運転初期の過剰反応度の推移（測定結果）

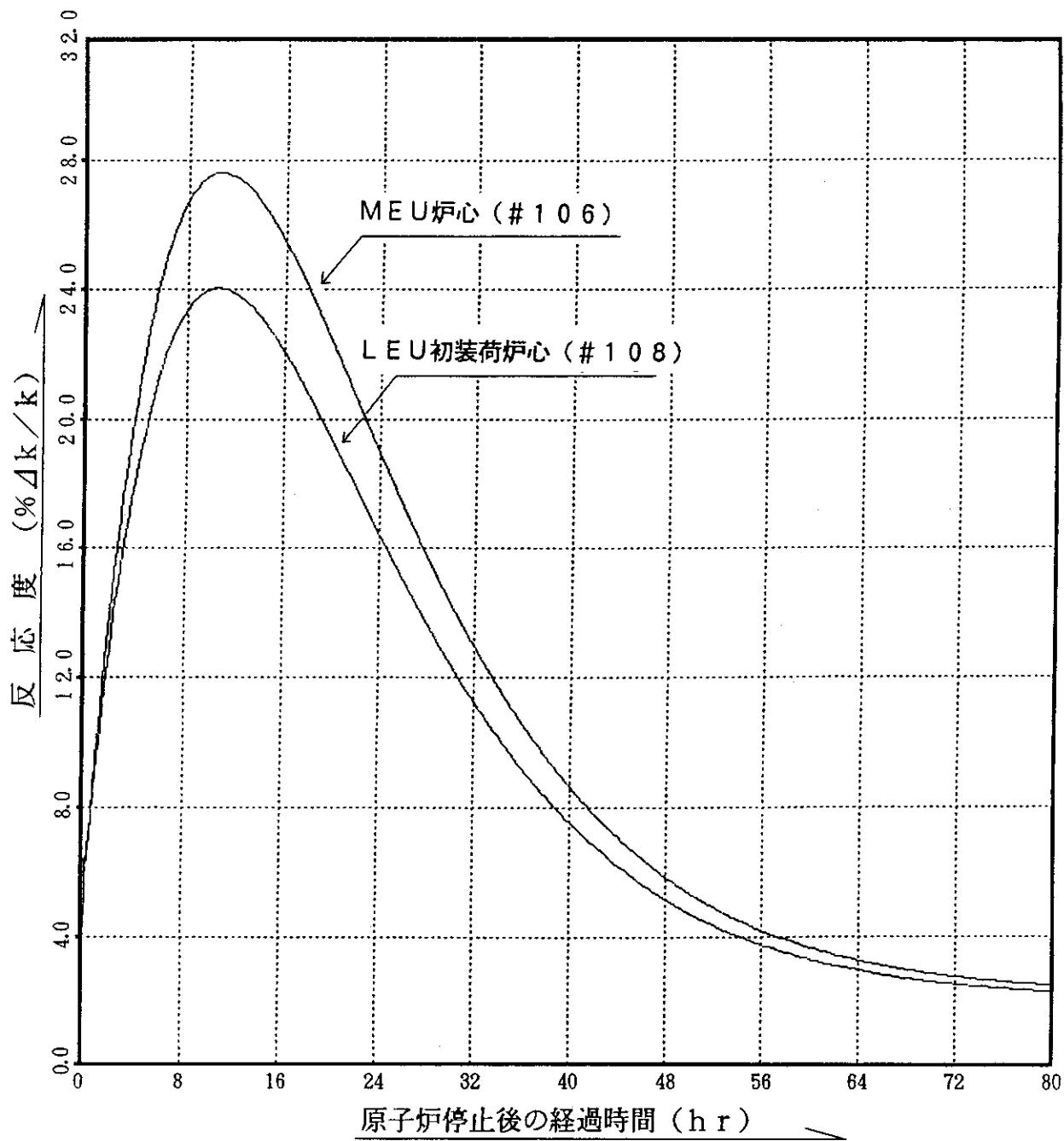


(a) L EU 初装荷炉心



(b) L EU 平衡炉心 A'

図4.3.2 原子炉の起動・停止に伴う $^{135}Xe$  及び $^{149}Sm$ による吸収反応度

図4.3.3 原子炉停止後の $^{135}\text{Xe}$ 及び $^{149}\text{Sm}$ による吸収反応度

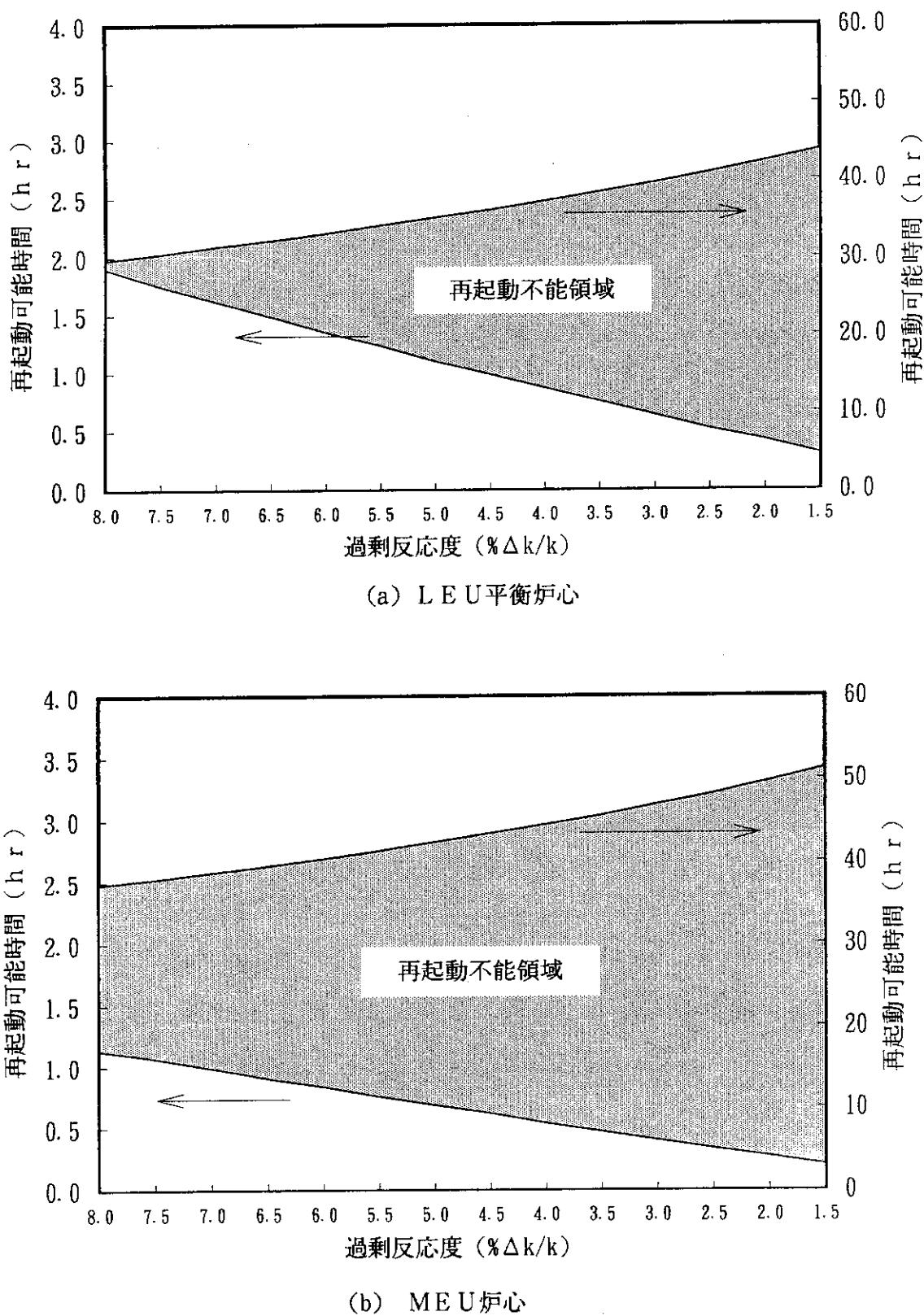


図4.3.4 原子炉の再起動可能時間

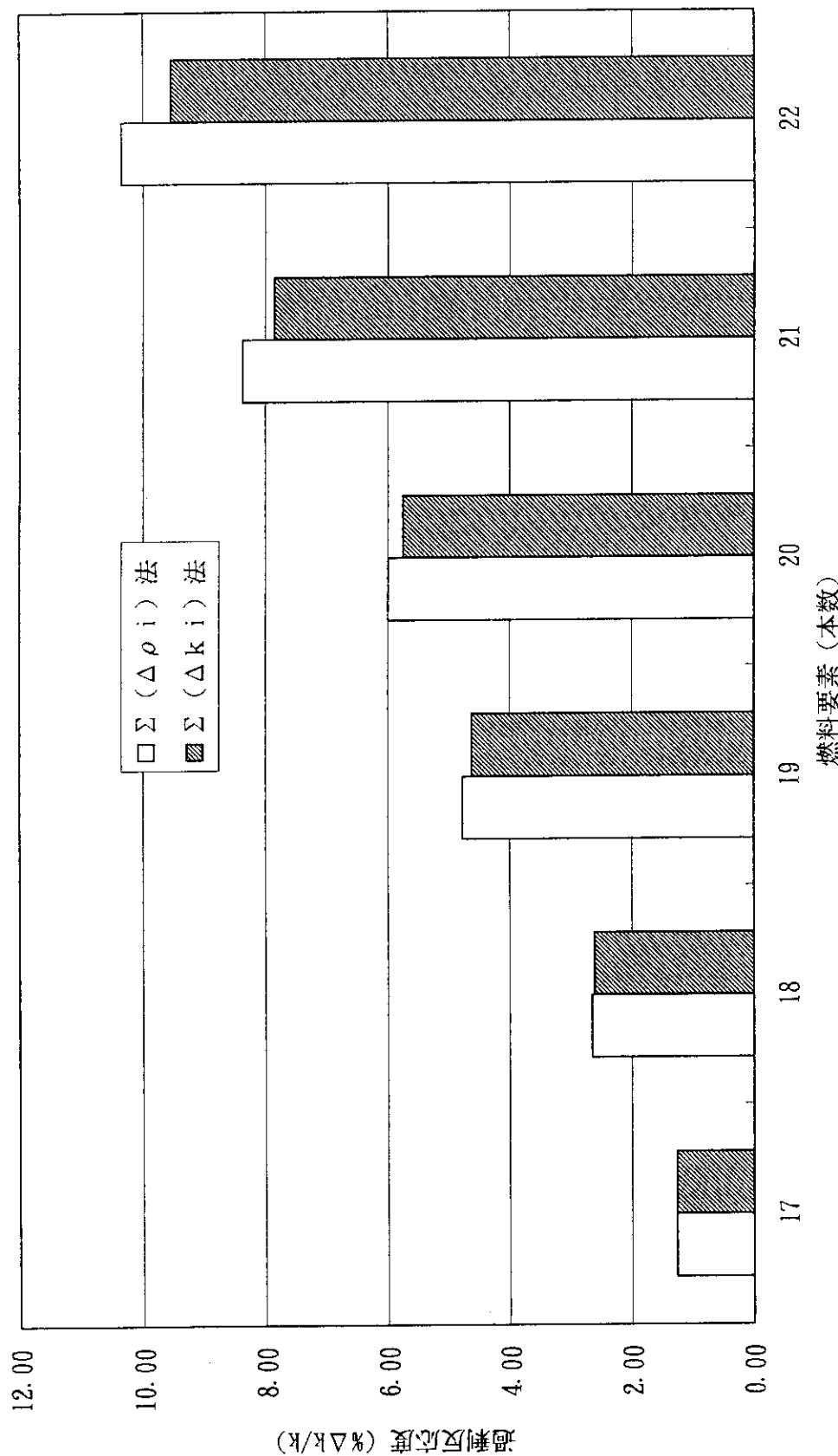


図4.4.1 燃料追加法による初期過剰反応度

## 5. 燃料要素反応度

### 5.1 L E U燃料要素の反応度測定

#### 5.1.1 試験用燃料要素の照射

燃焼に伴う炉心の過剰反応度の変化については4章に記したが、本章ではL E U燃料要素のうちの試験用燃料要素について燃焼に伴う反応度の変化を調べた結果をまとめた。2章に記したように、全炉心低濃縮化に先立ちL E U燃料要素のJ M T R条件における健全性を確認するため、移行炉心から2体の試験用燃料要素が炉心に装荷され、移行炉心からL E U平衡炉心A'まで合計3サイクル照射された。試験用燃料要素SL001及びSL002の炉心装荷位置について図5.1.1に示す。試験用燃料要素は最初の2サイクル間はH-8及びJ-8に装荷されたが、L E U燃料要素に関する燃焼度制限値50%を超えないようとするため、3サイクル目にはF-6及びL-10に移動された。なお、これらの燃料要素については、各運転サイクル終了後毎にカナルに移送され、外観検査及びシッピング検査により異常のないことが確認された。

#### 5.1.2 反応度測定の方法

照射キャップセル等の炉心配置は各運転サイクル毎に大きく変化するため、試験用燃料要素の反応度の絶対値を各運転サイクル毎に測定しても、燃焼に伴う反応度の絶対値の変化として一貫性のあるデータとはならない。このため、本反応度測定においては、燃焼に伴う試験用燃料要素の反応度を新L E U燃料要素の反応度との差（以下では「相対反応度」と称する）として求めることを試みた。即ち、H-8及びJ-8孔に新L E U燃料要素を装荷した場合の制御棒S H-1、3の位置を基準とし、同照射孔にそれぞれ燃焼が進んだ試験用燃料要素を装荷した場合のS H-1、3の位置との差から、試験用燃料要素の相対反応度を求めた。測定時、S H-2は全挿入、S R-1及びS R-2は600mm位置であった。

試験用燃料要素SL001及びSL002は、移行炉心、L E U初装荷炉心及びL E U平衡炉心A'に装荷され、それぞれ次の炉心に関する運転前の特性測定時に反応度が測定された。また、L E U燃料要素の調達の都合上から、これらの反応度測定時には、F-6及びL-10には常に新M E U燃料要素が装荷された。

#### 5.1.3 測定結果

測定結果を表5.1.1及び図5.1.2に示す。ここで試験用燃料要素の反応度測定はウランとカドミウムの燃焼に伴う反応度バランスを調べることが目的であるため、毒物による吸収反応度は除外した。即ち、制御棒位置差から求められた試験用燃料要素の相対反応度は毒物による吸収反応度を含んでいたため、この値から<sup>133</sup>X e、<sup>149</sup>S m及び長半減期の核分裂生成物による吸収反応度（推定値）を差し引いた。しかし、一方では、このことにより、相対反応度に毒物の反応度の推定誤差が関与することとなった。燃料要素の燃焼度については、運転中の制御棒（S H-2）位置の記録をもとに、制御棒位置の変化による燃料要素の出力分担の変動を考慮して求めたものである。

燃焼度が制限値50%を超えないように、試験用燃料要素は3サイクル目のL E U平衡炉心A'では

F-6 及び L-10 に移されたが、結果的には運転中の過剰反応度変化が少なく SH-2 がそれほど抜けなかったため、これらの試験用燃料要素の燃焼は予想したほど進まなかった。最終的な SL001 及び SL002 の燃焼度は、それぞれ約 36% 及び約 40% であった。

試験用燃料要素 SL001 及び SL002 の反応度は、1 サイクル使用後の燃焼度約 14%においては、新 LEU 燃料要素とほとんど同等であった。これは、この時点では U-235 の損耗による反応度減少とカドミウムの燃焼に伴う反応度増加がほぼバランスしたものと考えられる。その後は、試験用燃料要素の反応度は 235U の燃焼に伴い単調に減少することが確認された。

## 5.2 LEU 燃料要素の反応度計算

### 5.2.1 計算方法

試験用燃料要素の反応度を次のとおり計算した。

計算コード；炉心拡散計算コード CITATION

計算モデル；炉心 2 次元モデル

制御棒位置；SH-2 全挿入、他の制御棒は全引き抜き（制御棒位置 800mm）

計算では、表 5.1.1 に示した反応度測定時の各炉心についてそれぞれ上記の条件下における実効倍率を計算し、新 LEU 燃料要素を装荷した場合との差から SL001 及び SL002 の反応度を求めた。なお、計算においては、測定データの場合と同様に毒物による吸収反応度は除外してある。

### 5.2.2 測定結果と計算結果の比較

計算結果を測定結果と比較して表 5.1.1 及び図 5.1.2 に示す。SL001 及び SL002 それぞれの反応度変化についてはあまり計算値と一致しなかったが、これら 2 体の相対反応度の合計に関しては、図 5.2.1 に示すように計算値とほぼ一致した。

## 5.3 考察

測定値と計算値の誤差は比較的大きかったが、これは、測定対象としている反応度が微小であること、毒物の吸収反応度の推定に係る誤差がまとめて影響すること等によると考えられる。燃焼度 40% 付近での相対反応度の推定値は  $0.2\% \Delta k/k$  程度であるが、この時点での毒物による吸収反応度の推定値は  $0.3\% \Delta k/k$  以上に達する。従って、この毒物の推定値の誤差如何により相対反応度は大きく変化する。しかし、全体的な傾向としては、カドミウムがほぼ予想に近い形で燃焼したことが燃料要素レベルの反応度測定結果でも確認された。

表5.1.1 試験用燃料要素の相対反応度

移行炉心照射後		L EU初装荷炉心照射後		L EU平衡炉心A' 照射後	
装荷位置 (J - 8)	装荷位置 (H - 8)	SH-1, 3 (mm)	微分反応度 (X10-2%Δk/k/mm)	SH-1, 3 (mm)	微分反応度 (X10-2%Δk/k/mm)
LA	LA	370.00	2.283	LA	2.141
L002	LA	375.00	2.282	L001	2.008
L002	L001	381.50	2.279	L001	1.815
燃料要素		燃焼度 (%)	相対反応度測定結果 (%Δk/k)	相対反応度計算結果 (%Δk/k)	
L001		13.80	0.02	L001	0.07
L002		13.40	0.06	L002	0.09
L001+L002			0.08	L001+L002	0.11

移行炉心照射後		L EU初装荷炉心照射後		L EU平衡炉心A' 照射後	
装荷位置 (J - 8)	装荷位置 (H - 8)	SH-1, 3 (mm)	微分反応度 (X10-2%Δk/k/mm)	SH-1, 3 (mm)	微分反応度 (X10-2%Δk/k/mm)
LA	LA	457.10	1.949	LA	2.008
L002	LA	471.20	1.850	L001	1.688
L002	L001	493.20	1.688	L001	-0.13
燃料要素		燃焼度 (%)	相対反応度測定結果 (%Δk/k)	相対反応度計算結果 (%Δk/k)	
L001		27.70	-0.13	L001	-0.10
L002		28.70	-0.01	L002	-0.07
L001+L002			-0.14	L001+L002	-0.19

※ LA : 新L EU燃料要素

	F	G	H	I	J	K	L
6		(○)		(X)		(○)	
7			(○○)		(○○)		
8		(X)	SL001	(X)	SL002	(X)	
9			(○○)		(○○)		
10		(○)		(X)		(○)	

(1) L EU燃料要素 (SL001, SL002) の装荷位置  
[移行炉心、L EU初装荷炉心 ]

	F	G	H	I	J	K	L
6	SL001	(○)		(X)		(○)	
7			(○○)		(○○)		
8		(X)		(X)		(X)	
9			(○○)		(○○)		
10		(○)		(X)		(○)	SL002

(2) L EU燃料要素 (SL001, SL002) の装荷位置  
[ L EU平衡炉心 A' ]

 制御棒       照射孔       燃料要素

図5.1.1 L EU燃料要素 (SL001, SL002) の装荷位置

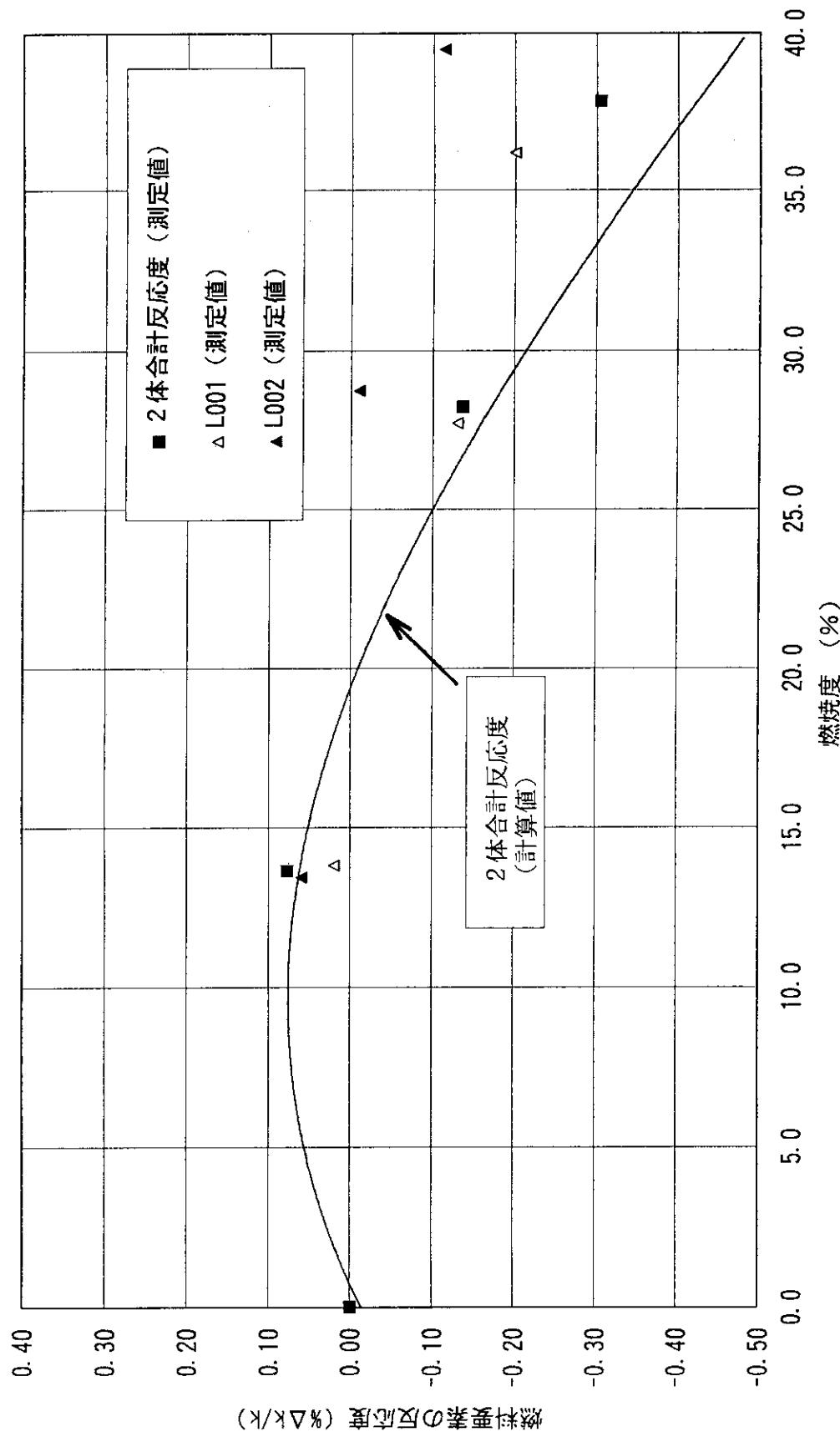


図5.1.2 LEU燃料要素（試験用燃料要素）の反応度の変化

## 6. 減速材温度係数

### 6.1 測定方法

減速材温度係数の測定は、移行炉心、LEU初装荷炉心及びLEU平衡炉心A'について、それぞれ運転開始前に実施した。

測定においては、原子炉出力20KW臨界にて、原子炉の二次冷却系統を停止した状態で一次冷却系統を定常運転し、主循環ポンプの発熱により冷却水の昇温を行った。一次冷却系統の設計条件からは冷却水温度60°C程度までの測定が可能であるが、40°C付近以上の昇温にはかなりの時間を要するため、40°C付近まで測定を終了した。測定にはいずれの炉心の場合もほぼ5~7時間要した。

測定では、自動制御用に使用される微調整棒、即ちSR1あるいはSR2のいずれかを使用することとしたが、LEU初装荷炉心ではSR2を、それ以外の炉心ではSR1を実際に用いた。それらの微調整棒の校正曲線をもとに、冷却水温度上昇に伴う微調整棒の位置変化から反応度変化を求めた。測定においては、自動制御用の微調整棒は $600 \pm 30\text{mm}$ 付近で使用することとし、この範囲を外れるような場合には制御棒SH1及びSH3により補償した。SH-2は常時500mmの位置に固定した。

### 6.2 測定結果

減速材温度係数の測定結果を表6.2.1及び図6.2.1に示す。なお、参考のため、これらの図及び表には、MEU炉心(#75及び#106)について測定した結果も併記した。データに多少ばらつきはあるが、LEU初装荷炉心及びLEU平衡炉心ではMEU炉心とほぼ同様の値を示し、室温では約 $-0.7 \sim -0.8 \times 10^{-2} \% \Delta k/k/\text{°C}$ 、40°C付近では約 $-0.9 \sim -1.5 \times 10^{-2} \% \Delta k/k/\text{°C}$ であった。しかし、移行炉心では、室温で約 $-1.3 \times 10^{-2} \% \Delta k/k/\text{°C}$ 、40°C付近では約 $-2.0 \times 10^{-2} \% \Delta k/k/\text{°C}$ であり、他の炉心よりも若干絶対値が大きかった。いずれの場合も、温度の上昇とともに減速材温度係数の絶対値が増加する傾向を示した。

### 6.3 測定結果と計算結果との比較

#### 6.3.1 計算モデル

減速材温度係数の計算は、炉心拡散計算コードCITATIONを用いて行った。計算では、全制御棒引き抜き状態の2次元全炉心モデルにおいて、減速材温度が325Kの状態で実効増倍係数が1.0になるように軸方向のバックリングを設定してこれを基準炉心とし、燃料板間の冷却水温度の変化に応じて水のミクロ断面積及び個数密度を変えて実効増倍係数を求め反応度に換算した[1]。

#### 6.3.2 測定結果及び計算結果の比較

LEU平衡炉心に関する減速材温度係数の測定値及び計算値の比較を図6.3.1に示す。室温付近では測定結果は計算値の半分以下であるが、温度に対する勾配は計算結果よりも急であり、測定結果と計算値との差は温度が高くなるにつれて減少する傾向であるとの結果が得られた。従って、約60°C付

近では実際の減速材温度係数は計算値とほぼ同等となり、それ以上の温度では計算値よりも絶対値が大きくなると推定される。

#### 6.4 考察

J M T Rは、減速材温度係数、ドプラ係数及びボイド係数の全てが負であるように設計されており、燃料温度が低いことなどと併せて高い固有の安全性を有している。安全解析で想定される反応度投入事象においては、これらのフィードバック効果のうち、主に減速材の温度変化による効果、次いでドプラ効果が大きく、ボイド効果はほとんど無視できる程度である。

安全解析における反応度投入事象のうち、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」及び「照射実験設備の破損による反応度の異常な付加」に関する解析結果を表6.4.1[8]に示す。計算条件は次のとおりである。

- ・核計算コード；核熱水力結合動特性解析コード EUREKA-2
- ・原子炉の出力変化；一点近似動特性方程式により求める
- ・熱水力及びフィードバックモデル；2次元炉心燃料領域モデルにおいて水平方向4領域に分割
- ・投入反応度；「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」--- $0.5\% \Delta k/k/s$   
「照射実験設備の破損による反応度の異常な付加」--- $0.5\% \Delta k/k/0.3s$
- ・フィードバック係数；計算で求めた燃焼度依存の減速材温度係数、ボイド係数及びドプラ係数について、それぞれ絶対値の最小のものにさらに20%の安全余裕を見込んだ値
- ・スクラム反応度；ワンロッドスタック時の制御棒による負のスクラム反応度計算値に20%の安全余裕を見込んだ値

減速材の温度上昇により、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」では最大約 $-0.04\% \Delta k/k$ 、「照射実験設備の破損による反応度の異常な付加」では最大約 $-0.1\% \Delta k/k$ の負の反応度がフィードバックとして付加される。また、ドプラ効果によるフィードバック反応度は、減速材温度係数によるものの約半分である。この場合の冷却水温度は約75°C～100°Cであり、この温度域では減速材温度係数の測定値は計算値よりも絶対値が大きいと推定され、J M T Rの安全評価に使用した減速材温度係数は保守的な値である。

参考として、上記の反応度投入事象において、フィードバック効果が有る場合と無い場合の原子炉出力過渡変化の比較を図6.4.1に示す。「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」ではフィードバック効果の有無はそれほど解析結果に大きく影響しないが、投入反応度率の大きい「照射実験設備の破損による反応度の異常な付加」では、ピーク時の原子炉出力は反応度フィードバック効果により約106MWから約84MWに抑えられていることが分かる。

表6.2.1 減速材温度係数の測定結果

MEU炉心 (# 75)	MEU炉心 (# 106)			移行炉心			LEU初装荷炉心			LEU平衡炉心 A'	
	温度(°C)	温度系数	温度(°C)	温度系数	温度(°C)	温度系数	温度(°C)	温度系数	温度(°C)	温度系数	温度(°C)
25.0	-0.800	23.0	-0.843	23.4	-1.271	26.4	-0.722	24.75	-0.698		
27.0	-0.900	25.5	-0.967	25.5	-1.259	28.3	-0.772	27.00	-1.008		
29.0	-1.000	27.8	-1.027	27.6	-1.359	32.8	-0.801	29.09	-1.197		
31.0	-1.100	29.9	-1.092	29.5	-1.631	34.3	-1.018	31.05	-1.219		
33.0	-1.100	31.8	-1.083	31.3	-1.588	35.7	-0.932	32.88	-0.979		
35.0	-1.250	33.7	-1.153	32.9	-1.691	37.0	-0.992	34.06	-1.328		
37.0	-1.300	35.4	-1.301	35.9	-1.689	38.3	-0.922	36.12	-1.477		
		37.0	-1.326	37.2	-1.741			37.63	-1.413		
		38.4	-1.390	38.5	-1.872			39.00	-1.766		
		39.7	-1.445	39.7	-1.842			40.26	-1.540		
				40.8	-1.991						
				41.8	-1.998						
				42.8	-2.122						
				43.8	-2.029						

表6.4.1 反応度投入事象におけるフィードバック効果

(1) 制御棒の異常引き抜きによる( $0.5\% \Delta k/k$ )/sの反応度投入

		初期状態	原子炉出力ピーク時
原子炉出力 (MW)		50	67.3
冷却水温度 (°C)		74.7	82.8
燃料最高温度 (°C)		211	249
フィードバック反応度	減速材温度変化による投入反応度(% $\Delta k/k$ )		-0.041
	ドプラ効果による投入反応度(% $\Delta k/k$ )		-0.022
	ボイド効果による投入反応度(% $\Delta k/k$ )		0.00
	フィードバック効果による全投入反応度(% $\Delta k/k$ )		-0.063

(2) 照射実験設備の破損による( $0.5\% \Delta k/k$ )/0.3sの反応度投入

		初期状態	原子炉出力ピーク時
原子炉出力 (MW)		50	84.8
冷却水温度 (°C)		74.7	102
燃料最高温度 (°C)		211	278
フィードバック反応度	減速材温度変化による投入反応度(% $\Delta k/k$ )		-0.105
	ドプラ効果による投入反応度(% $\Delta k/k$ )		-0.057
	ボイド効果による投入反応度(% $\Delta k/k$ )		0.00
	フィードバック効果による全投入反応度(% $\Delta k/k$ )		-0.162

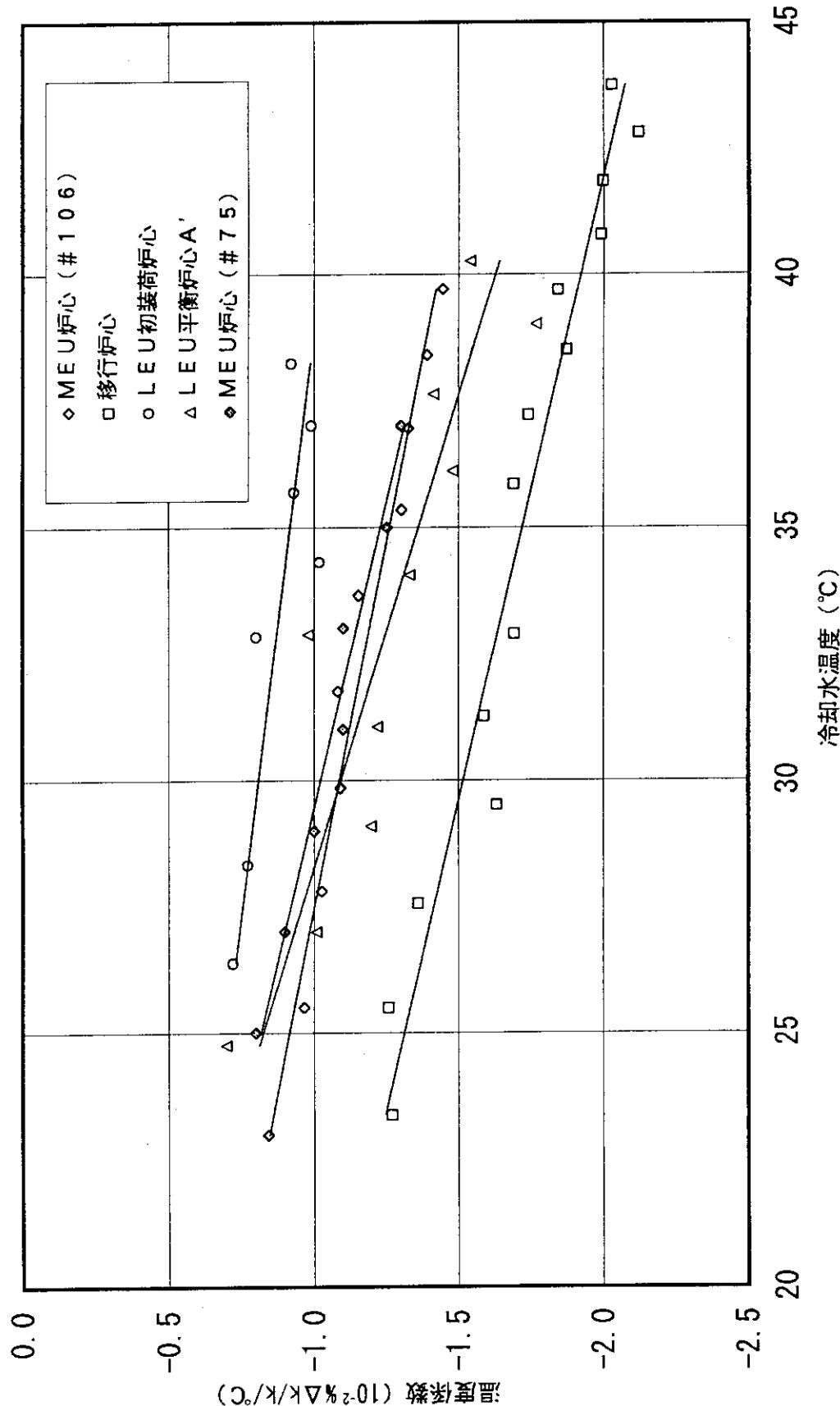


図6.2.1 減速材温度係数の測定結果

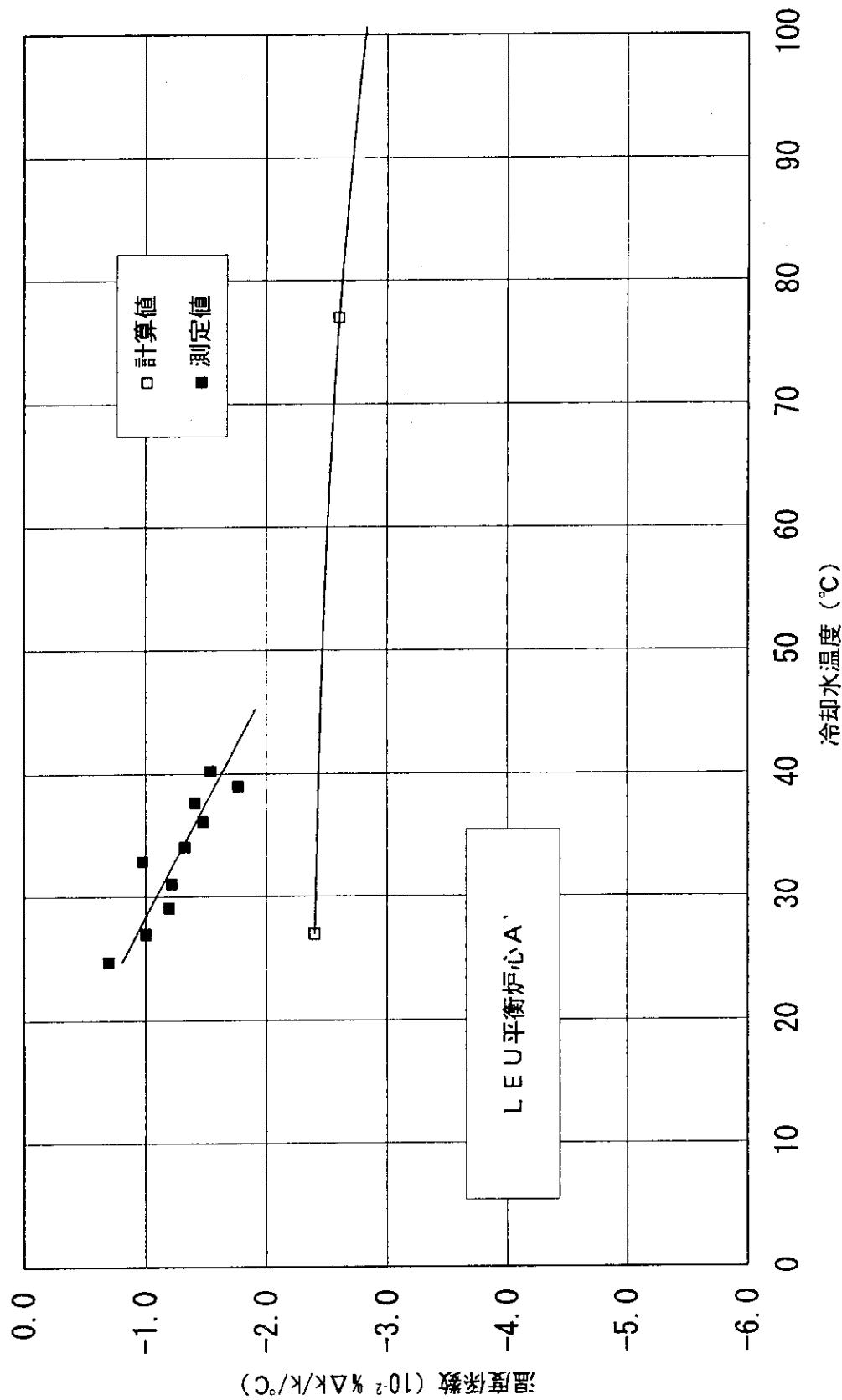


図6.3.1 L EU 平衡炉心A'における減速材温度係数の測定値及び計算値の比較

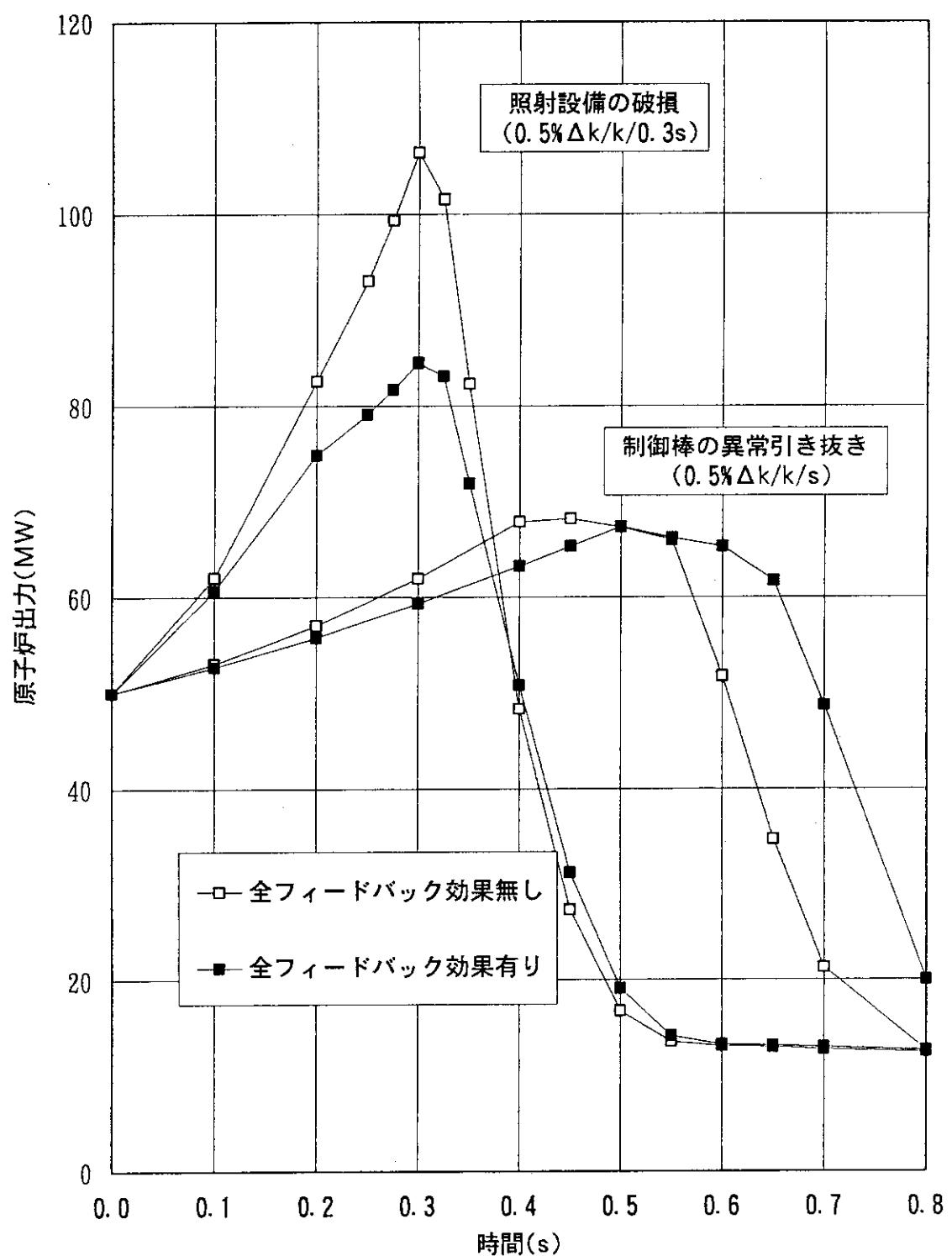


図6.4.1 反応度投入事象におけるフィードバック効果

## 7. まとめ

JMTRの低濃縮燃料炉心への移行が1994年11月から開始され、LEU燃料要素2体をMEU炉心に装荷した移行炉心による運転が行われた。運転終了後LEU燃料要素の外観検査及びシッピング検査が行われ、これらの燃料に異常のないことが確認された。これに続き、1994年1月から全炉心にLEU燃料要素を装荷したLEU初装荷炉心による運転が行われ、1994年2月に成功裡に運転を終了した。これにより、LEU燃料炉心の性能及び安全性が確認され、1979年から開始されたJMTRの低濃縮化計画は完了した。

JMTRでは、1986年にHEU燃料からMEU燃料への炉心転換を実施しており、その際、JMTRCにおける実験結果等をもとに炉心核計算コードシステムSRACの検証を行った。このため、今回の低濃縮化に係る特性試験は、低濃縮燃料炉心の核的特性は核計算により十分な精度で把握できるとの基本的考え方から、測定対象を絞った合理的なものとした。

原子炉の安全性の観点からは、制御棒校正、停止余裕測定、ワンロッドスタックマージン測定、反応度温度係数測定を行った。LEU炉心ではMEU炉心に比べて炉心のU-235装荷量が増えたことから予測した通り制御棒価値が全体的に若干小さくなる傾向が認められた。但し、照射キャップセルの配置等從来から炉心構成がサイクル毎に大きく変化する性質上、燃料の違いによる差はそれほど明確には現われなかった。いずれにしても、停止余裕及びワンロッドスタックマージンの測定結果から、原子炉の停止能力は十分に確保されていることを確認した。LEU炉心の減速材温度係数についても、MEU平衡炉心とほぼ同様の値であり、MEU炉心と同等の負の反応度フィードバック効果を有していることを確認した。これらの結果から、LEU炉心の核的な安全性を確認した。

原子炉の運転の観点からは、初期過剰反応度、運転中の過剰反応度変化について調べると共に、LEU燃料において初めて中性子吸收体としてカドミウムを使用したことから、LEU燃料の燃焼に伴う反応度測定を実施した。初期過剰反応度については、MEU平衡炉心と比較してLEU初装荷炉心ではU-235装荷量が約2～3kg増えたが、カドミウムワイヤの効果により初期過剰反応度がほぼこれまでのMEU炉心と同程度に抑えられていることが確認された。また、運転中の過剰反応度変化についてもほぼ予想通りの変化を示した。特に、LEU初装荷炉心では、カドミウムの燃焼に伴い運転中期において一時的に過剰反応度の増加が生じるが、計算結果は測定結果と良く一致しており、カドミウムの反応度効果及び燃焼過程が計算により精度良く予測されたことが確認された。LEU燃料要素の反応度測定では、カドミウムがほぼ1サイクルの運転でほぼ燃え尽きていることが確認された。

なお、過剰反応度について測定値と計算値との間に最大約1% $\Delta k/k$ の誤差が認められる等、幾つか改善すべき課題が認められた。これらの課題については、測定及び計算の双方に検討すべき点があり問題が非常に複雑であるが、今後燃料の経済的使用、あるいは運転方式の変更等を議論する場合に備える意味でも、検討を進める予定である。

### 謝 辞

本報告書の作成に際し、ご指導戴いた小山田六郎材料試験炉部長、新保利定材料試験炉部次長及び安藤弘栄同部照射第1課長並びに特性測定及び資料の提供等に関し多大な御協力を戴きました材料試験炉部計画課永岡芳春氏、同部原子炉第1課の関係諸氏に深く感謝致します。

### 参考文献

- 1) 永岡 芳春、他 : " J M T R 低濃縮燃料炉心の核特性"、JAERI-M-92-098 (1992)
- 2) U. S. Nuclear Regulatory Commission : " Safety Evaluation Report related to the Evaluation of Low-enriched Uranium Silicide-aluminide Dispersion Fuel for Use in Non-power Reactors"、NUREG-1313 (1988)
- 3) F. Sakurai, et al. : "Progress in Safety Evaluation for the JMTR Core Conversion"、Proceedings of the 12th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Berlin, September 10-14, 1989
- 4) S. Shimakawa, et al. : "Critical Experiments of the JMTRC MEU Cores, Part II"、Research Reactor Core Conversion Guidebook, IAEA-TECDOC-643 (1992)
- 5) 藤田 文行、成田正邦共訳 : " 原子炉の理論と解析(上)"、現代工学社 (1991)
- 6) 石森富太郎 : " 原子炉工学講座3 原子炉物理"、培風館 (1973)
- 7) 日本原子力学会 臨界実験専門委員会 : " 原子炉物理実験"、コロナ社 (1964)
- 8) Argonne National Laboratory : " Reactor Physics Constants"、ANL-5800
- 9) 永岡 芳春、他 : " J M T R 低濃縮燃料炉心の安全解析(1) 一反応度投入事象解析ー"、JAERI-M-92-095 (1992)

### 謝 辞

本報告書の作成に際し、ご指導戴いた小山田六郎材料試験炉部長、新保利定材料試験炉部次長及び安藤弘栄同部照射第1課長並びに特性測定及び資料の提供等に関し多大な御協力を戴きました材料試験炉部計画課永岡芳春氏、同部原子炉第1課の関係諸氏に深く感謝致します。

### 参考文献

- 1) 永岡 芳春、他 : " J M T R 低濃縮燃料炉心の核特性"、JAERI-M-92-098 (1992)
- 2) U. S. Nuclear Regulatory Commission : " Safety Evaluation Report related to the Evaluation of Low-enriched Uranium Silicide-aluminide Dispersion Fuel for Use in Non-power Reactors"、NUREG-1313 (1988)
- 3) F. Sakurai, et al. : "Progress in Safety Evaluation for the JMTR Core Conversion"、Proceedings of the 12th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors、Berlin、September 10-14、1989
- 4) S. Shimakawa, et al. : "Critical Experiments of the JMTRC MEU Cores, Part II"、Research Reactor Core Conversion Guidebook、IAEA-TECDOC-643 (1992)
- 5) 藤田 文行、成田正邦共訳 : " 原子炉の理論と解析(上)"、現代工学社 (1991)
- 6) 石森富太郎 : " 原子炉工学講座3 原子炉物理"、培風館 (1973)
- 7) 日本原子力学会 臨界実験専門委員会 : " 原子炉物理実験"、コロナ社 (1964)
- 8) Argonne National Laboratory : " Reactor Physics Constants"、ANL-5800
- 9) 永岡 芳春、他 : " J M T R 低濃縮燃料炉心の安全解析(1) 一反応度投入事象解析ー"、JAERI-M-92-095 (1992)