

高速実験炉「常陽」性能試験報告書

核出力較正・出力分布（その1）

NT-41 核出力較正

NT-42-2 出力分布（その1）

1979年7月

動力炉・核燃料開発事業団

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター

システム開発推進部 技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technology Management Section, O-arai Engineering Center, Power Reactor
and Nuclear Fuel Development Corporation 4002, Narita O-arai-machi Higashi-
Ibaraki-gun, Ibaraki, 311-14, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development
Corporation)

1979年7月

高速実験炉「常陽」性能試験報告書

核出力較正・出力分布(その1)

NT-41 核出力較正

NT-42-2 出力分布(その1)

山本 寿^{*}，関口善之^{*}，石井愛典^{**}
 鈴木惣十^{*}，川島正俊^{***}，長田博夫^{***}
 斎藤宜弘^{****}，大西恒二^{*****}

要旨

高速実験炉「常陽」の低出力性能試験のうち核出力較正試験と小型核分裂計数管による炉中心軸上の出力分布試験の結果について述べる。

原子炉出力は、予め較正されたPu 239 の小型核分裂計数管を炉内に挿入し、得られた計数率と、計算によって得られた反応率との対応から求められた。起動系については、計数率と炉出力の関係を求め、中間系は指示計の値と原子炉出力が一致するように調整された。

本試験の主な結果は次の通りである。

- (1) 起動系ch 1, ch 2 の計数率と原子炉出力の関係は、0.1kWから10kWの範囲で直線的であることが確認された。
- (2) 中間系と起動系は、炉出力1kWから10kWの範囲でオーバーラップしており、この範囲では中間系の指示値と炉出力の関係は直線的である。
- (3) 中心軸上の反応率は、Pu 239, Pu 240, U 235, U 238, Th 232の(n,f)反応が小型核分裂計数管によって測定された。軸方向分布の測定値から得られた軸方向ピーキング係数は1.19であり、設計値と一致した。
- (4) 一次冷却材の温度変化による起動系の計数率は、一次冷却材の温度が100°C上昇すると、約8%増加する。
- (5) 燃料貯蔵ラック内の燃料は、起動系の計数率に影響を与える。起動系と炉中心を結ぶ線上のラック内に炉心燃料が一本装荷されると、計数率は約25%増加する。
- (6) その他の核特性として、(6)等温係数は $-3.65 \times 10^{-8} \% / K / K / ^\circ C$ (190°C~250°C) であった。
- (7) 炉中心において、燃料と試験用特殊燃料集合体の置換反応度は $-0.085 \% / K / K$ であった。

* 大洗工学センター高速実験炉部技術課, ** 現原型炉準備室, *** 日本原子力事業株式会社,

**** 三菱原子力工業株式会社, ***** 富士電機製造株式会社, ***** 日本原子力発電株式会社,

Jun., 1979

Start-up Test of Experimental Fast Reactor "JOYO"

Nuclear Power Calibration and Power Distribution (Part 1)

NT-41 : Nuclear Power Calibration

NT-42-1 : Power Distribution (Part-1)

Hisashi Yamamoto*, Yoshiyuki Sekiguchi*,
Yoshinori Ishii**, Soujyu Suzuki*,
Masatoshi Kawashima***, Hiroo Osada****,
Yoshihiro Saito*****, Kouji Onishi*****

Abstract

This report describes the results of the Nuclear Power Calibration test and the Power Distribution measurements made on the core center axis by micro fission chambers. The nuclear power level was determined from the relationship between the calculated reaction rates and the count rates obtained by the Pu239 micro fission chambers which were inserted in the Joyo core. The Pu239 chambers used in this test were previously calibrated in the known neutron field of a thermal reactor. The principal results of this test are as follows:

- (1) It was confirmed that the relationship between the SRMS count rates and nuclear power level is linear in the range of 0.1KW ~ 10KW.
- (2) The SRMS and IRMS indicators overlap in the range of 1KW ~ 10KW.

* Reactor Technology Section, Experimental Fast Reactor Division,
O-arai Engineering Center, PNC.

** Prototype Reactor Office, PNC.

*** Nippon Atomic Industry Group Co. Ltd.

**** Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.

***** Electric Fuji CO., Ltd.

***** The Japan Atomic Power Company.

The IRMS indicators show linearity with the power level above 1KW.

- (3) Five fission reaction rates, Pu239, Pu240, U235, U238, and Th232, were measured along the center axis of the core using micro fission chambers. The axial power peaking factor was 1.19. The measured value of axial peaking factor agreed with the one predicted by design.
- (4) The SRMS count rates increase about 8% when temperature of primary sodium increases by 100°C.
- (5) The core fuel assemblies stored in the in-vessel fuel rack affect the count rates of the neutron monitoring system. When one core fuel assembly is loaded in a fuel rack position on a line connecting the core center and SRMS counters, the count rates increase about 25%.
The additional nuclear characteristics determined in this test are:
 - (6) Isothermal temperature coefficient was $-3.65 \times 10^{-3} \% \Delta k/k / {}^\circ C$
(190°C ~ 250°C)
 - (7) The reactivity change due to the replacement of a normal core assembly at the core center with a special subassembly for this test was -0.085% $\Delta k/k$.

目 次

1. 緒 言	1
2. 試験目的	2
3. 系統設備の概要	3
4. 試験の概要	14
5. 試験の方法	23
6. 試験結果	38
7. 検討評価	95
8. 結 言	100
9. 謝 辞	102
10. 引用文献	103

添付資料

A.1 中性子検出器較正試験結果の概要	107
A.2 Pu 239 核分裂計数管による核出力較正	109
A.3 解析計算の概要	113
A.4 中性子検出器駆動装置	117
A.5 試験用特殊燃料集合体	119

表のリスト

表 4.1-1 原子炉運転出力パターンの計画表	17
4.2-1 試験実績表	20 ~ 22
5.1-1 小型核分裂計数管仕様および実効塗付量	24
6.1-1 核出力校正試験データ	41
6.2-1 U 235 (n, f) の測定結果(1)	50, 51
6.2-2 U 238 (n, f) の測定結果(1)	52, 53
6.2-3 U 238 (n, f) の測定結果(2)	54, 55
6.2-4 Pu 239 (n, f) の測定結果(1)	56, 57
6.2-5 Pu 239 (n, f) の測定結果(2)	58
6.2-6 Pu 240 (n, f) の測定結果(1)	59, 60
6.2-7 Th 232 (n, f) の測定結果(1)	61, 62
6.2-8 炉中心における核分裂数	63
6.2-9 炉中心におけるスペクトルインデックス (カウンターによる結果)	63
6.2-10 軸方向ピーキングファクター	63
6.3-1 μ F _C と ch 1, ch 2, ch D の計数率比	72
6.4-1 一次冷却材温度変化による ch 1, ch 2, ch D の計数率変化および μ F _C との比	82, 83
6.5-1 等温係数測定データ (臨界法)	87
6.8-1 廉蔵ラック内燃料の中性子計数率におよぼす効果の測定結果	92

図のリスト

図 3-1 70 本炉心構成図	6
3-2 中性子計装設備測定範囲	7
3-3 中性子計装設備配置図	8
3-4(1) 中性子検出器駆動装置全体図	9
3-4(2) 中性子検出器挿入配置図	10
3-5 核分裂計数管計測系	11
3-6(1) 出力分布測定用炉心燃料集合体	12
3-6(2) 出力分布測定用ブランケット集合体	13
4.1-1 出力較正・出力分布試験全体フロー	15
4.1-2 出力較正試験フロー	16
4.2-1 試験工程	18
5.1-1 中性子検出器据付位置概念図	25
5.2-1 出力モニター用特設チャンネル ch D のディスクリレベル調整	27
5.2-2 μ FC のスペクトル	29
5.3-1(1) 臨界近接時中性子計測チャンネル配置図および燃料配置図	36
5.3-1(2) 原子炉容器配置図	37
6.1-1 起動系出力較正曲線	42
6.1-2 中間系出力較正曲線	43
6.1-3 起動系・中間系のオーバーラップ	44
6.2-1 原子力出力と試験時の出力モニター (ch 1 オペクロ) の関係	64
6.2-2 U 235 (n, f) 反応相対分布	65
6.2-3 U 238 (n, f) 反応相対分布(1)	66
6.2-4 U 238 (n, f) 反応相対分布(2)	67
6.2-5 Pu 239 (n, f) 反応相対分布(1)	68
6.2-6 Pu 239 (n, f) 反応相対分布(2)	69
6.2-7 Pu 240 (n, f) 反応相対分布	70
6.2-8 Th 232 (n, f) 反応相対分布	71
6.3-1 ch. 1 と μ FC の計数率比温度依存性	74
6.3-2 ch. 2 と μ FC の計数率比温度依存性	75
6.3-3 ch.D と μ FC の計数率比温度依存性	76

6.3-4 炉容器内一次冷却材温度変化	77
6.4-1 起動系計数率の冷却材温度依存性(降温時)	84
6.4-2 起動系計数率の冷却材温度依存性(昇温時)	85
6.5-1 臨界法による等温係数	88
6.8-1 ラック内燃料位置と中性子計装系の応答の関係(1)	93
6.8-2 " " (2)	94
7.2-1 中性子計装設備測定範囲(較正後)	98

1. 緒 言

本報告書は、高速実験炉「常陽」性能試験のうち昭和 52 年 6 月に実施された核出力較正試験と小型核分裂計数管を用いた中心軸上の核分裂反応分布の測定結果に関するものである。

核出力較正は、原子炉の出力上昇に先だって、核計装系の指示値と原子炉出力の対応づけを明確にするために行なわれ、本試験では、原子炉の最大出力が約 50kWまでの範囲について実施された。用いられた方法は、予め有感物質の重畳が較正されている核分裂計数管を炉内に挿入して反応率を測定し、別に算出された中性子束分布を用いた計算結果との対応から原子炉出力を求めた。

また、炉中心に装荷された試験用特殊燃料集合体中において五種類の小型核分裂計数管を用いて反応率分布を測定した。この結果により、前述の計算結果の妥当性を検討した。

本試験の結果によって、起動系に関してはパルス計数率と原子炉出力の関係を求め、中間系に関しては、指示値が原子炉出力と一致するように計測装置が調整された。

以下には、この試験を実施する前の計画、試験の進歩状況、試験方法の説明、試験結果、その評価について示した。

2. 試験目的

各種低出力試験の実施に先立ち、核計装設備の起動系指示値を原子炉出力と対応づけ、中間系指示値を出力表示するために行なわれたものである。

3. 系統設備の概要

本試験は、炉内の特殊燃料集合体に回転プラグ上より核分裂計数管を挿入して行なうものである。ここでは試験に関する原子炉施設と試験用施設の概要および各種設計データについて述べる。

3.1 原子炉施設

(1) 炉心構成

核出力較正試験時の炉心は、初期炉心構成試験後の炉心から中心燃料位置に試験用特殊燃料集合体を装荷したものである。即ち、炉心燃料本数は 69 本、ブランケット燃料本数 188 本、中性子源 1 体、反射体 48 本、制御棒 6 本および試験用燃料集合体 1 体から構成されている。また、燃料ラック中の燃料の存在が中性子計装系の計数率への影響を調べる試験は、炉中心位置も通常の炉心燃料集合体が装荷された 70 体炉心で行なわれた。

炉心構成図を図 3-1 に示す。

(2) 中性子計装設備

原子炉出力値較正の対象となる中性子計装設備は、起動系、中間出力系、線形出力系の 3 系統から成り、安全性確保のため、それぞれ 2 または 3 の計測系で構成されている。

図 3-2 に示す様に、起動系は原子炉出力（100 MW 時）の約 $2 \times 10^{-8} \%$ から $5 \times 10^{-8} \%$ 、中間出力系は約 $1 \times 10^{-6} \%$ から 10%，線形出力系は約 1% から 125% の間の中性子束を測定できる様設計されている。

尚、中性子計装設備の配図を図 3-3 に示す。

(3) 炉心ピーキングファクター

初期炉心の出力分布設計計算結果より炉心ピーキング係数は次の値が示されている。（炉心部について径方向と軸方向のピーキング係数を初期炉心の設計書(1)から引用する。）

$$\text{軸方向ピーキング係数} = 1.19_5 \text{ (炉心中心列)}$$

$$\text{径方向ピーキング係数} = 1.39_3 \text{ (制御棒引抜時)}$$

$$= 1.44_4 \text{ (調整棒挿入時)}$$

炉心中心位置のピーキング係数は、調整棒引抜時が 1.67、調整棒挿入時が 1.73 となる。

3.2 試験装置の概要

本試験に使用する試験装置または設備としては、中性子検出器駆動装置、試験用特殊燃料集合体がある。以下にその概要を示し、添付資料として装置の仕様を示す。

(1) 中性子検出器駆動装置

(a) 中性子検出器駆動装置の目的

中性子検出器駆動装置は、原子炉内に装荷されている試験用特殊燃料集合体（出力分布測定用炉心燃料集合体）内に回転プラグ、中心孔より案内管を介して中性子検出器を挿入、駆動することにより出力校正試験を行なうこととする。

(b) 中性子検出器駆動装置の構成

中性子検出器駆動装置は以下の機器より構成される。

(1) 検出器駆動装置

(2) 案内管類（検出器案内管、案内筒、外側案内管）

(3) ドアバルブ、軸封装置、付属配管、弁

(4) 計測制御装置

(c) 中性子検出器駆動装置の概要

本装置は、図3.4-1に示すように、ピット蓋上より、ドアバルブ、軸封装置および案内管を介して、回転プラグ中心孔を通して炉内に外側案内管および検出器案内管を挿入し、検出器案内管内を中性子検出器が上下に駆動できる構造となっている。

(1) 検出器駆動装置

検出器駆動装置は検出器案内管内で中性子検出器をとりつけた検出器支持棒を駆動電動機により上下に駆動させる装置である。中性子検出器の駆動ストロークは1500 mmで、上下に2重のリミットをとりつけ安全性を確保している。

(2) 案内管類（案内筒、外側案内管、検出器案内管）

案内筒は、ピット蓋上のドアバルブ軸封装置と回転プラグ中心孔との間でシールバウンダリを形成するものである。外側案内管は検出器案内管を炉内に装荷された試験用特殊燃料集合体内に挿入する際のガイドとなるもので、その先端は燃料集合体頂部より約100 mm上部まで挿入される。また、検出器案内管は、外側案内管を介して試験用特殊燃料集合体内に挿入されるもので、小型核分裂計数管（外径約9 mm）を挿入するためのものである。

(3) ドアバルブ、軸封装置、付属配管、弁

ドアバルブおよび軸封装置は、炉内のナトリウム蒸気を含むアルゴンガスと室内空気・惰気とのバウンダリを形成するものであり、これらのガスが相互に浸入しないように維持するための装置である。付属配管および弁は案内管内、ドアバルブおよび軸封装置内への清浄アルゴンガス置換用に使用するものである。

(4) 計測制御装置

計測制御装置は中性子検出器の上下駆動操作および検出器の位置指示を行なうものである。

これらの装置を通して得られるパルスを計測するエレクトロニクス系のブロック図を第

3-5に示す。

(2) 特殊燃料集合体

出力分布試験に使用する特殊燃料集合体には炉心用とブランケット用の二種類がある。これらの集合体は各5体づつ用意された。外形寸法は通常の燃料集合体と同じものであるが、炉心用特殊燃料集合体は、中心7本ピンを取り去りその代りに内側ラッパ管を組み込み構造となっている。ブランケット用特殊燃料集合体は中心1本ピンを取り去りその代りに内側ラッパ管を組み込んでいる。したがって燃料ピン本数は、炉心用では84本、ブランケット用では18本である。集合体全体の概形は図3.6-1, 3.6-2に示される。

小型核分裂計数管を使用した本試験では、特殊燃料集合体1体を炉心中心に装荷した。この集合体も燃料ピン部分は、筒ホルダーを使った出力分布試験と同一である。集合体の寸法、形状の概略は付録A.5に示した。

(3) 炉出力モニター用の計装系(ch. D)

炉内に挿入した小型核分裂計数管による測定時に炉出力の変動をモニターするために炉心の近傍に低出力試験用の特設チャンネルが設けられた。出力モニターには核分裂計数管を用い、回転プラグ上面から制御棒予備孔を利用して、燃料集合体頂部より約1m上部位置まで近づけた状態とした。以下、本報告書中では、この特設系をch. Dと呼んでいる。

基準方位 (T. R. 飼)

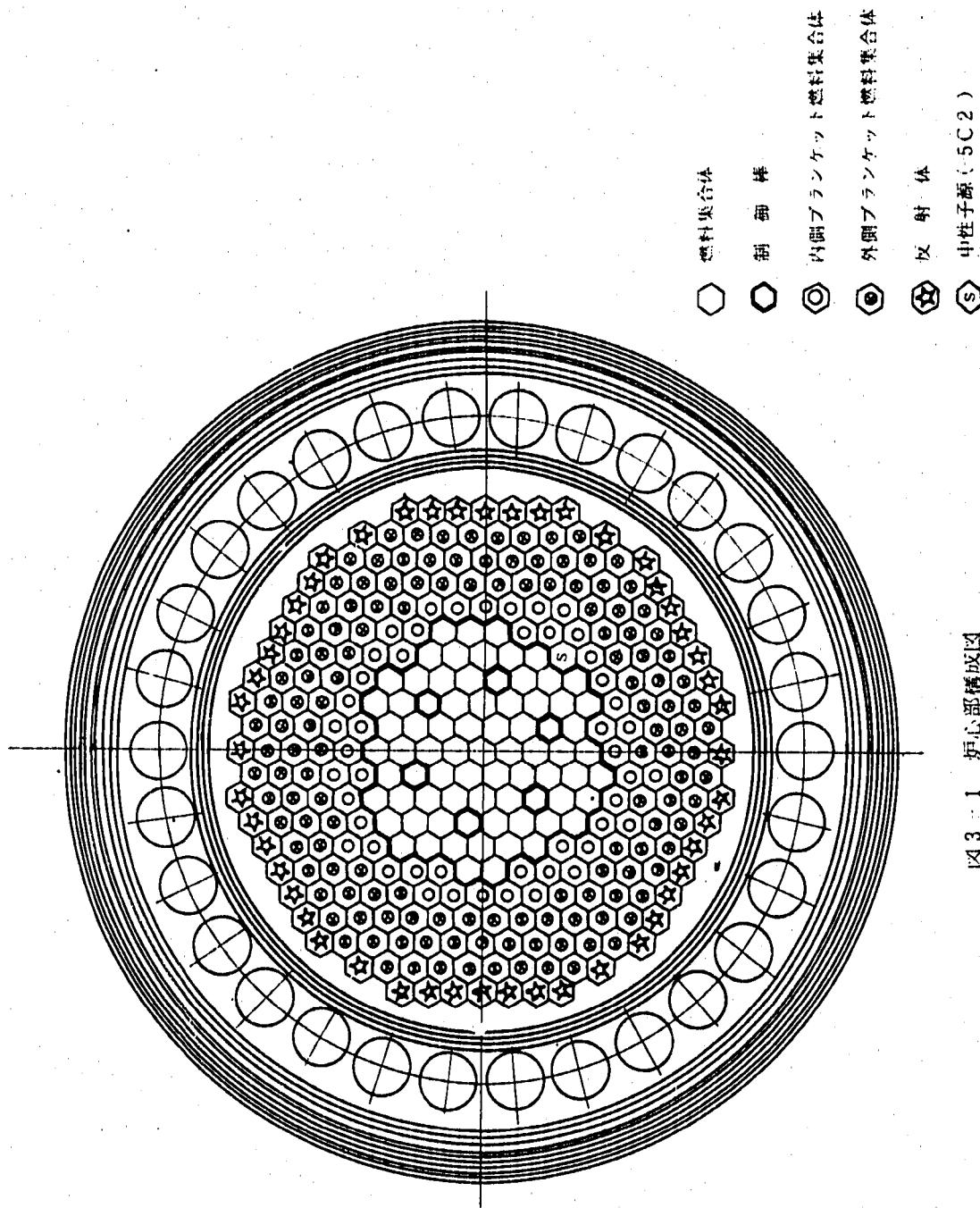


図3-1 炉心部構成図

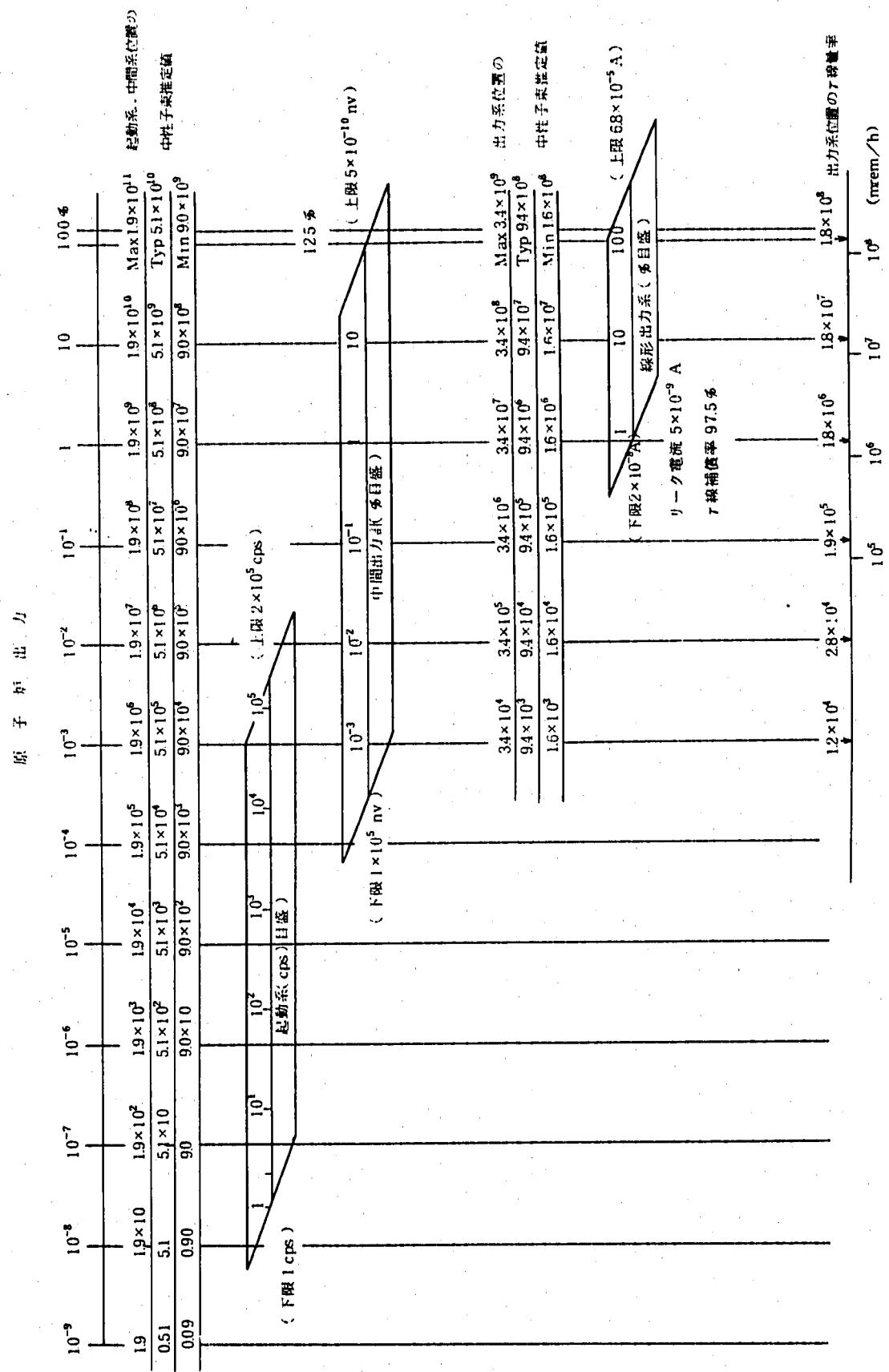


図 3-2 中性子計装設備測定範囲

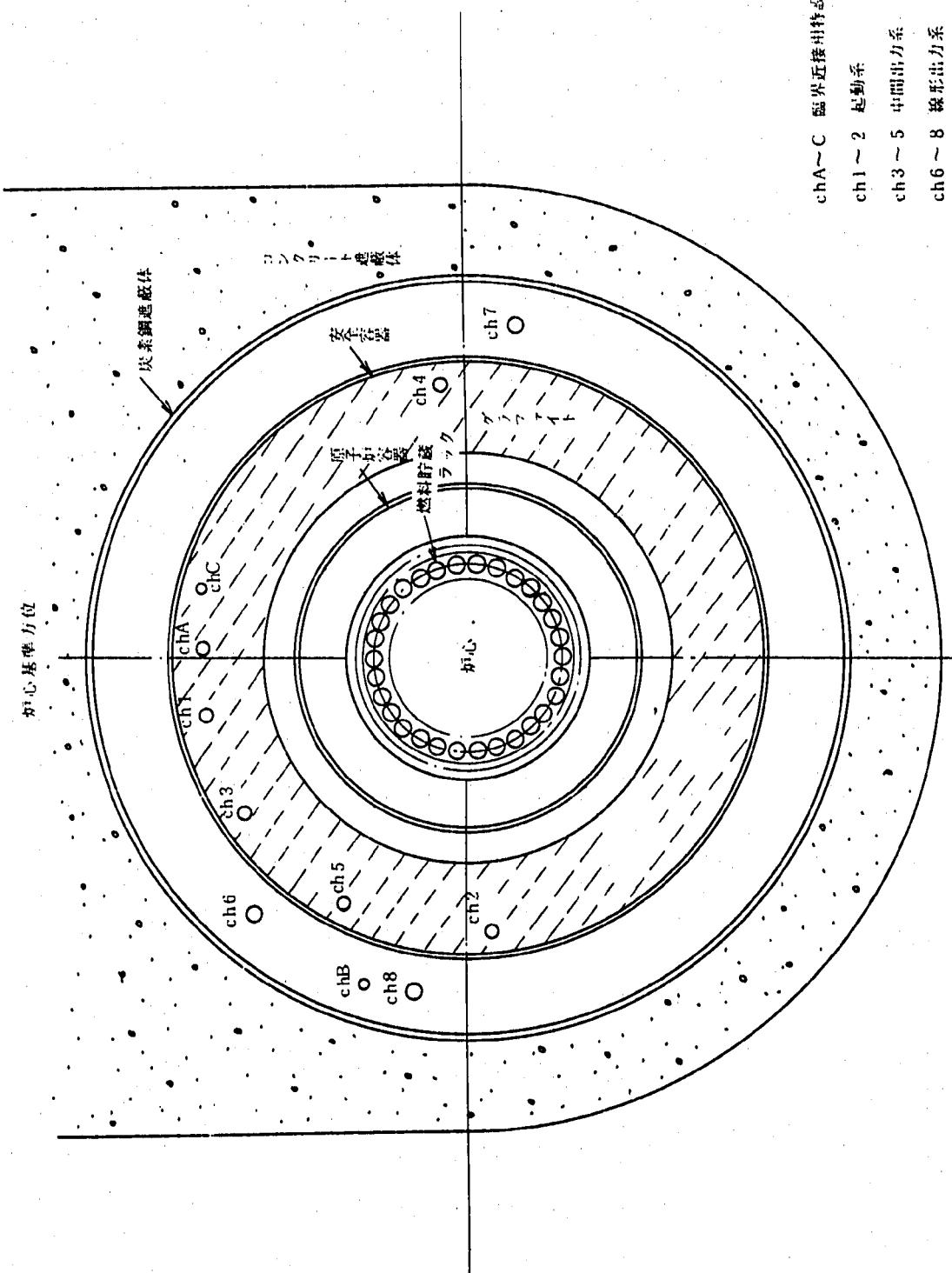


図 3-3 中性子計装設備配置図

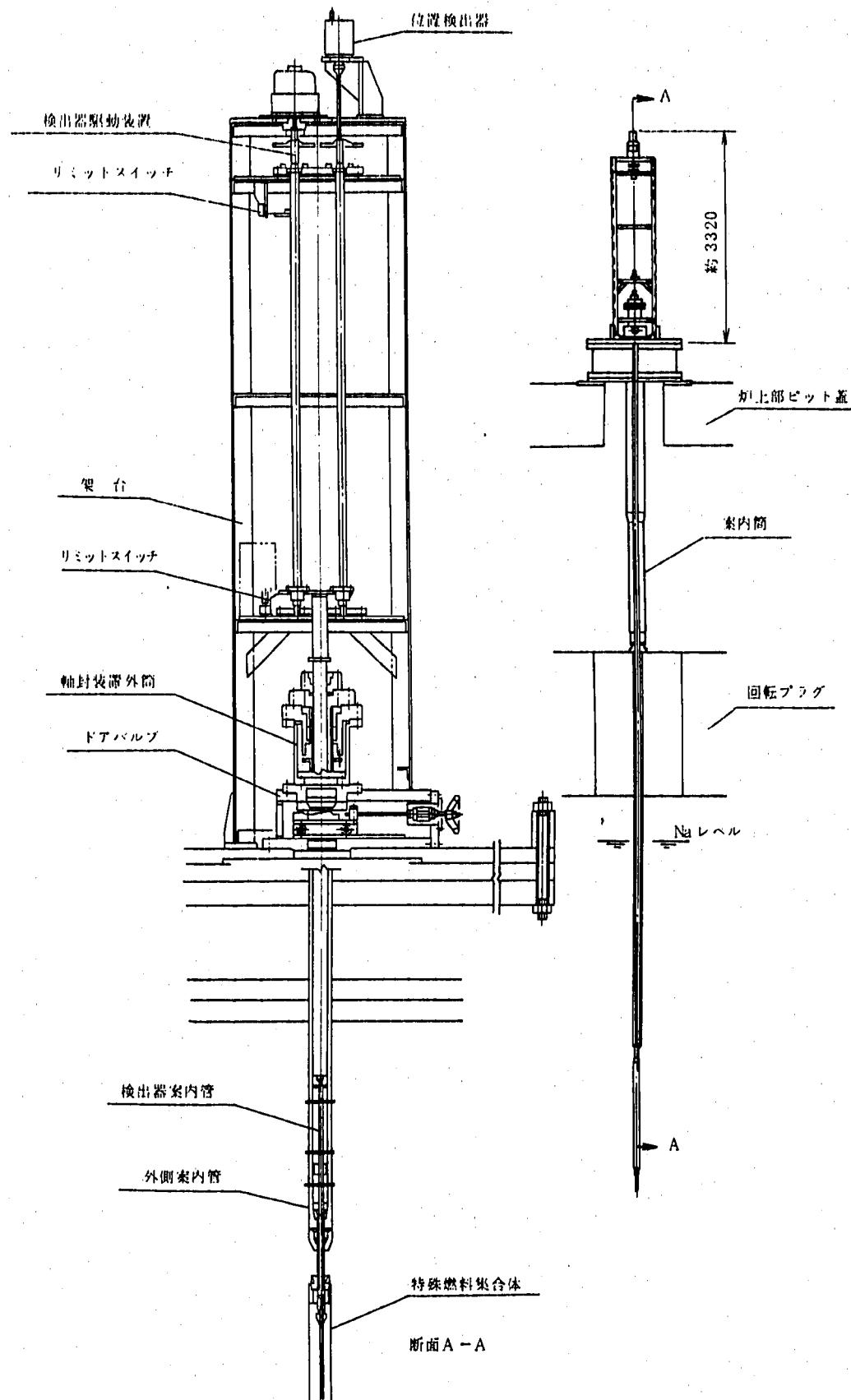


図 3.4-1 中性子検出器駆動装置全体図

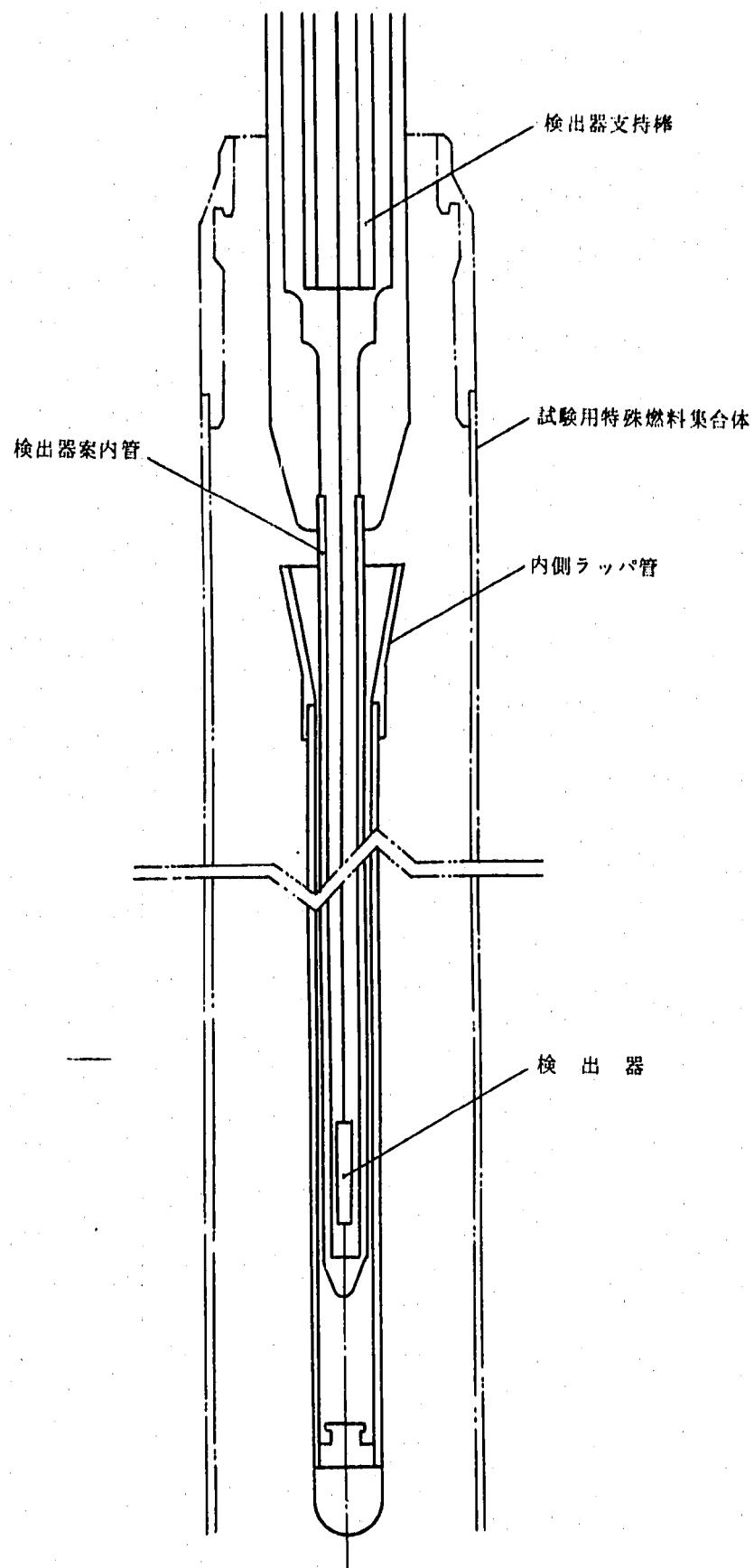


図 3.4-2 中性子検出器挿入配置図

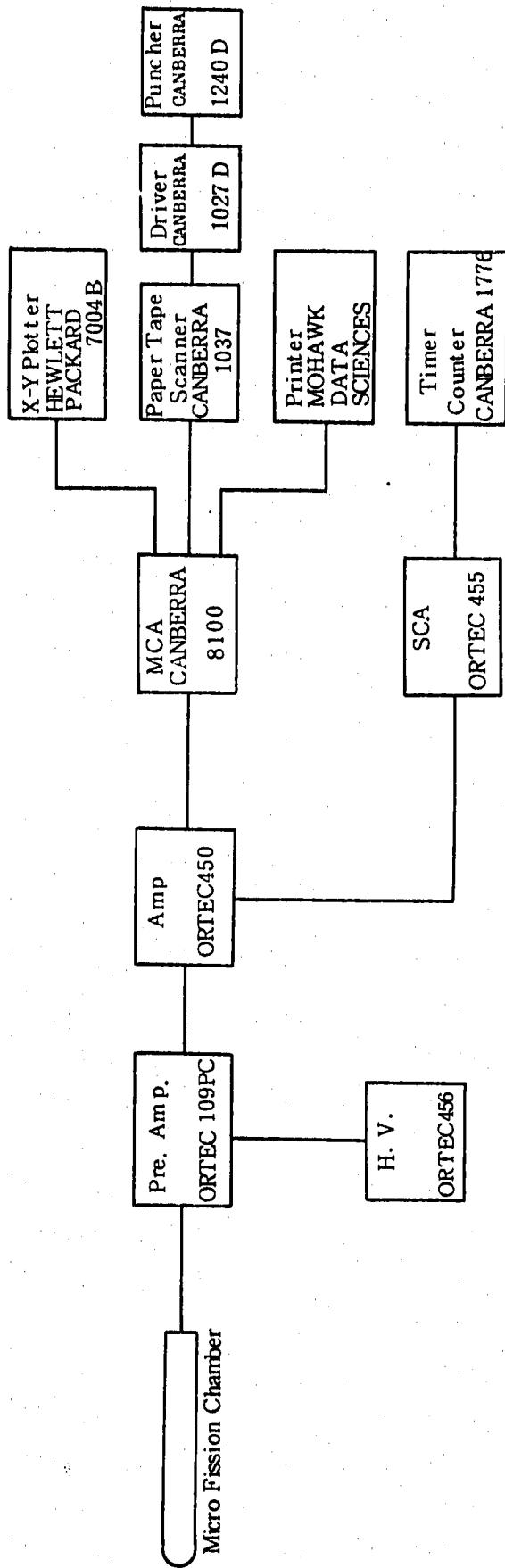


図 3-5 核分裂計数管計測系

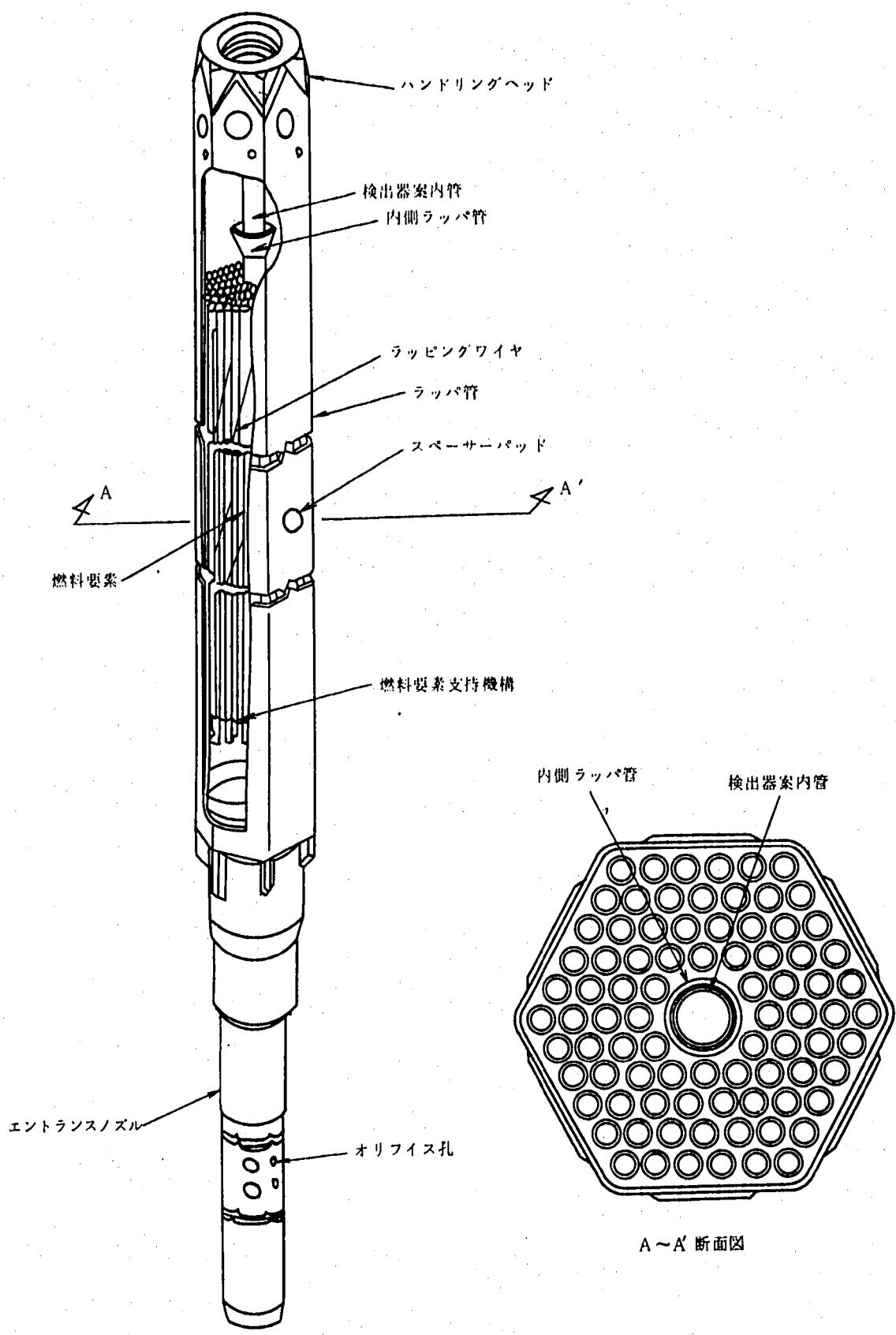


図 3.6-1 出力分布測定用炉心燃料集合体

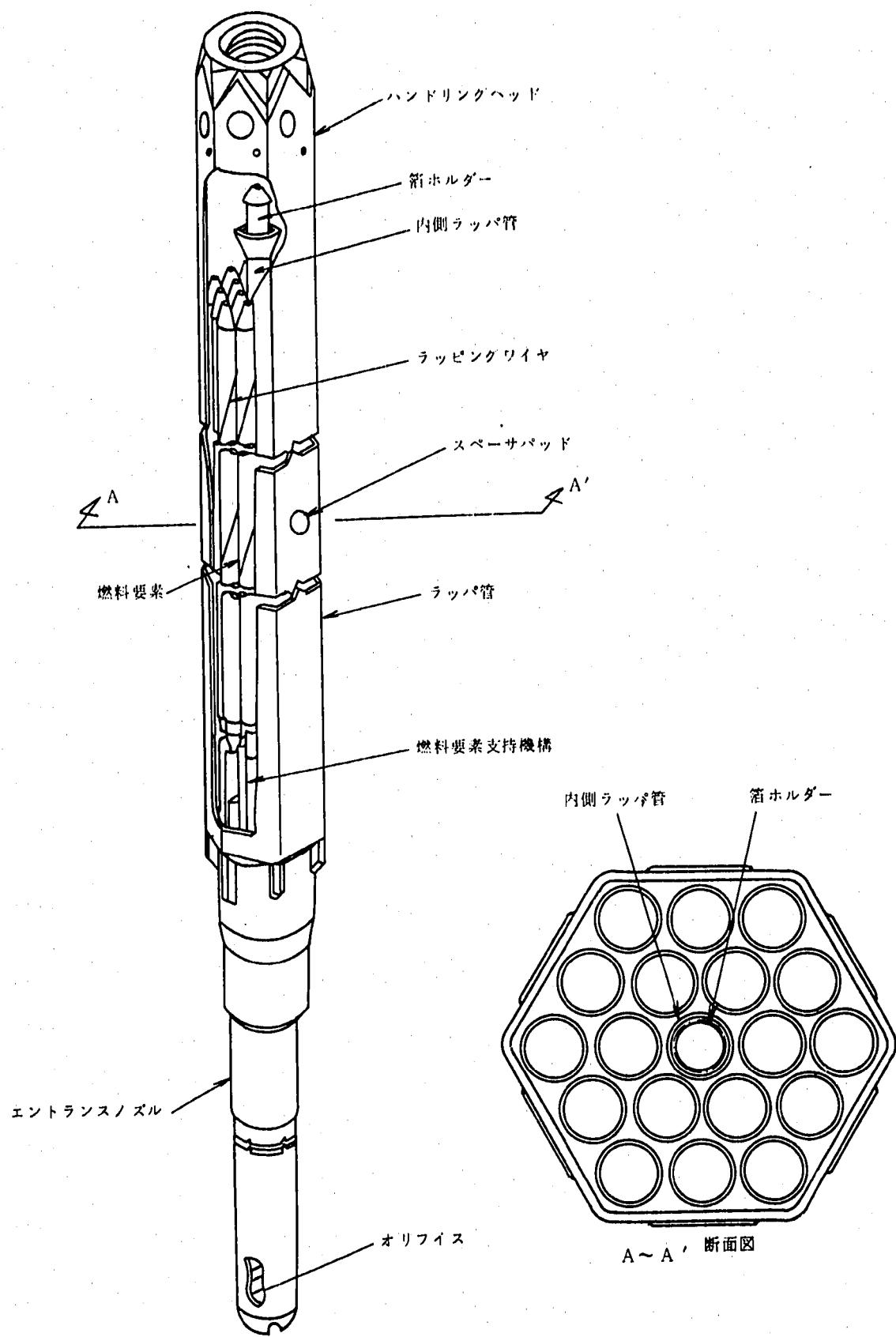


図 3.6-2 出力分布測定用プランケット燃料集合体

4. 試験の概要

4.1 試験計画の概要

本試験では原子炉の出力を絶対較正するため、中性子検出感度が較正された核分裂計数管を使用して炉心中心位置での核分裂率を測定し、計算によって得られている出力分布を利用して炉心全体の出力を算出する。尚、出力分布は計算値を仮定しているが、出力較正に先立ち炉心中心軸で検出器を上下駆動させて軸方向の出力分布の妥当性を確認するものとする。

(2)
具体的な試験内容は次のものが計画された。

(1) 出力較正

一定温度において、較正された核分裂計数管を中性子検出器駆動装置により検出器案内管を介して試験用特殊燃料集合体内に挿入し、原子炉出力を約10kWまで段階的に上昇させて、核分裂率の絶対測定を行なう。測定点に対応するピーキング係数の計算値を用いて炉出力を決定し核計装設備の動作を調整し、較正を行なう。

(2) 温度効果

一定出力(約1kW)において、冷却材温度を約170℃から250℃まで変化させ、冷却材温度変化による中性子計数値への影響を調べる。

(3) 炉内燃料貯蔵ラック内燃料による効果

一定出力(約1kW)において、ラック内燃料の配置を変えてラック内燃料の存在による中性子計数値への影響を測定する。

本試験時の一次冷却材流量は約20%とする。尚、本試験は、出力分布試験(NT-42)のカウントによる中心軸方向のスキャンと同時に行なう。出力較正は最終的には、出力分布試験(NT-42)の結果と併せて行なう。図4-1に出力較正・出力分布試験全体フローを示す。図4-2に出力較正試験フローを示した。表4-1に原子炉運転出力パターン計画表を示す。

4.2 試験の経過

4.2.1 試験準備工程

本試験に使用した装置は、大別して次の三種類である。

- (1) 中性子検出器駆動装置
- (2) 核分裂計数管および放射線測定機器
- (3) 特殊燃料集合体

これらの装置等の設計から完成までの概略工程は図4-3に示す。中性子検出器駆動装置の製作に

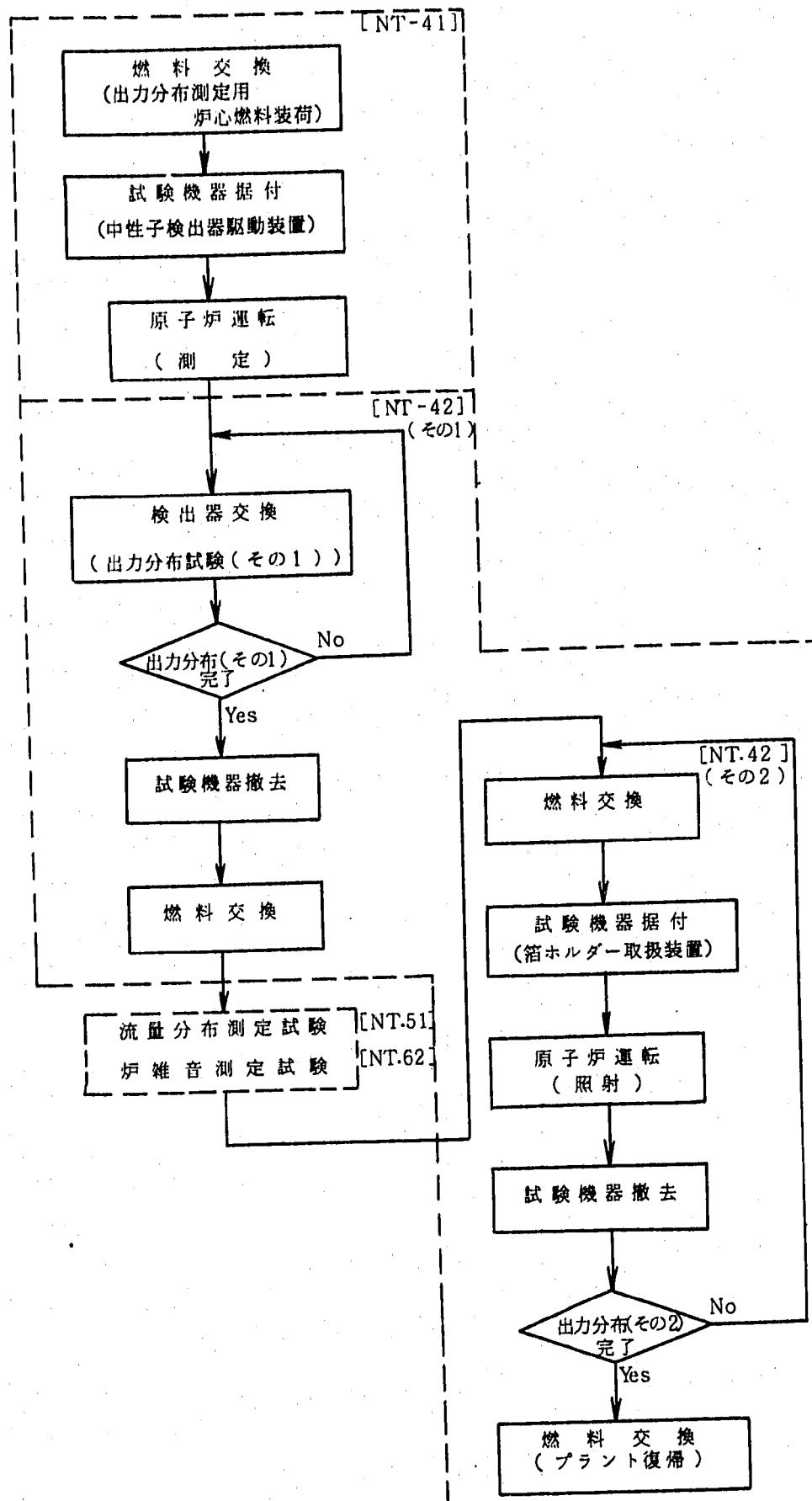


図 4.1-1 出力較正出力分布試験全 フロー

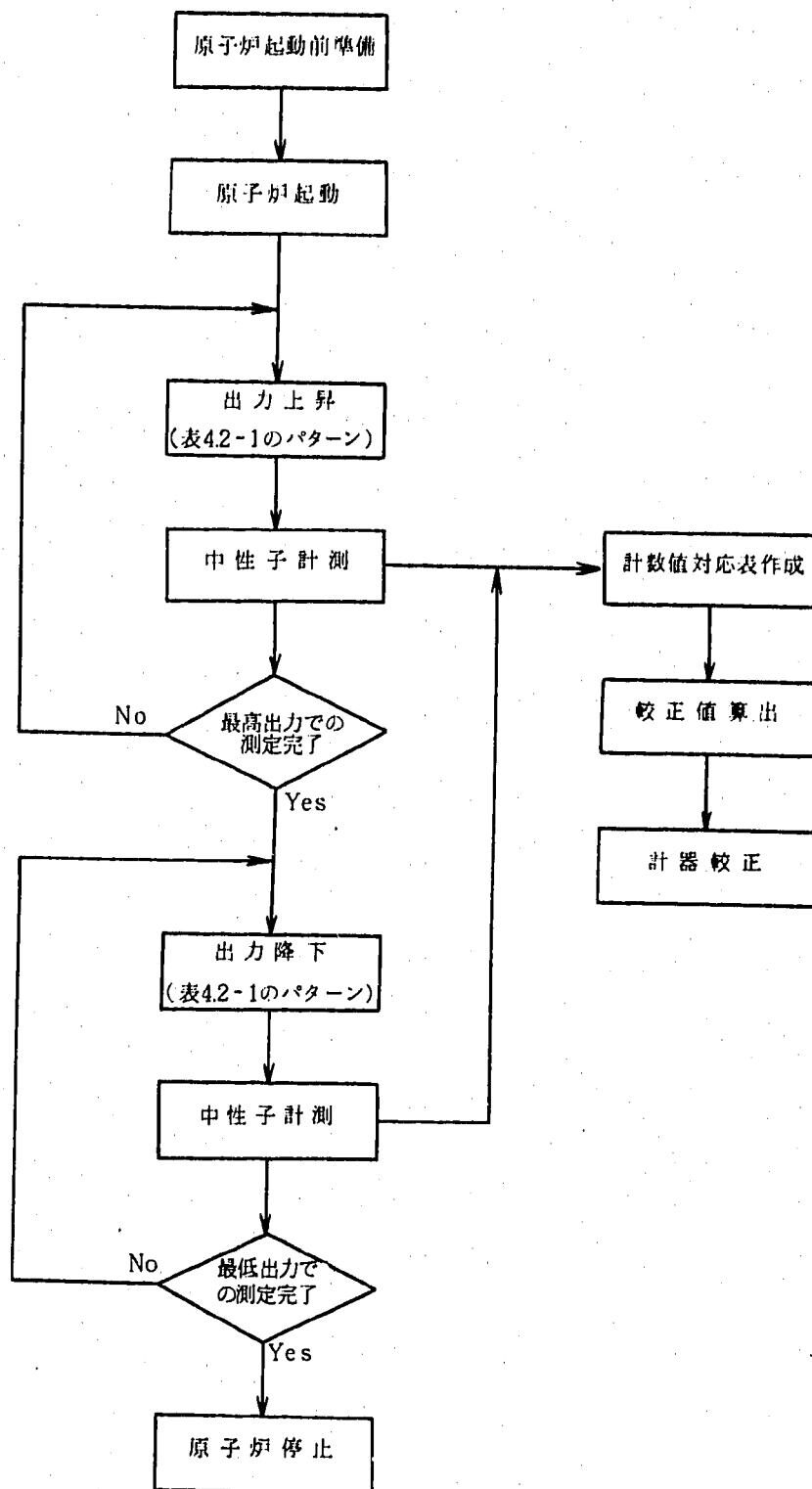


図 4.1-2 出力較正試験フロー

表 4.1-1 原子炉運転出力パターン計画表

	起動系出力 (cps)	中間系出力 (%)	推定出力 (kW)	保持時間 (分)	備考
	5×10^8	-	0.01	10 ~ 20	
	1.5×10^8	-	0.03	10 ~ 20	
	3.5×10^8	-	0.07	10 ~ 20	
	5×10^8	-	0.1	10 ~ 20	
	1.5×10^4	3×10^{-4}	0.3	10 ~ 20	
	3.5×10^4	7×10^{-4}	0.7	10 ~ 20	
	5×10^4	1×10^{-3}	1.0	10 ~ 20	
	1.5×10^5	3×10^{-3}	3.0	10 ~ 20	
	-	7×10^{-3}	7.0	10 ~ 20	
	-	1×10^{-2}	10.0	60	

については設計・工認から製作・検査を経過して完成するまでに約 30 ヶ月を要した。各種の核分裂計数管は 20th century 製で契約から納入まで約 13 ヶ月を要した。(カウンターの種類は U^{235} , U^{238} , Pu^{239} , Pu^{240} , Th^{232} の 5 種類) 引き続き、核分裂計数管に塗付された有感物質の実効塗付量を求めるために熱中性子炉(HTR)の炉内と熱中性子柱を用いて較正試験が行なわれた。⁽³⁾

特殊燃料集合体の製作は、設計から完成まで約 22 ヶ月を要した。これらの試験装置の製作に関する、特徴および考え方、検査項目、使用経験については付録に示す。

4.2.2 試験実績と進捗状況

試験の実施は、次の 4 つの段階に分けられる。

- (1) 炉心燃料集合体(中心)と特殊燃料集合体の交換
- (2) 中性子検出器駆動装置の炉上部ピット蓋上への据付と調整
- (3) 測定系の調整・試験
- (4) 中性子検出器駆動装置の取り外し

このうち(2)~(4)の工程については、図 4.2-1 に示した。中性子検出器駆動装置の据付に 4 日間、核出力較正と軸方向の反応率測定に約 10 日間を要した。この間に行なわれた試験項目は次のものである。

- ・各種小型核分裂計数管(以下 μ F.C.と記す)・特設チャンネルのディスクリレベルの調整。
- ・一定出力に保って、 μ F.C.を上下させ軸方向のトラバースをする。
- ・ μ F.C.位置を一定に保って、原子炉出力レベルを変化させ、起動系の計数と μ F.C.の計数の対応を求める。
- ・一次冷却材流量の温度を変化させて、炉中心付近に挿入した μ F.C.と起動系の計数を求める。

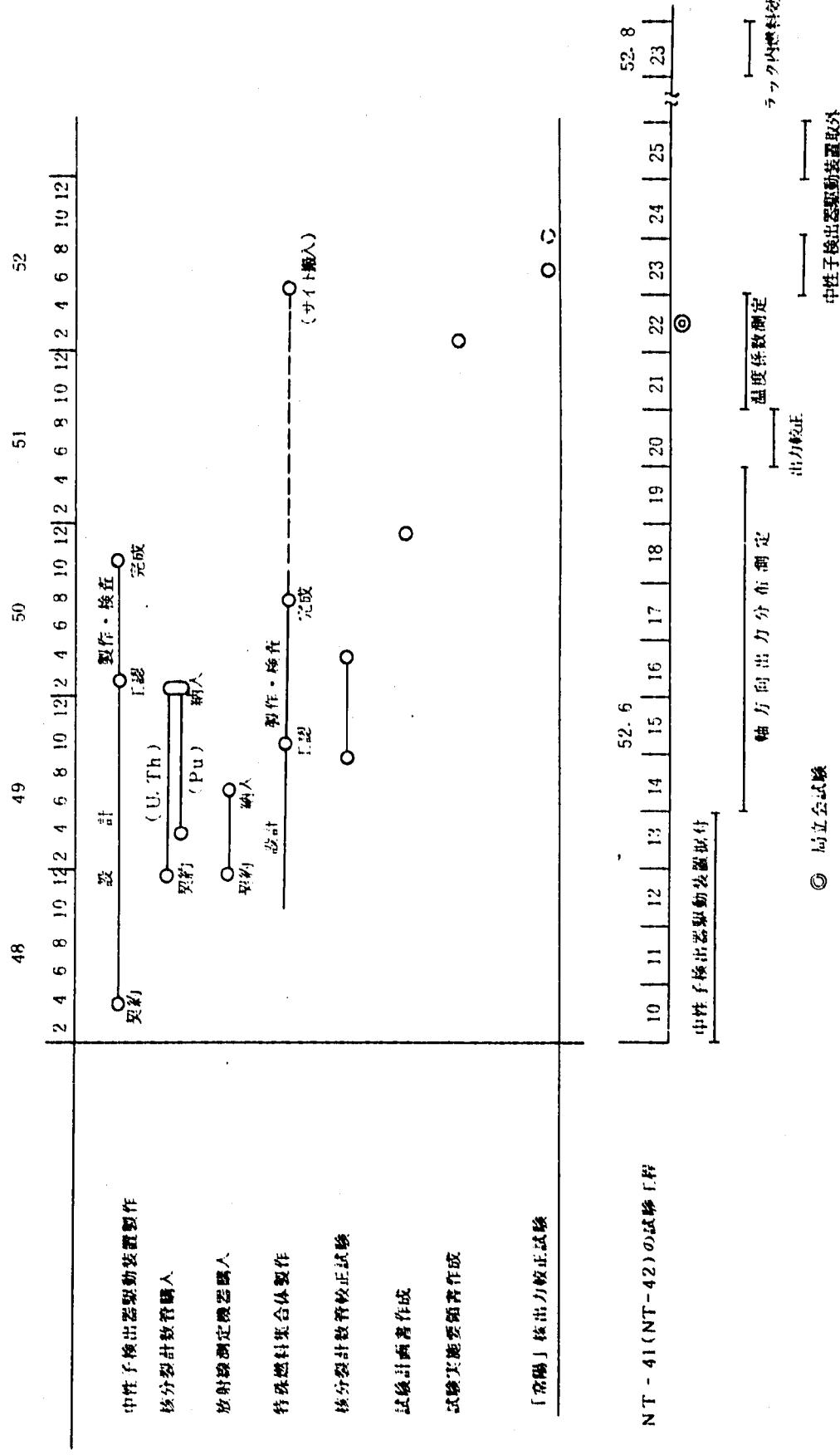


图 4.2-1 试验工况

・炉中心部にB₄Cを封入したSUS管を入れサンプル反応度を求める。

以上の作業において、原子炉出力レベルは原則的には10段階を設定した。その他、原子炉の状態としては、臨界時の制御棒パターンを二種類とし、外部中性子源（5C 2位置）のγ線線源部は引き抜いた状態を基準とした。

試験の実績表を表4.2-1に示す。

表 4.2-1 NT-41/NT-42-1 試験実結果表(1)

月 日	使用した検出器	制御棒 パターン	中性子源 パターン	原子炉出力レベル	検出器位置 スキャン範囲④	備 考
6/14	U235 (No.1)	I	OUT	⑦	0~1400 mm	① ch1 5. × 10 ² cps
		I	OUT	⑧⑨⑩⑪⑫	{ }	② " 1.5 × 10 ³ cps
				⑦⑥⑤④③②	{ }	③ " 3.5 × 10 ³ cps
				③④⑤⑥⑦④	{ }	④ " 5.0 × 10 ³ cps
				②①	{ }	⑤ " 1.5 × 10 ⁴ cps
				④③②①②③④	{ }	⑥ " 3.5 × 10 ⁴ cps
				④	{ }	⑦ " 5 × 10 ⁴ cps
				④⑤⑥⑦	{ }	⑧ " 1.5 × 10 ⁵ cps
				⑦	1200~2300 mm	⑨ ch3 1.4 × 10 ⁻² %
						⑩ " 2 × 10 ⁻² %
					0~1400 mm	
						制御棒パターン
						パターン I : RR1, RR2 がほぼ 1/2挿入
						" II : RR2 ほぼ全挿入で他は引抜
						中性子源パターン
						OUT : 7 線源部引抜
						④ キャンセル時..... 動作位置の指示値
6/15	U235 (No.2)	I	OUT	④⑤⑥⑦⑧⑨⑩	575 mm	
				⑨⑩⑪⑫⑬	1075 mm	
				②①②③④	1200 mm	
					1200~2300 mm	
6/16	U235 (No.2)	I	OUT	④	0~1400 mm	
			IN	④	0~1400 mm	
			OUT	①	0~1400 mm	
				①	0~1400 mm	
				③②①	800 mm	
					550 mm	
6/17	Pu239 (No.1)	I	OUT	④	1200~2300 mm	
		II	IN	①	0~1400 mm	
		I	OUT	①	0~1400 mm	
				①	1400 mm	

表 4.2-1 NT-41/NT-42-1 試験実績表(2)

月 日	使用した検出器	制御棒 パターン	中性子源 パターン	原子炉出力レベル	検出器位置 スキャン範囲	備 考
6/17	Pu239(№1)	I	OUT	①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩	4150 mmまで	
6/18	Pu239(№2)	I	OUT	② ①②③④ ④	0~1400 mm 565 mm 1200~3500 mm	
	U238 (№1)	I	OUT	④ ④ ④ ⑧	0~1400 mm 0~1400 mm 1000~2600 mm 1200~2800 mm	
	Pu240 (№1)	I	OUT	④ ⑦	0~1400 mm 3040 mm 550 mm	
6/19	Pu239(№1)	I	OUT	④①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩ ①②③④ ④	550 mm, 1000 mm } 1400 mm	IRM調整
6/20	Pu239(№1)	I	OUT	④, 1×10 ⁶ cps, 3×10 ⁶ cps 1×10 ⁵ cps, 1×10 ⁴ cps 1×10 ⁵ cps, 1×10 ⁴ cps ⑥, ⑧, 8×10 ⁴ cps ⑦, 4×10 ⁴ cps, 25×10 ⁴ cps ⑤, 8×10 ³ cps, 5×10 ³ cps 4×10 ³ cps, 2.5×10 ³ cps ②, 9×10 ² cps	1400 mm	

表 4.2-1 NT-41/NT-42-1 試験実績表(3)

月 日	使用した検出器	制御棒 ペダーン	中性子源 パターン	原子力出力レベル	検出器位置 スキャン範囲	備 考
6/20～6/22	Pu 239 (Mn1)	I	IN	③	550 mm	
6/22	Pu 239 (Mn1)	I	IN			
6/22～6/23	U 238 (Mn2)	I	IN	③	0～1400 mm	3×10^3 cps
		II	IN	③	"	"
		II	IN	⑥	1300～2400 mm	3×10^4 cps
6/23	Th 232 (Mn1)	I	IN	⑥	0～1400 mm	
			IN	③	0～1400 mm	
	B ₄ C サンプル反応度測定		I			
			IN	③		

5. 試験の方法

5.1 小型核分裂計数管の較正結果

東京原子力産業研究所の原子炉HTRで照射較正試験した結果の実効原子数密度と感度を求めた結果を表5.1-1に示す。また較正試験の概略は添付資料(A-1)に記す。

小型核分裂計数管は、チェンバ長98.5mm、チェンバ径9mm以下でケーブル(MIケーブル)を含むと全長は約14.5mである。

また、中性子検出器駆動装置の目盛指示値と炉中心位置の関係は次のようになる。

$$\begin{aligned} \text{炉中心位置目盛} = & [(\text{炉心中心}) - (\text{駆動装置の指示値が } 0 \text{ mm に相当する検出器中心})] \\ & - (\text{炉容器の伸び}) + (\text{炉心の伸び}) + (\text{検出器案内管の伸び}) \\ & + (\text{MIケーブルの伸び}) \end{aligned}$$

全体の概念図は、図5.1-1に示されている。 μ FCの実効有感部中心の推定誤差は5mm程度は考える必要があろう。

以上の結果より、炉心中心位置は駆動装置の指示値で575mmの位置と考えられる。ただし、各種の検出器を取り変えた場合等の設定すれば0~5mm程度と見込まれる。

小型核分裂計数管の有感部中心位置を推定したX線写真を下に示す。有感部は検出器中のカブセル状の位置である。

TH571



表 5.1-1 小型核分裂計数管仕様および実効塗付量

塗付物質	形 状 (mm)	組 成 (%)	公 称 塗 付 量		検出器番号	実効塗付量 [*] (μg)
			塗付密度 ($\mu\text{g}/\text{cm}^2$)	塗付面積 (cm^2)		
U - 235	9 $\phi \times 90$ L 有感部25 L	U ²³⁵ 92.41	20	~ 4	7437-574	20.6
					7437-575	31.2
U - 238	"	U ²³⁸ 99.964 U ²³⁵ 0.036	200	"	7437-570	675
					7437-573	782
Pu - 239	"	Pu ²³⁹ 99.1	20	"	7437-576 **	126
		Pu ²⁴⁰ 0.9			7437-577	92.4
		Pu ²⁴¹ < 0.001				
Pu - 240	"	Pu ²³⁹ 0.257	200	"	7437-578	665
		Pu ²⁴⁰ 99.28			7437-579	791
		Pu ²⁴¹ 0.301				
		Pu ²⁴² 0.163				
Th - 232	"	Th ²³² >99	"	"	7437-571	570
					7437-572	537

* U²³⁵, Pu²³⁹ については士 3.7%, U²³⁸, Pu²⁴⁰, Th²³² については士 22.4%の精度で測定された。

** 核出力較正に使用した検出器

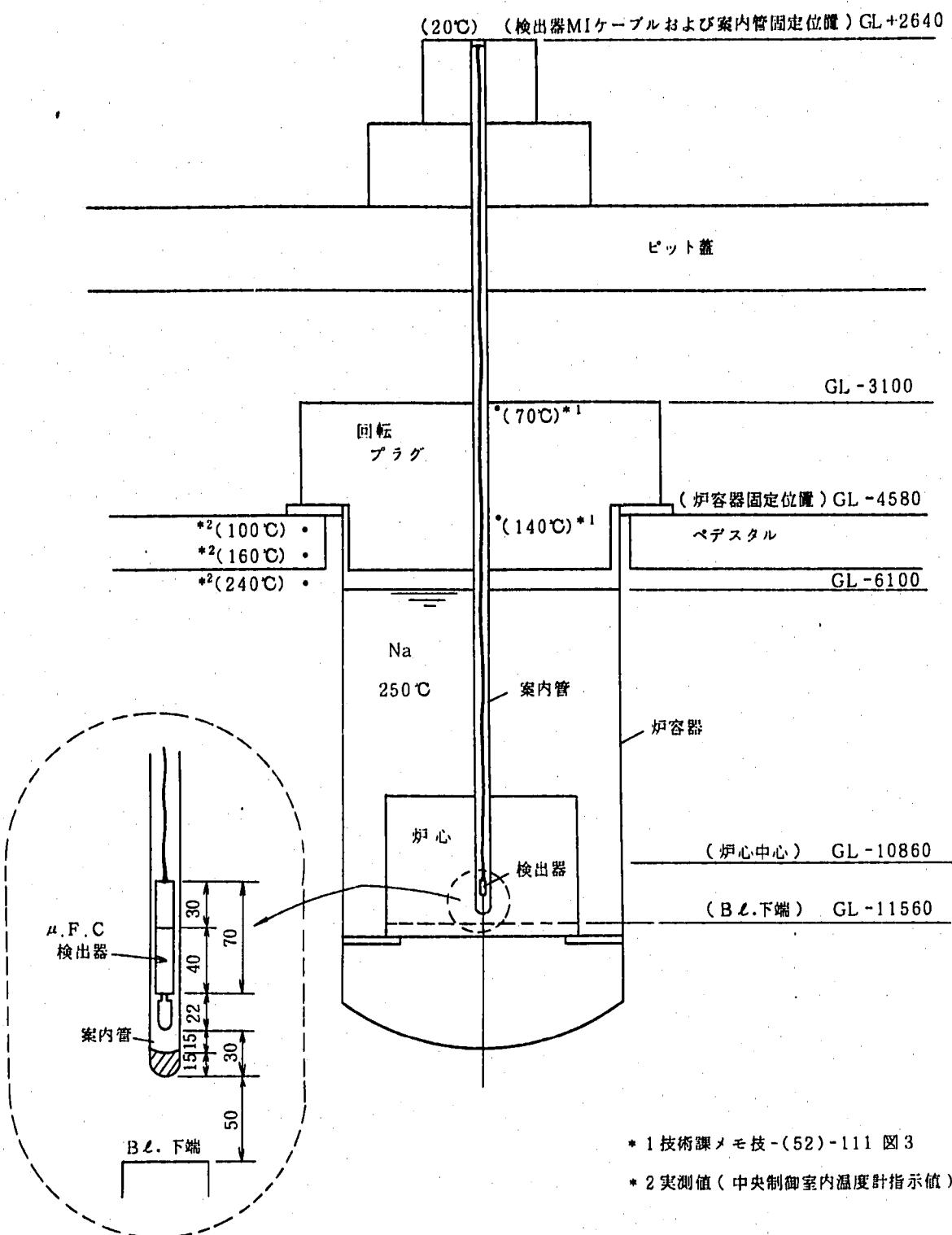


図 5.1-1 中性子検出器据付位置概念図

(駆動装置目盛指示値: 0 mm の位置の図)

5.2 ディスクリレベルの調整と計測系の不感時間の推定

出力モニター用(ch.D)の核分裂計数管とμ.F.Cのディスクリレベルの調整結果を図5.2-1, 図5.2-2に示す。Pu 239(No.1)は核出力較正の基準として用いたものであり、いくつかの出力レベルで行なった結果も示した。

試験に用いたμ.F.Cとオペフロで計数したch1の不感時間は、出力レベルを変動させた時のμ.F.C, ch1, chDの計数率から推定した。ch.Dの計数率は、今回の出力レベルにおいて低い計数率であるので、数え落しが無いものと考えられる。不感時間は次式より推定した。

$$\tau = \frac{1}{n_2 \left(1 - \frac{n_{01}}{n_{02}} \right)} \cdot \left(1 - \frac{n_{01}}{n_{02}} \cdot \frac{n_2}{n_1} \right)$$

ここで $\left. \begin{matrix} n_1 \\ n_2 \end{matrix} \right\}$ 異なる出力レベルに対するμ.F.Cまたはch1の計数率

$\left. \begin{matrix} n_{01} \\ n_{02} \end{matrix} \right\}$ 上記の出力レベルに対するch.Dの計数率

以上の結果より、μ.F.Cの不感時間(τ)は、計数率が 2×10^8 cps以上で計数率に依存する。一方、ch.1の τ は 2×10^5 cps以下では計数率にほとんど依存しないことが示された。各々の不感時間は、次の値を用いる。

μ.F.C $\tau = 10 \mu\text{sec}$ (適用範囲 8×10^8 cpsまで)

ch. 1 $\tau = 1.7 \mu\text{sec}$ (適用範囲 2×10^5 cpsまで)

試験時に得られたスケーラー値は、次式に従って補正した。

$$n = \frac{n_0}{1 - \tau n_0}$$

n_0 : スケーラー値

n : 真値

5.3 試験時の原子炉状態と測定方法

本節では、4.2.2に述べた試験実績を各項目別に具体化して、測定時の原子炉状態と計測等について述べる。

項目

- (A) 核出力較正試験とμ.F.Cの軸方向トラバース
- (B) 起動系計数率の一次冷却材温度依存性の測定
- (C) 等温係数の測定方法
- (D) 特殊燃料集合体と通常燃料の置換反応度
- (E) 廉蔵ラック内燃料の中性子計数率におよぼす効果

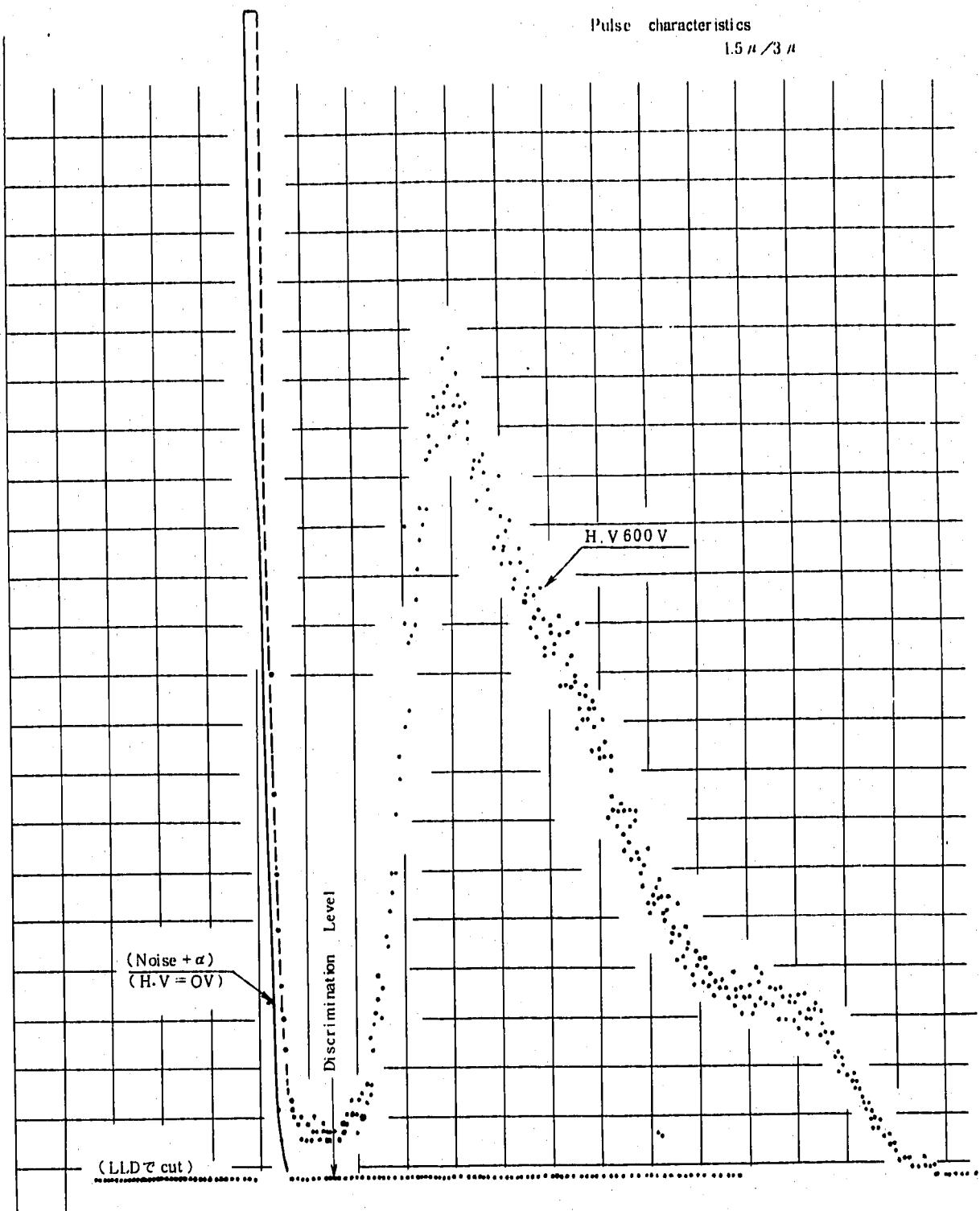


図 5.2 - 1 出力モニター用特設チャンネルCh.Dのディスクリレベル調整

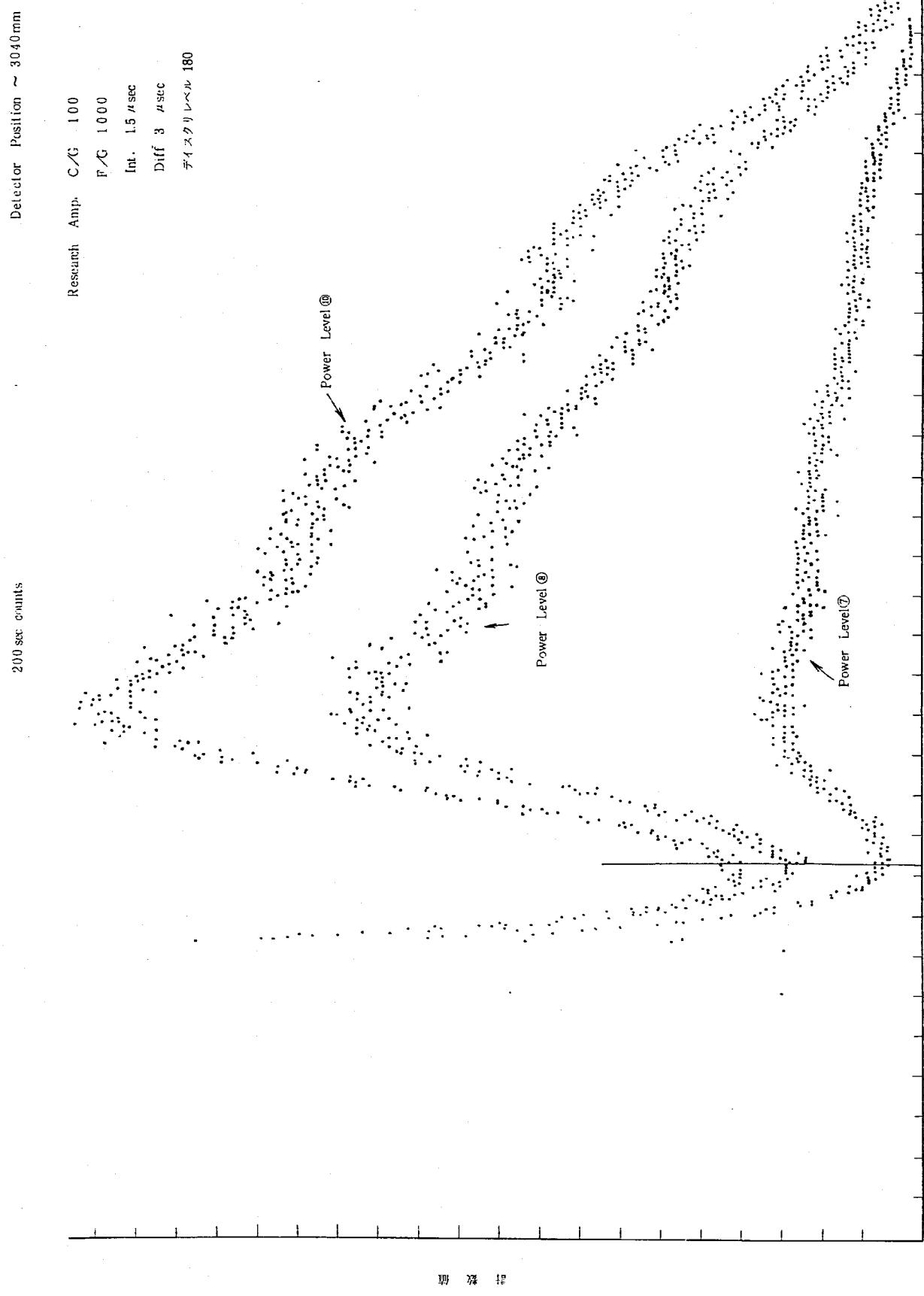


図 5.2-2 77 6/19 ~ 6/20 μ -F.C (Pu-239 No.1. 576) スペクトル

(A) 核出力較正試験と μ .F.C の軸方向トラバース

核出力較正は起動系 ch. 1 と中間出力系 ch. 3 がオーバーラップするよう次の 10 ステップを目標とし、 μ .F.C., ch. 1, ch. 3 の応答を調べた。

出力ステップ

- ① ch. 1. 5×10^2 cps
- ② " 1.5×10^3 cps
- ③ " 3.5×10^3 cps
- ④ " 5.0×10^3 cps
- ⑤ " 1.5×10^4 cps
- ⑥ " 3.5×10^4 cps
- ⑦ " 5×10^4 cps
- ⑧ " 1.5×10^5 cps
- ⑨ ch. 3. 1.4×10^{-2} %
- ⑩ " 2×10^{-2} %

(a) 原子炉の状態

炉心中心燃料を特殊燃料に置換した炉心から成り、本試験時の冷却材流量は約 20% である。冷却材温度は約 250°C であった。臨界点の制御棒位置は二通りのパターンをとった。

パターン I 調整棒 RR 1, RR 2 が共にはば半分引抜きの状態

パターン II 調整棒 RR 2 がほぼ全挿入状態とし、他の制御棒は引抜状態である。

また、5C2 位置の中性子源は、臨界後に中性子源引抜装置を用いて線源部のみを引き抜いて、外部中性子源の影響をなくした。一方、中性子源を入れたままの状態でも測定は行なわれた。核出力較正時はパターン I の状態、中性子源の線源部を引抜いた状態で行なわれた。

各種の μ .F.C を軸方向にトラバースをする場合には制御棒パターン II も用いられた。

(b) 計測

計測は、本設の起動系 ch. 1, ch. 2 と特設の ch. D と炉内でトラバースする μ .F.C. について行なう。測定場所は中性子検出器駆動装置の設置されているオペレーションフロア（オペラトロと略記）と中央制御室の二ヶ所で行なった。

オペレーションフロアでは、起動系 ch. 1, ch. 2 の信号と ch. D の信号、 μ .F.C. の信号を計測する。（原則的には 60 秒計測 3 回の平均値をノミナル値とした）中央制御室では起動系 ch. 1, ch. 2, 中間系 ch. 3, ch. 4, ch. 5 の指示値の読み取りと臨界位置を確認した。

特設の ch. D は原子炉出力のモニターとして使用した。この計測系は本試験で対象とした出力範囲内で、計数効率が小さいためパルスの数え落しが小さく、Dead Time が非常に小さいことが確認された。ch. 1, μ .F.C. の Dead Time は、ch. D の計数率との関係から推定された。

核出力較正のためにはPu 239 μ .F.C. を使用した。炉心中心に対応する位置は、あらかじめ軸方向にトラバースした結果をもとに決めた。中性子検出器駆動装置の下端は下部軸ブランケット部の中間位置付近になるが、炉心は暫定的に 530 mm (駆動装置の指示値) とし、カウンターを固定し、出力レベルを変化させた。炉心位置の最確値との差は、その後で補正した。ただし試験の進行に伴い、炉心位置では Pu 239 μ .F.C. の計数率が出力レベルの上昇に伴い大きくなりすぎ、計数の数え落しが問題となることが判明したので、最終較正試験は、駆動装置の指示値で $Z = 1400$ mm 位置に Pu 239 μ .F.C. を設置して行なわれた。

(c) 核出力較正の方法

炉心位置での測定結果から炉の核出力を求める時には、以下の計算式によった。各定数は設計時のデータをもとにしており、その出典等の詳細は添付資料 (A-2) に示す。Pu 239 の μ .F.C. の測定結果をもとにした場合を次のようにする。

Pu 239 (No.1) の μ .F.C. による結果

$$P = 0.0421 \cdot C \text{ watt}$$

Pu 239 (No.2) の μ .F.C. による結果

$$P = 0.0576 \cdot C \text{ watt}$$

ここで P : 原子炉出力 (watt)

C : μ .F.C. の計数率 (cps)

(B) 起動系計数率の一次冷却材温度依存性の測定

起動系計数率が一次冷却材の温度の変化に影響される割合を調べる。炉容器内の冷却材温度を $240^{\circ}\text{C} \rightarrow 191^{\circ}\text{C} \rightarrow 249^{\circ}\text{C}$ と変化させ、約 10°C の温度変化毎に臨界操作を行ない、炉心に設定した μ .F.C. (Pu 239 Serial No.1 を使用)、ch. 1, ch. 2, ch. D の計数率を求めた。

(a) 原子炉の状態

冷却材の温度変化による反応度変化を補償するために調整棒 RR 2 を動かし、ch. 1 の計数で $\sim 1 \times 10^8 \text{ cps}$ を示すように調整された。(調整棒 RR 1 は 350 mm 引抜位置で保持、安全棒は 4 本とも引抜状態)

一次冷却材流量は $\sim 20\%$ であった。

(b) 冷却材温度の測定

冷却材の温度変化は約 10°C おきに変化させた。温度の読み取りは、中央制御室の A, B ループの出入口温度表示値から行ない、平均値を求めた、その他参考のために、中心 OX ~ 5 A 1までの集合体出口温度も測定した。

(c) 計測

炉中心部に Pu 239 の μ .F.C. (Serial No.1) を挿入し、ch. 1, ch. 2, ch. D の計数の基準とした。計数は 100 秒計測を 5 回行ない平均値を求めた。この測定における各検出器 (核分裂計数管) の温度の変化は、ほぼ次の通りである。

一次冷却材温度 180°C のとき ch. 1 ~ 5 の温度 50°C ~ 52°C

" 250°C のとき " 56°C ~ 58°C

以上の結果から、黒鉛遮蔽体内の U235 の核分裂計数管の熱中性子感度の変化は無視出来る。

また、炉中心部に挿入された Pu 239 μ.F.C. の実効核分裂断面積の変動による影響も十分小さい。

(C) 等温係数の測定方法

1. 未臨界時の等温係数

未臨界時の炉心において冷却材温度を < 242°C → 192°C > または, < 192°C → 248°C > に変化させ、炉内に挿入された μ.F.C., および起動系の計数率の変化を求める。

(a) 原子炉の状態

降溫時の制御棒状態

調整棒 RR 1, RR 2 → 全挿入 安全棒 SR 1, SR 2, SR 3, SR 4 → 全引抜

昇温時の制御棒状態

192°C → 208°C

調整棒 RR 1, RR 2 → 全挿入 安全棒 SR 1, SR 2, SR 3, SR 4 → 全引抜

212°C → 248°C

調整棒 RR 1 350 mm 引抜 (吸収体下端が炉中心レベル)

RR 2 → 全挿入 安全棒 SR 1 ~ SR 4 → 全引抜

一次冷却材の流量 ~ 20%

一次冷却材の温度の変化は、二次系冷却材温度を変化させることによって行なわれた。

(b) 冷却材温度の測定

一次冷却材の温度変化は 2°C ごとにした。原子炉の状態が安定するまで 30 分 ~ 50 分を要した。冷却材温度は中央制御室の A, B ループの出入口温度表示値を読み取り、平均温度をとった。

(c) 計測

炉中心部に Pu 239 の μ.F.C. (Serial No 1) を挿入し、一定位置に固定した。計数は μ.F.C. 特設 ch. D, 起動系 ch. 1, ch. 2 のそれぞれで 100 秒計測を 5 回行ない平均値を求めた。

以上の結果と起動系計数率の一次冷却材温度依存性の関係から、250°C, 210°C, 190°C における未臨界度を計算し、等温係数を求めた。

2. 臨界法による等温係数の測定

臨界法による等温係数は、起動系計数率の一次冷却材温度依存性を測定した時の臨界データから得られた。

(D) 特殊燃料集合体と通常燃料の置換反応度

本試験の炉心は既に述べられているように初期炉心構成試験で構成された70本炉心のうちから中心燃料を引き抜き、特殊燃料集合体を装荷して構成されている。特殊燃料集合体は通常燃料体の91本ピンのうち中心部の7本ピンがなく、その代りに内側ラッパ管が挿入されている。したがって、本試験開始前の炉の余剰反応度と、NT-41 試験炉心のもつ余剰反応度差から、中心7本ピンと内側ラッパ管の置換反応度を求める。

(a) 原子炉の状態

70本炉心の基準状態と、本試験時の臨界点は起動系ch. 1で 3×10^4 cps となる点の調整棒

(RR 2) も読みとった。主な原子炉状態は次の通りであった。

70本基準体系のとき		本試験時	
SR1～SR4	引 抜	SR1～SR4	引 抜
RR 1	350 mm	RR 1	350 mm
RR 2	358.4 mm	RR 2	378.3 mm
Na 温度	250.25 °C	Na 温度	253 °C

(b) 測 定

反応度への換算は、制御棒較正試験結果のRR 2のストロークカーブと等温係数の測定結果を用いて行なう。温度補正是、等温係数の測定結果を用いて行なう。

炉中心位置におけるB₄Cサンプル反応度

本試験の検出器受入れ案内管I型を利用して、B₄Cのサンプル反応度を測定した。制御棒吸収体に使用されている濃縮B₄Cを長さ60cm、内径4.6mmのSUS製容器の中に入れ、炉心に挿入し、制御棒RR 2の位置から反応度変化を求めた。

(a) 原子炉の状態

B₄Cサンプル挿入前後の原子炉状態は次の通りであった。原子炉の臨界点は、ch. 1 の読みで 3.5×10^4 cps となる調整棒 (RR 2) の位置を読んだ。基準基準状態はTh²³². μ.F.C.が炉心に挿入されているものとした。

基準状態		試験時(B ₄ C挿入後)	
SR1～SR4	引 抜	SR1～SR4	引 抜
RR 1	350 mm	RR 1	350 mm
RR 2	385.7 mm	RR 2	397.8 mm
Na 温度	257.75 °C	Na 温度	285.5 °C

(b) 測 定

反応度への換算は、制御棒較正のストロークカーブと等温係数の測定結果を用いて行なう。

使用したB₄Cは制御棒吸収体に用いたものと同一の91%濃縮¹⁰Bの粉末状のものであり、

13.13 gr に相当する量が炉心に挿入された。

(E) 廉蔵ラック内燃料の中性子計数率におよぼす効果

径方向の黒鉛遮蔽体中の起動系 ch. 1, ch. 2, 予備系 ch. A と黒鉛遮蔽体の外側の窒素ガス側中の特設チャンネル ch. B (M-1 マンホール内で径方向の位置は出力系に相当する。) における中性子計数率は、貯蔵ラックの状態に依存する。その効果を調べるために燃料ラックの各位置に心燃料集合体 1 体を装荷し、中性子計装系と貯蔵ラック内燃料の相対位置を変化させ、計数率の変化を調べる。

(a) 原子炉の状態

本試験は全制御棒が挿入された未臨界状態の燃料交換モードで行なわれた。燃料ラック内の R-1~R-6, R-21~R-30 位置 (図 5.3.1 参照) の各位置に燃料集合体を一体入れ、一連の計測が終了した場合に次の位置に移動して計測を行なうという方法を繰り返していく。

冷却材温度 A 側の入口、出口温度は概ね 238°C / 237°C

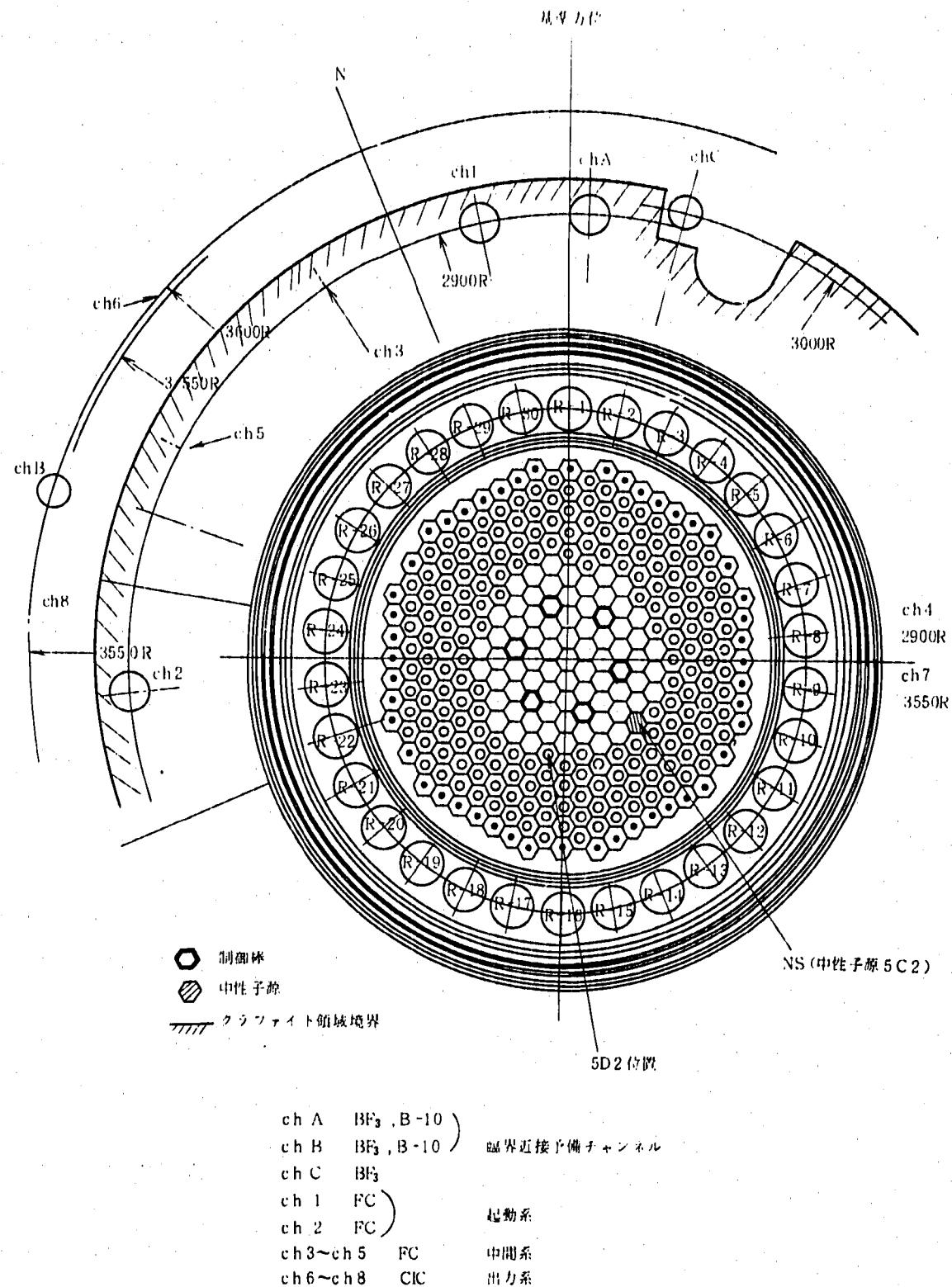
B 側の入口、出口温度は概ね 237°C / 236°C

冷却材流量は約 20 % であった。

中性子源 5C 2

(b) 計測

中性子検出系は、ch. 1, ch. 2 は核分裂計数 (U-235) であり、ch. A は B-10 カウンター、ch. B は BF 3 カウンターである。ch. A, B は臨界近接用予備チャンネルである。



第 5.3-1(1)図 (1)中性子計測チャンネル配置図 (Horizontal Cross Section) および燃料配置図

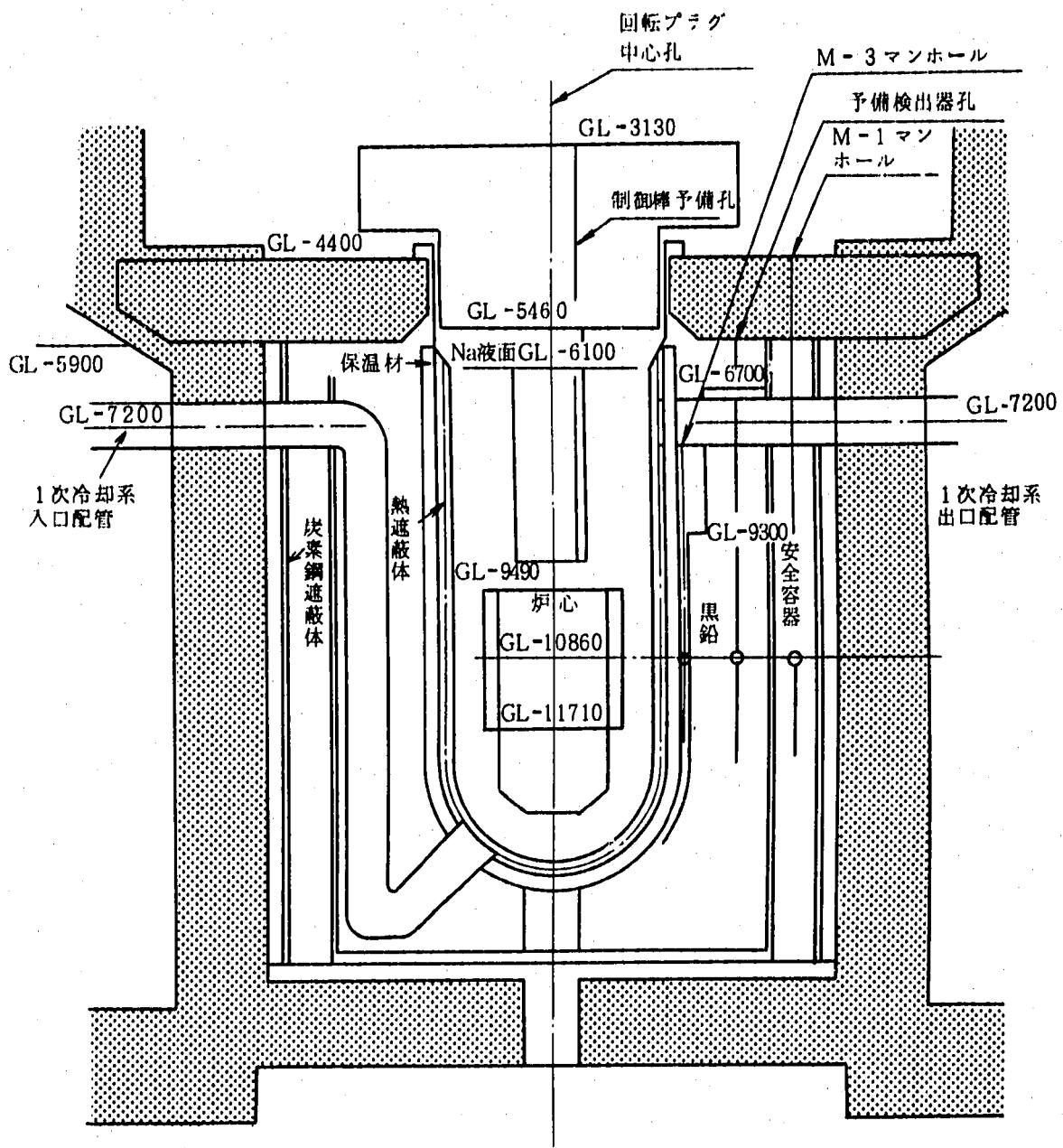


図 5.3 - 1(2) 原子炉容器配置図 (Vertical Cross Sections)

6. 試験結果

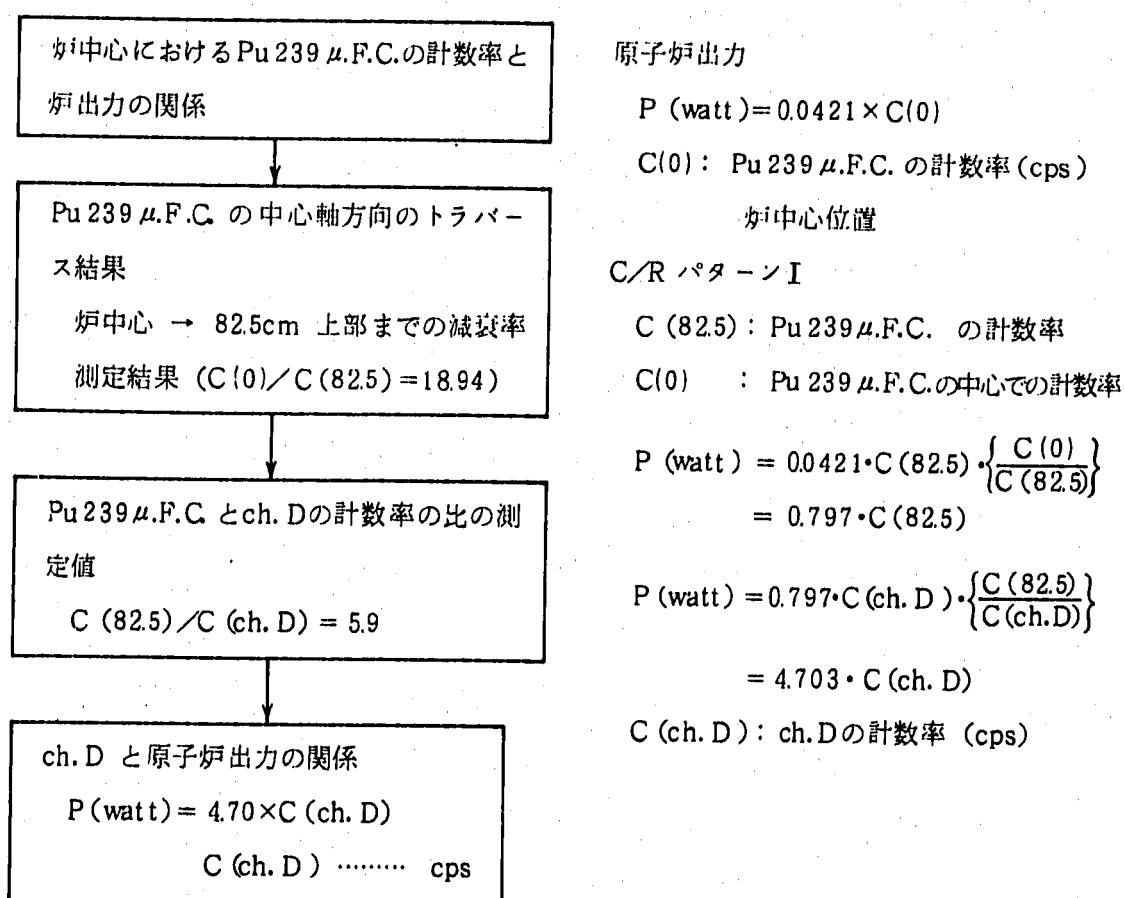
6.1 核出力較正試験の結果

核出力較正試験は、原子炉の出力範囲は 0.1kW～50kW が対象となった。

一連の試験で得られた $\mu\text{F.C.}$ の特性から、Pu 239 (No 1) のカウンターを炉中心に設置した場合には、上記の出力範囲では、パルスの“数え落し”が多くなり精度が悪くなるので、カウンターの位置を変化させた。広い出力範囲でパルスの“数え落し”が少ない位置として、炉中心レベルより 82.5cm 上部（検出器駆動装置の上限 1400 mm 位置）の軸ブランケット上端が選ばれた。

また、原子炉出力モニター用の核分裂計数管 ch. D の計数が問題としている出力範囲で“数え落し”的少なさが示されているので、最終的には $\mu\text{F.C.}$ の計数率と ch. D の計数率の関係を通して ch. D の計数率と炉出力の関係から炉出力の絶対値を決めた。

主な手順は次の通りである。



- (1) Pu 239 $\mu\text{F.C.}$ の炉中心との関係は、試験方法の節で示した結果は次の通りである。

$$P(\text{watt}) = 0.0421 \cdot C$$

C : Pu 239 (No 1) の炉中心における計数率 (cps)

- (2) 炉中心では μ .F.C の計数率が大きく、"数え落し" が大きくなるので炉心から離れた位置 ($Z = 82.5\text{cm}$) における計数率を用いる。後節に示す Pu 239 (No 1), (No 2) のカウンターの軸方向トラバース結果より、炉中心からの減衰率を求めた結果を用いる。制御棒パターン I のとき、Pu 239 (No 1) のカウンターの計数率と (ch. 1 オペフロ) の計数率の比は $(\mu\text{.F.C.}) / (\text{ch. 1}) = 3.093$ であった。一方、核出力較正時の $\mu\text{.F.C.}$ 位置では $(\mu\text{.F.C.}) / (\text{ch. 1}) = 0.1633$ であった。

[炉中心と Rod Pattern - I のピーク位置での計数率の差は、小さいことが中心軸上のトラバース結果から示される。]

$$C(Z = 82.5\text{cm} \text{ の計数率}) / C(\text{炉中心の計数率}) = 0.0528$$

- (3) 一方、原子炉出力モニター用特設チャンネル ch. D は、その位置が炉心から適当に離れているので、炉出力の広い範囲で "数え落し" が少ない。炉出力との関係を求めるために、 $Z = 82.5\text{cm}$ 位置の Pu 239 (No 1) $\mu\text{.F.C.}$ と ch. D の計数率を各出力レベルについて求める。このとき $\mu\text{.F.C.}$ の不感時間は前節に述べた通り $10\ \mu\text{sec}$ を用いて補正した。 $\mu\text{.F.C.}$ と ch. D の計数がそれぞれ $3 \times 10^3 \text{ cps} \sim 1.41 \times 10^4 \text{ cps}$ と $5 \times 10^3 \text{ cps} \sim 2.5 \times 10^4 \text{ cps}$ の範囲では $\mu\text{.F.C.} / \text{ch. D}$ の比率は次の通りである。

$$\mu\text{.F.C.} / \text{ch. D} = 5.9 \pm 0.1$$

- (4) 以上の結果から、"数え落し" の少ない ch. D の計数率の関係は次の通りとなった。

$$P(\text{watt}) = 4.70 \times C(\text{ch. D})$$

C(ch. D) : cps 単位の計数率

以上の結果より次のことが言える。

- (a) 原子炉出力 0.1 kW から 10 kW の範囲で、原子炉出力と起動系 ch. 1, ch. 2 の指示値は直線関係をもっている。

本試験中では ch. 1 で $1 \times 10^4 \text{ cps}$ は原子炉出力 1.4 kW に相当する。ch. 2 で $1 \times 10^4 \text{ cps}$ は 2.0 kW に相当する。

- (b) 起動系と中間出力系は、原子炉出力 1.4 kW の範囲でオーバーラップしており、中間出力系 (ch. 3～ch. 5) は 1 kW 以上で原子炉出力と直線性をもっていることが確認出来た。

- (c) 中央制御室の起動系の指示値 (ch. 1, ch. 2) と、カウンターからの信号を分岐したオペフロでのモニター指示値の間は 10% 程度の差があった。これは、カウンターからの信号に対する Discri level の設定点と信号処理のエレクトロニクス系の差 (不感時間等の差) に寄因するものと考えられる。

- (d) 核出力較正試験に対する不確かさは次の項目が考えられる。

(i) 較正に使用した Pu 239 $\mu\text{.F.C.}$ の実効塗付量の誤差 $\pm 3.7\%$ (較正試験結果)

(ii) Pu 239 $\mu\text{.F.C.}$ の計数率の統計誤差 (数え落しの補正誤差) : 計数率が $8 \times 10^3 \text{ cps}$ ま

で不感時間(τ)のノミナル値を $\tau = 10 \mu\text{sec}$ としたが、 $2 \times 10^8 \text{ cps}$ 以上では τ の計数率依存性がある。その大きさは、上記の範囲での値の $\pm 25\%$ 程度である。……… 不感時間の差が補正済計数率に与える不確かさ $\dots\dots\dots \pm 1\%$

計数が $8 \times 10^8 \text{ cps}$ より大きい場合は、 τ が更に大きくなり、系統的に補正量を小さくしている。その大きさは 10% 程度となる。

(iii) Pu239 $\mu\text{F.C}$ の設定誤差 …… カウンター中心部の推定誤差として $\pm 5 \text{ mm}$ と考える。炉心上部でのPu239のトラバース曲線から、 $\pm 5 \text{ mm}$ の位置の差による不確かさを推定する。……… $\pm 1\%$ 程度以内

(iv) ch.D の計数に伴う不確かさの要因としては、Pu239 $\mu\text{F.C}$ と ch.D の計数率の比を一定としている効果を考える。

$$\frac{[\text{Pu}239 \mu\text{F.C 計数率}]}{[\text{ch.D 計数率}]} = 5.9 \pm 0.1$$

この大きさによる誤差 $\dots\dots\dots \pm 1.7\%$

(v) 炉中心の計算値の不確かさ …… 2次元RZ拡散計算をベースに決めたが、計算に用いた一核分裂当たりのエネルギー発生の実効値の誤差、計算手法と定数の誤差、通常の炉心燃料に対する計算値と測定に用いた案内管I型の存在による影響の不確かさ等 …… $\pm 5\%$

(vi) 炉中心位置と核出力較正のときPu239 $\mu\text{F.C}$ を設定した位置までの減衰測定の誤差 (Pu239 No 1, No 2 の相対分布の平均値からの差とする。) $\dots\dots\dots \pm 5\%$ 程度

(vii) 起動系 ch. 1, ch. 2 と原子炉出力の関係を直線で近似するときに生ずる不確かさ $\dots\dots\dots \pm 5\%$ 程度

(viii) 計算による誤差とそれ以外の誤差に分け、[(i)~(iv), (vi), (vii)] は独立とする。

計算値の不確かさ(V) $\pm 5\%$

それ以外 " $\pm 8.3\%$

合計の不確かさ $\pm 13.3\%$

6.2 軸方向の核分裂分布の測定結果

中心に設置された特殊燃料集合体の案内管I型の中を5種類の $\mu\text{F.C}$ で測定した。各検出器を中性子検出器駆動装置に取りつけ、駆動装置の指示値で $0 \sim 1400 \text{ mm}$ の範囲をスキャンした。 1400 mm 以上の範囲については手動引抜方式で測定を行なった。ここでは $0 \sim 1400 \text{ mm}$ の範囲についてのみ記述し、その他の炉心から遠くはなれた部分は、“炉体まわり遮蔽特性(ST-21)”の報告書で述べる。また、出力分布については Foil による結果と併せて最終結果とし、別途報告される。

表 6.1-1 核出力較正試験データ

 μ .F.C 種類 Pu239(No.1) C/R Pattern-I μ .F.C 軸方向位置 1400mm

出力レベル 出力レベル 番号(cps)	較正出力 (kW, ch.D による結果) (cps)	μ .F.C 計数率 (cps) (Dead Time 補正後)	μ .F.C/ ch.D	起動系			中間出力系	
				ch.1 (cps) 上段 中制御器 下段 オペフローモニター	ch.2 (cps) 上段 中制御器 下段 オペフローモニター	ch.3 (cps)	ch.4 (%)	ch.5 (%)
① 2.5×10^6	4.846	5.28×10^4	1.03×10^4	5.13	2.5×10^5	2.5×10^5	8.7×10^{-2}	8.5×10^{-2}
② 1.5×10^6	2.511	3.03×10^4	5.34×10^3	5.67	1.5×10^6	1.2×10^6	4.4×10^{-2}	4.2×10^{-2}
③ 8.0×10^4	1.14	1.41×10^4	2.43×10^3	5.80	1.89×10^5	1.59×10^5	2.0×10^{-2}	1.9×10^{-2}
④ 5.0×10^4	7.15	8.96×10^3	1.52×10^3	5.89	8.61×10^4	6.83×10^4	1.3×10^{-2}	1.2×10^{-2}
⑤ 4.0×10^4	5.55	6.90×10^3	1.18×10^3	5.85	4.22×10^4	3.27×10^4	9.2×10^{-3}	9.0×10^{-3}
⑥ 2.5×10^4	3.59	4.48×10^3	7.61×10^2	5.89	2.5×10^4	1.5×10^4	6.2×10^{-3}	6.0×10^{-3}
⑦ 1.5×10^4	2.27	2.84×10^3	4.82×10^2	5.89	2.75×10^4	2.12×10^4	3.9×10^{-3}	3.4×10^{-3}
⑧ $\times 10^3$	1.20	1.49×10^3	2.54×10^2	5.87	1.6×10^4	1.1×10^4	8×10^3	2.0×10^{-3}
⑨ $\times 10^3$	0.762	9.50×10^2	1.62×10^2	5.86	1.74×10^4	1.34×10^4	5.8×10^3	1.8×10^{-3}
⑩ $\times 10^3$	0.598	7.50×10^2	1.27×10^2	5.91	4×10^3	2.8×10^3	2.2×10^3	2.0×10^{-3}
⑪ $\times 10^3$	0.379	4.79×10^2	8.07×10^1	5.94	4.59×10^3	3.50×10^3	1.3×10^3	1.3×10^{-3}
⑫ $\times 10^3$	0.249	3.13×10^2	5.28×10^1	5.93	2.5×10^3	1.9×10^3	1.2×10^3	1.1×10^{-3}
⑬ $\times 10^2$	0.1129	1.67×10^2	2.75×10^1	6.07	1.5×10^3	1.1×10^3	8.2×10^2	8.5×10^{-4}

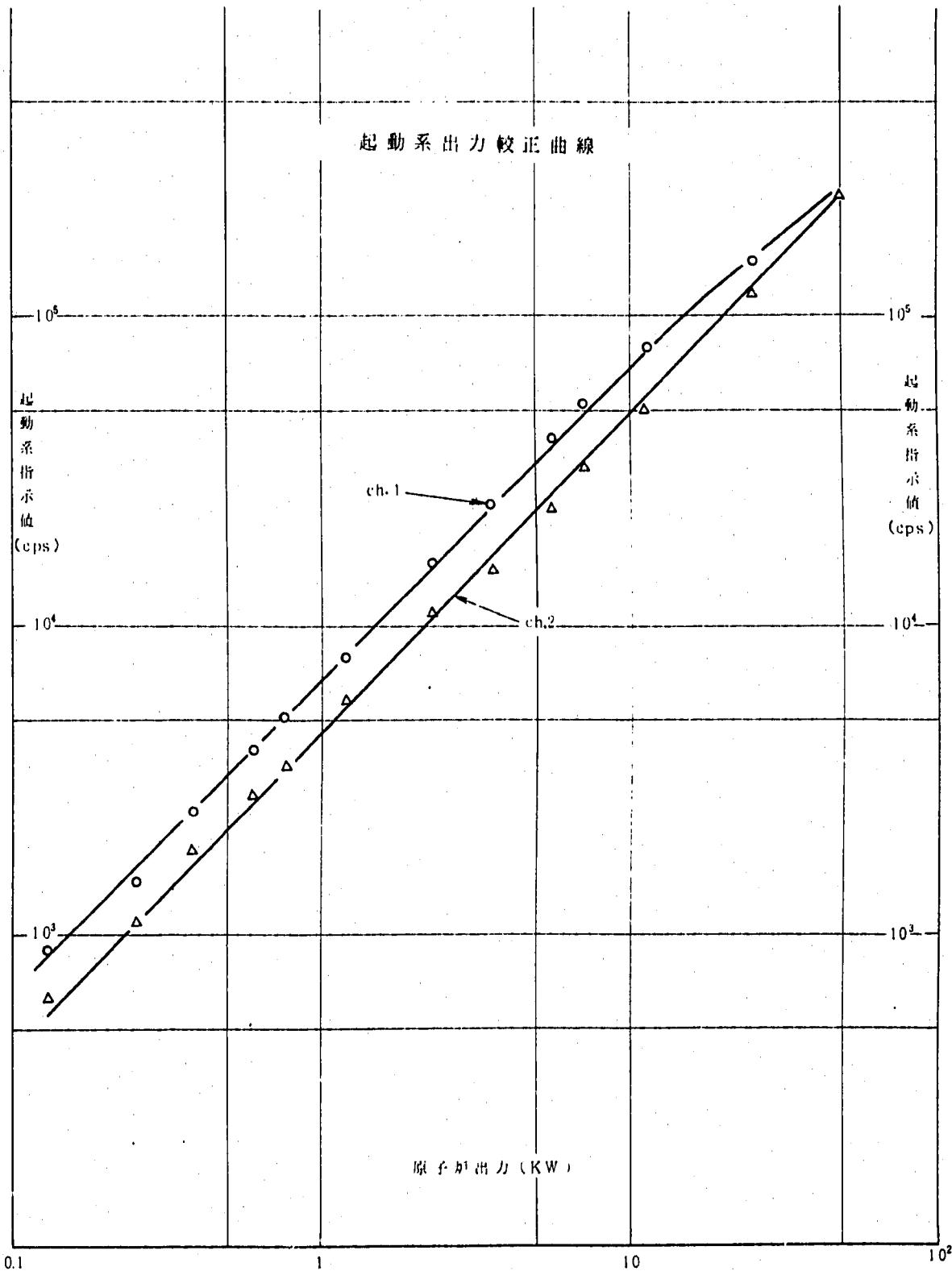


図 6.1-1 起動系出力較正曲線

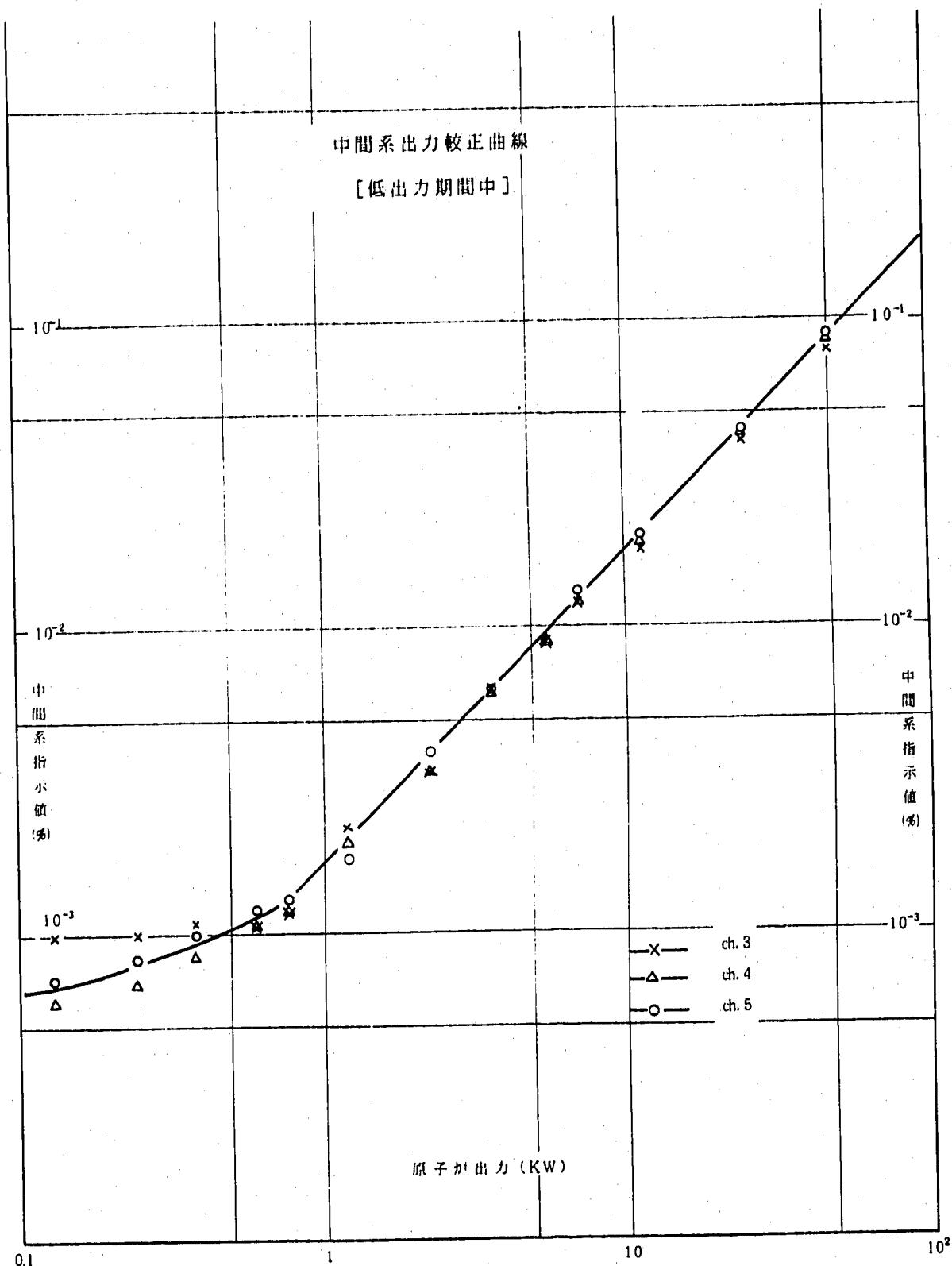


図 6.1-2 中間系出力較正曲線

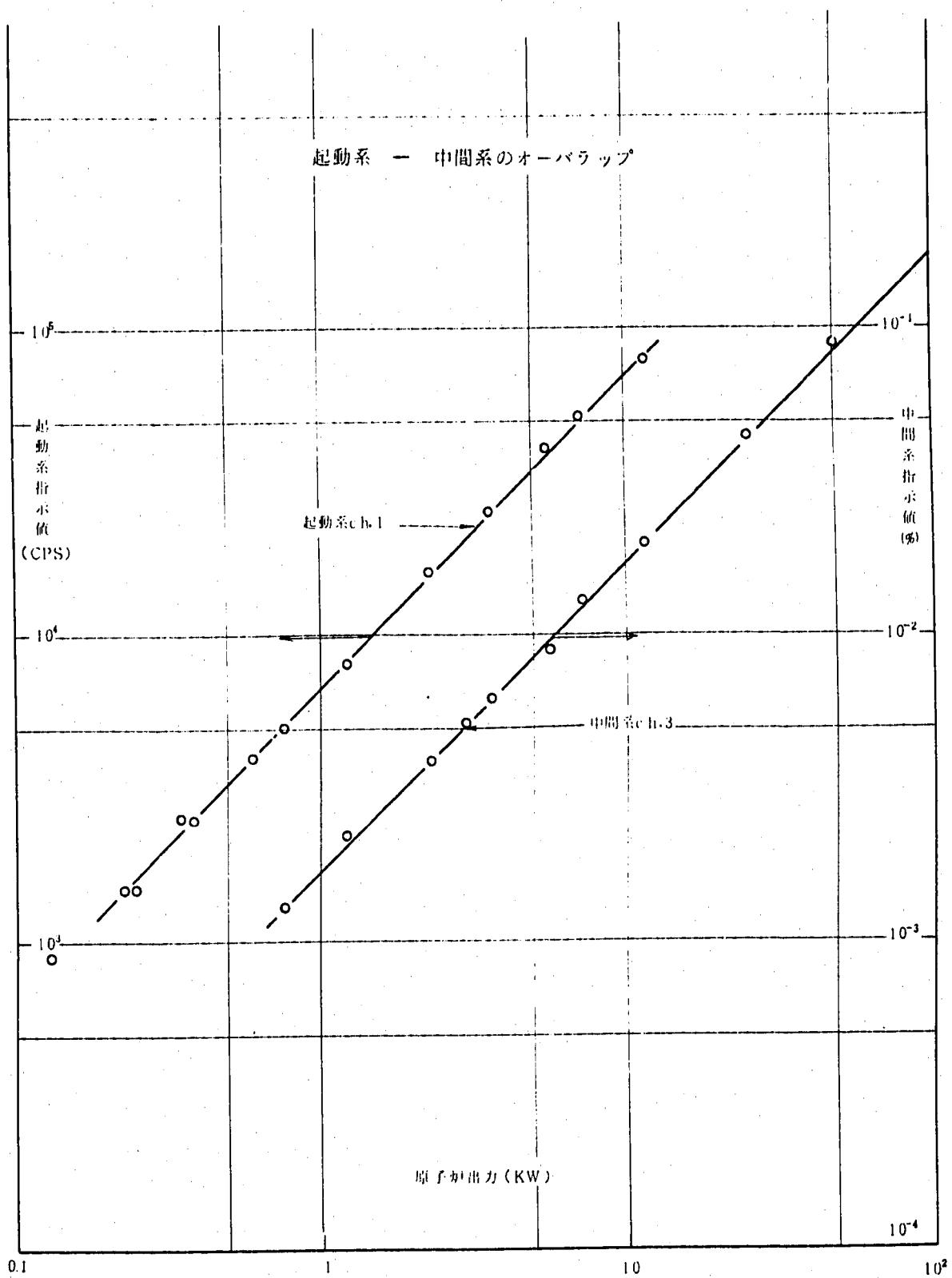


図 6.1-3 起動系 - 中間系のオーバーラップ

測定は前節で述べた通り、 $\mu\text{F.C}$ からの信号と、起動系ch.1の信号を測定用のエレクトロニクス系に分岐して、オペフロで出力モニターをした。データは、 $[\mu\text{F.C} \text{の計数率}] / [\text{ch.1 (オペフロ) の計数率}]$ の比で整理されている。

炉心状態のうち、制御棒パターンは代表的な二つのパターンをとった。本試験時の代表的臨界パターン（引抜位置）は下記の通りであった。（Na 温度平均 250°C）

1977年 6/18	RR1: 350 mm	RR2: 376.4 mm			
6/18	RR1: 662.7 mm	RR2: 0.2 mm	NS-in	$5 \times 10^8 \text{ cps}$	
6/18	RR1: 682.5 mm	RR2: 0.5 mm	NS-out	$5 \times 10^8 \text{ cps}$	
6/19	RR1: 350 mm	RR2: 381.2 mm		$5 \times 10^4 \text{ cps}$	RR2: 370.1 mm $5 \times 10^8 \text{ cps}$
6/19	RR1: 701.6 mm	RR2: 14.2 mm		$5 \times 10^8 \text{ cps}$	RR2: 28.9 mm
6/20	RR1: 350 mm	RR2: 371.1 mm			$15 \times 10^8 \text{ cps}$
6/22	RR1: 350 mm	RR2: 385.5 mm			
6/22	RR1: 701.7 mm	RR2: 45 mm			
6/23	RR1: 350 mm	RR2: 387.6 mm			

制御パターンIはRR1が350mm引抜でRR2が380mm引抜付近の状態であり、制御棒パターンIIはRR1がほぼ全引抜でRR2がほぼ全挿入の場合である。

中性子源が炉内に存在（本試験時は5C2）する場合は $1 \times 10^4 \text{ cps}$ 以上の計数率の状態で臨界であるが、中性子感度の大きい $\mu\text{F.C}$ については、炉心内での数え落しを少なくするために、原子炉出力をさらに小さく $1.5 \times 10^8 \text{ cps}$ のレベルでも行なった。その場合には、中性子源の効果を小さくするために中性子源引抜装置を用いて γ 線源部のみを約60cm引抜いた。

$\text{U}^{235}, \text{Pu}^{239}, \text{U}^{238}, \text{Pu}^{240}, \text{Th}^{232}$ の各検出器に対して軸方向の相対分布を求めた結果を表6.2-1～表6.2-7に示し、対応する図を図6.2-2～図6.2-8に示した。

U^{238} と Pu^{240} の $\mu\text{F.C}$ の測定値には不純物として混入している $\text{U}^{235}, \text{Pu}^{239}$ (Pu^{241})の影響が含まれているので、後述するように測定結果をもとに不純物補正を行なった。

軸方向スキャン時は5cmずつ検出器をづらせていった。この時の結果からは、検出器駆動装置の指示値で550mmのときがピーク値を示した。各ケースのピーク位置における $(\mu\text{F.C}) / (\text{ch.1 オペフロ})$ 値は次の通りであった。

$[(\mu\text{F.C}) / (\mu\text{g})] / (\text{ch.1 オペフロ})$ の測定値

C/Rパターン 核種	C/R パターンI	C/R パターンII	備考
$(\text{U}^{235}(\mu\text{FC}) / \mu\text{g}) / (\text{ch.1})$	0.0229 ^(*)		μg : 各カウンターの塗付量 (μg) (ch.1: オペフロのモニター)
$(\text{U}^{238}(\mu\text{FC}) / \mu\text{g}) / (\text{ch.1})$	0.00114	0.00110	
$(\text{Pu}^{239}(\mu\text{FC}) / \mu\text{g}) / (\text{ch.1})$	0.0243 ^(*)	0.0233	(*)カウンターNo1とNo2の平均値
$(\text{Pu}^{240}(\mu\text{FC}) / \mu\text{g}) / (\text{ch.1})$	0.00290		$Z = 550 \text{ mm}$ 位置の測定値 (炉中心レベルより2.5cm下方)
$(\text{Th}^{232}(\mu\text{FC}) / \mu\text{g}) / (\text{ch.1})$	0.000292		

中心の反応率の絶対値を求めるために、出力モニター用の（ch.1 オペフロ）と原子炉出力の関係を調べる必要がある。その結果は、図 6.2-1 に原子炉出力と試験時の出力モニターの関係を示す。

原子炉出力と [ch.1 オペフロ] の関係は、出力 1 kW のとき 7.6×10^8 cps である。この関係は、原子炉出力 10 kW のときにも (ch.1 オペフロ) は 7.6×10^9 cps であり、成立している。

以上の結果から求めた測定結果を Fission/ (kW·sec·g) 表示にした結果を表 6.2-8 に示す。同表には、炉中心における計算結果も示す。〔計算結果については、添付資料にその概要を示した。〕尚、炉中心における測定値としては、中性子検出器駆動装置の指示値として Z = 550 mm (炉中心から 2.5 cm 下方と推定されている) 位置の結果を示したが、計算結果では、中心位置の補正は 1 % 以下であることが示されており、補正量は非常に小さいことがわかる。

炉中心軸のピーキング係数を測定結果をもとに求めた結果を表 6.2-10 に示した。

中心軸上の分布を計算値と比較した結果は、核出力校正のための計算の妥当性を裏づけるものである。

U238, Pu240 μ.F.C の不純物補正

U238, Pu240 の μ.F.C は、高エネルギーの中性子に対する検出器として用いられた。一方、これらの有感物質中には不純物として U235, Pu239, Pu241 等が含まれている。これらの不純物はエネルギーの低い中性子に対しては非常に大きい核分裂断面積をもっているので、「常陽」炉心においても、中性子スペクトルが軟化するブランケット部では、その影響が無視出来なくなる。そこで各 μ.F.C の計数の実測値と、各カウンター中の不純物量をもとに補正を行なった。

(1) U238, μ.F.C 計数値に対する補正

U238 μ.F.C 中の不純物は U235 がある。不純物の量は、検出器の仕様値と、較正試験結果 (東京原子力産業研究所 (TAIC) : 添付資料参照) でそれぞれ次の値が示されている。

検出器仕様値 $U235/U238 = 0.036\%$

較正試験結果 [TAIC] $= 0.026\%$

両者で約 30 % の差があるが、較正試験結果をもとにすることとする。

U235 μ.F.C の中心軸上の計数はすべて U235 (n, f) によるものとして、測定結果をベースとして次式に従って補正を行なう。

$$(U238 \text{ の反応率}) = [U238 \mu.F.C \text{ の測定値}] - \alpha [U235 \mu.F.C \text{ の測定値}]$$

ここで、 $\alpha = 0.0064$ である。

これは、較正試験結果より各有感物質の原子数が U238 (No. 2) で 1.98×10^{18} 個、U235 (No. 2) 8.00 × 10¹⁶ 個であることと上記不純物量から求められる [$1.98 \times 10^{18} \times 0.00026 / 8.00 \times 10^{16} = 0.0064$]。

また、測定値は ($\mu.F.C / ch.1$) の値である。

制御棒パターン I に対しては、U238, U235 の μ.F.C とも測定値があるので、対応する値を

使用した。U238 の制御パターンⅡに対しては、U235μ.F.CがパターンⅡの状態で測定されていないので、パターンⅠのとき各位臓における比率を用いて補正とした。

補正については、U238μ.F.C中のU235 の含有率が仕様値と測定値に差があるので、その分は不確かさとなる。

ガル心・ブランケット位置での代表点における補正量は、ほぼ次の通りとなった。

$$\text{ガル中心付近} \left[\frac{\text{補正後の } \mu\text{F.C}/\text{ch. 1 の値}}{\text{補正前の } \mu\text{F.C}/\text{ch. 1 の値}} \right] = 0.991 \quad (1\% \text{ 以下})$$

$$\text{ガル心・ブランケット境界(外心側)} \quad " \quad = 0.989 \quad (\sim 1\%)$$

$$" \quad \text{(ブランケット側)} \quad " \quad = 0.981 \quad (\sim 2\%)$$

$$\text{ブランケット上端付近} \quad " \quad = 0.86 \sim 0.83 \quad (\sim 15\%)$$

即ち、ガル心部では1%程度の補正量となり、ブランケット中ではだいに大きくなり、ブランケット上端付近で14~17%に達する。表6.2-2, 6.2-3, 図6.2-3, 6.2-4には補正後のデータを示した。

(2) Pu 240μ.F.Cの不純物補正

Pu 240μ.F.C 中には不純物としてPu 239, Pu 241 の寄与が大きい。不純物のカタログ値は、Pu 239, 0.257%, Pu 241 0.301%, Pu 242 0.163%である。一方、熱中性子炉で行なった較正試験結果によると不純物の実効塗付量の割合は0.162%であった。この値は、仕様値の不純物構成比を用いて、不純物の実効核分裂断面積を求めた結果である。測定された不純物の実効断面積は653 barnsと報告されており、これはPu 239の熱中性子断面積(651 barn)と非常に近い値である。したがって、Pu 240のμ.F.Cの測定値の補正是、Pu 239のμ.F.Cの測定結果と測定された不純物割合0.162%を用いて行なった。表6.2-6, 図6.2-7には、不純物補正後の結果を示した。

中心の反応率の不確かさの推定

中心軸上の核分裂分布の相対値についての主な不確かさは次のものである。

(a) $\mu\text{F.C}$ の計数率のもつ誤差 計数の統計誤差、数え落し補正の誤差

(b) 出力モニター用の [ch. 1 オペフロ] の計数率のもつ誤差

(c) 中性子検出器駆動装置の指示値の検出器の炉内位置のずれ

(d) 隣界パターンにおけるRR-1の位置のずれ

反応率の絶対値を求める場合には、上記の他に、次のものが加わる。

(e) $\mu\text{F.C}$ の有感物質の実効塗付量の誤差

(f) (ch. 1 オペフロ) の指示値と炉出力の関係に伴う誤差

各領域における各項目の不確かさは次の程度と推定した。

(a), (b)については代表的な計数率は $\sim 5 \times 10^3$ cps 程度であり、60秒計数であることを考えれば、不確かさは 1% 以下である。

(b) 検出器位置についての誤差は、U235, Pu239のカウンター No.1, No.2 の差から推定する。相対分布については、ガルバノ中心部では 1% 程度、ガルバノの端に近くなつて士 2% 程度と考える。反応率分布の傾きの大きいブランケット部では、若干大きくなり士 5% 程度と考えられる。(d)の制御棒臨界パターンのわずかな違いによる効果は小さいので(c)の項目の誤差内にはいふと考えられる。

したがつて、相対分布の誤差は ガルバノ中心部で 士 2.2%

ブランケット部で士 5% 程度と考えられる。

また、ガルバノにおける反応率の絶対値に関しては、(e)の有感物質の塗付量の誤差は、TAIC のカウンター較正試験の誤差をとる。

U235, Pu239, μ.F.C に対して 士 3.7%

U238, Pu240, Th232 μ.F.C に対して 士 22.4%

[ch.1 オペフロ] の指示値と原子炉出力の関係に換算する場合の不確かさは、核出力較正に対する値をとる。…… 士 13.3%

したがつて、ガルバノの核分裂数の値に対しては次の値を得る。

U235, Pu239 に対して : 計数の不確かさ	士 1 %
----------------------------	-------

検出器位置の不確かさ	士 1 %
------------	-------

有感物質の塗付量	士 3.7 %
----------	---------

出力較正の不確かさ	士 13.3 %
-----------	----------

合 計 (各項目を独立として)	士 14 %
-----------------	--------

U238, Pu240, Th232 に対して : 計数の不確かさ	士 1 %
-----------------------------------	-------

検出器位置の不確かさ	士 1 %
------------	-------

有感物質の塗付量	士 22.4 %
----------	----------

出力較正の不確かさ	士 13.3 %
-----------	----------

合 計 (各項目を独立として)	士 26 %
-----------------	--------

中心スペクトル・インデックスの不確かさは、出力較正の不確かさは含まない。二つの有感物質の塗付量の不確かさも考慮する。

F^{40} / F^{28} に対して	計数の不確かさ	$\{ \pm 1\%$
	検出器位置の不確かさ	$\{ \pm 1\%$
	U235 涂付量 "	$\{ \pm 3.7\%$
	Pu239 "	$\{ \pm 3.7\%$
	合 計	$\pm 5.6\%$
F^{28} / F^{26} に対して	計数の不確かさ	$\{ \pm 1\%$
	検出器位置の不確かさ	$\{ \pm 1\%$
	U235 涂布量 "	$\{ \pm 3.7\%$
	Pu238 " "	$\{ \pm 22.4\%$
	合 計	$\pm 23\%$

表 6.2-1 U235(n,f) 測定結果(1)
出力分布、中心軸上の相対分布

μ . F.C U235 Rod Pattern 1

検出器取扱装置位置指示値 (mm)	から中心から の距離 (mm)	軸方向分布測定値 (μ . F.C/ch. 1) 相対値			計算値 から中心からの 距離 (mm)	U235 (n,f) 相対値
		Counter No 1	Counter No 2	Average		
0	-575	0.284	0.271	0.278	-600	0.263
50	-525	0.350	0.334	0.342	-550	0.325
100	-475	0.420	0.406	0.413	-500	0.402
150	-425	0.505	0.484	0.495	-450	0.478
200	-375	0.581	0.561	0.571	-400	0.569
250	-325	0.649	0.634	0.642	-350	0.643
300	-275	0.718	0.699	0.709	-300	0.695
					-275	0.727
350	-225	0.809	0.788	0.799	-250	0.768
					-225	0.813
400	-175	0.892	0.873	0.883	-200	0.852
					-175	0.893
450	-125	0.953	0.940	0.947	-150	0.928
					-125	0.958
500	-75	0.987	0.987	0.987	-100	0.977
					-75	0.992
550	-25	(規格化点) 1.000	(規格化点) 1.000	(規格化点) 1.000	-550	1.000
					(規格化点)-25	1.000
600	25	0.982	0.985	0.984	(炉中心) 0	0.993
					25	0.979
650	75	0.941	0.946	0.944	50	0.959
					75	0.932
700	125	0.876	0.884	0.880	100	0.903
					125	0.866
750	175	0.789	0.801	0.795	150	0.824
					175	0.778
800	225	0.795	0.708	0.702	200	0.734
					225	0.684
850	275	0.603	0.611	0.607	250	0.634
					275	0.587
備 考	炉中心 $Z = 575$ mm	出力レベル 5×10^8 cps 5×10^4 cps NS-out 規格化点 μ . F.C/ch. 1 $= 0.4715$	出力レベル 5×10^8 cps NS-out 規格化点 μ . F.C/ch. 1 $= 0.7151$	規格化点 (μ . F.C/ μ g) $/ch. 1 = 0.0229$ μ g : 実効塗付量	2 dim RZ6G 拡散計算 (設計手法 NNS-5)	

(U235 Pat - I) のつづき

検出器駆動装置位置指示値 (mm)	炉心中心から の距離 (mm)	軸方向分布測定値 (μ , F.C./ch.1) 相対値			計算値 炉心からの距離 (mm)	U235(n,f) 相対値
		Counter No 1	Counter No 2	Average		
900	325	0.531	0.534	0.533	300	0.556
950	375	0.452	0.459	0.456	350	0.484
1000	425	0.373	0.381	0.377	400	0.400
1050	475	0.298	0.305	0.302	450	0.325
1100	525	0.231	0.237	0.234	500	0.255
1150	575	0.174	0.178	0.176	550	0.199
1200	625	0.129	0.132	0.131	600	0.147
1250	675	0.0952	0.0973	0.0963	650	0.108
1300	725	0.0793	0.0797	0.0795	700	0.0746
1350	775	0.0698	0.0691	0.0695	750	0.0572
1400	825	0.0602	0.0608	0.0605	800	0.0429

表 6.2-2 U238 (n, f) の測定結果(1)
出力分布、中心軸上の相対分布

μ . F.C U238 Rod Pattern - I
不純物補正後のデータ

検出器駆動装置位置指示値 (mm)	炉心中心から の距離 (mm)	軸方向分布測定値 (μ . F.C/ch. 1) 相対値			計算値 炉心からの距離 (mm)	U238 (n, f) 相対値
		Counter No.1	Counter No.2	Average		
0	-575	0.0203			-600	0.0144
50	-525	0.0313			-550	0.0247
100	-475	0.0574			-500	0.0424
150	-425	0.0994			-450	0.0746
200	-375	0.175			-400	0.131
250	-325	0.328			-350	0.235
300	-275	0.537			-300	0.426
					-275	0.546
350	-225	0.743			-250	0.645
					-225	0.728
400	-175	0.864			-200	0.799
					-175	0.856
450	-125	0.941			-150	0.903
					-125	0.941
500	-75	0.988			-100	0.969
					-75	0.988
550	-25	(規格化点) 1.000			-50	0.998
					-25	1.000
600	75	0.903			(炉心) 0	0.994
					25	0.981
650	25	0.981			50	0.960
					75	0.932
700	175	0.852			100	0.897
					125	0.856
750	125	0.763			150	0.809
					175	0.754
800	275	0.667			200	0.692
					225	0.623
850	225	0.436			250	0.545
					275	0.456
備考	炉心 Z = 575 mm	出力レベル 5×10^8 cps N.S-out 規格化点 μ . F.C/ch. 1 = 0.7690			2 dim RZ 6G 拡散計算 (設計手法 NNS-5)	

(U238 Pat-II) のつづき

検出器駆動装置 位置指示値 (mm)	か心中心から の距離 (mm)	軸方向分布測定値 (μ .E.C./ch. 1) 相対値			計算値 か心からの距離 (mm)	U238(n, f) 相対値
		Counter No1	Counter No2	Average		
900	325	0.230			300	0.351
950	375	0.125			350	0.191
1000	425	0.0705			400	0.106
1050	475	0.0402			450	0.0584
1100	525	0.0236			500	0.0329
1150	575	0.0140			550	0.0185
1200	625	0.0084			600	0.0105
1250	675	0.0050			650	0.00595
1300	725	0.0032			700	0.00335
1350	775	0.0022			750	0.00227
1400	825	0.0017			800	0.00154

表 6.2-3 U238 (n,f) の測定結果(2)
出力分布、中心軸上の相対分布

$\mu\text{.E.C}$ U238 Rod Pattern II
不純物補正後のデータ

検出器駆動装置位置指示値 (mm)	炉中心から の距離 (mm)	軸方向分布測定値 ($\mu\text{.E.C}/\text{ch.1}$) 相対値			計算値 炉中心からの距 離 (mm)	U238 (n,f) 相対値
		Counter No1	Counter No2	Average		
0	-575	0.0193			-600	
50	-525	0.0321			-550	
100	-475	0.0548			-500	
150	-425	0.0940			-450	
200	-375	0.167			-400	
250	-325	0.313			-350	
300	-275	0.562			-300	
					-275	
350	-225	0.723			-250	
					-225	
400	-175	0.834			-200	
					-175	
450	-125	0.920			-150	
					-125	
500	-75	0.973			-100	
					-75	
550	-25	(規格化点) 1.000			-50	
					-25	
600	25	0.984			(炉中心) 0	
					25	
650	75	0.950			50	
					75	
700	125	0.884			100	
					125	
750	175	0.787			150	
					175	
800	225	0.661			200	
					225	
850	275	0.472			250	
					275	
	炉中心 $Z=575\text{mm}$	出力レベル $5 \times 10^8 \text{cps}$ 規格化点 $\mu\text{.E.C}/\text{ch. 1}$ $=0.739_2$				

(U238 Pat-II) のつづき

検出器駆動装置位置指示値 (mm)	炉中心から の距離 (mm)	軸方向分布測定値 (μ .E.C./ch.1) 相対値			計算値 炉中心からの 距離 (mm)	U238 (n,f) 相対値
		Counter No1	Counter No2	Average		
900	325	0.241			300	
950	375	0.132			350	
1000	425	0.0734			400	
1050	475	0.0425			450	
1100	525	0.0247			500	
1150	575	0.0148			550	
1200	625	0.00906			600	
1250	675	0.00538			650	
1300	725	0.00340			700	
1350	775	0.00438			750	
1400	825	0.00173			800	

表 6.2-4 Pu 239 (n,f) の測定結果(1)
出力分布、中心軸上の相対分布

$\mu\text{.F.C}$		Pu 239		Rod Pattern I		
検出器駆動装置位置指示値 (mm)	炉心中心から の距離 (mm)	軸方向分布測定値 ($\mu\text{.F.C} / \text{ch.1}$) 相対値			計算値 炉心からの距 離 (mm)	Pu 239 (n,f) 相対値
0	-575	0.215	0.227	0.221	-600	0.235
50	-525	0.258	0.278	0.268	-550	0.276
100	-475	0.315	0.339	0.327	-500	0.343
150	-425	0.383	0.407	0.395	-450	0.402
200	-375	0.457	0.488	0.472	-400	0.487
250	-325	0.545	0.572	0.559	-350	0.560
300	-275	0.640	0.678	0.659	-300	0.629
					-275	0.680
350	-225	0.753	0.782	0.768	-250	0.735
					-225	0.789
400	-175	0.853	0.879	0.866	-200	0.836
					-175	0.881
450	-125	0.924	0.946	0.935	-150	0.920
					-125	0.951
500	-75	0.982	0.993	0.987	-100	0.974
		(規格化点) 1.000	(規格化点) 1.000	1.000	-75	0.990
550	-25				-50	0.999
					(規格化) -25	1.000
600	75	0.998	0.984	0.991	(炉中心) 0	0.994
					25	0.980
650	75	0.960	0.943	0.952	50	0.960
					75	0.933
700	125	0.897	0.873	0.885	100	0.901
					125	0.863
750	175	0.813	0.784	0.799	150	0.819
					175	0.772
800	225	0.718	0.681	0.699	200	0.722
					225	0.669
850	275	0.608	0.570	0.589	250	0.612
					275	0.556
備 考	炉中心 $Z=575\text{mm}$	出力レベル $5 \times 10^3 \text{cps}$ N.S-out 規格化点 $\mu\text{.F.C}/\text{ch.1}$ $=3.0927$	出力レベル $1.5 \times 10^3 \text{cps}$ N.S-out 規格化点 $\mu\text{.F.C}/\text{ch.1}$ $=2.2400$	規格化点 $(\mu\text{.F.C}) / (\mu\text{g})$ $/ \text{ch.1}$ $=0.0243$ (Na1) (Na2) の 平均値 (μg) : 実効値 付量	2 dim RZ6G 拡散計算 (設計手法 NNS-5)	

(Pu 239, Pat - I) のつづき

検出器取付位置 指示値 (mm)	カニ中心から の距離 (mm)	軸方向分布測定値 (μ .E.C/ch.1) 相対値			計算値 カニ中心からの距 離 (mm)	Pu239 (n,f) 相対値
		Counter No1	Counter No2	Average		
900	325	0.497	0.468	0.482	300	0.516
950	375	0.413	0.383	0.398	350	0.431
1000	425	0.330	0.306	0.318	400	0.345
1050	475	0.261	0.239	0.250	450	0.279
1100	525	0.203	0.183	0.193	500	0.216
1150	575	0.152	0.138	0.145	550	0.172
1200	625	0.114	0.102	0.108	600	0.127
1250	675	0.081	0.0765	0.083	650	0.0972
1300	725	0.067	0.0649	0.063	700	0.0679
1350	775	0.069	0.0584	0.067	750	0.0526
1400	825	0.059	0.0522	0.056	800	0.0396

表 6.2-5 Pu 239 (n, f) の測定結果(2)
出力分布、中心軸上の相対分布

μ . E.C. Pu 239 Rod Pattern - II

検出器駆動装置位置指示値 (mm)	炉心中心から の距離 (mm)	軸方向分布測定値 (μ . E.C./ch. 1) 相対値			計算値 が中心からの 距離 (mm)	Pu239(n, f) 相対値
		Counter No1	Counter No2	Average		
0	-575	0.205				
50	-525	0.241				
100	-475	0.300				
150	-425	0.365				
200	-375	0.436				
250	-325	0.520				
300	-275	0.616				
350	-225	0.722				
400	-175	0.824				
450	-125	0.904				
500	-75	0.973				
550	-25	(規格化点) 1.000				
600	25	1.007				
650	75	0.979				
700	125	0.931				
750	175	0.849				
800	225	0.749				
850	275	0.642				
900	325	0.536				
950	375	0.444				
1000	425	0.361				
1050	475	0.289				
1100	525	0.225				
1150	575	0.171				
1200	625	0.128				
1250	675	0.0967				
1300	725	0.0792				
1350	775	0.0693				
1400	825	0.0616				
	炉心 Z=575 mm	出力レベル 5×10^3 cps N. S-in 規格化点 μ . E.C./ch.1 =2.9372				

表 6.2-6 Pu 240 (n,f) の測定結果(1)
出力分布、中心軸上の相対分布

$\mu\text{-F.C}$ Pu 240		Rod Pattern - I			計算値 炉中心からの 距離 (mm)	Pu 240 (n,f) 相対値
検出器駆動裝 置位置指示値 (mm)	炉心中心か らの距離 (mm)	軸方向分布測定値 ($\mu\text{-F.C}/\text{ch.1}$) 相対値				
Counter No1	Counter No2	Average				
0	-575	0.0430			-600	0.0433
50	-525	0.0653			-550	0.0639
100	-475	0.100			-500	0.0938
150	-425	0.156			-450	0.140
200	-375	0.244			-400	0.207
250	-325	0.389			-350	0.316
300	-275	0.608			-300	0.582
					-275	0.479
350	-225	0.758			-250	0.663
					-225	0.737
400	-175	0.869			-200	0.805
					-175	0.859
450	-125	0.948			-150	0.904
					-125	0.940
500	-75	0.986			-100	0.969
					-75	0.988
550	-25	(規格化点) 1.000			-50	0.998
					-25	(規格化点) 1.000
600	25	0.990			(炉心) 0	0.994
					25	0.981
650	75	0.947			50	0.960
					75	0.933
700	125	0.883			100	0.897
					125	0.857
750	175	0.784			150	0.811
					175	0.758
800	225	0.657			200	0.696
					225	0.632
850	275	0.500			250	0.561
					275	0.484
備 考	炉心 Z=575mm	炉出力 (ch.1) 5×10^8 cps (N.S-out) 規格化点 $\mu\text{-F.C}/\text{ch.1}$ -1.927			2 dim RZ6G 拡散計算 (設計手法 NNS-5)	

(Pu 240 Pat--1) のつづき

検出器駆動装置 位置指示値 (mm)	対心中心か らの距離 (mm)	軸方向分布測定値 (μ , R C /ch, 1) 相対値			計算値 対心中心から の距離 (mm)	Pu240(n,f) 相対値
		Counter No1	Counter No2			
900	325	0.307			300	0.395
950	375	0.191			350	0.252
1000	425	0.121			400	0.164
1050	475	0.0771			450	0.106
1100	525	0.0498			500	0.0696
1150	575	0.0320			550	0.0453
1200	625	0.0193			600	0.0296
1250	675	0.0116			650	0.0190
1300	725	0.00757			700	0.0117
1350	775	0.00556			750	0.00865
1400	825	0.00413			800	0.00633
					850	0.00455

表 6.2-7 Th 232 (n,f) の測定結果(1)
出力分布、中心軸上の相対分布

μ , F.C Th 232		Rod Pattern - I				
検出器駆動装置位置指示値 (mm)	から中心から の距離 (mm)	軸方向分布測定値 (μ , F.C/ch. 1) 相対値			計算値 から中心から の距離 (mm)	Th. 232 (n,f) 相対値
		Counter No 1	Counter No 2	Average		
0	-575	0.0202			-600	0.0136
50	-525	0.0344			-550	0.0245
100	-475	0.0574			-500	0.0408
150	-425	0.0984			-450	0.0721
200	-375	0.175			-400	0.128
250	-325	0.337			-350	0.232
300	-275	0.591			-300	0.424
					-275	0.546
350	-225	0.754			-250	0.647
					-225	0.730
400	-175	0.866			-200	0.800
					-175	0.857
450	-125	0.940			-150	0.904
					-125	0.942
500	-75	0.987			-100	0.969
		(規格化点)			-75	0.988
550	-25	1.000			-50	0.998
					-25	(規格化) 1.000
600	25	0.984			(かか中心) 0	0.994
					25	0.981
650	75	0.936			50	0.960
					75	0.932
700	125	0.864			100	0.898
					125	0.857
750	175	0.761			150	0.809
					175	0.755
800	225	0.631			200	0.694
					225	0.625
850	275	0.447			250	0.546
					275	0.456
かか中心 $Z = 575\text{mm}$		(ch. 1) $3.5 \times 10^4 \text{ cps}$ (N.S-in) 規格化点 $\mu, F.C / ch. 1$ $= 0.1665$				2dim RZ6G 拡散計算 (設計手法 NNS-5)

(Th 232 Pat - I) のつづき

検出器駆動装置 位置指示値 (mm)	か中心から の距離 (mm)	軸方向分布測定値 (μ EC/ch.1) 相対値			計算値 か中心からの 距離 (mm)	Th.232(n,f) 相対値
		Counter No1	Counter No2	Average		
900	325	0.224			300	0.350
950	375	0.121			350	0.188
1000	425	0.0689			400	0.103
1050	475	0.0398			450	0.0567
1100	525	0.0231			500	0.0316
1150	575	0.0136			550	0.0177
1200	625	0.00799			600	0.0100
1250	675	0.00473			650	0.00564
1300	725	0.00307			700	0.00315
1350	775	0.00217			750	0.00212
1400	825	0.00160			800	0.00143
					850	0.00096

表 6.2-8 炉中心における核分裂数

核種	測定値	誤差	計算値	備考
U-235	1.67×10^8	± 14 %	1.70×10^8	単位 fission/sec. Kw/g * Rod Pattern-I
U-238	8.32×10^6	± 26 %	7.7×10^6	
Pu-239	1.78×10^8	± 14 %	1.78×10^8	
Pu-240	2.12×10^7	± 26 %	5.83×10^7	
Th-232	2.13×10^6	± 26 %	1.70×10^6	

表 6.2-9 炉中心におけるスペクトルインデックス
(カウンターによる結果)

核種	測定値	誤差	計算値	備考
F^{40}/F^{28}	1.06	± 5.6 %	1.05	Rod Pattern-I
F^{28}/F^{25}	0.0498	± 23 %	0.0433	

表 6.2-10 軸方向ピーキングファクタ

軸方向ピーキングファクタ	計算値	測定値	備考
$(PF)_z$	1.18 ₈	1.18 ₂	出力分担率 $Pu^{239}/U^{235}/U^{238} = 42/51/7$ を仮定
核種別ピーキングファクタ	計算値 (R, R $\frac{1}{2}$ 挿入)	測定値 (Rod, Patt, I)	備考
Pu-239 (n,f)	1.19 ₃	1.18 ₇	
U-235 (n,f)	1.17 ₆	1.17 ₂	
U-238 (n,f)	1.24 ₆	1.23 ₅	

計算は 6 群、2 次元 R Z 拡散による。

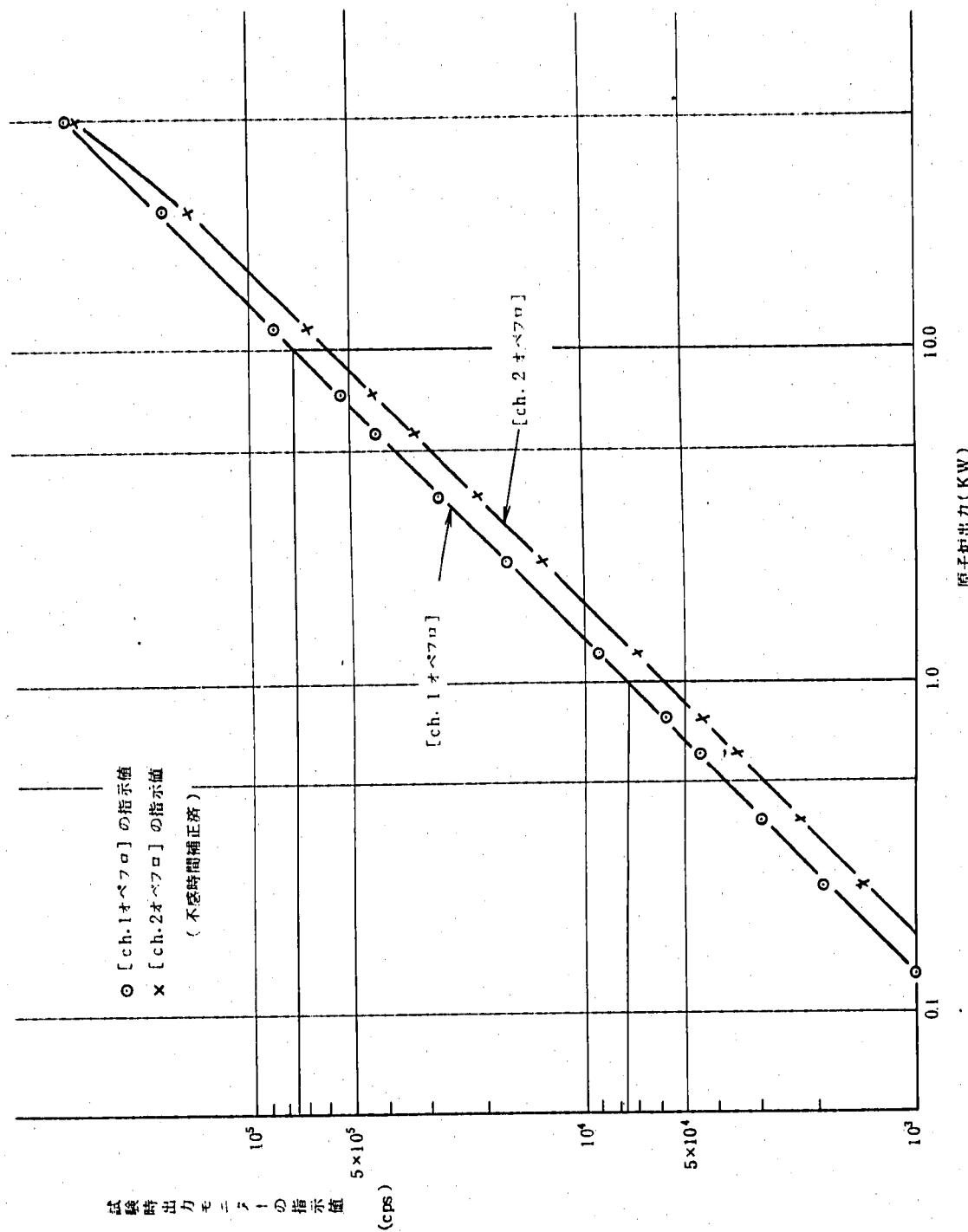
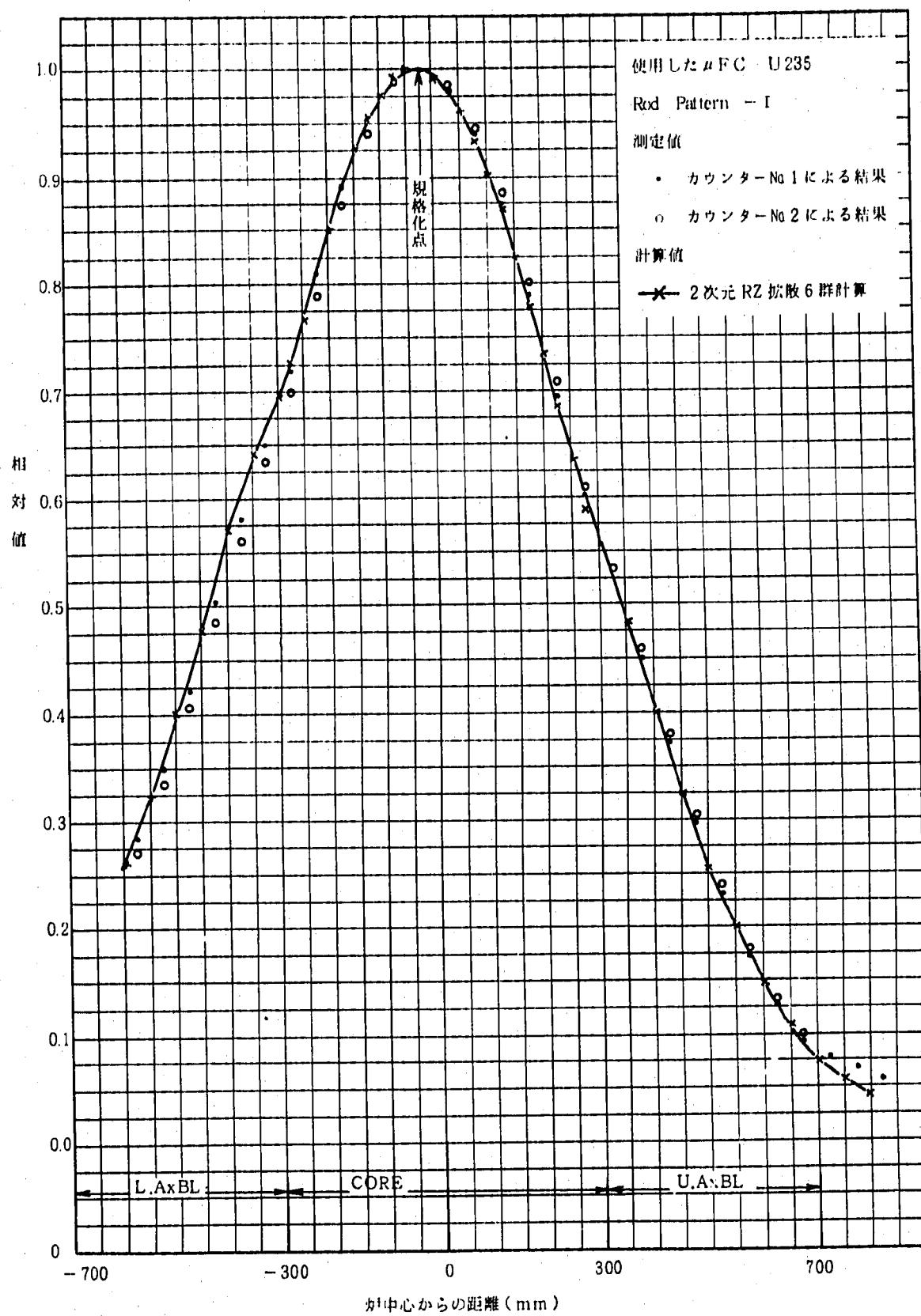


図 6.2-1 原子炉出力と試験時の出力モニター (ch 1オペフロ) の関係

図 6.2-2 U 235 (n, f) 反応相対分布

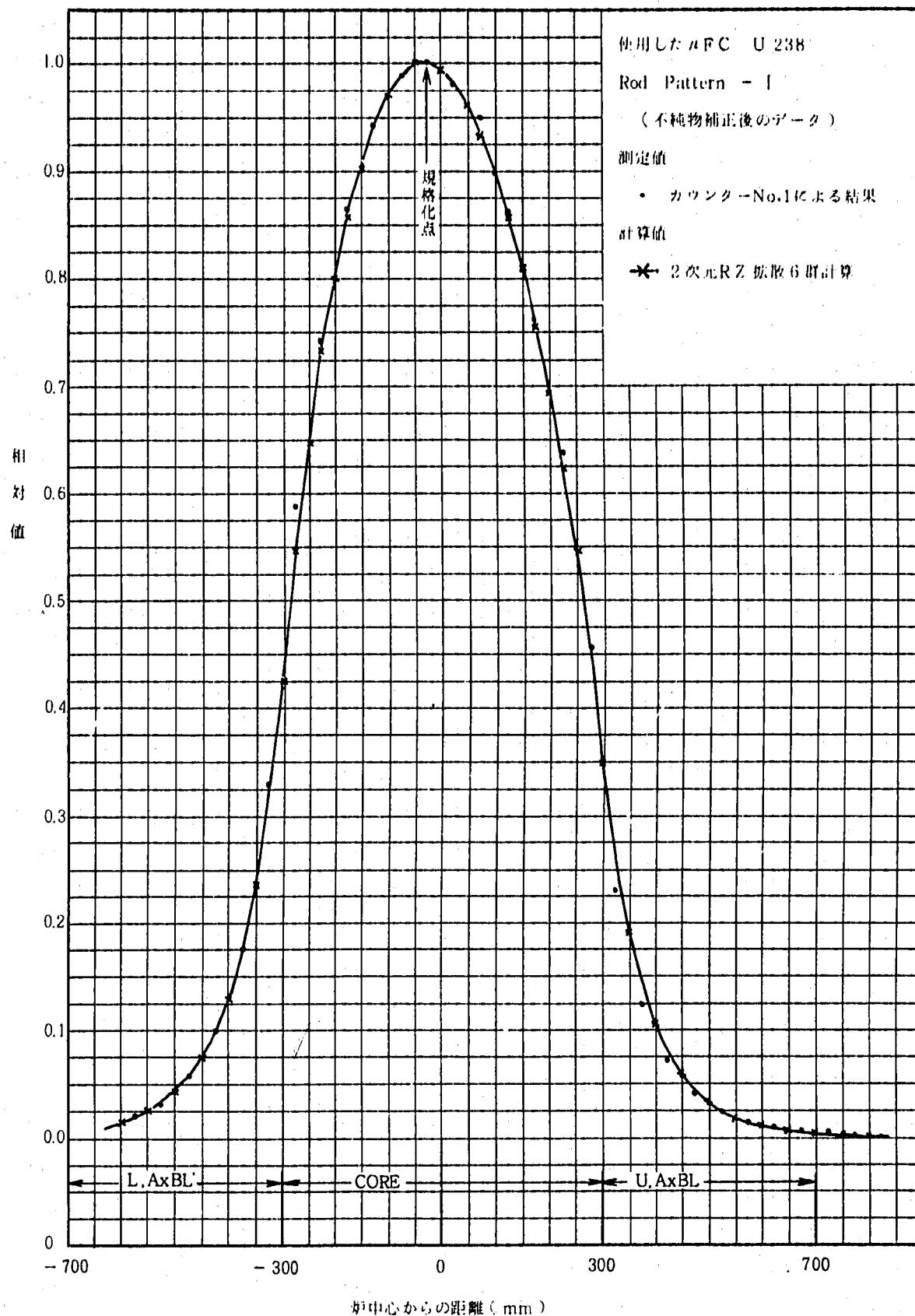


図 6.2-3 U238(n,f) 反応相対分布(1)

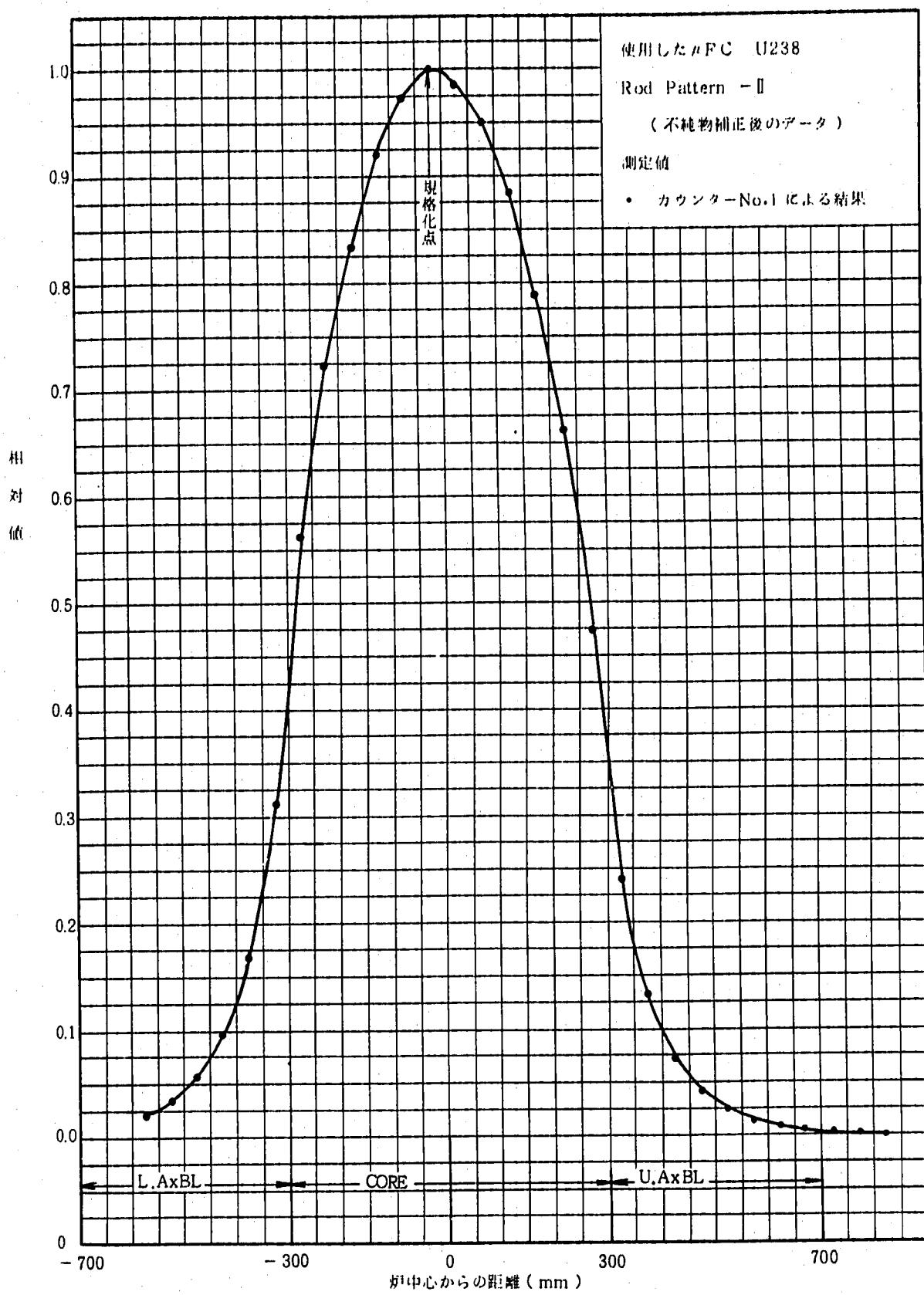
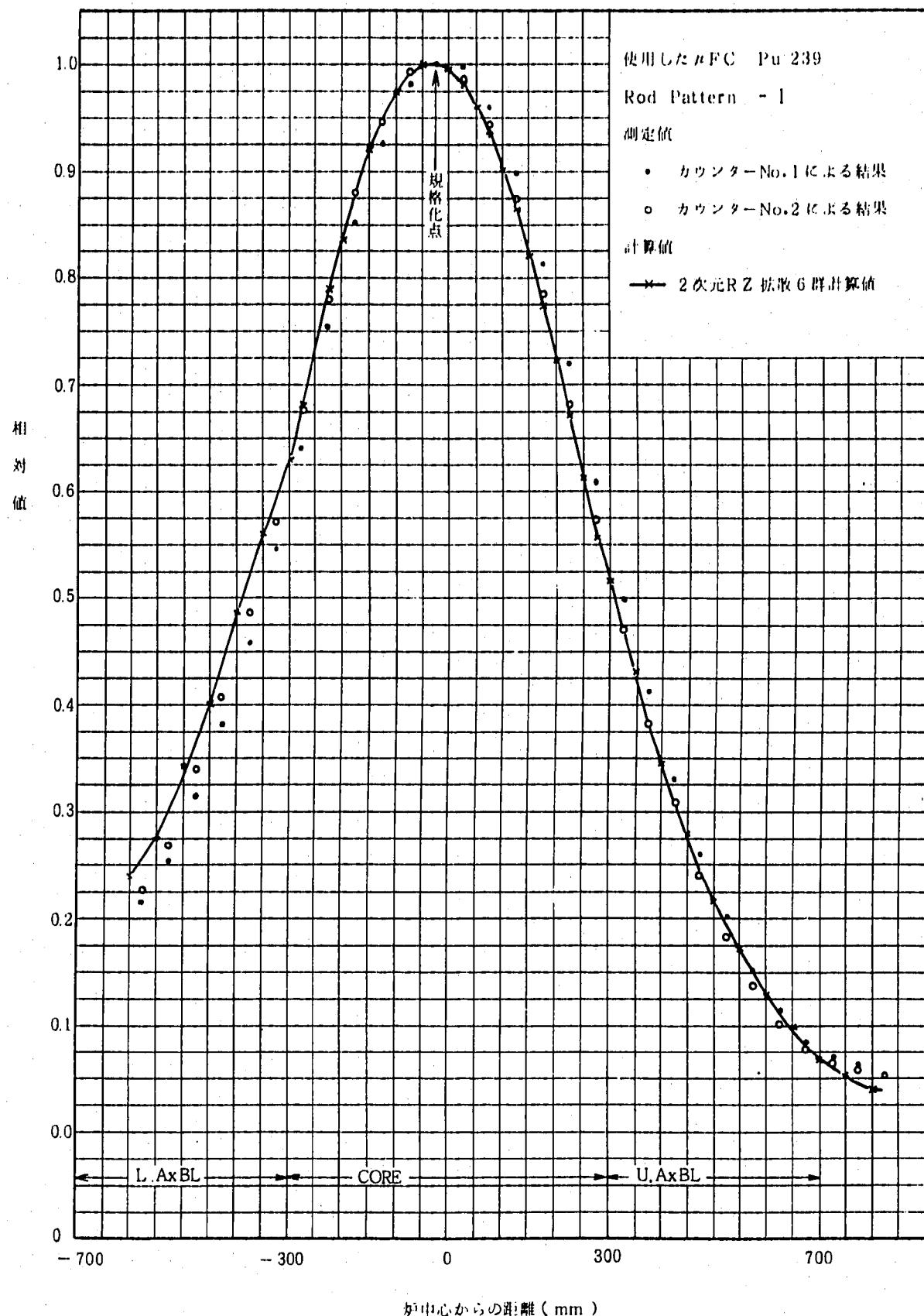


図 6.2-4 U238(n,f)反応相対分布(2)

図 6.2-5 Pu-239 (n,f) 反応相対分布(1)

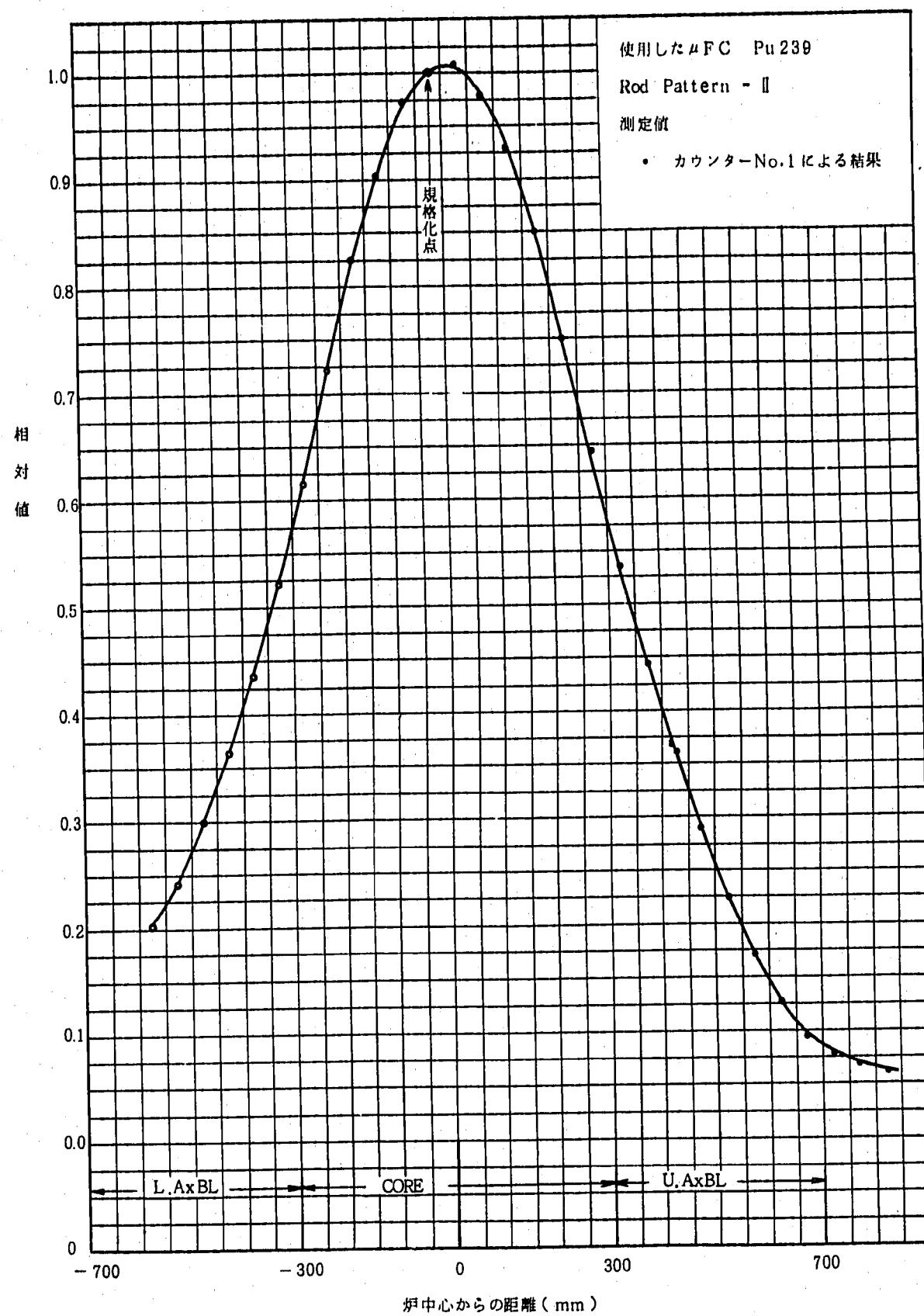


図 6.2-6 Pu 239(n, f) 反応相対分布(2)

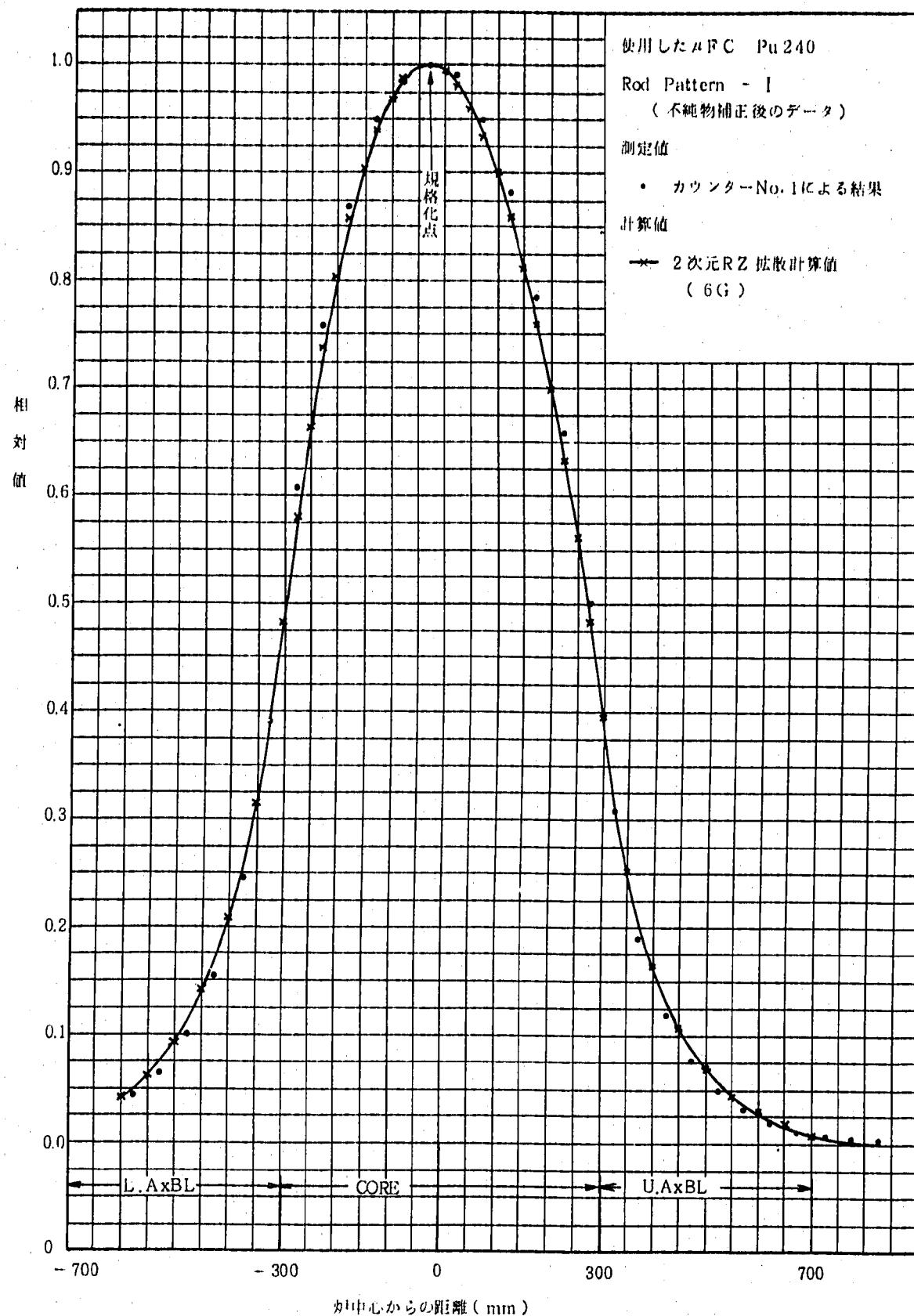


図 6.2-7 Pu 240 (n,f) 反応相対分布

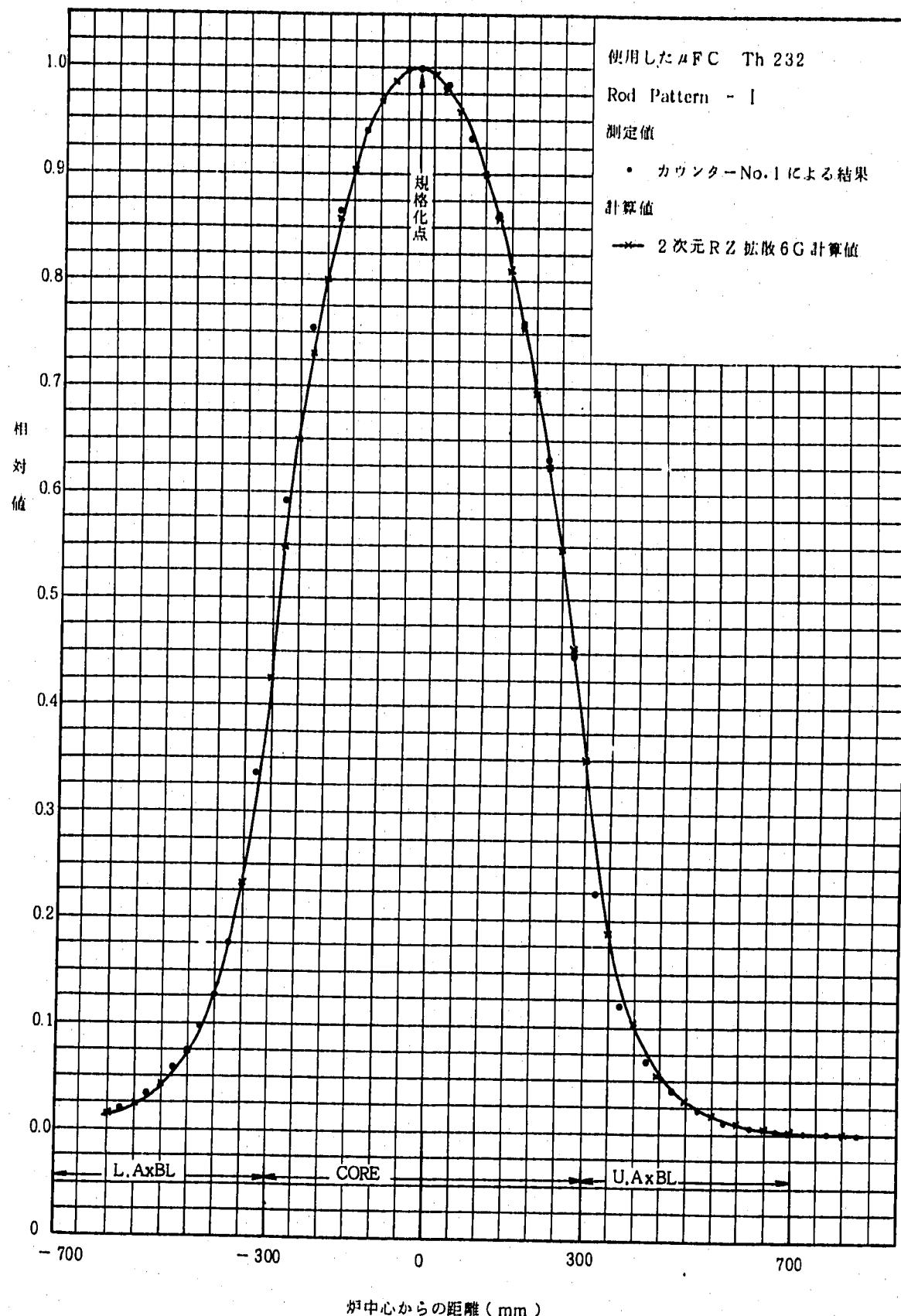


図 6.2-8 Th 232 (n,f) 反応相対分布

6.3 起動系計数率の一次冷却材温度依存性測定結果

炉容器内一次冷却材温度を $240^{\circ}\text{C} \rightarrow 191^{\circ}\text{C} \rightarrow 249^{\circ}\text{C}$ と変化させ、約 10°C 毎に臨界操作を行ない起動系 ch. 1, 2 および ch. D, μFC の計数を測定し、 μFC ($\text{Pu}-239$, Serial No. 1) で規格化した。

以下に得られた結果を示す。測定は、各温度で 100 sec 計測を 10 回行なった。

(1) 起動系 ch. 1, 2 および ch. D の一次冷却材温度依存性の算出方法

ch. 1, ch. 2, ch. D の計数率の規格化に用いた μFC の感度は、温度 ($191^{\circ}\text{C} \sim 240^{\circ}\text{C}$) により変化しないものとし、計数率比 R を定義する。〔ここで ch. 1, ch. 2, はいずれも試験用にオペフロでモニターした計数を意味する。〕

$$R(T) = n(T) / n_{\mu}(T)$$

T : 一次冷却材温度

$n(T)$: ch. 1, ch. 2, ch. D の温度 $T^{\circ}\text{C}$ での計数率

n_{μ} : 原子炉中心位置における温度 $T^{\circ}\text{C}$ での μFC の計数率

$R(T)$ の温度変化率 dR/dT を最小 2 乗法により算出し、ch. 1, ch. 2, ch. D の夫々の 250°C での計数率比で割ることにより 250°C での温度依存性 $f\%$ を求めた。

$$f\% = \frac{1}{R_c} \cdot \frac{dR}{dT} \times 100$$

R_c : 250°C での ch. 1, ch. 2, ch. D の計数率

表 6.3-1 μFC と ch. 1, ch. 2, ch. D の計数率比

μFC ($\text{Pu}-239$ Serial No. 1)
Rod Pattern 1

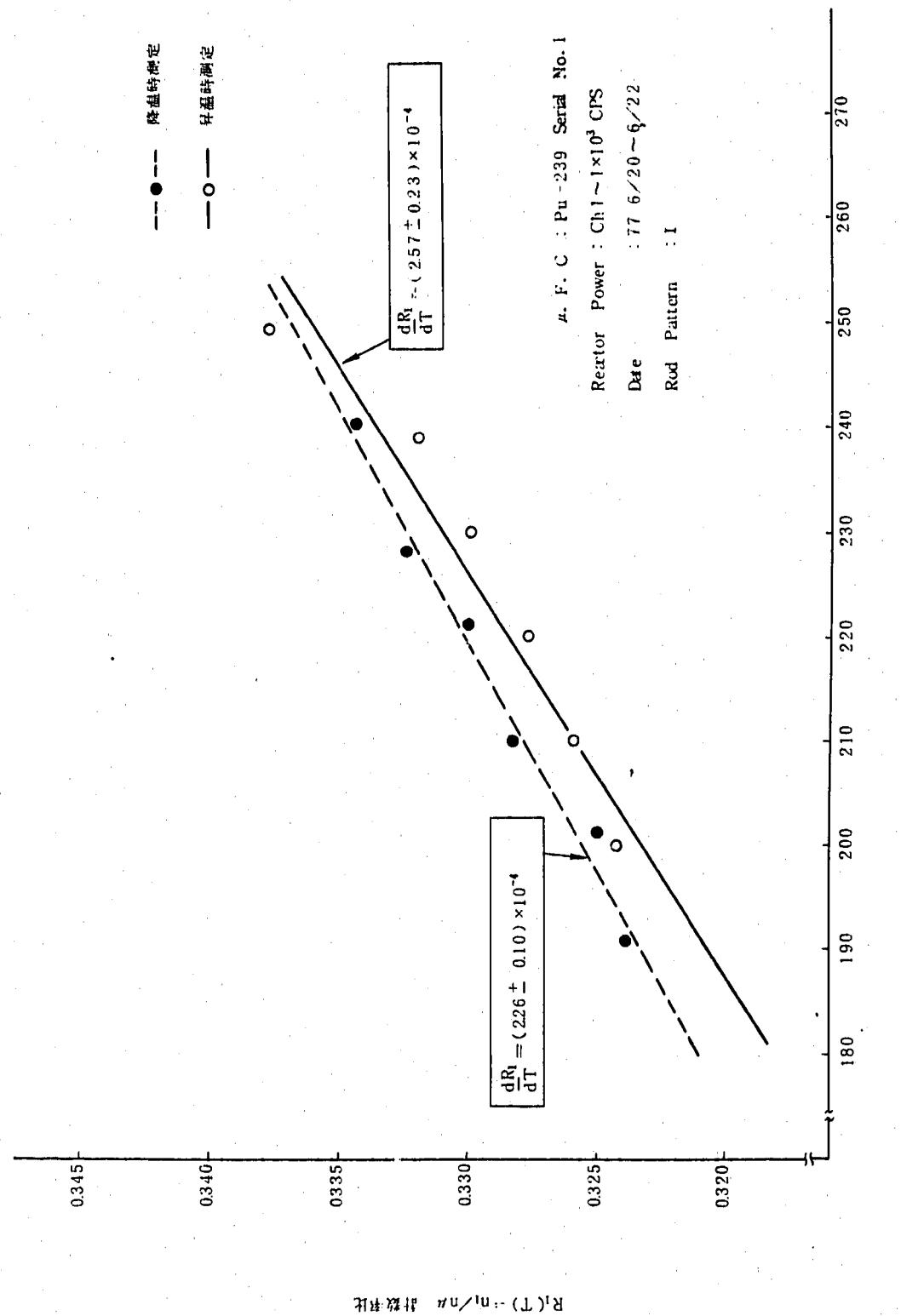
計数率比 冷却材 温度 $^{\circ}\text{C}$	n_1 / n_{μ}	n_2 / n_{μ}	n_D / n_{μ}	備考
240	0.3344	0.2551	9.274×10^{-3}	降温時測定
228	0.3324	0.2536	9.156×10^{-3}	
221	0.3299	0.2511	9.114×10^{-3}	
210	0.3282	0.2492	9.200×10^{-3}	
201	0.3249	0.2461	8.982×10^{-3}	
191	0.3239	0.2447	9.090×10^{-3}	
200	0.3242	0.2454	9.314×10^{-3}	昇温時測定
210	0.3259	0.2463	9.133×10^{-3}	
220	0.3276	0.2494	9.261×10^{-3}	
230	0.3299	0.2508	9.207×10^{-3}	
239	0.3320	0.2533	9.397×10^{-3}	
249	0.3377	0.2557	9.294×10^{-3}	

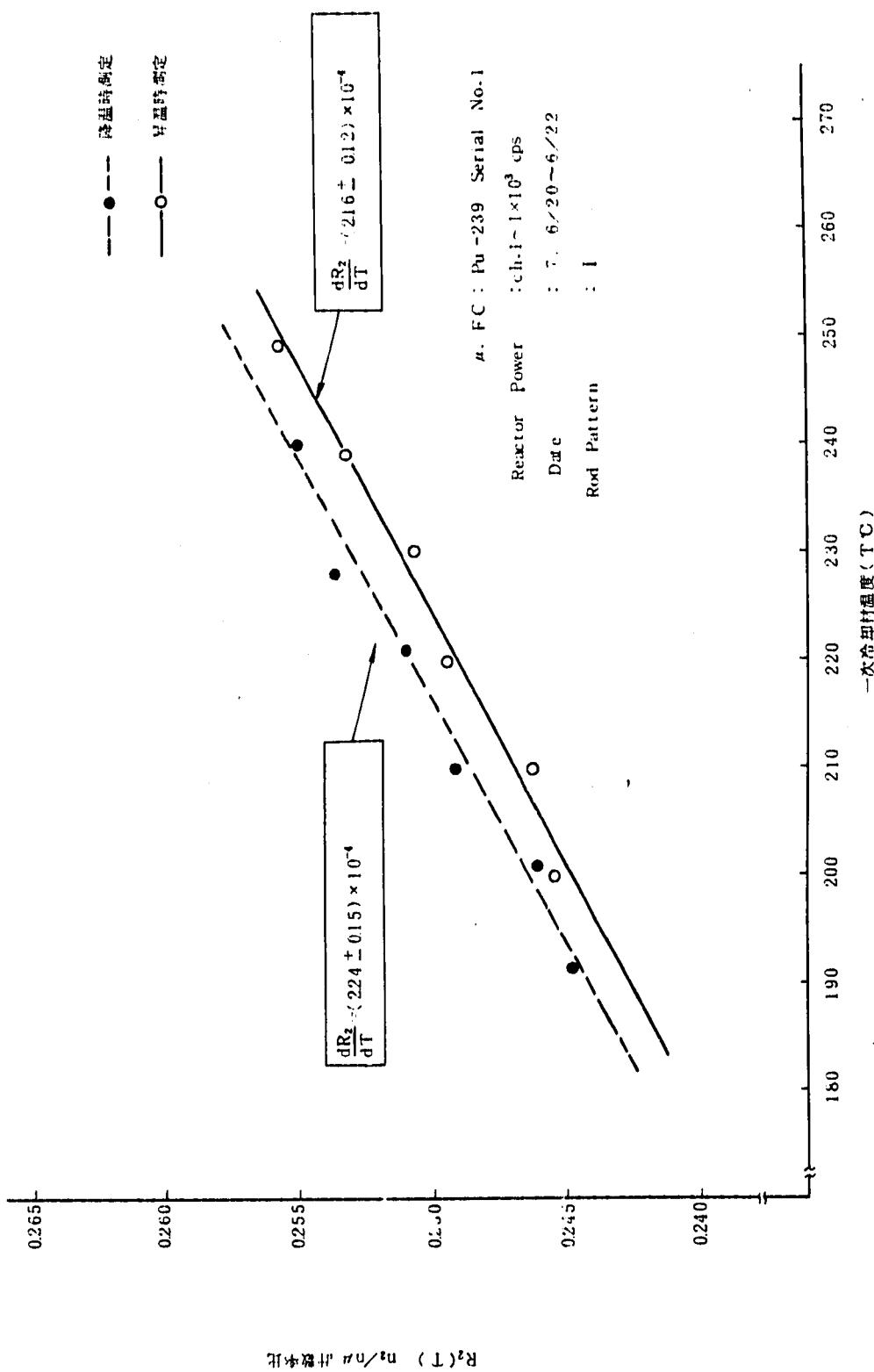
n_1 : ch. 1 の計数率

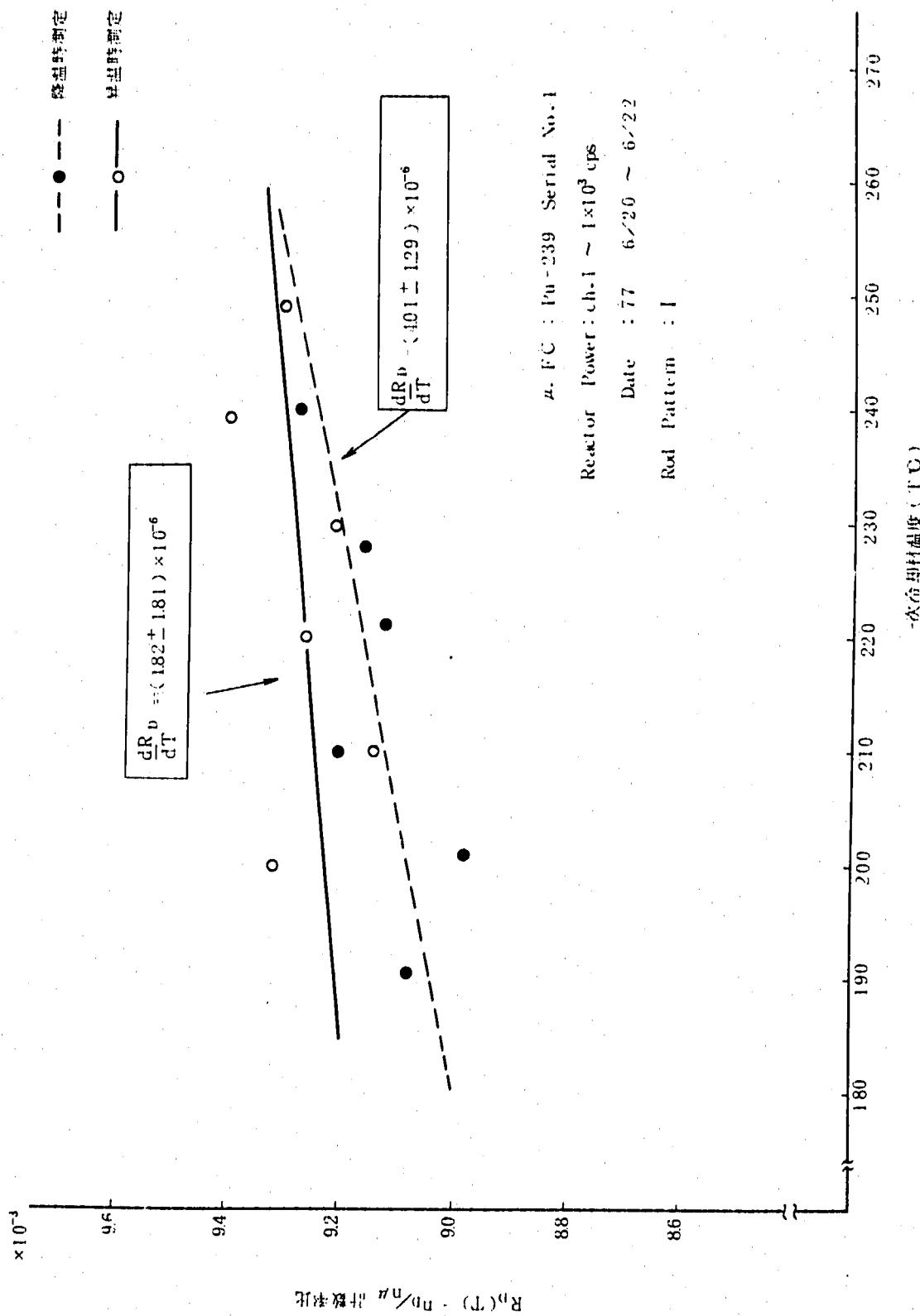
n_2 : ch. 2 "

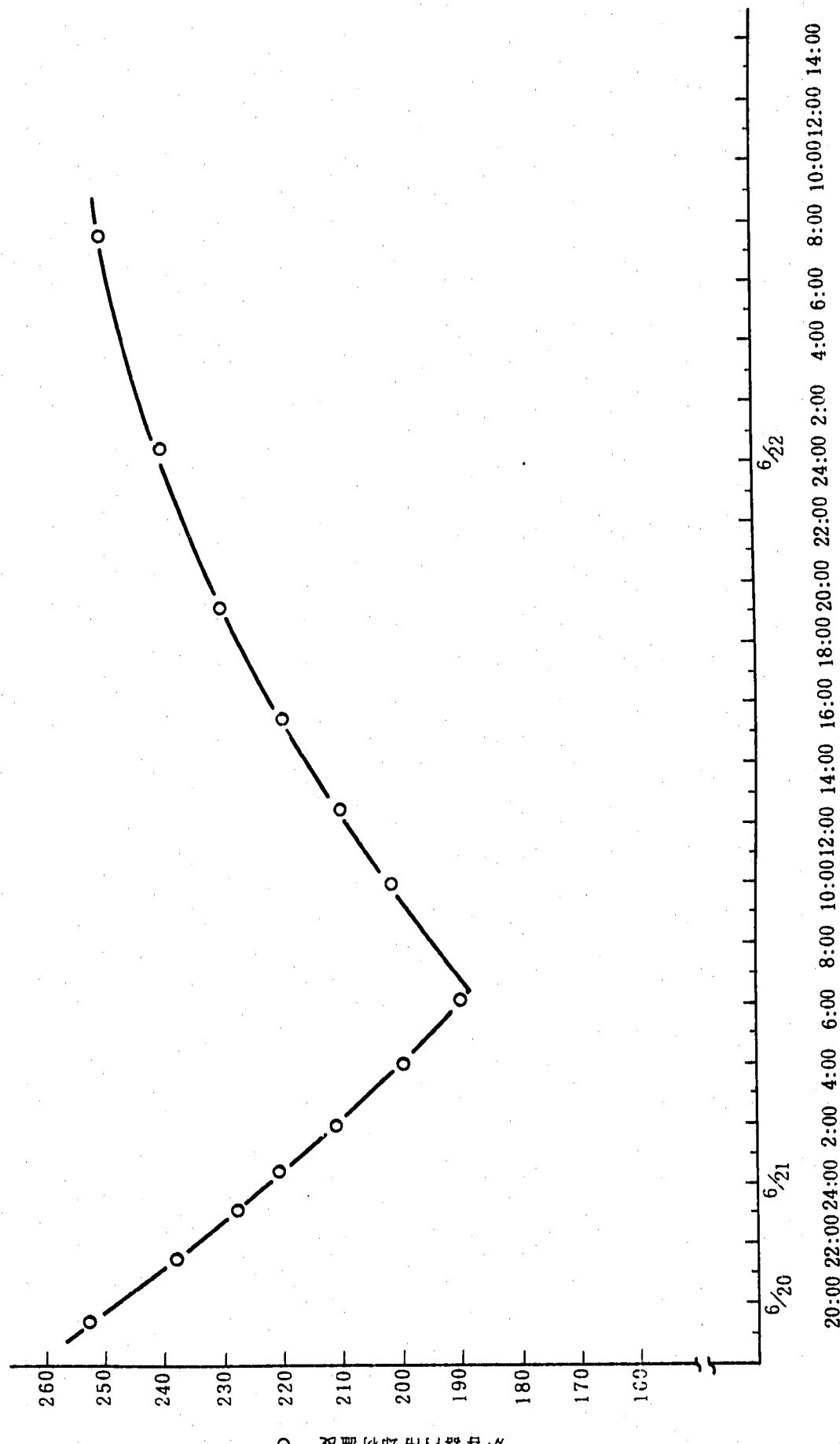
n_D : ch.D "

n_μ : μ FC (炉中心位置) の計数率

図 6.3-1 Ch. 1 と μ, F, C の計数率比温度依存性

図 6.3-2 Ch. 2 と μ, FC の計数率比温度依存性

図 6.3-3 Ch.D と $\mu.$ FC の計数率比温度依存性



(2) 測定結果

(2)-(a) 起動系 ch. 1 の一次冷却材温度依存性

$T = 250^{\circ}\text{C}$ における ch. 1 の計数率比 R_{c1} を図 6.3-1 で外挿法により求め f_1 を算出する

(降温時)

$$R_{c1} = 0.337$$

$$dR_1/dT = (2.26 \pm 0.10) \times 10^{-4}$$

$$f_1^{\nabla} = \frac{1}{R_{c1}} \times \frac{dR_1}{dT} \times 100$$

$$= (6.71 \pm 0.30) \times 10^{-2} \% \quad \Delta R/R/\text{°C}$$

(升温時)

$$R_{c1} = 0.336$$

$$dR_1/dT = (2.57 \pm 0.23) \times 10^{-4}$$

$$f_1^{\nabla\nabla} = \frac{1}{R_{c1}} \cdot \frac{dR_1}{dT} \cdot 100$$

$$= (7.65 \pm 0.68) \times 10^{-2} \% \quad \Delta R/R/\text{°C}$$

よって

$$f_1 = (f_1^{\nabla} + f_1^{\nabla\nabla})/2 = (7.18 \pm 0.53) \times 10^{-2} \% \quad \Delta R/R/\text{°C}$$

$$f_1 = (7.18 \pm 0.53) \times 10^{-2} \% \quad \Delta R/R/\text{°C}$$

(2)-(b) 起動系 ch. 2 の一次冷却材温度依存性

(降温時)

$$R_{c2} = 0.258$$

$$dR_2/dT = (2.24 \pm 0.15) \times 10^{-4}$$

$$f_2^{\nabla} = \frac{1}{R_{c2}} \cdot \frac{dR_2}{dT} \cdot 100 = (8.68 \pm 0.58) \times 10^{-2} \% \quad \Delta R/R/\text{°C}$$

(升温時)

$$R_{c2} = 0.256$$

$$dR_2/dT = (2.16 \pm 0.12) \times 10^{-4}$$

$$f_2^{\nabla\nabla} = \frac{1}{R_{c2}} \cdot \frac{dR_2}{dT} \cdot 100 = (8.44 \pm 0.47) \times 10^{-2} \% \quad \Delta R/R/\text{°C}$$

よって

$$f_2 = (f_2^{\nabla} + f_2^{\nabla\nabla})/2 = (8.56 \pm 0.53) \times 10^{-2} \% \quad \Delta R/R/\text{°C}$$

$$f_2 = (8.56 \pm 0.53) \times 10^{-2} \% \quad \Delta R/R/\text{°C}$$

(2)-(c) ch.D の一次冷却材温度依存性

(降温時)

$$R_{CD} = 9.28 \times 10^{-3}$$

$$dR_D/dT = (4.01 \pm 1.29) \times 10^{-6}$$

$$f_D^{\downarrow} = \frac{1}{R_{CD}} \cdot \frac{dR_D}{dT} \cdot 100 = (4.32 \pm 1.39) \times 10^{-2} \% \Delta R / R / ^\circ C$$

(昇温時)

$$R_{CD} = 9.32 \times 10^{-3}$$

$$dR_D/dT = (1.82 \pm 1.81) \times 10^{-6}$$

$$f_D^{\uparrow} = \frac{1}{R_{CD}} \cdot \frac{dR_D}{dT} \cdot 100 = (1.95 \pm 1.94) \times 10^{-2} \% \Delta R / R / ^\circ C$$

よって

$$f_D = (f_D^{\downarrow} + f_D^{\uparrow}) / 2 = (3.14 \pm 1.41) \times 10^{-2} \% \Delta R / R / ^\circ C$$

$$f_D = (3.14 \pm 1.41) \times 10^{-2} \% \Delta R / R / ^\circ C$$

(3) 検討・評価

ch. 1, ch. 2 では、明らかな一次冷却材温度依存性が見られ、250°Cで

$$ch. 1 \quad (7.18 \pm 0.53) \times 10^{-2} \% \Delta R / R / ^\circ C$$

$$ch. 2 \quad (8.56 \pm 0.53) \times 10^{-2} \% \Delta R / R / ^\circ C$$

の値が得られた。ch. 1, ch. 2 の検出器温度は一次冷却材温度 190~250°C では、55 ± 3°C で温度変化は小さい。

ch.D は、計数率が低くまた μFC との距離が近いため有意な結果が得られなかった。

また、降温時・昇温時の測定曲線が一致しない原因は不明である。

6.4 等温係数測定結果

核出力較正試験において、炉容器内一次冷却材温度を 253°C → 191°C → 249°C 変化させ、炉内に挿入された ch. 1, ch. 2 および μFC の未臨界時の計数率変化から各温度での余剰反応度を知り等温係数を求めた。

また、約 10°C 毎に行なった臨界操作での制御棒位置から余剰反応度を知り等温係数を求める方法でも測定した。

(1) 未臨界時の等温係数

RR-1 350mm 引抜、RR-2 全挿入時の ch. 1, ch. 2 μ-FC の計数率は、一次冷却材温度 T (これは燃料温度とも等しいものとみなす。) の一次関数

$$n(T) = aT + b$$

a, b は T に独立な定数

で表わされる。

また、未臨界時の反応度 $\rho(T)$ は近似的に

$$\rho(T) = \frac{1-k}{k} = \frac{A}{n(T)} \quad A : \text{定数}$$

で表わされるとする。

等温係数 $\frac{d\rho}{dT}$ は、190°Cでの臨界位置から $\rho(190°C)$ を知り計算で 250°C の ρ を求め
る。

$$\frac{d\rho}{dT} = A \left\{ \frac{1}{n(250°C)} - \frac{1}{n(190°C)} \right\} \cdot \frac{1}{250-190}$$

(2) 未臨界時等温係数測定結果

(2)-(a) 降温時測定結果

RR-1, RR-2 全挿入時の μ FC, ch1, ch2 の計数率

n_μ, n_1, n_2 を最小二乗法により求めると

$$n_\mu(T) = -7.55 \times 10^{-2} T + 59.9 \quad (1)$$

$$n_1(T) = -1.47 \times 10^{-2} T + 15.8 \quad (2)$$

$$n_2(T) = -1.12 \times 10^{-2} T + 12.0 \quad (3)$$

$$\text{また } d\rho/dT = A \ell \left\{ \frac{1}{n_\ell(250°C)} - \frac{1}{n_\ell(190°C)} \right\} \cdot \frac{1}{60} \quad \ell = \mu, 1, 2 \quad (4)$$

ここで 190°C で臨界操作を行なった時の制御棒位置より

= 1.8717 % $\Delta k/k$ である。

(1), (2), (3)式から $A\ell, n_\ell(190°C), n_\ell(250°C)$ ($\ell = \mu, 1, 2$)

を求め、(4)式より等温係数を算出する。 n_1, n_2 には、一次冷却材温度依存性の補正 (190°C 换算) が必要であり、それぞれの補正係数は

$$(6.71 \pm 0.30) \times 10^{-2} \% \Delta R/R/^\circ C$$

$$(8.68 \pm 0.58) \times 10^{-2} \% \Delta R/R/^\circ C \quad \text{である。}$$

得られた結果を下記にまとめて示す。

降温時等温係数測定結果

項目 検出器	190°Cでの $\rho(\% \Delta k/k)$	$A\ell$	$n_\ell(190°C)$ (cps)	$n_\ell(250°C)$ (cps)	等温係数 $d\rho/dT \times 10^{-3} \Delta k/k/^\circ C$
μ FC (中心位置)	1.8717	8.53	45.6	41.0	-3.50×10^{-3}
ch. 1	"	24.3	13.0	11.7	-3.46×10^{-3}
ch. 2	"	18.5	9.87	8.74	-4.03×10^{-3}

* RR-1 0 mm ** n_1 (250°C), n_2 (250°C)は、燃料250°C一次冷却材190°
RR-2 0 mm Cに補正したものである。

(2)-⑤ 昇温時測定結果

昇温時測定では、192°C → 208°CではRR-1, 2全挿入, 212°C → 248°CではRR-1
350 mm引抜, RR-2全挿入であった。
192°C → 208°Cではデーター数が少ないので、212°C → 248°Cのデーターについてのみ
解析を行なう。

μ F.C, ch.1, ch.2の計数率(cps)は、2-②と同じく最小二乗法により

$$n \mu(T) = -0.274T + 142.2$$

$$n_1(T) = -6.68 \times 10^{-2} T + 39.8$$

$$n_2(T) = -5.67 \times 10^{-2} T + 31.0$$

また、 n_1 , n_2 の一次冷却材温度依存性はch.1, ch.2で夫々 $(7.65 \pm 0.68) \times 10^{-2}$ %
 $\Delta R/R/^\circ C$, $(8.44 \pm 0.47) \times 10^{-2}$ % $\Delta R/R/^\circ C$ である。

昇温時の結果を下記に示す。

昇温時等温係数測定結果

項目 検出器	210°Cでの ρ^* (%k/k)	A ℓ	$n\ell(210^\circ C)$ (cps)	$n\ell(250^\circ C)$ (cps)	等温係数 $d\rho/dT \times 10^{-3}$ %/k/k/°C
μ F.C (中心位置)	0.9614	81.4	84.7	73.7	-3.59×10^{-3}
ch. 1	"	24.8	25.8	22.4	-3.65×10^{-3}
ch. 2	"	18.4	19.1	16.3	-4.14×10^{-3}

* RR-1 350 mm ** n_1 (250°C), n_2 (250°C)は、燃料250°C, 一次冷却
RR-2 0 mm 材温度210°Cに補正したものである。

表 6.4-1 一次冷却材温度変化による ch.1.ch.2.ch.D の計数率変化

および μ F.C. との比① 降温時測定 (μ F.C : Pu-239 serial No. 1)RR - 1 全挿入
RR - 2 " SR 1~4 全挿入

冷却材温度 °C	時 刻	μ . F. C (c p s)	c h. 1 (c p s)	c h. 1/ μ F.C	c h. 2 (c p s)	c h. 2/ μ F.C	c h.D (c p s)	c h.D/ μ F.C	Comment
24.2	6/20 21:02	41.67	12.07	0.2897	9.316	0.2236	0.3760	9.023×10^{-3}	100sec 5回 計測の平均
24.0	21:20	42.30	12.32	0.2913	9.317	0.2203	0.4600	10.87	" 3回
23.4	22:13	42.17	12.52	0.2969	9.490	0.2250	0.4100	9.959	" 5回
23.2	22:31	41.60	12.28	0.2952	9.362	0.2250	0.3980	9.567	" "
22.6	23:30	43.09	12.46	0.2892	9.324	0.2164	0.4060	9.422	" "
22.4	23:50	42.34	12.36	0.2919	9.416	0.2224	0.4300	10.16	" "
21.8	6/21 0:52	42.66	12.67	0.2970	9.508	0.2229	0.4440	10.41	" "
21.6	1:12	43.42	12.30	0.2833	9.700	0.2234	0.4440	10.22	" "
21.4	1:32	45.52	12.24	0.2909	10.05	0.2208	0.4120	9.051	" "
20.8	2:35	44.08	12.38	0.2809	9.750	0.2212	0.3620	7.212	" "
20.6	2:57	44.83	12.82	0.2860	9.788	0.2183	0.4320	9.636	" "
20.4	3:20	44.42	12.87	0.2897	9.824	0.2212	0.3720	8.375	" "
20.2	3:42	44.66	12.11	0.2936	9.818	0.2198	0.4280	9.584	" "
19.8	4:31	45.15	12.82	0.2839	9.592	0.2124	0.4480	9.922	" "
19.6	4:56	44.40	12.83	0.2889	10.05	0.2263	0.4240	9.549	" "
19.4	5:21	44.82	12.84	0.2865	9.788	0.2184	0.4900	10.93	" "
19.2	5:47	45.77	12.91	0.2821	9.652	0.2109	0.4440	9.701	" "

② 昇温時測定 (μ F.C : P_{II} 239 serial No. 1)

RR-1 全挿入

RR-2 " SR 1~4 全引抜

冷却材温度 °C	時 刻	μ F.C (c ps)	c h. 1 (c ps)	c h. 1 / μ F.C	c h. 2 (c ps)	c h. 2 / μ F.C	(c ps)	c h.D (c ps)	c h.D / μ F.C	Comment	
										100sec 5回 計測の平均	
1.92	6/21 6:55	4.568	1.280	0.2803	0.9874	0.2162	0.4520	0.9896 × 10 ⁻³			
1.94	7:37	4.596	1.300	0.2829	0.9840	0.2141	0.4660	1.014	"		"
1.96	8:18	4.466	1.271	0.2847	0.9708	0.2174	0.4400	0.9853	"		"
1.98	59	4.428	1.277	0.2885	0.9624	0.2173	0.4180	0.9440	"		"
2.04	10:48	4.352	1.254	0.2883	0.9380	0.2156	0.4320	0.9927	"		"
2.06	11:20	4.324	"	0.2900	0.9494	0.2196	0.4260	0.9852	"		"
2.08	51	4.320	1.266	0.2929	0.9594	0.2221	0.4560	1.056	"		"
以下 RR-1 1350 mm 引抜 RR-2 全挿入 SR-1~4 全引抜											
2.12	13:06	8.416	2.622	0.3316	1.865	0.2216	0.7840	0.9316	"		"
2.14	42	8.357	2.548	0.3048	1.879	0.2248	0.8160	0.9764	"		"
2.16	14:22	8.319	2.560	0.3078	1.869	0.2247	0.7840	0.9424	"		"
2.20	15:47	8.203	2.523	0.3076	1.871	0.2281	0.7500	0.9143	"		"
2.22	16:26	81.37	25.29	0.3108	1.852	0.2276	0.8280	1.018	"		"
2.24	17:05	80.69	24.59	0.3047	1.847	0.2289	0.7820	0.9691	"		"
2.26	47	80.53	24.50	0.3043	1.837	0.2281	0.8420	1.046	"		"
2.28	18:27	80.24	24.34	0.3033	1.782	0.2221	0.7600	0.9472	"		"
2.32	20:19	78.90	24.32	0.3082	1.768	0.2241	0.7320	0.9278	"		"
2.34	21:22	77.92	24.60	0.3157	"	0.2269	0.7540	0.9676	"		"
2.36	22:25	77.02	24.17	0.3138	1.805	0.2243	0.7460	0.9686	"		"
2.38	23:29	"	23.56	0.3059	1.732	0.2249	0.7540	0.9790	"		"
2.42	6/22 2:10	76.40	23.69	0.3101	1.754	0.2296	0.7260	0.9503	"		"
2.44	3:50	75.81	23.95	0.3159	1.719	0.2267	0.6760	0.8917	"		"
2.46	5:24	74.71	23.26	0.3113	1.677	0.2245	0.7140	0.9557	"		"
2.48	7:05	74.14	23.78	0.3207	1.674	0.2258	0.7520	1.014	"		"

RR-1, RR-2 全挿入時

 μ -F.C. Ch-1, Ch-2 計数率温度依存性

降温時 (242°C → 192°C)

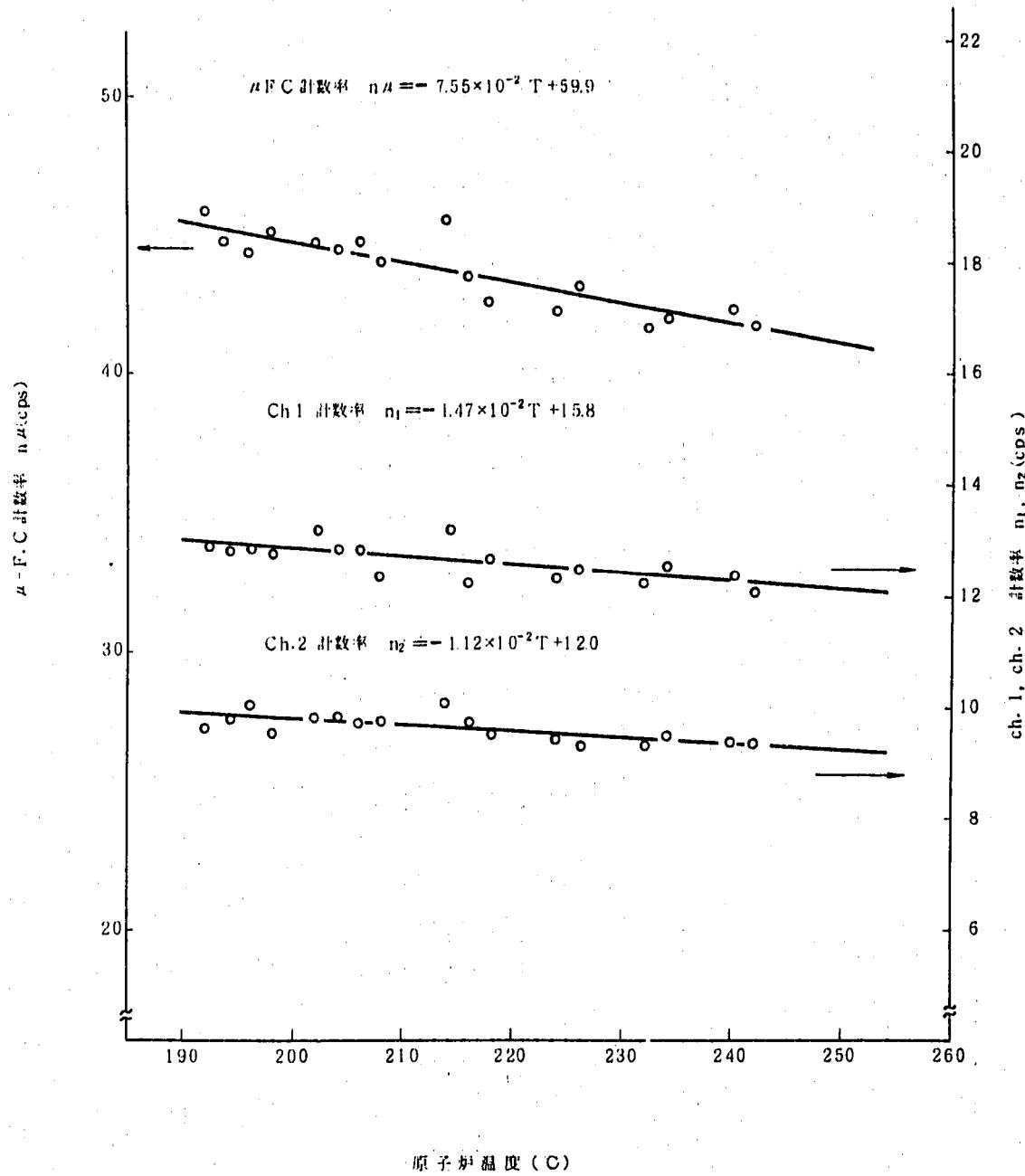


図 6.4-1 起動系計数率の冷却材温度依存性(降温時)

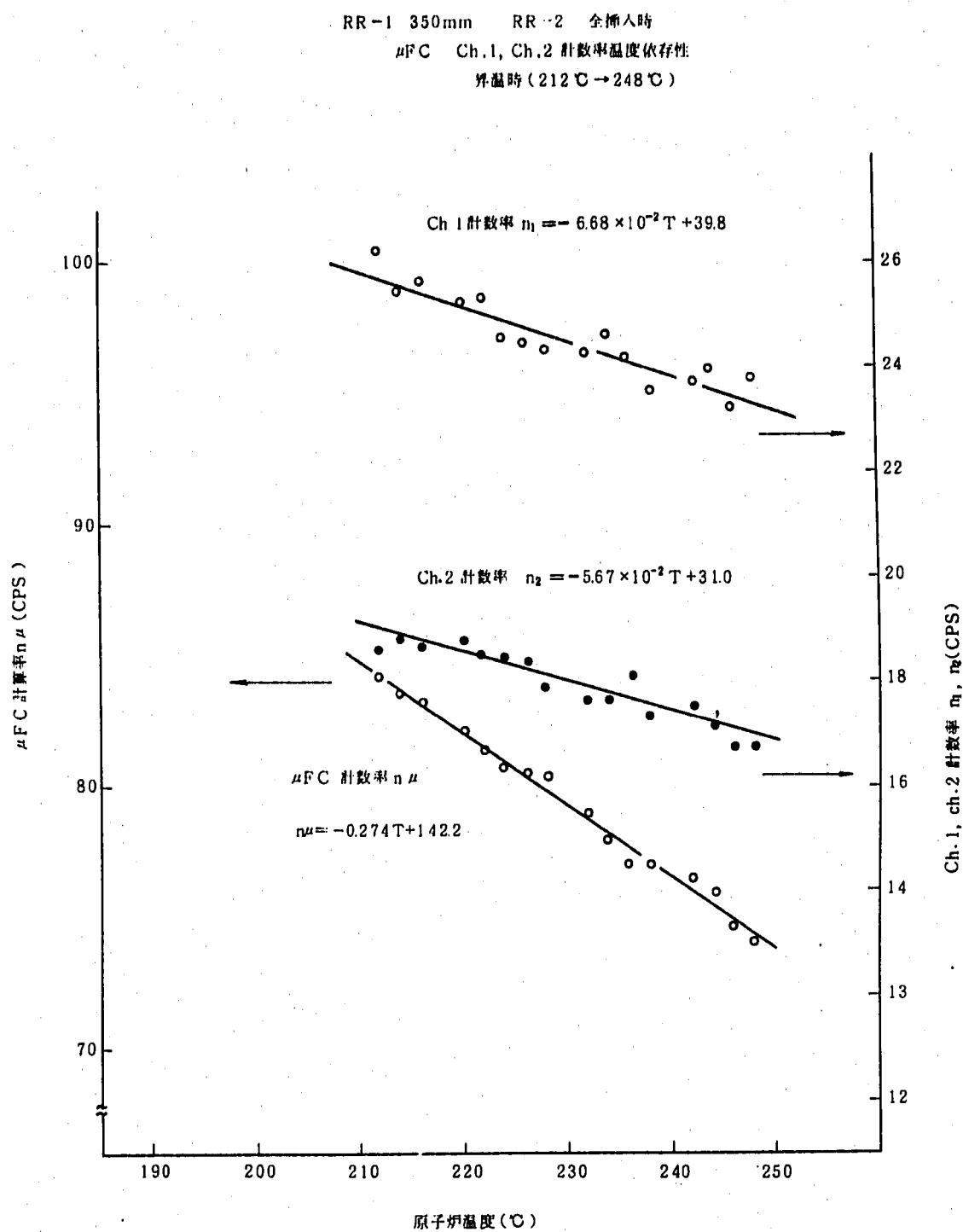


図 6.4-2 起動系計数率の冷却材温度依存性(昇温時)

(3) 検討・評価

未臨界時の測定では、μ.F.C., ch.1, ch.2 の計数率が低く、臨界操作を行なって各温度での反応度を知ることにより求める方法よりかなり精度が劣る。また、ch.1, ch.2 の計数率変化は一次冷却材温度の影響もうけるため、これから等温係数を求める方法はかなり問題を含んでいる。特にch.2 の計数率変化から求めた等温係数は他の値より 15 %程度大きな値が得られた。これは、一次冷却材温度補正以外にも補正すべき因子がありこれが考慮していないと考えられる。

また降温時と昇温時の等温係数は 3 ~ 5 %で一致した。

6.5 核出力較正時の等温係数測定結果

原子炉温度を 253 °C → 191 °C → 249 °C に変化させ約 10 °C 毎に臨界操作を行なった。臨界時の調整棒位置指示値から制御棒較正曲線(4)により余剰反応度 ρ を求めた。得られた余剰反応度 ρ 一原子炉温度 T のグラフより最小二乗法により等温係数 $d\rho/dT$ を求めた。

この時の炉心は、燃料集合体 69 体、特殊燃料集合体 1 体（中心の 7 ピン（0.0085 % $\Delta k/k$ 相当））から構成されている。

また臨界操作は RR - 1 350 mm, RR - 2 臨界位置で行なった。表 6.5 - 1 に臨界データと制御棒位置から換算した炉の余剰反応度を示す。

○ 測定結果

降温時測定では、最小二乗法により

$$\frac{d\rho}{dT} = -(3.63 \pm 0.016) \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^\circ C$$

昇温時測定では、同じく

$$\frac{d\rho}{dT} = -(3.67 \pm 0.032) \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^\circ C$$

上記の値より等温係数 $\frac{d\rho}{dT}$ は

$$\boxed{\frac{d\rho}{dT} = -(3.65 \pm 0.025) \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^\circ C}$$

表 6.5-1 等温係数測定データー(臨界法)

RR-1 全反応度 2.1272%△k/k

RR-2 " 2.1214 "

測定日時	原子炉 温 度	RR-1 Z ₁ 指示値 (mm)	RR-1 %△k/k 付加反応度	RR-2 Z ₂ 指示値 (mm)	RR-2 %△k/k 付加反応度	余剰反応度 %△k/k	Comment
77 6/20 19:20	253°C	350.0	1.1407	376.3	1.0096	2.1503	
21:39	238	"	"	365.6	1.0608	2.2015	
23:09	228	"	"	357.9	1.0978	2.2385	
6/21 0:21	221	"	"	352.4	1.1241	2.2648	
2:01	211	"	"	344.8	1.1600	2.3007	
4:05	200	"	"	336.2	1.2015	2.3422	
6:12	190	"	"	328.9	1.2362	2.3769	
10:04	201	"	"	338.1	1.1925	2.3332	
12:19	210	"	"	344.9	1.1605	2.3012	
15:23	219	"	"	352.2	1.1251	2.2658	
19:08	230	"	"	360.0	1.0877	2.2284	
6/22 0:33	240	"	"	367.0	1.0541	2.1948	
7:38	249	"	"	375.0	1.0158	2.1565	

炉心 { 炉心燃料集合体 69 体
 特殊 " 1 体

最小二乗法により $d\rho/dT \% \Delta k/k/^\circ C$ を求めると

降温時 (253°C → 190°C)

$$\frac{d\rho}{dT} = -(3.63 \pm 0.016) \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^\circ C$$

昇温時 (190°C → 249°C)

$$\frac{d\rho}{dT} = -(3.67 \pm 0.031) \times 10^{-3} \% \Delta k/k/^\circ C$$

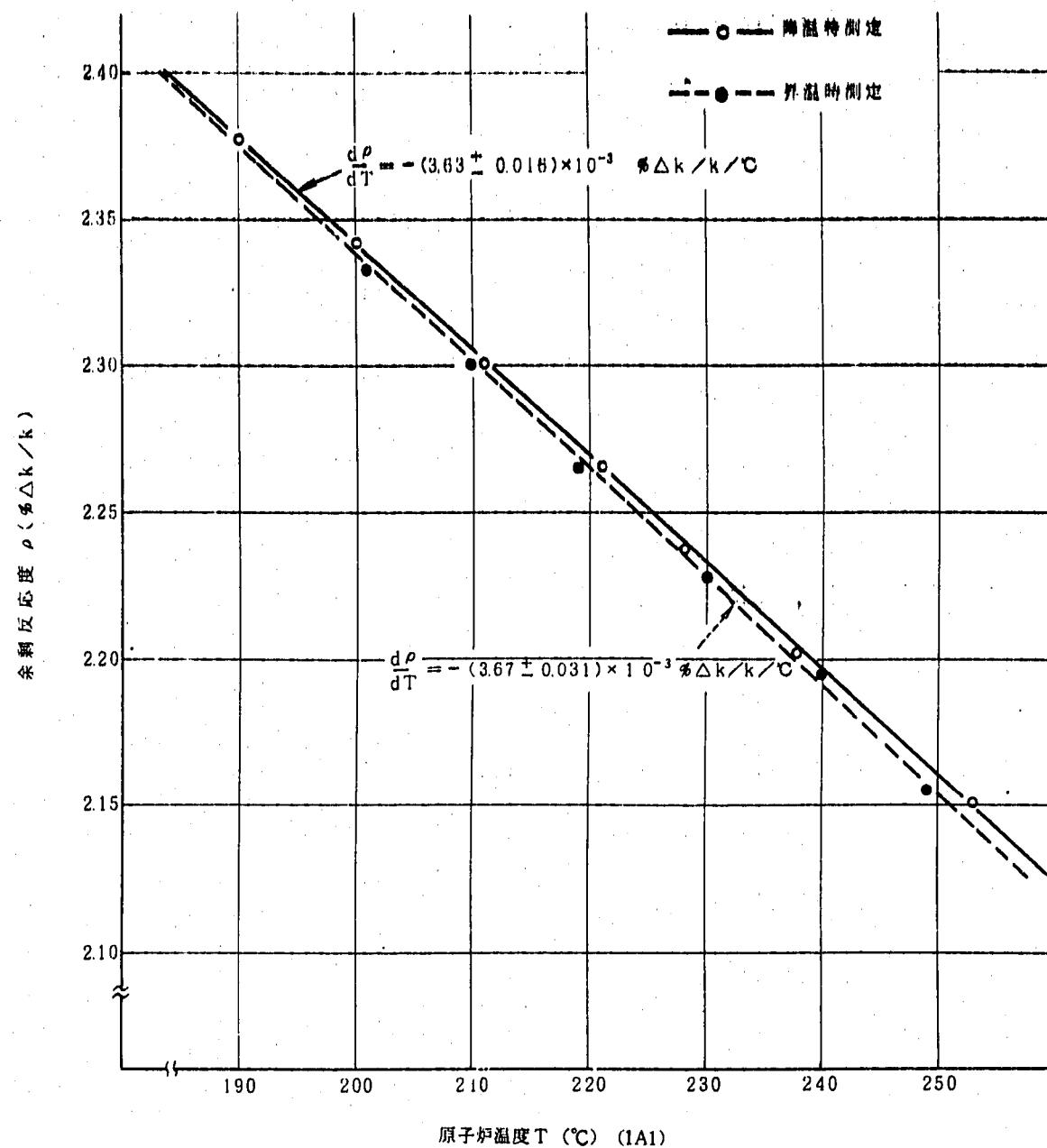


図 6.5-1 臨界法による等温係数

6.6 特殊燃料集合体と通常燃料の置換反応度

70本の基準状態と本試験時の臨界データの差をもとに置換反応度を求める。

(1) 制御棒状態はRR1 350 mm 固定, SR1~SR4引抜状態でRR2を変化させた。RR2位置 358.4 mm → 378.3 mm の変化に対する反応度変化は制御棒校正試験結果から求める。

$$\text{RR2位置の変化による反応度変化 } \Delta k_1/k = -0.0949 (\% \Delta k/k)$$

誤差要因についての評価の詳細は制御棒校正試験報告書に述べられているが、今回の二点の臨界点の差に対するものとして次の値を得た。

RR2の反応度はRR1との置換法で求められている。

誤差要因	制御棒位置指示計の精度 RR2に対して	$\pm 3 \times 10^{-3} \% \Delta k/k$
	臨界点位置のずれ	$\pm 1 \times 10^{-3} \% \Delta k/k$
	計算機処理上の誤差 1点につき	$\pm 2.24 \times 10^{-3} \% \Delta k/k$
	校正曲線からの読み取り誤差	$\pm 5 \times 10^{-3} \% \Delta k/k$

RR2はRR1との置換で測定されたのでRR1自身の校正誤差も含まれて

$$\Delta \rho_1 = \sqrt{3^2 + 3^2 + 1^2 + 1^2 + 2.24^2 + 2.24^2 + 5^2 + 5^2} \times 10^{-3} = 8.9 \times 10^{-3} \% \Delta k/k$$

(2) 温度補正

原子炉の冷却材温度は基準状態と置換後の状態でそれぞれ次の値であった。

基準状態 250.25°C (A/Bループの入口, 出口の平均)

NT-41試験時 253°C (同上)

冷却材温度 250°C の状態への補正是、等温係数の測定値にもとづいて行なう。

NT-33等温係数の測定結果

$$\frac{\partial \rho}{\partial T} = -3.77 \times 10^{-3} \pm 0.018 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{°C}$$

$$\text{温度補正による反応度変化 } \Delta k_2/k = 0.0104 \% \Delta k/k$$

誤差については次の二つが考えられる。

誤差要因	温度計数自身の誤差による分	$\pm 5.4 \times 10^{-5} \% \Delta k/k$
	表示の温度差の不確かさ $\pm 1^\circ\text{C}$	$\pm 3.77 \times 10^{-3} \% \Delta k/k$

$$\Delta \rho_2 = \sqrt{(5.4 \times 10^{-5})^2 + (3.77 \times 10^{-3})^2} = 3.77 \times 10^{-3} \% \Delta k/k$$

(3) 置換反応度

上記(1), (2)の要因から特殊燃料集合体と通常燃料の置換反応度と誤差は次の値を得た。

置換反応度

$$\Delta k/k = -0.0949 + 0.0104 = -0.0845 \% \Delta k/k \quad (16.9\%)$$

$$\text{誤差 } \Delta \rho = \sqrt{(8.9 \times 10^{-3})^2 + (3.77 \times 10^{-3})^2} = 9.7 \times 10^{-3} \% \Delta k/k$$

置換反応度 = $0.0845 \pm 0.0097 \text{ \% } \Delta k / k$

6.7 炉心位置における B, C サンプル反応度

NT-41 試験時の炉心で B, C サンプル反応度測定用の器具をつり込む前後の臨界データから反応度を算出した。

(1) 反応度変化

制御棒状態は RR 1 350 mm 固定, SR 1 ~ SR 4 引抜状態で RR 2 を調整して二点の臨界点を求めた。

RR 2 位置の変化 385.7 mm → 397.8 mm の変化に対応する反応度は、制御棒較正試験の RR 2 のストローク曲線より次の値を得た。

$$((RR 2 \text{ 変化分の反応度変化}) \Delta k / k)_1 = -0.0573 \text{ \% } \Delta k / k$$

誤差巾については、特殊燃料を通常燃料の置換反応度のときと同一の要因が考えられる。

$$\text{誤差 } \Delta \rho_1 = \pm 8.9 \times 10^{-3} \text{ \% } \Delta k / k$$

(2) 温度補正

二つの臨界点の差は 257.75°C → 258.5°C で 0.75°C、温度誤差は ± 1°C と見積る。

$$((\text{温度を同一に合わせる反応度変化}) \Delta k / k)_2 = 0.0028 \text{ \% } \Delta k / k$$

$$\text{誤差 } \Delta \rho_2 = \pm 3.77 \times 10^{-3} \text{ \% } \Delta k / k$$

(3) 全反応度変化

$$\text{置換反応度} = 0.0545 \pm 0.0097 \text{ \% } \Delta k / k$$

(B, C の重量 13.13 gr)

6.8 貯蔵ラック内燃料の中性子計数率におよぼす効果

原子炉停止時（燃料交換モード）において炉心燃料を貯蔵ラック内で移動させた時の起動系の応答を調べる。

燃料ラック内に炉心燃料がはいった場合は、径方向の黒鉛遮蔽体内の起動系と、その外側の出力系に対応する ch. B 位置の中性子束が増加する。その範囲は [炉心] → [中性子源位置（本試験時は 5C2）] → [ラック内燃料] → [中性子検出器] の相対的位置関係でどの様なものかを定量的に調べる。各検出器とラック内の炉心燃料が炉心に対してほぼ反対側にあるときの計数率を基準状態としている。

$$[\text{中性子計数率の増分}] \Delta n / n \% = \frac{n_i - n_o}{n_o} \times 100 \%$$

ここで、no : 基準状態の時の中性子計数率（ラック内燃料が、検出器にほとんど影響しない位置にある場合の計数率）

ni : ラック内燃料が第 i 番目のポット位置にある時の中性子計数率

ch.1 と ch.A に対しては、no はボット内の炉心燃料が R - 21 位置にある時の計数率をとった。ch.2 と ch.B については R - 6 位置にある時を no としている。

計測結果は表 6.8-1 と 図 6.8-1, 6.8-2 に示した。主な結果としては次の値が得られた。

炉心中心と検出系を結ぶ線上のラック内に燃料集合体が装荷されると 計数率は、各々の検出器について

ch.A, ch.B 15~20% (B-10 または BF₃ 計数管)

ch.1, ch.2 25% (U-235 核分裂計数管)

の增加を示す。(これは主としてブランケット燃料 → 炉心燃料への置換となっている。)

検出器と炉心中心を結ぶ線上から、ラック位置で 4 つ分までは比較的大きく影響するが、それ以上離れると中性子計数率の増加は小さい。炉心中心と検出器、ラック内燃料がほぼ 90° の角度をなす場合には、計数率の増加はほとんどない。

表 6.8-1 廉藏ラック内燃料の中性子計数率におよぼす効果測定結果
(3分間計測3回の平均値)

(no)	ch. A		ch. B		ch. 1		ch. 2	
	ni (cpm)	ni-no no ×100(%)	ni (cpm)	ni-no no ×100(%)	ni (cpm)	ni-no no ×100(%)	ni (cpm)	ni-no no ×100(%)
基準計数値	[R-21位置]		[R-6位置]		[R-21位置]		[R-6位置]	
	1280	-	1609	-	212	-	161	-
サーベイランス I - 04 R-22→R-19 炉心燃料 R-11→[R-21]	1280	0	2139	32.9	212	0	195	21.1
炉心燃料 R-21→[R-22]	noiseにより 計測出来ず *	-	noiseにより 計測出来ず *	-	216	1.9	197	22.4
炉心燃料 R-22→[R-23]	*	-	*	-	215	1.4	202	25.5
ブランケット燃料 R-24→R-22 炉心燃料 R-23→[R-24]	1272	~0	1914	19.0	222	4.7	199	23.6
ブランケット燃料 R-25→R-23 炉心燃料 R-24→[R-25]	1283	~0	1941	20.6	217	2.4	187	16.1
ブランケット燃料 R-26→R-24 炉心燃料 R-25→[R-26]	1276	~0	1882	17.0	219	3.3	180	11.8
ブランケット燃料 R-27→R-25 炉心燃料 R-26→[R-27]	1319	3	1804	12.1	226	6.6	170	5.6
ブランケット燃料 R-28→R-26 炉心燃料 R-27→[R-28]	1336	4.4	1748	8.6	247	16.5	166	3.1
ブランケット燃料 R-30→[R-27] 炉心燃料 R-28→[R-30]	1415	10.5	1689	5.0	259	22.2	171	6.2
ブランケット燃料 R-1→R-30 炉心燃料 R-30→[R-1]	1470	14.8	1635	1.6	262	23.6	164	1.7
サーベイランス R-2→R-30 炉心燃料 R-1→[R-2]	1470	14.8	1635	1.6	251	18.4	165	2.5
炉心燃料 R-2→[R-3]	1432	11.9	1632	1.4	251	18.4	161	0
炉心燃料 R-4→[R-4]	1400	9.4	1630	1.3	236	11.3	162	~0
サーベイランス R-5→R-3 炉心燃料 R-4→[R-5]	1372	7.2	1622	0.8	232	9.4	159	~0
炉心燃料 R-5→[R-6]	1325	3.5	1609	0	225	6.1	161	0

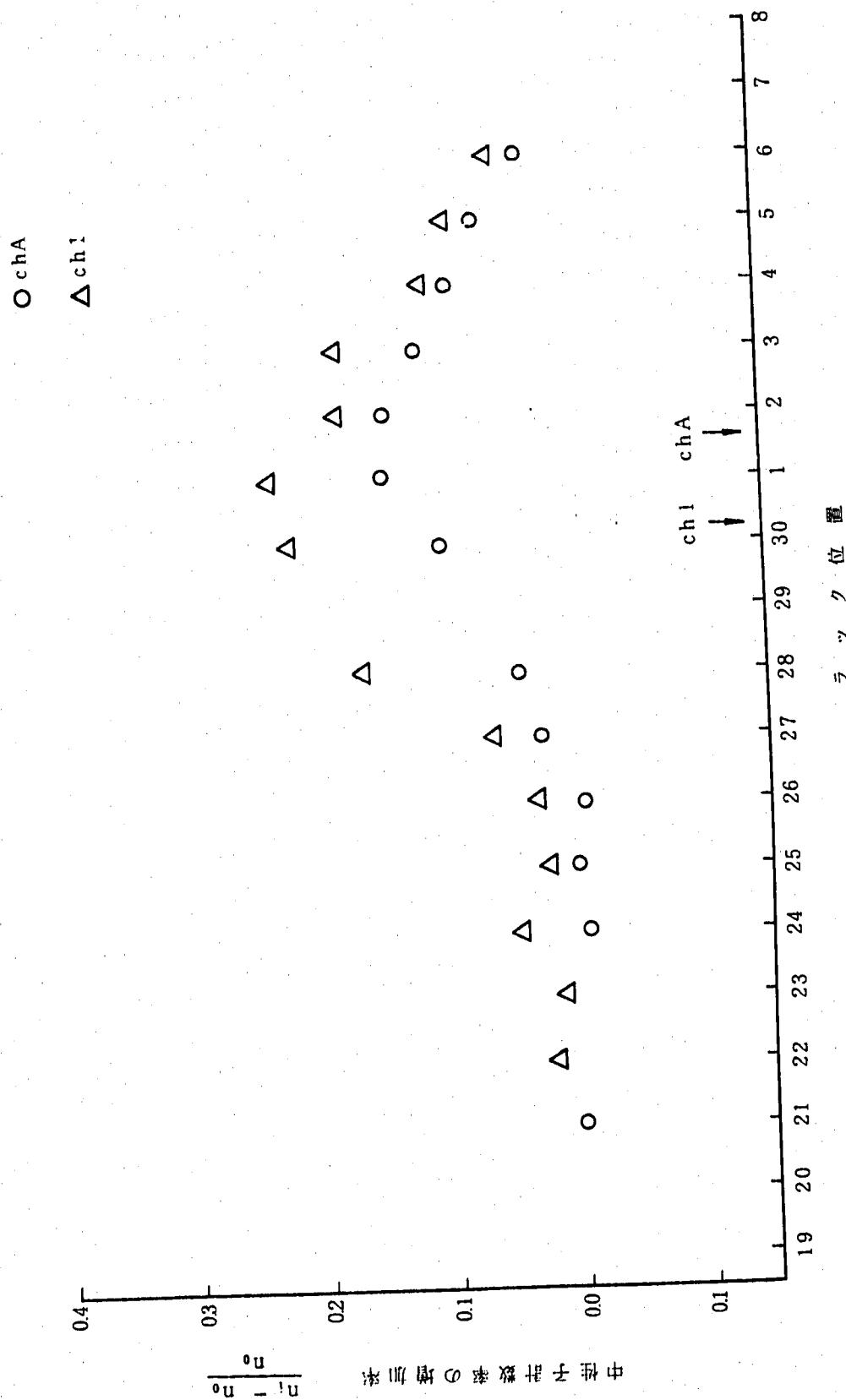


図 6.8 - 1 ラック内燃料位置と中性子計装系の応答の関係(1)

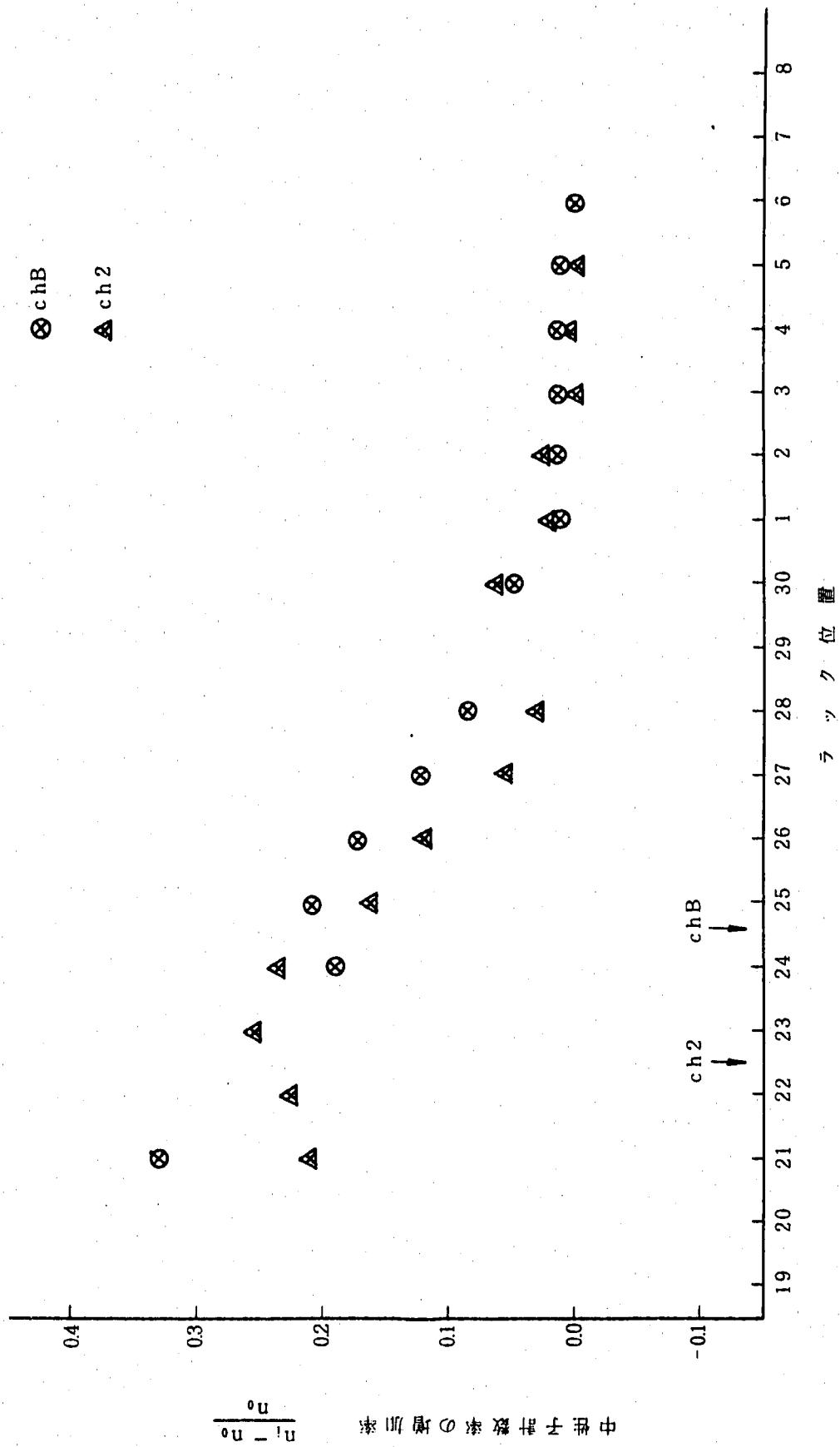


図 6.8-2 ラック内燃料位置と中性子計算系の応答の関係(2)

7. 検討と評価

7.1 中心軸上の反応率分布

低出力試験時の核出力較正は、炉心中心の測定値と計算結果を用いて、炉の出力を求めるという手法を基本としている。その時に用いた計算の妥当性は、中心軸上の核種 μ, F, C の核分裂分布の測定と計算結果の比較を行ない確かめた。反応率分布については、各種の核分裂箔を用いた出力分布試験（NT - 42 - 2 - 3）の試験結果も反映して、最終的な検討を必要とするが、ここでは、中心軸上の μ, F, C によるトラバース結果のみとの比較を行なう。

計算値としては、炉心設計で用いられた手法と定数による結果を用い、設計の妥当性の評価の一助とした。

中心軸上の分布については、発熱反応の主な反応である $U^{235}(n, f), Pu^{239}(n, f)$ 分布は、炉心部中心軸上で、最大 2% 程度の差で計算と測定は一致している。高速中性子が支配的である $U^{238}(n, f), Th^{232}(n, f), Pu^{240}(n, f)$ の μ, F, C による結果も、炉心部については、ブランケットとの境界付近で 2% 程度の差をもつ程度である。

中心軸上の炉心部の軸方向ピーピング係数を測定値から組み立てた値と、設計計算値はよく一致している。〔測定体系と計算体系の主な差は案内管 I 型の有無であるが、ストリーミング効果は計算上ほとんど無視出来る。〕

炉中心スペクトルインデックスは、 F^{40}/F^{25} は計算値とよく一致しているが、 $U^{238}(n, f), Pu^{240}(n, f), Th^{232}(n, f)$ については、計算値との差が大きい。 $U^{238}, Pu^{240}, Th^{232}$ の小型核分裂計数管の実効塗付量の不確かさが大きいことも一つの要因であろう。これらについては箔による出力分布試験結果も反映していく必要がある。

しかし計算値との差は、予測した測定値の誤差より大きい。

計算値の不確かさの一つの要因としての群定数の違いによる検討として計算で用いた定数セット（NNS - 5, 25 群セット）の他に、JAERI - FAST - 2 セット（または JENDL - 1 ファイルを処理した定数）を用いたときの炉中心の実効核分裂断面積を比較した。（添付資料 A - 3 参照）しかし、その結果は上記の三種類について 1 ~ 10% 程度の差であり、計算値と測定値の差を説明出来ない。箔の照射結果も含め、今後の検討課題である。

7.2 核出力較正

図 7.2 - 1 に、本試験時に実施した中性子計装設備測定範囲を示す。

本試験時には、起動系 ch. 1 で 5×10^2 cps から 2×10^5 cps までを扱った。この範囲は設計で考えられた上限 2×10^5 cps までを含むが、実際には 1×10^5 cps 以上で数え落しの問題が

あり、信頼性が低下する。一方、中間系は 2×10^{-3} %以下の領域では、信頼性が悪くなるが、 1×10^{-1} %近傍までの実測値は、原子炉出力と直線関係を示している。

今回の結果について、系統設備の概要で示した各中性子計装設備の設計測定範囲 ($100\text{MWt} = 100\%$) と図 7.2-1 に示す中性子計装設備測定範囲 ($50\text{MWt} = 100\%$) とを比較すると、較正後の出力が 5 倍ほど大きく、従って測定範囲が出力の高い方へシフトしている。

しかしながら較正後の起動系と中間系のオーバーラップは 1 衍以上とれており、当初の判定基準は充分満足できるものである。

尚、最終的には出力上昇試験時に熱出力較正を行ない原子炉出力を決定する予定である。

次に、核出力較正から得られた炉心中心の反応率から予想される全中性子束と起動系の応答の関係を調べてみる。炉心位置での反応率から直接中性子束レベルを求めることは困難であるので、次の手順によった。

- 炉心位置の反応率の測定値 (fission/sec.g-KW) を用いる。

- U₂₃₅, Pu₂₃₉, U₂₃₈ の「常陽」の炉心中心の実効断面積は計算値とする。

注目している物質 1 g 当りの反応率の測定値 ($\mu_{\text{F.C}}$ による結果) と案内管 I 型中の実効断面積は次の通りである。

	$\mu_{\text{F.C}}$ 測定結果 (fission/sec.g-kw)	実効断面積 (barns)	total. flux /kw (n/cm ² /sec)/(kw)
U ₂₃₅	1.83×10^8	1.598	4.81×10^{10}
U ₂₃₈	9.12×10^6	0.0700	5.15×10^{10}
P ₂₃₉	1.94×10^8	1.686	4.57×10^{10}
Average	(simple means)		4.84×10^{10}

上記の結果は、測定値のバラツキ、計算の不確かさに寄因して三つの反応毎に全中性子束が異なるが、目安を得ることが目的なので、平均値をとった。したがって、核出力較正時の炉心中心の全中性子束と起動系の応答の関係は次のようになる。

原子炉出力 1 KW の時の起動系の計数率は ch. 1 で 7.8×10^3 cps, ch. 2 で 5.5×10^3 cps である。この時の炉心中心の全中性子束が 4.8×10^{10} n/cm²/sec 程度と予想される。(ただし、炉心本数、燃料ラックと起動系の関係は NT-41 実施時である。)

さらに、起動系の見かけの感度を推定する。

起動系位置の核分裂に寄与するのは、黒鉛遮蔽体で熱化された中性子である。起動系位置での熱中性子束の絶対値は測定されていないが、ch. 1, ch. 2 とほぼ等価な位置の予備検出孔での熱中性子束は炉体まわり遮蔽特性 (ST-21) で測定されているので ST-21 の結果を引用する。

NT-41 と ST-21 の測定時の燃料ラックと起動系、検出器予備孔の関係はほとんど変化はない。起動系と熱中性子束を測定した検出器予備孔の案内管の関係にわずかな差があるが、第一

近似として、その差を無視すると、起動系の見かけの感度が求められる。

NT-41の結果： 炉出力1 KWのとき ch. 1 7.8×10^3 cps
ch. 2 5.5×10^3 cps

(炉中心の全中性子束推定値 4.8×10^{10} n/cm²/sec)

ST-21の結果： 炉出力1 KWのときの第9 ch内の炉心中心レベルでの熱中性子束は、 $\phi_{th} = 2.35 \times 10^6$ n/cm²/sec

以上の結果より、 ch. 1 の感度 0.033 cps/nv_{th}
ch. 2 の感度 0.023 cps/nv_{th}

[黒鉛遮蔽体中の検出器孔まわりの SUS 製案内管による熱中性子束の歪効果は大きいが、 ch. 1, ch. 2 に対するものと予備孔に対しては同一と見做した値である。この歪効果に対しては今後詳細解析して行く予定である。]

7.3 起動系計数率の一次冷却材温度依存性

起動系の一次冷却材温度変化による変動の測定において、炉中心に設置したPu 239 (No. 1) μ .F.C の計数率には変化がないと見做している。Pu 239 (n, f) の炉中心における反応率の温度変化は、体系の温度を 200 °C から 250 °C に変化させた 25 群拡散計算によれば、 2.6×10^{-4} % $\Delta k/k/^\circ C$ と非常に小さいことが示されている。したがって、測定データを整理する上で、炉中心のPu 239 (No. 1) μ .F.C の計数率の温度変化を無視してもさしつかえない。

一次冷却材の密度変化による起動系位置の熱中性子束（またはU²³⁵ (n, f) 反応率）の変化の計算値は、一次元計算によって次の値を得ている。

- 一次元拡散 25 群計算 (NNS-5 セット + 熱群) 5.6×10^{-2} % $\Delta m/m/^\circ C$
- 一次元拡散 70 群計算 (JAERI-FAST-2 set, 熱群含まず) 7.2×10^{-2} % $\Delta m/m/^\circ C$
- 一次元 S_e-P_i 100 群計算 (JSD-100 群) 6.1×10^{-2} % $\Delta m/m/^\circ C$

上記の値は、手法、定数セットが異なっているので、±15%のバラツキがある。
これらの計算から、測定結果は燃料ラックから炉容器までの間の一次冷却材の温度の変化によるものであると考えられる。

一方、測定値では ch. 1 と ch. 2 の応答に差がある。低出力期間中の黒鉛温度、検出器温度には差がなかった。現在のところ、双方の位置での応答に差がある点については明確な原因が把握されていない。

7.4 等温係数

未臨界時と臨界炉心に対する等温係数の測定値は次の結果であった。

未臨界時 ch. 1 の計測結果から -3.56×10^{-3} % $\Delta k/k/^\circ C$ ($190^\circ C \leq T \leq 250^\circ C$)

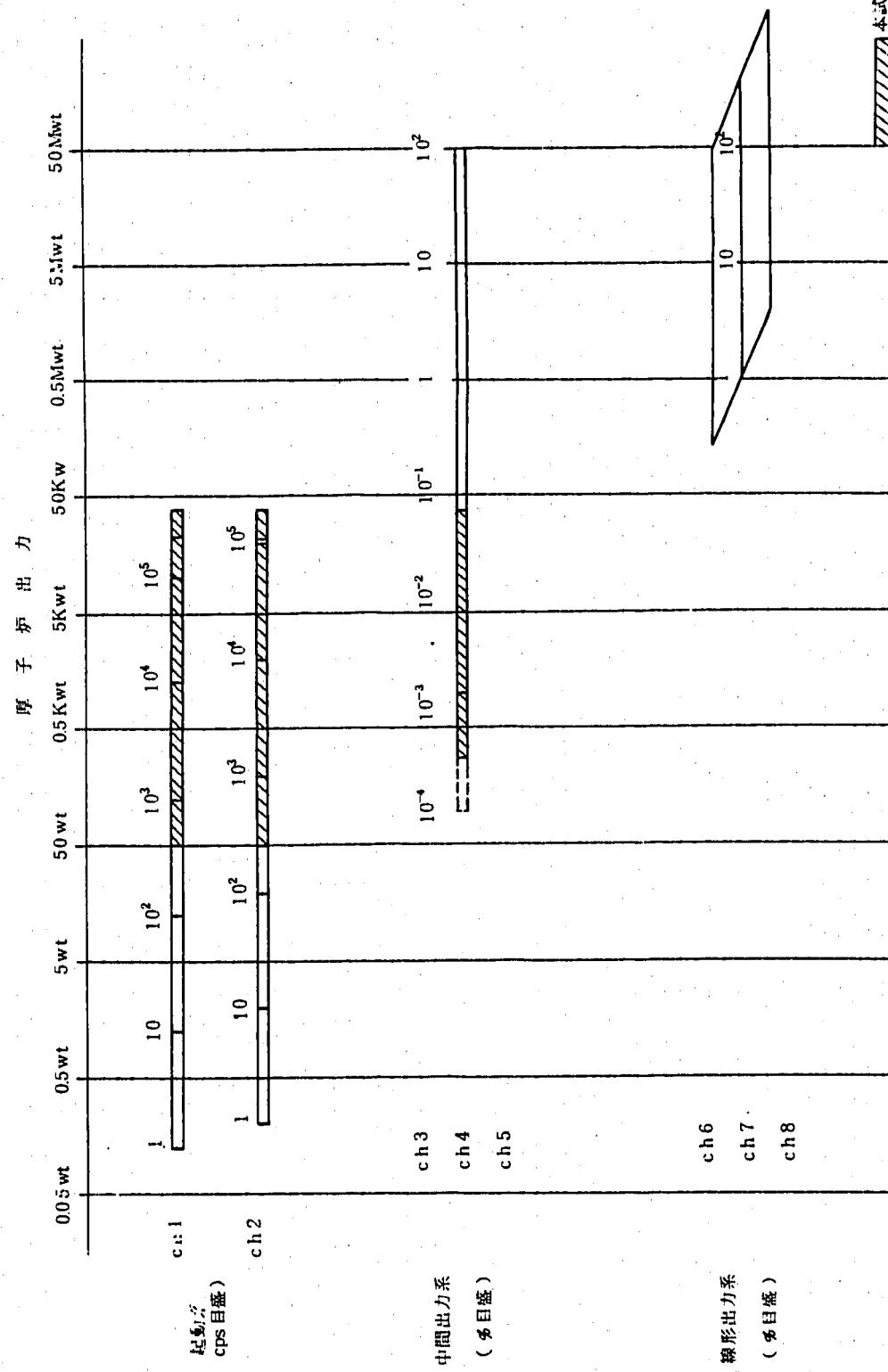


図 7.2-1 中性子計装設備測定範囲 (校正後)

ch. 2 の計測結果から $- 4.09 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ C$

炉中心のPu 239 (μ , F, C) の結果 $- 3.55 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ C$

臨界時の制御棒位置データからの結果 $- 3.65 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ C$

これらの結果は NT-33 等温係数試験の結果 $- 3.77 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ C (170^\circ C \leq T \leq 250^\circ C)$ とよく一致している。冷却材温度を降げる方向と、昇げる方向に対して今回の測定結果では 3~5% の差で一致しており、測定方法に問題はなかったと考えられる。

未臨界状態は、調整棒のみが挿入されている（安全棒は引抜）ので未臨界度は、およそ 2.2% $\Delta k / k$ 程度であった。したがって、未臨界時と、臨界時の等温係数の差が小さいものと考えられる。

ただし、未臨界時のデータで、ch. 1 と ch. 2 の結果から求めた結果には、15% の差がある。これは一次冷却材の温度変化による差とも関連している。

尚、設計値は、 $200^\circ C \leq T \leq 250^\circ C$ の範囲で $- 3.6 \times 10^{-3} \% \Delta k / k / ^\circ C$ である。

7.5 中心サンプル反応度

通常燃料と、案内管 I 型を含む特殊燃料集合体の置換反応度の計算値は、設計に用いた定数 (NNS-5 set) と二次元 6 群拡散手法を用いて得た。

その結果は、 $-0.11 \% \Delta k / k$ であった。一方、前節で示した通り、測定結果は、 $-0.0845 \pm 0.0097 \% \Delta k / k$ であった。この差に関しては、設計で用いた定数セットと手法を用いて、「常陽」炉心の核的モックアップ炉心、FCA 第 5 炉心の解析でも、炉中心の燃料体の価値については、Bias Factor (C/E 値) が 1.3 であることが示されている。この傾向を考え、「常陽」体系でも、計算値に Bias factor を用いて補正すると、予測値は -0.085% となる。

中心における置換反応度は NT-31 燃料等価反応度試験でも測定されており、それらの結果も含め、「常陽」体系とモックアップ体系における傾向を詳細に調べるデータになるであろう。

8. 結 言

各種の μ , F, C を用いた中心軸上の反応率分布測定と核出力較正試験の結果をまとめる。尚、この試験に関連して、いくつかの付加的な核特性が得られた。その結果もまとめて結論を示す。

(A) 核出力較正試験

- (1) 核出力較正は Pu 239 の μ , F, C を使用した。
- (2) 原子炉出力 0.1 kW から 10 kW の範囲で、起動系 ch. 1, ch. 2 の指示値は直線的である。ch. 1 の指示値は 1×10^4 cps で、炉出力は 1.3 kW に相当する。計数率と炉出力の関係の不確かさは ±13 % と推定された。
- (3) 中間系と起動系の対応においては、炉出力 1 kW から 10 kW の範囲でオーバーラップしており、この区間は中間系の指示値と炉出力の関係も直線的である。

(B) 中心軸上の反応率分布

- (1) 炉中心軸上の反応率は、Pu 239 (n, f), U 235 (n, f), U 238 (n, f), Pu 240 (n, f) Th 232 (n, f) の 5 種類測定した。

測定された反応率分布形と対応する計算値（設計手法で行なわれた値）の一致は、炉心部で ±2 % 以内である。測定値から組み立てた軸方向出力ピーキング係数は 1.19 で、設計計算値と一致した。

- (2) 炉中心における核分裂の絶対値と中心スペクトルインデックスは誤差の範囲内で計算値と一致した。

今回の μ , F, C による測定結果は、箔照射から得られた結果と組み合わせ最終的に総合評価される。

(c) 一次冷却材温度変化と起動系の計数率の変動

一次冷却材温度を 190 °C から 250 °C の範囲で変化させたときの起動系の応答変化率は約 $8 \times 10^{-2} \% \Delta m/m/\text{°C}$ である。[100 °C の冷却材温度上昇で計数率は ~8 % 増加する。]

(d) 等温係数

NT-33 等温係数測定で測定されているが、本試験時は、約 2 % の未臨界炉心と臨界時の二通りの炉心で行なわれ、次の値を得た。

未臨界炉心での等温係数の測定値 $-3.55 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{°C}$

臨界炉心 " $-3.65 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{°C}$

(以上 $190^\circ\text{C} \leq T \leq 250^\circ\text{C}$)

NT-33 の結果は、 $-3.77 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{°C}$ ($170^\circ\text{C} \leq T \leq 250^\circ\text{C}$) が得られている。

尚、参考までに設計では、 -3.6×10^{-3} % $\Delta k/k/T$ ($200^{\circ}\text{C} \leq T \leq 250^{\circ}\text{C}$) が予測されている。

- (e) 通常の燃料と特殊燃料集合体の置換反応度は $-0.085\% \Delta k/k$ であった。
- (f) 燃料ラック内の炉心燃料と起動系の中性子計数率の関係は、炉心中心と検出器を結ぶ線上の燃料ラック位置に炉心燃料が装荷されると、最大 25%ほど計数率が増加する。一体の燃料が炉心中心と検出器を結ぶ線から 90° ずれると、計数率の増加はほとんどない。

9. 謝 辞

本試験に使用した中性子検出器駆動装置について設計製作及び試験時に於ける原子炉への据付撤去作業を富士電気製造株式会社に、また、試験に使用した中性子検出器の校正を東京原子力産業株式会社に御協力いただいた。また、試験の計画から終了に至るまで高速実験炉坂田部長（現大洗工学センター所長）をはじめ、部内の方々、特に原子炉の運転を担当して下さった原子炉一課の方々に深く感謝致します。

10. 引用文献

- (1) SJ 201 74-29 「常陽」、安全性確認のための炉心解析(Ⅱ)報告書 1974/2 東芝
- (2) 「常陽」性能試験計画の概要 S 50/12 (改S 51/12) 高速実験炉部
- (3) SJ 236 75-02 出力分布測定用検出器較正試験 1975/3 東京原子力産業研究所
- (4) 制御棒較正試験結果・性能試験結果報告書(技術課)

添付資料

A. 1 中性子検出器較正試験結果の概要

本試験に用いた小型核分裂計数管 (μ , F.C) の中性子感度および核分裂性物質の実効塗布量を求めるために HTR を用いて較正試験が行なわれた。

ここでは、その概要と主な結果をまとめておく。〔試験の結果は、SJ 236 75-02 出力分布測定用検出器類較正試験 1975年3月（東京原子力産業研究所）にまとめられており、その結果より抜粋する。〕

5種類の計数管のうち、 U^{235} , Pu^{239} が塗布されている核分裂計数管は熱中性子束が既知である原子炉照射設備の熱中性子柱内空洞部に設置して計数値を求める。 U^{238} , Pu^{240} , Th^{232} が塗布されている核分裂計数管は原子炉炉心内に挿入し、高速中性子感度を測定した。 U^{238} , Pu^{240} 計数管は熱中性子柱内でも測定し、熱中性子感度の補正を行なった。検出器の組成の仕様値を表 A-1-1 に示す。

1. 热中性子柱内における較正結果

熱中性子束の存在比が高速中性子に比較して非常に高く、熱中性子束が既知である熱中性子柱(B)内空洞部が用いられた。検出器が設置される場所の熱中性子束は金箔放射化法で求められた。

その結果得られた U^{235} , Pu^{239} のカウンターの熱中性子感度と実効塗付量は次のとおりである。

カウンター 項目	U^{235} FC 4A/20/ U^{235}		Pu^{239} FC 4A/20/ Pu^{239}	
	7437-574	7437-575	7437-576	7437-577
熱中性子感度 ϵ_{th} (cps/nv)	2.70×10^{-5}	4.09×10^{-5}	2.00×10^{-4}	1.47×10^{-4}
実効原子数 (n)	5.28×10^{16}	8.00×10^{16}	3.17×10^{17}	2.32×10^{17}
"重量 (μg)	20.6	31.2	126	92.4
使用した熱中性子群の断面積 (barns)	51.15		632	
備考	熱中性子感度の誤差 ± 3.7 %			

高速中性子用の検出器 U^{238} , Pu^{240} についても不純物としての U^{235} , Pu^{239} , Pu^{241} 等のために熱中性子感度をもっている。(Th^{232} については天然依存比が 100% なので熱中性子感度はない。)

U^{238} , Pu^{240} の熱中性子感度

カウンター	U^{238} FC 4A/200/U238	Pu^{240} FC 4A/200/Pu240	
項目	7437-570	7437-573	7437-578
熱中性子感度			7437-579
ϵ_{th} (cps/nv)	2.33×10^{-7}	2.70×10^{-7}	1.77×10^{-6}
実効重量(不純物) (μg)	0.178 (***)	0.206	1.08
使用した熱中性子群定数 (barns)	511.5 *		653 **
備考	(*) U^{238} の不純物としては U^{235} のみを考慮。 (**) Pu^{240} の不純物は仕様書の割合で平均した値 ($Pu^{239}, Pu^{241}, Pu^{242}$) (***) この重量は不純物割合としてみると次のとおりとなる。 $U^{235}/U^{238} = 2.63 \times 10^{-4}$ (測定結果) 一方仕様値は、 3.60×10^{-4} であり 27 % の差がある。		

2. 炉心内における較正結果

高速中性子レベルの高い炉心中に U^{238} , Pu^{240} , Th^{232} カウンターを挿入し計数率を求める。

測定場所の高速スペクトルは、水素による減速を考慮して 180kw 以上の領域で計算された。

高速スペクトルは実験的に $Fe^{56}(n, p)Mn^{56}$, $Ni^{58}(n, p)Co^{58}$, $Az^{27}(n, \alpha)Na^{24}$ 反応を用いて確かめられている。

また、高速中性子に対する感度は、計数値から熱中性子による寄与を引き去ったもの全体を扱っている。

このようにして得られた高速中性子に対する感度と実効塗付量は次の値が報告されている。

カウンター	U^{238} FC 4A/200/U238	Pu^{240} FC 4A/200/Pu240	Th^{232} FC 4A/200/Th232			
項目	7437-570	7437-573	7437-578	7437-579	7437-571	7437-572
高速中性子感度 (cps/nv)	6.19×10^{-7}	7.17×10^{-7}	1.43×10^{-6}	1.70×10^{-6}	1.57×10^{-7}	2.03×10^{-7}
実効原子数 (n)	1.71×10^{18}	1.98×10^{18}	1.67×10^{18}	1.99×10^{18}	1.48×10^{18}	1.91×10^{18}
実効重量 (μg)	675	782	665	791	570	537
実効断面積 (*) (barns)	0.3622		0.8543		0.1059	
備考	(*) 高速中性子に対する断面積の定義は次式による。 $\bar{\sigma}_f = \frac{\int_{E_T}^{\infty} \sigma_f(E) \phi(E) dE}{\int_{180keV}^{\infty} \phi(E) dE} \quad E_T : threshold energy$ 180keV 以上の中性子スペクトルは水素による減速モデルによる計算によっている。 (**) 高速中性子感度の誤差 $\pm 22.4 \%$					

表 A・1-1 核分裂計数管の組成仕様

U 235 カウンター	Pu 239 カウンター	Pu 240 カウンター	U 238 カウンター	Th 232 カウンター
U 235 92.41 %	Pu 239 9.91 %	Pu 239 0.257 %	U 238 0.036 %	Th 232 > 99 %
Ni 15 ppm	Pu 240 0.9 %	Pu 240 99.28 %	U 238 99.964 %	Insoluble matter 0.01 %
Si 20 "	Pu 241 < 0.001 %	Pu 241 0.301 %		
Fe 120 "		Pu 242 0.163 %		Cl 0.01 %
Al 20 "				SO ₄ 0.02 %
Ca 5 "				Fe 0.001 %
C 25 "				Pb 0.002 %
Mo 20 "				La 0.05 %
Cr 15 "				Ti 0.005 %

A. 2 Pu 239 核分裂計数管による核出力較正

核出力較正は炉中心位置の測定値をもとに炉心全体の絶対値を推定しているが、使用した値は設計値（または予備解析値）である。ここでは各定数について設計使用データをまとめておく。

Pu²³⁹ 核分裂計数管の計数率から炉心出力を算出する方法を述べる。

Pu²³⁹ の計数率

$$C = n \left[\sum_g f_g^g g (\sigma_0', T_c) \phi_g \right] f_d \cdot f_s$$

通常燃料中の出力のうちPu²³⁹ 寄与分は次式で表わされる。

$$P^{(4)} = K_f^{(4)} N_{49} \sum_g \sigma_f^g g (\sigma_0, T_f) \phi^g$$

ここで

g : エネルギー群数

n : Pu 239 μ.F.C の実効原子数

$\sigma_f^g (\sigma_0', T_c)$: Pu 239 μ.F.C 中の effective fission cross section (第 g 群)

σ_0' : μ.F.C 中のPu 239 (n, f) に対する self-shielding factor を決める potential の大きさ

ϕ_g : 測定点での中性子束 (ただし通常燃料の場合)

f_d : 内側ラッパ管等の測定用装置による中性子束歪効果による反応率変化に対する補正項

f_s : 内側ラッパ管等の中での中性子ストリーミング効果に対する補正項

$K_f^{(49)}$: Pu 239 1核分裂当りの放出エネルギー

$N_{(49)}$: 燃料中のPu 239 の原子数密度

$\sigma_f^g (\sigma_0, T_f)$: 通常燃料中のPu 239 のeffective cross section (第g群)
(測定点と同一位置)

T_c : Pu 239 μ,F,C の測定位置の温度

T_f : 測定位置に対応する燃料温度

低出力期間の測定は、一次冷却材温度が約 250°C で、炉全体の出力範囲も最大 10 kW 程度までなので $T_c = T_f = T = 250^\circ\text{C}$ と考えてよい。

また測定用装置による反応率分布への影響は、計算によって検討した結果、次の結論が得られている。(*)

• Pu 239, U 235 (n, f) の実効断面積と反応率

μ, F, C 中のPu 239 の $\sigma_f^g (\sigma_0, T)$ と、通常燃料中の $\sigma_f^g (\sigma_0, T)$ の差を実効断面積として比較した結果 その差は十分小さいことが示されている。U 235 (n, f) についても同じである。

通常燃料と案内管（計算では SUS ホルダーを考慮）の効果と、それに伴う自己遮蔽効果の二つであるが、それぞれの組み合わせで次の値が得られている。

Pu 239 (n, f) の実効断面積

項目 炉心状態	炉心燃料中の自己 遮蔽因子の場合	無限希釈に対応する 自己遮蔽因子の場合	備 考
通常炉心	(barns) 1.683	(barns) 1.688	• 通常燃料から案内管への変更に伴うスペクトル変化は小さい。
箔ホルダー 挿入炉心	(barns) 1.686	(barns) 1.691	• カウンター中の自己遮蔽因子として最も差の大きいと考えられる通常燃料と無限希釈の場合の差が 1% 以下である。
備 考	2次元 RZ 16群拡散計算 (NNS - 5 セット)		

したがって、 $\sigma_f^g (\sigma_0', T) = \sigma_f^g (\sigma_0, T)$ とする。

• また、案内管による中性子束歪効果も十分小さく、 $f_d = 1.0$ と考えてよい。

• 案内管中の中性子ストリーミングについても、炉中心付近では無視出来る。 $f_s \approx 1.0$

(*) 「常陽」特性試験の予備解析 (I-1) 1975年3月 東芝

以上の結果から、 μ .F.C の計数率と炉中心の出力の関係が次のようになる。

$$\mu\text{.F.C の計数率 } C = n \left\langle \sum_g \sigma_f^g \phi^g \right\rangle$$

$$\text{炉中心出力 } P^{(4)} = K_f^{(4)} N_{40} \left\langle \sum_g \sigma_f^g \phi^g \right\rangle$$

$$P^{(4)} = K_f^{(4)} \cdot \frac{N_{40}}{n} C$$

$$R^{(4)} = \frac{N_{40}}{n} \cdot C$$

一方、通常の炉心における出力の核種別の構成は次の通りである。

炉中心の核分裂反応率の割合（中性子による核分裂の割合）

($N \sigma_f$) %

	Pu 239	Pu 240	Pu 241	Pu 242	U 235	U 238
割 合 (%)	37.9	3.2	1.6	<0.01	49.6	7.7

{ RZ 6G 拡散計算 70 体炉心、調整棒 1/2 插入パターン
設計時の定数 (NNS - 5 セット) }

核分裂反応による出力は次式で表わされる。

$$P_f = R^{(4)} \left\{ K_f^{(4)} + \left(\frac{R^{(40)}}{R^{(4)}} \right) K_f^{(4)} + \left(\frac{R^{(29)}}{R^{(4)}} \right) K_f^{(29)} + \left(\frac{R^{(28)}}{R^{(4)}} \right) K_f^{(28)} \right\}$$

(ただし Pu 241 の寄与は Pu 239 に含めるものとする。)

次に、計測点の全出力から炉心全体の出力への換算について述べる。

γ 線の寄与

初期炉心 50 Mwt のとき、全出力のうち γ 線による寄与は、炉心部で 7.4 %、ブランケット部で平均 30 % である。これは、4.4Mwt に相当する。

したがって、70 本炉心への換算は次式となる。

$$P = \frac{P_f}{P_{cal}} \times 50. \text{ Mwt}$$

ここで、 P_{cal} : 70 本炉心の測定時炉心に対する出力の計算値 (測定点)

P : Pu 239, μ .F.C の計数率 C に対する 70 本炉心の全出力

計算に使用したデータは表 A. 2-1 に示すものである。最終結果は次のようになつた。

Pu 239 (No.1) FC 4A 576 計数管による場合

$$P = 0.0421 \cdot C \text{ watt}$$

Pu 239 (No. 2) FC 4A 577 計数管による場合

$$P = 0.0576 C \text{ watt}$$

表 A・2-1 核出力較正計算用定数

(1) Pcal 計算用データ

測定時の炉心に対応する計算値(中性子による寄与)(RZ 計算) 70 本炉心 50Mwt

	出力密度 (watt/cc)	ピーキング係数	(RZ 計算値) *
調整棒 1/2 -挿入 炉 中 心	317.5	1.185	(329.1 w/cc)
出力最大位置	319.7	1.193	(331.3 w/cc)

(2) 核分裂当りの発熱エネルギー

ここでは F, P の運動エネルギー, β decay, 中性子の運動エネルギーを考慮する。[γ 線による寄与はほぼ 12 MeV である。(prompt, delayed gamma)]

U 235	178 MeV	2.852×10^{-11} watt/sec
U 238	180 MeV	2.884×10^{-11} "
Pu 239 (Pu 240)	185 MeV	2.964×10^{-11} "

(3) 核種別の反応率比

Pu 239	39.5 %	(Pu 241 も含む)
Pu 240	3.2 %	
U 235	49.6 %	
U 238	7.7 %	

(4) 以上の結果より求める。

FC 4A 576 の核分裂計数率から求める場合(炉中心)

$$P = C \cdot \frac{1.13 \times 10^{-3}}{3.17 \times 10^{-7}} \left\{ 2.964 + \left(\frac{3.2}{39.5} \right) \times 2.964 + \left(\frac{7.7}{39.5} \right) \times 2.884 + \left(\frac{49.6}{39.5} \right) \times 2.852 \right\} \times 10^{11}$$

$$\times \frac{50.0 \times 10^6}{317.5} = 0.0421 C \text{ watt}$$

FC 4A - 577 の核分裂計数率から求める場合

$$P = 0.0576 C \text{ watt}$$

(RZ 計算値) の説明

設計コードの出力規格化は、1 fission 当り 191.5 MeV のエネルギーとして計算した値で 50 Mwt に規格化されている。この値とブランケット部の γ 発熱のように中性子の (n, f) 分布に比例しない効果を考慮し、中性子の寄与分を補正する。

A. 3 解析計算の概要

本試験に対応する解析計算の概要を示す。本報告書における解析の手法は、設計計算のものと同一である。即ち、設計の妥当性を評価することを目的としている。NT-41, NT-42-1 (μ , F, C の軸方向トラバース) については、試験時と実機の出力炉心では、特殊燃料集合体と通常燃料の差がある点で異なるが、その効果についても検討結果を示す。

(1) 解析対象と手法

ここでは NT-41 試験における中心軸方向の反応率分布を対象としている。炉心状態は、70 本炉心で、制御棒パターン I について行ない、設計時の基本的手法である二次元 R Z 拡散計算を中心とした。試験時の特殊燃料集合体の影響についても若干の検討を行なった。

基本的手法

- 二次元 R Z モデル拡散計算（炉心中心軸に注目、調整棒 1 / 2 - 插入）
- 使用定数セット NNS-5 set (炉心設計に用いた ABBN 型 25 群定数セット)

二次元計算では 6 群に縮約して用いる。そのエネルギー範囲は次の通りである。

第 1 群	10.5 MeV	~	1.4 MeV
第 2 群	1.4 MeV	~	0.4 MeV
第 3 群	0.4 MeV	~	0.1 MeV
第 4 群	100 KeV	~	10 KeV
第 5 群	10 KeV	~	1 KeV
第 6 群	1 KeV	~	0.215 eV

◦ Detector 断面積の縮約と自己遮蔽因子のとり方

検出物質の縮約は、特にブランケット部において大切な問題である。

縮約体系は一次元円柱体系で径方向を対象にした 25 群計算をベースにブランケット各列毎の平均スペクトルで縮約し、軸ブランケットの各位置で使用するミクロ定数を求める。

検出物質の (n, f) 反応の自己遮蔽因子は次のようにした。

核種	Self-Shielding Factor のとり方	
	炉心部	軸ブランケット部
U 235	炉心組成均質の σ_0	軸ブランケット組成均質の σ_0
Pu 239	同上	$\sigma_0 = \infty$
U 238	同上	軸ブランケット組成均質の σ_0
Pu 240	同上	$\sigma_0 = \infty$
Th 232	$\sigma_0 = \infty$	$\sigma_0 = \infty$

(2) 計算結果

調整棒 1 / 2 -挿入に対応する、上記 5 核種の反応率相対分布は、本文中に示されている。

炉中心における実効核分裂断面積として次の結果を得た。

核種 項目	Pu 239	U 235	U 238	Pu 240	Th 232
effective fission cross sections	(barns) 1.682	(barns) 1.582	(barns) 0.0724	(barns) 0.539	(barns) 0.0152
備考	(上記の結果) 2 dim RZ 6G 1/2 shim-in 拡散計算 NNS - 5 set (下記の結果) 2 dim RZ 8G " JAERI-FAST-2 set				
	1.693	1.563	0.0752	0.546	0.0169

また、中心の反応率の絶対値を求める場合は、2 次元 R Z 拡散計算の出力規格化に対して、初期炉心での γ 線の寄与を考慮して中性子の寄与分を補正して、中性子束レベルを求めた。このようにして決めた中性子束レベルの絶対値は、 γ 発熱寄与分の推定により不確かさを伴うことになる。しかし、本文中で示した炉中心での核分裂数の測定値と計算値の差のうち、Pu 240, Th 232 については計算上の中性子束レベル、 $\sigma_f^{(eff)}$ の差では説明出来ないと思われる。

(3) 案内管 - I 型の影響

これまで述べてきた計算結果については、通常の 70 体炉心をモデル化した場合の値を示した。実際には、中心には特殊燃料集合体が装荷されている。この両者の差についての計算による予測結果の概要をまとめておく。

・実効核分裂断面積

中心の案内管 - I 型中に SUS 製ペレットがはいった状態と通常の燃料の場合の計算結果を比較する。[2 次元 R Z 16 群拡散計算]

炉中心の $\sigma_f^{(eff)}$

核種	通常燃料	案内管 - I 型
Pu 239 (n, f)	1.683 barns	1.686 barns
U 235 (n, f)	1.589 "	1.598 "
Pu 240 (n, f)	0.535 "	0.530 "
U 238 (n, f)	0.0715 "	0.0700 "
Th 232 (n, f)	0.0149 "	0.0146 "

以上より、各反応に対して、燃料がないことによるスペクトルの軟化傾向は見られるが、両者の差は小さく、特に問題とはならないと考えられる。

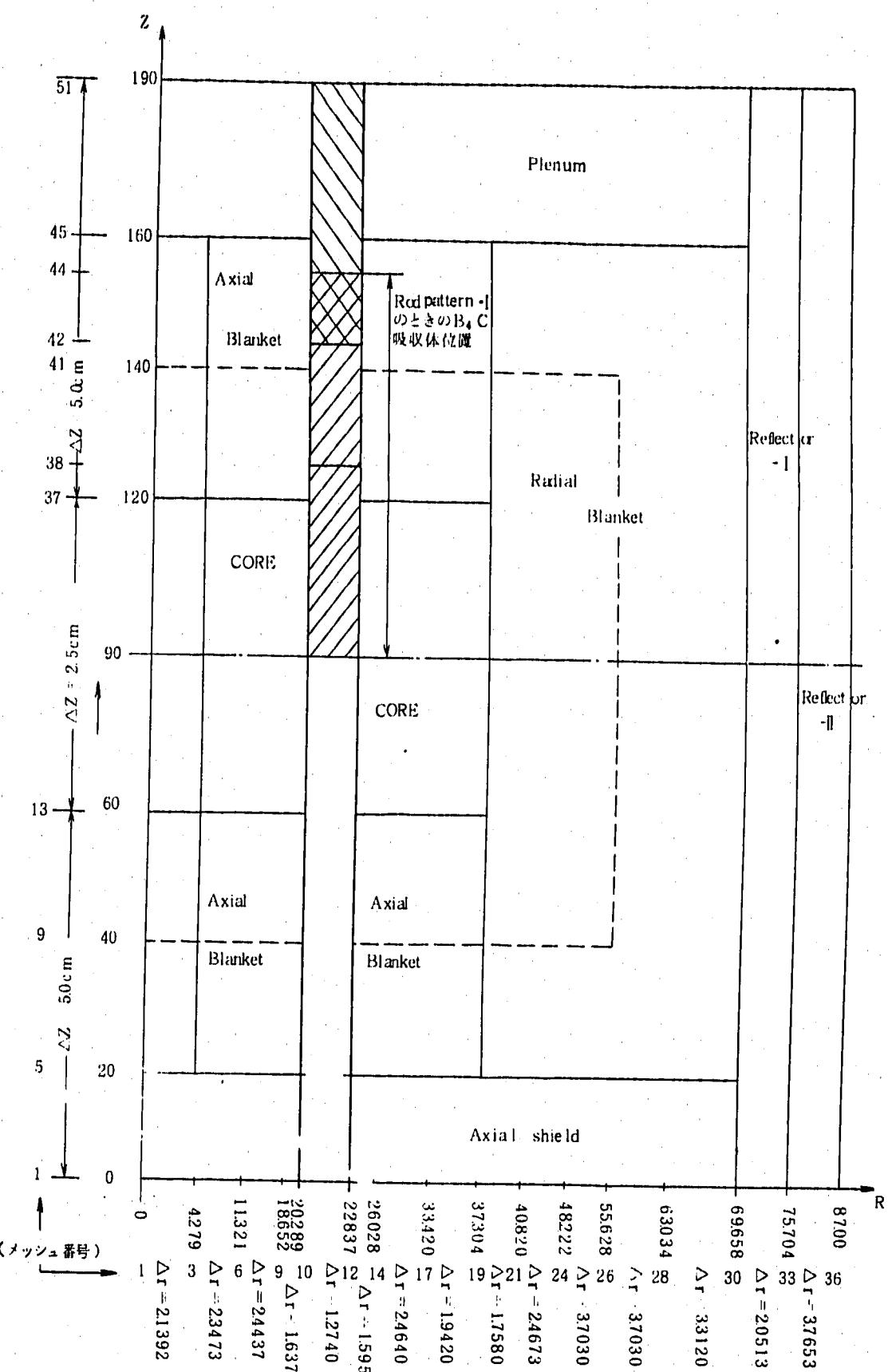
・案内管 I 型中の中性子ストリーミング

中心の案内管 I 型は径が小さく、その中の中性子ストリーミングを評価することは難しいが、予備的に行なわれた 2 次元 S_xRZ 計算結果を参考にすると、次のことが言える。

炉心部では、周辺に等方線源が多く、高速中性子を主とする U₂₃₈ (n, f) についてもストリーミングの影響は見られない。

ブランケット中にはいると U₂₃₈ (n, f) については、炉心からはなれるにつれて数% (~7%) はストリーミング効果が考えられる。

実際には、今回のカウンターの結果の比較をすることにより測定結果からストリーミングの有無を調べる必要がある。ただし、U₂₃₈ (n, f) 等はブランケット部では急激に減少すること、不純物としての U₂₃₅ (n, f) が含まれることにより、ストリーミングの有無を見い出すことは容易でない。



図A.3-1 二次元RZ体系計算モデル

A.・4 中性子検出器駆動装置

ここでは、中性子検出器駆動装置の設計主要目をリストアップし、実験体系を再現するための参考に供する。

1. 中性子検出器駆動装置の設計

1.1 設計仕様

1.1.1 主要目

(1) 検出器駆動装置

(a) 数量	1 基
(b) 型式	電動機駆動方式(減速機付)
(c) 駆動ストローク	1500 mm
(d) 駆動速度	約 0.3 m/mm
(e) 上下所要時間	約 5 分 30 秒

(2) 案内管類

(a) 種類及び数量

(1) 案内筒	1 式
(2) 外側案内管	1 式
(3) 検出器案内管	1 式

(b) 尺寸法(単位 mm)

(1) 案内筒	約 270φ×4520L
(2) 外側案内管	約 901.D×751.D×11900L
(3) 検出器案内管	
全長	約 14100
上部	約 650.D×551.D×11800L
中間部	約 340.D×271.D×400L
下部	約 120.D×101.D×1900L

(c) 重量

(1) 案内筒	約 200kg
(2) 外側案内管	約 220kg
(3) 検出器案内管	約 90kg

(3) ドアバルブおよび軸封装置

(a) 数量	1 式
(b) 型式	手動駆動式
(c) 尺寸法(単位 mm)	約 480B×680W×600H
(d) 重量	約 1600kg

(4) 架台

- (a) 数量 1式
 (b) 型式 鋼板溶接構造
 (c) 尺寸(単位mm) 約790B×790W×3300H
 (d) 重量 約400kg

(5) 計測制御装置

- (a) 数量 1式
 (b) 構成
 (i) 駆動操作回路 1式
 (ii) 位置指示計 1個
 (iii) ケーブル 1式
 (iv) 盤 1個

1.1.2 設計条件

- (1) 原子炉出力 最高100kw
 (2) 設計圧力
 (a) 検出器案内管 内圧 1.0kg/cm² (注1)
 外圧 1.0kg/cm² (注2)
 (b) 素内筒, 外側案内管, ドアバルブおよび軸封装置
 内圧 0.1kg/cm² (注3)
 外圧 1.0kg/cm² (注2)
 (3) 設計温度 300°C (注4)
 (4) 遮蔽条件 (A区分) (注5)
 (5) 耐震クラス
 (a) 案内筒 Aクラス (注6)
 設計水平震度 0.778g
 設計垂直震度 0.324g
 (b) 検出器案内管, 外側案内管, ドアバルブおよび軸封装置 Cクラス
 設計水平震度 0.270g
 (6) 使用雰囲気
 (a) 検出器案内管 内部 アルゴンガス
 外部 アルゴンガスおよびナトリウム
 (b) 外側案内管 アルゴンガスおよびナトリウム

(c) 案内筒、ドアバルブおよび アルゴンガス

軸封装置

- (注1) 軸封装置内で検出器案内管の外側を真空間換した場合。
- (注2) 案内管類の内側を真空間換した場合。
- (注3) 炉容器内カバーガスの設計圧力と同一。
- (注4) 予熱系によるナトリウムの最高温度に余裕をみた値。
- (注5) 低出力試験期間中であり、FPの蓄積およびナトリウム等の放射化も少ない。なお、試験時必要なら立入禁止区域を設け、その境界でA区分とする。
- (注6) 制御棒駆動機構に隣接するためAクラスとする。

A・5 試験用特殊燃料集合体

1. 出力分布測定用燃料集合体の概要

低出力試験において、核出力較正試験および出力分布、中性子束分布の測定に使用される特殊燃料集合体で、中性子検出器が収納される検出器案内管を挿入するために、ロート型をした内側ラッパ管が燃料集合体の中心部に組み込まれている。

出力分布測定用の炉心燃料集合体は、通常の炉心燃料集合体の中心部の燃料要素7本を取除いて内側ラッパ管を固定したものである。

2. 設計

2.1 設計仕様

2.1.1 主要項目

(1) 炉心用燃料集合体

数　　量	5 体
型　　式	ワイヤスペーサ方式
ラッパ管形状	正六角形
全　　長	2970 mm
全　　重　量	約 62 kg
集合体当り燃料要素数	84 本
燃料要素配列ピッチ	7.6 mm
ラッパ管外側対面間距離	78.5 mm
上部パット部外側対面間距離	80.3 mm
下部パット部外側対面間距離	81.4 mm

(2) 燃料要素

型　　式	インテグラルラッピングワイヤ方式
------	------------------

全長	1910 mm
燃料要素外径	6.3 mm
燃料要素内径	5.6 mm
被覆材厚さ	0.35 mm
被覆管-ペレット間隙	0.2 mm
燃料長さ	
炉心部	600 mm
軸方向ブランケット部	上下各400 mm
ガスプレナム容積	85 CC
ラッピングワイヤ直径	1.2 mm
ラッピングピッチ	266 mm

(3) 炉心燃料材料

型式	混合酸化物焼結ペレット
ペレット直径	5.4 mm
ペレット高さ	10 mm
ペレット密度	93.5%理論密度

(4) 軸方向ブランケット燃料材料

型式	劣化ウラン酸化物焼結ペレット
ペレット直径	5.4 mm
ペレット高さ	12 mm
ペレット密度	94%理論密度

(5) 内側ラッパ管

型式	ロート付管
全長	1979 mm
ロート部最大外径	40 mm
管部外径	17.4 mm
管部内径	13.8 mm
全長	1983 mm
ロート部最大外径	40 mm
管部外径	15 mm
管部内径	13.8 mm

(6) ブランケット燃料集合体

A 燃料集合体

数　　量 5 体

A	型 式	ワイヤスパート方式
	ラッパ管形状	正六角形
	全 長	2970 mm
	全 重 量	約 71 kg
	集合体当たり燃料要素数	18 本
	燃料要素配列ピッチ	16.42 mm
	ラッパ管外側対面間距離	78.5 mm
	上部パット部外側対面間距離	80.3 mm
	上部パット部外側対面間距離	81.4 mm
B	燃料要素	
	型 式	インテグラルラッピングワイヤ方式
	全 長	1910 mm
	燃料要素外径	15 mm
	燃料要素内径	13.8 mm
	被 覆 材 厚 さ	0.6 mm
	被覆管-ペレット間隙	0.2 mm
	燃 料 長 さ	1400 mm
	ガスプレナム容積	50 CC
	ラッピングワイヤ直径	1.3 mm
	ラッピングピッチ	300 mm
C	燃料材料	
	型 式	劣化ウラン酸化物焼結ペレット
	ペレット直径	13.6 mm
	ペレット長さ	15 mm
	ペレット密度	94 % 理論密度
D	内側ラッパ管	
	型 状	ロート付管
	全 長	1983 mm
	ロート部最大外径	40 mm
	管 部 外 径	15 mm
	管 部 内 径	13.8 mm
(3)	箔ホルダー	
A	箔ホルダー	
	全 長	1981 mm

管ホルダー外径	12 mm
管ホルダー内径	10 mm
スペーサーベレット部長さ	約 1600 mm
スペーサーベレット直径	9.5 mm
スペーサーベレット高さ	25 mm

2.2.2 設計条件

i) 燃料要素単位長出力	438 W/cm
ii) 燃料要素設計内圧	20 kg/cm ² (注1)
iii) 燃料要素設計外圧	5.0 kg/cm ²
iv) ラッパ管設計内圧	3.0 kg/cm ²
v) ラッパ管設計温度 (注2)	
エンタランスノズル取付部	500 °C
スペーサパッド部	650 °C
ハンドリングヘッド取付部	650 °C
vi) 燃料要素設計温度 (注2)	
冷却材入口側	500 °C
最高点	650 °C
冷却材出口側	650 °C
vii) 特殊部材設計温度	
内側ラッパ管取付部	500 °C (注2)
viii) 使用環境	液体金属ナトリウム、高速中性子束
温度	100~300 °C (注3)
酸素含有量	10 ppm 以下
炭素含有量	45 ppm 以下
ix) 使用年数	約半年 (注4)
x) 地震力	
耐震クラス	A クラス
水平方向地震加速度	0.8 g

(注1) 5000MWD/Tの燃焼度(定格出力で約50日の連続運転に相当)の時に発生するガス状核分裂生成物と封入ガスによる内圧を考慮した値である。

低出力試験では500 kW, 半年の連続運転でも燃焼度は1000 MWD/T以下である。

(注2) 定格運転時の冷却材最高温度に熱過渡条件を考慮した値である。

(注3) 実際の使用条件は、原子炉出力が低出力であり、核加熱が無視できるので、予熱系による冷却材の加熱温度の最大をとる。

(注4) 炉内に装荷して使用するのは1ヶ月程度であるが、炉内燃料ラックに一時貯蔵しておく必要もあり、低出力試験の最大期間をとった。