

JAERI-M

6688

J M T R と J M T R C の対応性

(No. 34 cy. 実験)

1976年8月

瀬崎 勝二・武田 勝彦・桜井 文雄
小向 文作・近藤 育朗

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

JMTR と JMTRC の対応性 (No. 34 cy. 実験)

日本原子力研究所・大洗研究所・材料試験炉部

瀬崎勝二・武田勝彦・桜井文雄

小向文作・近藤育朗

(1976 年 8 月 2 日受理)

材料試験炉 (J M T R) では精度の高い照射と、原子炉の安全性の確認のために、臨界実験装置 (JMTRC 又は CF) を使用して各運転サイクルの先行試験を実施して来た。しかし、 J M T R と C F の間には炉心構造上、若干の差違があり、中性子束分布、反応度等炉特性に差が生ずる。これは、燃料試料の発熱量、燃料要素の核的ホット・スポット因子に影響を与える。そこで、ベリリュウム H 枠を交換した第 34 サイクルにおいて、熱中性子束を測定して JMTR と C F の対応性を確認した。

本報告には、炉出力、熱中性子束、核分裂率、制御棒反応度、超過反応度の測定結果および検討結果を述べてある。

Correspondence between JMTR and JMTRC
(No. 34 operation cycle)

Katsuzi SEZAKI, Katsuhiko TAKEDA, Fumio SAKURAI
Bunsaku KOMUKAI, Ikuo KONDO

Division of JMTR Project, Oarai, JAERI
(Received August 2, 1976)

For accurate irradiation of fuel specimens and confirmation of reactor safety in JMTR(Japan Materials Testing Reactor), advance experiments are made in each operation cycle with critical facility JMTRC(CF), a mock-up of JMTR. Because of the differences in core structure between JMTR and CF, nuclear characteristics, neutron flux distribution, reactivity, etc. differ somewhat between these two ; linear heat ratings of the fuel specimens and nuclear hot-spot-factor of the driver fuel elements are thus influenced. In the JMTR No. 34 cycle, the beryllium 'H' partition walls was replaced, thermal neutron fluxes have been measured, to reaffirm the correspondence between JMTR and CF.

Measured results are described of the reactor power, thermal neutron flux, fission rate, control-rod reactivity and excess reactivity in detail.

目 次

1. はじめに	1
2. 経 緯	1
2.1 J M T R と C F の構造上の差違	1
2.2 ベリリュウム中の毒物の蓄積	3
2.3 燃料試料の線発熱率推定の実績	4
2.4 核的ホット・スポット因子の測定	5
2.5 中性子束の運転期間中変動	5
2.6 超過反応度の測定	5
2.7 制御棒効果	5
2.8 実験上の問題点と解決策	6
2.8.1 炉出力	6
2.8.2 燃料要素内の測定	6
2.8.3 作業手順	6
3. 実 験	8
3.1 炉心構成	8
3.2 熱中性子	8
3.3 放射化箔	8
3.4 カドミ比の測定	12
3.5 照射時の炉出力	12
3.6 放射化箔の計測	13
3.6.1 相対測定	13
3.6.2 フィッショング・フォイル・ワイヤーの計測	13
3.7 燃料試料発熱量の測定	14
3.7.1 C F 実験による推定	14
3.7.2 核計算による推定	14
3.7.3 J M T R 運転時データからの推定	14
4. 実験結果と検討	15
4.1 炉出力測定	15
4.1.1 核熱比	15
4.1.2 核熱比の温度依存係数	15
4.1.3 炉出力	18
4.2 熱中性子束	19
4.2.1 J M T R と C F の比較	22
4.2.2 計算との比較	27
4.3 核分裂率の絶対測定	30
4.4 燃料キャップセル発熱量の比較	31

4.5	水力ラビットによる中性子束の運転期間中変化の測定	33
4.6	制御棒効果の測定	36
4.7	超過反応度の測定	37
5.	結論	42
	謝辞	43
	参考文献	43

1. はじめに

材料試験炉臨界実験装置 (Japan Materials Testing Reactor Critical Facility = JMTR-C 又は CF) は JMTR の運転計画を作成するために先行試験と称する零出力実験を行つて來た。

主要な測定項目は、(イ)燃料試料の発熱量、(ロ)燃料要素の核的ホットスポット因子、(ハ)炉の超過反応度、(ニ)照射試料の反応度である。これらの値は核計算からも得られるが、材料試験炉固有の問題として、炉心が小型で緻密であるうえ、更に実験試料の配置とその構造、材質の複雑多様さ故に核計算上適切なモデル化をしにくい面がある。

一方、CF 実験から、JMTR での値の推定についても炉心構造の差違、出力換算の誤差は推定精度に重要な影響をあたえる。これに関する問題は第Ⅰ期炉心の第 1 サイクルで測定された。しかし第Ⅱ期炉心での測定は行われていない。

JMTR の運転は 50 年度末に 34 サイクルに達した。この間、CF 先行試験、核計算とともに、手法の改善をはかり、両者の推定値は平均的に良い一致を示すようになった。しかしながら、特定の試料については、平均値からの偏差が有意に大きいものがある。さらに、35 サイクル以後、炉心や照射配置を大巾に変更したり、核計算モデルの設定しにくいものがある場合以外は CF 先行試験を行わずに、核計算のみで推定することとした。

この時点では、現在の推定精度を確認し、過去に大きくズレを生じたデータの原因を明確にすることを主眼として、34 サイクルに JMTR の熱中性子束を測定する計画をたてた。

折しも、34 サイクルは反射体のベリリュウム棒を交換した最初の運転にあたり、作業がしやすいことを有利な条件として、2 日間の作業日程で実施した。この実験は原子炉第一課と計画課の共同で計画・実行された。この報告書は主に計画課の観点、即ち、JMTR と CF 実験、核計算との対応を主としてまとめたものである。

2. 経緯

2.1 JMTR と CF の構造上の差違

CF が初期に果すべき役割として、JMTR の核設計を実験的に確認し、核的諸特性を把握することがあった。運転開始にともない、役割は炉心配置の決定、核的安全性の検討に移行し、炉物理実験、照射場特性の測定、照射技術の開発、新炉心の検討が主要なものとなっている。

このような歴史的経緯から、炉心部構造に若干の差違があり、構成も JMTR より融通性をもたせ、多様な組替えを可能にしている。Fig. 1 に JMTR と CF の炉心部の比較を示す。このうち、照射場の特性（中性子スペクトル、中性子束分布）に影響を与えるものに Be 反射体の構造差による水比の相違がある。

水は反射体要素間にギャップが 2 ~ 5.4 mm 厚さある。さらに、JMTR では H 棒通水孔が 6.35ϕ 、CF では測定孔が 7.5ϕ として局所的に存在する。水は Be に比べ、減速能 (Σ_s)

1. はじめに

材料試験炉臨界実験装置 (Japan Materials Testing Reactor Critical Facility = JMTR-C) は JMTR の運転計画を作成するために先行試験と称する零出力実験を行つて來た。

主要な測定項目は、(1)燃料試料の発熱量、(2)燃料要素の核的ホットスポット因子、(3)炉の超過反応度、(4)照射試料の反応度である。これらの値は核計算からも得られるが、材料試験炉固有の問題として、炉心が小型で緻密であるうえ、更に実験試料の配置とその構造、材質の複雑多様さ故に核計算上適切なモデル化をしにくい面がある。

一方、CF実験から、JMTRでの値の推定についても炉心構造の差違、出力換算の誤差は推定精度に重要な影響をあたえる。これに関する問題は第Ⅰ期炉心の第1サイクルで測定された。しかし第Ⅱ期炉心での測定は行われていない。

JMTRの運転は50年度末に34サイクルに達した。この間、CF先行試験、核計算とともに、手法の改善をはかり、両者の推定値は平均的に良い一致を示すようになった。しかしながら、特定の試料については、平均値からの偏差が有意に大きいものがある。さらに、35サイクル以後、炉心や照射配置を大巾に変更したり、核計算モデルの設定しにくいものがある場合以外はCF先行試験を行わずに、核計算のみで推定することとした。

この時点で、現在の推定精度を確認し、過去に大きくズレを生じたデータの原因を明確にすることを主眼として、34サイクルにJMTRの熱中性子束を測定する計画をたてた。

折しも、34サイクルは反射体のベリリュウム枠を交換した最初の運転にあたり、作業がしやすいことを有利な条件として、2日間の作業日程で実施した。この実験は原子炉第一課と計画課の共同で計画・実行された。この報告書は主に計画課の観点、即ち、JMTRとCF実験、核計算との対応を主としてまとめたものである。

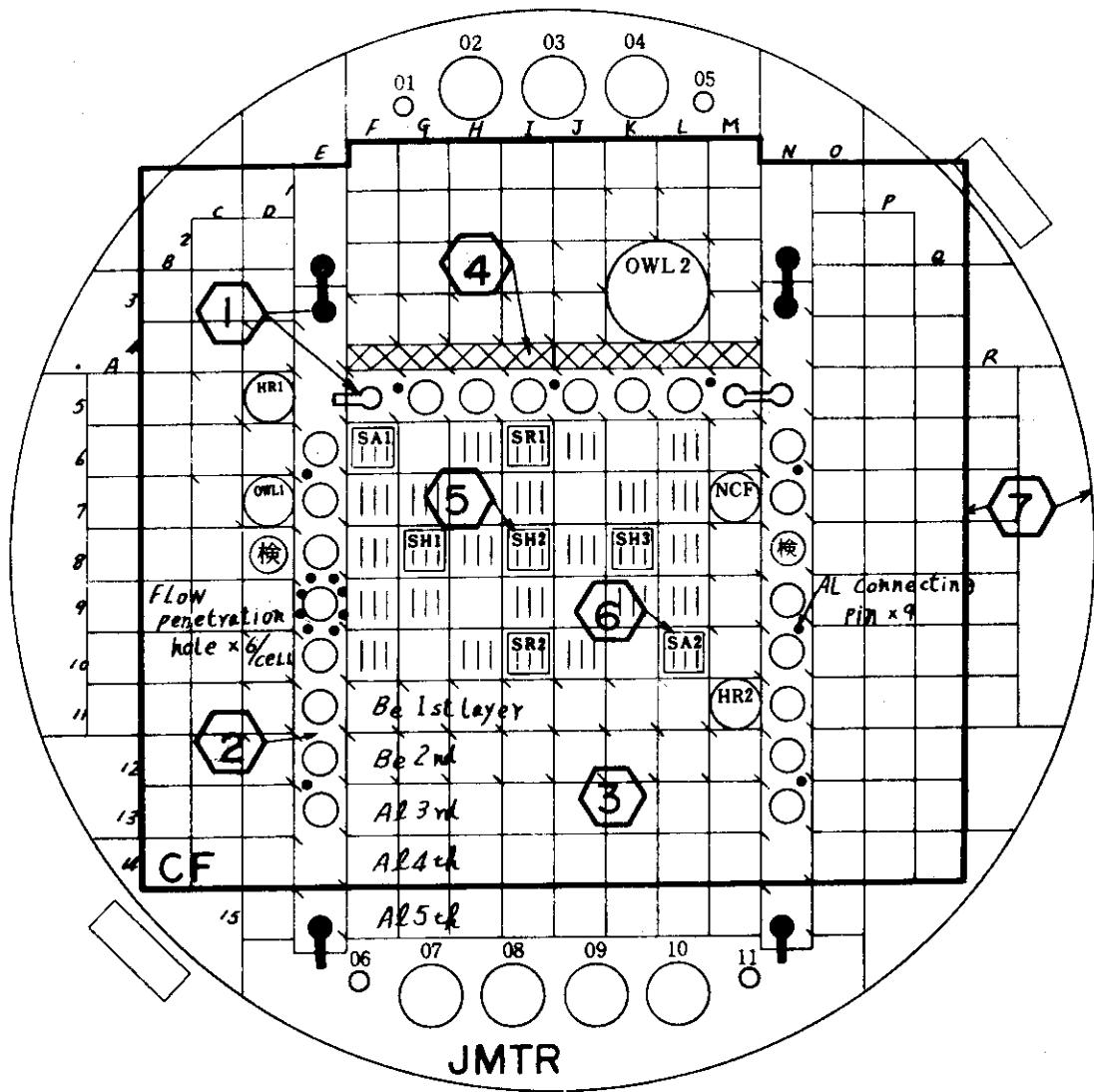
2. 経緯

2.1 JMTRとCFの構造上の差違

CFが初期に果すべき役割として、JMTRの核設計を実験的に確認し、核的諸特性を把握することがあった。運転開始にともない、役割は炉心配置の決定、核的安全性の検討に移行し、炉物理実験、照射場特性の測定、照射技術の開発、新炉心の検討が主要なものとなっている。

このような歴史的経緯から、炉心部構造に若干の差違があり、構成もJMTRより融通性をもたせ、多様な組替えを可能にしている。Fig.1にJMTRとCFの炉心部の比較を示す。このうち、照射場の特性（中性子スペクトル、中性子束分布）に影響を与えるものにBe反射体の構造差による水比の相違がある。

水は反射体要素間にギャップが2～5.4 mm厚さある。さらに、JMTRではH枠通水孔が6.35φ、CFでは測定孔が7.5 φとして局所的に存在する。水はBeに比べ、減速能(Σ_s)



No.	Name	JMTR	CF
1	Connecting rod	Stainless steel (12.7 vol.%/cell) 5-E·F, M·N are Aluminum	not present
2	Bellium 'H' partition wall	74.9mmW×120mmH piled-up (Water content=8.7~10.1vol.%)	Substituted by 76.2 ^{mm} Be reflector elements (W.C = 4.17~7.0 vol.%)
3	Reflector... Be element	74.8 ^{mm} ×843 ^{mmH} (W.C=8.3vol.%)	76.2 ^{mm} ×855 ^{mmH} (W.C=4.2~7%)
	... Al	74.5 ^{mm} ×878 ^{mmH} (W.C=9.0vol.%)	76.2 ^{mm} ×878 ^{mmH} (W.C=4.2~7%)
4	γ-ray shield	35 ^{mmT} Zirconium	31.6 ^{mmT} Lead (Al liner)
5	Control rod absorber	Hafnium metal	Boron stainless steel
6	Safety rod fuel follower	Fuel follower	Fuel element
7	Core outline	1500φ	1235 ^{mm} ×1112 ^{mm}

Fig. 1 Comparison of core configuration of JMTR and CF.

は約10倍、吸収断面積(Σa)は約20倍大きい。Be反射体中のこの程度の水は減速効果が大きく、この部分で熱中性子束の上昇が生ずる。従って、水比の差が、反射体の中性子束の傾きに差をもたらす。

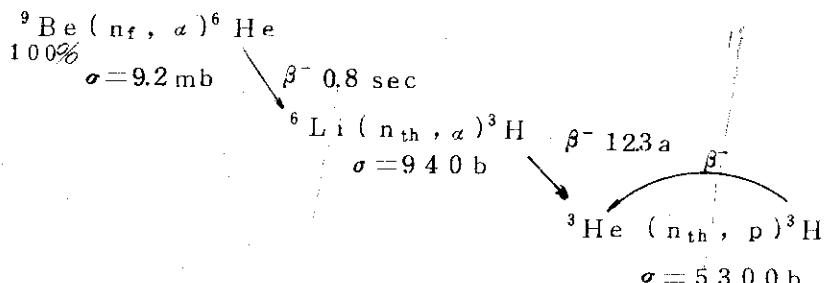
次に大きな相違点にJMTR Be・H棒ジョイントがある。材質はアルミ又はステンレスである。特にステンレス・ジョイント部付近およびその後方では中性子束に著しい差を生ずる。

炉心部外型について、CFは方形で、AL反射体4又は5層目以後は水となっている。この水による速中性子の減速と熱中性子の反射効果が大きく、CFの4層目熱中性子束は上昇する。炉心北側領域では γ 線遮蔽板の厚さが、CFの方が3.4 mm薄いため、この北側ではCFの熱中性子束は大きくなる。

一方、燃料領域について、JMTRでは20要素の半数は前サイクル使用燃料を再使用する。従って、CFでは ^{235}U 量の少い燃料を使用するものの ^{235}U 量に、前サイクル燃焼度に依存する差が生じ、さらに、核分裂性毒物の蓄積がある。JMTRは出力一定の運転を行うので、 ^{235}U 装荷量が多ければ、熱中性子束の低下が生ずる。さらに、毒物の蓄積が多ければ、その負の反応度を補償するために制御棒が引抜かれ、制御棒フォロワーがそれに追従するので燃料域内の実質的な ^{235}U 装荷量が増加することになり、結果的に熱中性子束は低下する。

2.2 ベリリュウム中の毒物の蓄積

燃料領域をとりまく第1、2層目反射体のBe炉内中性子の核反応は次のものが考えられる。



このうち、毒物としては、5~6サイクルで飽和する ${}^6\text{Li}$ 、数10年の間に毒物として利くものに ${}^3\text{He}$ がある。 ${}^6\text{Li}$ の生成量は

$${}^6\text{Li} = \frac{\sigma^9\text{Be}}{\sigma^6\text{Li}} \cdot \frac{\phi_f}{\phi_{th}} \cdot {}^9\text{Be} (1 - e^{-\sigma^6\text{Li} \phi_{th} \cdot T})$$

ただし、 σ : ${}^9\text{Be}$, ${}^6\text{Li}$ の中性子吸収断面積

ϕ : 速・熱中性子束

: ${}^9\text{Be}$ の原子数

T : 原子炉運転時間

例えば、 $\phi_{th} = 2 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、1サイクル24日運転とすると、飽和特性は

サイクル数	1 cy	2	3	4	5	6	7	8	9	10
飽和率	32%	54	69	79	86	90	94	96	97	98

となり、 $\phi_f / \phi_{th} = 0.35$ と仮定すると、このBeの吸収断面積は反射体を構成する単位原子数当たり初期の9.2 mb/atomから、飽和した時点で12.4 mb/atomに増大する。この結果は、Be反射体中の熱中性子束低下と炉の超過反応度低下をもたらす。

2.3 燃料試料の線発熱率推定の実績⁽¹⁾

燃料キャップセルの燃料試料の線発熱率の推定値には、CF実験から求めた値(Q_{CF})と核計算から求めた値(Q_{cal})がある。JMT-Rからは運転中の温度測定と熱計算からの値(Q_{GEN})が得られる。表1に第12サイクルから第33サイクルまでに装荷されたキャップセルについて、それぞれの値の比較を示す。サンプル数が異なる理由は、 Q_{CF} , Q_{cal} , Q_{GEN} のいずれかに値が得られないキャップセルがあるためである。

全般に、 Q_{CF} は大きく、 Q_{cal} は中間、 Q_{GEN} は小さくなる傾向がある。さらに、それぞれの推定精度の目安を立てるために、標準偏差をみると、 Q_{CF} , Q_{cal} , Q_{GEN} について、それぞれ、5, 10, 20%となる。さらに、 Q_{CF} は、炉心から遠ざかる程相対的に大きくなる傾向、 Q_{cal} は反対に小さくなる傾向がある。^{*}さらに、個別のキャップセルについて、標準偏差から有意にかけ離れるものがある。 Q_{CF} に関するこの原因是、炉心構造による局所的な効果、照射試料模擬物の差によるものと考えられる。今回の炉心全体にわたる熱中性子束の測定により、この差異を明確にし、JMT-RとCFの対応係数を求める。尚、核計算はJMT-R炉心をモデル化して計算しているので、JMT-R, CFの炉心差違の問題は保存されている。

表1 燃料キャップセル発熱量 Q_{CF} , Q_{cal} , Q_{GEN} の比較 (No.12~33cy)

	Q_{cal}/Q_{CF}	σ	n	Q_{cal}/Q_{GEN}	σ	n	Q_{CF}/Q_{GEN}	σ	n
全 キャ プ セ ル	0.948	13.1%	84	1.025	24.8%	59	1.116	19.7%	56
燃 料 領 域	0.999	2.6	4	1.322	15.0	4	1.348	12.1	4
反射体第1層目	—	—	0	2.024	—	1	—	—	0
〃 2	0.964	10.0	51	1.051	14.3	25	1.152	11.7	23
〃 3	0.904	6.2	24	0.918	20.0	24	1.059	19.9	24
〃 4	0.959	18.9	3	0.936	16.9	3	0.975	5.1	3
東 領 域	0.924	11.4	11	1.003	12.1	12	1.046	7.7	11
南 〃	0.912	10.9	35	1.003	23.0	30	1.158	18.8	29
西 〃	0.995	6.1	7	0.843	5.5	8	0.837	6.0	7
北 〃	0.978	6.9	25	0.941	0.8	3	1.299	5.2	3
B _e 反 射 体	0.949	12.3	64	0.983	27.9	40	1.099	21.3	37
A _l 〃	0.934	14.6	19	1.110	18.3	19	1.164	15.7	18

σ : 標準偏差 n : サンプル数

* その後、スペクトルを考慮して群定数を作成し、反射体層依存のバックリングを入力する計算により改善した。

2.4 核的ホット・スポット因子の測定

J M T Rの燃料要素の熱的安全性を検討するために、核的ホット・スポット因子をC Fで測定する。C Fでは核的ホット・スポット因子を、チャンネル因子(F_H)、縦方向ピーキング係数(F_z)、局所的ピーキング係数(F_L)、サイクル中変動因子および前、後半サイクル比(ϵ)に分離し、個々の値を独立に測定する。 F_H は各サイクルの炉心配置により決定され、 F_L は吸収、減速能の著しいキャップセルの配置に影響される。 F_z は縦方向不均一のキャップセルに隣接した場合に影響をうける。しかし、 ϵ とともに制御棒引抜き様式が変わらないかぎり大きな変化はない。以上から、運転計画の作成にあたり、大巾な炉心変更をしないかぎり、C Fでは F_H と経験的に予測した点の F_L のみを測定する。今回の測定ではC Fと同一点で核的ホット・スポット因子を測定し、C Fの推定結果と対比し、精度を確認する。

2.5 中性子束の運転期間中変動

照射場の特性を掌握するためには、中性子の絶対値と分布を知ることは勿論、エネルギースペクトルとサイクル中変化を把握することが必要である。今回、水力ラビット1・2号機を使用し、サイクル全期間にわたり、適宜中性子束を測定して、サイクル中変化を求めた。エネルギースペクトルは炉出力の関係から別の機会に行うこととした。

2.6 超過反応度の測定

J M T Rは $10\% \Delta K/K$ 前後の大きな超過反応度をもっている。消費する反応度の内訳は、(イ)燃焼および毒物の蓄積、(ロ)照射試料の装荷、(ハ)運転余裕である。(イ)は通常のサイクルで一定量であるから、(ロ)の量により(ハ)が制約される。経験の乏しい初期の段階では炉心配置を十分に考慮し、反応度を精度良く測定し、基準値を確保する必要がある。この超過反応度はJ M T R、C F、核計算から得ることが出来る。J M T R、C Fは第2期炉心の最初の運転にあたる第12サイクルで、燃料要素を逐一追加し、臨界点以後の追加反応度を制御棒反応度変化率と臨界制御棒位置差との積算によって求めた。引続く運転サイクルでは制御棒位置差と制御棒較正值の積を加減して超過反応度としている。

もし、Be中の生成毒物が反応度を減ずる効果を及ぼしているとすれば、Be棒が新しいものに変えられた34サイクルでは反応度が上昇すると予想される。2.2での検討に基づき、この予想値は、燃料領域4側面のうち2側面と接するBe棒を交換することにより、最大0.25～0.5% $\Delta K/K$ の上昇となる。

2.7 制御棒効果

燃料領域の熱中性子束分布の傾きを大局的に知るために、対称位置にある制御棒、S R-1と2、S H-1と3について起動時臨界位置の反応度変化率の比を求め、これをC F制御棒S A-1と3、S H-1と2と比較する。さらに、核計算とも関連づけるために、反応度は熱中性子束の自乗に比例すると近似する。従って、反応度変化率比の平方根と、核計算から求められる制御棒位置の熱中性子束比は、ともに熱中性子束の傾きを大局的に表示する。34サイクルで、この比較を行った。

2.8 実験上の問題と解決策

2.8.1 炉出力

J M T Rの炉出力 50 MWは炉心出入口温度と一次流量より算出した熱量、即ち熱出力(P_T)で定義し、この誤差⁽⁵⁾は計測器の精度を含め ± 1.6 MWと考えられている。この方法では炉プールへの熱の逸散を補正する必要があるが、誤差の範囲に含めている。炉出力にはこの他に、核計装から得られる値、核出力(P_N)がある。核出力は、熱出力が精度よく測定される高出力運転時に規格化することが出来る。熱出力が小さく、温度差が生じない低出力運転時には、この規格化された核出力が炉出力を決定する唯一の手段となる。しかし、核出力と熱出力の比は、各運転サイクルの炉心配置に依存することは勿論、原子炉運転中全期間にわたって、制御棒位置、炉心水温、核燃料の燃焼による減損と毒物の蓄積で変化する。特に、起動直後、出力上昇の過程ではこの変化は著しい。従って、低出力での熱中性子束測定時には、制御棒も深く挿入され、炉心水温も低いために、精度の高い核熱比を求める必要がある。即ち、高出力運転後の核熱比変動曲線から、外挿して求める。

一方、熱出力、核出力とは独立に、低出力時に炉出力を求める方法として、炉雑音法、箔放射化積分法が可能である。炉雑音法出力(P_{toil})を測定するため、燃料領域代表点で核分裂箔を照射した。この2方法による炉出力は、CFで測定した値と比較することにより、J M T R起動時の低出力実験炉出力、即ち、核熱比の妥当性を検証することができると同時に、CF炉出力とJ M T R炉出力 50 MWの関係を明確にすることが可能となる。

2.8.2 燃料要素内の測定

これまでに、燃料要素内に放射化箔類を挿入して中性子束、核分裂率を測定したことはない。これは、箔類挿入による燃料板の損傷や測定試料の回収不足による炉内滞留物を原因とする高出力運転時の熱的不安全性への懸念があったからである。今回は、測定の主旨から、燃料要素の核的ホット・スポット因子を求ること、および、CF炉出力との対比を行うことが不可欠であるため、後述する新たな方法により核分裂率を測定するため、核分裂ワイヤーを燃料要素代表点に挿入した。

2.8.3 作業手順

放射化箔類の炉内挿入・取出しは CFでの作業に比較し、線量率が高くなること、汚染の可能性があることから、CFとは異なる手順をとらなければならない。放射化箔を貼付けるプラグとしてJ M T Rのものは表面線量率が数 10 ~ 数 1000 R/hr にもなり、使用することは出来ない。このため、測定点に使用するプラグは Be, Alとも全数 CFのものを使用することとした。J M T Rのプラグと照射直後の測定プラグは被曝防止のため、水中で取扱うこととし、専用の取出しバスケットを製作した。放射化箔の回収は、2~3日冷却後に行った。

放射化箔をプラグに貼付けるため、プラスチックテープを使用する。このテープのベースと糊の耐放射線強度を試験するため、使用済燃料からの γ 線を利用し、 $10^6 \sim 5 \times 10^7$ R の照射試験を実施した。この照射量は最大 200 kW・2 時間運転に相当する。この結果、プラスチックテープ(住友 3 M, スコッチパクリンテープ No 681)の耐放射線強度は 5×10^6 R (20 kW 2 時間運転相当)までは何らの問題も生じない。それ以上になるとテープベースの着色から硬化が進行し、剥取時にテープがさけやすくなる。 5×10^7 R 以上になるとテープベースは粉碎

されはじめ、使用に耐えなくなる。

フィッショングワイヤーを取付ける燃料要素は、取付時の作業性を良くするため、全数新燃料を使用した。これにより、試料挿入時の放射線被曝の心配はなくなった。試料の支持はCFではアクリル板を使用している。アクリルは耐放射線強度がプラスチックテープより弱く、 10^6 Rで細粉化する。従って、JMT-Rではアルミ細管にフィッショングワイヤーを封入し、これを燃料板間に挿入し、照射後、遠隔的に細管のみを取出すようにした。

3. 実験

3.1 炉心構成

第34サイクル炉心は、第33サイクルが半サイクル運転相当で、約6ヶ月前に終了し、引き続きBe・H棒交換工事が行われ、定期検査を実施する過程で構成された。34サイクル燃料装荷量は前サイクルの燃焼量とキャップセル装荷量および炉心の対称性を考慮した結果、通常のサイクルより新燃料を4本多くし、12本とした。さらに、前サイクル使用燃料の冷却期間が6ヶ月あつたことから、毒物蓄積量が少く、実質的な²³⁵U装荷量を増大させている。照射キャップセルの配置は、比較的東側領域を軽くし、西、南領域を重くしたことにより、燃料領域の中性子束分布のバランスは従来より改善された。従って、起動時臨界制御棒位置が低くなること、炉内中性子バランスがより平坦化していることは最近の運転サイクルの中では特異なことであり、Be・H棒交換と相俟って34サイクル炉心を特徴づけている。

Fig. 2 にJ M T R 第34サイクル炉心装荷図、Fig. 3 にC F 第34サイクル炉心装荷図を示す。J M T R と C F の炉心の差違については2.1で述べた。その他の相違的は照射試料の構造、材質にある。C Fで構成する模擬炉心は、その目的から、核的性能のみを重視する。キャップセル個々については Σ_a 、 $\delta\Sigma_s$ が±10%の範囲内で一致するよう簡略化してある。しかしながら、燃料試料については核分裂断面積(Σ_f)を模擬しない場合がある。特に今サイクルのOWL-2の燃料集合体のように²³⁵Uが約800gも装荷されるものについては、 Σ_f を模擬しないことにより、その周辺の速中性子は勿論のこと、熱中性子分布についても大きな差が生ずることになる。

3.2 热中性子束測定点

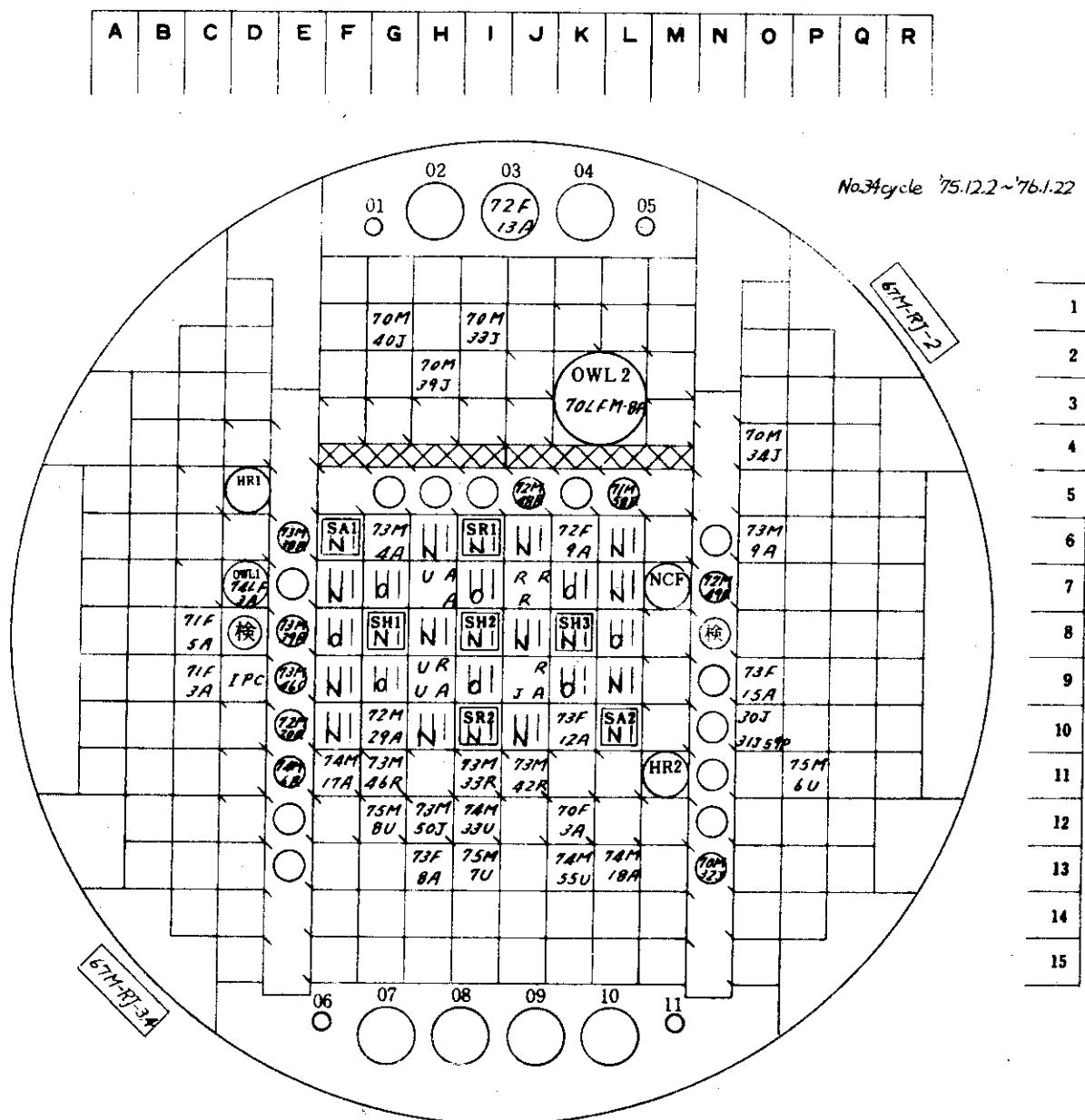
測定点は、熱中性子束についてC F および核計算と対比する観点からJ M T R 対 C F 比、J M T R 対核計算比の局所依存、反射体層依存を明確にするよう選定する必要がある。しかし、J M T R については高放射線下での作業になると、工程の制約が大きく、最終的にFig. 4 测定点に示す、Be、Alプラグのみ32点に選定した。これらの点は全数C Fとの対応が可能であり、プラグの出入操作が容易に行える場所である。放射化箔を貼付ける位置は炉中心から-80mmであり、これを燃料領域に面する方向に挿入した。C Fではこのプラグの反対側を含め両面で測定した。

さらに、水力ラビット1、2号機において、零出力測定時および、引続く高出力運転中に合計10点で中性子束を測定した。ラビットはダミー、試料の順に挿入したため、測定位置は炉中心から±30mmの範囲にある。

3.3 放射化箔

使用した放射化箔の仕様を以下に示す。

Au フォイル :	$5 \text{ mm} \times 5 \text{ mm} \times 0.02 \text{ mm}$	9 mg/枚
Dy フォイル :	$3 \text{ mm} \times 3 \text{ mm} \times 0.02 \text{ mm}$	2 mg/枚 (C F のみ)



Fuel element N : New Fuel, O : Old Fuel



Be element



Al element



Irradiation capsule

Fig. 2 Configuration of JMTR core on no. 34 cycle.

JMTRC 炉心装荷図

(L-1)
(CIC)

	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N	O	P	Q
1															S-2 (BF3)	
2					70M 40J		70M 39J									
3						70M 39J						OWL-2 70LFM8P				
4					UIC								70M 34J			
5		(HR-1)							72M 48R		71M 58R					
6			73M 38R		C 73M 4A	A SA-1		72F 9A	A				73F 9A			
7		OWL-1 74LB 28A			A B 0A	B R R R	B A					(NCF)	72M 49R			
8	71F 5A	A8 73M 39R		B SH-1 A SA-2	A SH-2	A						Reg	A8			
9	71F 3A	IPC 23M 46U		A B 0A	B J A	R	B A						73F 15A			
10			72M 20R	A 72H 29A	A SA-3	A 12A	73F 12A	C					J		J P	
11				74M 6R	74M 17A	73M 46R	73M 33R	73M 42R				(HR-2)			75M 6U	
12					75M 8U	73M 50J	74M 33U	70F 3A								
13						73F 8A	75M 7U	71M 55V	74M 18A				70M 52J			
14	S-1 (BF3)															

Fuel element A: 279 g ^{235}U , B: 237 g ^{235}U , C: 195 g ^{235}U 

Be element



Al element



Irradiation capsule

Fig. 3 CF core configuration corresponds to no. 34 cycle JMTR core.

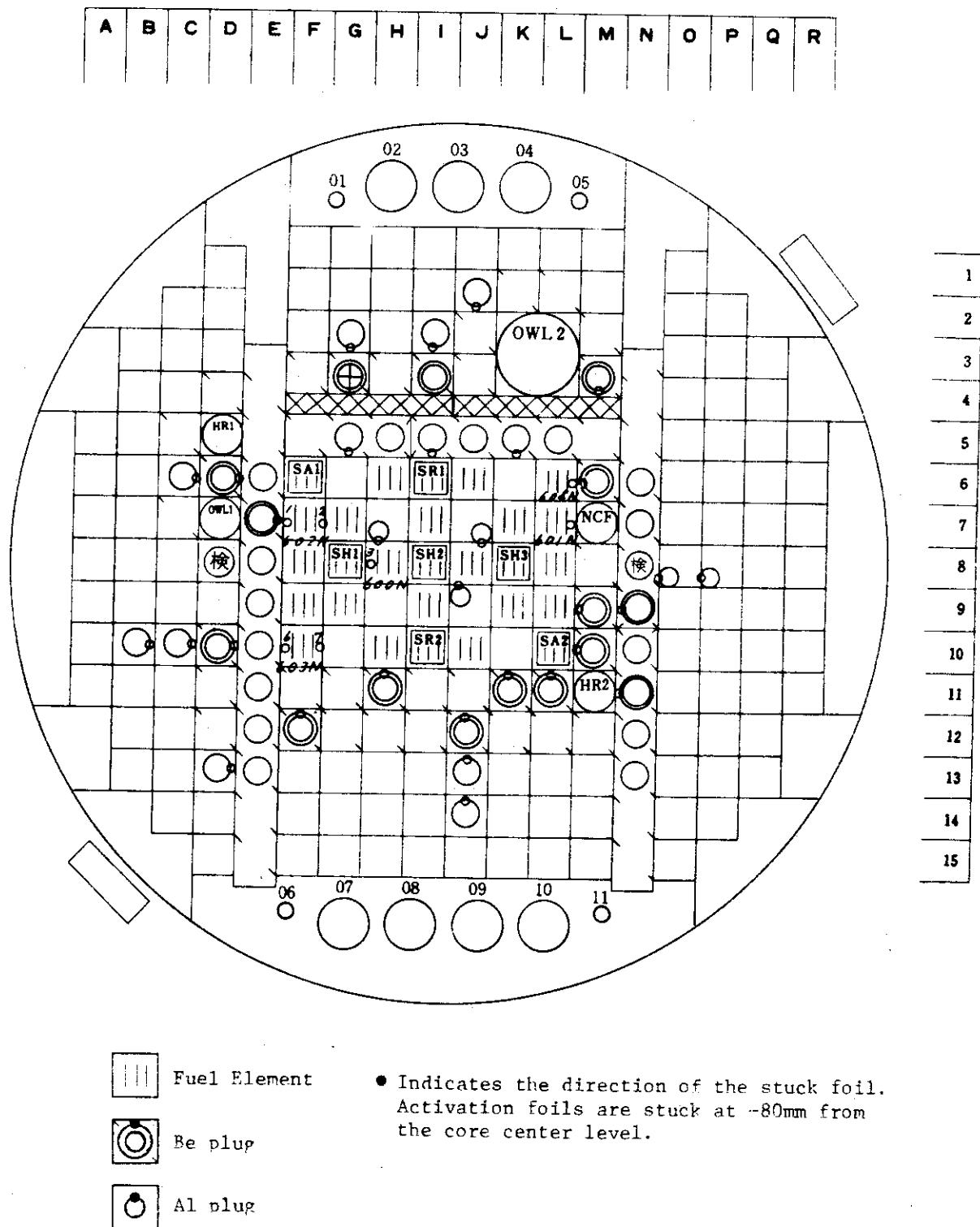


Fig. 4 Detecting points for thermal neutron flux.

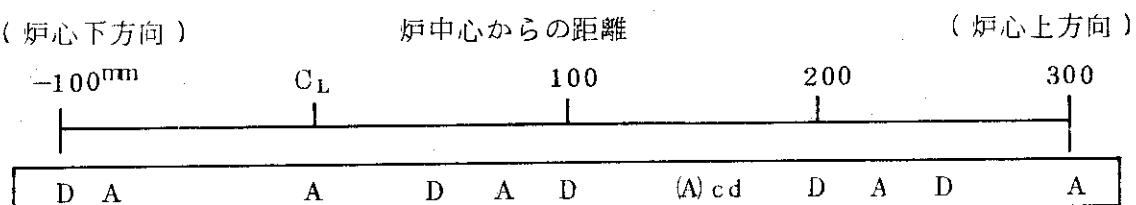
フィッショングライヤー : 89.85% ^{235}U , 8.53 wt.% U-Al
 $0.5 \text{ mm} \times 0.5 \text{ mm} \times 50 \text{ mm}$, $^{235}\text{U} 2.3 \text{ mg}$ / 本 (J MTRのみ)
 フィッショングフォイル : 93.12% ^{235}U , 24.96 wt.% U-Al
 $5 \text{ mm} \times 5 \text{ mm} \times 0.2 \text{ mm}$, $^{235}\text{U} \geq 2 \text{ mg}$ / 枚 (CFのみ)

その他、水力ラビットについては Fig. 16 に示す。

Au 箔は絶対測定用として使用し、Dy 箔は熱中性子束の相対分布の測定に使用した。Au のカドミ比測定には 0.5 mm 厚さのカドミ板を使用した。このカドミ板の $1/\nu$ の吸収体に対するカドミ・カットオフ・エネルギーは 0.56 eV である。

3.4 カドミ比の測定

Au のカドミ比 (R_{cd}) 測定は下に示すような箔配置による内補法を用いる。



D : Dy フォイル, A : Au フォイル, (A)cd : カドミカバーの Au フォイル

この方法は一回の測定で精度の良い値を得ることが出来る利点がある。しかし、カドミ比 1 点の測定に Au 箔を 5 枚使用するため、多数点の測定にはむかない。そこで、Dy 箔を同時に配置し、

$$\xi \equiv Au (1 - 1/R_{cd}) / Dy$$

ただし、Au, Dy は放射化量

を定義する。多数点の測定においては代表点で ξ を測定しておき、他は Au, Dy の一对を配置して、この放射化比に ξ を使用して、カドミ比を逆算する方法をとる。この方法の誤差は Au のカドミ比が 2 ~ 10 の範囲で誤差 2 % 以内である。参考に、この範囲で、Dy のカドミ比は 100 ~ 200 である。以上の方法により、CF にて全測定点のカドミ比を測定し、この値を J MTR にも使用した。これにより、J MTR での測定箔の数量を検討し、カドミ板取付による炉内落下を防止することが出来た。尚、カドミ比についての CF - J MTR の対応は良いと仮定し、さらに、熱中性子束に換算する場合に、誤差の影響は半分以下になる。

3.5 照射時の炉出力

今回使用するフォイルに必要十分な放射化量を得る炉出力は、約 100 W で良い。CF はこの出力で 1 時間運転された。J MTR で照射炉出力を決定する上で問題になるのは、前サイクルより引き継ぎ装荷される燃料要素からの遅発 γ 線、およびキャップセル、原子炉構造材からの崩壊 γ 線と反射体 Be の光中性子反応によるバック・グラウンド出力である。中性子の発生源が、燃料領域と異なることから、この中性子束分布は運転時とは差がある。当初このバック・グラウンド炉出力は最大数十ワットであると推定された。この影響を 0.5 % 以下にするには炉出力を 10 kW 以上にする必要がある。反面、炉維音法による炉出力測定⁽²⁾のための検出器信号の上

限値と測定器系の制約、および、運転時の自動制御レンジの選択があり、最終的に、照射時炉出力を核出力で 2 kW と決定した。

炉雑音法炉出力測定に使用した検出器は炉心番地 G-4 に挿入した非補償型電離箱 (UIC) である。この検出器の中性子感度は、 $1.2 \times 10^{-14} \text{ A/nv}$ 、2 kW 運転時の熱中性子束は $1 \times 10^{10} \text{ nv}$ であるから、出力電流は 10^{-4} となり、この検出器の上限値となる。

照射時間は、一次冷却水流量の有無による機械的、熱的炉雑音の影響を比較するため緊急ポンプ入・切それぞれ 1 時間、計 2 時間とした。2 kW 運転起動前の測定ではバックグラウンド炉出力は 6 W 程度であり、これによる炉出力、中性子束分布への影響は 0.3 % である。

3.6 放射化箔の計測

J M T R で照射した Au 箔の放射性核種生成量は照射直後で箔 1 枚につき $60 \mu\text{Ci}$ 、Dy が $150 \sim 5 \mu\text{Ci}$ である。フィッショングフォイルは照射 1 日後の γ 線放出率で J M T R のワイヤー 1 本当たり $6 \times 10^4 \text{ photons/sec}$ 、CF がフォイル 1 枚当たり $3 \times 10^3 \text{ photons/sec}$ である。

3.6.1 相対測定

試料の幾何学的効果をとりのぞくため、井戸型 NaI(Tl) シンチレーション検出器を使用した。 ^{198}Au は 412 keV の全エネルギーピーク、 ^{165}Dy は 250 keV 以上の γ 線を測定した。Dy は照射後 4 ~ 10 時間以内に測定し、Au は J M T R で照射したものと 20 日後、CF で照射したものと 2 ~ 5 日後に計測した。この検出器の計数効率は Au について 4.5 % である。計測時の計数率は $10^4 \sim 5 \times 10^2 \text{ cps}$ であった。検出器の不感時間は $1.2 \mu\text{sec}$ 、自然計数は 20 cps を使用した。

3.6.2 絶対測定

Au 箔のうち 10 枚を絶対測定した。測定には $\beta - \gamma$ 同時計数器を使用した。 β シンチレータはアントラセン、 γ シンチレータは NaI(Tl) を使用している。アントラセンの γ 線感度を考慮して、 β 側のディスクリミネータは 412 keV を計数しない十分高い位置に設定した。この測定系の同時計数分解時間は 85 nsec である。さらに、絶対値を検証するために、高精度で計数効率が測定されている Ge(Li) 検出器による測定を行った。両者は統計誤差 0.5 % 以内で一致している。

3.6.3 フィッショングワイヤーとフォイルの計測

照射 5 ~ 7 日後に高精度に計数効率が測定されている Ge(Li) 検出器を使用して、核分裂生成物のうち ^{140}La の 1,596 keV γ 線の全エネルギーピークを定量した。ワイヤーは検出器との幾何学的な効果をフォイルと同一にするため 50 mm の長さを直径 5 mm の渦巻状にした。検出器前面から試料までの距離は 5 cm で、この位置での検出器効率は 4.3×10^{-2} である。計数時間は 3000 sec で全計数は 13,000 であった。

3.6.4 使用した定数値

$$^{198}\text{Au} \text{ の崩壊定数}^{(3)} = 0.01072 \text{ h}^{-1}$$

$$^{198}\text{Au} \text{ の } 412 \text{ keV } \gamma \text{ 線分岐比}^{(3)} = 9.55 \%$$

$$^{165}\text{Dy} \text{ の崩壊定数}^{(3)} = 0.2290 \text{ h}^{-1}$$

^{140}Ba の崩壊定数 ⁽³⁾	$= 0.00226 \text{ h}^{-1}$
^{140}La の崩壊定数 ⁽³⁾	$= 0.0172 \text{ h}^{-1}$
^{140}La の 1.596 keV γ 線分岐比 ⁽³⁾	$= 9.56\%$
^{140}Ba の核分裂収率 ⁽⁴⁾	$= 6.32\%$
^{140}La の核分裂収率 ⁽⁴⁾	$= 0.0057\%$

3.7 燃料試料発熱量の測定

3.7.1 CF実験による推定 (Q_{CF})

模擬キャップセルの燃料ピン被覆管表面に Au, Dy 薄を貼付け熱中性子束分布を測定する。被覆管表面測定値は、別の実験又は、核計算から求められた、ピン内熱中性子束分布を参考にして、ペレット内平均熱中性子束に換算される。これに燃料試料の核分裂断面積を乗じて核分裂数を算出し、核分裂当たりの放出エネルギー（全核分裂放出エネルギーから、即発ガソマ線、核分裂生成物からの崩壊ガソマ線、中性微子分を除き 176 MeV ）を乗じ、CF炉出力から JMTR 炉出力 50 MW に換算する。更に、核計算から求めた熱外中性子による核分裂分と、他の実験から求めた γ 発熱分を加算して燃料ピン線発熱率 (Q_{CF}) を得る。結果に影響を及ぼす問題点は、キャップセルの模擬性、出力換算、熱中性子スペクトル評価にある。熱中性子スペクトル評価、熱外中性子分については核分裂率を使用し、核分裂数を直接得る方法をとる場合もある。

3.7.2 核計算による推定 ($Q_{cal.}$)

キャップセルが装荷される反射体要素までを単位格子に取り、計算可能なモデル化を行い、群定数を計算する。これを用いて、炉心全体の2次元拡散計算を行い、セル内縦方向平均の線出力を得る。これに縦方向ピーキング係数（1.32、短尺ピン、特殊形状のものについては CF 実験等で測定した値）を乗じ、ガソマ発熱分を加算して、 $Q_{cal.}$ を得る。

3.7.3 JMTR運転時データからの推定 (Q_{GEN})

JMTR運転中に、各キャップセルは熱電対により温度が測定される。この測定値と、熱計算 (GENTC コード) より得られた温度と試料発熱量関係図表をもとに、燃料ピンの線発熱率 (Q_{GEN}) を得る。又、発熱量が大きく、独立の熱除去系をもつループ試料については出入口温度差と流量から全発熱量が実測される。これに、CF 実験で測定した、各燃料ピンのチャンネル因子、縦方向ピーキング係数から線発熱率 (Q_{loop}) が得られる。

4. 実験結果と検討

4.1 炉出力測定

4.1.1 核熱比

Fig. 5 に核出力 (P_N) と熱出力 (P_T) の比核熱比の運転期間中変化を示す。参考として、31, 32 サイクルについて示す。核熱比のサイクル中変化は制御棒位置と炉心温度で一義的に決定される。特に起動直後、出力上昇時には、炉心温度の急激な上昇、核分裂毒物の急激な蓄積により変化量が大きく、SH-1.3 上限 (SH-2のみ挿入) で最大となり、以後 SH-2 の引抜きとともにゆるやかに低下する。途中、炉出力の大巾な変化があれば、毒物の増大と、これを補償する制御棒引抜きにより、大きく変化する。核熱比がこのような形をなす理由は、燃料領域と核出力系検出器の幾何学的関係、制御棒の引抜順序に関係する。即ち、核出力系検出器 (線型 CIC, #7, 8, 9 チャンネル) は炉中心より上方、約 80 cm の水中にある。このため、制御棒を引抜くことにより、炉内縦方向中性子束分布は上方に移行し、相対的に核出力は上昇する。さらに、出力上昇時には、炉心水温の上昇により水の減速密度が減少し、核出力は相乗的に大きくなる。最後に残る、炉中心に位置する制御棒 SH-2 が引抜きはじめると、炉内縦方向中性子分布は再び下方に移行し、核出力は低下する。そして、SH-2 が引抜かれるにともない、燃料領域出力分布は周辺より中央部へ移行することにより、炉内水平方向中性子束分布も中心部が高くなり、核出力は低下する。この間、核燃料物質の燃焼に比例して熱中性子密度は増大するが、速中性子密度は一定であるため、これは核出力にほとんど影響を及ぼさない。図中、各サイクルの形は同一であっても、31, 32 サイクルに比べ、34 サイクルの値が大きい理由は炉心配置の差による水平方向、中性子束の傾きの違いによるものである。

核出力はこのように変化するため、熱出力 50 MW の一定運転を核出力系を出力モニターとする自動制御系で行い、かつ、安全条件を満すために核熱比を便宜的に 1.0 以下に設定する必要がある。従って核出力指示値は自動制御系に対する出力設定値としての意味しかない。低出力時には核出力のみ得られる。これを熱出力に換算するために、高出力運転時に得られる核熱比を実験的制御棒位置まで外捕する必要がある。このために、炉心温度を 45°C に規格化した。これを Fig. 6 に示す。使用した核熱比の温度依存係数は、過去に測定された値、0.83, 0.60, 0.40%/°C の 3 つの値についてである。起動後低出力時の水温は十数度である。図から明らかなようにこの時点で、0.83, 0.60%/°C は補正過多であり、0.40%/°C が適正である。これから、実験時制御棒位置での核熱比は 0.870 と求められる。これを実験時の炉心温度に逆補正して 0.786 を得る。

4.1.2 核熱比の温度依存係数

核熱比の温度依存係数は前節から 0.40%/°C が妥当である。しかし、これは炉心温度を便宜的に出口温度にとったため、核出力検出器位置の温度に相当する入口温度とは 50 MW 運転時で 7.3 °C の差がある。従って絶対的な核熱比の温度依存係数としてはこの温度差を補正して 0.58%/°C を得る。これは特性試験時に測定された 2 つの値⁽⁵⁾、0.83%/°C, 0.58%/°C の後者と一致する。

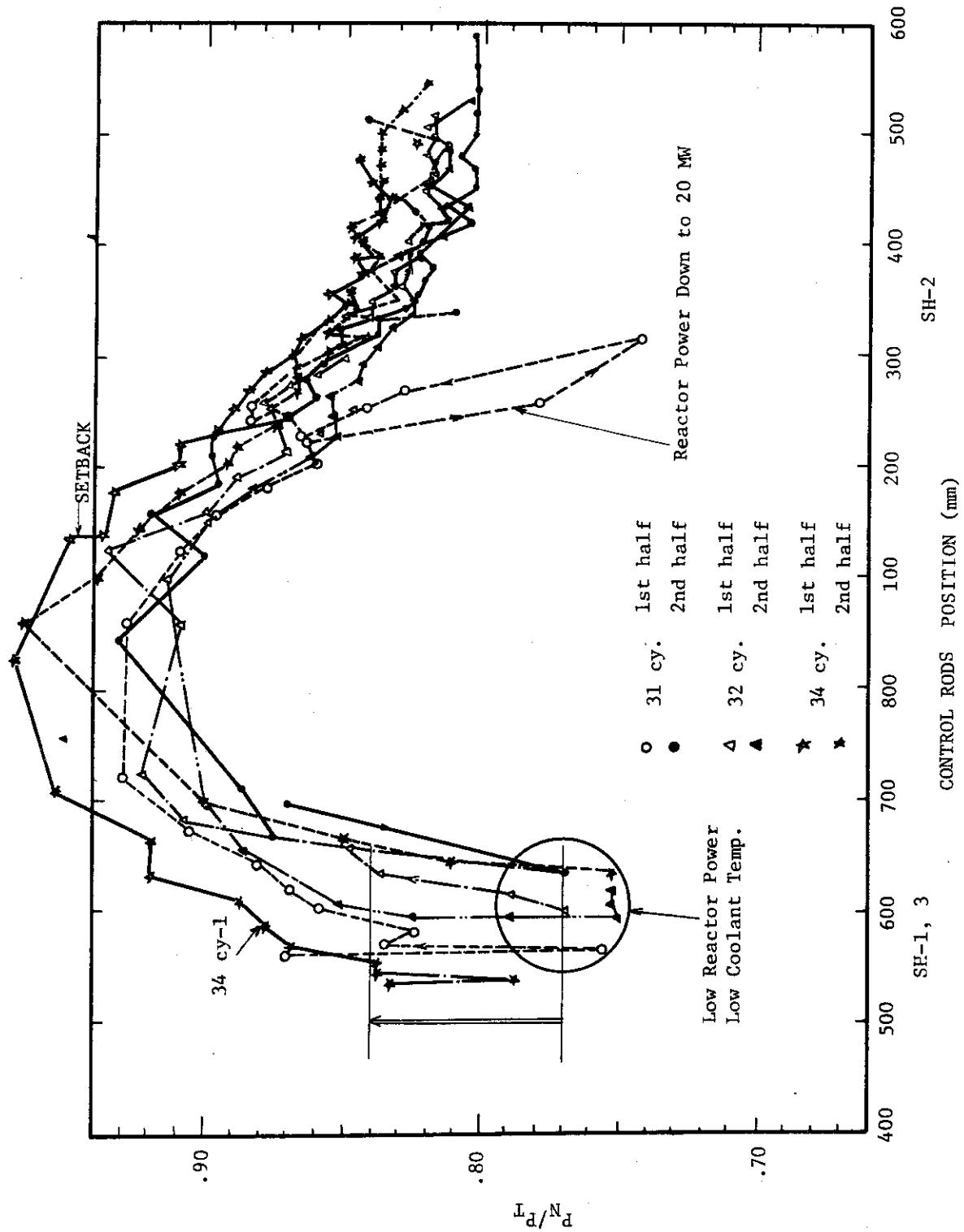


Fig. 5 Relations of P_n/P_r to control rods position during the operation cycles, 31, 32 and 34, without temperature correction.

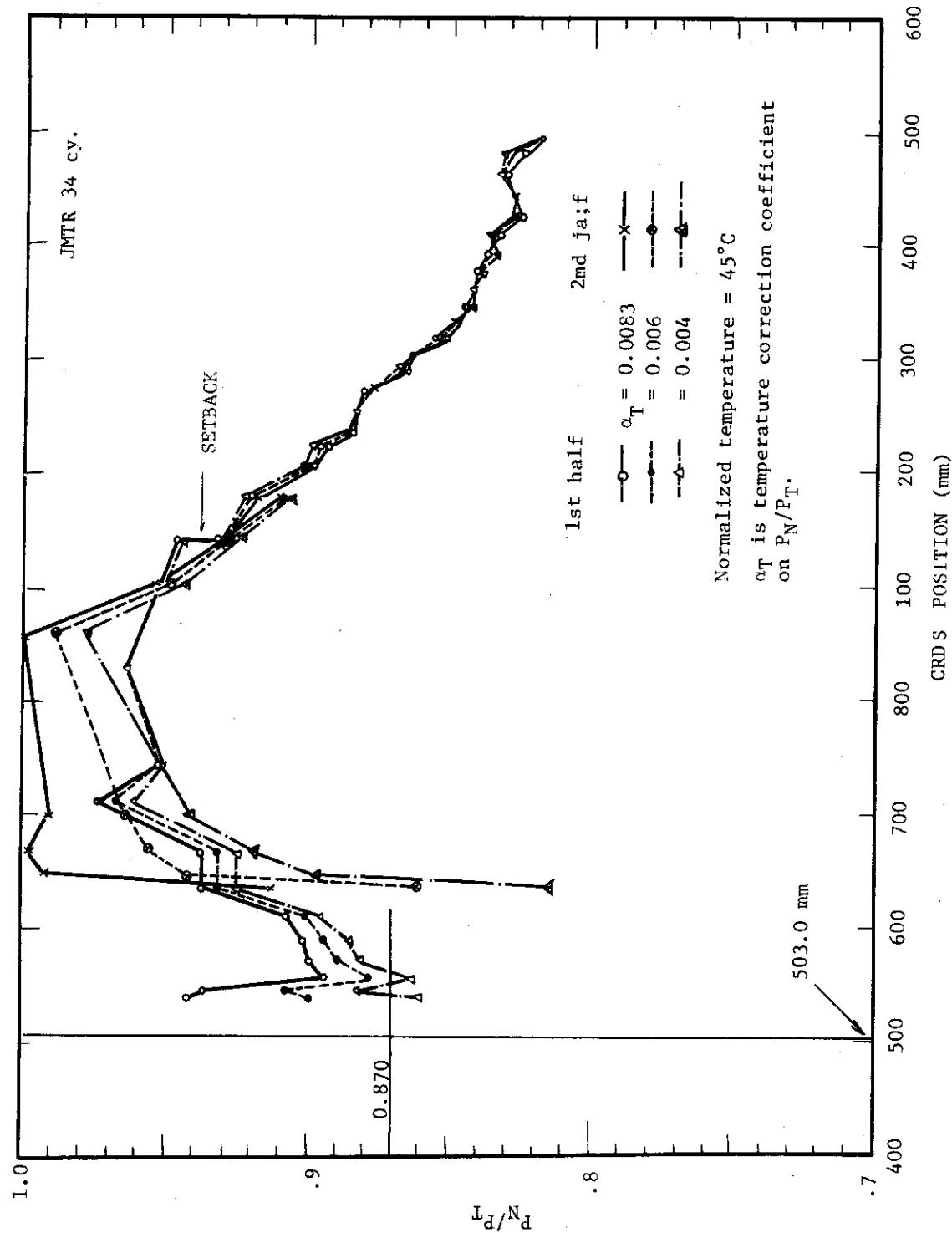


Fig. 6 Relation of P_N/P_T to control rods position during the 34 cycle with temperature correction.

4.1.3 炉出力

照射実験時の核出力は 2 kW レンジの 9.9.5 %, 即ち 1.99 kW であった。これに 2 kW レンジが、較正の結果 1.1 % 過大に表示することを補正して、1.96 kW を得る。3.1.1 で求めた核熱比 0.786 で除して、最終的な炉出力（熱出力）2.50 kW を得る。

一方、炉雑音法による測定結果は 2.04 kW である。従って炉出力との比は 1.22 となり、炉雑音法炉出力に一貫性があれば、CF 炉出力は炉雑音炉出力で 8.87 W を得ているので、これに 1.22 を乗じて、108 W を得る。この炉出力の妥当性を判定するため、JMTR, CF とも同一位置において金箔、核分裂箔の放射化量と炉雑音法炉出力との関係を求めた。これを、Fig. 7 に示す。炉雑音炉出力と、放射化量とは正比例しており、炉雑音法炉出力である CF の炉出力は JMTR 炉出力に完全に正しく換算されることを示す。

Fig. 7 中、JMTR 値の金箔と核分裂箔に若干の差がある理由は、金箔が反射体一層目に、核分裂箔が燃料領域にあり、JMTR と CF で中性子束を比較した場合、JMTR の方が、反射体 1 層目で高くなることによる。

表 2 に炉出力、制御棒位置等、JMTR と CF の照射条件を示す。JMTR と CF の出力比は 2.31 倍である。一方、炉雑音炉出力測定用に北側領域 G-4 に挿入したこの値は出力比に比べ、9 % 小さい。即ち、CF の方が、G-4 位置の熱中性子束が約 9 % 高いことを示している。

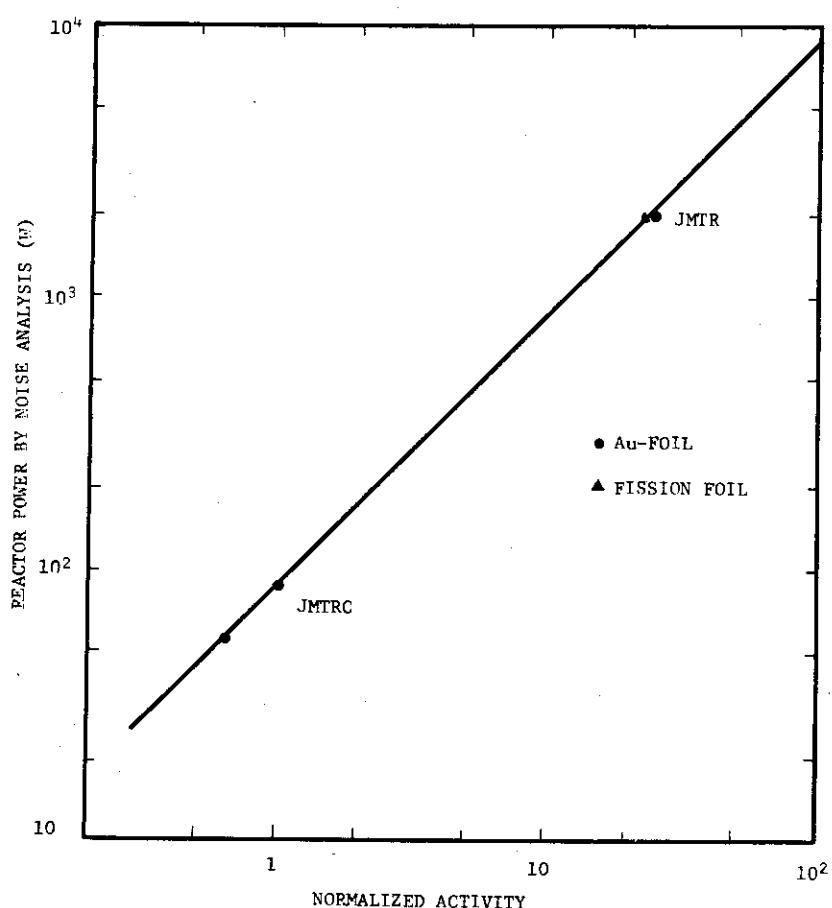


Fig. 7 Relation of reactor power vs. foil activity.

る。この原因は τ 遮蔽板が、CFの方が3.4 mm薄く、それだけ炉心に近付くこと、CFで使用したUICホルダーのAlパイプ外径が36 mmで、JMT-Rで使用したものより4 mm細く、水比が大きくなり、熱中性子束が上昇することによる。

表2 照射条件

	JMT-R	CF
炉心名称	第34サイクル	第34サイクル先行試験
実験年月日	昭和50年12月5日	昭和50年11月17日
制御棒位置 SH-1 ¹⁾	503.0 mm	381.7 mm
" 3	503.0	381.7
" SR-1	590.3 ~ 605.3	600
" 2	600	600
線型出力系出力 ²⁾	2 kWレンジの99.5%	8.0×10^{-8} A
実験用出力系出力 ³⁾	8.55×10^{-5} A	4.05×10^{-6} A
炉心水温	21.0 °C	21.0 °C
炉雑音法による炉出力	2.04 kW	8.87 W
熱出力 ⁴⁾	2.50 kW	108 W
照射時間	2.0 h	1.0 h

1) CFの制御棒位置指示はJMT-Rより50mm大きい。この表ではCFの指示より50 mm差引いた値を記してある。尚、CFの制御棒名はJMT-Rと次の対応がある。

SH-1 → SH-1, SH-3 → SH-2, SR-1 → SA-1, SR-2 → SA-3

2) 線型出力系出力はJMT-Rが7, 8, 9 ch. の平均値、CFが線型1 ch. の読み。

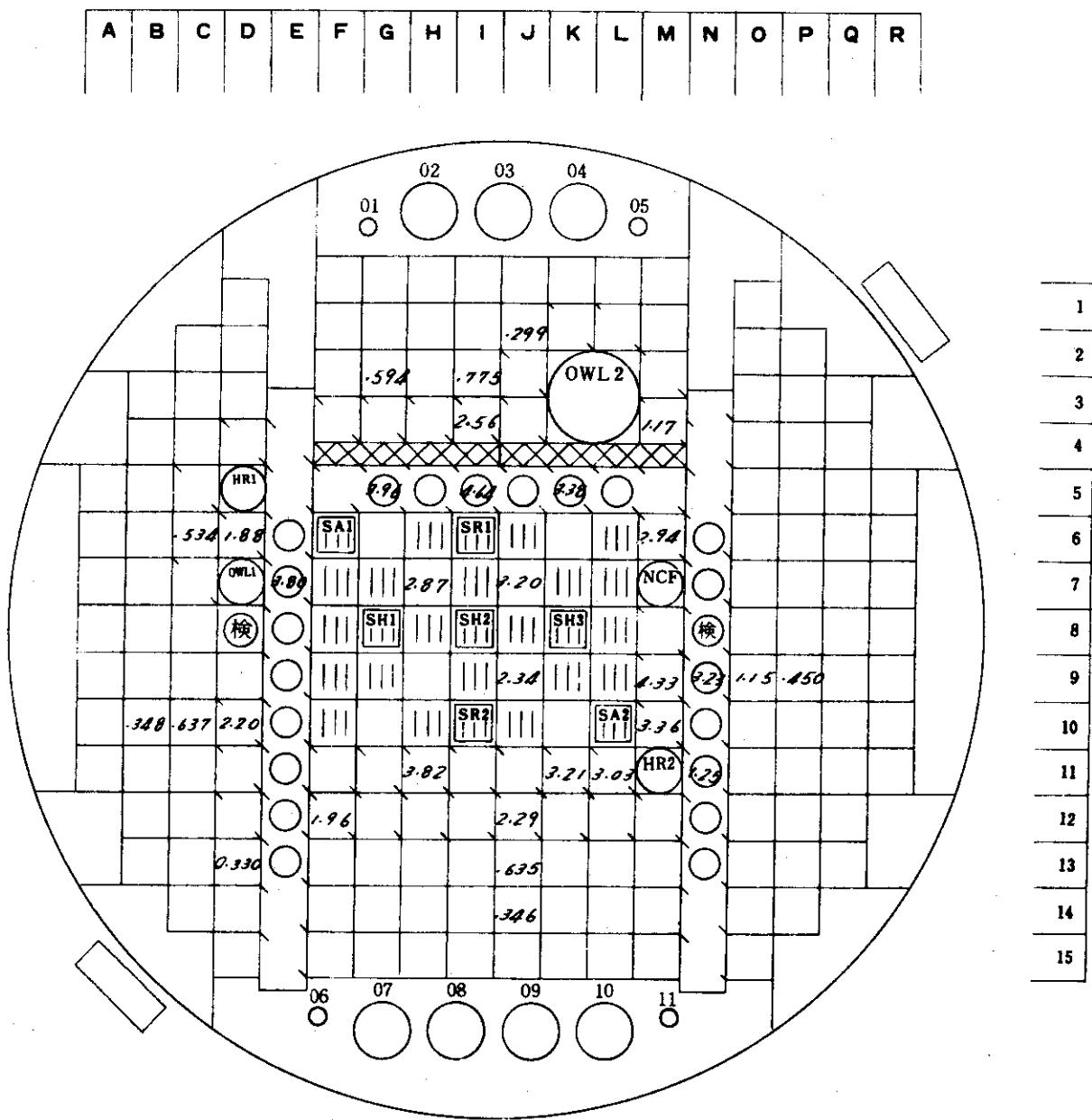
3) 実験出力系はG-4に挿入したUICの出力電流値。

4) 热出力はJMT-Rでは核熱比1/0.786と2 kWレンジ補正1/1.011を、CFでは热出力=炉雑音出力比1.2.2を使用して求めた。

4.2 热中性子束

炉出力をJMT-Rの定格出力50MWに規格化したJMT-Rの热中性子束をFig. 8に、CFの热中性子束をFig. 9に示す。値は測定点、プラグの炉心に面する表面で炉中心より80 mmの縦方向最大値付近、におけるものであり、測定チャンネルの平均値を示すものではない。CFの値が対になっている理由はプラグの炉心側およびその反対側を示している。ここに示した热中性子束値はJMT-Rで実験的に反応率等の計算に使用する場合の慣習的な値 $\phi_0 = n_{th} \times v_0$ である。即ち、全热中性子密度 (n_{th}) と室温に相当する中性子速度 ($v_0 = 2200 \text{ m/sec}$) の積であり、热中性子束の定義に従った数値とするためには、実際の热中性子の平均速度 (v) の v_0 に対する比を乗ずる必要がある。今回の測定では中性子速度を得ていないが、核計算によると、およそ次に示す値である。

燃料領域 = 1.33

 $\times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$

Reactor power = 50 MW

The numericals indicate flux values at the measuring points in Fig. 4.

Fig. 8 Thermal neutron fluxes at the measuring points (JMTR)

	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N	O	P	Q
1																S-2 (BF3)
2									6E2 L62							
3								985 E08								
4								691 262								
5				(HR-1)		0.96	7.94	3.60								
6						E8.6	E2.7	9.27								
7				(OWL-1)				15.2	10.6							
8								8.12	6.13							
9											2.44					
10											2.29					
11								4.03		3.10	3.21					
12								3.50		3.19	2.84	(HR-2)				
13								2.38		2.44						
14								1.45		1.87						
	S-1 (BF3)															

 $\times 10^{14} \text{n/cm}^2 \text{sec}$

Reactor power = 50 MW

The numerals indicate flux values at the measuring points for both sides of plug.

Fig. 9 Thermal neutron fluxes at the measuring points (CF).

B_e 反射体領域 = 1.15

A_{ℓ} 反射体領域 = 1.38

熱中性子束は金箔の放射化量から算出した。使用した ^{197}Au の放射化断面積は 9.8.8 b, カドミウム比は CF で測定したものを JMT-R についても使用し、この値を Fig. 10 に示す。カドミウム比は JMT-R 第 I 期炉心で測定した値に比較して、反射体二層目以後で小さな値を得ている。これは熱中性子スペクトルが、より硬化していることを示している。この原因は、装荷するキャップセルの本数が多くなったことによる。

Fig. 11, 12 には核計算結果を示す。これはチャンネル平均値、即ち、一格子について炉心縦方向 ± 375 mm の範囲の全空間にわたる平均値である。

4.2.1 JMT-R と CF の比較

JMT-R 測定値と CF の炉心側測定値は炉心内で空間的に同一位置である。従って、この二者の比は、そのまま JMT-R と CF の熱中性子束比を示す。これを Fig. 13 に示す。この数値を解釈する上で特に重要なことがある。数値はあくまでも測定点での比である。この測定点は、局所的な炉心構造や周辺のキャップセル配置等に強く影響される。従って、JMT-R と CF の差違を生ずる原因が空間的にどの範囲まで影響を及ぼすかにかかるため、測定値から個々の原因についてその差違の絶対値を定量的に論することは出来ない。大略的に炉心全体の傾向を見るために次の領域で平均値を求めた。

燃料領域 = 0.998 ± 0.036

北側領域 = 1.014 ± 0.097

西側領域 = 1.003 ± 0.074

南側領域 = 0.887 ± 0.077

東側領域 = 0.931 ± 0.024

反射体一層目 = 1.001 ± 0.079

反射体二層目 = 0.971 ± 0.085

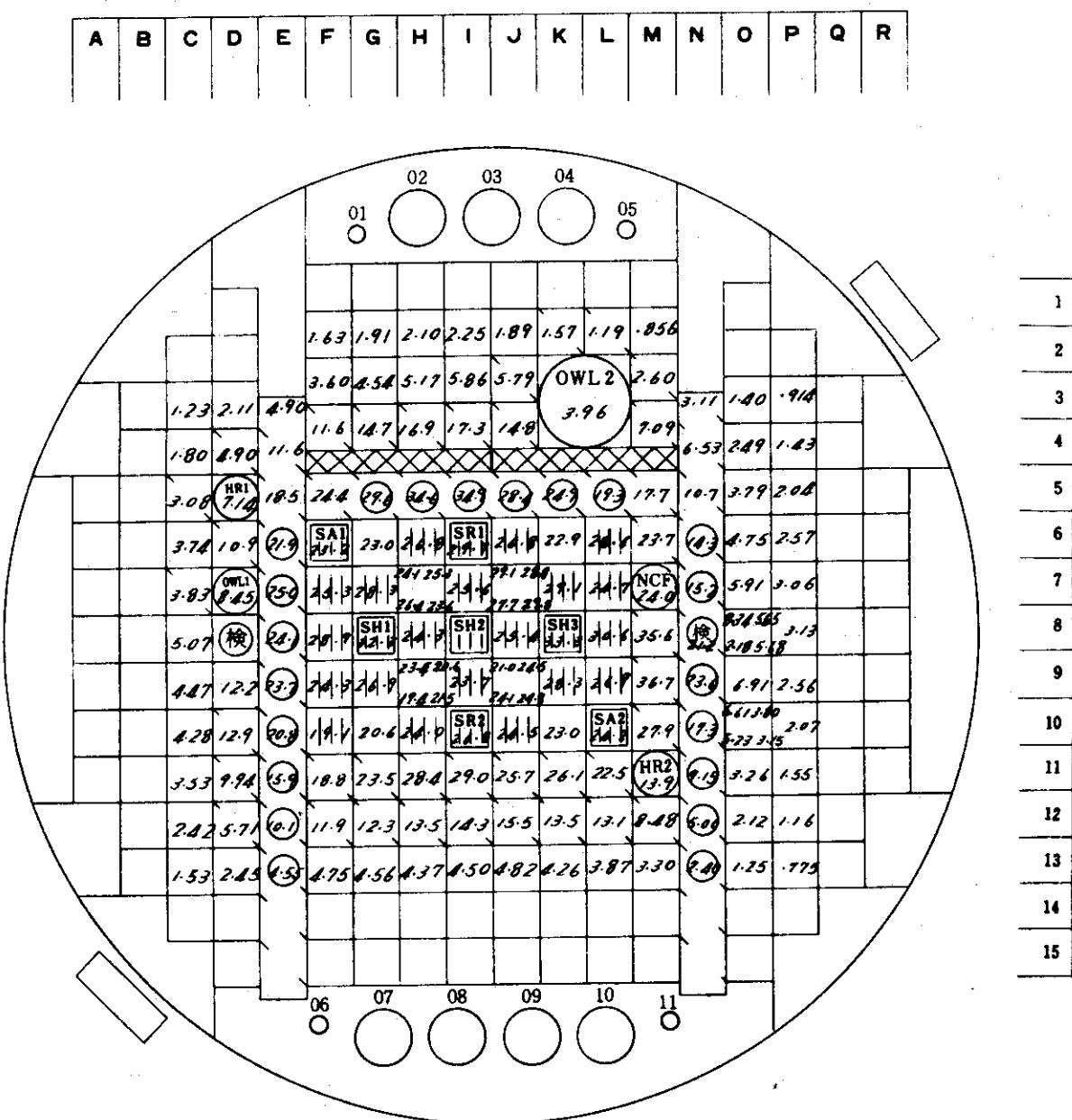
反射体三層目 = 0.918 ± 0.061

反射体四層目 = 0.892 ± 0.105

燃料領域の熱中性子束は良く一致している。東西南北の領域別で比較すると、北、西領域では JMT-R の方が僅かに高く、南、東領域では CF の方が高い。この主因は 1 層目反射体の構成による。JMT-R の $B_e \cdot H$ 枠は北、西領域で 1 層目に位置する。南、東領域では B_e 反射体が 1 層目に位置し、CF ではこの B_e 反射体要素のみ JMT-R のものを使用している。従って、水比の高い JMT-R の $B_e \cdot H$ 枠で熱中性子束は上昇し、さらに南、東領域で比較すると、東側 2 層目に $B_e \cdot H$ 枠を持つ JMT-R の方が高くなっている。

北側領域内で比較すると、 γ 遮蔽板の炉心側と、その反対側、および、OWL-2 の近くとその外側では異なる傾向を示している。この原因是、 γ 遮蔽板厚さの差と、OWL-2 に装荷されている燃料集合体の模擬にある。即ち、 γ 遮蔽板の厚い JMT-R ではその外側の熱中性子は炉心から遠ざかるだけ低下する。一方、OWL-2 燃料集合体の核燃料を B_4C で吸収量のみ模擬すると CF はその近傍で速中性子は勿論、熱中性子についても低下することを示している。

Fig. 10 Cadmium ratios of Au foils.

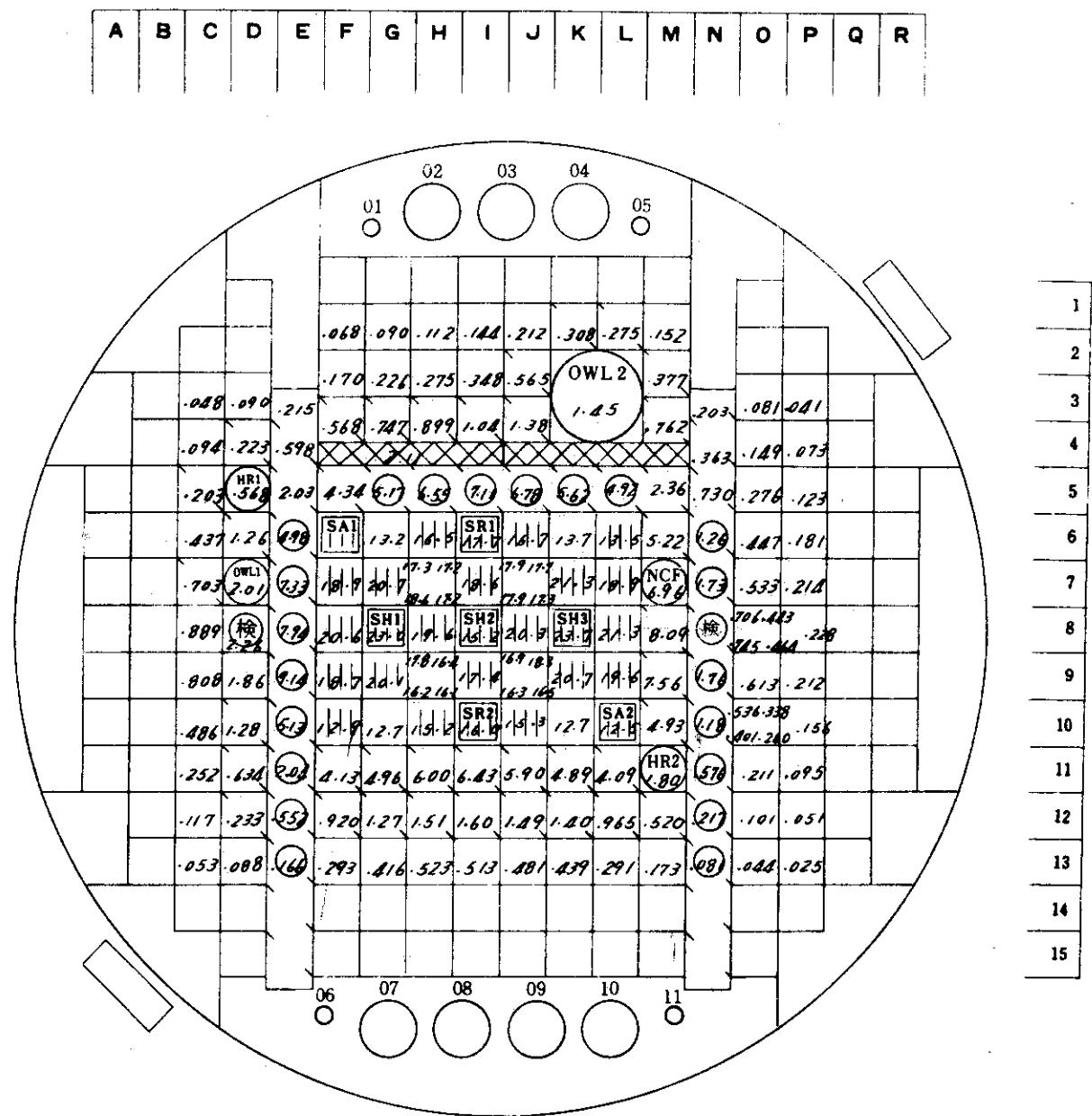

 $\phi_{th}(<0.682 \text{ eV}) \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$

Reactor power = 50 MW

CRD SH-2 = in.

The numerals indicate fluxes of cell average.

Fig. 11 Thermal neutron flux (Calculated)

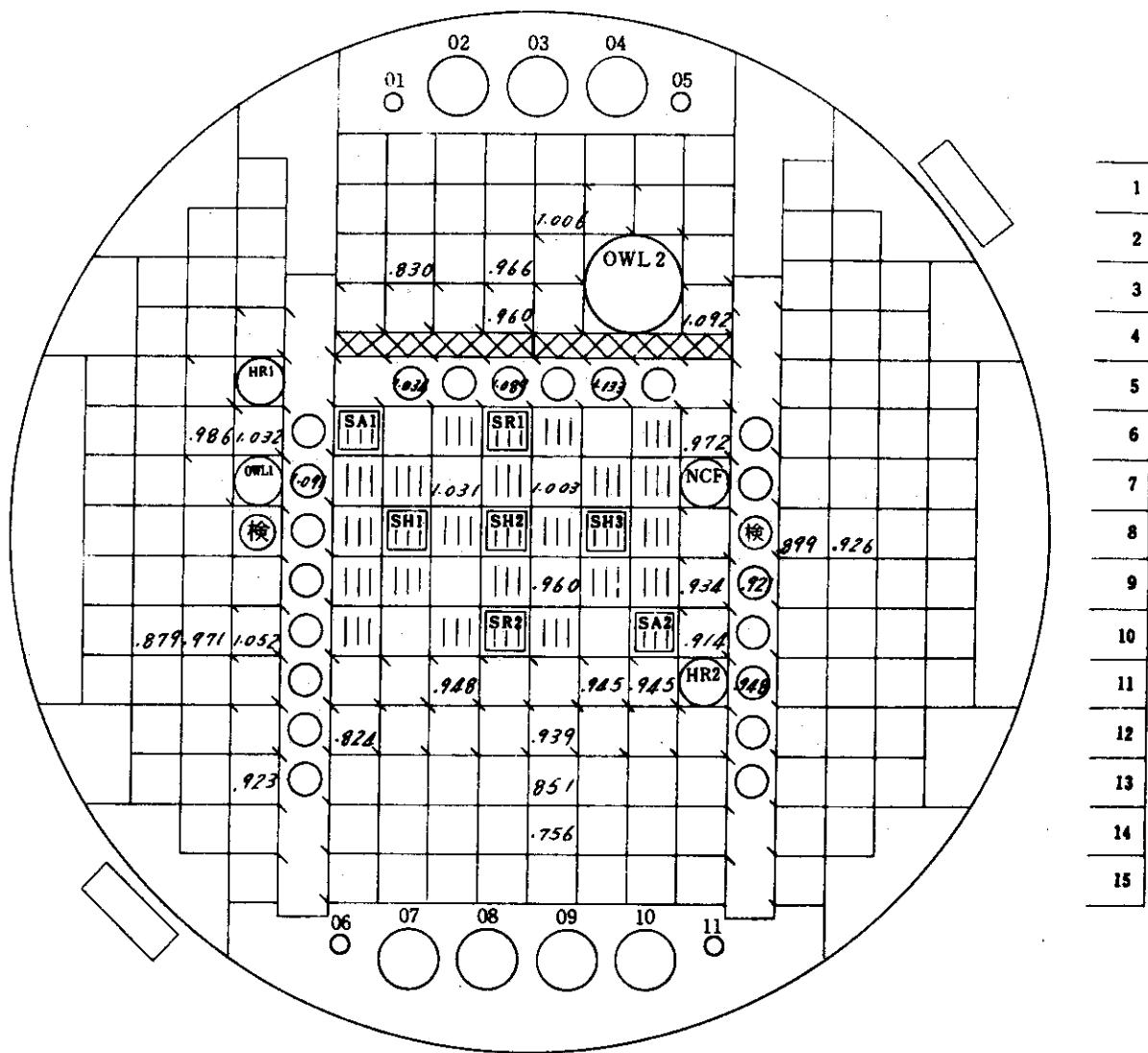

 $\phi_f (>1 \text{ MeV}) \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$

Reactor power = 50 MW

CRD SH-2 = in

Fig. 12 Fast neutron fluxes (Calculated)

A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N	O	P	Q	R
---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---



$$\text{Value} = \frac{\text{JMTR (Fig. 8)}}{\text{CF (Fig. 9)}}$$

Fig. 13 Ratios of thermal neutron fluxes of JMTR and that of CF.

反射体の1～4層目ごとに比較すると、炉心から遠ざかるに従ってJ M T Rの方は急激に低下する。この主因は反射体寸法の差による水比の差である。全体に反射体中の水比はJ M T Rの方がC Fより大きい。この水の減速効果により、反射体領域の熱中性子束分布はJ M T Rの方が急峻になる。さらに、C FのJ M T Rに対応する円形等価半径は小さい。このために、4層目以後では炉心部外側の水による反射体効果により、C Fの熱中性子束はJ M T Rに比べ高い値となる。

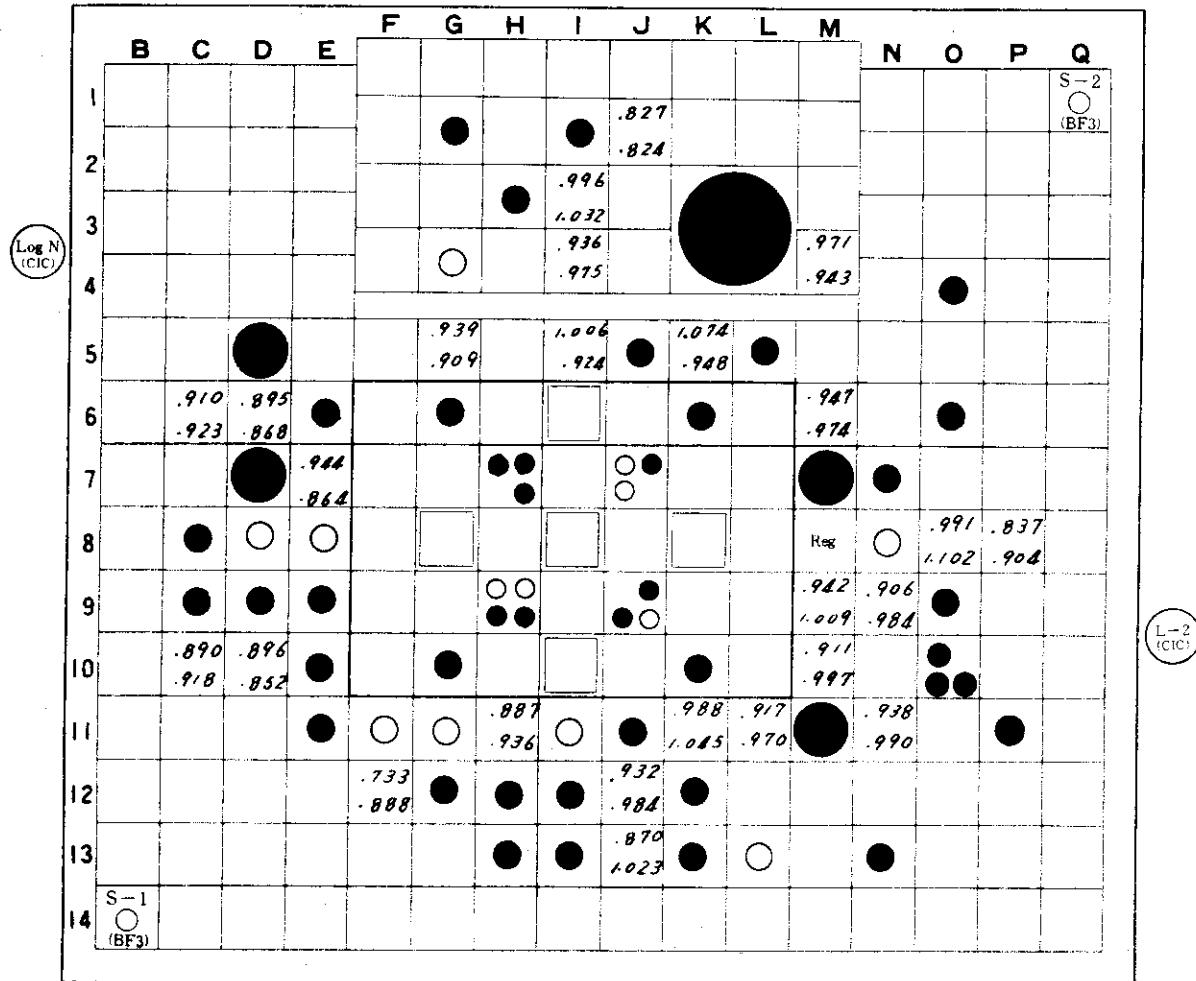
測定点の個々について比較すると、以上で述べた傾向では説明出来ない例外的な点がある。これは局所的な効果によるものであり、個々に原因を推定する。G-3はG-4に挿入した炉雑音測定用検出器ホルダーの寸法差の影響がある。C Fで使用したホルダーは外径で4 mm細く、その分だけ水比が増加して、C Fの熱中性子束は上昇する。F-12は隣接するキャップセルの模擬不適切による。

4.2.2 計算との比較

計算はJ M T R炉心をモデルとして実施する。

実験値は測定点の値、計算は単位格子平均値である。これらを比較するためには、いずれか一方の値に相当するよう変換する必要がある。この際、縦方向ピーキング係数(F_z)、測定点の局所的ピーキング係数(F_L)を使用する。 F_z は実験時の制御棒位置条件で1.45～1.50、核計算モデルの中央制御棒のみ全挿入条件で1.32である。しかし、 F_L は個々の測定点の周辺条件によって決るため、一律な値を使用することは不可能である。その上、個々の測定点について、実験的に測定することは大変な手間を要するので、今回は測定していない。そこで、簡便な方法として、比較的平坦な分布を示す燃料領域で実測値と計算値を1.0に規格化し、その比を求めた。これをFig. 14に示す。この方法の前提として、C Fでのプラグ両面測定点の平均値は、熱中性子束分布連続測定の各格子の平均値と一致すると仮定する。この妥当性をFig. 15に示す。図に示すように反射体1, 2, 3層目はほぼ正しい。しかし、この仮定は局所的に歪の少い緩慢な分布についてのみ成立する。今回の測定点はキャップセルに隣接しており、誤差は大きくなる。また、この仮定は、 F_L を F_x , F_y の積で与えられた場合の F_x , F_y の積で与えられた場合の F_x , F_y の一方のみを考慮したことに相当する。従って、実際にはFig. 15に示す分布と直角な方向、即ち、炉心に対して平行な方向をも考慮しなければならない。特に隣接するキャップセルの吸収の大きい場合に誤差をさらに大きくする。J M T Rとの比較はC Fとの比較にFig. 13の値を乗じて求めた。これらの理由により、Fig. 14に示した数値は、 F_z の燃料領域と反射体領域各測定点との差をそのまま示し、誤差として F_L の差をそのまま含むものとなる。前節の区分に従って領域別の平均値を求める。以下にこれを示す。

領域区分	C a I / C F	C a I / J M T R
北側領域	0.964 ± 0.077	0.936 ± 0.063
西側領域	0.907 ± 0.022	0.885 ± 0.033
南側領域	0.888 ± 0.086	0.974 ± 0.057
東側領域	0.925 ± 0.048	0.994 ± 0.058
反射体一層目	0.956 ± 0.054	0.958 ± 0.053
反射体二層目	0.901 ± 0.072	0.945 ± 0.049



Average values

 Cal/CF 0.931 ± 0.055
 Cal/JMTR 0.950 ± 0.067

The ratios are normalized so that the average of ratios at the location, H-7-3, J-7-2 and J-9-4 is unity.



Heavy absorption capsule.



Light absorption capsule.

Fig. 14 Ratios of calculated fluxes with the measured values in JMTR and CF.

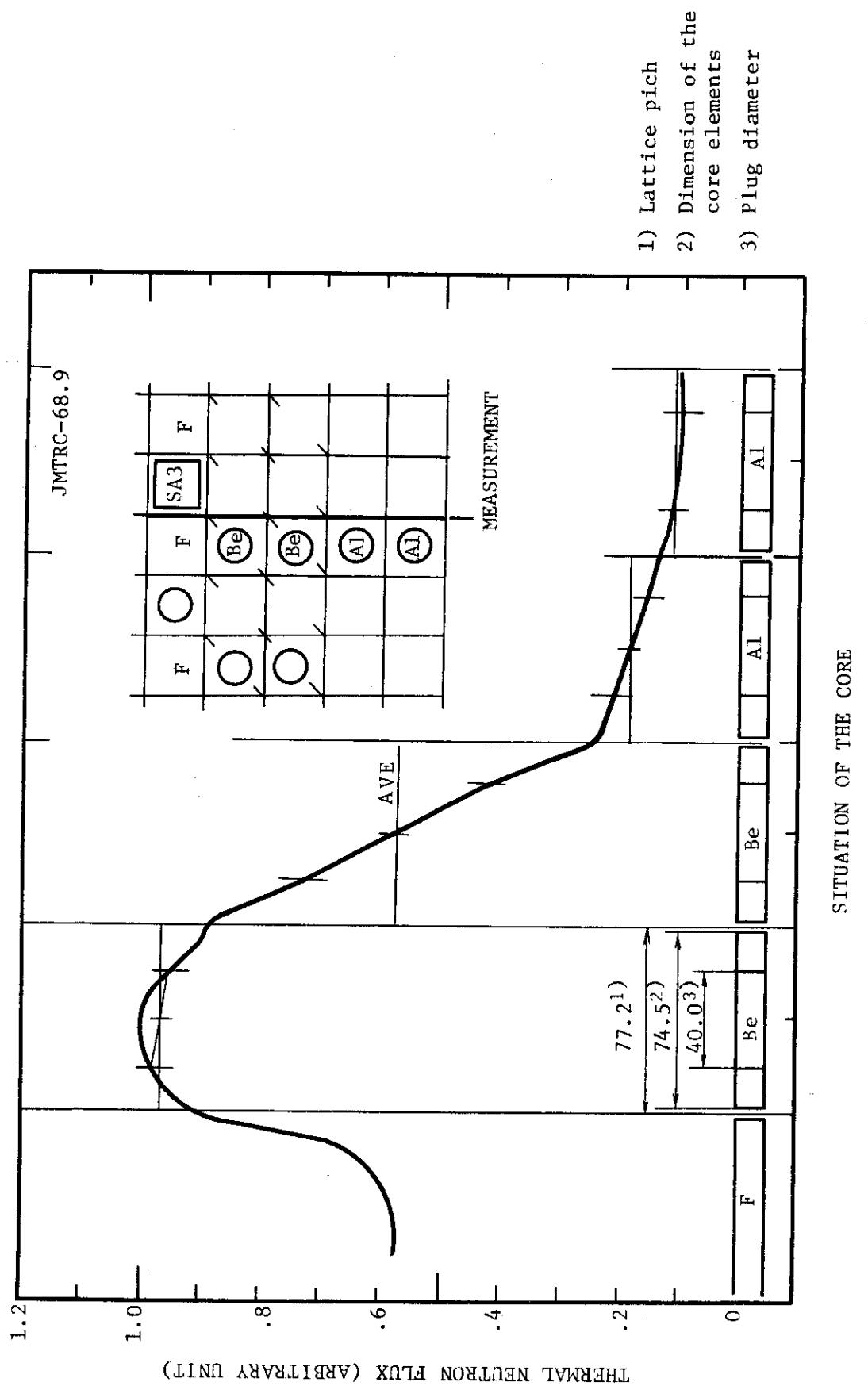


Fig. 15 Typical thermal neutron flux distribution in the reflector (JMTRC).

反射体三層目	0.931 ± 0.058	0.999 ± 0.078
反射体四層目	0.832 ± 0.007	0.864 ± 0.057
全測定点	0.931 ± 0.055	0.950 ± 0.067

全測定点の平均値の意味を考える。 F_Z は大雑把に、燃料領域について CF で 1.50, J MTR について 1.45, 反射体領域で双方 1.40 である。従って、計算との比は CF について $1.40 / 1.50 = 0.93$, J MTR について $1.40 / 1.45 = 0.97$ の平均値を示すことになる。これは得られた結果とほぼ一致している。領域別の比から熱中性子束分布の傾向を推定すると、計算は CF と J MTR の間に位置し、より J MTR に近い。このことは、計算が J MTR をモデルとしていることを考えれば当然のことである。即ち、炉心全体の中性子束分布の傾向について計算は CF より忠実に J MTR を推定していると言える。

4.3 核分裂率の絶対測定

燃料要素の熱的安全性を確認するため核的ホット・スポット因子を CF で測定した。今回の実験で、CF と J MTR の同一点で測定した結果を表 3 に示す。

個々の測定位置と、比の傾向に注目をすると、西側で大きく、東側で低い。この傾向は熱中性子束分布と一致している。全測定点の平均は 0.970 となり、CF は J MTR より 3% 大きい。この差は燃料領域内の実効的な ^{235}U 装荷量を考えると説明出来る。全 ^{235}U 装荷量から制御棒位置に応じた燃料フォロワー分を差引く。J MTR の実効的 ^{235}U 装荷量は 6.261 g, CF は 6.113 g となり、J MTR は 2.4% 多い。この数値は、差の 3% をほぼ説明する。また、この比の値が 1.0 に近いことは J MTR, CF の出力測定が妥当であることを証明する。そして、従来より CF で推定して来た核的ホット・スポット因子の精度は ± 3% となり的確な値であることを示している。

核的ホット・スポット因子を試算する。原子炉の単位 ^{235}U 当りの核分裂数は、 ^{235}U 装荷量と炉出力が確定すれば一義的に算出される。J MTR について計算すると、 ^{235}U 装荷量は

表 3 34 cy. フィッショントフォイル測定値の J MTR と CF の比較

核分裂率(fissions/sec·gr ^{235}U) 50 MW			
	J MTR	CF	J MTR/CF
E-7 W	3.98×10^{14}	4.03×10^{14}	0.988
E-7 E	3.63	3.83	0.948
H-8 W	3.90	3.90	1.000
L-6 E	2.96	3.13	0.945
L-7 E	3.08	3.24	0.951
F-10 W	3.06	3.06	0.998
F-10 E	2.87	2.99	0.958
平均			0.970 ± 0.025

表3つづき

JMTR/CF

F	G	H	I	J	K	L	
SA-1		A	SR-1	A		A	0.945
A 0.988	B 0.948		B		B	A	0.951
B	SH-1	A 1.000	SH-2	A	SH-3	B	
A	B		B		B	A	
A 0.998		A	SR-2	A		SA-2	
0.985							

アルファベットは A=新燃料, B=半燃焼燃料を表す。

測定位置は炉中心より -50 ~ 100 mm の長さ 50 mm

6.261 g, 炉出力は 50 MW であるから, 核分裂当りの放出エネルギーを $3.2 \times 10^{-11} \text{ W} \cdot \text{sec}$ とすれば, $2.6 \times 10^{14} \text{ fission/g}^{235}\text{U}$ となる。従って, F-7 w 点の核的ホット・スポット因子は 1.53 となる。実際に核的ホット・スポット因子を評価するには, 運転期間中変動因子, ^{235}U の偏存因子, 評価誤差を考慮する。

4.4 燃料キャップセル発熱量の比較

CF 実験と計算による燃料キャップセル発熱量推定値を表 4 に示す。ここに示した値は主に安全上の確認を行うためであり, 運転期間中の最大値を示す。しかも, 前サイクルにより引き続き装荷されるキャップセルについては燃焼による核分裂の減損を補正していない照射前仕様相当の発熱量である。

表中, Q_{CF} 補は今回の実験で得られた熱中性子束についての JMTR/CF 値の反射体層平均値で補正した値である。 Q_{CF} は JMTR の制御棒位置 SR-1, 2 = 600 mm を CF で模擬して測定した値である。CF の制御棒引抜行程は JMTR より 50 mm 多いので JMTR 600 mm は CF の 650 mm に相当する。この方が実際の照射条件に近い。 Q_{cal}/Q_{CF} 値に注目すると, 層依存性補正は Q_{cal} ; Q_{CF} の差が大きいもの程改善している。この結果, 平均値は 1.0 に近づき, 標準偏差も小さくなつた。しかし, 差が大きいものについては, 層依存性補正に加えて, さらに, 局所的な補正をする必要がある。この局所効果は JMTR と CF の炉心構造の相似性の問題もあるが, 主に, キャップセル模擬に起因する。

表4 No 34 cy. 燃料キャップセル発熱量 Q_{CF} , Q_{cal} の比較

単位: W/cm

キャップセル	照射孔	Q_{CF}	Q_{CF} 補	Q_{CF}^{650}	Q_{cal}	Q_{cal}/Q_{CF}	Q_{cal}/Q_{CF} 補
70F-3A	K-12Be	781	789	833	800	1.024	1.014
71F-3A	C-9AL	595	568	584	508	0.854	0.894
71F-5A	C-8AL	576	550	567	583	1.012	1.060
72F-9A	K-6FR	289	300	315	326	1.128	1.087
73F-8A	H-13AL	247	236	241	195	0.789	0.826
73F-9A	O-6AL	241	230	264	207	0.859	0.900
73F-12A	K-10FR	284	295	310	288	1.014	0.976
73F-15A	O-9AL	613	585	621	668	1.090	1.142
平均						0.971	0.987
標準偏差						1.33%	1.09%

 Q_{CF} , Q_{cal} : 運転計画時の値 Q_{CF} 補: No 34 cy の JMT/R/C F 値の層平均値で補正した値 Q_{CF}^{650} : SR-1.2 600mm を模擬した実験値を 34 cy 層平均補正した値表5 No 34 cy. 燃料キャップセル発熱量 Q_{GEN} との比較

単位: W/cm

キャップセル	Q_{GEN}	Q_{CF} 補	Q_{cal}	Q_{CF}/Q_{GEN}	Q_{cal}/Q_{GEN}
70F-3A	427	450	456	1.054	1.068
71F-3A	575	470	420	0.817	0.730
71F-5A	479	508	539	1.061	1.125
72F-9A	229	252	278	1.144	1.214
73F-8A	244	220	182	0.901	0.746
73F-9A	272	237	211	0.871	0.776
73F-12A	330	342	334	1.036	1.012
73F-15A	337*	569	649	(1.688)	1.926
平均				0.983	(0.953)
標準偏差				1.22%	2.08%

*短尺ピンのため過少評価である。平均からは除外する。

表5には運転中の温度測定と熱計算から得られた発熱量測定値 (Q_{GEN})^{*} と Q_{cal} , Q_{CF} を燃料補正し、さらに、縦方向中性子束分布を使用して、温度測定位置に換算した値を示す。こ

* 一般に、燃料キャップセルの様に小型、かつ構造が複雑で温度分布が複雑なものについては、温度測定がむずかしく、熱計算にも誤差が生じやすい。従って、熱の内分を補正する必要がある。現在、これについて計算、実験により検討中である。

ここで注目すべきことは、計算との比の方が、CF実験との比よりも標準偏差が大きいことである。これは、キャプセル内部構造について計算モデル化は適切になされていると仮定し、FzはCF実測値を使用しており、さらに、3.2.2で述べたように、炉心全域にわたる巨視的な熱中性子束分布はCF実験よりも、計算の方がよりJMT-Rでの実測結果に近いことを考えると、残る問題は、キャプセルの相互干渉効果と熱群定数を算出する際のスペクトル補正層の取扱い法である。特に、照射キャプセル数が多く、キャプセルの千鳥配置の原則をとれないものについては、この相互干渉とスペクトル補正層の実効的な材質に関する問題を解決することが今後の課題である。

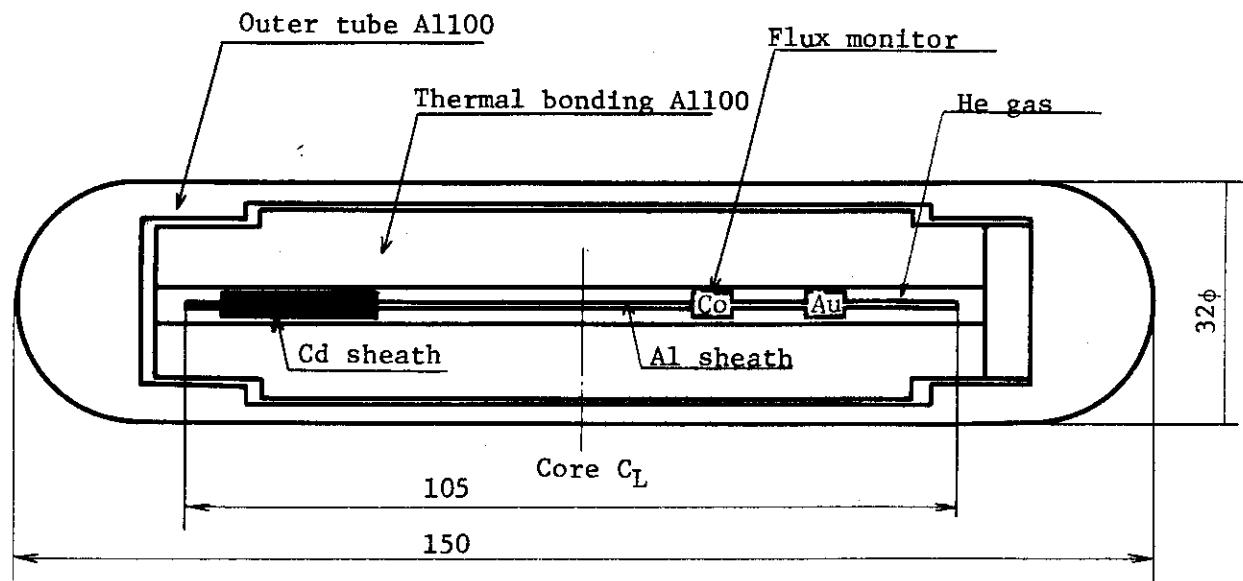
4.5 水力ラビットによる中性子束の運転期間中変化の測定

ラビット構造と放射化箔をFig. 16に示す。このラビットを1.2号機でそれぞれ10発ずつ表6に示す時間に照射した。結果をFig. 17に示す。測定値は炉出力50MWに規格化している。さらに、照射時の自動制御棒SR-1, 2の位置は照射直前に600mm位置に調整した。従って、運転期間中の中性子束変動は、初期にSH-1, 3、その後SH-2、燃焼による²³⁵U量の減損および分布の変動、そして、核分裂毒物の蓄積による。

HR-1, 2では炉心に対する位置関係が異なるため、変動の様子にも差がある。放射化箔が照射された位置が炉中心レベル付近で、中性子束分布縦方向ピーク位置より上方となるため、

4.1.1で述べた核熱比と相似的な変動を示す。起動後から、SH-1, 3が上限近くに達するまで上昇する。その後、SH-2の引抜きにともない単調に減少する。この制御棒位置を時間的変動に直すと、SH-1, 3は起動後から十数時間内に上限に達し、この間、出力を段階的に上昇している。そして、SH-2に移行する時点で炉出力は50MWとなる。従って、運転期間の大部分はSH-2の移動範囲内にあり、この間、中性子束は一方的に減少する。運転期間中、初期から末期の熱中性子束減少はHR-1が20%, HR-2が10%である。前半サイクル、後半サイクルの差はほとんどない。熱中性子の測定には金の他にコバルトを使用した。コバルトのカドミ比はCFで測定した。HR-1について24.5, HR-2について16.5を使用した。HR-1は金、コバルトの測定値は良い一致を示す。しかし、HR-2は約4%コバルトの方が大きい。この原因はHR-2の熱中性子スペクトルの方が硬いことと、カドミ比の過大評価のためである。

表7に高速中性子束測定結果を示す。計画ではサイクル中変動を測定することにしていたが、ニッケル・モニタのカドミカバーを、ラビット製作時の溶接作業中に一部を溶かしてしまい、残った健全なものの結果を得た。⁵⁸Ni(n_f, p)⁵⁸C。反応の実効断面積はHR-1について92.5mb, HR-2について105mbを使用した。高速中性子束の前・後半サイクル比は熱中性子束に比べて大きい。後半サイクルの高速中性子束はHR-1で4%, HR-2で10%減少する。高速中性子束は燃料領域からもれ出すもののみであるから、HR-1, 2の炉心に対する位置から考えて、燃料領域の出力分担の影響を強くうける。HR-1に近い炉心番地、F-6, 7とHR-2に近いL-9, 10の燃料は中間炉停止時に新燃料と入替えない。そして、HR-2はより炉心に近い。このためHR-2の減少の方がより大きくなる。



Flux Monitor Materials and Weights

Rabbit No.	Ni	Co	Au	Reactor Power
640, 650		40 mg	3 mg	2 KW
641, 651	80 mg	40	0.01 mg*	500 KW
642, 652	80	10	0.01 *	15 MW
643, 653	80	2	0.01 *	40
644, 654				
{ }	80	2	0.01 *	50
649, 659				

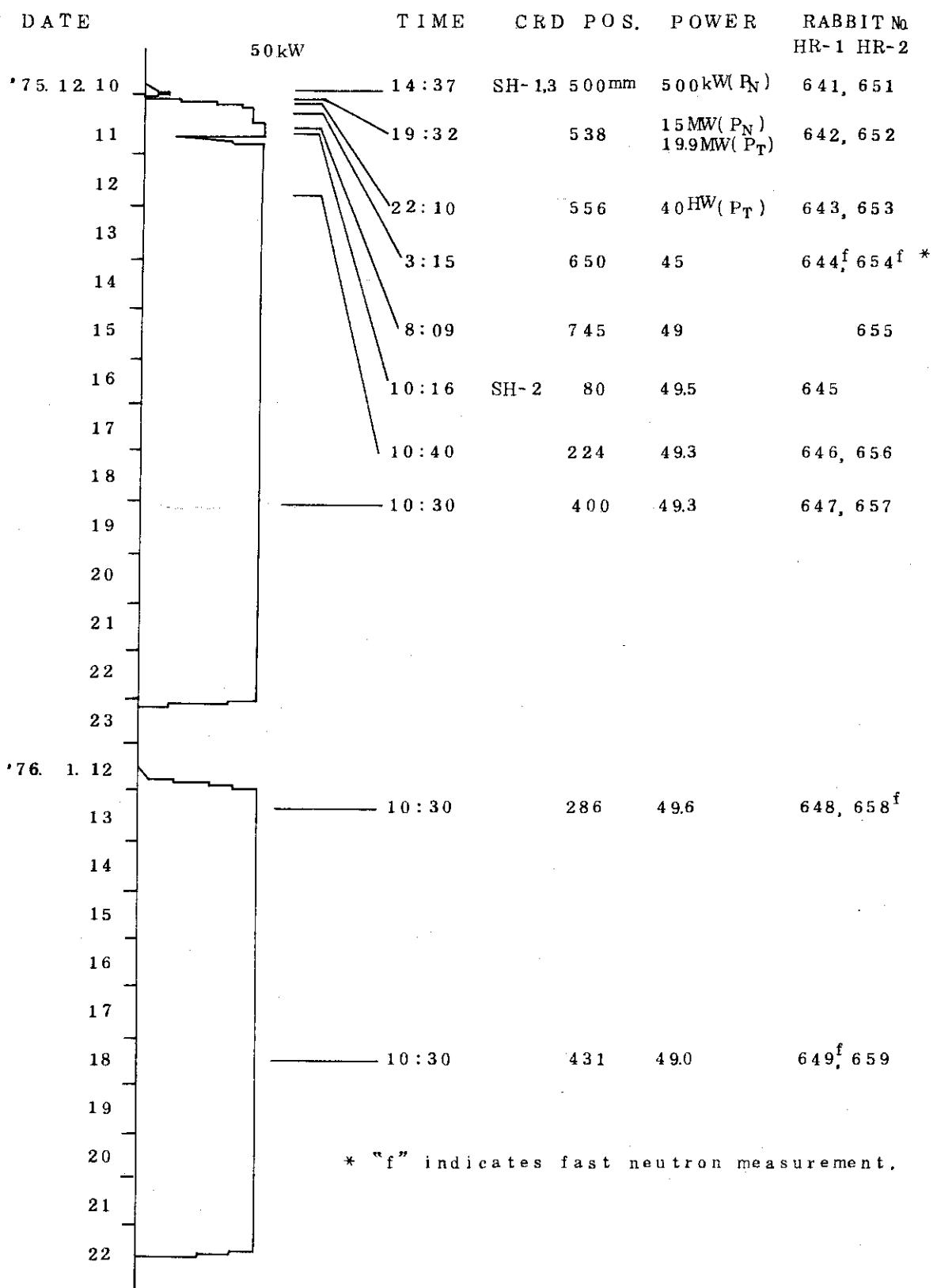
Material Data

Material	Purity	Diameter
Ni	99.951%	0.75 mm
Co	99.514	0.38
Au	99.999	0.30

* Using 0.17 wt.% Au-Al alloy.

Fig. 16 An assembly of Hydro Rabbit and flux monitor materials.

Table 6 Program of Rabbit experiments and Reactor Conditions.



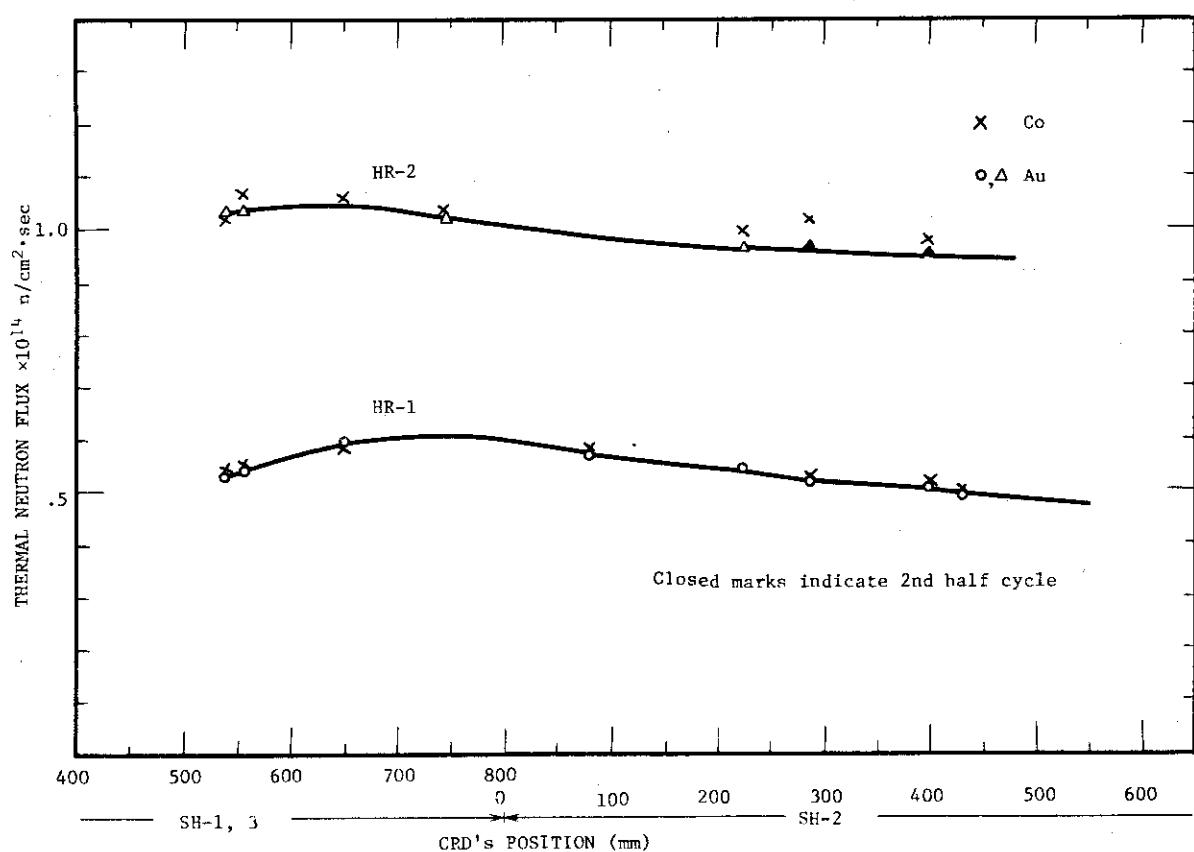


Fig. 17 Variations of thermal neutron flux during the operation cycle at HR-1, 2.

表7 ^{58}Ni (n, p) ^{58}Co による水力ラビットの高速中性子束測定結果

	HR-1	HR-2
前半サイクル初期	6.08×10^{12}	1.98×10^{13}
後半サイクル初期	-	1.79×10^{13}
中期	5.83×10^{12}	-
後半／前半	0.959	0.904

原子炉熱出力 50 MW

4.6 制御棒効果の測定

燃料領域の熱出力分布の傾きを大略的に把握するために、炉心に対称な位置にある制御棒の反応度変化率で比較する方法がある。炉心の東西方向にはSH-1, 3, 南北方向にはSR-1, 2を比較する。一般に、反応度の変化は中性子束とインポータンス関数の積に比例する。

燃料領域中心部においては熱中性子束と熱中性子インポータンス関数は比例すると仮定しても大きな誤差は生じない。従って、制御棒の反応度変化率は中性子束の二乗に比例する。表8に第34サイクルで測定した、J M T R, C Fの制御棒反応度付加率の比較を示す。一方、計算では制御棒フォロワーの場所の熱中性子束が計算される。測定の制御棒パターンとはSH-

表8 34cy. JMT RとCFの制御棒反応度付加率の比較

	S H - 1, 3		S R - 1, 2	
	反応度付加率比	平方根	反応度付加率比	平方根
JMT R	$\frac{1.274}{1.194} \text{ } \phi/\text{mm}$	= 1.067	1.033	$\frac{0.445}{0.356} \text{ } \phi/\text{mm}$
CF	$\frac{1.920}{1.791} = 1.072$	1.035	$\frac{0.343}{0.272} = 1.261$	1.123
計算*	$\frac{32.3 \times 10^{13} \text{ nv}}{33.0} = 0.979$		$\frac{29.7 \times 10^{13} \text{ nv}}{26.8} = 1.108$	

* 計算はFig.11の値、即ち、熱中性子束を使用した。

1,3 の挿入と S R - 1,2 の 600 mm に差はあるが、対応するフォロワーの熱中性子束の比は制御棒反応度付加率の開平値と比較しうる。参考として表中に示した。

燃料領域熱中性子束の東西、南北のバランスは JMT R, CF で良い一致を示し、 S H - 1, 3 について 0.2 %, S R - 1, 2 について 0.5 % である。一方、 JMT R での測定と計算の比は S H - 1, 3 について 5.5 %, S R - 1, 2 について 0.9 % である。計算は東西のバランスについて差が大きい。Fig. 18 に S H - 1, 3 の反応度変化率、Fig. 19 に S R - 1, 2 の反応変化率測定結果を示す。Fig. 20 に、30サイクル以後の S H - 1, 3 から求めた熱中性子分布の傾きのサイクル間変化を示す。CF は 34 サイクル以後、先行試験を実施しないため測定値はない。JMT R では 34 サイクル以後測定を続行し、計算との比較を行うこととした。計算と JMT R との間に、34サイクルで生じた 5.5 % の差はそれ以後も保存している。この中には S H - 3 插入の効果が入っている。

4.7 超過反応度の測定

12サイクル以後の超過反応度測定値と計算結果の比較を Fig. 21 に示す。JMT R と CF とは $2\% \Delta k/k$ の差を保持して同一の傾向を示している。この比較では 12 サイクルに JMT R, CF で、それぞれ同一の方法により、独立に測定して得た値を基準としているため、引続くサイクルに、 $1.2\% k/k$ の差をそのまま含んでいる。そして、JMT R の 12 サイクルは、それ以後のサイクルで半数使用する半燃焼燃料を ^{235}U 量の少い新燃料で代用しているため、引続くサイクルにおいては燃焼補正と、サイクル間の冷却による毒物効果の補正に誤差を生じやすい。CF については、特に燃料領域に挿入する照射キャップセルの模擬不足により反応度を過大に評価する。JMT R での測定と計算とは $1\% \Delta k/k$ の範囲で一致している。

2.2, 2.6 で検討したように、Be-H 枠交換による反応度の増加は認められない。即ち、Be 中の毒物蓄積による超過反応度の減少は $0.2 \sim 0.5\% \Delta k/k$ 程の大きな値ではなく、このような測定の感度以下である。

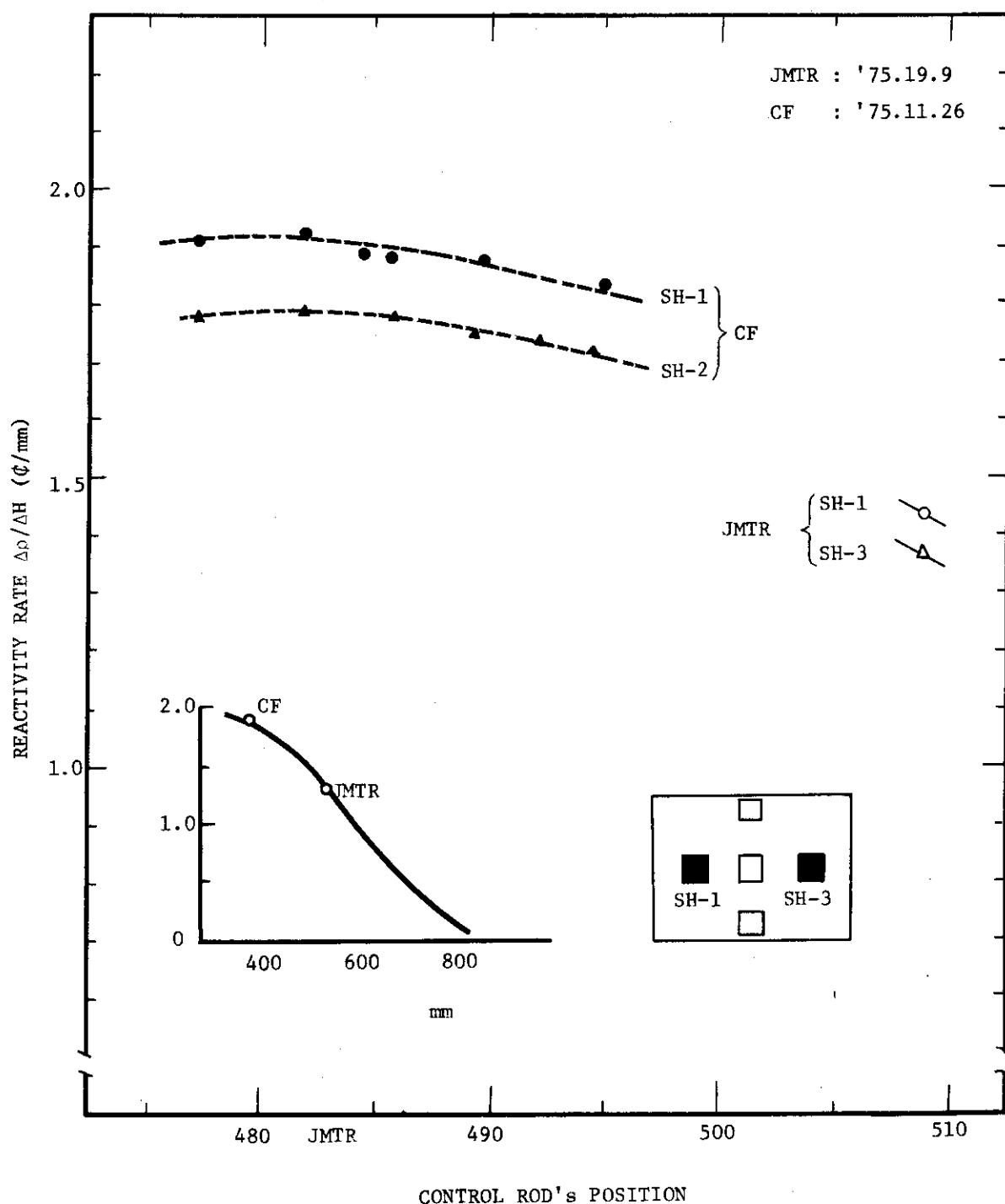


Fig. 18 Increasing rates of reactivity of SH-1, 3.

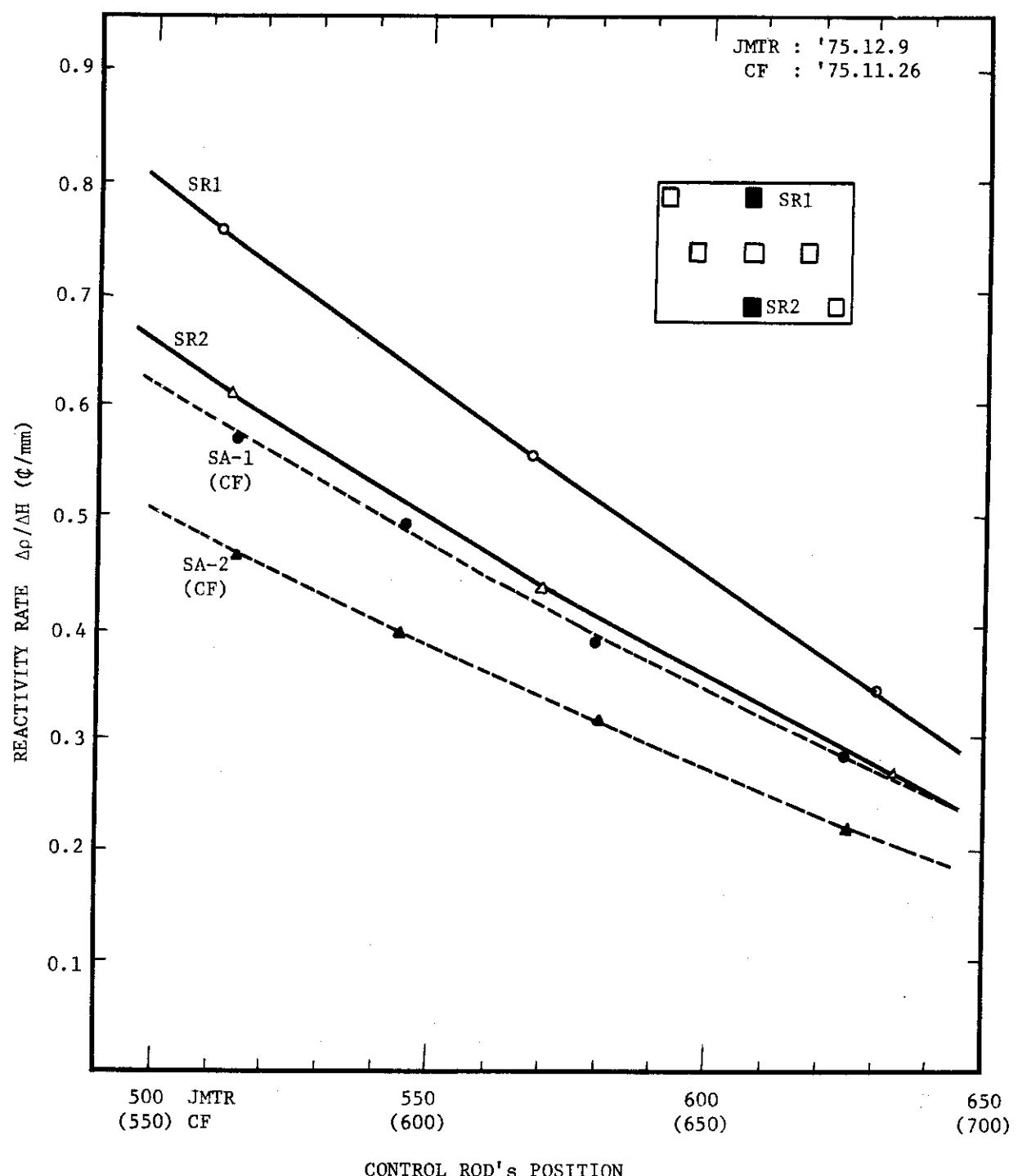


Fig. 19 Increasing rates of reactivity of SR-1, 2.

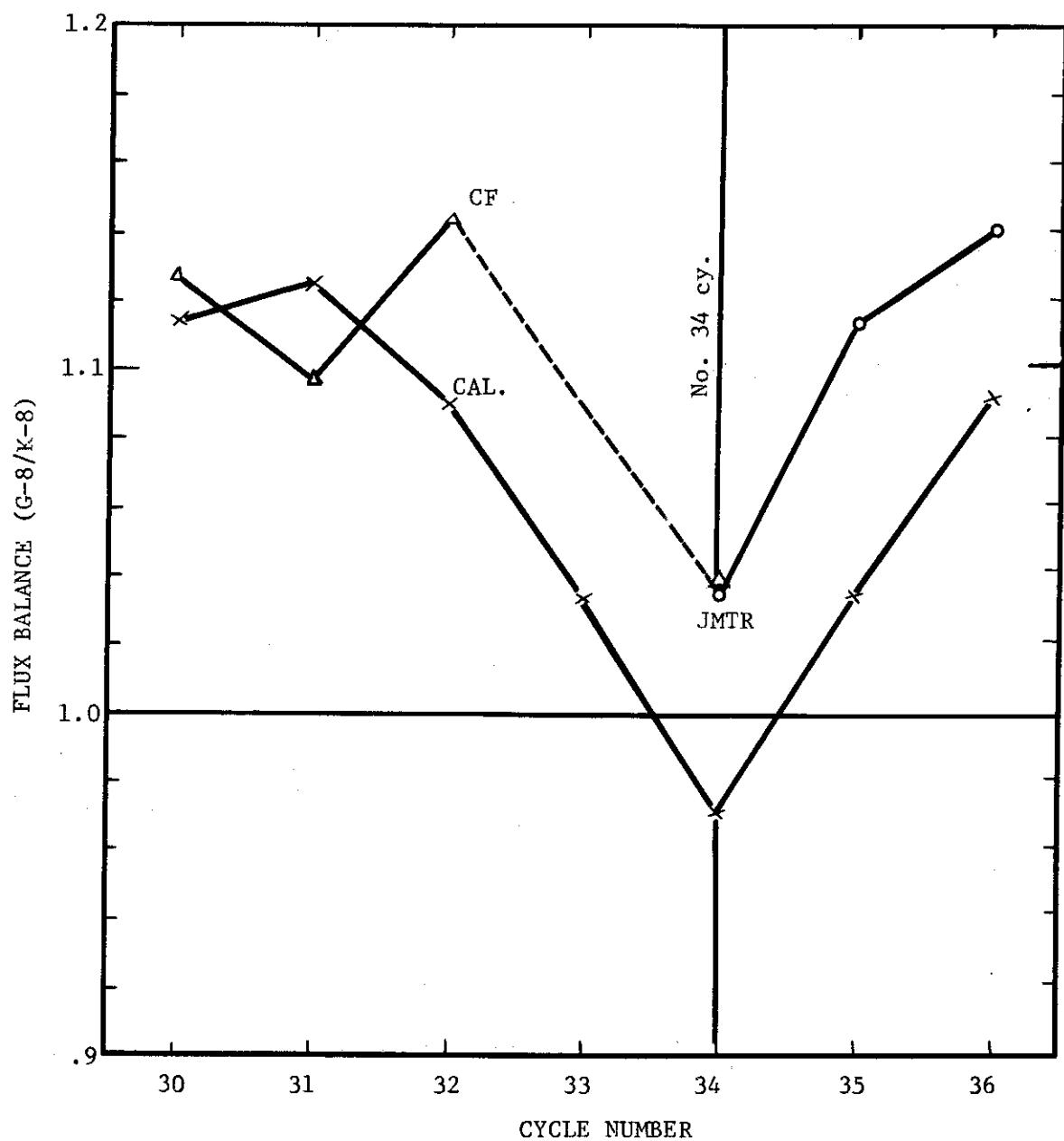


Fig. 20 Variation of the barance of thermal neutron fluxes in the fuel region with operation cycle.

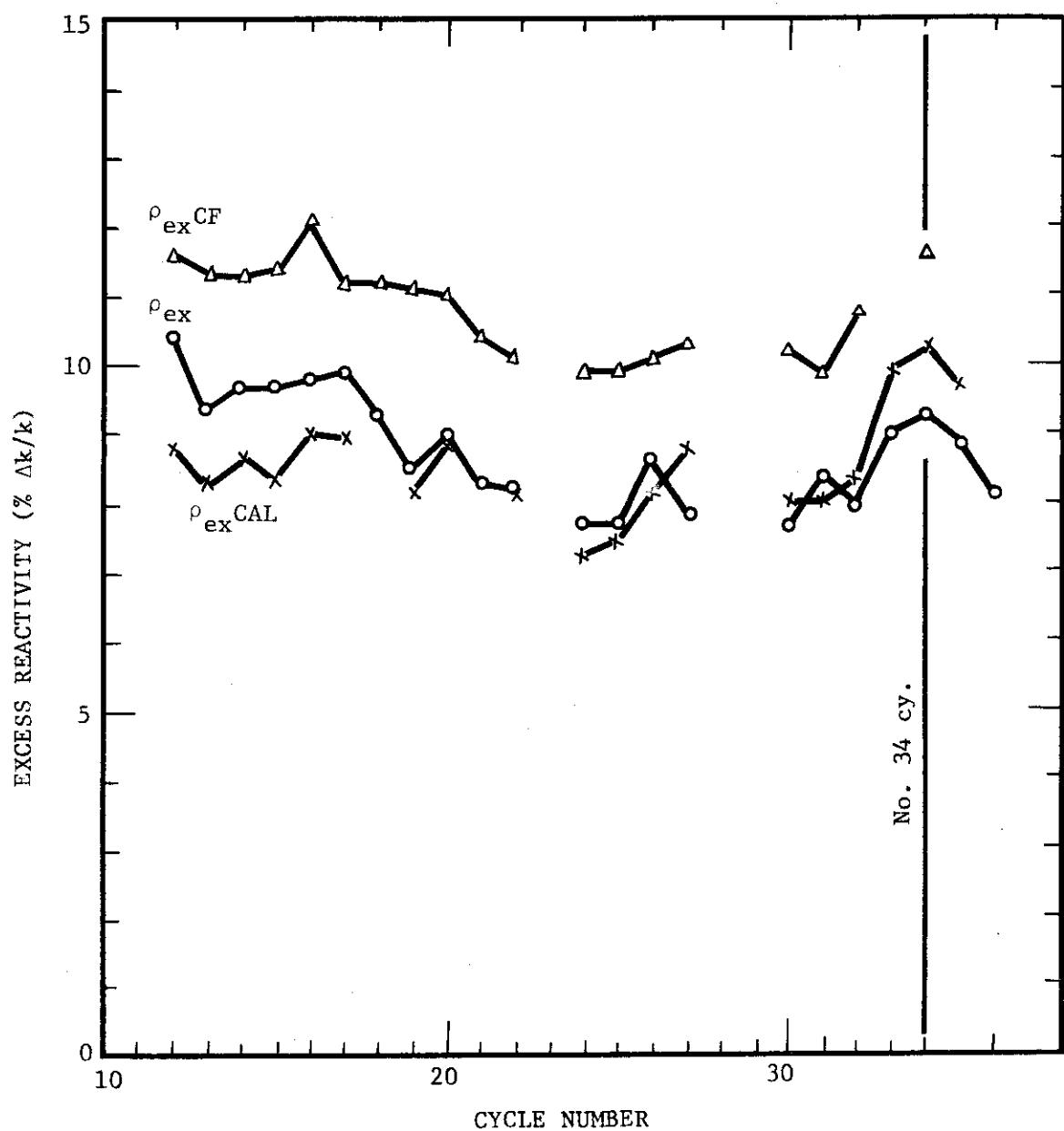


Fig. 21 Variation of excess reactivities (ρ_{ex}^{CF} , ρ_{ex}^{CAL} , ρ_{ex}) with cycle.

5. 結 論

1. 廉雜音法炉出力の熱出力への換算係数は 1.22 ± 0.07 である。精度の要因は廉雜音法の統計量と熱出力算出に使用する核熱比が主である。廉雜音法の精度は 3 % と求められている。これは、CFでの多数回測定と J M T R でも測定した廉雜音法炉出力と放射化箔放射化量の直線性確認により妥当である。核熱比の精度は測定時の変動巾から求めると 3 % であり、温度補正、出力設定レンジの補正を含めて、熱出力の精度は 5 % である。
2. 核熱比の温度依存係数は $0.58\% \Delta k/k/\text{°C}$ である。即ち、炉心内冷却水温度が 10 度上昇すると、熱出力一定であっても、核出力指示値は 5.8 % 上昇する。
3. 热中性子束の J M T R / CF 値は領域別の平均値で次の値を示す。

燃料領域 = 1.00	反射体一層目 = 1.00
北側領域 = 1.01	反射体二層目 = 0.97
西側領域 = 1.00	反射体三層目 = 0.92
南側領域 = 0.89	反射体四層目 = 0.89
東側領域 = 0.93	

この数値はあくまでも平均的な傾向を示すにすぎない。従って、ある定位置の熱中性子束、又は、燃料試料の発熱量を推定するために補正係数を求める場合は、Fig. 13 を参照して個別に求める方が現実的である。しかし、ここに記した数値はあくまでも 3 回サイクル炉心配置に対して得られたものであり、個々の炉心配置について推定するために、試料の周辺に配置する吸収の大きなものとの相互干渉、燃料含有量の大きいループ等の吸収および中性子発生の影響には特に注意する必要がある。

今回の測定においても、層依存性よりも、むしろ、相互干渉等を含む局所依存性の効果が大きく、今後、これを実験的に解明し、核計算手法の改善に反映させるべきである。これは反射体領域を主な照射場とする J M T R にとって解決すべき重要な問題である。

4. 核計算による熱中性子束は、J M T R と CF の中間にあり、J M T R と比較すると、全体の傾向について、東西のバランスは、より東に、南北のバランスは、より南に過大評価している。これは、ベリリュウム H 枠とベリリュウム反射体要素の取扱いに起因する。
5. 核分裂率の測定で、J M T R, CF は良い一致を示している。燃料領域熱中性子束の良い一致と合せて考えると、CF で推定する核的ホット・スポット因子の精度は ± 3 % である。
6. 燃料キャップセルの発熱量推定値は結論 3 に示した値を補正すると、 Q_{cal} , Q_{CF} はさらに一致する。しかし、完全には補正しきれず、さらに局所的な補正を必要とする。又、 Q_{GEN} と比較する場合には自動制御棒 S R - 1.2 が 600 mm に挿入されていることを考慮する必要がある。
7. 水力ラビットによる中性子束のサイクル変動について、熱中性子束は運転期間中、初期から末期で HR - 1 が 20 %, HR - 2 が 10 % 減少する。前・後半サイクルの差はほとんどない。速中性子は、後半サイクルでは前半サイクルに於けるよりも HR - 1 で 4 %, HR - 2 で 10 % 減少する。
8. 制御棒効果については、対称位置の比を求める方法は燃料領域熱中性子束分布を大略的に

把握するのに良い方法である。J M T RとCFとは良い一致を示している。即ち、燃料領域熱中性子束分布、出力分布は補正の必要がない。J M T Rと核計算とでは計算の方が、より南に、かつ、より東に高く評価している。今後とも、J M T Rでの測定を続行し、核計算との対比を行って、計算の妥当性を確認してゆくべきである。

9. 超過反応度について、当初予想されたように、ベリリュウム中の毒物蓄積による反応度減少は認められない。

謝 辞

J M T R 3 4 サイクル中性子測定を実施するにあたり、実験計画を審査し、助言をいただいた、八剣達雄部長（当時）、大内信平次長はじめ部内安全審査委員の方々、工程を調整していただいた工程会議の方々に感謝致します。J M T Rでの実験遂行にあたって、実験準備、炉心作業、原子炉運転、計測、データ処理をしていただいた原子炉第一課の作田孝、永堀浩、岩渕泰輔、高橋司、稻葉幸夫、磯崎実、鈴木信一の諸氏その他運転係の方々に深く感謝致します。水力ラビットの計画調整、設計製作をしていただいた照射第一課の八巻治恵、佐藤均、後藤一郎の諸氏に感謝致します。また、運転にあたっては照射第二課の方々に感謝致します。燃料要素内測定用フィッショングワイヤーのX線検査をしていただいた照射第三課の馬場信一氏に感謝致します。

この報文のまとめにあたり、貴重な助言をいただいた計画課長大島裕之助、瑞穂満、小山田六郎、飛岡利明の諸氏、核計算データをいただいた安藤弘栄、野村正之、永岡芳春の諸氏に深く感謝致します。

参 考 文 献

- (1) J M T R計画課、JAERI-M 5410, 「J M T R実験による燃料試料発熱量(Q_{CF})推定技術の分析」(1973)
- (2) 寺田博海他、JAERI-M 5832, 「炉雑音解析炉出力絶対測定法の補正」(1974)
- (3) W. W. Bowman et al., Atomic data and nuclear data tables Vol. 13, no. 2 - 3 (1974)
- (4) M. E. Meek et al., NEDO-12154-1, Compilation of fission product yields, (1974)
- (5) J M T R資料-139, J M T R特性試験報告 分冊-4 (1970)

把握するのに良い方法である。J M T RとC Fとは良い一致を示している。即ち、燃料領域熱中性子束分布、出力分布は補正の必要がない。J M T Rと核計算とでは計算の方が、より南に、かつ、より東に高く評価している。今後とも、J M T Rでの測定を続行し、核計算との対比を行って、計算の妥当性を確認してゆくべきである。

9. 超過反応度について、当初予想されたように、ベリリュウム中の毒物蓄積による反応度減少は認められない。

謝 辞

J M T R 3 4 サイクル中性子測定を実施するにあたり、実験計画を審査し、助言をいただいた、八剣達雄部長（当時）、大内信平次長はじめ部内安全審査委員の方々、工程を調整していただいた工程会議の方々に感謝致します。J M T Rでの実験遂行にあたって、実験準備、炉心作業、原子炉運転、計測、データ処理をしていただいた原子炉第一課の作田孝、永堀浩、岩渕泰輔、高橋司、稻葉幸夫、磯崎実、鈴木信一の諸氏その他運転係の方々に深く感謝致します。水力ラビットの計画調整、設計製作をしていただいた照射第一課の八巻治恵、佐藤均、後藤一郎の諸氏に感謝致します。また、運転にあたっては照射第二課の方々に感謝致します。燃料要素内測定用フィッショングライヤーのX線検査をしていただいた照射第三課の馬場信一氏に感謝致します。

この報文のまとめにあたり、貴重な助言をいただいた計画課長大島裕之助、瑞穂満、小山田六郎、飛岡利明の諸氏、核計算データをいただいた安藤弘栄、野村正之、永岡芳春の諸氏に深く感謝致します。

参 考 文 献

- (1) J M T R計画課、J A E R I - M 5 4 1 0, 「J M T R実験による燃料試料発熱量(Q_{CF})推定技術の分析」(1973)
- (2) 寺田博海他、J A E R I - M 5 8 3 2, 「炉雑音解析炉出力絶対測定法の補正」(1974)
- (3) W. W. Bowman et al., Atomic data and nuclear data tables Vol. 13, no. 2 - 3 (1974)
- (4) M. E. Meek et al., N E D O - 1 2 1 5 4 - 1, Compilation of fission product yields, (1974)
- (5) J M T R資料-139, J M T R特性試験報告 分冊-4 (1970)

把握するのに良い方法である。J M T RとC Fとは良い一致を示している。即ち、燃料領域熱中性子束分布、出力分布は補正の必要がない。J M T Rと核計算とでは計算の方が、より南に、かつ、より東に高く評価している。今後とも、J M T Rでの測定を続行し、核計算との対比を行って、計算の妥当性を確認してゆくべきである。

9. 超過反応度について、当初予想されたように、ベリリュウム中の毒物蓄積による反応度減少は認められない。

謝 辞

J M T R 3 4 サイクル中性子測定を実施するにあたり、実験計画を審査し、助言をいただいた、八剣達雄部長（当時）、大内信平次長はじめ部内安全審査委員の方々、工程を調整していただいた工程会議の方々に感謝致します。J M T Rでの実験遂行にあたって、実験準備、炉心作業、原子炉運転、計測、データ処理をしていただいた原子炉第一課の作田孝、永堀浩、岩渕泰輔、高橋司、稲葉幸夫、磯崎実、鈴木信一の諸氏その他運転係の方々に深く感謝致します。水力ラビットの計画調整、設計製作をしていただいた照射第一課の八巻治恵、佐藤均、後藤一郎の諸氏に感謝致します。また、運転にあたっては照射第二課の方々に感謝致します。燃料要素内測定用フィッショナリーウイヤーのX線検査をしていただいた照射第三課の馬場信一氏に感謝致します。

この報文のまとめにあたり、貴重な助言をいただいた計画課長大島裕之助、瑞穂満、小山田六郎、飛岡利明の諸氏、核計算データをいただいた安藤弘栄、野村正之、永岡芳春の諸氏に深く感謝致します。

参 考 文 献

- (1) J M T R計画課、JAERI-M 5410、「J M T R実験による燃料試料発熱量(Q_{CF})推定技術の分析」(1973)
- (2) 寺田博海他、JAERI-M 5832、「炉雑音解析炉出力絶対測定法の補正」(1974)
- (3) W. W. Bowman et al., Atomic data and nuclear data tables Vol. 13, no. 2 - 3 (1974)
- (4) M. E. Meek et al., NEDO-12154-1, Compilation of fission product yields, (1974)
- (5) J M T R資料-139, J M T R特性試験報告 分冊-4 (1970)