

JAERI-memo

4 4 7 1
(公開)

JRR-4 フラックス・トラップつき
炉心における熱中性子束の検討
(実験と解析)

1971年6月

大西信秋　沓掛忠三

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

J R R - 4 フラックス・トラップつき
炉心における熱中性子束の検討（実験と解析）

日本原子力研究所 研究炉管理部 J R R - 4 管理課

大 西 信 秋・沓 掛 忠 三

(1 9 7 1 年 6 月受理)

要旨：J R R - 4 は、現在遮蔽実験のほかに炉物理、炉工学、各種照射実験、R I 製造および原子炉研修所トレーニングなど多種多様の利用に供されている。最近、照射実験およびR I 製造に関する利用の増加にともない、利用しうる熱中性子束の増大を望む声がある。そこでJ R R - 4 では、現状の炉心構成を大巾に変更することなくして熱中性子束の増大を計るために、出力上昇ならびにフラックス・トラップつき炉心を考え、技術的に種々検討を加えている。

本報告書は、このうちフラックス・トラップつき炉心の熱中性子束について、実験および解析の面から検討した結果について述べたものである。実験では炉心中央部の燃料要素 1 本を引抜き、その領域を減速材領域で置換することによってフラックス・トラップを設け、熱中性子束分布の測定を行なった。測定結果から、現状の最大熱出力 2.5 M W 運転時における熱中性子束の最大値は約 $7 \times 10^{13} n/cm^2 \cdot sec$ で、この値は現状の利用しうる最大熱中性子束の約 1.8 倍に達することが示された。また、フラックス・トラップ近傍燃料の熱中性子束の立上りは予想通りきわめて厳しく、この状態ではすぐさま高出力運転を行なうことは無理であることが判明した。したがって、解析ではフラックス・トラップ内の熱中性子束を低下させることなくして近傍燃料の熱中性子束の立上りを抑制する方法を検討するために種々の核計算を行なった。

Investigation of thermal neutron flux on JRR-4
flux-trap core

Nobuaki OHNISHI and Chuzo KUTSUKAKE
Div. Reserch Reactor Operation,Tokai,JAERI
(Received June 1971)

Abstract

JRR-4 is being widely used at present for nuclear physics, reactor engineering,radioisotope production,reactor training and others,besides shielding experiments. With increase in irradiation experiments and radioisotope production in recent years,there has been need to increase the thermal neutron flux without entensive reconstruction of the core configuration. Investigation on power-up and flux-trap core has therefore been carried out in the technical aspects.

The results of experiments and calculation are presented on the JRR-4 flux-trap core. The flux-trap was obtained in the center of reactor core by substituting light moderator for a fuel element;and the thermal neutron flux distribution was measured by Cu tape irradiation in the flux-trap and a fuel element placed nearest to the flux-trap. From the experiments, the maximum thermal neutron flux was estimated as about 7×10^{13} neutrons/cm².sec at 2.5 Mw power, and it was also found that the thermal neutron flux distribution had steep gradient in the nearby fuel elements. Therefore,analysis with the codes was made on the experimental results and the method which would depress the gradient of thermal neutron flux in the nearby fuel elements.

目 次

1.はじめに	1
2.測定方法	2
3.測定結果	6
4.解析	9
4.1 計算体系のモデル化	9
4.2 核定数	9
4.3 热中性子束分布の計算結果	10
4.4 実用化のための計算	12
5.結言	15
6.参考文献	16

1. はじめに

JRR-4は、⁽¹⁾⁽²⁾原子力第1船の遮蔽実験を行なうことを主な目的として建設された軽水減速・冷却型研究炉で、別名スイミングプール型原子炉とも呼ばれている。

現在、最大熱出力2.5MW(炉心平均熱中性子束約 $2.5 \times 10^{18} \frac{n}{cm^2 \cdot sec}$)で運転されており、主に遮蔽実験、炉物理・炉工学実験、照射実験、RI製造および原子炉研修用など多種多様な利用に供されている。

JRR-4は、高濃縮MT型板状燃料を使用しているJRR-2、JMTなどに比べて中性子束は若干低いが、小まわりのきく小型炉であること、炉心内に実験試料を容易に挿入設置できること、利用者の要望に応じて出力を任意に設定できることなどきわめて自由度の高い研究炉である。したがって、局所的であっても中性子束の高い領域があれば、JRR-4の利用範囲はさらに拡大されるものと考えられる。

ことに最近RI製造(¹⁹⁷Auの照射)のための長時間連続の利用が加わったことにも関連して、現在の利用しうる熱中性子を少しでも増大することができれば、この種の照射に対してはもちろんのこと、他に多くの利用に対してもきわめて効果的であろうと考えられる。このよな背景を考え、JRR-4では出力上昇とフラックス・トラップつき炉心を考え、前者については出力上昇計画のための基礎的データを得るために熱除去能力確認試験および炉心タンク振動試験などを行ない検討を行なっている。一方、ここで述べたフラックス・トラップつき炉心の熱中性子束分布の測定は、いうなれば核的方面からの基礎データを得ることを目的とした特性試験である。

現在フラックス・トラップを備えた研究炉は世界各国に多数存在するが、いずれも設計当初からフラックス・トラップを備えることを前提として、核的条件および熱的条件を充分に検討した上で設計建設されている。⁽³⁾⁽⁴⁾

JRR-4は、燃料対減速材の比が小さく、したがって炉心内のスペクトルも軟いために、フラックス・トラップを備つけるのに必ずしも適した炉とはいえない。しかしながら、すでに述べたように、現状の形態を維持した上でより高い中性子束を得ようという目的から、今回は現状炉心を若干変更して、燃料領域中央に軽水減速材領域を形成し、その領域での熱中性子束のピーキングおよびフラックス・トラップ近傍の燃料領域の熱中性子束分布を測定することにより、フラックス・トラップを設置した場合の炉心の有効性を検討した。

2. 測 定 方 法

JRR-4 は通常 Fig. 1 に示すような炉心構成で運転を行なっている。燃料要素は 9.0% 濃縮 U-Al 合金の MTR 型板状燃料で、燃料要素 1 本当りの U^{235} 合有量は約 16.5 gr である。燃料領域を取り囲む反射体要素はグラファイトをアルミニウムで被覆したものである。炉心領域には簡易照射筒 (T パイプ, S パイプ) が 2 本挿入されている。また燃料要素間を制御板 (粗調整板 4 枚, 微調整板 1 枚) が上下に駆動するようになっている。

Fig. 1 に示す標準炉心構成において、最大出力 2.5 MW 時の炉心内の最大および平均熱中性子束は、それぞれ約 $5.5 \times 10^{18} n/cm^2 \cdot sec$ および $2.5 \times 10^{18} n/cm^2 \cdot sec$ である。また、T パイプおよび S パイプの最大熱中性子束は約 $4 \times 10^{18} n/cm^2 \cdot sec$ で金のカドミ比は約 7 である。⁽⁵⁾

Fig. 2 はフランクス・トラップを設置した時の炉心構成を示した図である。フランクス・トラップは中性子束の最も高い領域を選んで設置したが、炉心が非対称であるためフランクス・トラップの位置での中性子束分布は若干歪むことが予想されたが、炉心構成物の特殊性（例えば微調整板は反射体要素のサヤの中に挿入される）のため、最終的に Fig. 2 の配置となつた。フランクス・トラップを設置することによって、炉心装荷燃料が 3 本追加されたが、この 3 本はフランクス・トラップの位置にある燃料要素のもつ反応度量（約 5% Δk ）を補償するためのものであり、臨界試験に先だって検討された本数とおおむね一致した。なお、追加された 3 本の燃料要素は余剰反応度の問題とは別に、実験条件をできるだけ標準炉心に近い条件、すなわち制御板の位置を通常運転と同じようなくして中性子束分布を実際と類似させる点についても満足すべき本数であった。

Fig. 3 はフランクス・トラップ領域に挿入した測定試料と燃料要素内に挿入した試料を示した図である。Fig. 3 の(a)は、燃料要素と同一形状のダミー要素で、主にアルミニウム材質で作られた中空角筒形状のものである。照射試料の銅テープはアクリル板に接着して挿入した。測定位置はフランクス・トラップ領域中心の軸方向と隣接燃料の上部から 1.5, 3.0, 4.5 cm の高さの半径方向の位置である。

燃料要素内の照射試料についても、フランクス・トラップと同様に銅テープをアクリル板に接着して燃料板間の冷却水流路に挿入した。測定位置は Fig. 4 に示したように、フランクス・トラップに面した燃料板から数えて 1 枚目と 2 枚目の間、7 枚目と 8 枚目の間および 14 枚目と 15 枚目の間の 3 個所である。

なお、使用した銅テープは巾 10 mm, 厚さ 0.5 mm, 長さ 600 mm, 純度 99.8% のものである。

Fig. 2 に示すような炉心構成にした後、試料を炉出力 100 W (中性子計測系線型出力計の指示) で約 30 分照射した。照射条件についての主要項目を Table 1 に列記する。

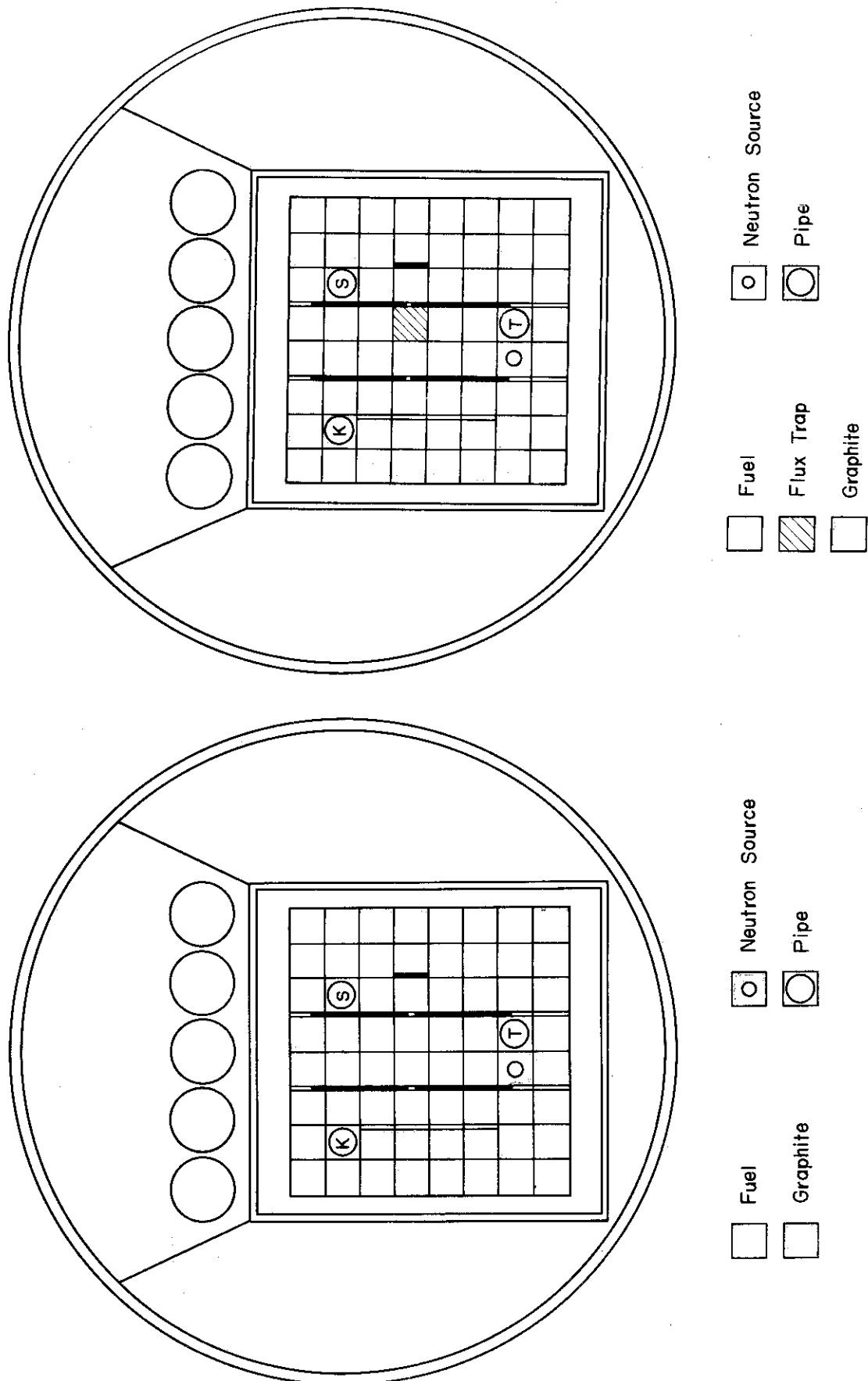


FIG. I JRR-4 CORE CONFIGURATION FOR NORMAL OPERATION

FIG. 2 JRR-4 CORE CONFIGURATION WITH FLUX-TRAP

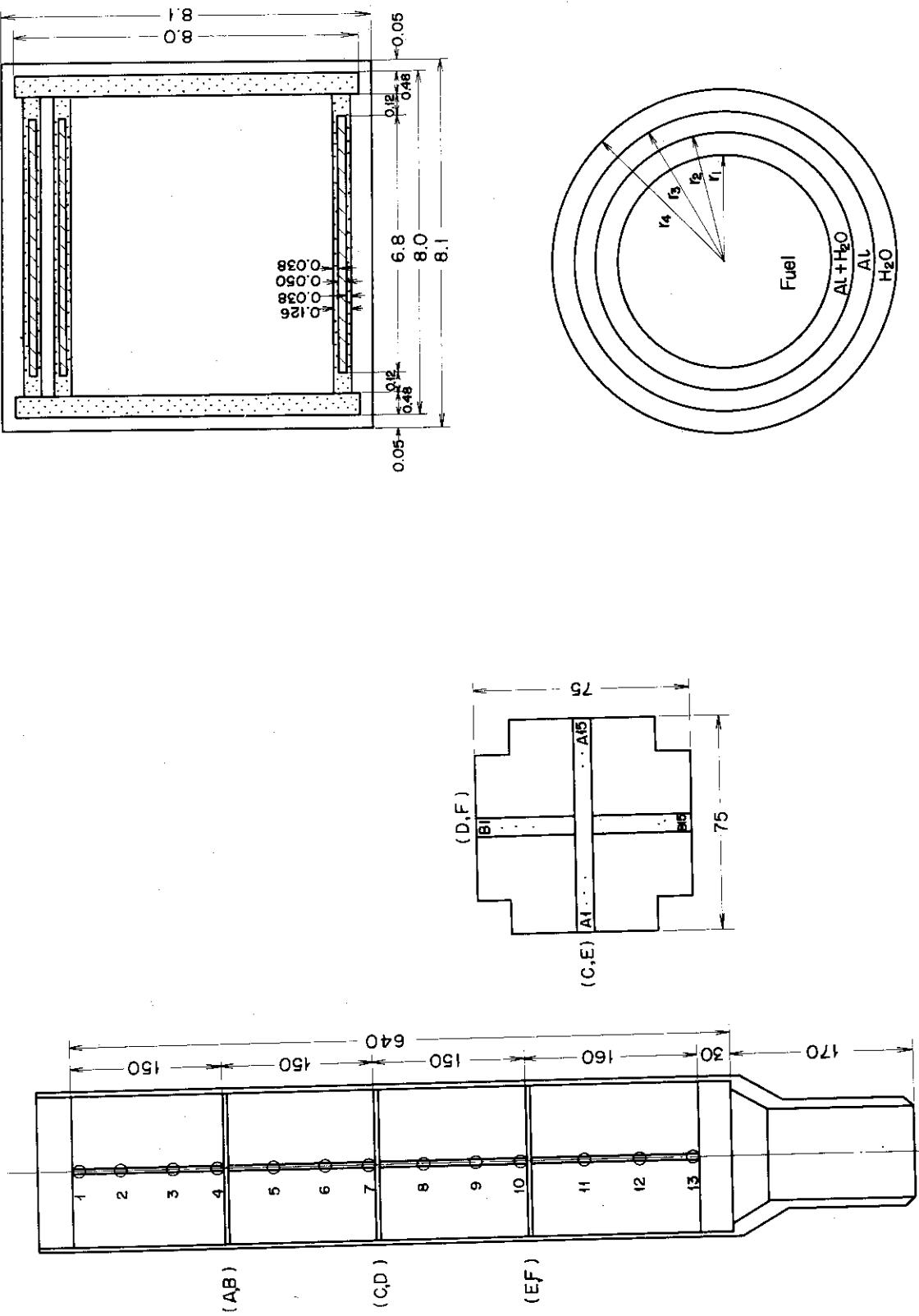


FIG. 3 INSTRUMENT OF THERMAL NEUTRON FLUX MEASUREMENT

FIG. 4 JRR-4 FUEL ELEMENT AND METHOD OF HOMOGENIZATION

TABLE 1 Data of reactor operation

Date	45. 5. 18
Reactor power	100 W
Core temperature (ave.)	18.2 °C
Control rod position	$C_1 = 437 \text{ mm}$ $C_2 = 437 \text{ mm}$ $C_3 = 437 \text{ mm}$ $C_4 = 437 \text{ mm}$ $C_5 = 356 \text{ mm}$
Power indicator	Linear No.1= 99 W Linear No.2= 93 W Log-N period= 110 W

照射後炉心より試料を取り出して、あらかじめつけておいた印にしたがって適当な寸法に切り、3インチNaIシンチレーション・カウンターで0.51 MeVのホトピークの計数を測定した。使用したシンチレーション・カウンターは、すでに各エネルギーについて較正されているもので、その計数効率については精度±5%以内であることが報告されている⁽⁷⁾。また測定は、統計誤差が1%以下になるように考慮を払った。

3. 測 定 結 果

測定結果を Fig. 5~Fig. 8 に示す。

Fig. 5 はフランクス・トラップ中心および燃料要素内の炉心軸方向の熱中性子束分布を示した図である。Fig. 5 に見られるように、予想通りフランクス・トラップ中心の熱中性子束は 2~3 倍程度高くなっている。軸方向の最大熱中性子束は、燃料領域上端から約 35 cm のところにあり、これはフランクス・トラップ中心と燃料要素内とで同じである。Fig. 5 で特に注目すべきことは、燃料要素内の(2)と(3)の上端および下端が盛り上っているのに比べて、フランクス・トラップ中心(z)と燃料要素内(1)にそれが見られないことである。燃料要素の(2), (3)に見られる盛り上りは燃料領域の上下にある減速材の反射体効果によるものであるが、(z)と(1)に見られないのは、燃料要素内ではスペクトルが硬いのに比べて、フランクス・トラップおよびその近傍ではスペクトルが軟くなっていることを示すものである。なお軸方向の分布で最大値が燃料領域中心より少し下にあるのは、制御板が上から 25 cm のところまで挿入されているためである。

Fig. 6 はフランクス・トラップ内の半径方向の熱中性子束分布を示した図である。この図で熱中性子束分布はほぼ中心附近で凹を生じている。この凹の原因としてはフランクス・トラップ中心軸方向に挿入した銅テープの影響と考えられる。この図で見られるように、フランクス・トラップ内の熱中性子束の最大値は中心から少しづれた位置にある。これは先に述べたように、炉心が非対称であることが原因している。また若干であるが、各燃料要素の燃焼率の違いも影響していると考えられる。

Fig. 7 は Fig. 6 と同様フランクス・トラップの半径方向（制御板と直角）の熱中性子束分布を示した図である。熱中性子束の最大値は中心よりずれており、この場合は Fig. 6 より著しい。これは炉心が非対称であることの上に、粗調整板の効果が大きく寄与しているためで、粗調整板に近い方向の熱中性子束が低くなっている。

Fig. 8 は燃料領域の上から 15, 30, 45 cm のところの熱中性子束をフランクス・トラップから燃料領域までの半径方向について整理した図である。この図に見られるように、燃料領域とフランクス・トラップの間で熱中性子束が大きな勾配をもって変化していることがわかる。

以上の測定結果を要約すると、現在の炉心構成を Fig. 2 に示したような炉心構成に変更してフランクス・トラップを設置した場合、非摂動の熱中性子束の最大値は約 $7 \times 10^{18} n/cm^2 \cdot sec$ に達し、現状の利用しうる熱中性子束の最大値の約 1.8 倍となる。この場合近傍燃料の熱除去の問題を考慮すると、実際の熱中性子束は若干低下することが考えられる。

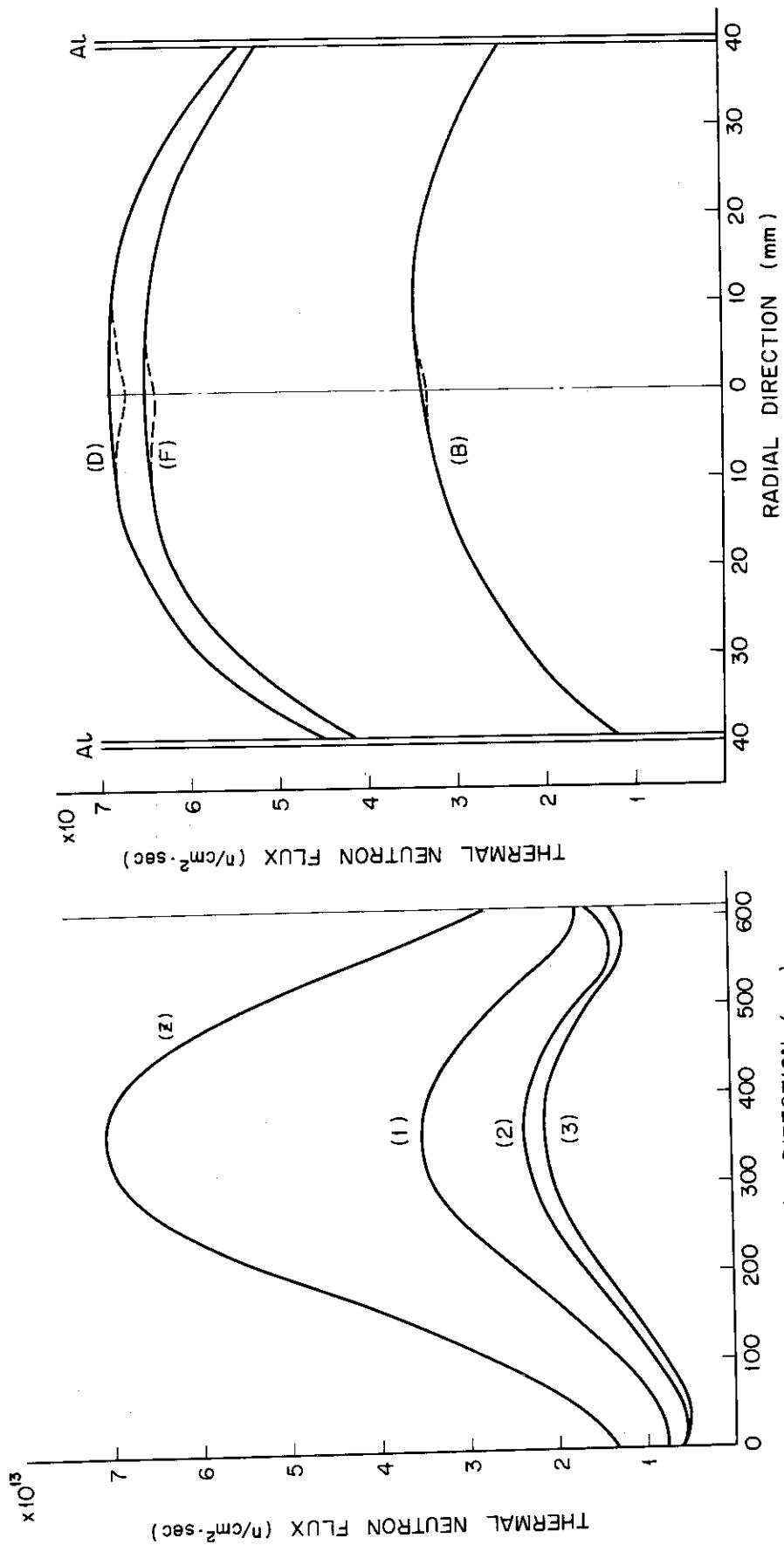


FIG. 5 MEASUREMENT VERTICAL THERMAL NEUTRON FLUX PROFILES IN FLUX-TRAP

FIG. 6 MEASUREMENT HORIZONTAL THERMAL NEUTRON FLUX PROFILES IN FLUX-TRAP

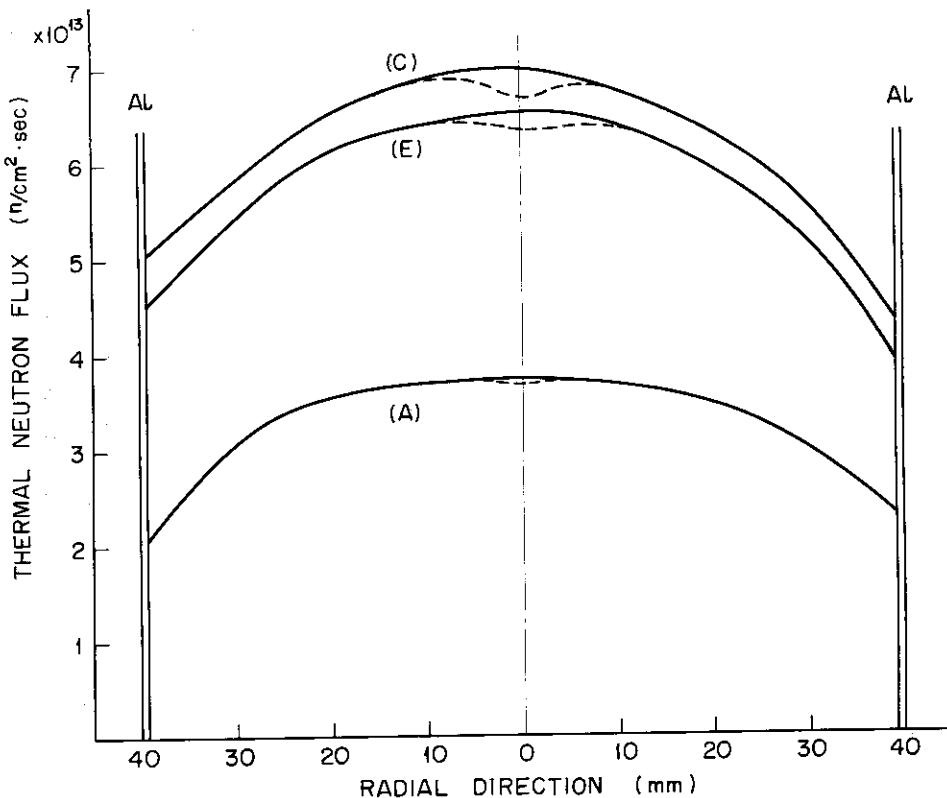


FIG.7 MEASUREMENT HORIZONTAL THERMAL NEUTRON FLUX PROFILES IN FLUX-TRAP

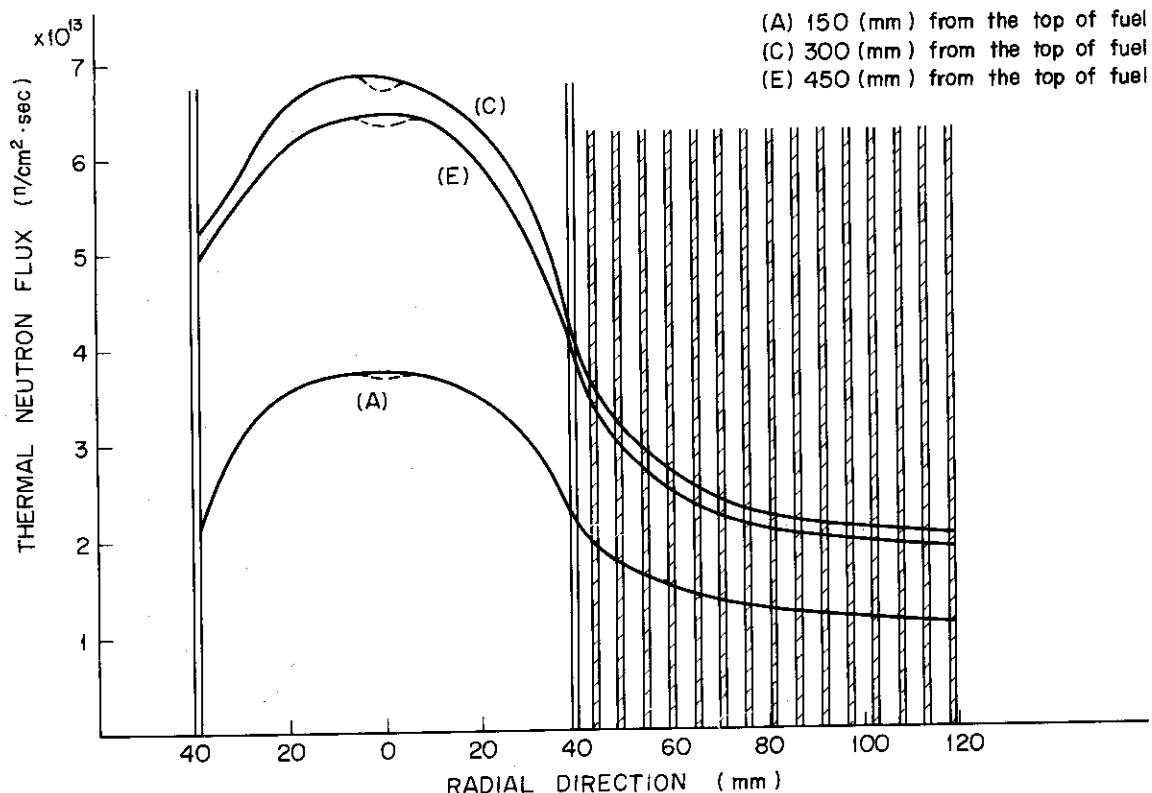


FIG.8 MEASUREMENT HORIZONTAL THERMAL NEUTRON FLUX PROFILES IN FLUX-TRAP AND FUEL ELEMENT

4. 解析

4.1 計算体系のモデル化

測定結果の追従と今後実際にフランクス・トラップを設置する場合の種々のデータを得るために、簡単な2次元核計算を行なった。計算はFig. 2に示した炉心体系をX-Y平面について行なった。計算を行なう際に導入した仮定は以下に述べる通りである。

- i) 照射筒(K, S, Tパイプ)領域は照射筒のアルミニウム構造材を無視して、領域全体を軽水領域として取り扱う。
- ii) 反射体領域は反射体の被覆材であるアルミニウム材を無視して黒鉛のみとして取り扱う。
- iii) 粗調整板は全引抜き状態にあるとして、その領域はアルミニウム材領域として取り扱う。
- iv) 炉心タンク壁のアルミニウム材は無視して軽水領域として取り扱う。
- v) 格子栓の構造材であるアルミニウム材を無視して軽水のみとして取り扱う。
- vi) 微調整板は全引抜き状態にあるとして、その領域は軽水領域として取り扱う。
- vii) 反射体領域の外周に50cm厚の軽水領域を考え、この領域の終端を境界として取り扱う。

以上の仮定のうち、i), ii), iv), およびv)はいずれもアルミニウム材の体積比がきわめて小さく、かつ熱中性子に対してアルミニウムの吸収断面積がきわめて小さいことから、計算結果に与える影響は少ないと考えられる。仮定のiii)およびvi)は他の仮定に比較して計算結果に最も大きく影響を与える要因と考えられるが、この計算が炉心領域の概略的な中性子束分布の傾向を知ることを主な目的としているために、ここでは複雑な取り扱いを避ける方が適切であろうと考えた。さらに、仮定のvii)については軽水中の熱中性子の拡散距離から考えて充分すぎる大きさである。しかしながら境界条件の取り扱いについては K_{eff} を正確に求める場合においては充分検討を要する事項である。

4.2 核定数⁽⁶⁾

炉心領域の核定数は、燃料要素1本を単位セルと考え、その単位セルについて高速群定数をUGMGコード⁽⁸⁾、熱群定数をTHERMOS⁽⁹⁾コードでそれぞれ計算した。エネルギーについては、速中性子群を10MeV~5.53KeV、共鳴中性子を5.53KeV~0.625eVおよび熱中性子群を0.625eV~0eVの3群に分割し、速中性子および共鳴中性子に対してはUGMGコード、熱中性子に対してはTHERMOSコードを適用して計算した。UGMGコードで計算する際、減速は水素原子をS.G近似、水素原子以外の原子に対してはConsistent Age近似で取り扱った。散乱核はB1近似で取り扱い、高速群における非弾性散乱の効果は考慮しなかった。共鳴領域では²³⁵Uおよび²³⁸Uの共鳴パラメータから非均質系のNRIA近似による共鳴吸収を逃れる確率を計算した。THERMOSコードで計算する際、中性子エネルギー群は0~0.625eVの範囲を30群に分割し、空間分布は燃料領域、被覆材領域および減速材領域に分割し、さらに各領域を細分割して計算した。水素原子に対する散乱核はNeikinモデルによつて計算したものを使用した。

4.3 热中性子束分布の計算結果

実験を行なった炉心は Fig. 1 に示すように非対称となっているため、計算は炉心領域全体について行なった。この計算では、先に述べたように、ブラックス・トラップ内熱中性子束分布の概略を測定値と照合することに主眼を置いたので、炉心領域 X-Y 平面で分割して計算を行なった。計算には 2 次元拡散コード TWENTY-GRAND¹⁰ を使用した。Fig. 9 は熱中性子束分布について測定値と計算値を比較して示した図である。ブラックス・トラップ内では計算値が測定値に比べて 10 % 程度低くなっているが、燃料領域ではきわめて良く一致しており、全体の傾向は測定結果をよく追従している。Fig. 10 は炉心全体について高速群、共鳴群および熱群の中性子束分布を示した図である。この図で燃料領域とグラファイト反射体領域の間にある減速材領域（照射筒 T パイプ Fig. 1 参照）の熱中性子束がブラックス・トラップと同じように立上っているのが見られる。この位置での熱中性子束の測定値は平均約 3.5×10^{13} n/cm²·sec (2.5 MW 運転時) で計算値との差はきわめて少ない。

以上述べたように、計算結果は、計算方法がきわめて概略的な方法にもかかわらず、測定結果ときわめて良く一致している。したがって、中性子束分布の傾向を検討するだけであれば、この方法で計算してもかなり信頼しうる計算結果が得られるものと考えられる。

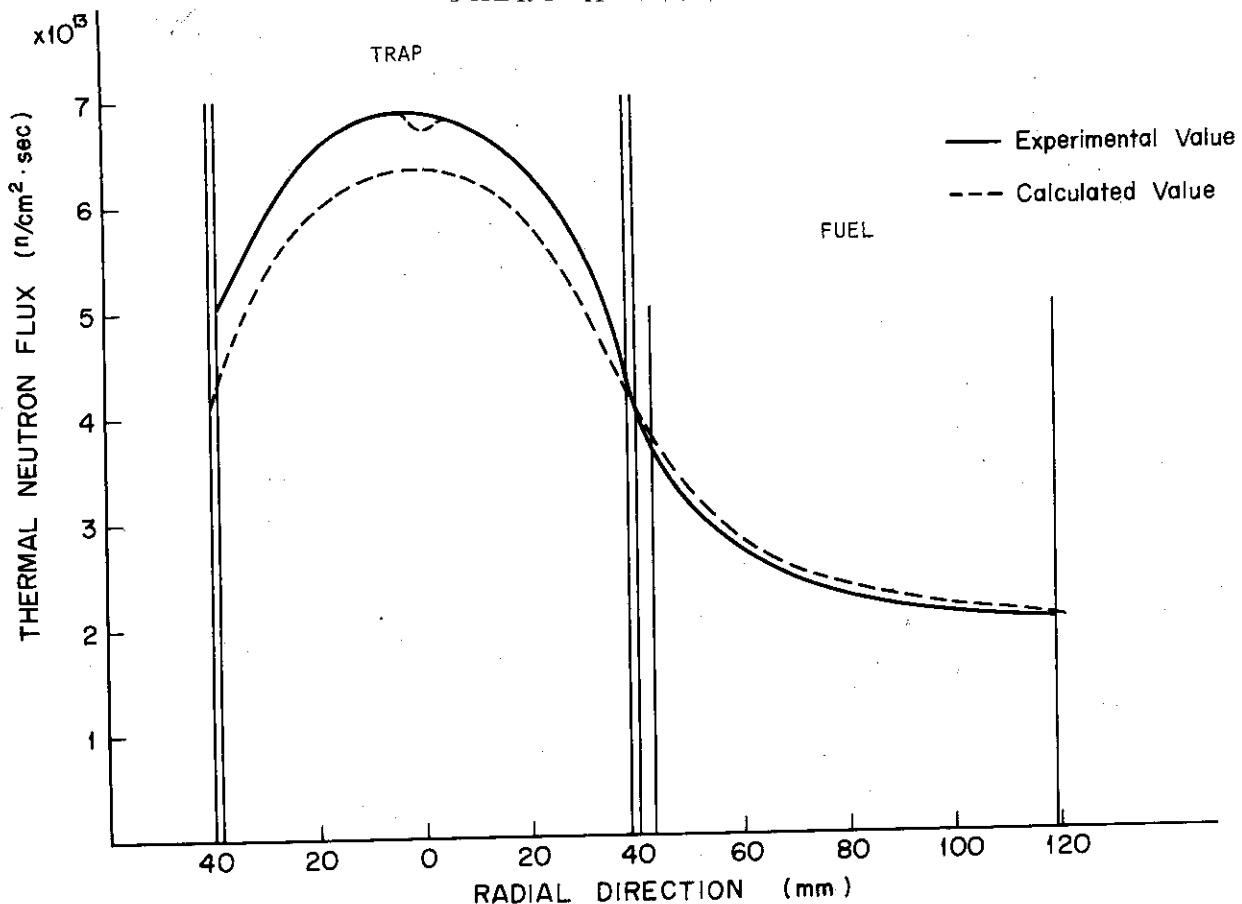


FIG.9 COMPARISON OF EXPERIMENTAL AND CALCULATION VALUES FOR THERMAL NEUTRON FLUX

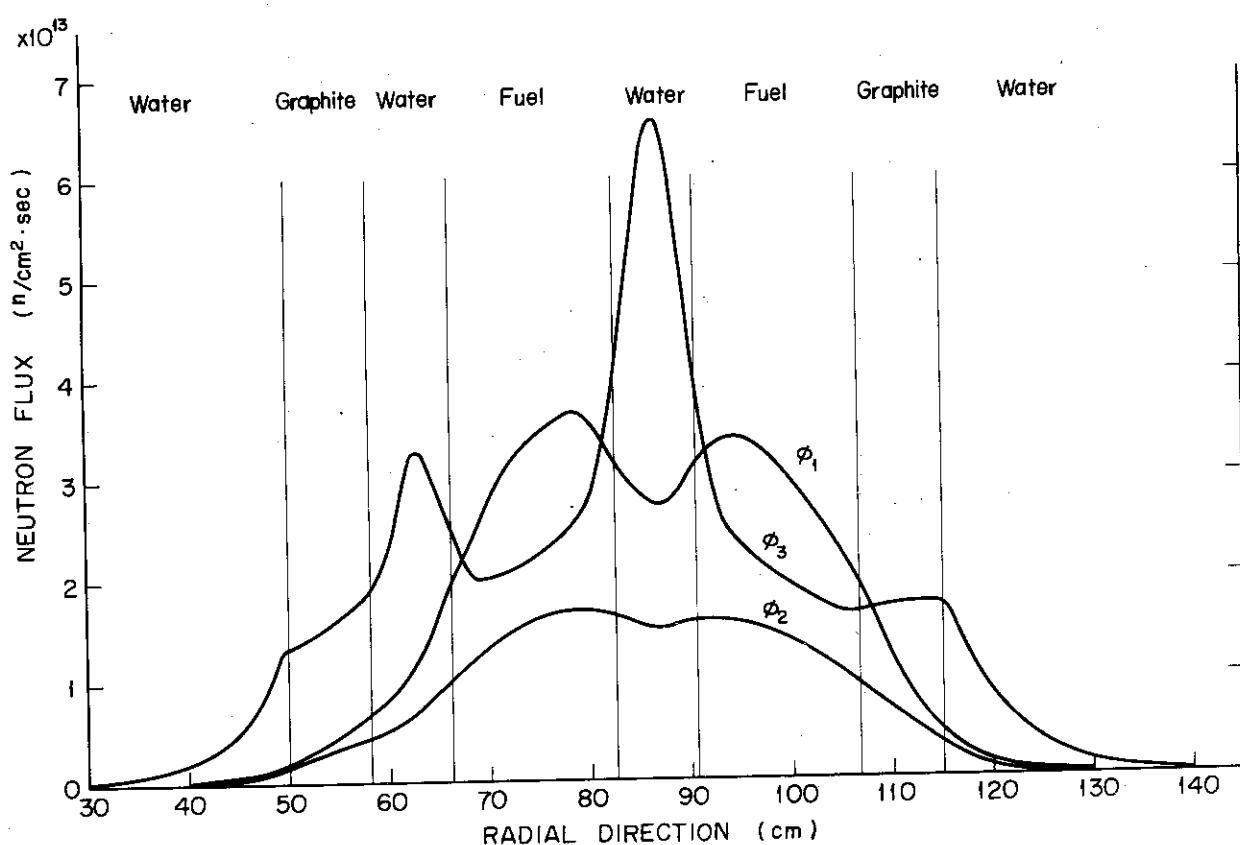


FIG.10 CALCULATED HORIZONTAL NEUTRON FLUX PROFILES IN CORE

4.4 実用化のための計算

Fig. 8 で示されたように、近傍燃料内における熱中性子束の立上りが非常に厳しいため、実際にフランクス・トラップを設置した場合には、これら近傍燃料の熱除去が問題となる。今回の実験データをもとに簡単な熱計算を行なった結果、近傍燃料のフランクス・トラップに最も近い燃料板の表面温度はサブクール沸騰温度（116.3°C）を上まわることが判った。したがって熱除去の問題を解決するためにはフランクス・トラップ内で熱中性子束のピーキングを起させ、近傍燃料内ではできるだけ熱中性子束分布を平坦化させる必要がある。この方法としてはいくつかの方法が考えられる。例えばフランクス・トラップ近傍燃料の板間隔を変化させることも1つの方法であろう。もう1つの方法はフランクス・トラップを実用化する際に挿入する角筒形状の構造材の材質を適当に選ぶことによって熱中性子束の立上りを防ぐ方法である。

ここでは後者の方法について検討を加えた。すなわち、まず照射筒の材質をBeとSUSを選び、フランクス・トラップ近傍の熱中性子束分布の様相を調べた。Fig. 11はBeおよびSUS棒の厚さを1.0 mmにした場合の熱中性子束分布の計算結果を示した図である。Fig. 11に示されているように、Be棒の場合には近傍燃料内の分布はそれほど変化が見られないが、SUS棒の場合にはむしろ減衰しすぎており、したがってフランクス・トラップ内の熱中性子束もそれにともなって低下している。フランクス・トラップを実用化するためには、照射筒内部の領域が少なくとも直径7.0 mm程度は必要となろうから、Be棒は使用することはできない。一方SUSの場合はフランクス・トラップの熱中性子束の低下を招くことになるが、近傍燃料の熱中性子束の立上りに関しては好ましい傾向にある。なお、上記の計算においては、減速材のみの場合とBe棒を挿入した場合の k_{eff} の相違はほとんど見られないが、SUS棒の場合は約3% $\Delta k/k$ の反応度減少となっている。

Fig. 11に示されたようにSUS棒の場合にはむしろ減衰しすぎたため、次にSUS棒の厚さを2.5 mmおよび5.0 mmに仮定して計算を行なった。これらの計算結果を比較してFig. 12に示す。Fig. 12に見られるように、SUS棒2.5 mmの場合には、近傍燃料の外板で若干立上りが見られるが、5.0 mmの場合には燃料内で熱中性子束分布はフランクス・トラップ側面でほとんど平坦になっており、フランクス・トラップ内の熱中性子束も最大になっている。また、Fig. 12の直角方向の熱中性子束分布を各々のSUS棒の厚さについて比較して示した図であるが、この場合もFig. 12と同様の傾向が見られる。

以上の計算結果を要約すると、実際にフランクス・トラップを設置する場合には、厚さ3 mmから5 mm程度のSUS棒を挿入することによって近傍燃料の熱中性子束の立上りを抑制することが可能である。一方、SUS棒を挿入することによってフランクス・トラップ内の熱中性子束は35%程度の低下を来すが、近傍燃料内の熱中性子束が平坦化されるために、炉出力を上昇させることができとなり、したがってフランクス・トラップ内の熱中性子束の減少分はある程度補正することができると考えられる。

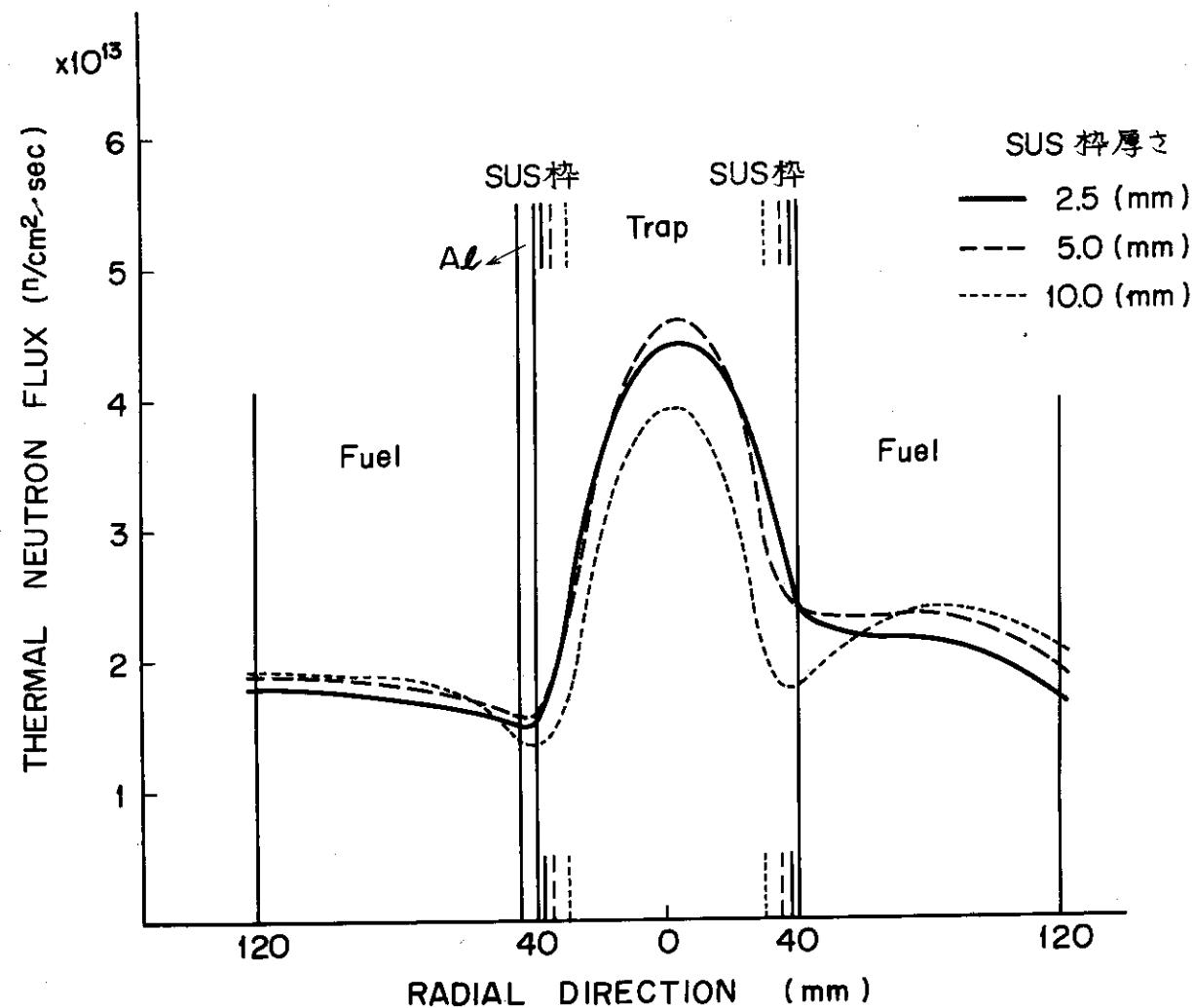


FIG.13 EFFECT OF FLUX-TRAP STRUCTURE ON HORIZONTAL THERMAL NEUTRON FLUX DISTRIBUTION

5. 結 言

現状の炉心構成を大巾に変更しないという大きな制約の中で熱中性子束の増大を計ることはそれなりに限度がある。先にも述べたように、JRR-4のような金属対水比の小さな炉心では、フラックス・トラップの効果がそれほど期待できないことは充分予想しうることである。しかしながら、少しでも利用しうる熱中性子束を高めるという試みの1つとして、今回実験と解析の面から若干検討を加えた。

今回行なわれた実験の結果から、実験条件をそのまま 2.5 MW の運転に移行することが可能とすれば、現在 RI 製造の ^{197}Au 照射に対して連続 12 ~ 3 時間運転のところが約 7 時間運転に短縮することができよう。しかしながら、前述した近傍燃料の熱除去の問題については、実際にフラックス・トラップを設置する際にはさらに検討を加える必要がある。

実験を追従する意味で行なった核計算の結果は、測定結果と比較的よく一致した。使用した核定数については、使用した計算コードの妥当性を考慮すると確信のもてるものと云いがたいが、この点については計算手法および計算コードを含めて今後の検討事項としたい。さらに実際にフラックス・トラップを設置する場合と近傍燃料の熱除去の問題を解決するための1つの方法として行なったフラックス・トラップ構造材の計算は、通常使用される Be と SUS についてのみ行なったが、実際には Al と SUS の組合せも考えられるであろうし、Be と SUS の組合せも考えられるであろう。この問題については、近傍燃料内の熱中性子束の平坦化、フラックス・トラップ内の熱中性子束の最高値、炉心の余剰反応度などの関連でさらに検討を要する問題である。

6 参考文献

- (1) JRR-4 管理課 ; JRR-4 の建設 , JAERI-1141 (1967)
- (2) JRR-4 管理課 ; JRR-4 の臨界試験ならびに特性試験の概要 , JAERI-1139 (1967)
- (3) Binford, F.T. ; and Cramer, E.N. The High Flux Isotope Reactor-A Functional Description, USAEC report ORNL-3572 (1964).
- (4) W.K. Ergen ; Flux Distribution in a Reactor Consisting of a Spherical Shell of Fuel in Infinite Moderator, ORNL-CF-57-12-100 (1957).
- (5) 一柳勝昭 , 大西信秋 , 服部洋司良 ; JRR-4 廉心照射装置 (S バイブ , T バイブ) の構造と特性ならびに取扱い上の注意事項 , JAERI-memo 3459 (1968).
- (6) 田村和行 , 他 ; JRR-4 改造廉心核計算資料 , JAERI-memo 4169 (1970).
- (7) T. Fuse, T. Miura ; Photopeak Efficiency of a NaI(Tl) Crystal for Cylindrical Gamma-Ray Sources, (to be published).
- (8) 桂木 学 , 森口欽一 , 久家靖史 ; 速中性子常数コード 7044 UGMG, JAERI-1104 (1966).
- (9) Henry C. Honeck, A Thermalization Transport Theory Code for Reactor Lattice Calculation, BNL-5826 (1961).
- (10) M. L. Tobias ; The Twenty Grand Program for The Numerical Solution of Few-Group Neutron Diffusion Equation in Two Dimensions, ORNL-3200.