

JAERI-M

9142

NSRR 実験孔内中性子束および
 γ 線量率の評価 (II)

1980年10月

橋倉 宏行*・斎藤 伸三・岡 芳明*
柳沢 一郎*・大友 正一

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、お申しこしてください。

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.

NSRR 実験孔内中性子束および γ 線量率の評価 (II)

日本原子力研究所東海研究所安全工学部

橋倉宏行*・斎藤伸三・岡 芳明*・柳沢一郎*・大友正一

(1980年9月25日受理)

NSRRの実験孔内に実験用カプセル及びアルミニウム減速層を挿入した場合の実験孔内の中性子束及びガンマ線量率分布を測定し、また、二次元輸送計算コード TWOTRAN-II によりこれらの値を計算により求め相互比較を行った。

実験孔内に実験用カプセルを挿入した場合、無挿入の場合と比較して中性子束は約 $1/10$ 、 γ 線量率は $1/2 \sim 1/3$ 低くなり、アルミニウム減速層の場合には中性子束、 γ 線量率とも $1/4 \sim 1/5$ の低下であった。また、二次元輸送計算の結果、実験孔内がボイドの場合は中性子反応率、 γ 線量率とも場所によっては実験値と100%以上異なるが、アルミニウム減速層挿入の場合には約50%の誤差の範囲内で両者は一致した。

* 東京大学工学部付属原子力工学研究施設

Measurement and Evaluation of Neutron Flux
and Gamma-ray Dose Rate in the Experimental
Cavity of NSRR (II)

Hiroyuki HASHIKURA,* Shinzo SAITO, Yoshiaki OKA,*
Ichiro YANAGISAWA* and Shoichi OTOMO

Division of Reactor Safety, Tokai Research Establishment, JAERI

(Received September 25, 1980)

Neutron flux, neutron spectrum and gamma-ray dose rate were measured in the experimental cavity of the NSRR(Nuclear Safety Research Reactor) in the conditions of installation of a experimental capsule or aluminium moderator in it. The calculational evaluation on them were also performed by utilizing two-dimensional transport computing code TWOTRAN.

The thermal neutron flux and gamma-ray dose rate in the cavity with the capsule are about one tenth and a half to two thirds of those in the cavity without the capsule, respectively, and those in the cavity with aluminium moderator are three fourths to four fifths of those in the cavity without aluminium moderator.

The calculational results by the two-dimensional transport code showed the agreement within the accuracy of about 50% with the experimental ones in the case of installation of aluminium moderator in the cavity, although there was discrepancy over 100% between the calculated neutron flux and gamma-ray dose rate and the measured ones in the case of no installation in the cavity.

Keywords: Two-dimensional Transport Code,
NSRR Reactor, Neutron Flux, Neutron Spectrum, Gamma-ray Dose Rate,
Cadmium Ratio, Foil, Thermoluminescent Dosimeter, Moderator

* Nuclear Engineering Research Laboratory, University of Tokyo

目 次

1. 序 論	1
2. NSRR 装置の概要	2
3. 実験方法	5
3.1 測定器	5
3.2 実験用カプセルとアルミニウム減速層の構成	5
3.3 測定位置と実験条件	6
3.4 放射化箔及び TLD の測定	6
4. 実験結果	15
4.1 金箔反応率分布及び中性子束	15
4.2 中性子スペクトル	15
4.3 ガンマ線線量率	15
5. 計算方法	22
5.1 群定数の作成	22
5.2 計算コードと計算モデル	22
6. 計算結果及びその実験結果との比較	34
6.1 実験孔内ガボイドの場合	34
6.2 実験孔内に Al 減速層を挿入した場合	34
7. 考察	42
7.1 実験孔内に実験用カプセルを挿入した場合の実験結果について	42
7.2 実験孔内に Al 減速層を挿入した場合の実験結果について	42
7.3 計算結果と実験結果との比較	42
8. 結 論	48
謝 辞	48
参考文献	49

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of NSRR Facility	2
3. Experimental Method	5
3.1 Detectors	5
3.2 Compositions of Experimental Capsule and Aluminium Moderator	5
3.3 Location of Measurement and Experimental Condition	6
3.4 Measurement Method of Foil and TLD	6
4. Experimental Results	15
4.1 Reaction Rate of Gold Foil and Neutron Flux	15
4.2 Neutron Spectrum	15
4.3 Gamma-ray Dose Rate	15
5. Calculational Method	22
5.1 Group Constants	22
5.2 Computing Code and Analytical Model	22
6. Calculational Results	34
6.1 Neutron Flux and Gamma-ray Dose Rate in the Vacant Cavity	34
6.2 Neutron Flux and Gamma-ray Dose Rate in the Cavity with Aluminium Moderator	34
7. Discussions	42
7.1 Experimental Results in the Case of Experimental Capsule in the Cavity	42
7.2 Experimental Results in the Case of Aluminium Moderator in the Cavity	42
7.3 Comparison of Calculated Results with Measured Ones	42
8. Conclusions	48
Acknowledgement	48
References	49

1. 序 論

原子炉安全性研究炉 NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) は、TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor) を基本として、原子炉の燃料安全性実験に便利ないように幾つかの改良を加えた研究炉である。

NSRR では、原子炉の反応度事故時の暴走出力をパルス出力によって模擬し、実験孔内に挿入したカプセル中の試験燃料を急速に加熱して事故時の燃料挙動を解明する実験を行っている。これらの実験においては熱電対、圧力センサー等を用いて過渡時の各種温度、圧力等を記録し、さらに照射後試験を行って燃料挙動の解明を行っている。しかし、燃料破損時の燃料の動き、水との相互作用状況等について時々刻々その挙動を解明することは上記の計測器では不可能であり、このために光学系による可視装置を開発中である。この可視装置の主要部はすべて実験孔中に挿入する方式を考えているのでパルス運転により中性子及びガンマ線の照射を受けることになり、可視装置の設計においては材料の選定に注意を払い、遮蔽設計を施す必要がある。このために、NSRR 実験孔内の中性子束分布及び γ 線量率分布が必要であり、一方、これらのデータは光学系可視装置の設計のみならず、今後の NSRR 実験物の設計、その他の実験計画及び一般的な核計算、遮蔽計算手法の検証、評価にも役立つものである。

上記の目的で NSRR 実験孔内における中性子束及びガンマ線量率分布の測定並びに輸送計算による詳細な解析評価との対比を計画し、実験孔内に何も挿入しない場合及び鉄並びに黒鉛散乱体を挿入した場合の実験結果及びフィルムの放射線による感光に関する実験結果については第 1 報として既に報告した。¹⁾ 今回は、引続いて実施した実験孔内に標準水カプセル及びアルミニウム減速層を挿入した場合の実験結果、並びに輸送計算により実験孔内がボイドの場合とアルミニウム減速層を入れた場合の中性子反応率分布及びガンマ線量率分布を求めそれぞれ実験値と比較して結果についてまとめた。

実験においては、標準水カプセル (1.2 m 長) を実験孔内に挿入した場合には、カプセル頂部より上方における中性子束、反応率、中性子スペクトル、 γ 線量率を測定した。また、アルミニウム減速層を挿入した場合には、減速層内における上記の分布を測定した。測定には、中性子測及び中性子反応率については金箔及び Cd 付金箔、中性子スペクトルについては Mg, Al, Fe, Mn, Ni, Zr, In, W 等のしきい箔及び Au, W, Mn 等の共鳴放射化箔、 γ 線量率については TLD を用いた。

一方、解析においては、群定数の作成は ENDF/B-V データライブラリー及び POPOP-4 データライブラリーを用い RADHEAT システム²⁾ により中性子エネルギーを 13 群、 γ 線エネルギーを 3 群に縮約した。輸送計算には 2 次元 Sn コード TWOTRAN-II³⁾ を用い、実験孔内がボイドの場合は P_1-S_6 , P_3-S_{16} 計算を行った。実験値との比較においては、中性子に対してはその反応率で行った。これは本来、反応率と言う積分量でなく、直接スペクトルで評価を行うことが望ましい場合もあるが、実験体系からスペクトルについて精度良く測定することは困難であることによる。

2. NSRR 装置の概要

NSRRの装置については第1報¹⁾に詳細に述べられているのでここでは解析に必要な事項のみ述べる。

NSRRはTRIGA-ACPR(Annular Core Pulse Reactor)を改造したパルス炉であり、最大300kWの定出力運転も可能である。

Fig. 2.1に原子炉の構成図、Fig. 2.2に炉心構成図を示す。Fig. 2.2に示すように炉心中央部には、面間距離約23cmの広角形の実験孔を有し、その周辺にウラン-水素化ジルコニウムの燃料を装荷している。燃料棒は約 $3.56\phi\text{cm}$ ×約38cmの燃料要素を同径で長さ約8.7cmの黒鉛が、上下にはさみ厚さ0.05cmのSUS 27の被覆材に収めたものである。総本数は149本である。制御材は、安全棒2本、調整棒6本の外に、パルス出力発生のためのトランジェント棒3本がある。炉心で発生する熱は、プール水の自然循環で除去する。Fig. 2.3は炉心及び実験孔の位置関係と材質を詳細に示したものである。実験孔底には、NSRR実験での実験カプセルを固定するグリッピング装置がある。減速層を入れない実験では、このグリッピング装置上端を実験孔底とし、実験孔の軸方向の距離は、この実験孔底からの距離として示してある。

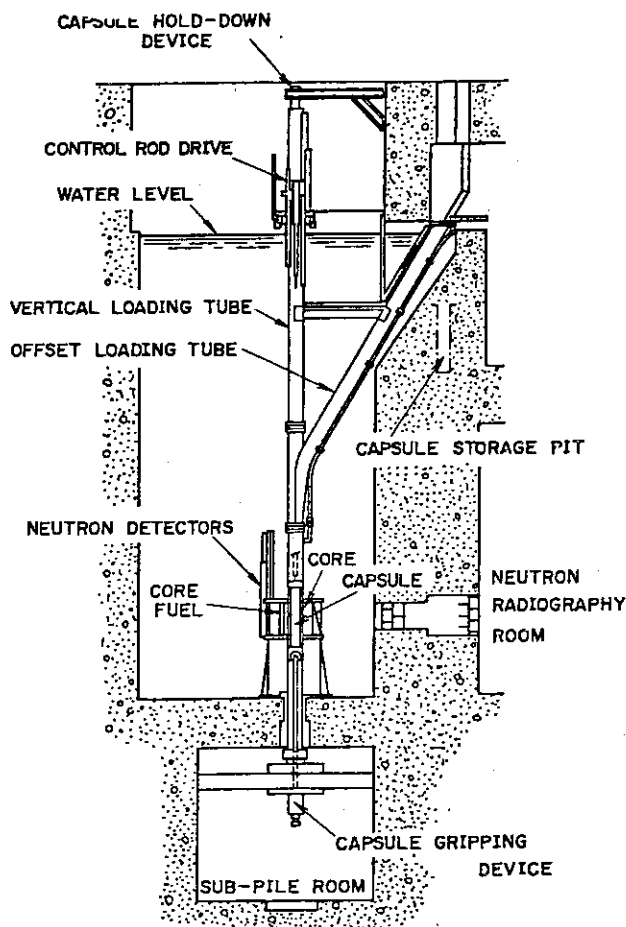


Fig. 2.1 General Arrangement of NSRR

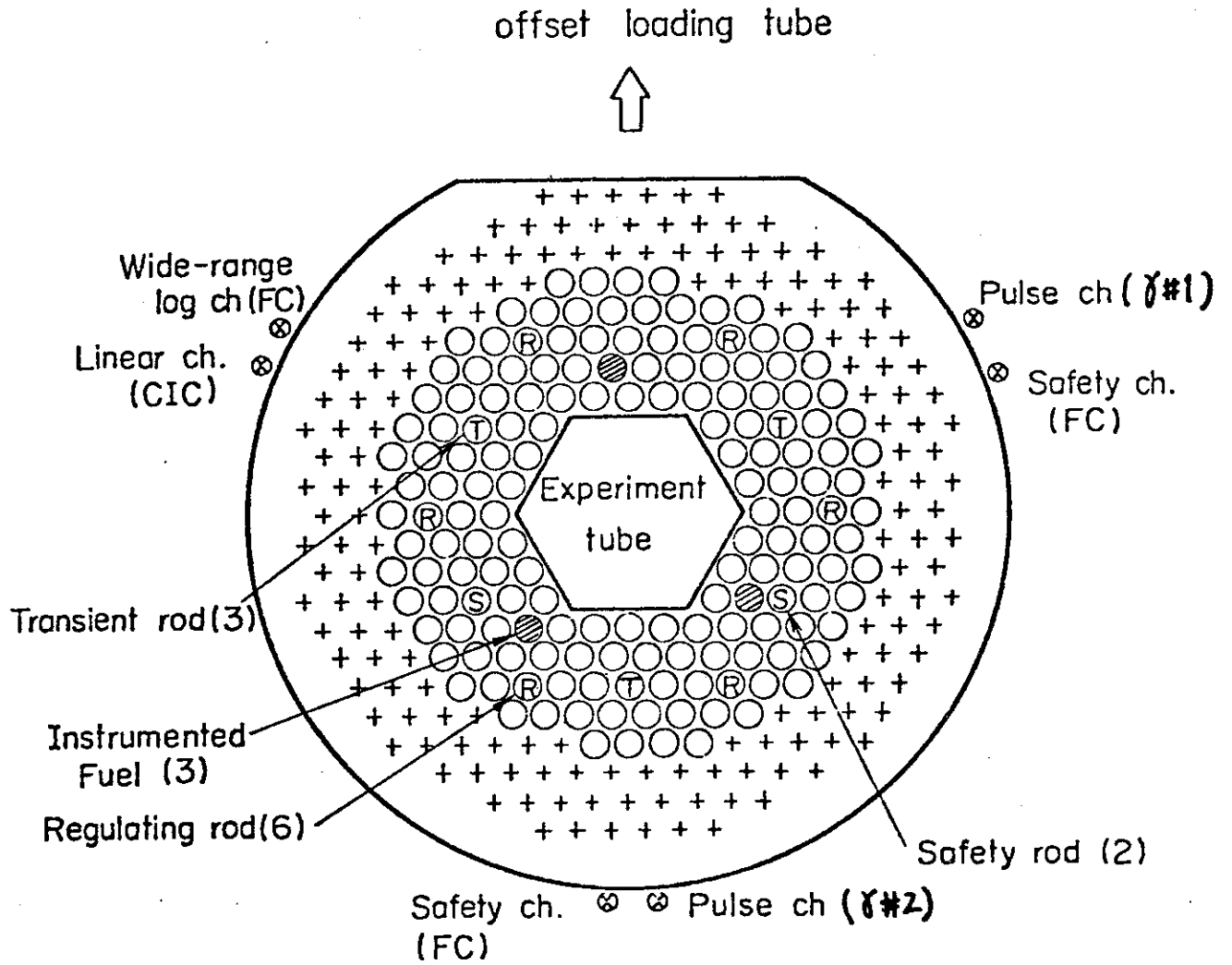


Fig. 2.2 Operational Core Configuration

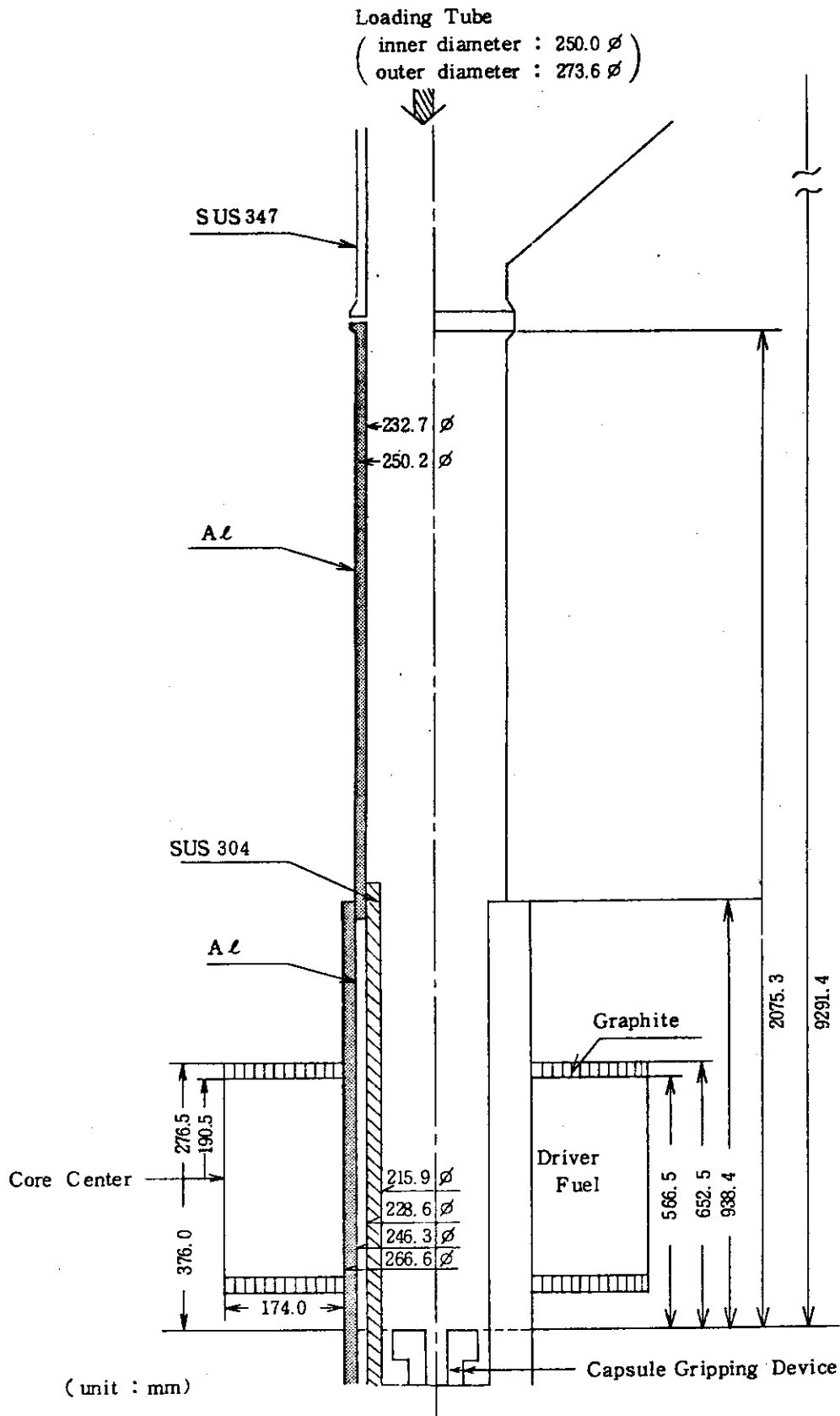


Fig. 2.3 Vertical Cross Section of Experimental Tube

3. 実験方法

本稿では、1979年3月以降に行った実験について述べる。

3.1 測定器

実験孔内に実験用カプセルを入れた場合の垂直実験孔内中性子束分布及び実験孔内に入れたAℓ減速層中での中性子束分布の測定は0.05mm厚の金箔とCd比測定のための1mm厚のCdカバーをつけた金箔を用いた。Aℓ減速層中での中性子スペクトル測定には、しきい箔とサンドウイッチ箔を用いた。しきい箔は、Mg, Aℓ, Fe, Ni, Zn, Inであり、サンドウイッチ箔は、Au, W, Mnである。それらの種類と諸物理定数をTable 3.1とTable 3.2に、その崩壊形式については、Fig. 3.1に示す。ガンマ線の測定には、松下電器製TLD UD 170 L (BeO)を用いた中性子の影響をなくすために2mm厚さの⁶LiFケースに入れた。この実験カプセル有りの場合にはUD 170 N (⁷LiF), UD 110 S (CaSO₄)も用いた。

3.2 実験用カプセルとアルミニウム減速層の構成

今回の実験では実験孔にNSRR実験で通常用いている大気圧水カプセルとアルミニウム減速層を挿入し、これらによる中性子束及びγ線量率への影響を調べた。これらの構成の概略は以下の通りである。

(1) 実験用カプセル

実験用カプセルはFig. 3.2に示すように全長1200mm、内径120mm、肉厚(炉心に位置する部分)7mmのSUS製である。内部には水を封入したもので、通常のNSRR実験では、この内部に試験燃料及び各種の計装を施すが、今回の実験では水以外は何も封入していない。

(2) アルミニウム減速層

Aℓ減速層については、

- 1) Aℓによる減速効果が十分に現われる大きさ。
- 2) Aℓ中での中性子束、ガンマ線量の測定が可能である。
- 3) Aℓ層接合部からの中性子のもれ込みを防ぐ。
- 4) Aℓ減速層の実験孔内挿入によって規定の余剰反応度を越えない。

以上を考慮して製作した。これをFig. 3.3に示す。Aℓ減速層は全体で6つの部分よりなり、全体を2本のアイボルトで固定し、上部のフックをクレーンでつり下げて実験孔に挿入する。Fig. 3.2の⑤の部分、4本の支持棒より成るが、これはこの部分をAℓ層とすると、全余剰反応度が10\$を超えNSRRの運転の許可条件を逸脱するためである。各部の接合部は、Fig. 3.3に示すような直径100mm深さ30mmの窪みをつけ、すき間からの中性子のもれ込みを防ぐようにしている。この窪みの下に直径60mm深さ15mmの窪みをさらに設け、ここに検出器をセ

ットする。窪み中のボイドを少なくするために、A ㇲ製の検出器ベッドを作製し、このベッドの上に検出器をのせ下方窪みにはめ込む。全体の構成のうち、⑤の部分は余剰反応度の面から支持棒とし、⑥の部分はグリッピング装置に荷重がかからぬようスカート状とした。

A ㇲ減速層の実験孔への挿入及び取り出しは、垂直装填管よりクレーンを用いて行った。300 kW運転の場合は、遮蔽プラグを挿入して照射を行ったが、300 kW以下の運転では、遮蔽プラグを抜いた状態で照射した。

3.3 測定位置と実験条件

A ㇲ減速層を実験孔内に入れた場合の各検出器の測定位置を Fig. 3.4 に示す。この図の A, B, C の3点で測定したが、これは炉心中心から 20 cm, 40 cm, 66 cm の位置に対応する。今回は、計 8 回の実験を行った。各実験における測定項目、照射条件を Table 3.3 に示す。なお、T-21 では制御棒パターンが対称ではなく、Fig. 2.2 にトランジェント棒(A)を fullin の状態で運転を行ったために、CIC が 100% 出力を示しているのに、r # 1 は 65%, r # 2 は 95% の出力を示し、出力分布にひずみが生じていた。このためしきい箔の測定は、T-24 で再度行った。T-19, T-20 でも制御棒パターンは、対称になっていない。

これらの制御棒パターンによる出力分布のひずみについては、解析結果においては考慮されていない。

3.4 放射化箔及び TLD の測定

放射化箔の測定には、原研 NSRR 所有の Ge (Li) 半導体測定器を用いた。TLD の測定は、東大所有の TLD リーダー (松下電器製 UD 502 A) を用いた。

(1) 放射化箔 (しきい箔) の反応率の算出方法

放射化箔のデータは、光電ピークに着目する方法によった。光電ピーク計数値から反応率を算出する手順は以下の通りである。

反応率を $R = \int \sigma \phi (E) dE$ で定義すると、

$$R = \frac{N_T}{N_0} \cdot \frac{1}{S}$$

但し、

$$N_T = \frac{C(T_w, \Delta T)}{\epsilon \cdot b_1 \cdot b_2 \cdot P_e} \cdot \frac{e^{-\lambda T_w}}{1 - e^{-\lambda \cdot \Delta T}}$$

$$S = \frac{\int_0^{T_i} e^{-\lambda(T_i - t)} P(t) \cdot dt}{P_0}$$

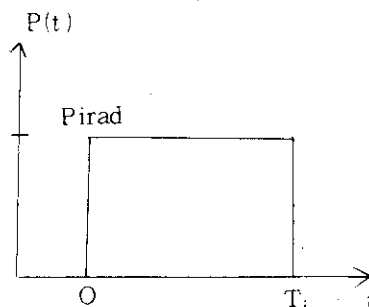
$$N_0 = \frac{W}{A} \times a \times 6.023 \times 10^{23}$$

ここで、

$C(T_w, \Delta T)$: 光電ピーク計数値
T_w	照射終了時から測定までの冷却時間 (sec)
ΔT	測定時間 (sec)
λ	崩壊定数 (sec ⁻¹)
b_1	分枝率
b_2	内部転換補正值
P_e	ガンマ線の自己吸収補正係数
W	箔の重量 (g)
a	箔核種の存在化
$P(t)$	照射中の炉出力の時間変化
P_0	基準とする炉出力
ϵ	検出器の効率

S は炉出力が右図のようにステップ状に変化したものとすれば容易に計算できて、

$$S = \frac{P_{\text{irad}}}{P_0} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda T_i}}{\lambda}$$



と求まる。

ガンマ線自己吸収補正係数 P_e は、箔中でガンマ線が、均一に等方的に発生しかつ箔は無限平板であると仮定し、

$$P_e = \frac{1 - e^{-\mu T}}{\mu T} \quad \text{で求めた。}$$

μ : 吸収係数 (cm⁻¹)

T : 箔の厚さ

(2) サンドウイッチ箔の解析

共鳴放射化箔では、反応率に対して、

- ① 主共鳴による寄与
- ② $1/\nu$ 吸収による寄与
- ③ 高次分離共鳴(連続)領域による寄与

の4つの寄与がある。このうち主共鳴の寄与は、厚い箔を使う程、自己遮蔽効果により内側では、小さくなる。そこで、3枚以上の箔を重ねて照射し、内と外との箔の反応率の差をとれば、主共

鳴による反応が外側で主として起こり、 $1/v$ 吸収と高次共鳴は内、外にかかわらず、ほぼ一様の反応を起こすので、主共鳴エネルギーでの反応を主に観測できることになる。これをサンドウイッチフォイル法と言う。

以下にサンドウイッチ箔の反応率から、共鳴エネルギーでの中性子束を求める方法を示す。外側の箔の反応率を R_{outer} 、内側の箔の反応率を R_{inner} とすると、外側と内側の反応率の差 ΔR は、

$$\begin{aligned} \Delta R &= R_{outer} - R_{inner} \\ &= \sum_{i=1}^N \eta_s(E_i) \phi(U_i) \quad (1) \end{aligned}$$

η_s : サンドウイッチ箔の実効的な箔固有の断面積

E_i : i 番目の共鳴エネルギー

N : 考慮すべき共鳴の数

η_s の計算例として、枚の厚さが t で、3枚重ねの1枚目と2枚目の差を用いる場合を示す。

$$\eta_{outer} = 1/2 [I(t) + 3 \cdot I(3t) - 2 \cdot I(2t)]$$

$$\eta_{inner} = 2 I(2t) - I(t)$$

$$\eta_{1323}(E_i) = \eta_{outer} - \eta_{inner}$$

$$= \frac{3}{2} I(t) + \frac{3}{2} I(3t) - 3 I(2t)$$

但し、

$I(t)$: 厚さ t の箔の実効共鳴積分で、本解析では文献(6)に載っているものを用いた。

(1)式を次のように近似する。

$$\Delta R = \eta_s(E_{Main}) \cdot \phi(U_{Main}) + \sum_{i=2}^N \eta_s(E_i) \phi(U_i)$$

第2項は高次共鳴群による寄与であり、第2項で $\phi(u) = E^n$ ($0 < n < 2$) と仮定すると、多くの高次共鳴を1つの仮想的な高次共鳴にまとめることができる。(これを, Uni-resonance 近似という) (7)。

また、

$$\sum_{i=2}^N \eta_s(E_i) E_i^n \approx \eta_s(E_H) (E_H e^{C/n})^n$$

と近似できるので、

$$\Delta R = \eta_s (E_M) \phi (U_M) + \eta_s (E_H) \phi (U_H)$$

この式を用いて、反復計算することにより、共鳴エネルギーでの中性子束を求める事ができる。

(3) TLD による γ 線量率の算出

$$\phi \gamma = R * A * B$$

$\phi \gamma$ γ 線量率 (R/h)

R リーダーの読み取り値

A 読み取り値からレントゲン単位への換算係数

B フェーディング補正係数

(注) TLD 構成元素と空気のエネギー吸収係数は異なるので、厳密には TLD では照射線量率は測定できないがここでは TLD の測定誤差内でその結果を照射線量率とみなした。なおリーダーの校正は ^{60}Co で行っている。

Table 3.1 Data for activation detectors

Detector	Reactim type	T 1/2	Measured γ energy (MeV)	$b_1 \times b_2$	atomic mass	abundance %
Mg	$^{24}\text{Mg}(n,p)^{24}\text{Na}$	14.96h	1.369	1.0	24.305	^{24}Mg 78.6
Al	$^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$	14.96h	1.369	1.0	26.982	^{27}Al 100.0
Fe	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	303d	0.8353	0.9997	55.84	^{54}Fe 91.68
Mn	$^{55}\text{Mn}(n,\alpha)^{56}\text{Mn}$	2.576h	0.847	0.99	54.938	^{55}Mn 100.0
Ni	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	71.3d	0.810	0.9897	58.7	^{58}Ni 67.8
Zn	$^{64}\text{Zn}(n,p)^{64}\text{Cu}$	12.8h	0.511	0.38	65.38	^{64}Zn 48.89
In	$^{115}\text{In}(n,n)^{115}\text{In}$	4.5h	0.335	0.472	114.82	^{115}In 95.77
W	$^{186}\text{W}(n,\alpha)^{187}\text{W}$	23.9h	0.479	0.225	183.8	^{186}W 28.4
			0.686	0.269		
Au	$^{197}\text{Au}(n,\alpha)^{198}\text{Au}$	2.698d	0.4118	0.9548	196.9665	^{197}Au 100

Table 3.2 Sandwich-Resonance-Foil Characteristics

Reaction	Single Foil Thickness (cm)	Type of Sandwich (k, l, m, n) ^a	Resonance Energy (eV)	$\Delta\eta^b$ (b)
$^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$	0.00508	(1, 3, 2, 3)	4.906 96.4	80.97 4.44
$^{186}\text{W}(n, \gamma)^{187}\text{W}$	0.0154	(1, 5, 3, 5)	18.80 305.1	39.8 1.57
$^{55}\text{Mn}(n, \gamma)^{56}\text{Mn}$	0.00413	(1, 7, 4, 7)	337.0 707.9	0.666 0.123

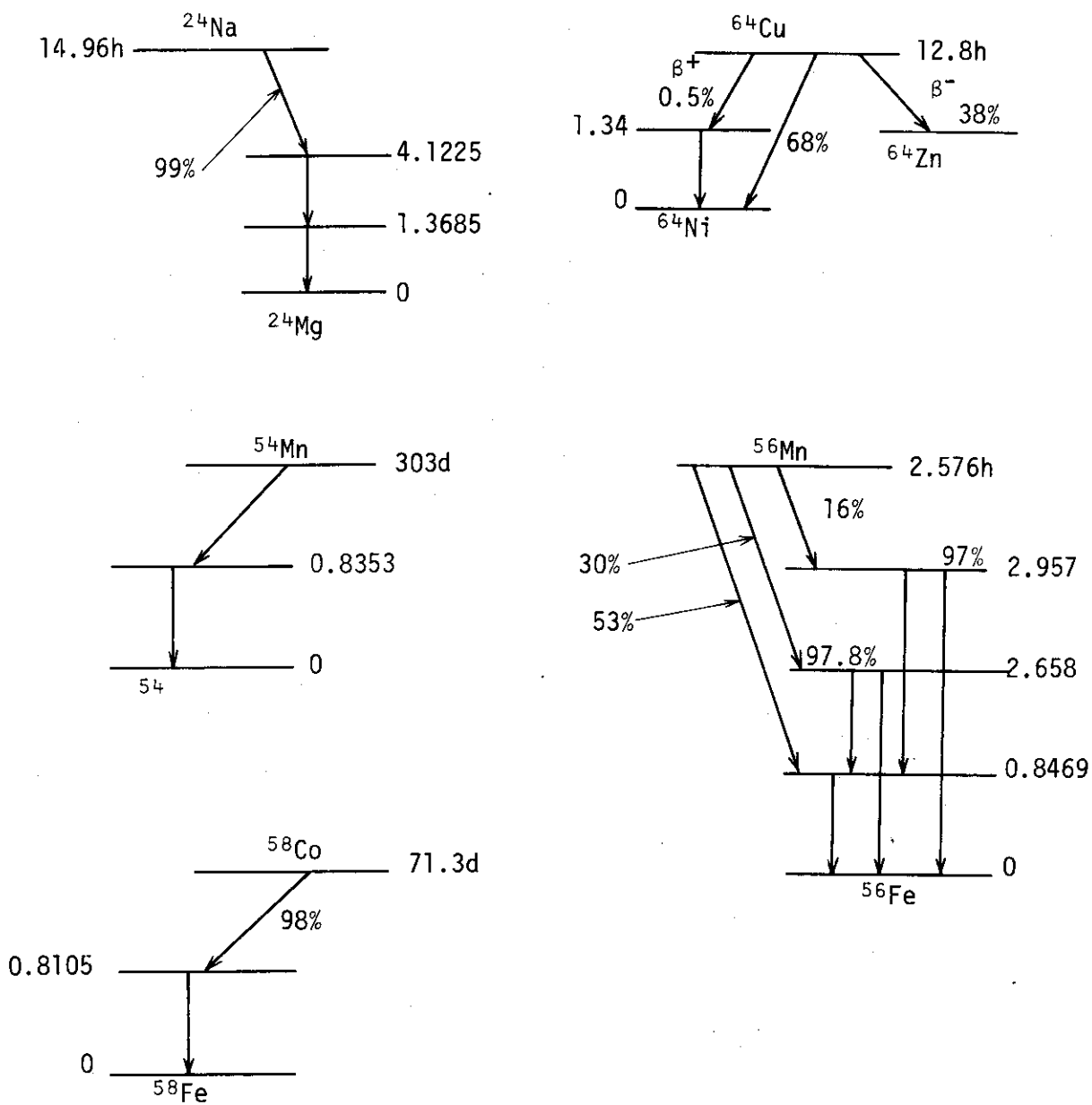
^aThis designation of the type of sandwich shows that the difference in the specific activity of the k 'th foil, of an l -foil sandwich, and the m 'th foil of an n -foil sandwich is recorded.

^bHere, $\Delta\eta$ is the constant for the sandwich foil analysis (calculated from the resonance integrals). The value depends on the single foil thickness and the type of sandwich.

^cThe second of the pairs of values in this column is the hypothetical higher resonance obtained by the uniresonance approximation.

Table 3.3 Experiments and Conditions

Run No.	Experiments	Experimental Conditions		Date
		Detectors	Irradiation Conditions	
T-17	Neutron flux Distribution	Au, Cd(Au)	30kw×60min	1979 3/14
T-18	Gamma Ray Dose Distribution	TLD	3kw×10min	3/14
T-19	Neutron flux Distribution	Au	3kw×30min	12/12
T-20	Neutron flux Distribution	Cd(Au)	3kw×30min	12/12
T-21	Neutron Spectrum	threshold detectors	300kw×20min	12/18
T-22	Background (Gamma Ray Dose)	TLD	0 w×10min	1980 1/10
T-23	Gamma Ray Dose Distribution	TLD	300 w×15min	1/10
T-24	Neutron Spectrum	threshold detectors	300kw×30min	1/10



(continued)

Fig. 3.1 Decay schemes

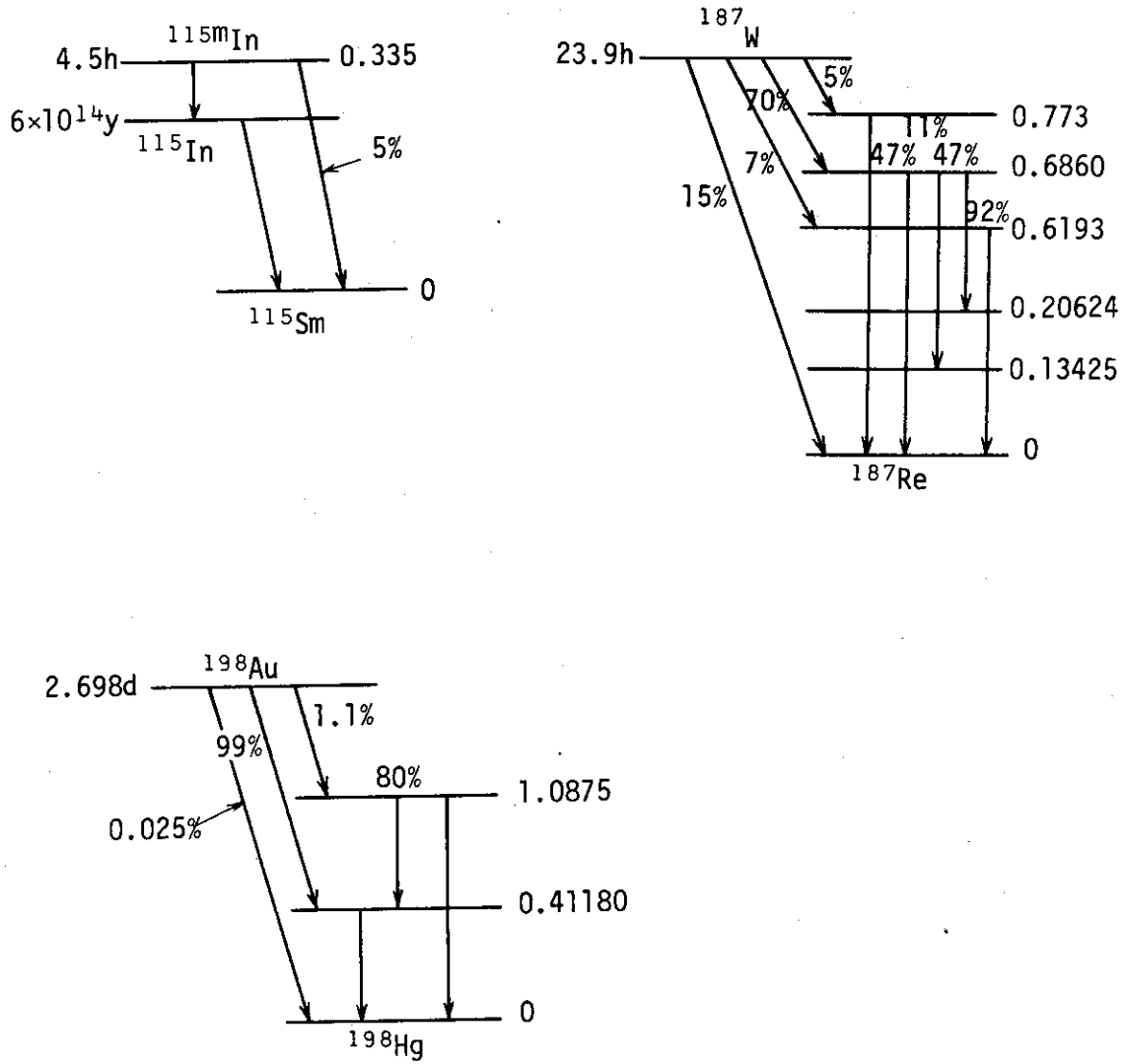


Fig. 3.1 Decay schemes

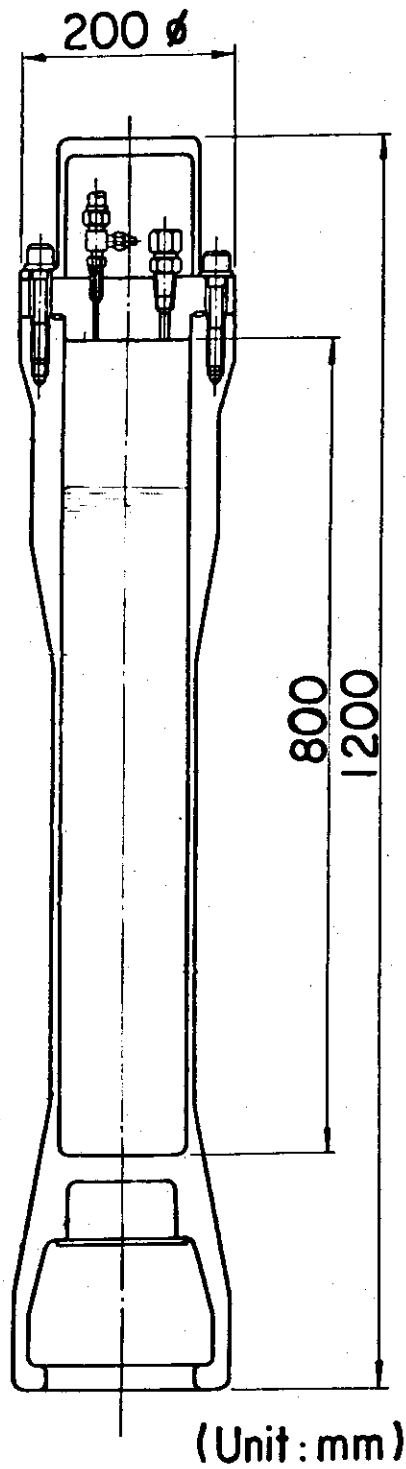


Fig. 3.2 Standard Water Capsule

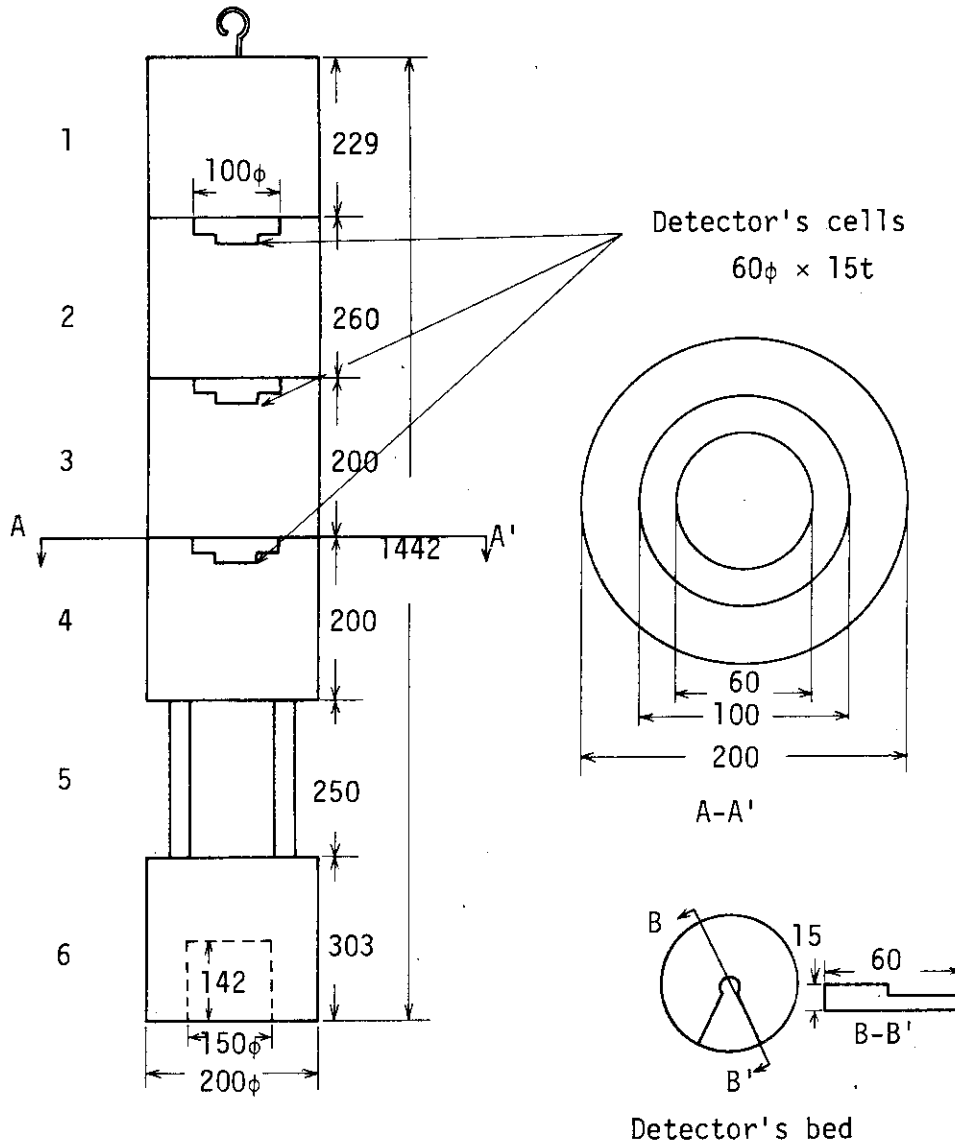


Fig. 3.3 Configuration of Al moderator and detector's bed
(unit: mm)

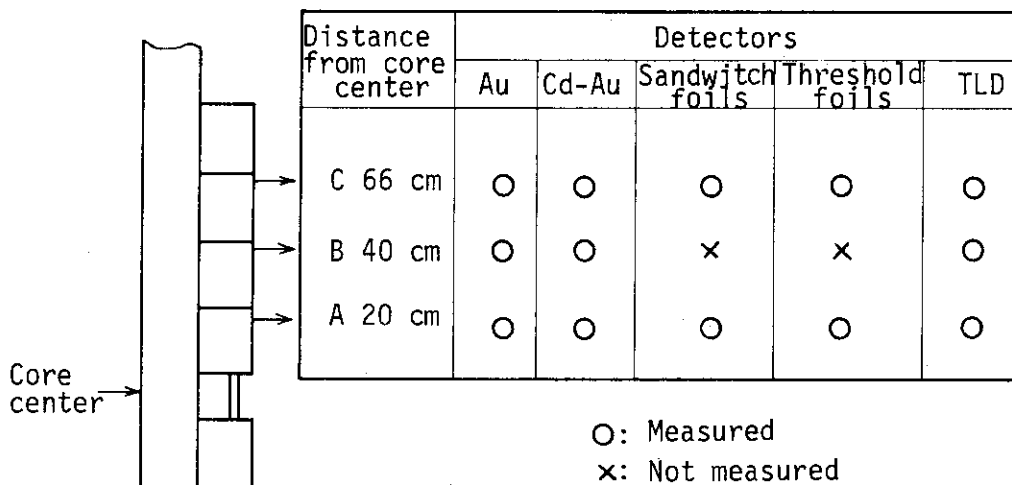


Fig. 3.4 Type of detectors and measured positions

4. 実験結果

中性子束は単位時間（秒）単位出力当りに， r 線量率分布は単位時間（時）単位出力当りの値に換算した。A ℓ 減速層を実験孔に挿入した場合のしきい箔，サンドウイッチ箔の反応率についても，単位時間（秒）単位出力当りに換算した。

4.1 金箔反応率分布及び中性子束

実験カプセル有りの場合の実験孔中の金箔の反応率分布とそれを熱中性子については 79 バーン，熱外中性子については 1153 バーンで割って求めた中性子束分布を Fig. 4.1 ~ Fig. 4.2 に示す。これらは，垂直装填管孔の遮蔽プラグを抜いて実験孔最下端より約 5m の点までの測定結果である。Fig. 4.3 には Cd 比も合わせて Table 4.1 に示す。

4.2 中性子スペクトル

A ℓ 減速層を実験孔に挿入した時のしきい箔及びサンドウイッチ箔の反応率を Table 4.2 ~ Table 4.3 に示す。Table 4.3 には中性子スペクトルを示すが，C 点では，非等方性が強く，中性子スペクトルは求められない。A 点での中性子スペクトルを Fig. 4.4 に示す。

4.3 ガンマ線線量率

実験孔内に実験用カプセルを入れた場合のガンマ線量率分布を Fig. 4.5 に示す。A ℓ 減速層を入れた場合の各測定点での値をバックグラウンドの値と合せて，Table 4.4 に示す。

Table 4.1 Measured Reaction Rates of Au and Cd (Au)
(with Al moderator) (1/sec at 1W)

position detectors	A	B	C
Au	2.52×10^{-16}	8.99×10^{-17}	1.29×10^{-17}
Cd-Au	1.35×10^{-16}	4.21×10^{-17}	4.94×10^{-18}
Cd ratio	1.87	2.14	2.61

Table 4.2 Measured Reaction Rates of Threshold
Detectors (with Al moderator) (1/sec at 1W)

position detectors	A	B
Mg	2.0×10^{-21}	1.6×10^{-23}
Al	9.8×10^{-22}	7.4×10^{-24}
Fe	7.8×10^{-20}	4.9×10^{-22}
Ni	1.6×10^{-19}	1.0×10^{-21}
Zn	4.1×10^{-20}	2.6×10^{-22}
In	3.5×10^{-19}	2.2×10^{-21}

Table 4.3 Reaction Rates of Sandwich Detectors (1/sec at 1W) and Neutron Spectrum at Main Resonance Energy (n/cm² sec at unit lethergy at 1W) (with A₁ moderator)

Detectors (main resonance energy)	A		C
	Reaction Rate	Spectrum	Reaction Rate
⁵⁵ Mn (337eV)	outer 3.24×10 ⁻¹⁸ inner 2.89×10 ⁻¹⁸ outer 3.02×10 ⁻¹⁸	3.1×10 ⁵	outer 8.52×10 ⁻¹⁸ inner 7.18×10 ⁻¹⁸ outer 7.43×10 ⁻¹⁸
¹⁹⁷ Au (4.9eV)	outer 9.55×10 ⁻¹⁷ inner 6.35×10 ⁻¹⁷ outer 7.85×10 ⁻¹⁷	2.7×10 ⁵	outer 3.60×10 ⁻¹⁸ inner 2.13×10 ⁻¹⁸ outer 2.46×10 ⁻¹⁸
¹⁸⁶ W (18.8eV)	outer 4.36×10 ⁻¹⁷ inner 2.45×10 ⁻¹⁷ outer 3.76×10 ⁻¹⁷	3.7×10 ⁵	outer 1.76×10 ⁻¹⁸ inner 8.07×10 ⁻¹⁹ outer 9.31×10 ⁻¹⁹

Table 4.4 Reaction Rate of TLD
(⁶⁰Co equivalence)
(with A₁ moderator)

Position	A	B	C
Reaction Rate (R/H at 1W)	29.4	6.33	0.747
Background (R/H)	96.0	13.2	1.25

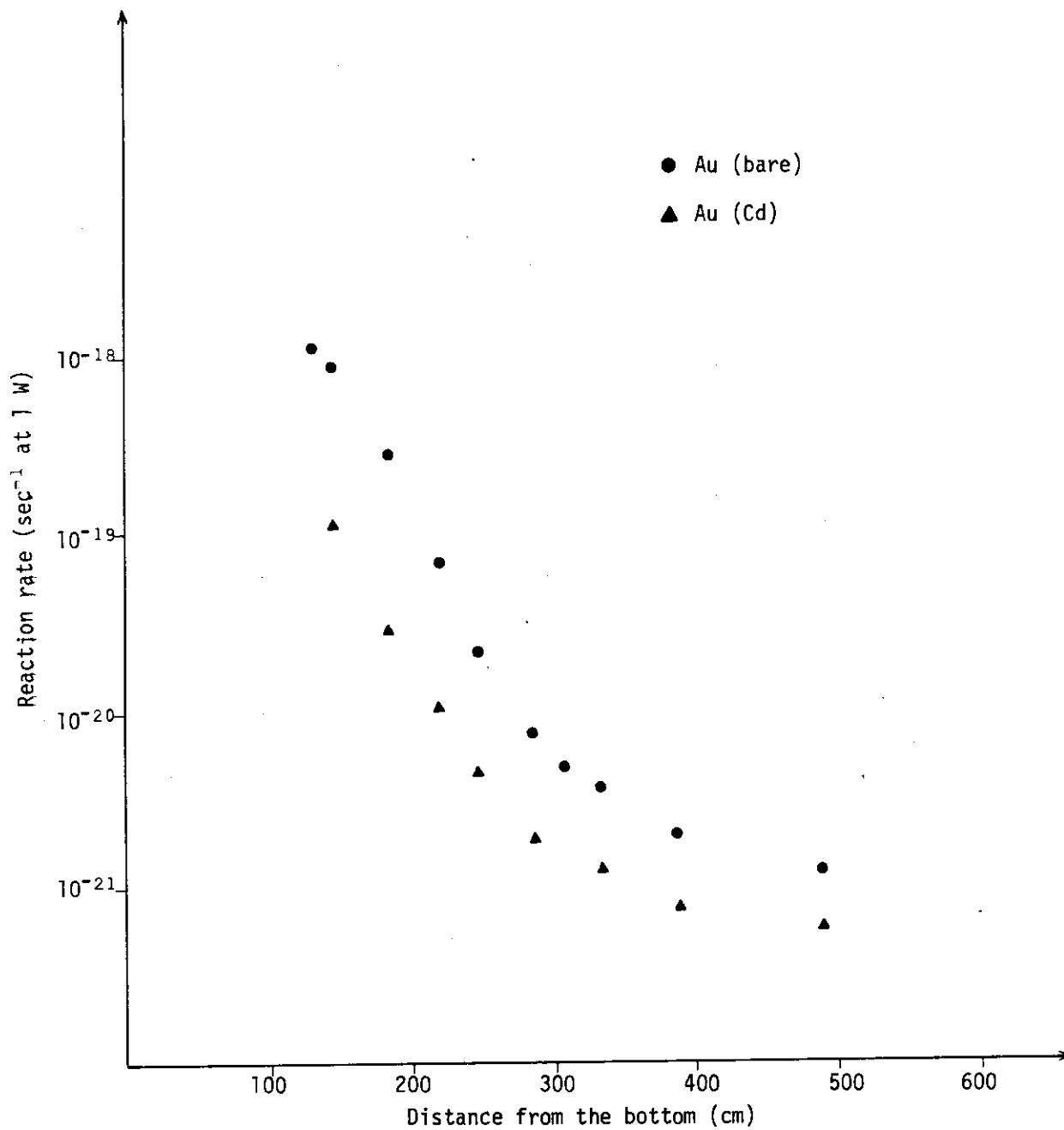


Fig. 4.1 Measured Au and Cd(Au) reaction rate distribution (with capsule)

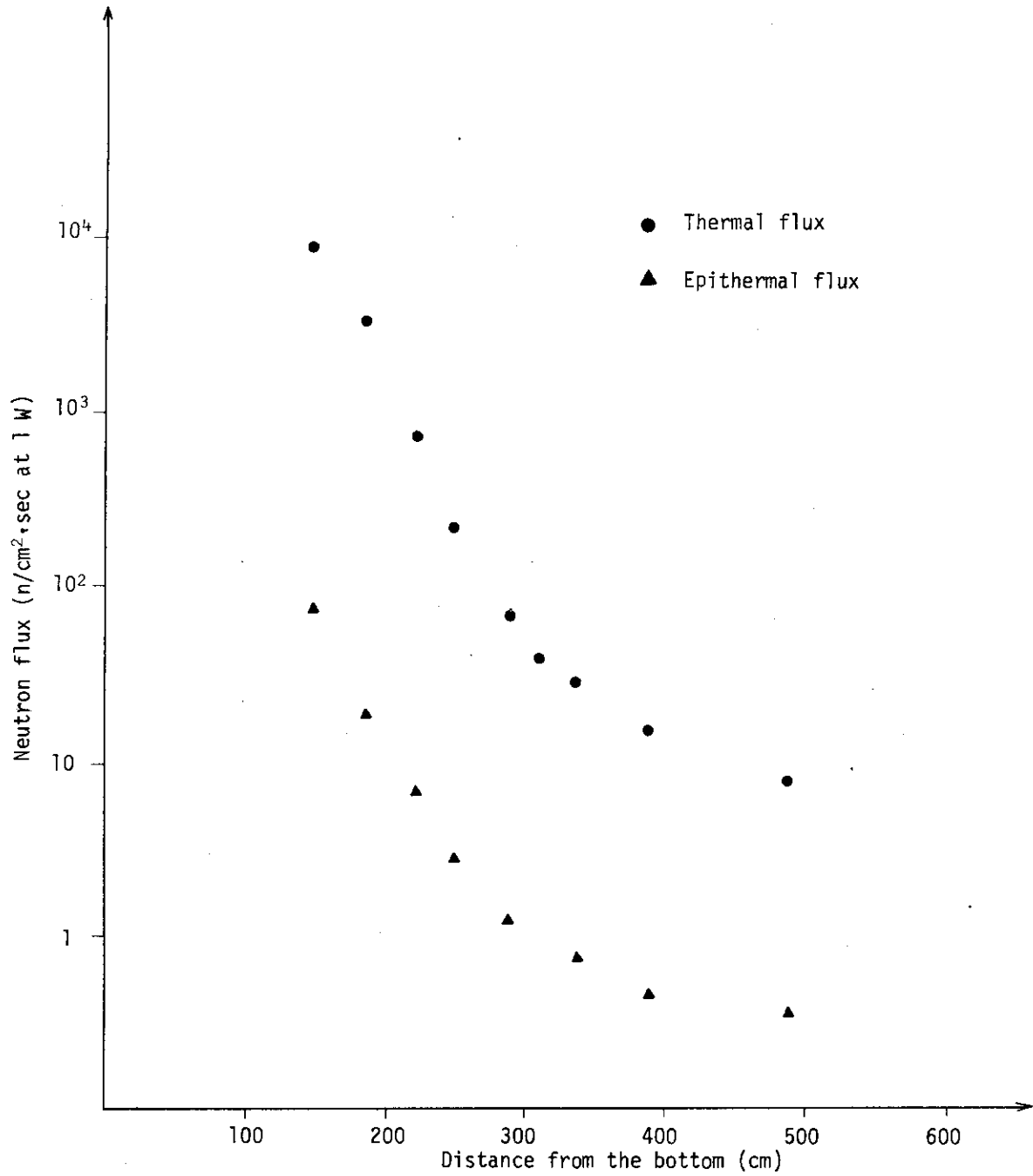


Fig. 4.2 Thermal and epithermal flux distribution (with capsule)

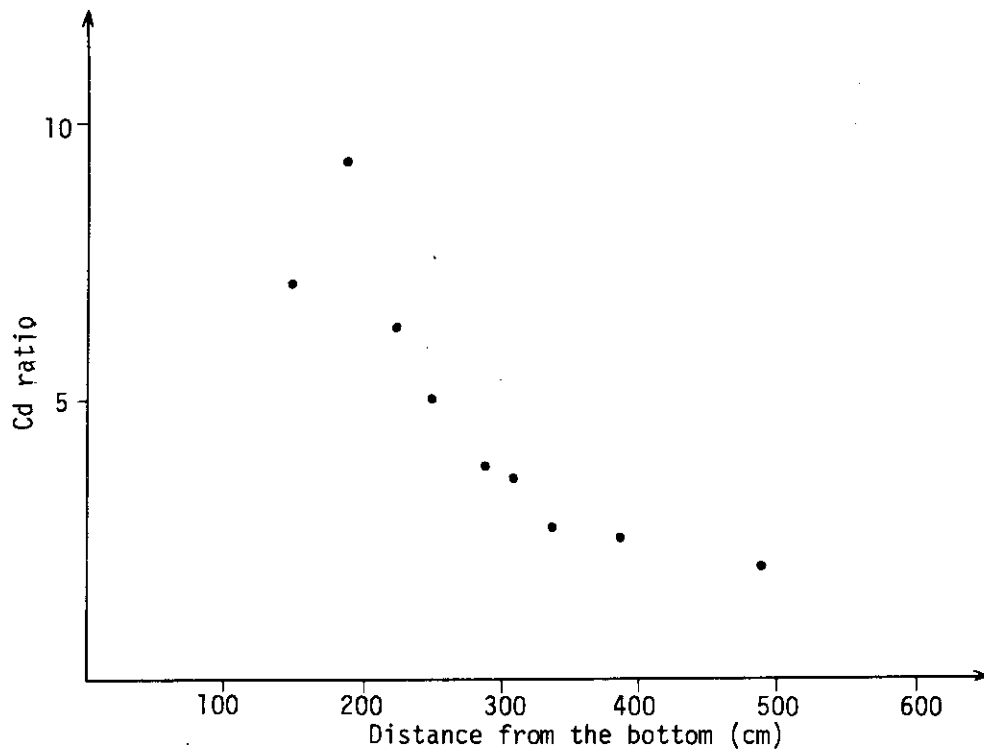


Fig. 4.3 Cd ratio distribution (with capsule)

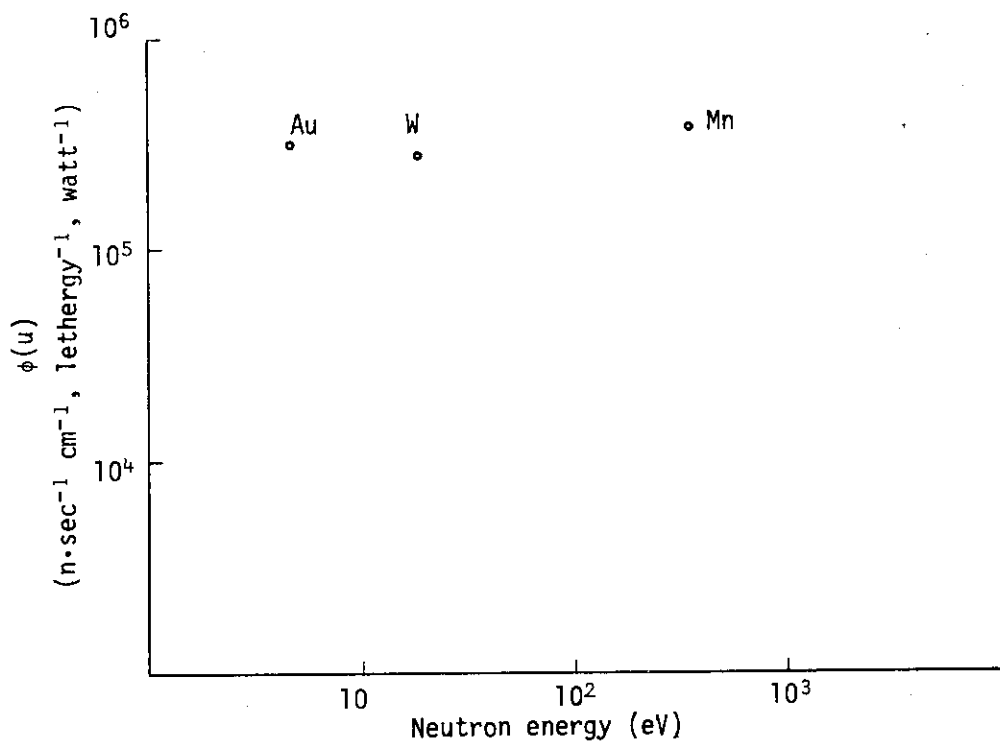


Fig. 4.4 Neutron spectrum in Al moderator (at 20 cm from core center)

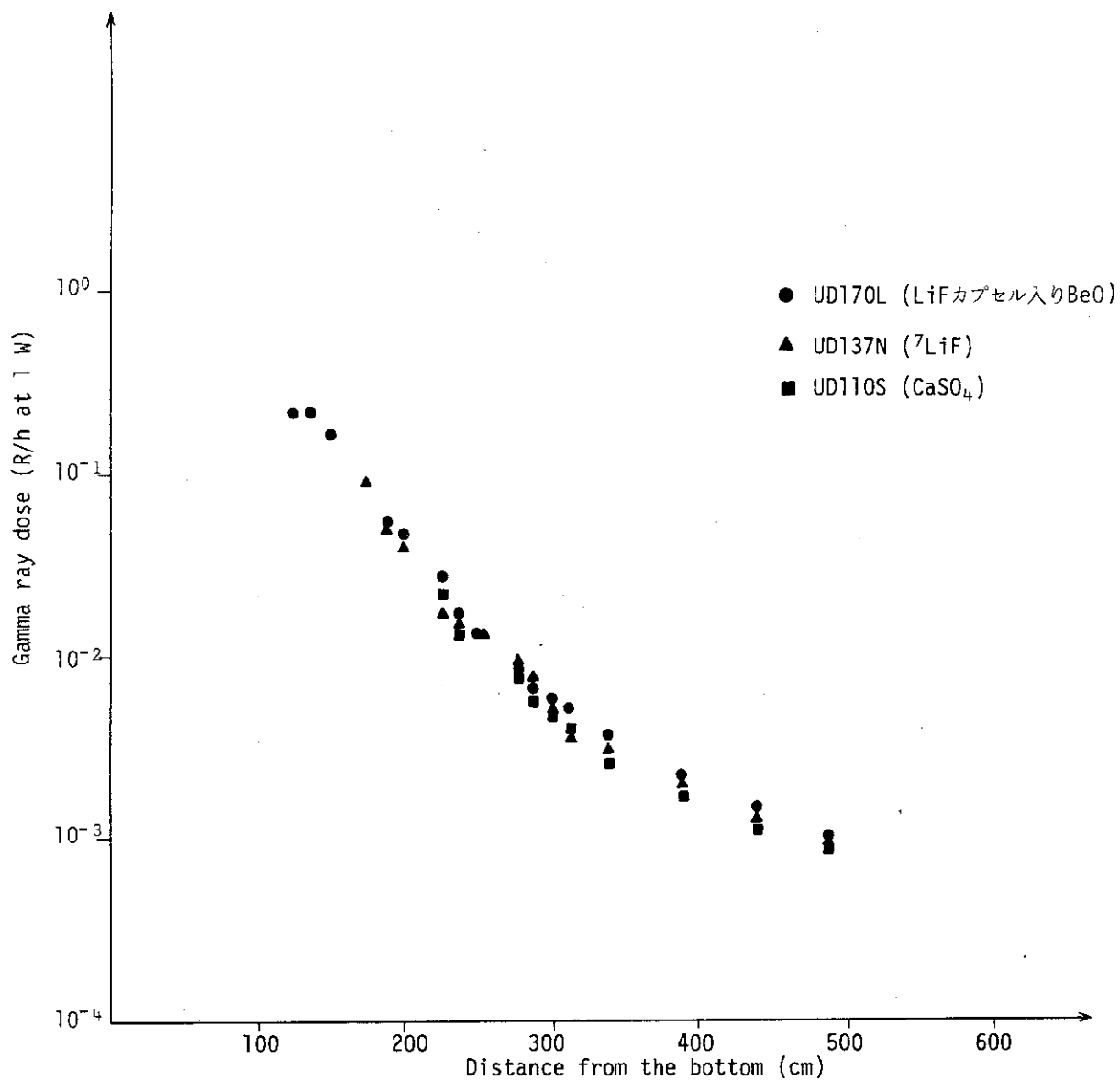


Fig. 4.5 Measured gamma ray dose distribution (with capsule)

5. 計算方法

計算は NSRR 炉心を含めた体系について、 S_N 輸送コード TWO TRAN - II⁴⁾で行った。計算では中性子のみでなく、 γ 線についても評価する必要があり、群定数として、中性子- γ 線結合型のものを作成した。群定数作成には、RAD-HEAT システム³⁾を用い、核データファイルは、中性子については、ENDF/B-IV データライブラリー γ 線については、POPOP-4 データライブラリーを用いた。

5.1 群定数の作成

TWO TRAN - II の計算に用いた群定数の群構造は、中性子 13 群、 γ 線 3 群 (Table 5.1) である。これは Table 5.2 に示す中性子 100 群、 γ 線 20 群の定数⁸⁾を一次元輸送コード ANISN-JR⁹⁾で縮約して作成した。群定数を求める際に用いた ENDF/B-IV 及び POPOP-4 データライブラリーの Material No 及び ID. No を Table 5.3 に示す。Table 5.4 には各物質の原子数密度を示す。これは参考文献(2)より求めた。

計算に用いた群定数について、その作成法を2つの部分に分けてのべる。

a) 炉心断面積

NSRR は熱中性子炉であり、熱群の評価に注意した。

Fig. 5.1 に示した燃料セルについて ANISN-JR でセル計算を行う。これに先だって、RADHEAT の第2ステップで、セル内の各物質領域の巨視断面積を求める際には、熱群に対して、THERMOS コード¹⁰⁾によるセル計算を実行する。第2ステップでの F-factor による自己遮蔽効果は燃料内部の物質についてとり入れていない。(その方が K_{eff} が実験値とあったため。) ANISN-JR のセル計算による縮約群定数の熱群の値を、THERMOS コードによりセル計算で求めた値と交換する。この手続きを Fig. 5.2 に示す。

b) 実験孔内ボイド、水反射体、黒鉛反射体

アルミニウム壁、実験孔 SUS ライナー、アルミニウム減速層

これらの物質についても Fig. 5.1 の炉心セルの体系について THERMOS コードで計算を行い熱群の断面積を求め、RADHEAT で求めた群定数の熱群の断面積と交換した。

以上の方法で、中性子 13 群 γ 線 3 群のデータライブラリーを作成した。

5.2 計算コードと計算モデル

計算に用いたのは、2次元 S_N 輸送コード TWO TRAN - II である。計算は、実験孔内がボイドの場合と、Al 減速層を入れた場合の2つのケースについて、R-Z 形状で行い、さらに、実験孔内がボイドの場合は、 $S_6 P_1$ 計算と $S_6 P_3$ 計算を行った。

各ケースにおいて、記憶容量、計算時間を考慮してメッシュ数を選んだ。各ケースの計算体系

を Fig. 5.3 ~ 5.6 に示す。

Fig. 5.3 NSRR の 2次元体系モデル

Fig. 5.4 $S_6 P_1$ 計算での計算体系モデル (実験孔ボイド)

Fig. 5.5 $S_6 P_3$ 計算での計算体系モデル (実験孔ボイド)

Fig. 5.6 $S_6 P_1$ 計算での計算体系モデル (実験孔中に A ℓ 減速層)

計算は、いづれも臨界計算として行い、最終的な結果を得るまでに、数回の Restart を行った。収束の判定は、各空間メッシュの中性子束の最大誤差が 1% 以下になった時、収束とした。反応率を計算する際に用いた 16 群のレスポンスを Table 5.5 に示す。これは参考文献(5)の 100 群のデータを ANISN-JR で各体系において縮約して求めたものである。

Table 5.1 Energy group structure for TWOTRAN-II

...Neutron Group...		...Gamma Group...	
GROUP	ENERGY RANGE	GROUP	ENERGY RANGE
1	1.4918E+07-3.3287E+06	1	1.4000E+07-5.0000E+06
2	3.3287E+06-8.2085E+05	2	5.0000E+06-1.3300E+06
3	8.2085E+05-1.8316E+05	3	1.3300E+06-2.0000E+04
4	1.8316E+05-4.0868E+04		
5	4.0868E+04-9.1188E+03		
6	9.1188E+03-2.6126E+03		
7	2.6126E+03-5.8295E+02		
8	5.8295E+02-1.3007E+02		
9	1.3007E+02-2.9023E+01		
10	2.9023E+01-8.3153E+00		
11	8.3153E+00-1.8554E+00		
12	1.8554E+00-4.1399E-01		
13	4.1399E-01-1.0000E-03		

Table 5.2 Energy group structure in units of eV

..... NEUTRON GROUP					
GROUP	ENERGY RANGE		GROUP	ENERGY RANGE	
1	1.4918E+07	1.3499E+07	51	8.6617E+04	6.7379E+04
2	1.3499E+07	1.2214E+07	52	6.7379E+04	5.2475E+04
3	1.2214E+07	1.1052E+07	53	5.2475E+04	4.0868E+04
4	1.1052E+07	1.0000E+07	54	4.0868E+04	3.1828E+04
5	1.0000E+07	9.0484E+06	55	3.1828E+04	2.4788E+04
6	9.0484E+06	8.1873E+06	56	2.4788E+04	1.9305E+04
7	8.1873E+06	7.4082E+06	57	1.9305E+04	1.5034E+04
8	7.4082E+06	6.7032E+06	58	1.5034E+04	1.1709E+04
9	6.7032E+06	6.0653E+06	59	1.1709E+04	9.1188E+03
10	6.0653E+06	5.4881E+06	60	9.1188E+03	7.1017E+03
11	5.4881E+06	4.9659E+06	61	7.1017E+03	5.5308E+03
12	4.9659E+06	4.4933E+06	62	5.5308E+03	4.3075E+03
13	4.4933E+06	4.0657E+06	63	4.3074E+03	3.3546E+03
14	4.0657E+06	3.6788E+06	64	3.3546E+03	2.6126E+03
15	3.6788E+06	3.3287E+06	65	2.6126E+03	2.0347E+03
16	3.3287E+06	3.0119E+06	66	2.0347E+03	1.5846E+03
17	3.0119E+06	2.7253E+06	67	1.5846E+03	1.2341E+03
18	2.7253E+06	2.4660E+06	68	1.2341E+03	9.6112E+02
19	2.4660E+06	2.2313E+06	69	9.6112E+02	7.4852E+02
20	2.2313E+06	2.0190E+06	70	7.4852E+02	5.8295E+02
21	2.0190E+06	1.8268E+06	71	5.8295E+02	4.5400E+02
22	1.8268E+06	1.6530E+06	72	4.5400E+02	3.5357E+02
23	1.6530E+06	1.4957E+06	73	3.5357E+02	2.7536E+02
24	1.4957E+06	1.3534E+06	74	2.7536E+02	2.1445E+02
25	1.3534E+06	1.2246E+06	75	2.1445E+02	1.6702E+02
26	1.2246E+06	1.1080E+06	76	1.6702E+02	1.3007E+02
27	1.1080E+06	1.0026E+06	77	1.3007E+02	1.0130E+02
28	1.0026E+06	9.0718E+05	78	1.0130E+02	7.8893E+01
29	9.0718E+05	8.2085E+05	79	7.8893E+01	6.1442E+01
30	8.2085E+05	7.4274E+05	80	6.1442E+01	4.7851E+01
31	7.4274E+05	6.7206E+05	81	4.7851E+01	3.7267E+01
32	6.7206E+05	6.0810E+05	82	3.7267E+01	2.9023E+01
33	6.0810E+05	5.5023E+05	83	2.9023E+01	2.2603E+01
34	5.5023E+05	4.9787E+05	84	2.2603E+01	1.7603E+01
35	4.9787E+05	4.5049E+05	85	1.7603E+01	1.3710E+01
36	4.5049E+05	4.0762E+05	86	1.3710E+01	1.0677E+01
37	4.0762E+05	3.6883E+05	87	1.0677E+01	8.3153E+00
38	3.6883E+05	3.3373E+05	88	8.3153E+00	6.4760E+00
39	3.3373E+05	3.0197E+05	89	6.4760E+00	5.0435E+00
40	3.0197E+05	2.7324E+05	90	5.0435E+00	3.9279E+00
41	2.7324E+05	2.4724E+05	91	3.9279E+00	3.0590E+00
42	2.4724E+05	2.2371E+05	92	3.0590E+00	2.3824E+00
43	2.2371E+05	2.0242E+05	93	2.3824E+00	1.8554E+00
44	2.0242E+05	1.8316E+05	94	1.8554E+00	1.4450E+00
45	1.8316E+05	1.6573E+05	95	1.4450E+00	1.1254E+00
46	1.6573E+05	1.4996E+05	96	1.1254E+00	8.7642E-01
47	1.4996E+05	1.3569E+05	97	8.7642E-01	6.8256E-01
48	1.3569E+05	1.2277E+05	98	6.8256E-01	5.3158E-01
49	1.2277E+05	1.1109E+05	99	5.3158E-01	4.1399E-01
50	1.1109E+05	8.6617E+04	100	4.1399E-01	1.0000E-03

Table 5.2 (Continued)

..... GAMMA GROUP

GROUP	ENERGY RANGE	
1	1.4000E+07	1.2000E+07
2	1.2000E+07	1.0000E+07
3	1.0000E+07	8.0000E+06
4	8.0000E+06	6.5000E+06
5	6.5000E+06	5.0000E+06
6	5.0000E+06	4.0000E+06
7	4.0000E+06	3.0000E+06
8	3.0000E+06	2.5000E+06
9	2.5000E+06	2.0000E+06
10	2.0000E+06	1.6600E+06
11	1.6600E+06	1.3300E+06
12	1.3300E+06	1.0000E+06
13	1.0000E+06	8.0000E+05
14	8.0000E+05	6.0000E+05
15	6.0000E+05	4.0000E+05
16	4.0000E+05	3.0000E+05
17	3.0000E+05	2.0000E+05
18	2.0000E+05	1.0000E+05
19	1.0000E+05	5.0000E+04
20	5.0000E+04	2.0000E+04

Table 5.4 Material Composition

1. Fuel Cell	2. Reactor	3. Al Moderator
1) Zr rod + Gap * Zr : 3.472-2 O : 1.936-6	1) Void O : 5.380-5	1) Al Al : 6.024-2
2) Fuel meat ²³⁵ U : 3.696-4 ²³⁸ U : 1.460-3 ZrH _{1.6} : 3.502-2	2) Liner Ni : 1.690-3 Cr : 3.899-3 Fe : 1.388-2 Al : 1.000-2 O : 5.639-3 H : 1.124-2	
3) Gap O : 1.019-5	3) Core Zr : 2.308-2 ²³⁵ U : 2.359-4 ²³⁸ U : 9.322-4 H : 5.347-2 Ni : 2.861-4 Cr : 6.599-4 Fe : 2.350-3 O : 8.855-3	
4) Clad Ni : 7.292-3 Cr : 1.682-2 Fe : 5.877-2	4) Gray C : 4.942-2 Ni : 2.861-4 Cr : 6.599-4 Fe : 2.350-3 H : 1.771-2 O : 8.858-3	
5) H ₂ O H : 6.676-2 O : 3.338-2	5) H ₂ O H : 6.676-2 O : 3.338-2	

* Read as 3.472x10⁻² (atom·10²⁴/cm³)

Table 5.3 Material number and the ID No. in the POPOP4 Library

Element	Z	ENDF/B-IV Mat. No.	POPOP4 ID. No.
H	1	1269	10101
C	6	1274	60102, 60304
O	8	1276	80201, 86302, 86601
Al	13	1193	130103, 130302
Si	14	1194	140104, 140201, 140301
Ca	20	1195	140601
Cr	24	1191	200103, 200301
Fe	26	1192	240104, 240301
Ni	28	1190	266301, 269102
Zr	40	1284	280104, 280301
U235	92	1261	400102
U238	92	1262	925101, 925301, 925806
			928112, 925806

Table 5.5 Detector Response

i) Detector Response (without Al moderator)

Group	Au(bare)	Au(Cd)	Mg(n,p)	In(n,n')	Al(n, α)
1	1.82-2 *	1.95-2	1.12-2	3.135-1	4.827-3
2	6.98-2	6.44-2		1.789-1	
3	1.73-1	1.49-1		5.508-3	
4	3.67-1	3.14-1			
5	2.6	7.24-1			
6	2.28	1.95			
7	7.91	6.38			
8	1.49+1	1.11+1			
9	2.29+1	1.43+1			
10	2.13	1.91			
11	2.22+2	2.10+2			
12	2.6 +1	1.22+1			
13	1.33+2	2.68-5			
gamma dose (R/H)					
14	8.435-6				
15	3.724-6				
16	1.082-6				

* Read as 1.82×10^{-2}

ii) Detector Response (with Al moderator)

Group	Au(bare)	Au(Cd)	Mg(n,p)	Ni(n,p)	In(n,n')	Zn(n,p)
1	1.823-2	1.949-2	1.119-2	4.150-1	3.141-1	1.469-1
2	6.981-2	6.445-2	0.0	3.671-2	1.657-1	8.559-3
3	1.734-1	1.492-1	0.0	1.799-5	5.017-3	0.0
4	3.670-1	3.142-1	0.0	0.0	0.0	0.0
5	2.596+0	7.240-1				
6	2.277+0	1.946+0				
7	7.912+0	6.364+0				
8	1.489+1	1.112+1				
9	2.289+1	1.430+1				
10	2.128+0	1.908+0				
11	2.224+2	2.100+2				
12	2.600+1	1.219+1				
13	1.326+2	2.676-5				

Group	⁵⁴ Fe(n,p)	Al(n,α)
1	3.493-1	4.139-3
2	2.001-2	0.0
3	0.0	0.0
4		
5		
6		
7		
8		
9		
10		
11		
12		
13		

Group	gamma dose R/H
14	8.435-6
15	3.724-6
16	1.082-6

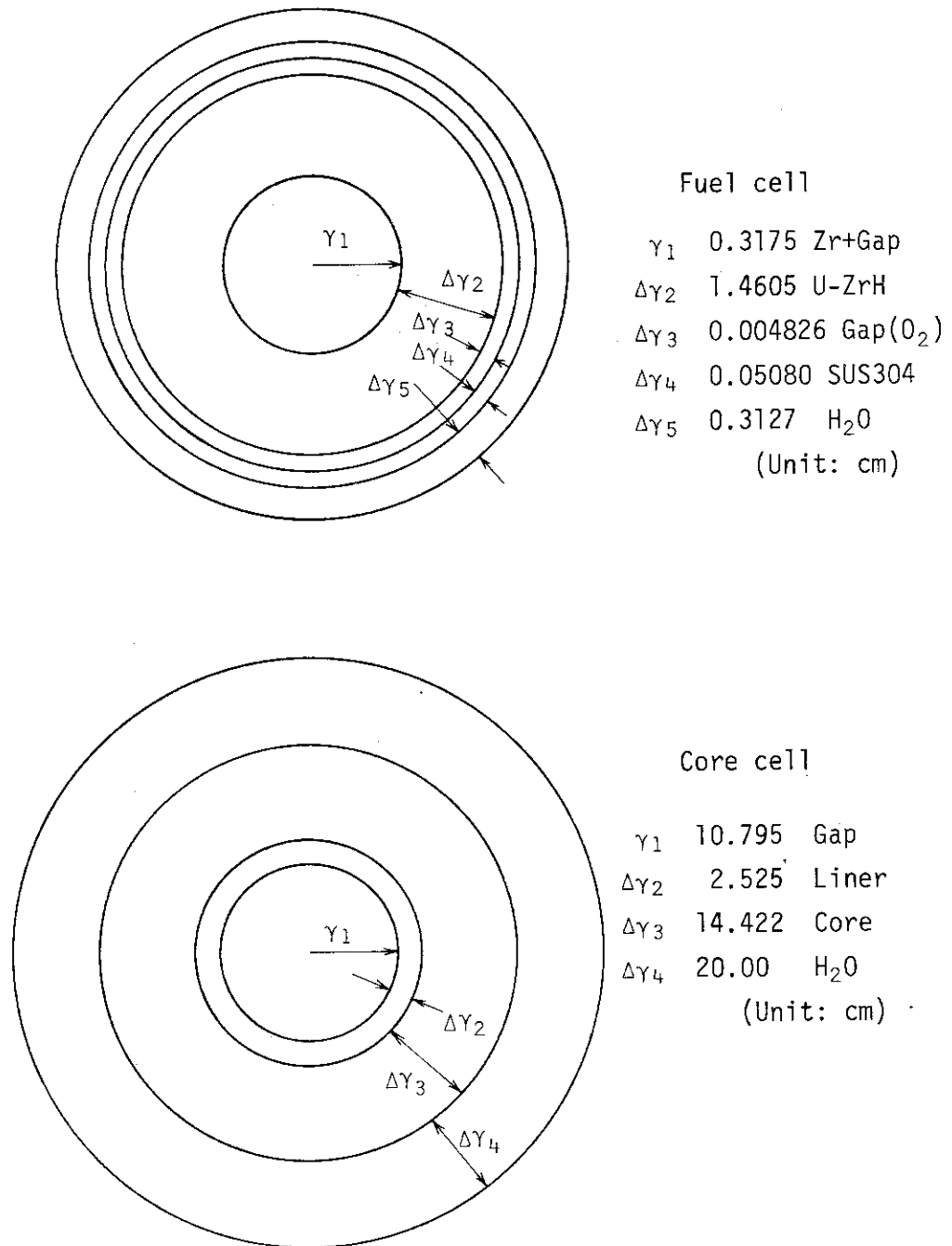


Fig. 5.1 Cell structure for group constants of two dimensional calculation

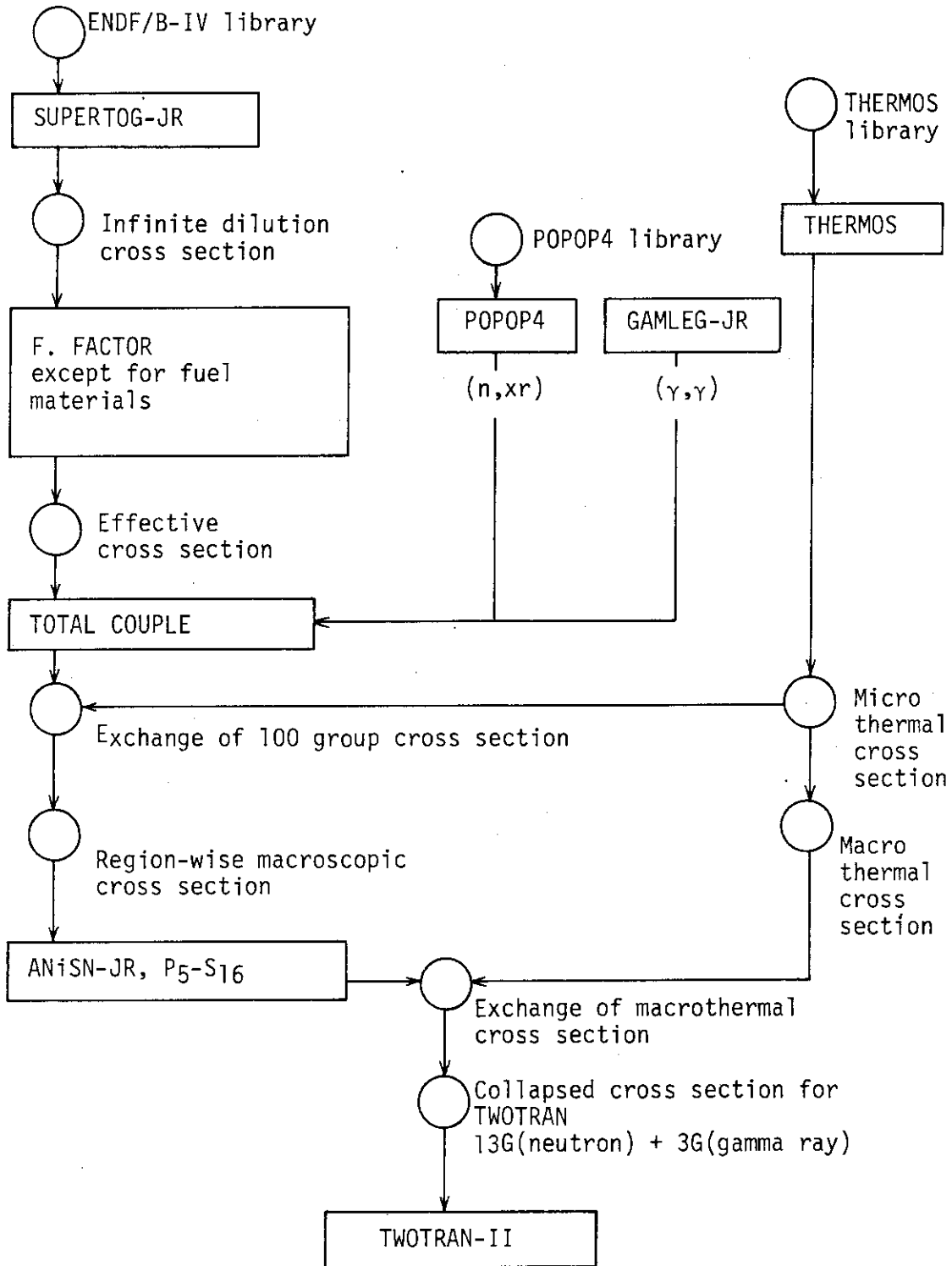


Fig. 5.2 Flow diagram of analysis

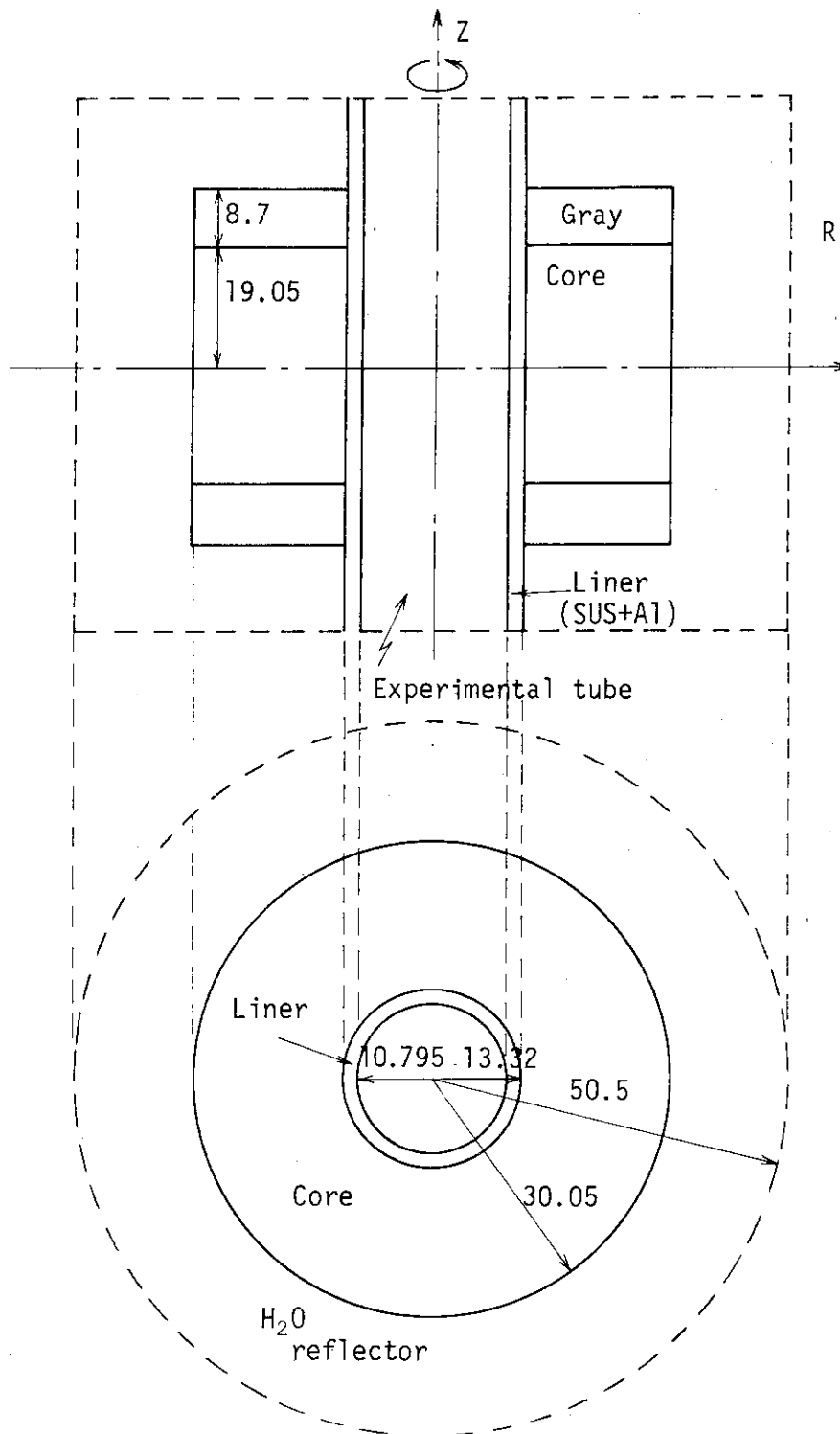


Fig. 5.3 Calculational model of NSRR (unit: cm)

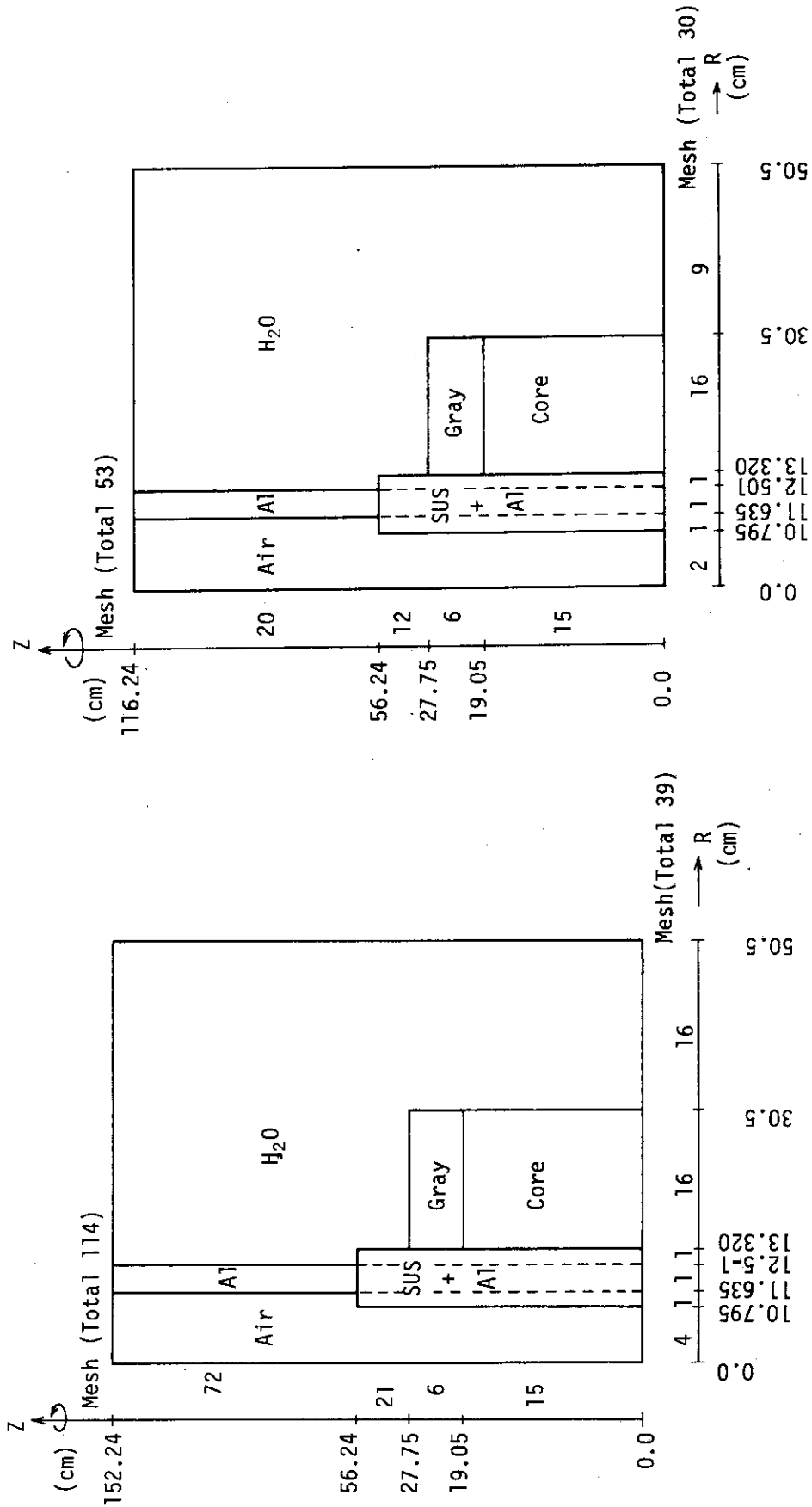


Fig. 5.5 Two dimensional model for P3-S16 calculation

Fig. 5.4 Two dimensional model for P1-S6 calculation

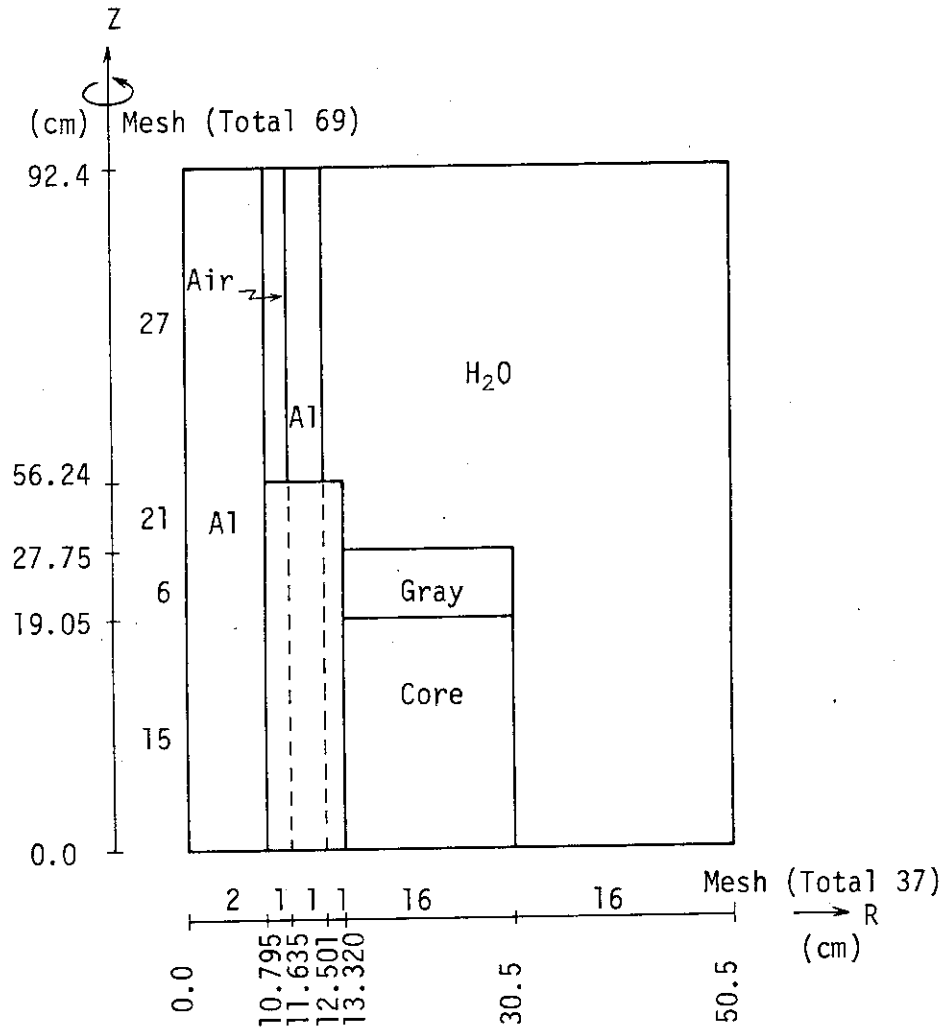


Fig. 5.6 Two dimensional model for P3-S16 calculation (Al moderator in the experimental tube)

6. 計算結果及びその実験結果との比較

計算は、実験孔がボイドの場合とアルミニウム減速層を入れた場合の2ケースについて行ったので、各々に分けて述べる。

6.1 実験孔内がボイドの場合

金箔、Cd付金箔について、実験で求めた反応率及びそれとP1-S6, P3-S16計算で求めた反応率との比、C/Eで整理した結果をTable 6.1とTable 6.2に示す。

ガンマ線線量率について同じように整理した結果をTable 6.3に示す。

しきい箔の反応率の実験値とC/Eについては、炉心と炉心から66 cmでの値をTable 6.4に示す。

炉心中心での中性子スペクトルをFig. 6.1に示す。

P1-S6計算の計算値と実験値の反応率分布をFig. 6.2に示す。

6.2 実験孔内にA ℓ 減速層を挿入した場合

計算は、P1-S6で行った。金箔及びCd付金箔の反応率の実験結果とC/EをTable 6.5に示す。 γ 線量率としきい箔について同じように整理した結果をTable 6.6とTable 6.7に示す。炉心から20 cmの点での中性子スペクトルをFig. 6.3に示す。

P1-S6計算の計算値と実験値の反応率分布をFig. 6.4に示す。

A ℓ 減速層のある場合とない場合についての炉心中心及び炉心中心から66 cmの所での中性子スペクトルの計算値をFig. 6.5に示す。

Table 6.1 Experimental Results of Au(bare) and Ratios of Calculated-to-Experimental (C/E) Values (Without Al moderator)

Distance from core center	Exp. (Au bare) (1/sec at 1W)	C/E	
		P1S6	P3S16
0.0 (cm)	3.65-16*	1.32	1.46
9.0	3.42-16	1.32	1.48
15.5	2.91-16	1.38	1.57
23.3	2.29-16	1.50	1.68
27.6	1.94-16	1.57	1.76
34.5	1.53-16	1.58	1.76
37.6	1.21-16	1.77	1.76
43.1	1.05-16	1.76	1.81
50.0	7.04-17	2.00	2.02
65.5	4.11-17	2.42	2.74
87.6	1.98-17	3.09	3.07
100.8	1.61-17	2.76	2.31
112.6	9.81-18	3.33	3.79
137.6	5.18-18	2.89	----
150.8	4.09-18	1.79	----

* Read as 3.65×10^{-16}

Table 6.2 Experimental Results of Cd(Au) and Ratios of Calculated-to-Experimental (C/E) Values (without Al moderator)

Distance from core center	Exp. (Au-Cd) (1/sec ak 1W)	C/E	
		P1S6	P3S16
0.0 (cm)	1.91-16	0.67	0.75
9.0	1.90-16	0.62	0.71
37.6	4.52-17	0.81	0.73
65.5	1.22-17	0.87	1.02
87.6	2.76-18	1.71	1.69
100.8	1.93-18	1.53	1.42
112.6	1.19-18	1.61	1.44
137.6	7.21-19	0.99	----

Table 6.3 Experimental Results of TLD (^{60}Co equivalence) and Ratios of Calculated-to-Experimental Values (without Al moderator)

Distance from core center	Exp. (TLD)* (R/H at 1W)	C/E	
		P1S6	P3S16
0.0 (cm)	110.0	0.22	0.24
9.0	89.0	0.24	0.28
15.5	60.0	0.30	0.35
23.3	40.0	0.34	0.39
34.5	17.0	0.52	0.44
43.1	10.0	0.63	0.75
50.0	7.1	0.68	0.76
65.5	2.9	0.95	1.03
87.6	1.0	1.42	1.29
100.8	0.66	1.44	1.19
112.6	0.43	1.52	1.16
137.6	0.21	1.23	----
150.8	0.15	0.89	----

* Background was subtracted.

Table 6.4 Experimental Results of Threshold Detectors and Ratios of Calculated-to-Experimental Values (without A1 moderator)

	Core Center			C 60cm from Core Center		
	Experimental Results (Sec ⁻¹ at 1W)	C/E		Experimental Results (Sec ⁻¹ at 1W)	C/E	
		S6-P1	S16-P3		S6-P1	S16-P3
In	8.71×10^{-19}	0.80	0.83	1.80×10^{-20}	1.58	1.72
A1	3.12×10^{-21}	0.96	0.98	4.85×10^{-23}	2.21	1.46
Mg	6.30×10^{-21}	1.19	1.20	1.02×10^{-22}	2.24	1.61

Table 6.5 Experimental Results of Au and Cd(Au) and Ratios of Calculated-to-Experimental Values (with A1 moderator)

Position	A		B		C	
	Experimental Results (1/Sec at 1W)	C/E	Experimental Results (1/Sec at 1W)	C/E	Experimental Results (1/Sec at 1W)	C/E
Au	2.52×10^{-16}	1.38	8.99×10^{-17}	1.35	1.29×10^{-17}	1.88
Cd(Au)	1.35×10^{-16}	0.75	4.21×10^{-17}	0.61	4.94×10^{-18}	0.67

Table 6.6 Experimental Results of TLD (^{60}Co equivalence)
and Ratios of Calculated-to-Experimental Values
(with Al moderator)

Position	Experimental Results (R/H/W)	C/E
A	29.4	0.50
B	6.33	0.69
C	0.75	1.24

Table 6.7 Experimental Results of Threshold Detectors and
Ratios of Calculated-to-Experimental Values
(with Al moderator)

	A		C	
	Experimental Results (1/sec at 1W)	C/E	Experimental Results (1/sec at 1W)	C/E
Mg	2.0×10^{-21}	0.750	1.6×10^{-23}	0.238
Al	9.8×10^{-22}	1.567	7.4×10^{-24}	0.191
Fe	7.8×10^{-20}	0.891	4.9×10^{-22}	0.357
Ni	1.6×10^{-19}	0.610	1.0×10^{-21}	0.244
Zn	4.1×10^{-20}	0.717	2.6×10^{-22}	0.285
In	3.5×10^{-19}	0.683	2.2×10^{-21}	0.274

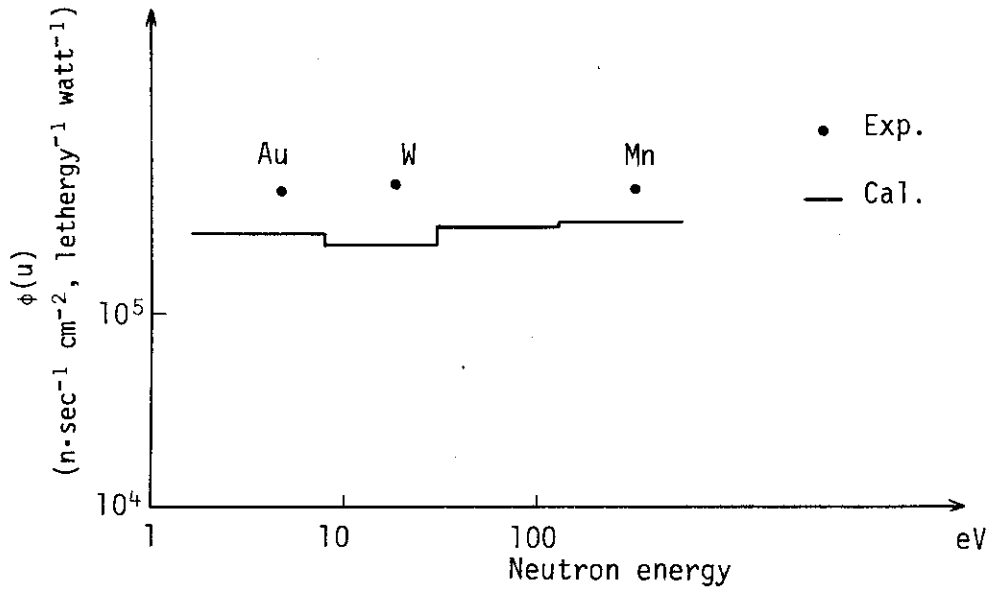


Fig. 6.1 Neutron spectrum at core center (without Al moderator)

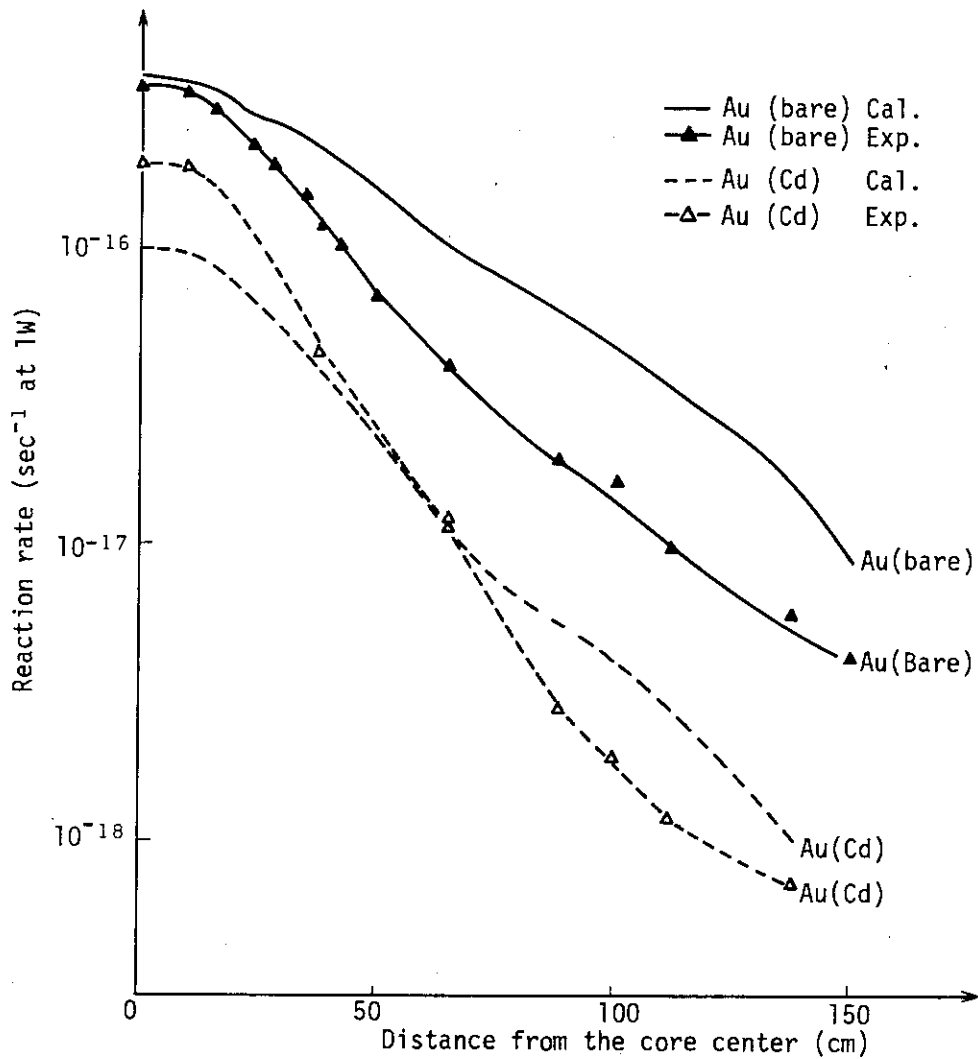


Fig. 6.2 Comparison of calculated and measured Au and Cd(Au) reaction rate distribution (without Al moderator)

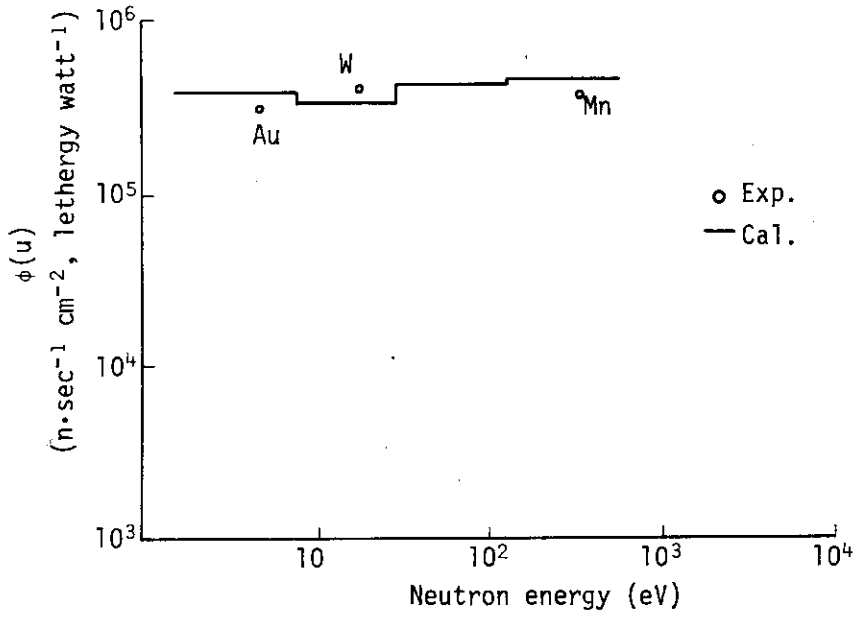


Fig. 6.3 Neutron spectrum at 22 cm from core center (with Al moderator)

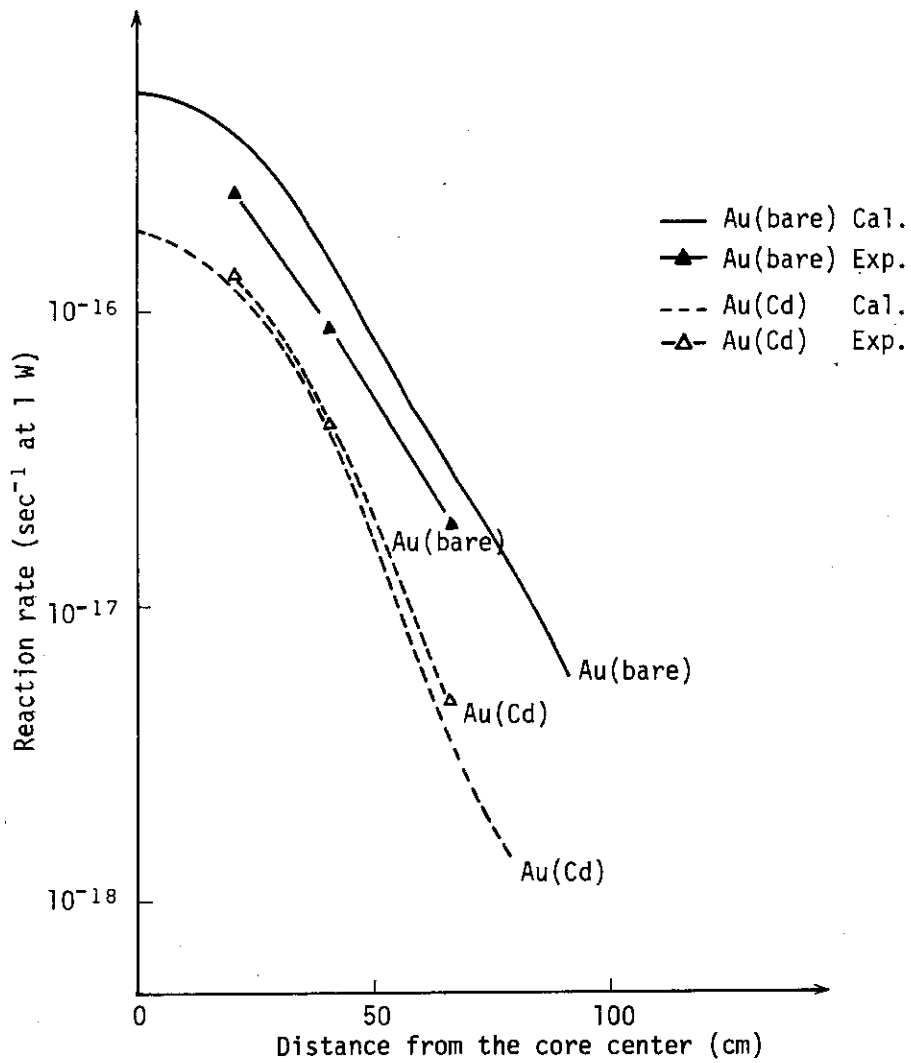


Fig. 6.4 Comparison of calculated and measured Au and Cd(Au) reaction rate distribution (with Al moderator)

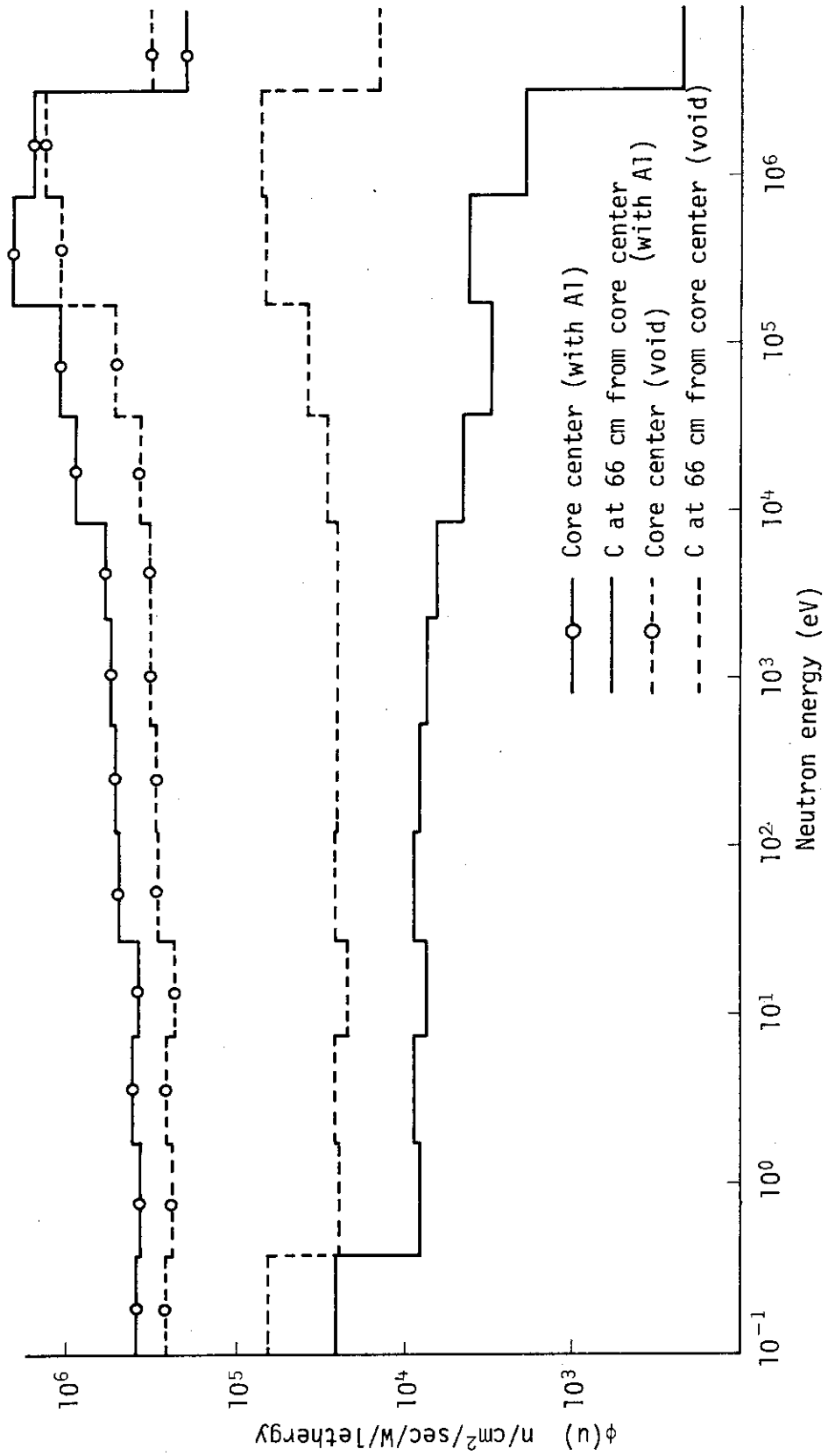


Fig. 6.5 Neutron spectrum

7. 考 察

7.1 実験孔内に実験用カプセルを挿入した場合の実験結果について

カプセルを実験孔内に挿入すると挿入しない場合に比較して、中性子束は Fig. 7.1 に示すように約 $1/10$ となる。実験用カプセルの材質は SUS であり、カプセル中には水を封入してあるのでこの SUS 及び水による中性子の吸収及び散乱とカプセルが実験孔をふさいでしまう事により、中性子のストリーミングをかなり低くしている事による。また中性子束の減衰は、カプセルのある場合は、ない場合に比べかなり急になっている。γ線量率については、カプセル有りの場合は、ない場合に比べて、約 $1/2 \sim 1/3$ であり、中性子束に比べてカプセル存在の効果は大きくない。減衰はカプセルの有無にかかわらず良く似た傾向を示している。n/γ分布を Fig. 7.2 に示す。この分布はカプセルの無い場合に比べてかなり異なったものとなっている。

7.2 実験孔内に Al 減速層を挿入した場合の実験結果について

Al 減速層挿入の場合と挿入しない場合について比較する。金箔の反応率の測定で測定位置が異なっているので、Al 減速層のない場合については、炉心中心から 20 cm, 40 cm の点について、文献 1) のグラフより読みとった値を用いた。66 cm の点については両者共測定値である。

Table 7.1 に示すように、実験孔に何も無い場合の方が中性子束は大きくなる。これは実験用カプセルと同じく、Al 減速層による吸収と実験孔をふさいでしまった事の為である。

しきい箔の反応率について炉心から 66 cm の点で比べ その結果を Table 7.2 に示す。この点においては、中性子が Al によって減速されスペクトルが軟くなっている。

つぎにガンマ線線量率について比べる。Table 7.3 に見られるように、ボイドの場合に比べて、Al 減速層を入れた場合の方が線量率が小さいのは、Al が γ線の吸収材としての役目を果しているからである。n/γ比についてみると、炉心中心から 66 cm の点では、Al 減速層を入れる事によって、ボイドの場合とほぼ同程度の値となっている。この Al 減速層での γ線線量率には、Al の中性子捕獲によって生じた ^{28}Al , ^{27}Mg の崩壊による γ線の寄与も含んでいる。

7.3 計算結果と実験結果との比較

金箔については、計算結果の過大評価である。Table 6.1 の実験孔がボイドの場合については炉心から離れるに従って C/E が 1.0 より大きくなっている。これは、実験孔内がボイドであると、中性子の ray を計算でうまく、評価してないからであろう。Table 6.4 は、実験孔内に Al 減速層を入れた場合である。この場合も、C/E は 1.0 より大きく、計算値の過大評価であるが、ボイドの場合に比べると、C/E は 1.0 に近くなっている。これらは、Fig. 6.2 と Fig. 6.4 からわかるように、Al 減速層を入れると計算により求めた反応率はその絶対値及び減衰傾向とも

に実験値によく一致している。ポイドの場合には、炉心中心を離れると計算値は過大評価となっている事がよくわかる。

Cd付金箔についてみると、実験孔内がポイドの場合は、計算値は炉心中心から65.5 cm以下では、過小評価であり、65.5 cmをこえると過大評価となっている。金箔の時に比べるとC/Eは1.0に近くなっている。A ℓ 減速層を入れると、Table 6.5から分るように計算値は過小評価である。Fig. 6.2, Fig. 6.4よりA ℓ 減速層を入れると金箔同様に減衰傾向、C/Eともに計算値、実験値の良い一致を示している。

γ 線については、Table 6.3より、炉心付近では、かなり計算値の方が過小評価である。これは、今回使用したPOPOP-4ライブラリーのウランの γ 線生成データが悪いためと考えている。炉心から離れるに従って計算値は、過小評価から過大評価となる。A ℓ 減速層を入れた場合については、Table 6.6に示すが、ここではA ℓ 放射化による γ 線の寄与は計算値に入っていない。A ℓ 減速層を入れた場合の方が、炉心部でのC/Eは良くなっている。

Table 6.4のしきい箔の反応率について比べると、計算値と実験値で良い一致がみられる。Table 6.7からわかるように、A ℓ 減速層を入れると、A点で0.6~0.9、C点で0.2~0.4と計算値の方が過小評価となる。

金箔としきい箔の結果より実験孔がポイドの場合には、(Tables. 6.1, 6.2, 6.4) 炉心中心では、全エネルギーについて比較的良い一致がみられるが、炉心から離れるに従って高エネルギー側を良く評価しているが、特に熱中性子については、かなり過小評価となっていることがわかる。

A ℓ 減速層を入れると、Tables 6.5, 6.7に示すように計算値は高エネルギー側については、66cmの点では、かなりの過小評価となり、熱中性子については、過大評価の傾向がみられる。

P₁-Snオーダーをあげても、裸の金箔については、大きな改善はみられない。(Table 6.1)しかし、Cd付金箔、 γ 線線量率、しきい箔については良くなっている。(Table 6.2~Table 6.4)

スペクトルについては、Fig. 6.1及びFig. 6.3に示したように、実験値と計算値はある限られた範囲であるがポイドの場合は計算値の過小評価で、A ℓ 減速層挿入の時は良く一致している。実験孔内がポイド及びA ℓ 減速層挿入の場合について実験値は位置が異なるので、実験値の比較は出来ない。直接計算値についてFig. 6.5より比べると、炉心中心については、A ℓ 減速層を入れた方がポイドの場合より大きめに出ている。これはA ℓ の反射材としての効果と思われる。炉心中心から66 cmの個所のスペクトルは、A ℓ 減速層を挿入するとかなり軟くなっている。

Table 7.1 Comparisons of Reaction Rate, Cd Ratio and Neutron flux between without Al moderator and with Al moderator

Position	Reaction Rate (sec ⁻¹ at 1W)		Cd ratio	Neutron flux (n/cm ² sec at 1W)	
	A _u	Cd(A _u)		φ _{epi} *	φ _{th} *
A	2.6 × 10 ⁻¹⁶	1.2 × 10 ⁻¹⁶	2.2	1.2 × 10 ⁵	1.8 × 10 ⁶
	2.52 × 10 ⁻¹⁶	1.35 × 10 ⁻¹⁶	1.9	1.0 × 10 ⁵	1.5 × 10 ⁶
B	1.2 × 10 ⁻¹⁶	4.5 × 10 ⁻¹⁷	2.6	6.5 × 10 ⁴	9.5 × 10 ⁵
	8.99 × 10 ⁻¹⁷	4.21 × 10 ⁻¹⁷	2.1	4.1 × 10 ⁴	6.1 × 10 ⁵
C	4.11 × 10 ⁻¹⁷	1.22 × 10 ⁻¹⁷	3.4	2.5 × 10 ⁴	3.7 × 10 ⁵
	1.29 × 10 ⁻¹⁷	4.94 × 10 ⁻¹⁸	2.6	6.9 × 10 ³	1.0 × 10 ⁵

upper column : Without Al moderator

Lower column : With Al moderator

$\sigma_a^{epi} = 1153$ barn, $\sigma_a^{th} = 79$ barn were used to calculate ϕ_{epi} and ϕ_{th} .

Table 7.2 Comparison of threshold detectors between without Al moderator and with Al moderator

Position	Mg	Al	I _n
C (sec ⁻¹ at 1W)	1.02 × 10 ⁻²²	4.85 × 10 ⁻²³	1.8 × 10 ⁻²⁰
	1.6 × 10 ⁻²³	7.4 × 10 ⁻²⁴	2.2 × 10 ⁻²¹

upper colum : without Al moderator

lower colum : with Al moderator

Table 7.3 Comparisons of Reaction Rate of TLD (⁶⁰Co equivalence) and n/γ ratios between without Al moderator and with Al moderator

Position	Reaction Rate (R/H at 1W)	φ _{epi} /γ	φ _{th} /γ
A	45.0	2.7 × 10 ³	4.0 × 10 ⁴
	29.4	3.4 × 10 ³	5.1 × 10 ⁴
B	11.5	5.6 × 10 ³	8.3 × 10 ⁴
	6.33	6.5 × 10 ³	9.6 × 10 ⁴
C	3.0	8.3 × 10 ³	1.2 × 10 ⁵
	0.747	9.2 × 10 ³	1.5 × 10 ⁵

upper colum : without Al moderator

lower colum : with Al moderator

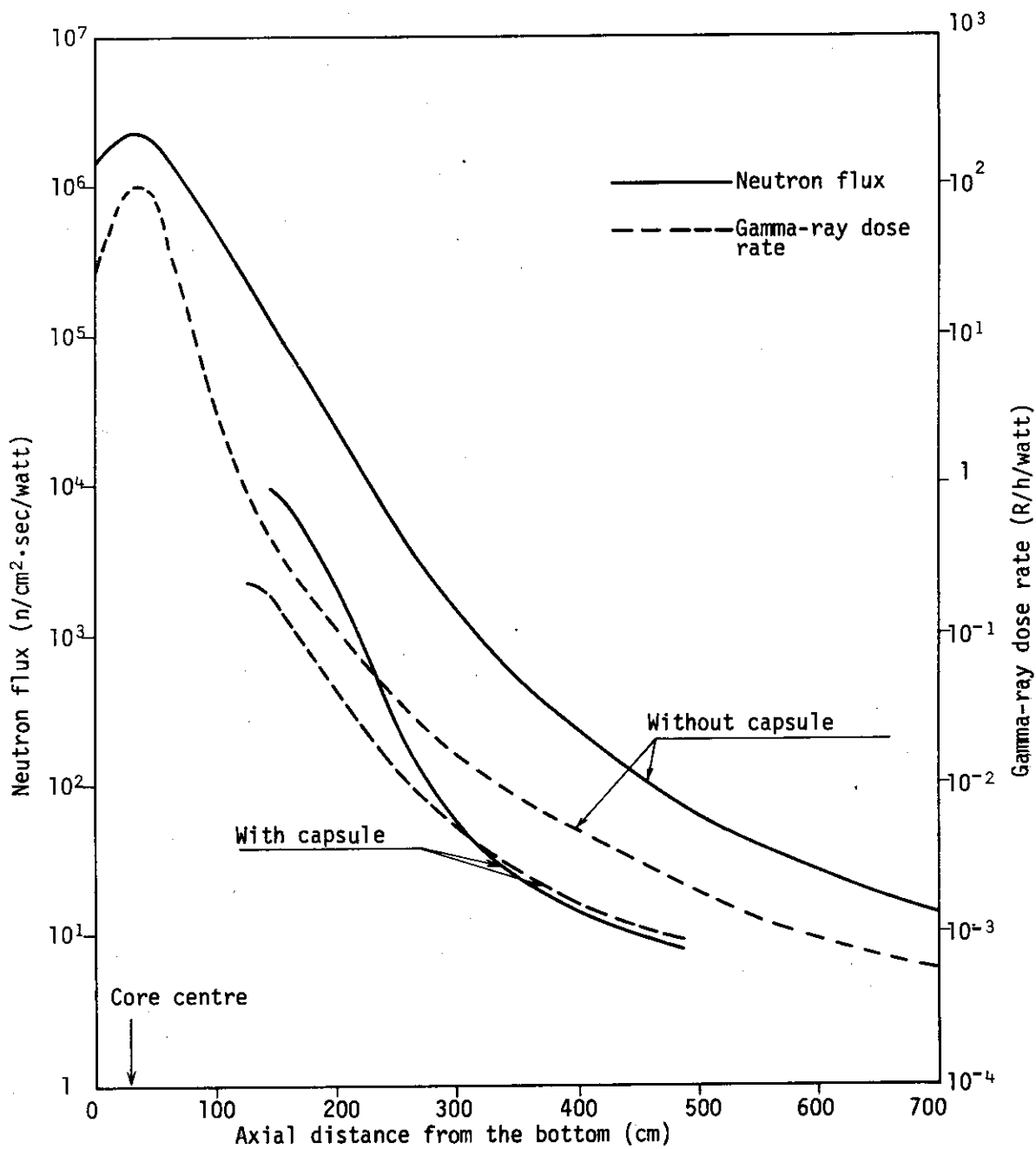


Fig. 7.1 Axial distributions of neutron flux and gamma-ray dose rate in the experimental cavity with and without experimental capsule

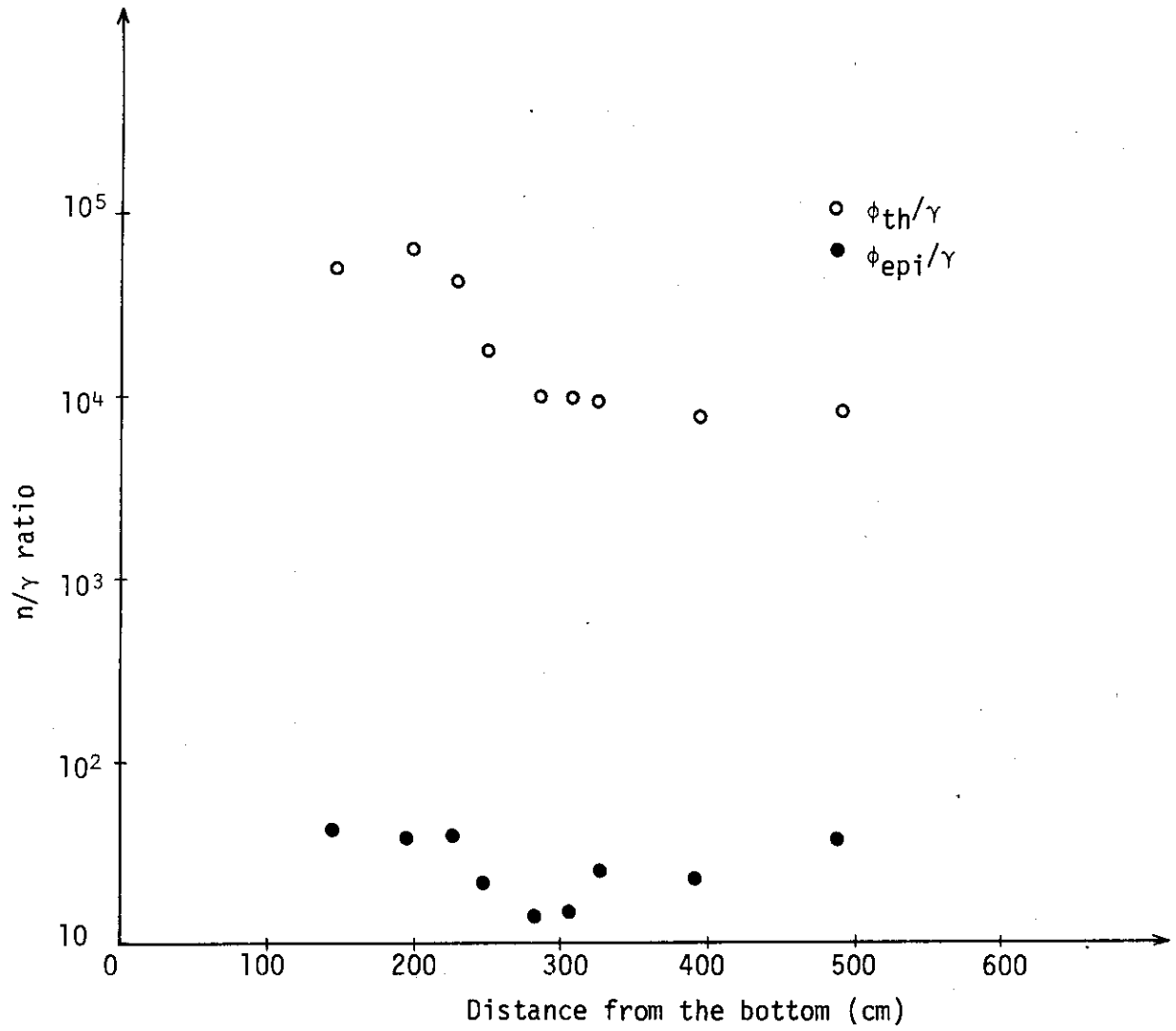


Fig. 7.2 n/γ distribution (with capsule)

8. 結 論

NSRR 実験孔内に実験物無装荷の場合あるいはカプセルまたは各種の物質を挿入した場合の実験孔内中性子束及びガンマ線量率分布を測定し、さらに輸送計算コードにより解析評価を行った。その結果、以下の結論を得た。

- ① 標準水カプセルを実験孔内に挿入すると中性子束は約 $1/10$ ， γ 線量率は $1/2 \sim 1/3$ 低くなり， n/γ 比はカプセルの有無によりかなり異なった分布を示す。
- ② アルミニウム減速層を挿入すると，熱中性子束は炉心を離れる程，実験孔内がボイドの場合より低くなり，炉心中心から 66 cm の位置では約 $1/3$ となる。しかし，この位置の中性子スペクトルはボイドの場合より軟い。
- ③ 二次元輸送計算の結果，実験孔内がボイドの場合は中性子反応率， γ 線量率とも場所によっては実験値と 100 % 以上異なるが，アルミニウム減速層挿入の場合には約 50 % の誤差範囲内で両者は一致した。
- ④ 実験孔内がボイドの場合の輸送計算において， $P_1 S_N$ のオーダーを上げると，実験値と比較した場合金箔の反応率については必ずしもより一致する傾向ではないが，Cd 付金箔の反応率及び γ 線量率については両者の値はより一致する傾向にある。

謝 辞

本研究は、日本原子力研究所安全工学部反応度安全研究室と東京大学工学部附属原子力工学研究施設との協力研究として実施したものであり、実施責任者である東京大学安成弘教授並びに石川迪夫反応度安全研究室長に感謝します。また、実験に御協力頂いた NSRR 管理室の室員各位に謝意を表します。

8. 結 論

NSRR 実験孔内に実験物無装荷の場合あるいはカプセルまたは各種の物質を挿入した場合の実験孔内中性子束及びガンマ線量率分布を測定し、さらに輸送計算コードにより解析評価を行った。その結果、以下の結論を得た。

- ① 標準水カプセルを実験孔内に挿入すると中性子束は約 $1/10$ ， γ 線量率は $1/2 \sim 1/3$ 低くなり， n/γ 比はカプセルの有無によりかなり異なった分布を示す。
- ② アルミニウム減速層を挿入すると，熱中性子束は炉心を離れる程，実験孔内がボイドの場合より低くなり，炉心中心から 66 cm の位置では約 $1/3$ となる。しかし，この位置の中性子スペクトルはボイドの場合より軟い。
- ③ 二次元輸送計算の結果，実験孔内がボイドの場合は中性子反応率， γ 線量率とも場所によっては実験値と 100 % 以上異なるが，アルミニウム減速層挿入の場合には約 50 % の誤差範囲内で両者は一致した。
- ④ 実験孔内がボイドの場合の輸送計算において， P_1S_N のオーダーを上げると，実験値と比較した場合金箔の反応率については必ずしもより一致する傾向ではないが，Cd 付金箔の反応率及び γ 線量率については両者の値はより一致する傾向にある。

謝 辞

本研究は、日本原子力研究所安全工学部反応度安全研究室と東京大学工学部附属原子力工学研究施設との協力研究として実施したものであり、実施責任者である東京大学安成弘教授並びに石川迪夫反応度安全研究室長に感謝します。また、実験に御協力頂いた NSRR 管理室の室員各位に謝意を表します。

参 考 文 献

- 1) 斎藤伸三, 他: "NSRR 実験孔内中性子束および γ 線量率の評価(I),"
JAERI-M 6791 (1976)
- 2) Koyama K., et al.: "RADHEAT-V3, A Code System for Generating Coupled Neutron and Gamma-Ray Group Constants and Analyzing Radiation Transport", JAERI-M 7155 (1977)
- 3) Lathrop K.D., et al.: "TWOTRAN-II: An Interfaced, Exportable Version of the TWOTRAN Code for Two-Dimensional Transport",
LA-4848-MS (1973)
- 4) NSRR 管理室, 反応度安全研究室: "NSRR 臨界および特性試験報告",
JAERI-M 6791 (1976)
- 5) 笠井 滋: "東京大学工学部修士論文" (1978)
- 6) T.J. Connolly and F de Kruijf
"An Analysis of Twenty Four Isotops for Use in Multiple Foil
(Sandwich) Measurement of Neutron Spectra Below 10 keV",
KFK-718, Kenforschungszentrum Karlsruhe (1968)
- 7) M. Nakazawa and A. Sekiguchi
J. Nucl. Sci. Technol., 14, 312 (1977)
- 8) 小山謹二, 他: "遮蔽材料の群定数-中性子 100 群ガンマ線 20 群 P5 近似,"
JAERI-M 6928 (1977)
- 9) Engle W.W., Jr: "A USERS MANUAL FOR ANISN: A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering",
K-1963 (1967)
Koyama K., et al.: "ANISN-JR, An One-Dimensional Discrete Ordinates Code for Neutron and Gamma-ray Transport Calculations",
JAERI-M 6954 (1977)
- 10) 伊藤武治, 他: 熱群炉定数作成コード THERMOS-MUG JAERI-M 4394 (1971)
- 11) 炉物理研究委員会・遮蔽専門部会: "Discrete Ordinate コードおよびモンテカルロコードによる 2次元遮蔽ベンチマーク計算 (No.1)" JAERI-M 7799 (1978)