

円環ダクト漏洩放射線の測定と計算

三浦俊正*・竹内 清*・布施卓嘉*

Measurement and Calculation of Radiation Streaming through Annular Ducts

By

Toshimasa MIURA, Kiyoshi TAKEUCHI and Takayoshi FUSE

Abstract

Radiation streaming through a straight annular duct in an unsymmetrical configuration and an annular duct with one bend were measured by activation detector and thermoluminescence detector. Experimental results were obtained in terms of reaction rate and dose rate. Experimental errors were less than 29% for reaction rate and less than 19% for dose rate. Thermal and epithermal neutron fluxes were also obtained from the measured reaction rates under the assumption of $1/E$ spectrum in the intermediate energy region. On the former configuration, fast neutron flux distribution in duct was mainly determined by the component penetrating through water shield from the core. On the other hand, thermal and epithermal neutron flux distributions were mainly determined by streaming component. On the latter configuration, the bent part had appreciable shielding effect for fast neutron and gamma-ray, though this effect was small for lower energy neutron.

Calculation was made for the former unsymmetrical configuration with the aid of PALLAS-2D two dimensional transport code in which two steps of calculation were taken, that is, first, the calculation for angular flux distribution in water, secondly, the calculation for the duct with symmetrical boundary condition obtained from the first step's calculation. Although there was a discrepancy on attenuation rate between calculation and measurement, agreement was quite fair for the fast neutron flux distribution along the duct axis. In the case of lower energy neutron flux distribution along the duct axis, calculation overestimated within a factor of 3, though fairly good agreement was obtained with respect to the attenuation rate. It was considered that these discrepancies were mainly arising from the insufficient boundary condition taken in the second step's calculation.

1. ま え が き

原子炉遮蔽体には原子炉運転上あるいはその他の目的で種々の貫通孔(ダクト)が設けられており、当然のことながらこれらのダクトが存在する部分で遮蔽能力は悪くなり、ダクトを通過して漏洩する放射線量はしばしば他の部分の遮蔽部を透過してくる放射線量より大きくなることもある。したがってダクト部における漏洩放射線を精度良く評価し、ダクトの形状やそれら

の部分に対する遮蔽を効果的に設計することが遮蔽設計上重要な問題となる。このいわゆるダクトストリーミングと呼ばれている問題に対する研究は今日まで世界各国において多くなされてきたが今だに満足のいく解決はなされていない。この問題の難かしさは、第1にダクトの形状、配置は様々で、それらを系統的に扱っていく点にある。従って実際問題としては個々の問題に対してそれぞれ工夫をこらして漏洩線量の評価が行われており、このため1つの問題が解決されても、そこで使用された評価手法が必ずしもそのまま他の問題に適用できるか定かではない。第2に現在比較的よ

* 東海支所

原稿受付: 昭和54年6月28日

く使われている計算コードでは複雑なダクト形状あるいは線源を含めてダクトの配置を幾何学的に正確に表示することができない点があげられる。このため実際にはダクト問題を計算するには体系を分割し接続計算を行う等、体系のモデル化が必要であり、モデル化による、また接続計算の際のデータの受け渡しにおける計算誤差が入り込む。この誤差評価も現在のところほとんど行われていない。第3にダクト問題では放射線の漏洩はダクトにそって起るため放射線束の角度成分に強い異方性が生じたり、空間分布が急激に変化するため一般にこれらの量を不連続点で表示する現在の計算コードでは数値解法上、例えば内挿計算において問題が生じる。第4にダクト内の放射線分布はダクト入口部での放射線束の角度分布や空間分布に強く依存するが、線源がダクト入口にある場合（これはかなり非現実的な場合である）を除くと、線源からダクト入口までの計算を行い、角度分布および空間分布を求める必要がある。これには通常2次元ないし3次元計算コードが用いられるが、これらのコードに関しては特に角度成分の評価がほとんど行われていないといよい。またこれは第2の理由と共通することであるが空間分布は一般にダクト入口でダクト軸に対して非対称であるので、現在の多くの計算コードでは軸対称問題しか取り扱えないためこれを適当に軸対称分布に近似する必要がある。しかしながらこの方法に関する一般的な手法は現在のところ報告された例はない。第5にこれはダクト問題にのみ起ることではないが、ダクト部の放射線空間分布は放射線の種類、すなわち放射線が中性子であるかガンマ線であるかにより、また中性子の場合には特にそのエネルギーにより異なることがあげられる。このため近似計算を行う場合、そこで導入される仮定は空隙中を流れる放射線を主として対象としているといっても放射線の種類、エネルギーによって一定のものを取ることはできない。これらに加え、それぞれの計算コード個有の問題もある。我国においては現在輸送コードが最もよく使われるコードであるが、この場合上記1から4までの理由が主として問題となる。我国ではあまり使われていないが、アルベドを使った計算法、例えばアルベドモンテカルロ法はダクト形状の表示に関して輸送コードより有利であり、ダクト問題に関しては有効な手法であるが、現在のところアルベドの取り扱いに問題がある。まずアルベドデータそのものの整備が十分になされていない。さらにアルベドデータは一般に無限平板に対して得られた

ものであり、これを小さな径をもつダクト問題に使用することの正当性が明らかでない。またアルベドデータは単一物質に対して求められているのが普通であり、ダクトの壁物質が単一物質として扱えない場合アルベドをどの様に取り扱うかは問題の1つであろう。この様にダクトストリーミングには遮蔽計算で問題となるほとんど全ての問題が集中しており、今後もこの問題を解決するため多くの研究が必要である。

歴史的にはダクト問題は1950年代の中頃から始まりこれまで多くの実験的、理論的研究が行われてきた。実験的研究はごく初期のものを除けばその目的は測定結果を用いて経験式の導出あるいは簡易計算式の評価を行うこととアルベドモンテカルロコードや輸送コード等の計算コードの評価を行うことに大別できるであろう。簡易計算式の導出は主にline-of-sight法的な考えに立って行われたものが多く、それらの式はいろいろな遮蔽設計資料集等に見ることができる。これらの式はその簡易さの故に特に精度を要求されない場合や、漏洩放射線を大略推定するには都合のよいものである。しかしながら、一般にこれらの式はすでに述べた様に入射する放射線の種類、エネルギースペクトル、角度分布、空間分布あるいはダクト形状や壁物質に関してその適用範囲が明確ではない。例えば直円筒ダクトの場合、入口での放射線束を Φ_0 とすると入口から Z の距離の放射線束 $\Phi(z)$ はline-of-sight法により次式で表わされる。

$$\Phi(z)/\Phi_0 = 1 - \{1 + (R/z)^2\}^{-n/2}$$

ここで R は円筒の半径である。 n は入口での放射線の角度分布により決定される量で通常 $n=1$ 等が用いられる。しかしすでに報告した¹⁾様に原子炉を線源とし直円筒ダクトの軸が炉心中心を通る様な配置でダクトが水中に存在する場合、ダクト内の速中性子束空間分布を表現するには $n=7\sim 14$ を用いる必要があり $n=1$ では極めて過少評価となる。この様に簡易計算式は対象によって式の選択あるいはその式に用いられているパラメーターの取り方に関して経験が必要であり、安易に用いるのは危険である。一方計算コードとしては古くはray-analysis的な考えに基づくコードが主であったが最近ではアルベドモンテカルロコードあるいは輸送コードが主に使われている。ray-analysis法はその計算法から見てもどちらかという簡易計算法の範ちゅうに入るもので精度的には多くは望めない。今後はだんだんとその使用頻度も減るであろう。アルベドモンテカルロ法は屈曲ダクト等複雑な体系に

適用でき、精度的にもかなり良い結果が米国等において報告されているが、残念ながら我が国においてはその使用経験が少く、今後早急にアルベドデータの整備を含めてこの種のコードの整備、開発が行われることが望まれる。最近我が国においては輸送コードを用いてダクト問題を解析しようとする傾向が強い。この傾向は最近の電子計算機の大型化、高速化に伴いますますます強くなると思われるが、すでに述べた様に輸送コードをダクト問題に適用するには種々の問題があるため、その精度の評価およびコードの改良、開発を勢力的に進める必要がある。

一方これまで実験が行われたダクト形状を見ると切口が円筒または矩形のものが多く、円環ダクトに関する実験データは意外に少ない。実験的には同じ外口径を持つダクトの場合、切口が円環状のものの方が円状のものに比べて放射線の減衰が早く実験がやりやすい点もあるが、実施においては円環状のダクトは多く存在するのでこの種の実験データの必要性は大きいと思われる。

本研究の目的は複雑形状ダクトに付随する基本的な性質である非軸対称性あるいは屈曲部を有する円環ダクトからの漏洩放射線を測定し、遮蔽計算コードの評価を行ううえで必要な実験データを報告すると共に、非軸対称円環ダクトに対して2次元輸送コード PALLAS を用いて計算を行い、その計算精度の評価を行うことである。

2. 実験方法

2.1 実験設備

実験は日本原子力研究所 JRR-4 炉 No. 1 プールにおいて行った。円環ダクト供試体は原子炉が格納されているアルミニウム製のタンクに隣接して設置した。JRR-4 炉は濃縮ウラン軽水減速冷却スイミングプール型の原子炉で最大熱出力は 3.5 MW である。Fig. 1 に本実験時における炉心配置を示す。炉心燃料部は MTR 型燃料要素（通常 20 本）から構成されている。各燃料要素は 15 枚の燃料板、2 枚の側板等から成る。燃料板は厚さ 0.5 mm の U-Al 合金を厚さ 0.38 mm のアルミニウムで被覆したものである。燃料要素の外形寸法は 8.0×8.0×102.5 cm でそのうち燃料のしめる長手方向の有効長は 60 cm で要素当りの ^{235}U の平均量は約 166 g であり濃縮度は約 90% である。燃料部を取り囲む反射体要素は黒鉛ブロックにアルミニウムの被覆を施したものである。反射体要素の 1 体には

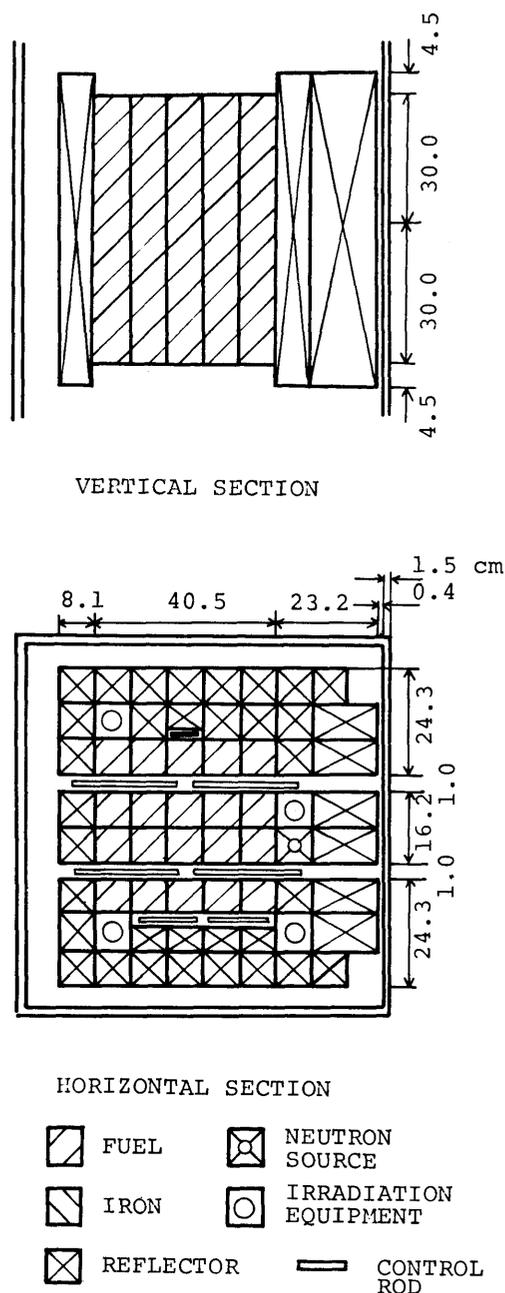


Fig. 1 Configuration of JRR-4 core

中性子源が埋め込まれており又反射体領域には 4 本の照射用の筒が挿入されている。制御装置としては 1 枚の微調整板、4 枚の粗調整板および 2 枚の後備スクラム板が備えてある。これらの制御板はいずれも 1.71 w/o のボロン入ステンレス鋼で作られている。原子炉

Table 1 Compositions and atomic densities of materials (atoms/cm·barns)

	Core	Reflector	Aluminum Wall	Water
H	4.577×10^{-2}	1.638×10^{-3}	—	6.674×10^{-2}
C	—	6.405×10^{-2}	—	—
O	2.291×10^{-2}	8.190×10^{-4}	—	3.337×10^{-2}
Al	1.785×10^{-2}	8.537×10^{-3}	5.997×10^{-2}	—
Si	—	—	—	—
Fe	4.569×10^{-4}	—	2.832×10^{-4}	—
B-10	6.500×10^{-6}	—	—	—
U-235	1.015×10^{-4}	—	—	—
U-238	1.13×10^{-5}	—	—	—
Mn	—	—	—	—

の運転は前 2 者の制御板によって行われる。制御板の寸法は微調整板が $0.5 \times 4.0 \times 100$ cm, 粗調整板が $0.5 \times 25.5 \times 80$ cm である。粗調整板の全等価反応度は約 $19\% \Delta k/k$, 微調整板のそれは約 $0.5\% \Delta k/k$ である。これらの燃料要素, 反射体要素, 制御板は厚さ 1.5 cm のアルミニウム製タンクの中に設置され, 同タンクは深さ約 10 cm の軽水を満したプール中に燃料の中心

がプール底より 1.4 m のところにくる様に設置してある。燃料および反射体領域等を構成する物質の単位体積当りの原子数を Table 1 に示す。JRR-4 の実験設備に関して参考文献 2) に詳述してある。

2.2 実験配置および測定点

実験体系としては次の 2 種類のものを選んだ。1つは 2 重管状直ダクトをその軸が炉中心を通らない様

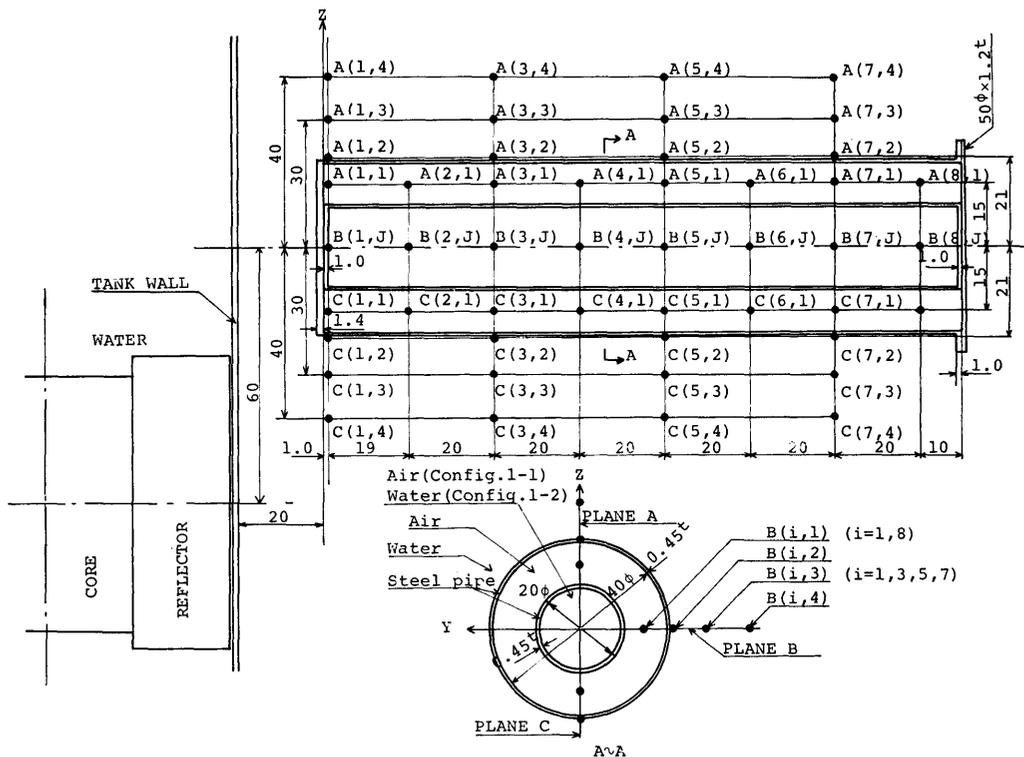


Fig. 2 Configuration and measured positions of experiment 1

に設置したもので、他の1つは2重管状1回屈曲ダクトを第1脚部の軸が炉心中心を通る様に設置したものである。前者に対する実験を実験1（または Experiment 1）としこの場合のダクトの配置を配置1とする。また実験1で取り扱うダクトを非軸対称円環ダクトと呼ぶ。一方後者に対する実験を実験2（または Experiment 2）としこの場合のダクトの配置を配置2とし、またダクトを1回屈曲円環ダクトと呼ぶ。以下に実験1, 2に対し、その配置、ダクトの形状、寸法等および測定点についてそれぞれ記述する。なお実験1, 2は行われた時期が異なり、炉心の燃料要素および反射体要素の本数が実験1, 2では異なっている。

(a) 実験1 (Experiment 1)

本実験での炉心部の燃料要素等の配置は Fig. 1 に示すとおりで燃料要素は 20 本である。ダクトの配置を Fig. 2 に示す。2重管状ダクトは同図に示す様にその軸が炉心中心から 60 cm 上方にくる様また外管の前端が炉心タンクから約 20 cm の位置にくる様に設置した。外管の外直径は 40.9 cm, 内直径は 40 cm で管壁の厚さは 0.45 cm である。内管の外直径は 20 cm, 内直径は 19.1 cm で管壁の厚さは外管と同じく 0.45 cm である。管の前後にある蓋部の厚さは外管の場合炉心側が 1.4 cm, 反炉心側が 1.2 cm であり、内管の場合は炉心側, 反炉心側共 1 cm である。外管, 内管の材質は蓋部の材質は蓋部を含めて鋼 (SS-41) であり、外管の周囲の物質は水, 内管内の物質は空気または水である。内管内の物質が空気の場合を配置 1-1 (Configuration 1-1), 水の場合を配置 1-2 (Configuration 1-2) とする。測定点を表示するため XYZ 座標を次の様にとる。Fig. 2 に示す様に外管の炉心側蓋部の内側面の中心に座標原点をとり、管軸に一致させて X 軸を、上下方向に Z 軸をまた Fig. 2 の紙面に対し垂直方向に Y 軸をそれぞれ右手系にとる。したがって Y 軸の正方向は紙面に対し下方向となる。同じく Fig. 2 に示す様に測定点は A(i, J), B(i, J) および C(i, J) で表示する。添字 (i, J) のうち i は X 軸方向の位置に対応し、 J は Y 軸又は Z 軸方向の位置に対応する。A(i, J), C(i, J) は管軸を通る垂直面すなわち X, Z 軸を含む面内にまた B(i, J) は管軸を通る水平面すなわち X, Y 軸を含む面内にとられている。配置 1-1 では測定点は外管と内管で囲まれた空隙部内でのみとられる。一方配置 1-2 では同空隙部の他に外管外側の水中にもとられている。測定点の間隔は軸方向 (X 軸方向) に 20 又は 40 cm で半径方向 (Y

または Z 軸方向) に約 10 cm である。

(b) 実験2 (Experiment 2)

本実験での炉心部の燃料要素は実験1での20本に対し18本と2本少くなっている。すなわち Fig. 3 に示す様にダクト設置位置と反対側の端の燃料要素のう

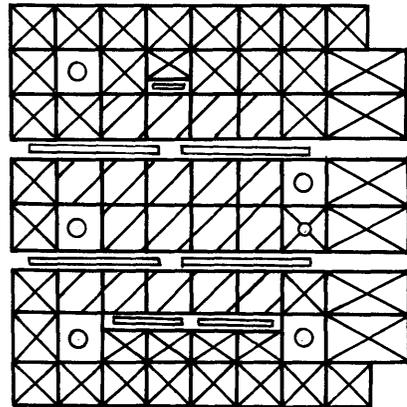


Fig. 3 Configuration of JRR-4 core for the experiment 2

ち1本が反射体にさらにもう1本が照射筒におき替えられている。したがって炉心の実効中心は実験1の場合に比べて 2 cm ていどダクト側にあることが予想される。ダクトの配置を Fig. 4 に示す。1回屈曲ダクトは同図に示す様に第1脚部の中心軸が炉心中心を通る様また外管の前端が炉心タンクから 22.5 cm の位置にくる様に設置した。第1脚部の長さは約 180 cm, 第2脚部の長さは約 140 cm である。外管の外直径は 41.2 cm, 内直径は 40 cm で管壁の厚さは 0.6 cm である。また内管の外直径は 21.6 cm, 内直径は 20.3 cm で管壁の厚さは 0.65 cm である。第1脚部, 第2脚部共外管の蓋の厚さは 1.5 cm で内管の蓋の厚さは 1.0 cm である。ダクトの材質は内管の蓋部がアルミニウムであるあるのを除くと全て鋼 (SS-41) である。外管の外側の物質は水, 内管内の物質は空気または水である。内管内の物質が水の場合を配置 2-1 (Configuration 2-1), 水の場合を配置 2-2 (Configuration 2-2) とする。測定点の位置を記述するための座標軸はその原点を第1脚部の外管蓋部の内側の中心にとり X 軸を第1脚部の軸と一致させ、Z 軸を上下方向に、Y 軸をそれらに垂直にとる。測定点は内管内の軸上に line A, 内管と外管の間の空隙部に 90° 間隔で line B, C, D および E をそれぞれとり各 line 上に一部を除き約 20 cm 間隔にとった。なお line E は line C

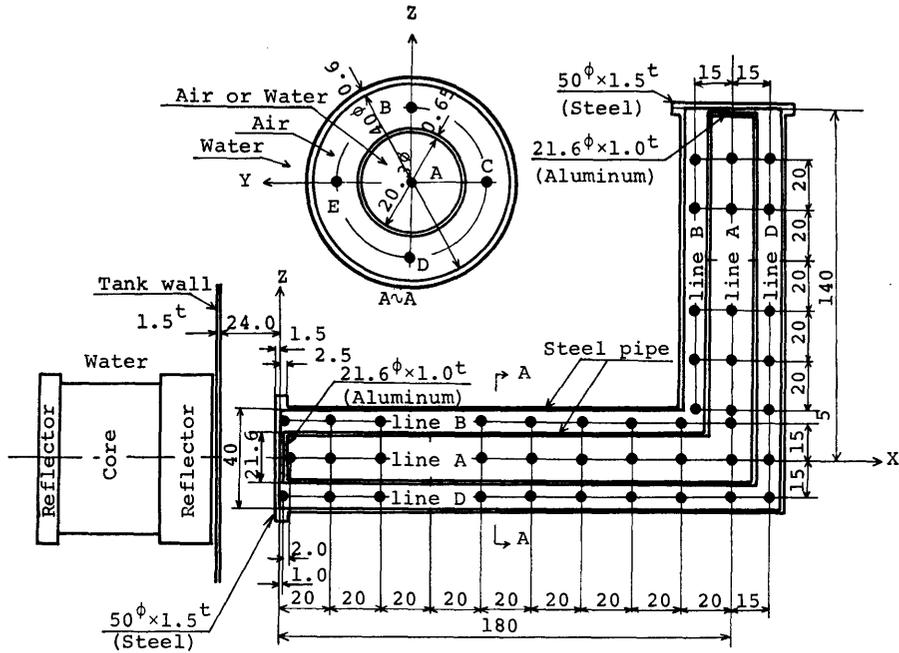


Fig. 4 Configuration and measured positions of experiment 2

と対称の位置にあるので同 line 上の測定点は3点のみである。

2.3 測定器

中性子測定用に放射化箔、ガンマ線測定用に熱蛍光線量計（以下 TLD と呼ぶ）を用いた。ただしガンマ線の測定は実験 2 でのみ行った。実験 1 で用いた放射化反応は速中性子に対して $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ および $^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$ 反応、また熱および熱外中性子に対しては $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$ 反応である。実験 2 で用いた放射化反応は速中性子に対して $^{115}\text{In}(n, n')^{115\text{m}}\text{In}$, $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ および $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ 反応、また熱および熱外中性子に対して $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$ 反応である。Table 2 に使用した放射化箔の諸特性を示す。

これらの放射化箔は熱中性子測定用の金箔を除いていずれも厚さ 1 mm のカドミウム被覆を施して使用した。照射した箔から反応率を求めるのは箔から放出されるガンマ線を $3''\phi \times 3''$ の NaI(Tl) シンチレーションカウンターで測定し箔の放射能を決定することにより行った。一方 TLD は Harshaw Chemical Co. 社製の TLD-600 (^6LiF) および TLD-700 (^7LiF) を対で用いた。TLD-600 は TLD-700 によるガンマ線測定の際に共存する中性子による影響を評価するために用いた。TLD-600, 700 共 $1 \times 1 \times 6$ mm のロッド状のもので各測定点には 2 対づつ設置した。TLD による測定において熱蛍光量の測定は松下電器(株)製 UD 502 A 熱蛍光線量計を用いた。なお放射化箔、TLD

Table 2 Activation detector characteristics

Reaction	Dimension (mm)	Observed γ -ray (MeV)	γ -disintegration	Half line
$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	$40\phi \times 6.5$	2.754	1.00	15.0 hr
$^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$	$30\phi \times 6.5$	0.511	0.38	12.8 hr
$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	$30\phi \times 6.5$	0.799	1.00	71.3 day
$^{115}\text{In}(n, n')^{115\text{m}}\text{In}$	$13\phi \times 6.5$ $40\phi \times 6.5$	0.335	0.475	4.5 hr
$^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$	$17\phi \times 0.025$	0.411	1.00	2.70 day

共ダクト内外の測定点への設置には放射線場のみだれが無視できるほどに薄いアルミニウム製の測定器支持器（例えば実験2では厚さ0.3mmのアルミニウム製）を用いた。

2.4 測定器の校正

放射化箔からのガンマ線の計測は NaI(Tl) シンチレーションカウンタからのパルスのうち光電ピークに入るものの数を数えることにより行った。計測時間 t_0 に対してこの数を C とすると C は反応率 $\int \sigma \phi dE$ と次の関係がある。

$$C - C_B = \epsilon \eta N \frac{1 - e^{-\lambda t_r}}{\lambda} e^{-\lambda t_w} (1 - e^{-\lambda t_c}) \int \sigma(E) \phi(E) dE \quad (1)$$

ここで

- C_B : バックグラウンドカウント数
- ϵ : NaI(Tl) の効率
- η : 1崩壊当り放出されるガンマ線の数
- N : 箔に含まれる原子数
- t_r : 照射時間
- t_w : 待時間
- $\sigma(E)$: 放射化断面積
- $\phi(E)$: 中性子エネルギースペクトル

である。また λ は半減期 $t_{1/2}$ より次式で表わされる。

$$\lambda = \ln 2 / t_{1/2}$$

上式を用いて反応率を決定するには NaI(Tl) シンチレーターのガンマ線に対する効率 ϵ を決定する必要がある。この決定は次の様に行った。まず2つの同じ寸法、同じ物質の放射化箔を JRR-4 炉心タンクから 16.6 cm 離れた点で原子炉出力 P_1 および P_2 でそれぞれ照射する。ここで P_1 および P_2 は次に示す2つの計測位置での計数値がほぼ等しくなる様に決定した。出力 P_1 で照射した箔は NaI より 158 cm はなした点において計測を行う。この場合計数値を C_1 、またこの計測位置に対する NaI の効率を ϵ_1 とする。また出力 P_2 で照射した箔は通常の計測位置すなわち NaI の面に接して置き計測を行う。この場合の計数値および効率を C_2 、 ϵ_2 とすると C_1 、 ϵ_1 と C_2 、 ϵ_2 の間には照射時間、待時間等の補正を行えば次の関係がある。

$$\frac{C_1}{C_2} = \frac{\epsilon_1}{\epsilon_2} \frac{P_1}{P_2} \quad (2)$$

上式よりここで求めようとしている ϵ_2 は ϵ_1 がわかれば計算することができる。ところで NaI より 158

cm 離れた位置に置かれた箔より放出され NaI に入射するガンマ線は NaI の軸に対してほぼ平行入射であると見なせる。したがって ϵ_1 は平行入射ガンマ線に対してモンテカルロ計算で求められた効率³⁾を用いて決定することができる。この際箔の中およびシンチレーターの被覆中で散乱又は吸収されるガンマ線の補正を行った。このような半実験的な方法によりシンチレーターの効率は $\pm 5\%$ 以内の精度で決定することができた。

TLD の校正は既知のガンマ線場すなわち既知の放射能を持つ ^{60}Co 点線源から一定の距離をおいた位置で TLD 素子を照射し同素子の熱蛍光量を測定することにより行った。一方本実験体系中の測定点には中性子とガンマ線が混在しておりガンマ線測定用素子 TLD-700 の測定量のうちには中性子による寄与分 f_n も含まれている。この量は TLD-600 と 700 を同じ位置で照射しおのおのの発光量を測定すれば田中等の方法⁴⁾を用いて求めることができる。ただしこの場合中性子スペクトルの形が必要であるのでその形を $1/E$ と近似する。この近似は熱中性子領域を除けば f_n の概略値を求める場合容認されよう。このような仮定のもとに $f_n = 3.81 \times 10^{-4} K_A$ となる⁴⁾。ここで K_A は TLD-600 と 700 の発光量の差を TLD-700 の発光量で割ったもので本実験で全ての測定点で K_A は 1 以下であった。したがって f_n はたかだか 3.81×10^{-4} となる。もちろん実際の中性子スペクトルは熱中性子領域で $1/E$ より大きい値を持つがこれを考慮に入れても f_n が 1% を越えることはない。したがってここでは TLD-700 に含まれる中性子の寄与は無視した。

3. 熱、熱外中性子束の導出

熱中性子束は裸およびカドミウム被覆を施した金箔を照射することにより測定した反応率を用いて以下の様に Westcott の方法⁵⁾に基づいて求めた。裸の金箔による反応率 A_B は次の様に表わせる。

$$A_B = \sigma_{2200} \cdot \Phi_{2200} \left\{ g G_0 F_D + r \left(\frac{T}{T_0} \right)^{1/2} S_0 \right\} \quad (3)$$

ここで

σ_{2200} , Φ_{2200} : 2200 m/sec 熱中性子に対する断面積および中性子束

g : 断面積の $1/v$ 法則からのずれを補正する因子

G_0 : 熱中性子に対する箔の自己遮蔽因子

F_D : 箔の周囲での熱中性子束のゆがみを補正する因子

r : epithermal index

T : マックスウェル分布している中性子の絶対温度

$T_0=273^\circ\text{K}$

である。さらに S_0 は次式で表わされる。

$$S_0=(2/\sqrt{\pi})(I_r/\sigma_{2200}) \quad (4)$$

ここで I_r は共鳴吸収断面積である。また $r(T/T_0)$ はカドミ比 R_{ca} を用いて次の様に決定される。

$$r(T/T_0)^{1/2}=\frac{gG_0F_D}{G_rS_0(R_{ca}-1)+gG_{1/v}R_{ca}/K} \quad (5)$$

ここで G_r , $G_{1/v}$ はそれぞれ箔の自己遮蔽因子で断面積の共鳴領域および $1/v$ 領域に対応するものである。また K はカドミウム被覆の厚さおよび入射中性子の方向性で定まる定数⁵⁾である。この様にして求めた Φ_{2200} から熱中性子束 Φ_0 は

$$\Phi_0=(2/\sqrt{\pi})\Phi_{2200}(1-f) \quad (6)$$

で求められる。ここで f は Φ_{2200} に含まれる熱外中性子の寄与分で $r=f\sqrt{\pi\mu}/4$ の関係にある。 μ は熱中性子の切断エネルギーを μKT で表す値で $\mu=5$ とすると $f=1.01r$ となる。

次に熱外中性子束は熱外領域の中性子スペクトルを $1/E$ と仮定して次の様に求めた。カドミ被覆をした箔によって求めた反応率を A_{ca} とすると

$$\begin{aligned} A_{ca} &= G_{1/v} \int_{E_{Cd}}^{\infty} \sigma_{1/v}(E) \frac{\theta}{E} dE \\ &+ G_r \int_{E_{Cd}}^{\infty} \sigma_r(E) \frac{\theta}{E} dE \\ &= \theta(G_{1/v} \cdot I_{1/v} + G_r \cdot I_r) \end{aligned} \quad (7)$$

ここで

$\sigma_{1/v}(E)$: 断面積のうちの $1/v$ 部分

$\sigma_r(E)$: 断面積のうちの共鳴部分

$$I_{1/v} = \int_{E_{Cd}}^{\infty} \frac{\sigma_{1/v}(E)}{E} dE$$

$$I_r = \int_{E_{Cd}}^{\infty} \frac{\sigma_r(E)}{E} dE$$

θ : 定数

である。(7) 式より θ を求めれば熱外領域の中性子束を θ/E と決定できる。ここでとった $1/E$ スペクトルの仮定は本実験での円環ダクトはいずれも炉心からかなり離れた水中に設置されているので容認されうるものである。実際 $1/E$ スペクトルは 10^3 eV 以上の領域まで成り立っていると考えられる⁶⁾。金箔による測定によって求めた θ は等方入射を例にとれば $G_r I_r / G_{1/v} I_{1/v} = 12.4$ となりほぼ金の共鳴エネルギーである 4.9 eV の中性子束を表わすものであるが上記の理由

Table 3 Values of cross sections and self-shielding factors of Au foils used for the determination of thermal and epithermal neutron flux

$g(20^\circ)$	1.005
σ_{2200}	98.8 barns
I_r	1505 barns
$I_{1/v}$	38 barns
$G_0 F_D$	0.980
G_r (isotropic)	0.310
G_r (beam)	0.451
$G_{1/v}$ (isotropic)	0.980
$G_{1/v}$ (beam)	1.00

によりこの値は 10^3 eV 程度まで用いることができる。この点に関しては計算値との比較のところで再びふれるがそこでも矛盾のない結果が得られている。以上熱および熱外中性子束の導出法について述べたが式(3)~(7)にてでくる定数を Table 3 にまとめておく。なお中性子の入射方向に依存する定数は等方入射およびビーム状入射について示す。また Table 3 の値および式(3)~(7)より本実験で用いた厚さの金箔で得た反応率から熱および熱外中性子束を求める式を二つの入射方向に対して次に示す。ただし反応率の単位は $\text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ であり中性子束の単位は $\text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ である。

(a) 等方入射の場合

$$\Phi_0 = \frac{A_B \times 10^{24}}{86.26} \left(1 - \frac{1.092}{R_{ca}} \right) \quad (8)$$

$$\theta = A_{ca} \times 10^{24} / 503.8 \quad (9)$$

(b) ビーム入射の場合

$$\Phi_0 = \frac{A_B \times 10^{24}}{88.03} \left(1 - \frac{1.058}{R_{ca}} \right) \quad (10)$$

$$\theta = A_{ca} \times 10^{24} / 716.8 \quad (11)$$

4. 実験結果

4.1 実験 1

Table 4, 5 に配置 1-1 および 1-2 で測定した反応率を原子炉出力 1 ワット (W) 当りの単位すなわち $\text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$ 単位で示す。また Table 6 にはこれらの反応率から (8)~(11) 式を用いて求めた熱および熱外中性子束を示す。Table 4, 5 において N18P, ZN4P 等の記号は反応の種類を表わす。この表示法は実験 1, 2 で共通でこれらの記号の最初の 2 つの文字は照

Table 4 Measured reaction rates ($\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$) in configuration 1-1

Name	Position (cm)			NI8P	ZN4P	AU7G epiCd	AU7G bare
	X	Y	Z				
A(1,1)	1	0	15	6.78-24	2.90-24	1.59-21	4.84-21
(2,1)	20			9.46-24	4.15-24	1.59-21	5.29-21
(3,1)	40			9.16-24	4.00-24	9.75-22	3.21-21
(4,1)	60			5.27-24	2.42-24	5.31-22	1.73-21
(5,1)	80			2.89-24	1.29-24	2.82-22	9.64-22
(6,1)	100			1.50-24	5.27-25	1.55-22	5.25-22
(7,1)	120			7.66-25	2.68-25	9.63-23	3.17-22
(8,1)	140			4.23-25	1.52-25	7.36-23	2.22-22
B(1,1)	1	-15	0	1.77-23	5.62-24	2.42-21	9.07-21
(2,1)	20			1.92-23	7.28-24	1.81-21	6.97-21
(3,1)	40			9.81-24	4.39-24	9.89-22	3.57-21
(4,1)	60			4.23-24	1.84-24	5.14-22	1.81-21
(5,1)	80			2.04-24	7.72-25	2.81-22	1.02-21
(6,1)	100			1.07-24	3.85-25	1.71-22	5.85-22
(7,1)	120			5.72-25	2.02-25	1.00-22	3.52-22
(8,1)	140			3.70-25	1.29-25	7.73-23	2.50-22
C(1,1)	1	0	-15	6.38-23	2.93-23	8.22-21	3.35-20
(2,1)	20			2.30-23	9.97-24	2.58-21	1.00-20
(3,1)	40			5.49-24	2.49-24	1.04-21	3.85-21
(4,1)	60			2.17-24	7.37-25	5.04-22	1.81-21
(5,1)	80			1.06-24	3.83-25	2.89-22	1.03-21
(6,1)	100			6.97-25	2.45-25	1.67-22	5.96-22
(7,1)	120			4.10-25	1.39-25	1.02-22	3.42-22
(8,1)	140			2.84-25	1.02-25	8.02-23	2.62-22

Table 5 Measured reaction rates ($\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$) in configuration 1-2

Name	Position (cm)			NI8P	ZN4P	AU7G epiCd	AU7G bare
	X	Y	Z				
A(1,1)	1	0	15	5.26-24	2.33-24	9.20-22	3.63-21
(2,1)	20			2.54-24	1.11-24	7.10-22	3.34-21
(3,1)	40			1.20-24	5.18-25	3.98-22	1.87-21
(4,1)	60			6.13-25	2.76-25	1.89-22	9.20-22
(5,1)	80			3.54-25	1.59-25	9.34-23	4.66-22
(6,1)	100			2.21-25	1.07-25	4.87-23	2.34-22
(7,1)	120			1.33-25	6.41-26	2.66-23	1.35-22
(8,1)	140			9.89-26	4.56-26	1.93-23	9.03-23
(1,2)	1		21	3.31-24	1.36-24		4.40-21
(1,3)			30	1.50-24	6.17-25		2.90-21
(1,4)			40	5.76-25	2.31-25		8.72-22
(3,2)	40		21	1.26-24	5.25-25		1.88-21
(3,3)			30	3.50-25	1.44-25		8.57-22

Table 5 (continued)

Name	Position (cm)			NI8P	ZN4P	AU7G epiCd	AU7G bare
	X	Y	Z				
A (3, 4)			40	1.09-25	4.46-26		1.86-22
(5, 2)	80		21	2.81-25	1.26-25		4.08-22
(5, 3)			30	6.62-26	3.05-26		1.45-22
(5, 4)			40	9.59-27	7.79-27		2.89-23
(7, 2)	120		21	—	3.65-26		1.13-22
(7, 3)			30	—	4.67-27		3.37-23
(7, 4)			40	—	1.02-27		4.89-24
B (1, 1)	1	-15	0	1.56-23	6.49-24	2.72-21	8.72-21
(2, 1)	20			1.54-23	6.27-24	1.29-21	6.37-21
(3, 1)	40			7.59-24	3.14-24	5.44-22	2.76-21
(4, 1)	60			2.94-24	1.20-24	2.28-22	1.18-21
(5, 1)	80			1.30-24	5.32-25	1.07-22	5.69-22
(6, 1)	100			5.76-25	2.57-25	5.72-23	3.15-22
(7, 1)	120			3.14-25	1.39-25	2.99-23	1.74-22
(8, 1)	140			2.19-25	9.24-26	2.34-23	1.24-22
(1, 2)	1	-21		1.52-23	6.40-24		1.75-20
(1, 3)		-30		1.35-23	5.63-24		2.51-20
(1, 4)		-40		8.85-24	3.70-24		1.69-20
(3, 2)	40	-21		3.39-24	1.46-24		2.76-21
(3, 3)		-30		5.08-25	2.14-25		1.42-21
(3, 4)		-40		2.53-25	1.11-25		4.41-22
(5, 2)	80	-21		6.05-25	2.61-25		4.85-22
(5, 3)		-30		5.17-26	2.14-26		1.75-22
(5, 4)		-40		1.48-26	5.64-27		2.95-23
(7, 2)	120	-21		—	5.80-26		1.31-22
(7, 3)		-30		—	4.22-27		3.92-23
(7, 4)		-40		—	7.42-28		5.24-24
C (1, 1)	1	0	-15	6.40-23	2.43-23	7.51-21	3.64-20
(2, 1)	20			2.25-23	1.01-23	2.16-21	1.22-20
(3, 1)	40			5.54-24	2.46-24	7.14-22	3.76-21
(4, 1)	60			1.78-24	7.76-25	2.54-22	1.43-21
(5, 1)	80			8.15-25	3.49-25	1.16-22	6.71-22
(6, 1)	100			4.88-25	2.15-25	6.30-23	3.59-22
(7, 1)	120			2.81-25	1.23-25	3.25-23	1.91-22
(8, 1)	140			1.91-25	8.63-26	2.74-23	1.58-22
(1, 2)	1		-21	1.03-22	4.31-23		1.72-19
(1, 3)			-30	2.17-22	8.78-23		8.82-19
(1, 4)			-40	3.26-22	1.31-22		1.41-18
(3, 2)	40		-21	1.71-24	6.56-25		3.06-21
(3, 3)			-30	1.60-24	6.46-25		2.99-21
(3, 4)			-40	1.98-24	8.28-25		3.19-21
(5, 2)	80		-21	2.01-25	8.62-26		4.77-22
(5, 3)			-30	3.12-26	1.40-26		1.30-22

Table 5 (continued)

Name	Position (cm)			NI8P	ZN4P	AU7G epiCd	AU7G bare
	X	Y	Z				
C (5, 4)	120		-40	2.54-26	9.79-27		3.45-23
(7, 2)			-21	—	2.53-26		1.40-22
(7, 3)			-30	—	1.61-27		3.92-23
(7, 4)			-40	—	1.80-27		5.24-24

Table 6 Thermal neutron fluxes and intermediate neutron flux densities per unit lethargy measured in configurations 1-1 and 1-2

Position	Configuration 1-1		Configuration 1-2	
	Φ_0 ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$)	θ ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$)	Φ_0 ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$)	θ ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$)
A (1, 1)	3.58 +01	2.21 +00	3.01 +01	1.28 +00
(2, 1)	4.09 +01	2.21 +00	2.94 +01	9.90 -01
(3, 1)	2.47 +01	1.36 +00	1.64 +01	5.55 -01
(4, 1)	1.32 +01	7.40 -01	8.14 +00	2.63 -01
(5, 1)	7.56 +00	3.93 -01	4.16 +00	1.30 -01
(6, 1)	4.09 +00	2.16 -01	2.06 +00	6.79 -02
(7, 1)	2.44 +00	1.34 -01	1.21 +00	3.71 -02
(8, 1)	1.63 +00	1.02 -01	7.89 -01	2.69 -02
B (1, 1)	7.39 +01	3.37 +00	7.29 +01	3.02 +00
(2, 1)	5.73 +01	2.52 +00	5.68 +01	1.79 +00
(3, 1)	2.86 +01	1.37 +00	2.37 +01	7.58 -01
(4, 1)	1.43 +01	7.17 -01	1.06 +01	3.18 -01
(5, 1)	8.14 +00	3.92 -01	5.18 +00	1.49 -01
(6, 1)	4.58 +00	2.38 -01	2.88 +00	7.97 -02
(7, 1)	2.79 +00	1.39 -01	1.61 +00	4.17 -02
(8, 1)	1.90 +00	1.07 -01	1.12 +00	3.26 -02
C (1, 1)	2.81 +02	1.14 +01	3.22 +02	1.04 +01
(2, 1)	8.25 +01	3.59 +00	1.12 +02	3.01 +00
(3, 1)	3.12 +01	1.45 +00	3.41 +01	9.96 -01
(4, 1)	1.44 +01	7.03 -01	1.31 +01	3.54 -01
(5, 1)	8.22 +00	4.03 -01	6.23 +00	1.61 -01
(6, 1)	4.76 +00	2.32 -01	3.31 +00	8.78 -02
(7, 1)	2.65 +00	1.42 -01	1.77 +00	4.53 -02
(8, 1)	2.00 +00	1.11 -01	1.46 +00	3.82 -02

射物質の元素記号を、次の数字は同元素の原子番号の最後の桁の数字をそして最後の文字は反応の種類を表わす。反応の種類を表わす記号は G, N, P, A の 4 種類でそれぞれ (n, γ) , (n, n') , (n, p) , (n, α) 反応に対応している。ただし実験 1 ででてくる反応の種類は (n, γ) および (n, p) 反応のみでその他は実験 2 で

てくる。したがって例えば NI8P は $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ 反応を意味する。また AU7G の記号の下に示した epiCd および bare の記号はカドミ被覆の有無に対応する。さらに反応率の表中でblankになっているところは測定を行わなかったところ、— となっているところは測定器を設置して測定を試みたが中性子束の

Table 7 Statistical errors of NI8P and ZN4P reaction rates measured in configuration 1-2

NI8P		ZN4P	
Reaction rate ($\text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$)	Statistical error (%)	Reaction rate ($\text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$)	Statistical error (%)
$>3 \times 10^{-25}$	1	$>3 \times 10^{-26}$	1
1×10^{-25}	2	1×10^{-26}	2
3×10^{-26}	3	3×10^{-27}	3
$<1 \times 10^{-26}$	5	$<1 \times 10^{-27}$	5

不足等から測定できなかったところを意味する。反応率に含まれる誤差は原子炉出力の絶対値の不確定さ(10%), NaI 効率の誤差(5%), ダクトの設置位置の不確定さ ± 5 mm およびダクト内での測定器の取り付け位置の不確定さ ± 3 mm に起因する誤差(9%)が配置 1-1, 1-2 に共通であり, 計測の際の統計誤差は配置 1-1 の場合で最大 1%, 配置 1-2 では金箔の場合最大で 1%, Ni, Zn の (n, p) 反応では Table 7 に示すとおりである。以上より反応率に含まれる誤差は配置 1-1 では 25%, 配置 1-2 では金箔の場合で 25%, Ni, Zn の (n, p) 反応で 25~29% である。Table 6 の中性子束の導出は空隙中のものはビーム入射を仮定して(8), (9)式を用い, 水中のものは等方入射を仮定して(10), (11)式を用いてそれぞれ行った。熱中性子束の導出は入射中性子の方向性が等方であるかビームであるかすなわち(8)式を用いるか(10)式を用いるかで結果はたかだか3%ていどしか違わない。これに対し熱外中性子束の場合は方向性のとり方により結果が42%も違ってくる。したがって方向性の選択は極めて重要な問題となる。水中での測定値の取り扱いに関しては等方入射の仮定はまず問題はないと思われるが空隙中においてのビーム入射の仮定は現在のところ方向性に関する実験データが無いので必ずしも正しいと断定することはできない。この点に関しては今後2次元輸送計算等によって方向性の検討をする必要がある, 場合によっては空隙中においても等方入射の式(9)を用いねばならないであろう。この場合, 熱外中性子束を表わす Table 6 の θ の値は42%大きくなる。熱, 熱外中性子束の導出に関しては実験2でも実験1と同様のことを行っているのと同じく上記の検討を行う必要がある。Figs. 5~7 に配置 1-1 および 1-2 の軸方向に対する Ni および Zn の (n, p) 反応の反応率分布および熱, 熱外中性子束分布を示す。

Figs. 5, 6 の速中性子束に対応する2つの (n, p) 反応の反応率分布に比べ Fig. 7 の熱, 熱外中性子束分布はダクトの入口より約 40 cm 以上の領域ではダクト軸が炉心中心を通らないことによる(非軸対称)効果あまり見られず line A, B, C 上の分布の傾向は各配置ごとで類似したもので絶対値では配置 1-1 ではほぼ一致しており, 配置 1-2 では多少の差が各 line の間で見られるがその差は少ない。これは熱, 熱外中性子束の場合 $X > 40$ cm の領域では $X < 40$ cm の領域でダクトに入射する中性子を線源とするストリーミング成分が支配的であることを意味する。また熱, 熱外中性子束の減衰傾向を配置 1-1 と 1-2 で比較すると両配置での差は熱外中性子束の方が大きく表われておりこのためダクト終端部では中性子束の絶対値が熱中性子束で約2倍ていど両配置で異なるのに対し熱外中性子束の場合は約3倍ていど異なる。一方 Figs. 5, 6 の速中性子束に対応する2種類の (n, p) 反応の場合は明らかに非軸対称効果が表われており配置 1-1 では炉心より最も遠い側にある line A 上の反応率が $X \geq 60$ cm の領域で最も大きな値を示す。すなわちダクト内の測定点と炉心を結ぶ線上に有る遮蔽体の厚さがダクト内の速中性子束を決定する主な要因となっていることが推定される。同じ理由によって配置 1-2 では line A の値が最も小さくまた line B の値の方が line C の値より大きくなっている。また内管内の水の有無により line A の測定値の変化は大きい line C の場合はほとんど差がない。Figs. 8, 9 は ZN4P と AU7G, bare の反応率の半径方向の分布である。同図は XZ 軸を含む面内にある $A(i, J)$ および $C(i, J)$ の測定点に加えて $B(i, J)$ のうちから空隙部内の測定点の結果を図示したものである。これらの図からわかる様に速中性子, 熱中性子に対応する反応率は $X = 40$ cm においてダクトの下側で半径方向にほぼ一定値をとり, 少なくともこの付近までダクトの下側の壁を通過してダクト内に入ってくる中性子の漏洩線量におよぼす寄与は無視できないことが定性的にいえる。 $X = 80$ cm になると中性子束はほぼダクト軸に対して対称的な分布となる。つぎに配置 1-1 と 1-2 での漏洩中性子束の比を見るためダクト終端部における両配置での反応率の比を Table 8 に示す。速中性子の場合, 同表から明らかな様に炉心から見て内管の影に入る line A では配置の違いによる漏洩量の比は大きい。内管の影に入らない line B, C ではこの比は小さく, 特に実効しきいエネルギーの高い ZN4P (核分裂スペ

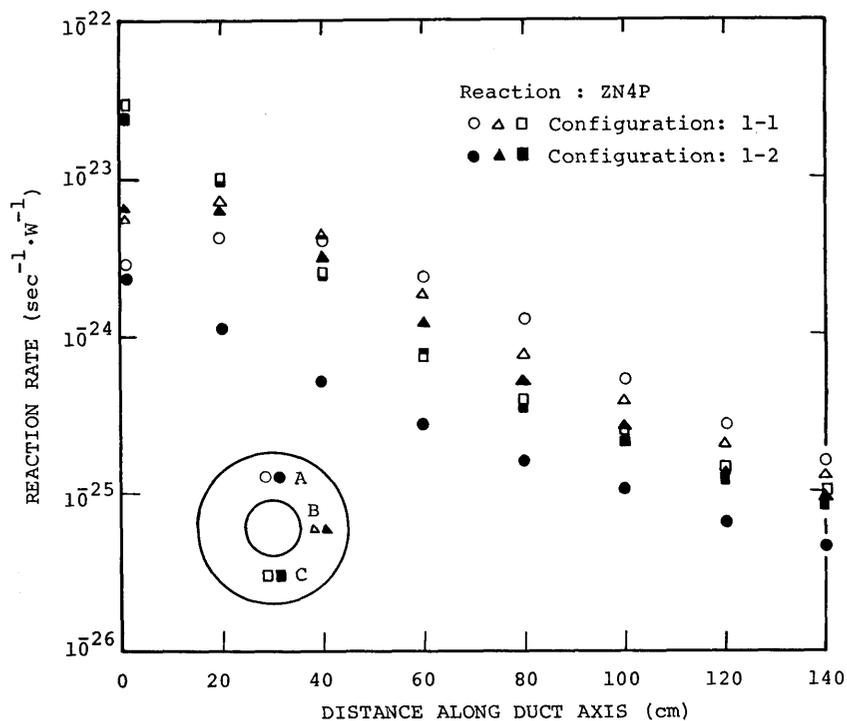


Fig. 5 ZN4P reaction rates measured along duct axis in configurations 1-1 and 1-2

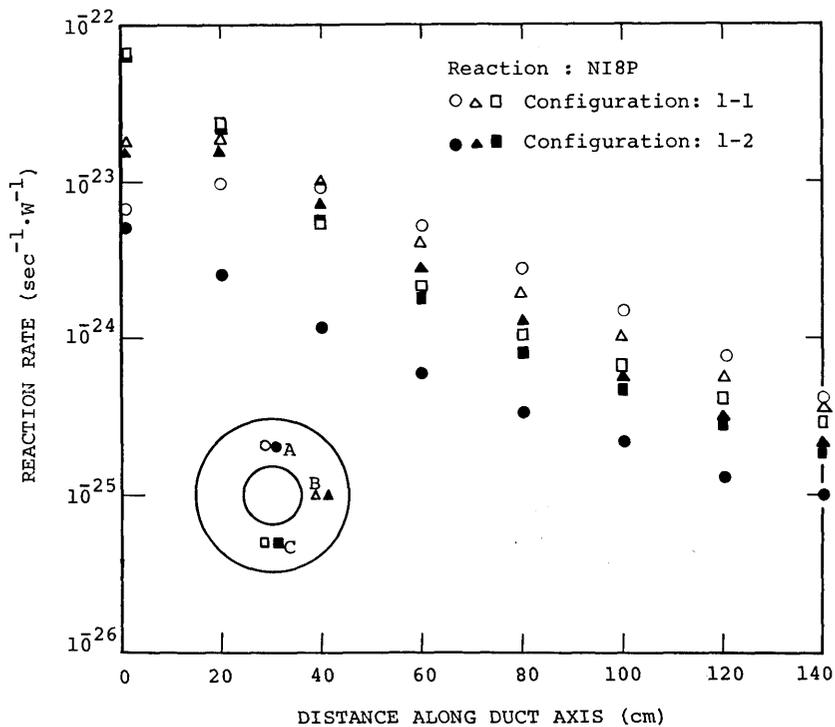


Fig. 6 NI8P reaction rates measured along duct axis in configurations 1-1 and 1-2

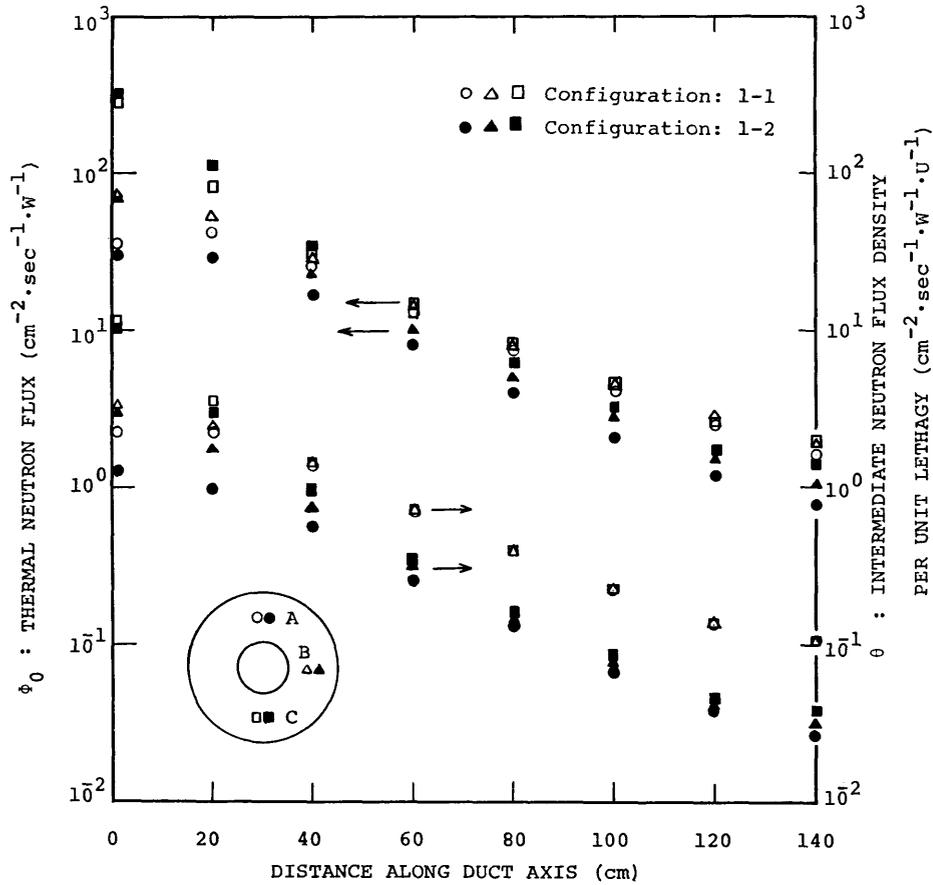


Fig. 7 Thermal fluxes and intermediate neutron flux densities per unit lethargy measured in configurations 1-1 and 1-2

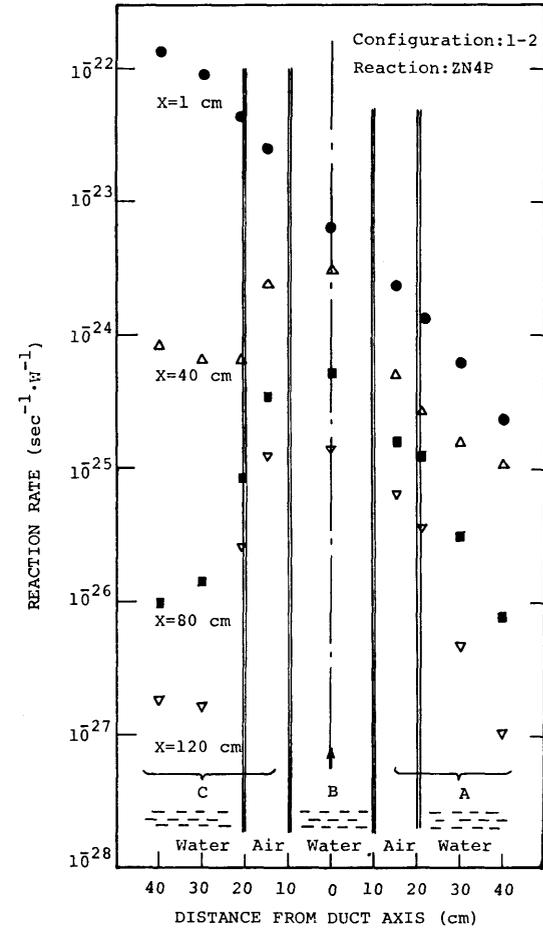


Fig. 8 Radial distribution of ZN4P reaction rates measured in configuration 1-2

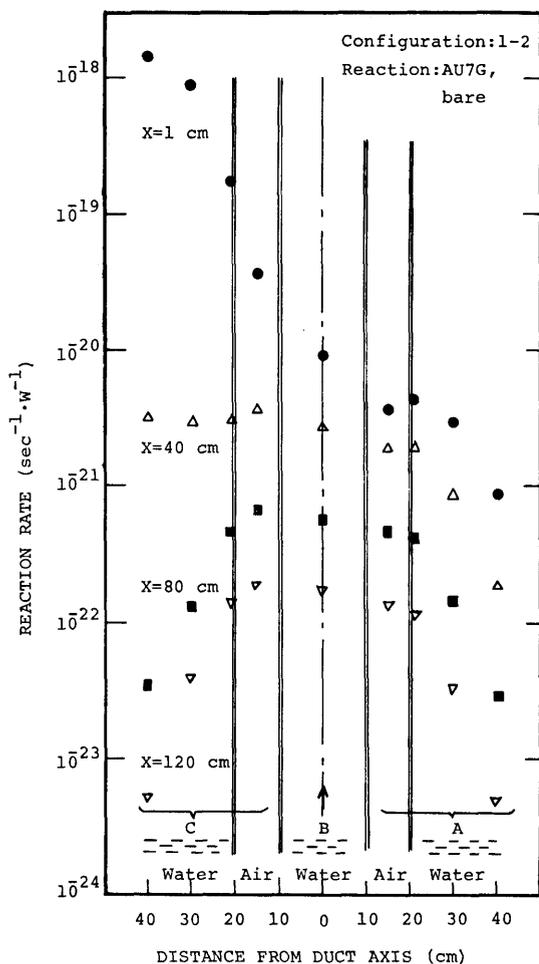


Fig. 9 Radial distribution of AU7G, bare reaction rates measured in configuration 1-2

Table 8 Comparison of reaction rates measured in configurations 1-1 and 1-2

Reaction	Ratio of reaction rates measured at $X=120$ cm in the two configurations		
	line A	line B	line C
ZN4P	1/4.18	1/1.45	1/1.13
NI8P	1/5.76	1/1.82	1/1.45
AU7G, epiCd	1/3.62	1/3.34	1/3.14
AU7G, bare	1/2.35	1/2.02	1/1.79

クトルに対し約 4.4 MeV) の line C ではこの比はほぼ 1 に近い。実効しきいエネルギーが約 2.9 MeV の NI8P の場合は line C でも内管内の水の影響が多少

現れている。熱、熱外中性子束に対応する Au の 2 の反応の場合は各 line において両配置の比は多少の差は見られるものの速中性子の場合に比べるとこの差は顕著ではない。AU7G, epiCd の方が AU7G, bare よりこの比が大ききことは内管内が水の場合そこで新たに発生する熱中性子の漏洩中性子束におよぼす影響が無視できなく AU7G, bare の比を小さくする傾向にあるためであろう。実際 Fig. 7 に見られる様配置 1-1 ではダクト軸方向に対する Au の 2 つの反応の反応率の減衰傾向はほぼ一致しているのに対し、配置 1-2 では両者の間に有意な差が見られる。以上 Figs. 5~9 および Table 8 に関する議論より次のことが結論される。すなわち速中性子に関しては、本実験体系ではダクト終端部の漏洩線量に寄与する成分としてダクトの入口よりダクトの中を漏洩してくるものより炉心から遮蔽体 (水) を貫通してくるものの方が多く、この傾向は中性子エネルギーが高くなるほど顕著である。一方熱、熱外中性子に関してはダクト入口より 40 cm ていどのところまででダクトに入射した中性子がダクト内の中性子束分布を決定する主要因であり、配置 1-2 では内管内の水の中で新たに発生する熱中性子の寄与も無視できない。この様な結論からダクトの壁を完全吸収とする line-of-sight 的な考えは AU7G, epiCd の場合に最も良く適用されると思われる。line-of-sight 法の考えによれば漏洩中性子束は線源面積、線源からの距離および線源の角度分布により表わされるが、最後の項目は配置 1-1 と 1-2 で同じと考えられるので、漏洩中性子束の線源から同じ距離での両配置での比は線源面積比となる。いまこの面積を測定点から直接見える入口部の面積とすると配置 1-1 ではこの面積 πR^2 、配置 1-2 では次式で与えられる。すなわち

$$S = R^2 \cos^{-1} \frac{r}{R} + (R^2 - r^2) \cos^{-1} \frac{r}{a} - r \sqrt{R^2 - r^2}$$

ここで、 R はダクトの外管の内径、 r は内管の外直径、そして a はダクト軸から測定点までの距離である。したがって上記の比は約 1/2.2 となり AU7G, epiCd よりむしろ AU7G, bare の場合に近い値となる。このくい違いは線源面積の取り方に問題があるためであると推定される。しかしながらこの様な非軸対称配置において線源面積を正しく評価することは極めて難しい問題であり、したがってこの様な配置に関して line-of-sight 法の適用は熱、熱外中性子の様にストリーミングの影響が強くなる場合でも避ける方が望ましい。

4.2 実験 2

Tables 9, 10 に配置 2-1 (内管内物質: 空気) と配置 2-2 (内管内物質: 水) で測定した放射化法による反応率および TLD によるガンマ線々量率を反応率に関しては, $\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ 線量率に関しては $\text{mR}\cdot\text{h}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$ 単位で示す。また Table 11 にはこれらの反応率から求めた熱および熱外中性子束を示す。反応率の表における反応の記号等の意味は 4.1 で説明したとおりである。反応率に含まれる誤差の要因は実験 1 の場合と同じで, その大きさはダクトの設置位置および測定器の取り付け位置の不確定さに起因する誤差と計測の際の統計誤差が実験 1 の場合と異なる。実験 2 では前者は

6%, 後者は AU7G および IN5N 反応で 2% 以下, NI8P および AL7A 反応の場合は Table 12 に示すとおりである。したがって反応率に含まれる誤差は AU7G と IN5N 反応では 23% 以下, NI8P 反応では 24% 以下, AL7A 反応では 26% 以下である。ガンマ線々量率に含まれる誤差は原子炉出力, ダクトおよび測定器の設置位置の不確定さによるものが 13%, 測定器のばらつき等に起因する統計誤差が 6% あり, したがって 19% となる。熱および熱外中性子束の結果に対しては 4.1 で述べたと同じくその導出過定における入射方向性の仮定に注意する必要がある。

Figs. 10~13 に配置 2-1 の場合の, Figs. 14~18

Table 9 Measured reaction rates ($\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$) and gamma-ray dose rates in configuration 2-1

Name	Position (cm)			IN5N	NI8P	AL7A	AU7G, epiCd	AU7G, bare	${}^7\text{LiF}$ (mR/h/W)
	X	Y	Z						
A- 1	3	0	0	3.36 -22	2.41 -22	2.62 -24	4.76 -20	1.51 -19	8.42 +02
2	20			1.79 -22	1.36 -22	1.63 -24	2.38 -20	8.61 -20	4.13 +02
3	40			8.72 -23	6.82 -23	8.47 -25	1.39 -20	4.21 -20	2.14 +02
4	60			4.68 -23	3.69 -23	4.76 -25	7.48 -21	2.29 -20	1.14 +02
5	80			2.69 -23	2.21 -23	2.77 -25	4.22 -21	1.21 -20	6.84 +01
6	100			1.65 -23	1.36 -23	1.78 -25	2.38 -21	6.42 -21	4.09 +01
7	120			1.05 -23	8.31 -24	1.18 -25	1.38 -21	4.03 -21	2.50 +01
8	140			6.84 -24	5.60 -24	8.54 -26	8.92 -22	2.47 -21	1.69 +01
9	160			4.72 -24	3.74 -24	5.88 -26	5.72 -22	1.55 -21	1.09 +01
10	180			3.22 -24	2.57 -24	4.25 -26	4.31 -22	1.15 -21	7.32 +00
11			15	3.80 -24	3.01 -24	4.43 -26	3.27 -22	9.91 -22	9.22 +00
12			20	2.41 -24	2.03 -24	2.73 -26	2.51 -22	7.17 -22	3.89 +00
13			40	2.32 -25	1.26 -25	8.17 -28	1.13 -22	3.24 -22	6.55 -01
14			60	7.77 -26	3.00 -24	1.81 -28	5.81 -23	1.54 -22	3.68 -01
15			80	3.54 -26	1.06 -26	6.16 -29	2.84 -23	7.51 -23	2.07 -01
16			100	1.94 -26	5.57 -27	2.89 -29	1.50 -23	3.77 -23	1.22 -01
17			120	1.18 -26	2.16 -27	—	9.00 -24	2.25 -23	7.4 -02
B- 1	1		15	2.43 -22	1.74 -22	2.09 -24	3.79 -20	1.25 -19	6.51 +02
7	120			9.40 -24	8.32 -24	1.07 -25	1.45 -21	4.35 -21	2.30 +01
13	165		80	3.30 -26	1.13 -26	3.84 -29	1.61 -23	7.65 -23	1.95 -01
C- 1	1	-15	0	3.66 -22	2.51 -22	2.99 -24	5.10 -20	1.66 -19	9.71 +02
7	120			1.06 -23	9.22 -24	1.24 -25	1.52 -21	4.08 -21	2.61 +01
14	180		80	3.36 -26	1.21 -26	5.66 -29	1.62 -23	7.84 -23	1.42 -01
D- 1	1	0	-15	4.76 -22	3.20 -22	3.77 -24	6.39 -20	2.14 -19	1.17 +03
7	120			1.06 -23	8.95 -24	1.19 -25	1.50 -21	4.70 -21	2.48 +01
16	195		80	3.55 -26	1.38 -26	7.79 -29	1.59 -23	7.90 -23	2.01 -01
E- 1	1	15	0	2.74 -22	1.86 -22	2.43 -24	3.99 -20	1.28 -19	7.90 +02
7	120			1.01 -23	5.90 -24	1.19 -25	1.47 -21	4.43 -21	2.47 +01
14	180		80	3.45 -26	—	5.84 -29	1.61 -23	7.78 -23	2.14 -01

Table 10 Measured reaction rates ($\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$) and gamma-ray dose rates in configuration 2-2

Name	Position (cm)			IN5N	NI8P	AL7A	AU7G, epiCd	AU7G, bare	^7LiF (mR/h/W)
	X	Y	Z						
A- 1	3	0	0		2.47 -22		7.95 -20	3.80 -19	
2	20				2.59 -23		8.56 -21	8.69 -20	
3	40				4.53 -24		1.80 -21	2.40 -20	
4	60				1.36 -24		6.50 -22	9.29 -21	
5	80				5.88 -25		3.25 -22	4.53 -21	
6	100				3.39 -25		1.88 -22	2.47 -21	
7	120				2.13 -25		1.16 -22	1.49 -21	
8	140				1.46 -25		8.01 -23	9.25 -22	
9	160				1.18 -25		6.35 -23	5.96 -22	
10	180				1.25 -25		6.09 -23	7.21 -22	
11			15		3.78 -25		7.88 -23	7.29 -22	
12			20		3.76 -25		6.69 -23	5.44 -22	
13			40		8.93 -27		5.41 -24	6.45 -23	
14			60		1.13 -27		8.66 -25	1.54 -23	
15			80		—		—	4.97 -24	
16			100		—		—	1.94 -24	
17			120		—		—	9.14 -25	
B- 1	1	0	15	2.46 -22	1.74 -22	2.30 -24	4.05 -20	1.35 -19	6.86 +02
3	40			3.54 -23	2.75 -23	3.72 -25	8.07 -21	3.12 -20	1.21 +02
5	80			1.10 -23	9.04 -24	1.31 -25	1.95 -21	7.21 -21	3.23 +01
7	120			4.49 -24	4.21 -24	6.77 -26	6.25 -22	2.35 -21	1.37 +01
9	160			2.24 -24	2.03 -24	3.52 -26	2.55 -22	9.14 -22	6.01 +00
10	165		20	1.93 -24	1.69 -24	2.81 -26	1.36 -22	6.39 -22	6.19 +00
11			40	5.46 -26	1.98 -26	2.03 -28	2.62 -23	1.14 -22	2.6 -01
12			60	1.92 -26	4.17 -27	3.61 -29	9.50 -24	4.21 -23	1.41 -01
13			80	—	2.07 -27	8.90 -30	4.23 -24	1.80 -23	1.07 -01
14			100	—	—	—	2.05 -24	9.01 -24	8.46 -02
15			120	—	—	—	1.18 -24	5.12 -24	5.23 -02
C- 1	1	-15	0	3.53 -22	2.42 -22	3.16 -24	5.50 -20	1.87 -19	9.34 +02
3	40			5.63 -23	4.93 -23	7.27 -25	9.51 -21	3.65 -20	1.76 +02
5	80			1.67 -23	1.53 -23	2.62 -25	2.19 -21	8.05 -21	5.74 +01
7	120			6.93 -24	6.57 -24	1.21 -25	7.04 -22	2.67 -21	2.25 +01
9	160			3.41 -24	3.20 -24	6.37 -26	3.04 -22	1.10 -21	1.11 +01
10	180			2.04 -24	2.29 -24	4.90 -26	2.30 -22	8.19 -22	7.70 +00
11			20	3.58 -25	2.27 -25	4.45 -27	8.25 -23	3.23 -22	7.95 -01
12			40	5.34 -26	2.56 -26	—	2.55 -23	1.12 -22	1.97 -01
13			60	2.00 -26	—	—	9.63 -24	4.20 -23	1.25 -01
14			80	—	—	—	4.37 -24	1.80 -23	8.07 -02
15			100	—	—	—	2.16 -24	8.98 -24	4.23 -02
16			120	—	—	—	1.28 -24	5.04 -24	2.82 -02
D- 1	1	0	-15	4.64 -22	3.25 -22	3.74 -24	6.83 -20	2.36 -19	1.10 +03
3	40			6.07 -23	5.18 -23	7.31 -25	1.02 -20	3.83 -20	2.01 +02
5	80			1.75 -23	1.56 -23	2.46 -25	2.26 -21	8.41 -21	5.41 +01

Table 10 (Continued)

Name	Position (cm)			IN5N	NI8P	AL7A	AU7G, epiCd	AU7G, bare	⁷ LiF (mR/h/W)
	X	Y	Z						
D- 7	120			7.08 -24	6.68 -24	1.14 -25	7.35 -22	2.71 -21	2.04 +01
9	160			3.66 -24	3.50 -24	6.31 -26	3.09 -22	1.16 -21	1.16 +01
10	180			2.68 -24	2.37 -24	4.66 -26	2.40 -22	8.96 -22	8.55 +00
11	195			2.26 -24	1.90 -24	3.78 -26	2.30 -22	9.09 -22	7.31 +00
12			0	2.19 -25	1.17 -25	1.01 -27	1.09 -22	4.69 -22	6.22 -01
13			20	2.05 -25	1.46 -25	3.06 -27	5.92 -23	2.67 -22	1.17 +00
14			40	3.86 -26	1.84 -26	—	2.28 -23	1.00 -22	1.89 -01
15			60	1.48 -26	—	—	9.12 -24	3.96 -23	1.07 -01
16			80	7.63 -27	—	—	4.21 -24	1.75 -23	6.64 -02
17			100	4.42 -27	—	—	2.33 -24	8.75 -24	4.62 -02
18			120	2.86 -27	—	—	1.38 -24	4.88 -24	3.02 -02
E- 1	1	15	0	2.88 -22	2.10 -22	2.60 -24	4.20 -20	1.35 -19	8.19 +02
7	120			6.03 -24	5.71 -24	9.75 -26	6.67 -22	2.38 -21	1.98 +01
14	180		80	—	—	—	4.17 -24	1.78 -23	9.46 -02

Table 11 Thermal neutron fluxes and intermediate neutron flux densities per unit lethargy in configurations 1-1 and 1-2

Position	Configuration 2-1		Configuration 2-2	
	Φ_0 ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$)	θ ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$)	Φ_0 ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$)	θ ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$)
A- 1	1.14 +03	6.64 +01	3.39 +03	1.57 +02
2	6.92 +02	3.32 +01	8.98 +02	1.69 +01
3	3.11 +02	1.93 +01	2.55 +02	3.57 +00
4	1.70 +02	1.04 +01	9.88 +01	1.29 +00
5	8.64 +01	5.88 +00	4.83 +01	6.45 -01
6	4.43 +01	3.32 +00	2.62 +01	3.73 -01
7	2.91 +01	1.92 +00	1.57 +01	2.30 -01
8	1.73 +01	1.24 +00	9.68 +00	1.58 -01
9	1.07 +01	7.98 -01	6.09 +00	1.26 -01
10	7.85 +00	6.01 -01	7.58 +00	1.20 -01
11	7.29 +00	4.56 -01	7.45 +00	1.56 -01
12	5.12 +00	3.50 -01	5.45 +00	1.32 -01
13	2.32 +00	1.57 -01	6.78 -01	1.07 -02
14	1.04 +00	8.10 -02	1.67 -01	1.71 -03
15	5.11 -01	3.96 -02	5.40 -02	
16	2.47 -01	2.09 -02	2.11 -02	
17	1.47 -01	1.25 -02	9.94 -03	
B- 1	9.42 +02	5.28 +01	1.04 +03	5.65 +01
3			2.57 +02	1.12 +01
5			5.84 +01	2.72 +00
7	3.20 +01	2.02 +00	1.91 +01	8.71 -01

Table 11 (Continued)

Position	Configuration 2-1		Configuration 2-2	
	Φ_0 ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$)	θ ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$)	Φ_0 ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$)	θ ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$)
B- 9			7.26 +00	3.55 -01
10			5.61 +00	1.89 -01
11			9.76 -01	3.65 -02
12			3.64 -01	1.32 -02
13	6.76 -01	2.24 -02	1.53 -01	5.90 -03
14			7.75 -02	2.86 -03
15			4.39 -02	1.64 -03
C- 1	1.27 +03	7.11 +01	1.45 +03	7.74 +01
3			3.00 +02	1.32 +01
5			6.51 +01	3.05 +00
7	2.80 +01	2.12 +00	2.18 +01	9.82 -01
9			8.77 +00	4.24 -01
10			6.53 +00	3.20 -01
11			2.67 +00	1.15 -01
12			9.65 -01	3.55 -02
13			3.61 -01	1.34 -02
14	6.95 -01	2.26 -02	1.51 -01	6.09 -03
15			7.60 -02	3.01 -03
16			4.18 -02	1.78 -03
D- 1	1.66 +03	8.91 +01	1.85 +03	9.52 +01
3			3.12 +02	1.42 +01
5			6.83 +01	3.15 +00
7	3.53 +01	2.09 +00	2.19 +01	1.02 +00
9			9.41 +00	4.31 -01
10			7.24 +00	3.34 -01
11			7.54 +00	3.20 -01
12			4.01 +00	1.52 -01
13			2.32 +00	8.25 -02
14			8.57 -01	3.18 -02
15			3.39 -01	1.27 -02
16	7.06 -01	2.21 -02	1.47 -01	5.87 -03
17			7.13 -02	3.25 -03
18			3.88 -02	1.92 -03
E- 1	9.75 +02	5.56 +01	1.02 +03	5.85 +01
7	3.26 +01	2.05 +00	1.90 +01	9.30 -01
14	6.90 -01	2.24 -02	1.52 -01	5.81 -03

に配置 2-2 の場合の測定結果を示す。Fig. 10 は速中性子束の分布であるが第 1 脚部ではしきいエネルギーが高いほどすなわち IN5N, NI8P, AL7A の順で減衰傾向がゆるやかになっている。これは恐らくダクト入口での中性子角度分布が中性子エネルギーが大きくな

るに伴い前方方向成分が多いものとなるためであろう。第 1 脚部から第 2 脚部にうつるところで速中性子は 1/10 以上減衰し第 2 脚部では第 1 脚部と逆にしきいエネルギーの低い方がゆっくり減衰する。Fig. 11 は熱および熱外中性子束に対応する反応率の分布であ

Table 12 Statistical errors of NI8P and AL7A reaction rates measured in configuration 2-2

NI8P		AL7A	
Reaction rate ($\text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$)	Statistical error (%)	Reaction rate ($\text{sec}^{-1} \cdot \text{W}^{-1}$)	Statistical error (%)
$>1 \times 10^{-26}$	1	$>1 \times 10^{-27}$	1
3×10^{-27}	2	3×10^{-28}	2
$<1 \times 10^{-27}$	3	1×10^{-28}	3
		3×10^{-29}	4
		$<1 \times 10^{-29}$	5

る。全体にわたってカドミ比はほぼ一定で熱、熱外中性子共同じ様な減衰をすることがわかる。第1脚部での減衰は速中性子に比べると多少急であるが第1脚か

ら第2脚へうつるところでの減衰は速中性子のように急ではない。また第2脚部での減衰は第1脚部に比べて急ではあるが速中性子の場合に比べるとかなりゆるやかである。Fig. 12には熱および熱外中性子束の分布を示す。Fig. 13はガンマ線々量率分布であるが第1脚部の減衰傾向はIN5N反応の場合と極めて良く一致している。屈曲部および第2脚部での分布は熱および熱外中性子の分布と速中性子の分布の中間的な様子を示す。ガンマ線の場合も屈曲部の分布におよぼす効果は大きく、そこで約1/10近い減衰が見られる。なお本配置においては $^{115}\text{In}(n, n')^{115m}\text{In}$ 反応の測定値に含まれている $^{115}\text{In}(\gamma, \gamma')^{115m}\text{In}$ 反応の寄与は無視できる程度少い。このことは次の配置1-2の場合にもいえる。

Fig. 14~16は配置2-2での速中性子に対応する3

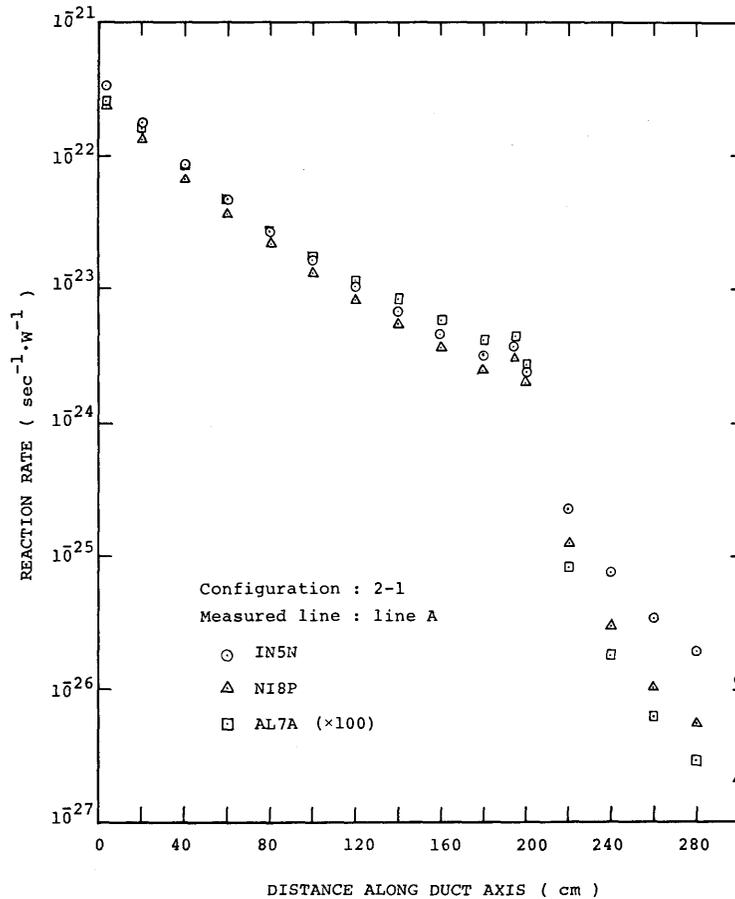


Fig. 10 Axial distribution of IN5N, NI8P and AL7A reaction rates measured in configuration 2-1

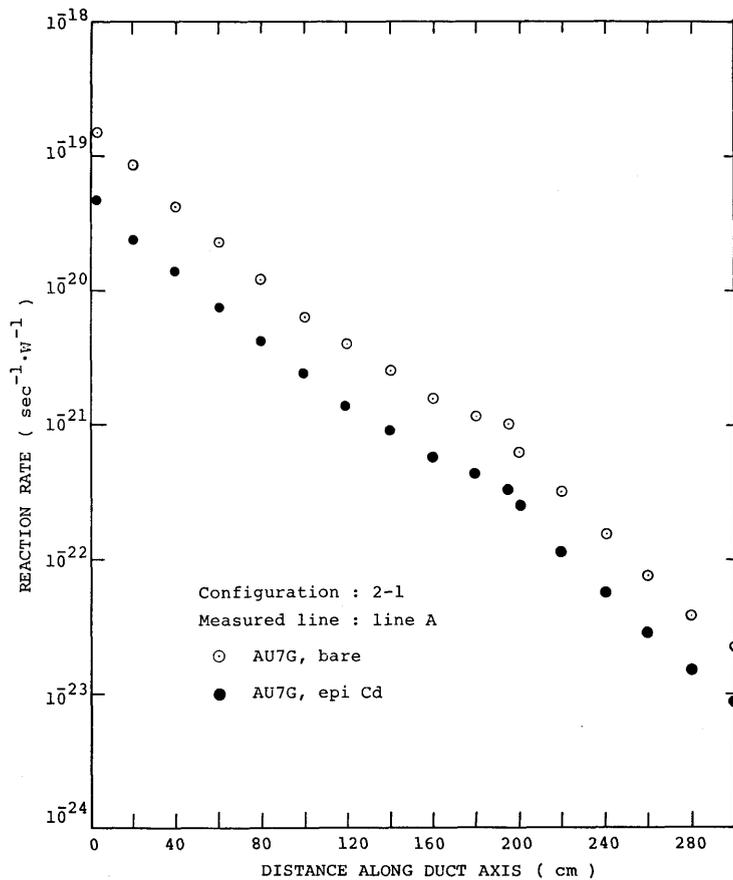


Fig. 11 Axial distributions of AU7G, bare and AU7G, epiCd reaction rates measured in configuration 2-1

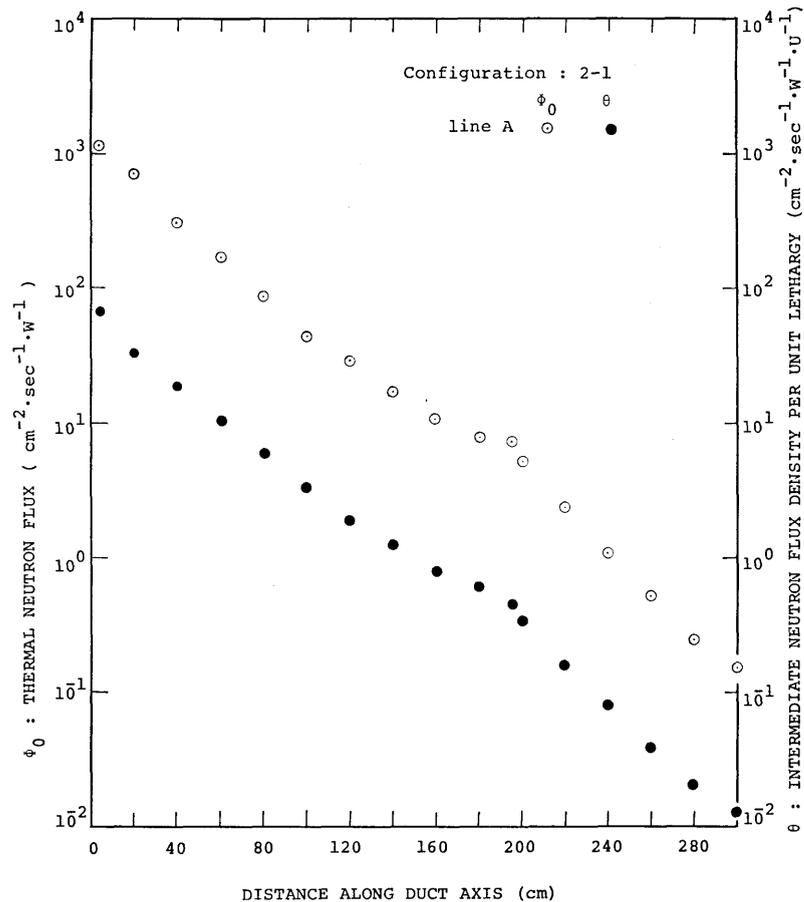


Fig. 12 Axial distributions of thermal neutron fluxes and epithermal neutron flux densities per unit lethargy measured in configuration 2-1

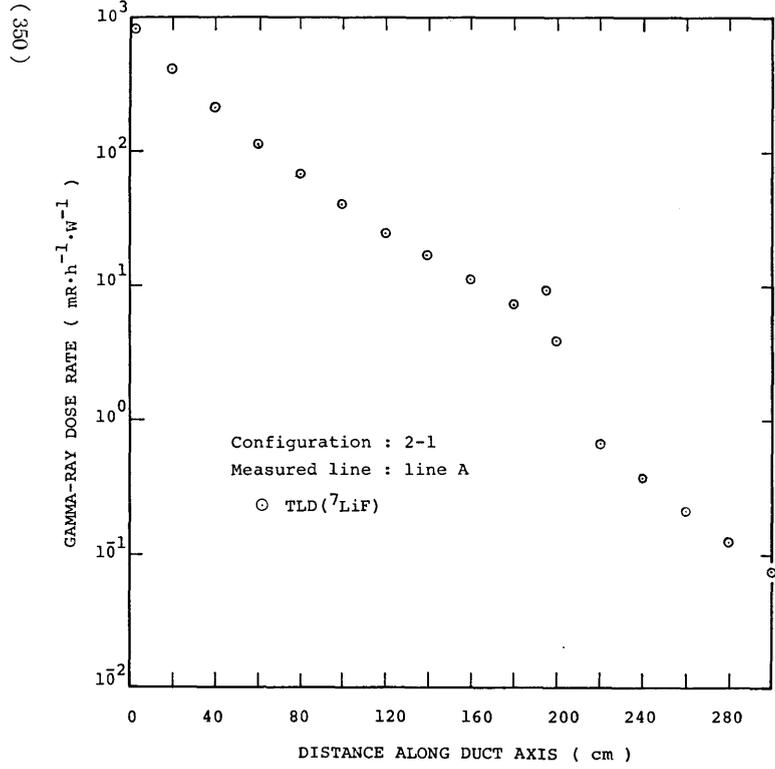


Fig. 13 Axial distribution of gamma-ray dose rates measured in configuration 2-1

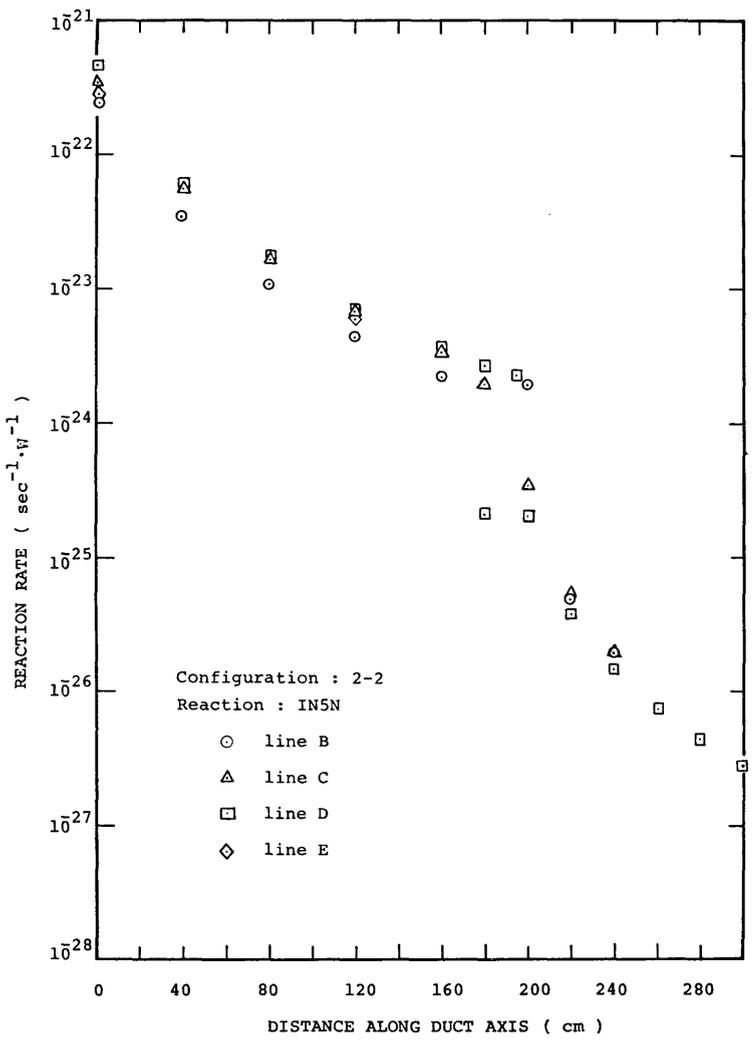


Fig. 14 Axial distributions of IN5N reaction rates measured in configuration 2-2

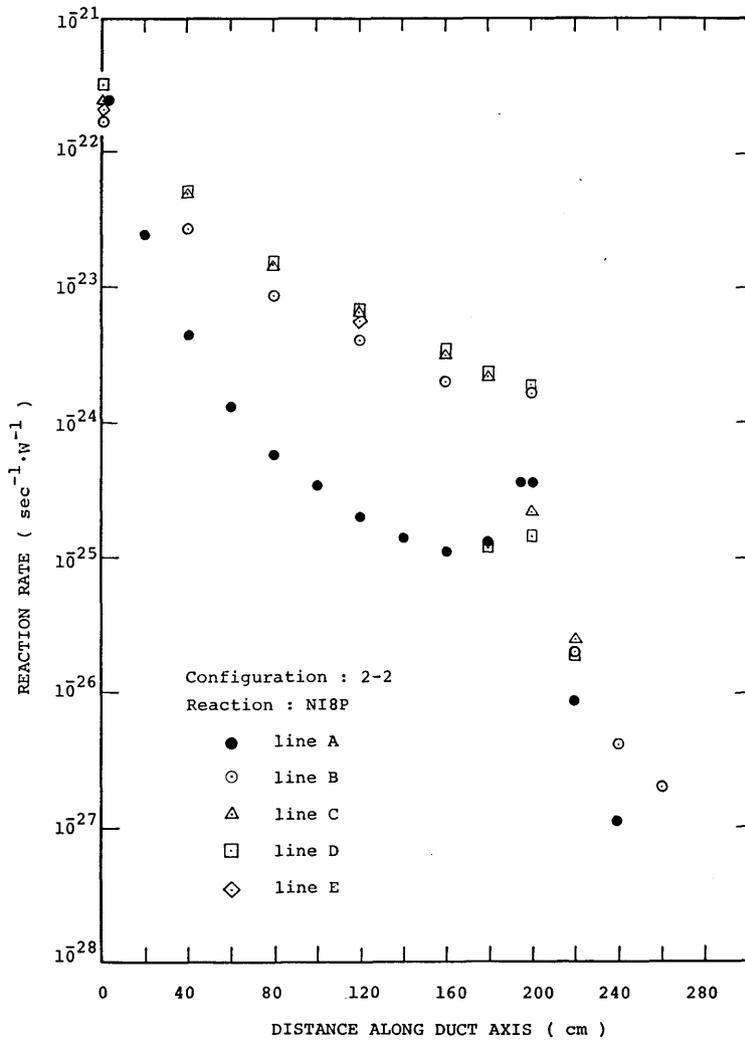


Fig. 15 Axial distributions of NI8P reaction rates measured in configuration 2-2

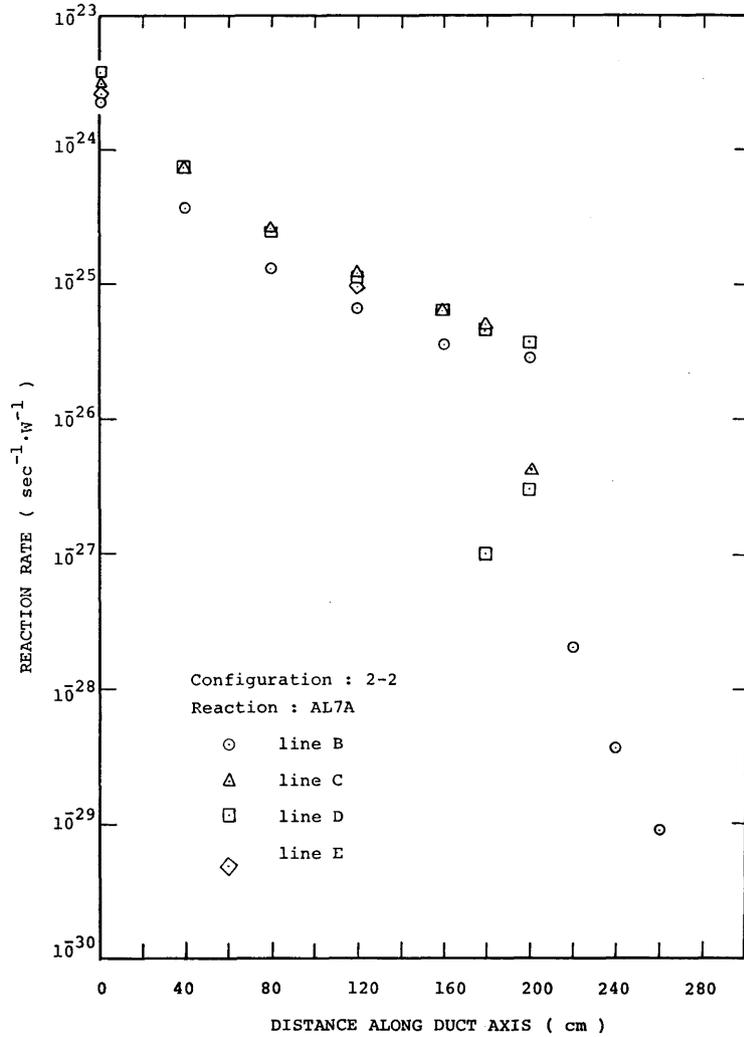


Fig. 16 Axial distributions of AL7A reaction rates measured in configuration 2-2

(352)

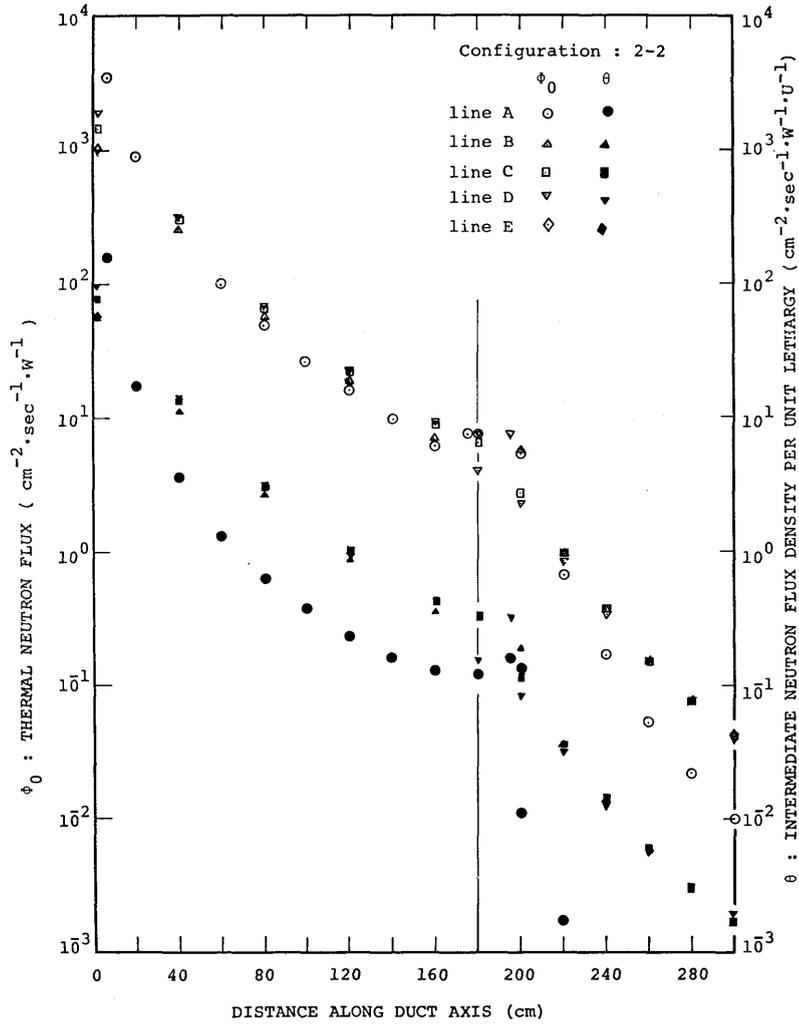


Fig. 17 Axial distributions of thermal neutron fluxes and epithermal neutron flux densities per unit lethargy measured in configuration 2-2

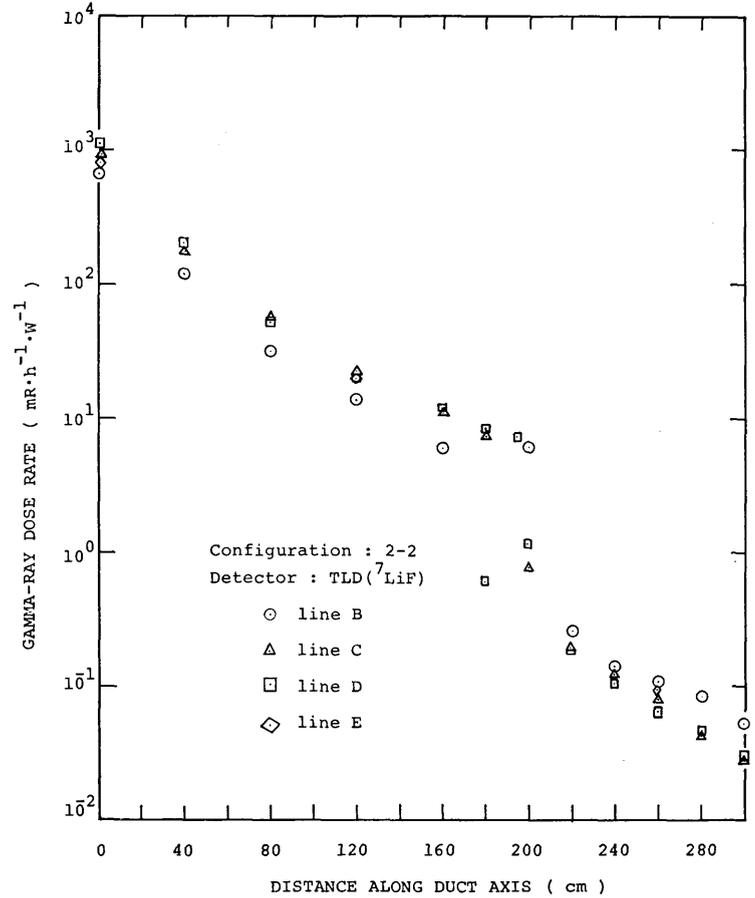


Fig. 18 Axial distributions of gamma-ray dose rates measured in configuration 2-2

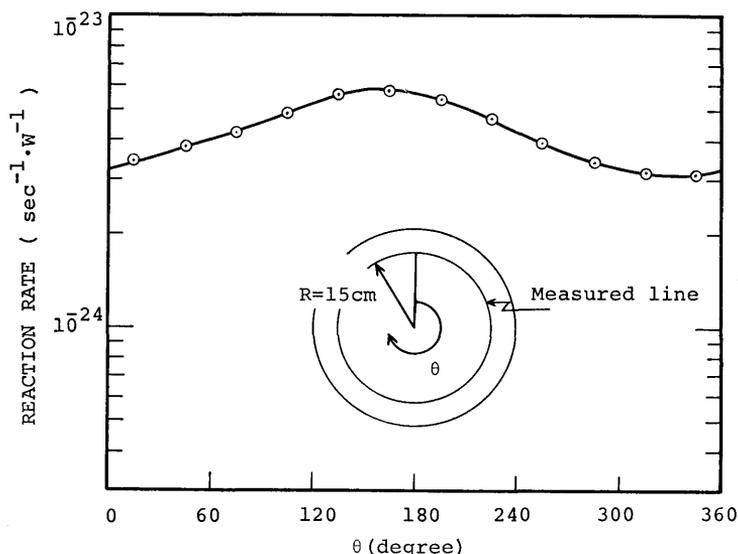


Fig. 19 AL7A reaction rates distribution measured on the circle of 15 cm radius at the duct mouth

種類の反応率分布である。これらのいずれの図においても第1脚部で line B~line E の各 line の測定値間に差がある。すなわちダクト軸の下側にある line D の値が最も大きく、上側にある line B の値が最も小さい。これは炉心の中の線源分布が制御棒が上から20~30 cm 程度挿入されている等のため下側で大きく上側で小さい分布をしているためである。Fig. 19 にダクト入口(外管の入口蓋の炉心側の面上)で測定した AL7A の反応率分布を示す。同図からわかる様にダクトに入射する速中性子はダクト軸に対し非対称分布をしている。速中性子のダクト軸にそっての減衰傾向は配置 1-1 の場合と同様に第1脚部では AL7A 反応の場合が、第2脚部では IN5N 反応の場合が最もゆるやかである。Fig. 17 は熱および熱外中性子束の分布であるが、これらの分布では速中性子の場合現れた line B~line E の非対称はあまり顕著に現われていない。この理由はこれら低エネルギー中性子の場合、ダクト壁で散乱して回り込む成分が多く入口での非対称性の影響が少いためである。熱中性子の場合、内管内の水にある line A の測定値は第1脚部では空隙部の値とほぼ等しい値をしているのに反し第2脚部では空隙部値より距離と共に小さくなっていく。この理由は第1脚部ではエネルギーの高い中性子の減衰が大きく水中で新たに発生する熱中性子の割合が第1脚部の場合に比べて少なくなるためと思われる。

Fig. 18 はガンマ線々量率分布であるが第1脚部ではほぼ IN5N 反応と同様の分布を示し、第2脚部でも line D の値等は屈曲部(図では 180 cm の点)から 60 cm 以上離れると IN5N 反応の分布に近いものとなる。なお line B の第2脚部の測定値には炉心から水中を通りダクトの外側から入射するガンマ線の影響が見られ他の line の測定値より高めの値を示す。

なお本実験での炉心は Fig. 3 に示す様な 18 本炉心であるので炉心における線源分布の X 軸方向の実効中心は通常の 20 本炉心の場合(この場合は実効中心は幾何学的な中心となる)に比べてダクト側に燃料要素の寸法約 8 cm の 1/4 程度、すなわち 2 cm 程度ずれていることが予想される。それ故 JRR-4 No. 1 プ

Table 13 Comparison of reaction rates measured at the duct mouth and those measured in the water shield of JRR-4. In this table, D means the distance between measured position and core tank surface.

Reaction	(A)		(B)		Ratio A/B
	Measured at the Duct Mouth (D=22 cm)		Measured in Water Shield (D=20 cm)		
IN5N	6.00	-22	5.66	-22	1.06
NI8P	4.30	-22	4.09	-22	1.05
AL7A	4.96	-24	4.83	-24	1.03

ール水中で 20 本炉心の場合に炉心タンク表面から 20 cm のところで測定した速中性子に対する反応率⁶⁾と本実験で炉心タンク表面から 22 cm のところ(ダクト入口より 5 mm 前)で測定した結果の比較を行った。結果を Table 13 に示す。同表に示す様に両者は実験誤差内で一致している。したがって上記の予想は正しいと推定される。

5. 計 算

配置 1-2 に対し二次元輸送コード PALLAS で計算を行った。計算は全体系を 2 つに分けて行なった。計算体系を Fig. 20 に示す。第 1 の計算は炉心を含む水遮蔽体だけの体系で実施し、図上では炉心を含む点線で計算領域が示されている。座標軸は炉心中心を原点として実際の炉心の高さ方向に R 軸を、水平方向に Z 軸をとった。炉心は半径 23 cm、高さ 50 cm の円筒形で近似した。したがって炉心の体積は実際の炉心に比べて 5% 程度大きくなっている。また炉心の Z 方向に厚さ 25 cm のグラファイト反射体を設け、水層の厚さは Z 方向に 65 cm、 R 方向に 95 cm とした。次にダクトを含む点線で示された体系について計算を実施した。この場合、第 1 の計算で算出した水中における中性子角度束 $\phi(r, Z, \Omega_{pq}, E)$ をダクト入口面上およびダクト壁から 18.85 cm 水中 (Z 軸より R 方向へ約 20 cm の位置) の点線で示される位置における境界条件として設定した。なお第 1 の計算は Z 方向について水層の厚さを 65 cm としたため境界条件として利用できる角度束はダクト入口面より 40 cm

までである。この点に関してすでに 4.1 で述べた様に熱および熱外中性子束の計算に関しては問題ないと思われるが、速中性子の様に炉心から水遮蔽体を通して測定点まで到達する成分が多い場合、多少問題が残るかも知れない。中性子のエネルギー組分けは高速中性子仮応率の計算には 10 MeV~2.0 MeV を 9 群で、また熱中性子までの計算には 10 MeV~70 KeV をレサジー間隔 0.4 の 13 群で、70 KeV~ 熱中性子をレサジー間隔 0.8 の 16 群の合計 29 群で行った。使用した角度分点セットは Z 軸方向を密に、 R 軸方向を粗に選んだ非等分点セットである。中性子核データは ENDF/B-IV データライブラリーから SUPERTO G コードにより群定数化した。ただしルジャンドル係数は ENDF/B-IV から直接とった。

6. 実験と計算の比較

Figs. 21, 22 に半径方向の、Figs. 23~28 に軸方向の実験値と計算値の比較を示す。Figs. 21, 22 はダクトの入口から 40 cm および 80 cm での N18P の反応率の比較である。計算は軸対称で行われ、第 2 段階のダクトを含む領域の計算での境界条件は第 1 段階の計算により得られたダクト軸より下側の境界に対応する角度束を軸対称に入力するものとしているので、特に速中性子の場合は line C の測定値に対応する結果が得られることが予想される。しかしながら半径方向の計算値は line C の実験値とは一致していない。入口から 80 cm のダクトの外側では計算値は line B の結果と一致している。同測定点では line A, B, C の実

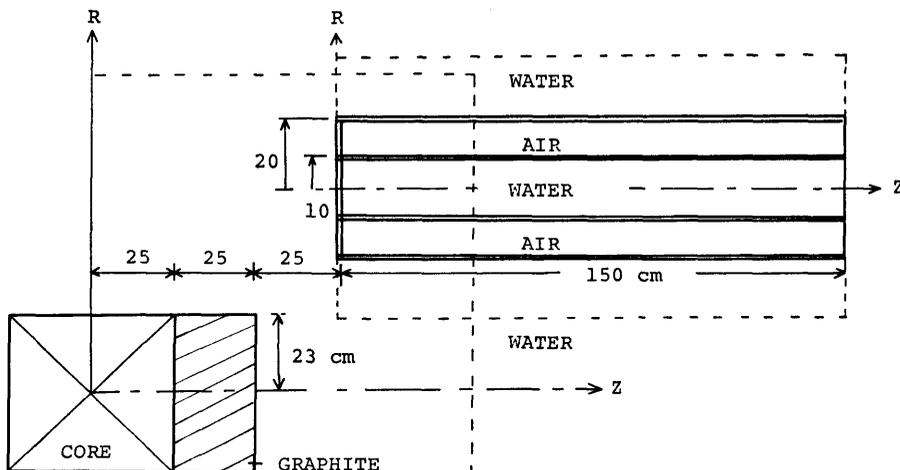


Fig. 20 Calculational configuration of configuration 1-2

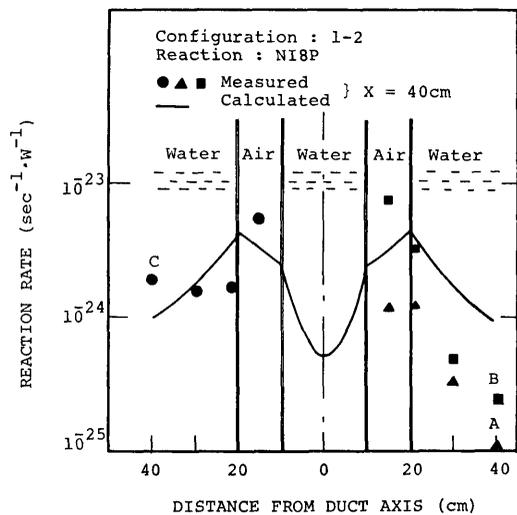


Fig. 21 Comparison of measured and calculated radial distributions of NI8P reaction rates at the positions of 40 cm from the duct mouth

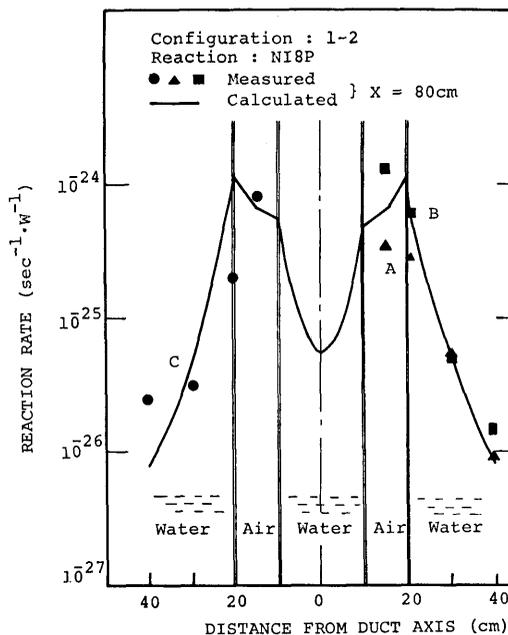


Fig. 22 Comparison of measured and calculated radial distributions of NI8P reaction rates at the position of 80 cm from the duct mouth

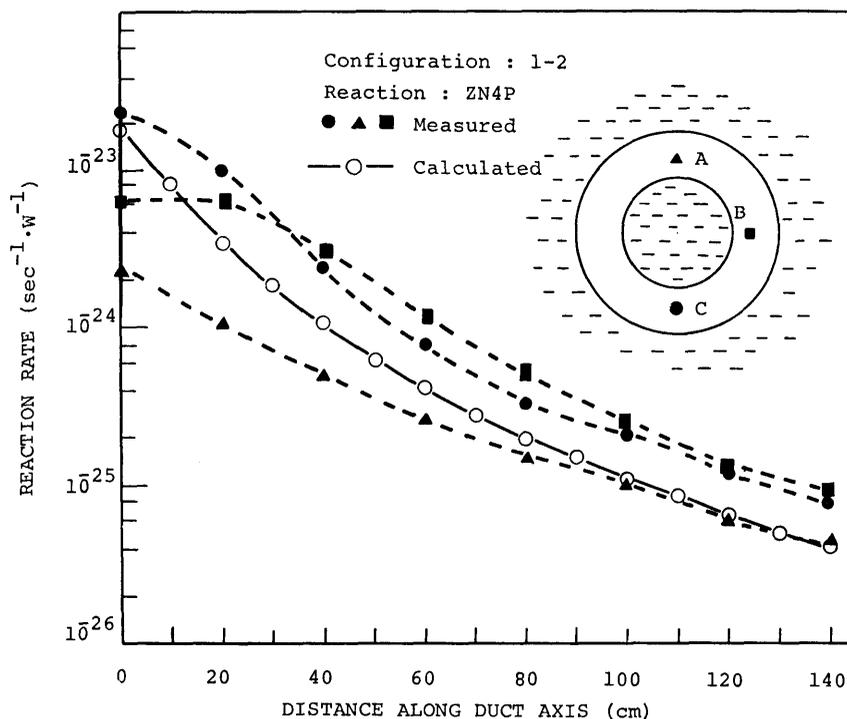


Fig. 23 Comparison of measured and calculated axial distributions of ZN4P reaction rates

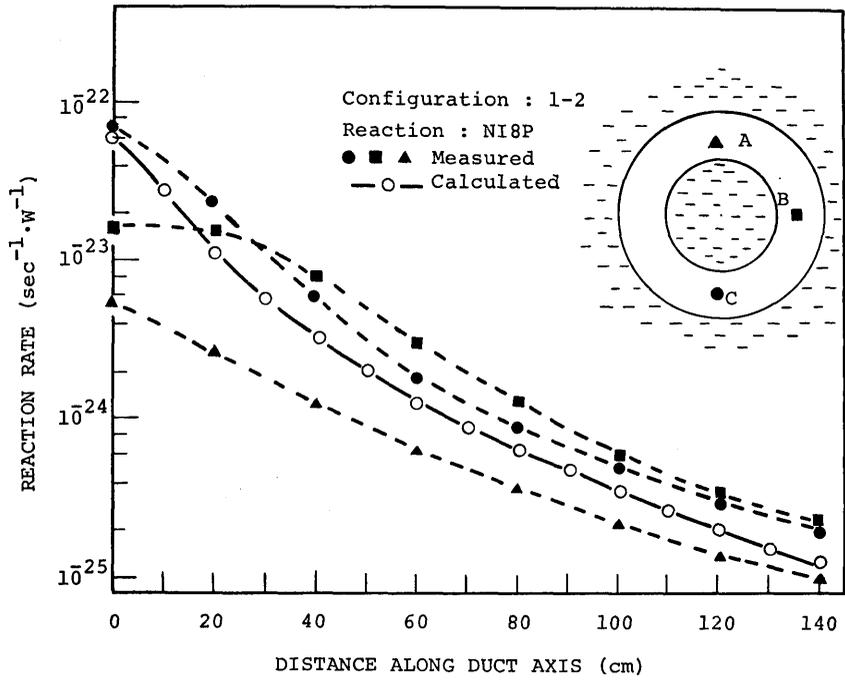


Fig. 24 Comparison of measured and calculated axial distributions of N18P reaction rates

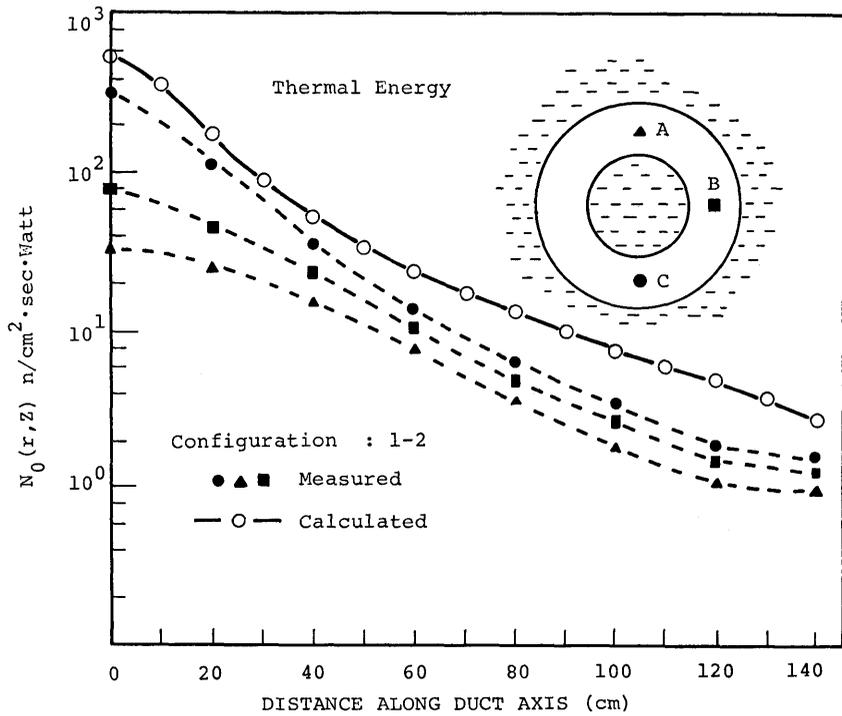


Fig. 25 Comparison of measured and calculated axial distributions of thermal neutron fluxes

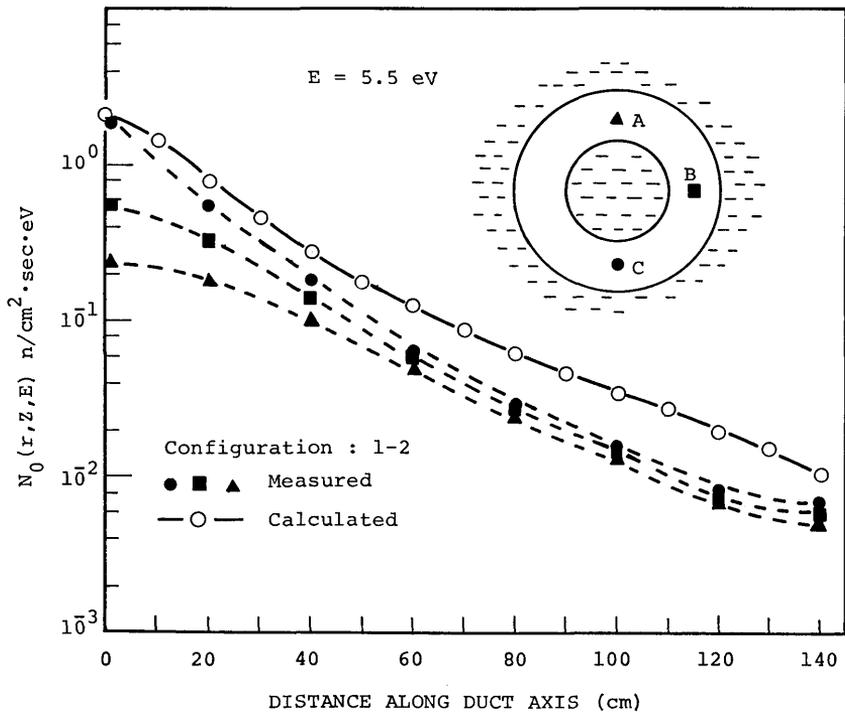


Fig. 26 Comparison of measured and calculated axial distributions of epithermal neutron fluxes at the energy of 5.5 eV

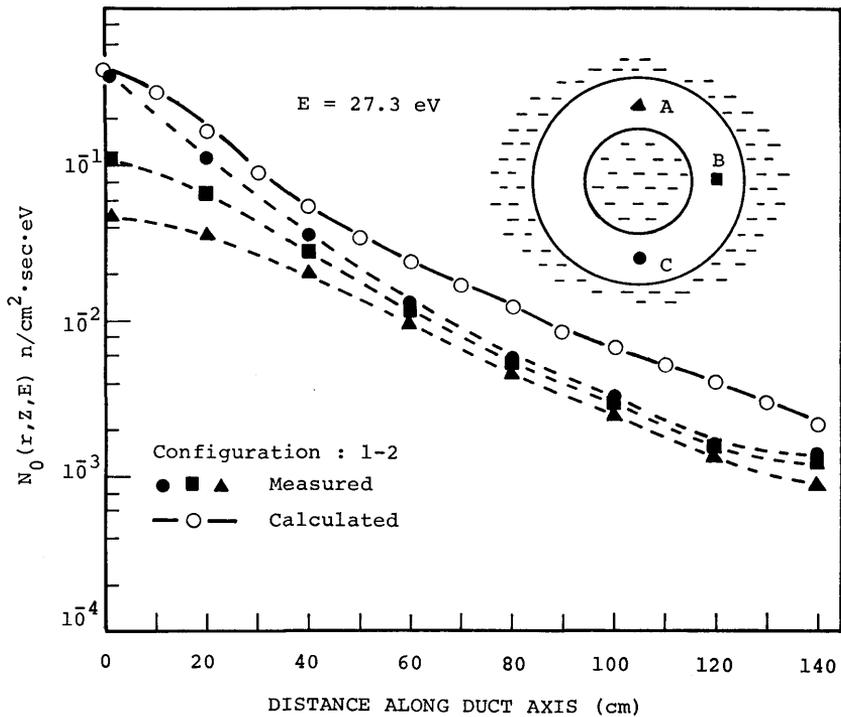


Fig. 27 Comparison of measured and calculated axial distributions of epithermal neutron fluxes at the energy of 27.3 eV

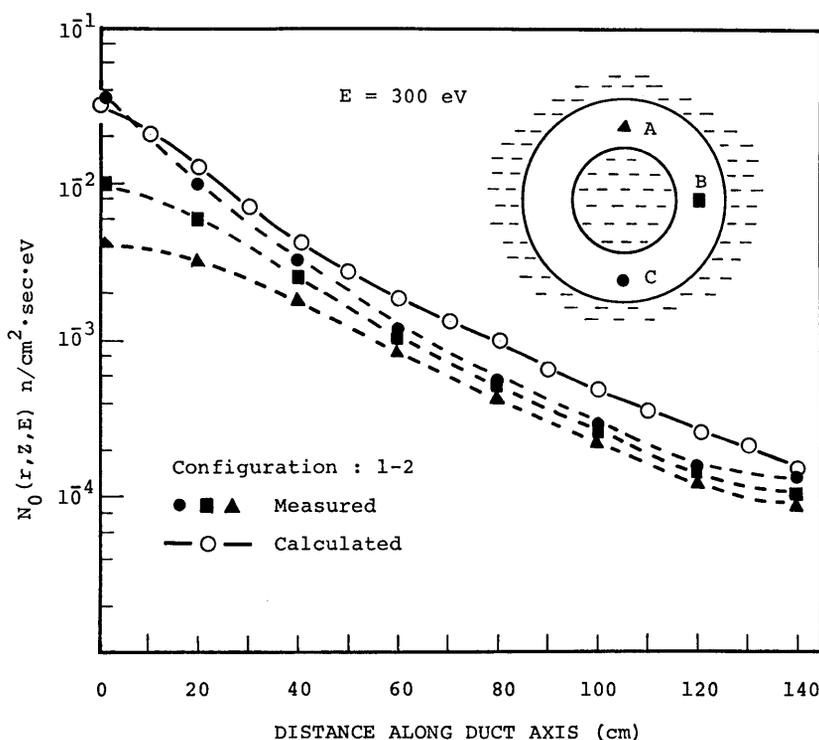


Fig. 28 Comparison of measured and calculated axial distributions of epithermal neutron fluxes at the energy 300 eV

験値に比較的対称性が見られるが、ここでの実験値と計算値の一致はかなり良いといえる。Figs. 23, 24 は軸方向の速中性子束分布であるが計算結果は最初 line C の傾向に近い分布をするがダクト入口からの距離が増すにつれて line A の値に近い値となる。これは恐らく境界条件が軸方向に関しては入口より 40 cm までしか入力されていないため入口からの距離が増すにつれ、ダクトの側面から入ってくる中性子成分を過少評価する傾向にあるためであろう。この傾向はしきいエネルギーの高い ZN4P の方に強くでており上記の推定と矛盾しない結果となっている。Fig. 25 は熱中性子束の軸方向分布である。低エネルギー中性子の場合、全体の分布はダクト入口付近の線源により決定されるので、本計算が過大評価となるのは入力した境界条件のとり方から当然の結果である。計算値と実験値の一致の程度は line C の実験値と比べるとファクター 3 以内で一致している。減衰傾向の一致の程度は比較的良好といえる。Figs. 26~28 は熱外中性子束の比較であるが、ここで実験値は求めた θ を比較するエネルギー E_i (eV) で除算したものである。比較したエ

ネルギーは 5.5, 27.3 および 300 eV である。この様に水の多い体系ではエネルギースペクトルが KeV 領域位まで $1/E$ の形をしていると思われるので上記のエネルギーで比較するのは容認されよう。結果はいずれもほぼ熱中性子束の場合と同じ様子を示し、実験値との一致の程度もほぼ同じである。以上計算にはいくつか問題があることがわかったが、本計算は 2 段階に分けた接続計算であること、ダクトを含めた体系の計算において軸対称の境界条件を用いたこと、さらには非等方角度分点セットを用いることによりダクト内の中性子束分布にいわゆる ray-effect 的な振動が現れなかったことを考え合せるとかなり満足のいく計算結果が得られたといえよう。

7. 結 言

ダクト問題に関して遮蔽計算コードの評価を行うための実験データとして非軸対称配置の円環ダクトおよび 1 回屈曲円環ダクトに対する実験データを得た。これらのダクトを漏洩する放射線の挙動は放射線の種類あるいはエネルギーによって異なることが明らかにされ

た。すなわち非軸対称円環ダクトにおいては速中性子の場合には炉心から直接蔽体を通ってくる成分が重要な成分であり、これに仮して熱、熱外中性子の様に低エネルギーの中性子的場合はダクト入口から 40 cm 位までの領域でダクト内に入射した中性子が重要な成分である。一方 1 回屈曲円環ダクトにおいては屈曲部の遮蔽効果は速中性子あるいはガンマ線に対しては大きい、熱、熱外中性子に対してはそれほど大きくなく、また第 1 脚部と第 2 脚部での中性子束の減衰はエネルギーが大きいほど第 1 脚部でゆるやかであり、第 2 脚部である。ガンマ線の場合はこの減衰傾向は $^{115}\text{In}(n, n')$ ^{115m}In 反応の反応率の減衰傾向に近いことが判明した。

非軸対称円環ダクトに対しては 2 次元輸送コード、PALLAS によって計算を行い、同コードの計算精度を調べた。熱、熱外中性子束の場合は計算結果は最大でファクター 3 程度の過大評価をするが減衰傾向は比較的良く実験値を表わしている。一方速中性子の場合、ダクト軸をとり巻く 3 本の測定ラインに関する実験値に強い非軸対称性が現れており、計算値はそれらの実験値の中間的な値を示した。すなわち計算値には定性的な面で多少問題があり、この原因の 1 つとして境界条件の取り方の不備を指摘した。しかしながらこの様な体系を 2 次元輸送コードで取り扱う場合、計算の途中でつなぎ計算を行わねばならないこと、非軸対称の境界条件を軸対称に近似せねばならない点等を考えると比較的良い計算結果が得られたと思われる。

ここで求めた 2 つの体系に関する実験データは今後計算コードの評価に利用できると思われるので本報告には計算を行う上で必要な体系の成分、形状あるいは検出器等に関するデータをすべて記載しておいた。

謝 辞

本研究は船舶技術研究所と日本原子力研究所の共同研究として行われたものである。実験を行ううえで原子炉の運転に関して日本原子力研究所の職員の方々にいろいろと御協力を頂いた。ここで厚く感謝の意を表す。

参 考 文 献

- 1) Miura, T., et al., "Fast Neutron Streaming through a Cylindrical Air Duct in Water," Paper Ship Res. Inst. No. 49 (1975)
- 2) 宮坂駿一, "JRR-4 実験設備の利用手引き", JAERI 6016 (1965)
- 3) Miller, W. F., Snow, W. J., "NaI and CsI Efficiencies and Photofractions for Gamma-Ray Detection," *Nucleonics* **19** 174 (1961)
- 4) Tanaka, S. and Furuta, Y., "Estimation of Gamma-Neutron Fields by ^6LiF and ^7LiF Thermoluminescence Dosimeter in Pair Use," *Nucl. Instrum. Methods* **117** 93 (1974)
- 5) Ziip, W. L., "Review of Activation Methods for the Determination of Intermediate Neutron Spectra," RCN-40 (1965)
- 6) Miura, T., et al., "A Two-Dimensional Benchmark Experiment for Neutron Transport in Water," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **14** [12] 878 (1977)