

# 矩形中空ダクト中性子ストリーミングの実験と 簡易計算による解析

—ダクト壁と炉心側面が平行である場合—

山路 昭雄\*・三浦 俊正\*

## Experiment and Analysis Based on a Simplified Method of Neutrons Streaming Through a Rectangular Air Duct

—Duct Wall Parallel to a Lateral Face of Reactor Core—

By

Akio YAMAJI and Toshimasa MIURA

### Abstract

An experiment on neutron streaming through a rectangular air duct is performed to provide data useful for reactor shielding design and also for checking the accuracy of two- and three-dimensional transport codes. In the experiment the duct axis was set parallel to the lateral face of the core of JRR-4 pool-type reactor at JAERI. For its analysis a simplified calculational method is applied to predict neutron flux in the duct, which is found to calculate it within an accuracy of 50% at the height of 5 times as high as that of the core.

### 1. 緒 言

原子炉の遮蔽は、一次遮蔽、二次遮蔽、補助遮蔽等から成る。この内、一次遮蔽は炉心からの放射線を減衰させ、主として下記の条件を満足するように設計される。

- (1) 二次遮蔽等との組合せにより、二次遮蔽外側での放射線量率を設計基準線量率以下に減衰させる。
- (2) 格納容器内にある機器等の過度の放射化を防止、かつ原子炉停止時における炉心内の核分裂生成物からのガンマ線及び一次遮蔽内側からの放射化ガンマ線を減衰させ、原子炉停止時に保守点検等のため格納容器内への立入りを可能にさせる。

通常、一次遮蔽の遮蔽解析はバルク部と不規則形状部について行われる。ここで不規則形状部は原子炉容器と一次遮蔽との間隙、一次冷却水配管の一次遮蔽貫通部、遮蔽体の接合部等である。バルク部を透過した

中性子による一次遮蔽外面での線量率は、一般に炉心真横方向において最も高い値を示す。炉心真横方向のバルク部遮蔽解析は一次元遮蔽計算コードによる精度の良い計算が可能であり、かつ実験データ<sup>1),2)</sup>も豊富である。これに反し不規則形状部は、当該部に関する計算コード及び実験データが不充分であることから、遮蔽解析を精度良く行うことは一般に難しい。近年、不規則形状の解析に適した二次元及び三次元遮蔽計算コードが開発されているが、現在までのところ実規模体系においては必ずしもその精度が評価されているとは言えない。このため必要に応じて不規則形状部を模擬したモックアップ実験が行われている<sup>3),4),5)</sup>。しかし、モックアップ実験を行うことは、費用、時間、実験員の確保等でしばしば困難が伴う。モックアップ実験を行わずに一次遮蔽の遮蔽設計を適切に行うためには、上記不規則形状部の計算が可能な精度の良い計算コードの開発及び設計者が利用可能な実験データの蓄積が必要である。実験データは計算コードの開発に際しその精度の検証及び改良に利用され、かつ設計に際し設計者が放射線の挙動を理解し放射線の評価を行う上で

\* 東海支所

原稿受付：昭和56年12月23日

必要不可欠なものである。即ち、大規模な計算コードは計算費用がかかること、計算準備に時間がかかること等の理由で設計の中間あるいは最終段階に使用されることが多く、設計の初期段階では構造設計、熱設計等と調整を図りつつ遮蔽設計を行う必要から、種々の異なった遮蔽形状及び材質についての評価を短期間で行うことを要求されるため、簡易計算及びそれぞれの遮蔽体に適した実験データが利用されることが多い。

一次遮蔽の不規則形状部のうち原子炉容器と一次遮蔽との間隙部は、同間隙部を模擬した実験<sup>9)</sup>及び動力炉での測定<sup>7)</sup>等が報告されているが、現在までのところ遮蔽設計者が最も注意を払う箇所の1つである。

本報告では間隙部を矩形ダクトで模擬した実験によりダクト内での放射線の挙動を解析し、ダクト内の中性子束分布を精度良く求める簡便な方法を示す。

本実験値は二次元及び三次元遮蔽計算コードの検証に利用可能である。

## 2. 実験

### (1) 実験配置

実験は日本原子力研究所 JRR-4 で行った。原子炉容器と一次遮蔽との間隙を模擬したダクトは矩形とし、JRR-4 No. 1 プール内に垂直に設置した。実験配置を Fig. 1, 2 に示す。ダクト内は空気であり、ダ

クトの間隙幅は 17 cm、高さは炉心中心水平面から上方向に 202 cm、下方向に 58.5 cm、横幅は 98 cm である。ダクト壁は厚さ 2.2 cm の鋼であり、炉心タンクとダクト壁前面との距離は 35.5 cm である。ダクト壁の周囲は軽水で囲まれている。なお、間隙幅 17 cm は原子力船「むつ」の原子炉容器と下部一次遮蔽タンクとの間隙幅にほぼ等しい。

### (2) 測定

測定箇所を Fig. 2 に示す。ここで、炉心中心を座標軸の原点とし、ダクト面に向う水平方向を X 軸、ダクト面に平行な水平方向を Y 軸、垂直方向を Z 軸として各測定点を表示する。

用いた検出器は放射化箔であり、各測定点において反応率を求めた。利用した反応は  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ 、 $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$ 、 $^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$ 、 $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$  及び  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$  である。原子炉容器と一次遮蔽との間隙を漏洩する放射線では速中性子束の挙動が設計上重要であることから、速中性子束測定用検出器の種類を多く取った。全ての検出器は熱中性子束による放射化を避けるため 1 mm 厚さのカドミウムで被覆して用いた。したがって、 $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$  反応では約 4.9 eV のするどい共鳴吸収による熱外中性子束の反応率を測定しており、他の検出器ではしきい反応による速中性子束の反応率を測定している。検出器の仕様を

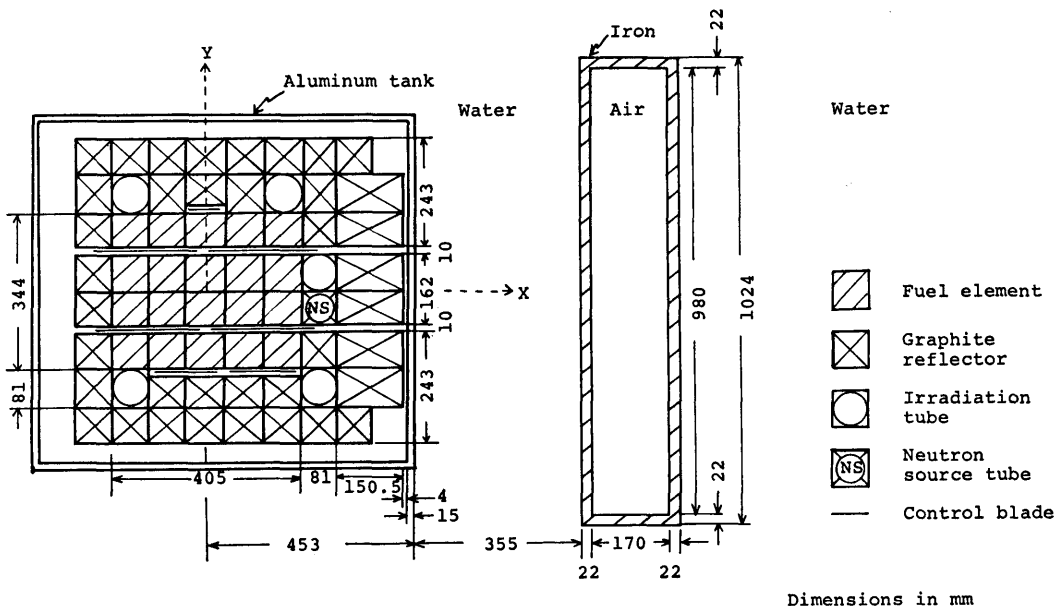


Fig. 1 Configuration of JRR-4 core and air duct (horizontal section)

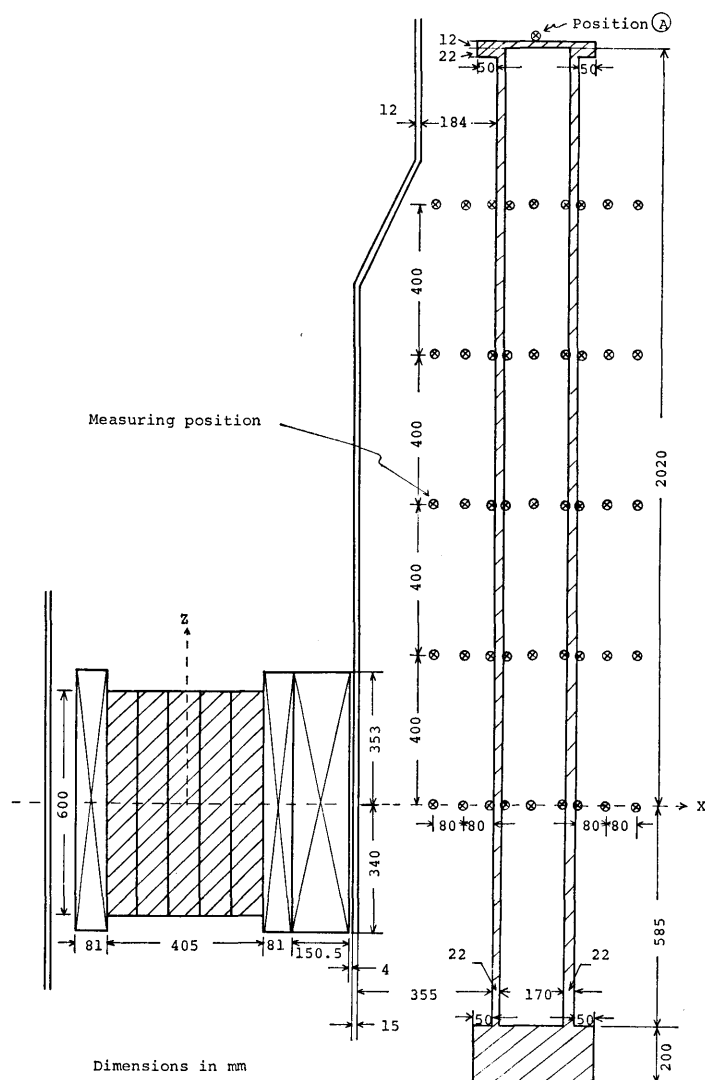


Fig. 2 Configuration of JRR-4 core and air duct (vertical section)

Table 1 Specifications of Activation Detectors

Detector	Dimension (mm)	Reaction	Effective Threshold Energy (MeV)
Al	10φ × 5 40φ × 6.5	$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	8.1
Mg	30φ × 6.5	$^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$	6.3
Zn	30φ × 6.5	$^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$	4.4
Ni	30φ × 6.5	$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	2.8
Au	10 × 10 × 0.025	$^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$	—

Table 1 に示す。

照射はそれぞれの反応に対し検出器によるシャドー効果を避ける目的で Fig. 2 に示す測定点を 2 回に分けて行った。なお、一部の測定点に対してはシャドー効果を調べるためそれぞれの照射に対して検出器を置き反応率を比較した。この結果、2つの反応率間には有意な差は認められず、シャドー効果は問題とならないことが明らかになった。さらに、各照射ごとにモニター検出器をダクト後面の同一箇所に貼付け、モニター検出器の反応率により原子炉出力及びダクト位置の相対的変動に対する補正を行った。

なお、Fig. 2 の Position ① については、熱螢光線量計によりガンマ線量率の測定も行った。

### (3) JRR-4 の概要

本実験における JRR-4 炉心配置を Fig. 1 に示す。燃料部は矩形であり、20 体の燃料要素からなる。各燃料要素は 15 枚の燃料板から構成されている。燃料板は 0.38 mm 厚さのアルミニウムで被覆されたウラン-アルミニウム合金 (19.41 w/o U) よりなる。燃料要素の外径寸法は  $80 \times 80 \times 1,025$  mm (高さ) であり、有効長は 600 mm である。各燃料要素は 173 g のウランを含み、このうちウラン 235 の量は 166 g (89.87 w/o  $^{235}\text{U}$ ) である。燃料要素の詳細を Fig. 3 に示す。20 体の燃料要素の周囲には Fig. 1 に示すように縦方向長さ 693 mm の反射体要素、中性子源孔及び照射孔がある。詳細を Fig. 4, 5 に示す。冷却材は軽水であり、原子炉運転中における炉心中の冷却水の温度は約  $36^\circ\text{C}$  である。制御板は 4 枚の粗調整安全板、1 枚の微調整板及び 2 枚の後備スクラム板よりなる。本実験は粗調整安全板及び微調整板を炉心に約 20 cm 挿入し、後備スクラム板を引抜いた状態で行った。Fig. 6 に制御板の詳細を示す。炉心は厚さ 15 mm のアルミニウム製の炉心タンクに据付けられている。実験供試

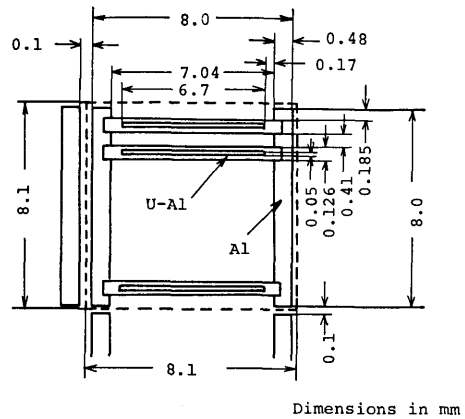


Fig. 3 Fuel plates of JRR-4 fuel element

体側における炉心タンクと反射体表面との間は 4 mm の間隙があり、軽水が充填されている。Table 2 に燃料要素、反射体要素、照射孔及び中性子源孔の寸法及び原子数密度並びに水、炉心タンク、制御板及び実験供試体の原子数密度を示す。

### (4) 実験結果及び考察

Fig. 7 から Fig. 10 に  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ ,  $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$ ,  $^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$  及び  $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$  の反応率

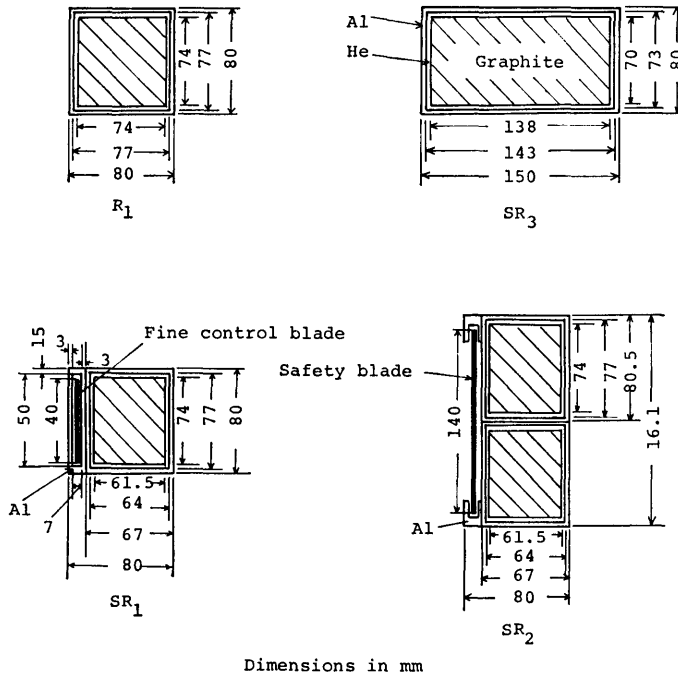


Fig. 4 Description of graphite reflectors

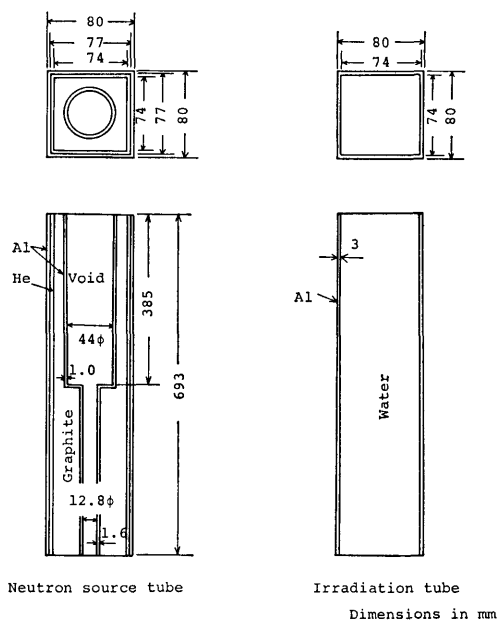


Fig. 5 Description of neutron source tube and irradiation tube

分布により、ダクト内及びダクト周辺での速中性子束の挙動を示す。図では  $Z=0, 40, 80, 120$  及び  $160$  cm について  $X$  の関数として反応率分布を表示する。

速中性子束反応率分布から、 $Z=0$  cm から  $Z=80$  cm (炉心高さの約 2.7 倍) までの領域では、ダクト

前壁前面 (水中) での速中性子束はダクト前壁後面での値より大きく、この領域における速中性子束のストリーミングは顕著でないことが明らかとなった。一方、 $Z=120$  cm 及び  $160$  cm におけるダクト内での速中性子束反応率はダクト前壁前面での値より大きく、速中性子束のストリーミング現象が表われている。

$Z=80$  cm 面でのダクト内において、ダクト前壁後面での速中性子束はダクト後壁前面での値より小さい。この理由は、炉心中心から  $Z=80$  cm 面におけるダクト前壁後面までの距離が、炉心中心からボイド部を除いたダクト後壁前面までの距離に比べ長いことによると考えられる。

Fig. 11 に垂直方向における水中及びダクト内での速中性子束反応率分布を示す。ダクト内では  $Z=100$  cm 附近から速中性子束の減衰が水中でのそれに比べゆるやかになる。さらに、 $Z=100$  cm の面におけるダクト内での詳細な速中性子束反応率分布を Fig. 12 に示す。図から明らかのように、 $Z=100$  cm 面におけるダクト前壁前後の  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$  反応による反応率はダクト前壁後面での値の方が前面での値に比べ約 10% 高く、速中性子束のストリーミング現象は  $Z=100$  cm 以上で明確になる。

Fig. 13, 14 にダクト面に平行な水平方向の速中性子束反応率分布を示す。Fig. 13 は炉心の高さにほぼ等しい  $Z=34$  cm におけるダクト内での分布であり、Fig. 14 は炉心高さの約 3 倍の  $Z=100$  cm におけるダ

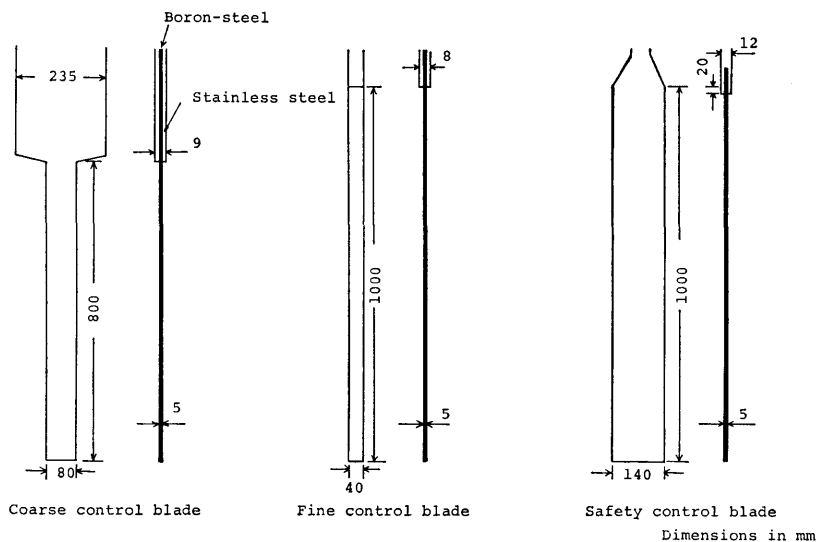


Fig. 6 Description of control blades

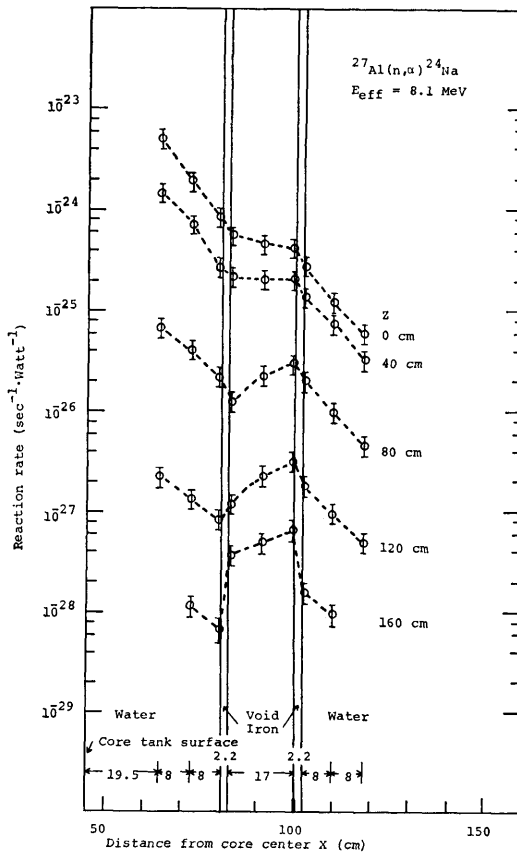
**Table 2** Atomic Number Densities of JRR-4 and Duct Wall ( $10^{24}$  atoms/cm<sup>3</sup>)

Material	Dimension (cm)	U-235	U-238	Al	C	H	O
Fuel element	$8.1 \times 8.1 \times 60^*$	$1.078 \times 10^{-4}$	$1.200 \times 10^{-5}$	$1.846 \times 10^2$		$4.530 \times 10^2$	$2.265 \times 10^2$
Reflector R <sub>1</sub>	$8.1 \times 8.1 \times 69.3^*$			$4.344 \times 10^3$	$7.326 \times 10^2$	$1.634 \times 10^3$	$8.171 \times 10^4$
Reflector SR <sub>3</sub>	$8.1 \times 15.05 \times 69.3^*$			$7.749 \times 10^3$	$6.956 \times 10^2$	$1.041 \times 10^3$	$5.204 \times 10^4$
Irradiation tube	$8.1 \times 8.1 \times 69.3^*$			$8.522 \times 10^3$		$5.558 \times 10^2$	$2.779 \times 10^2$
Neutron source tube	$8.1 \times 8.1 \times 69.3^*$			$5.385 \times 10^3$	$5.969 \times 10^2$	$1.634 \times 10^3$	$8.171 \times 10^4$
Water						$6.677 \times 10^2$	$3.338 \times 10^2$
Al tank				$6.051 \times 10^2$			

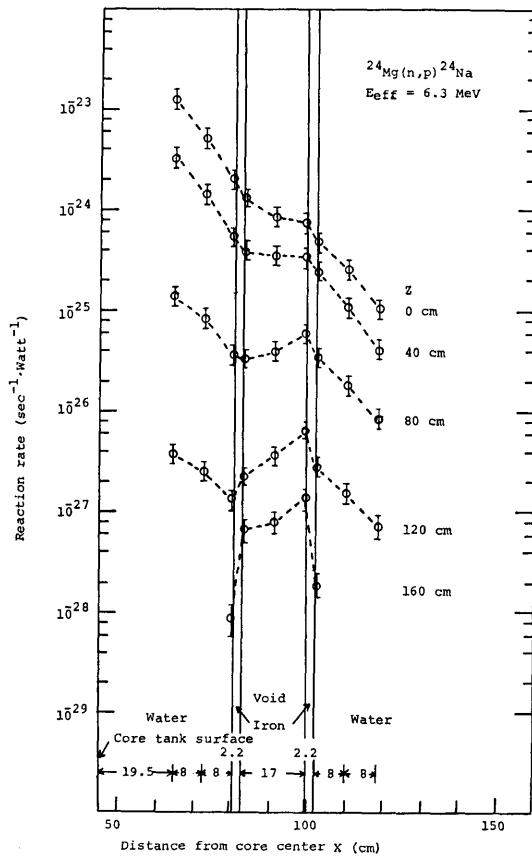
  

Material	B	C	Si	Fe	Cr	Mn	Ni
Boron-steel	$6.584 \times 10^3$	$7.73 \times 10^5$	$8.240 \times 10^2$	$5.145 \times 10^2$	$1.434 \times 10^2$	$6.781 \times 10^4$	$1.188 \times 10^2$
Iron				$8.479 \times 10^2$			

\* included 1 mm thick water gap between the each element



**Fig. 7**  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$  reaction rates measured in and around the duct



**Fig. 8**  $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$  reaction rates measured in and around the duct

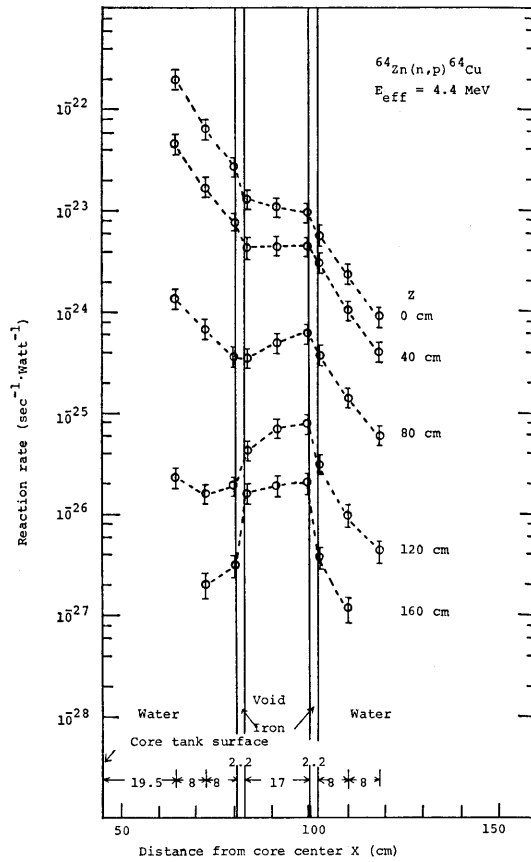


Fig. 9  $^{64}\text{Zn}(n,p)^{64}\text{Cu}$  reaction rates measured in and around the duct

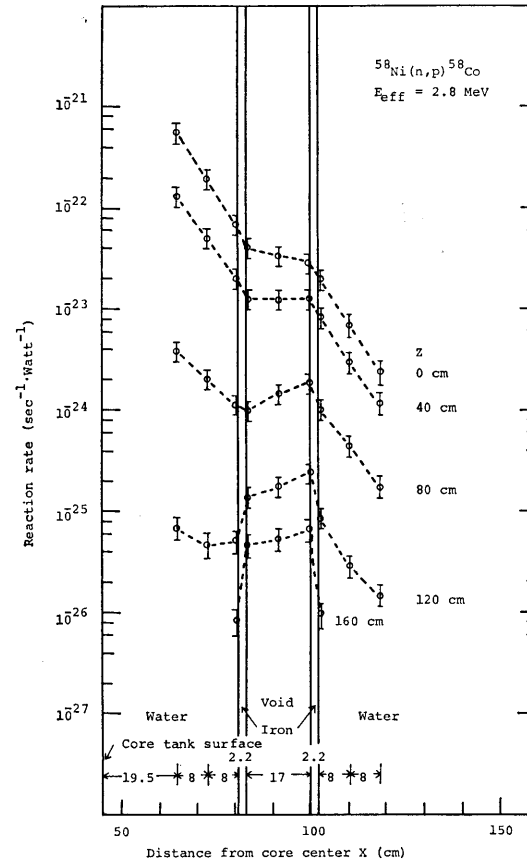


Fig. 10  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  reaction rates measured in and around the duct

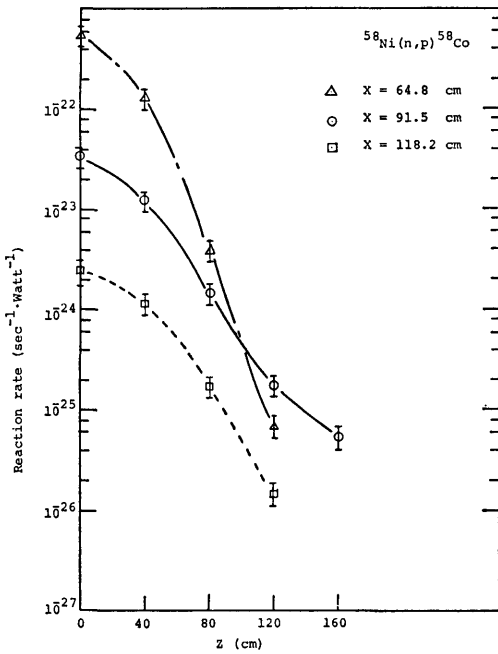


Fig. 11  $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$  reaction rates measured on the vertical lines at  $X=64.8$  cm,  $X=91.5$  cm and  $X=118.2$  cm

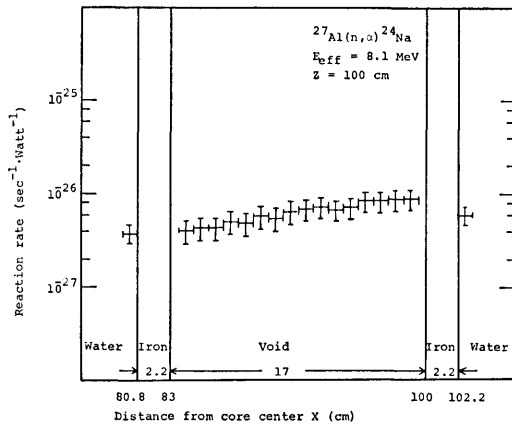


Fig. 12 Detailed  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$  reaction rates measured on the horizontal line at  $Z=100$  cm

クト後壁後面での分布である。 $Z=34$  cm では  $Y=0$  cm と  $Y=30$  cm での速中性子束反応率の比は約 1.5 であるのに対し、 $Z=100$  cm ではその比は約 1.2 となり一様分布に近づく。

Fig. 15 にダクト中心における垂直線上での速中性子束及び熱外中性子束の反応率分布を示す。各しきい

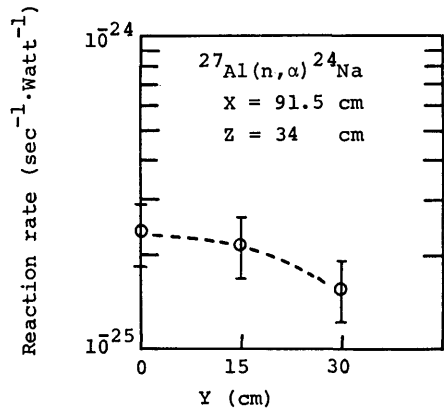


Fig. 13  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$  reaction rates measured on the lateral line at  $Z=34$  cm

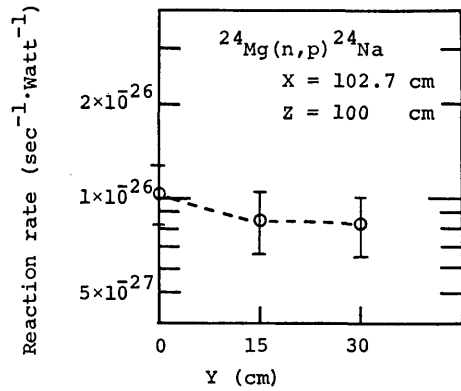


Fig. 14  $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$  reaction rates measured on the lateral line at  $Z=100$  cm

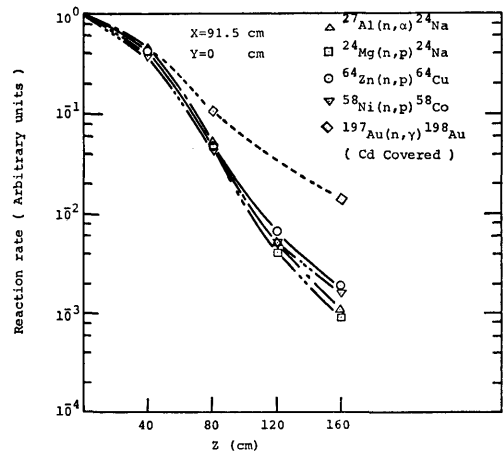


Fig. 15 Reaction rates measured on the vertical line in the duct



Table 3 Measured Reaction Rates

Position (cm)			Reaction rate ( $\text{sec}^{-1}\text{Watt}^{-1}$ )									
X	Y	Z	$^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$		$^{24}\text{Mg}(n,p)^{24}\text{Na}$		$^{64}\text{Zn}(n,p)^{64}\text{Cu}$		$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$		$^{197}\text{Au}(n,\gamma)$	$^{198}\text{Au}(\text{Cd})$
			std. (%)		std. (%)		std. (%)		std. (%)			
64.8	0	0	4.98 -24	<1.0	1.25 -23	<1.0	2.00 -22	<1.0	5.48 -22	<1.0		
72.8			1.91 -24	"	5.18 -24	"	6.53 -23	"	1.93 -22	"		
80.3			8.36 -25	"	2.00 -24	"	2.68 -23	"	6.81 -23	"		
83.5			5.43 -25	"	1.32 -24	"	1.30 -23	"	4.02 -23	"	8.94 -21	<1.0
91.5			4.50 -25	"	8.61 -25	"	1.09 -23	"	3.40 -23	"	8.18 -21	"
99.5			4.12 -25	"	7.53 -25	"	9.65 -24	1.0	2.86 -23	"	7.54 -21	"
102.7			2.73 -25	"	4.99 -25	"	5.81 -24	"	1.98 -23	"		
110.2			1.21 -25	"	2.55 -25	"	2.39 -24	"	6.97 -24	4.4		
118.2			5.99 -26	"	1.07 -25	"	9.03 -25	"	2.43 -24	6.6		
64.8	40		1.43 -24	"	3.29 -24	"	4.57 -23	"	1.30 -22	<1.0		
72.8			7.05 -25	"	1.45 -24	"	1.69 -23	"	4.97 -23	"		
80.3			2.68 -25	"	5.46 -25	"	7.61 -24	"	2.01 -23	"		
83.5			2.14 -25	"	3.91 -25	1.3	4.43 -24	"	1.27 -23	"		
91.5			2.02 -25	"	3.57 -25	<1.0	4.45 -24	"	1.23 -23	"		
99.5			2.04 -25	"	3.41 -25	"	4.46 -24	"	1.24 -23	"		
102.7			1.36 -25	"	2.45 -25	"	3.04 -24	"	8.25 -24	"		
110.2			7.30 -26	"	1.09 -25	"	1.02 -24	"	2.94 -24	1.2		
118.2			3.22 -26	"	4.16 -26	"	3.94 -25	1.5	1.14 -24	2.0		
64.8	80		6.71 -26	"	1.40 -25	"	1.33 -24	<1.0	3.90 -24	<1.0		
72.8			3.98 -26	"	8.36 -26	"	6.74 -25	"	2.02 -24	"		
80.3			2.18 -26	<1.0	3.69 -26	<1.0	3.61 -25	<1.0	1.12 -24	<1.0		
83.5			1.21 -26	"	3.37 -26	"	3.51 -25	"	9.96 -25	"	8.89 -22	<1.0
91.5			2.28 -26	"	4.00 -26	"	4.97 -25	"	1.43 -24	"	8.70 -22	"
99.5			2.99 -26	"	5.88 -26	"	6.15 -25	"	1.84 -24	"	9.07 -22	"
102.7			2.00 -26	"	3.46 -26	"	3.77 -25	"	1.01 -24	"		
110.2			9.83 -27	"	1.85 -26	"	1.40 -25	"	4.48 -25	"		
118.2			4.61 -27	"	8.44 -27	1.0	6.02 -26	1.0	1.73 -25	"		
64.8	120		2.22 -27	"	3.77 -27	1.6	2.36 -26	1.7	6.90 -26	3.9		
72.8			1.32 -27	"	2.51 -27	2.0	1.62 -26	2.1	4.74 -26	5.0		
80.3			8.37 -28	2.0	1.32 -27	1.9	1.90 -26	1.5	5.17 -26	2.3		
83.5			1.16 -27	1.0	2.24 -27	2.5	4.38 -26	1.1	1.39 -25	2.5		
91.5			2.25 -27	1.1	3.63 -27	1.6	7.03 -26	<1.0	1.76 -25	1.9		
99.5			3.17 -27	<1.0	6.54 -27	1.1	7.77 -26	"	2.45 -25	1.8		
102.7			1.78 -27	1.3	2.83 -27	1.7	3.08 -26	1.2	8.50 -26	2.1		
110.2			9.40 -28	1.1	1.54 -27	2.8	9.65 -27	2.5	2.88 -26	<1.0		
118.2			4.95 -28	1.5	7.41 -28	5.4	4.40 -27	3.1	1.47 -26	"		
72.8	160		1.16 -28	2.3	—	—	2.05 -27	5.3	—	—		
80.3			6.71 -29	6.8	8.94 -29	12	3.14 -27	2.3	8.29 -27	7.8		
83.5			3.67 -28	1.8	6.54 -28	6.1	1.60 -26	2.0	4.70 -26	5.0	1.14 -22	1.9
91.5			4.92 -28	1.6	7.76 -28	2.7	1.93 -26	1.8	5.38 -26	4.2	1.18 -22	1.9
99.5			6.50 -28	1.3	1.35 -27	3.1	2.06 -26	1.5	6.69 -26	3.8	1.16 -22	1.8
102.7			1.58 -28	3.6	1.89 -28	6.5	3.79 -27	2.3	9.86 -27	6.5		
110.2			9.54 -29	3.1	—	—	1.19 -27	7.6	—	—		
102.7	0	100			1.00 -26	<1.0						
	15				8.28 -27	"						
	30				8.05 -27	"						
91.5	0	34	2.36 -25	<1.0								
	15		2.15 -25	"								
	30		1.56 -25	"								
84	0	100	4.04 -27	6.6								
85			4.39 -27	6.2								
86			4.38 -27	6.2								
87			5.04 -27	5.6								
88			4.92 -27	5.7								
89			5.89 -27	5.0								
90			5.54 -27	5.2								
91			6.52 -27	4.6								
92			7.00 -27	4.4								
93			7.40 -27	3.6								
94			6.85 -27	4.4								
95			7.26 -27	4.2								
96			8.55 -27	3.7								
97			8.48 -27	3.8								
98			8.83 -27	3.1								
99			8.93 -27	3.6								

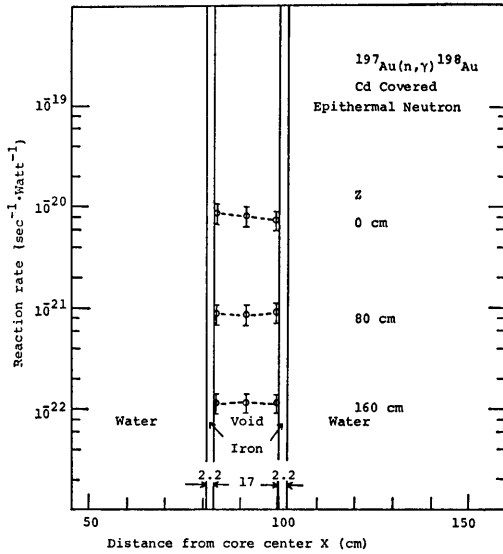


Fig. 16  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$  reaction rates measured in the duct

反応率間における垂直線上での減衰傾向の違いは僅かである。これに反し、熱外中性子束反応率の減衰は速中性子束反応率のそれとは大いに異なる。即ち、 $Z=160$  cm での速中性子束は  $Z=0$  cm での値の約  $1/10^8$  であるのに対し、熱外中性子束は  $Z=0$  cm の値の約  $1/10^2$  であり、ゆるやかな減衰を示す。

Fig. 16 にダクト内での熱外中性子束の分布を  $Z=0, 80, 160$  cm について  $X$  の関数で表示する。熱外中性子束は Fig. 15 から明らかなように、速中性子束に比べストリーミングが顕著であり、 $Z=80$  cm 面で速中性子束の場合とは異なりほぼ一様な分布を示す。

以上の実験結果を Table 3 に示す。Table 3 には測定値に含まれる標準偏差も示す。標準偏差は全ての測定値で 12% 以下である。測定値にはその他の誤差として、原子炉出力の誤差 ( $\pm 10\%$ )、反応率測定に使用した NaI(Tl) シンチレーションカウンターの効率に含まれる誤差 ( $\pm 5\%$ ) 並びに検出器及びダクトの位置の不確かさによる誤差 (反応率表示で  $\pm 6\%$  の誤差) がある。Fig. 7~14 及び Fig. 16 にはこれらの誤差を含めて反応率を表示する。

なお、Fig. 2 のダクト上面 Position ④ ( $X=91.5$  cm,  $Y=0$  cm,  $Z=203.2$  cm) におけるガンマ線量率は  $^6\text{LiF}$  及び  $^7\text{LiF}$  熱蛍光線量計<sup>8)</sup>を用い、 $0.62$  mR/hr·Watt と測定された。

### 3. 実験値の解析及び考察

実験結果に基づき、ダクト内での速中性子束及び熱外中性子束の挙動について考察を行った。

#### (1) 速中性子束の解析及び考察

実験結果から前節では炉心高さの 3 倍 ( $Z=90$  cm) 程度までの速中性子束のストリーミングは顕著でないと評価した。この結論に基づき、上記範囲の速中性子束分布を水中での速中性子束分布から求めることを試みた。用いた水中での速中性子束分布は JRR-4 炉心真横方向水中における実験値<sup>9)</sup>である。水中におけるこの実験値は、 $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ ,  $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$ ,  $^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$ ,  $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$  反応等の反応率で求められている。ダクト内での速中性子束反応率は、炉心中心からダクト内での測定点までの直線距離からボイド部分を除いた長さに基づき求めた。即ち、ダクト内  $Z=90$  cm までの速中性子束反応率は上記長さに対応する JRR-4 炉心真横水中での実験値に等しいとした。上記の方法により求めた値と本実験値との比較を Fig. 17 から Fig. 20 に示す。図から明らかなように、炉心高さの 3 倍程度までの速中性子束は水中での速中性子束分布から求められる。即ち、ダクト内における炉

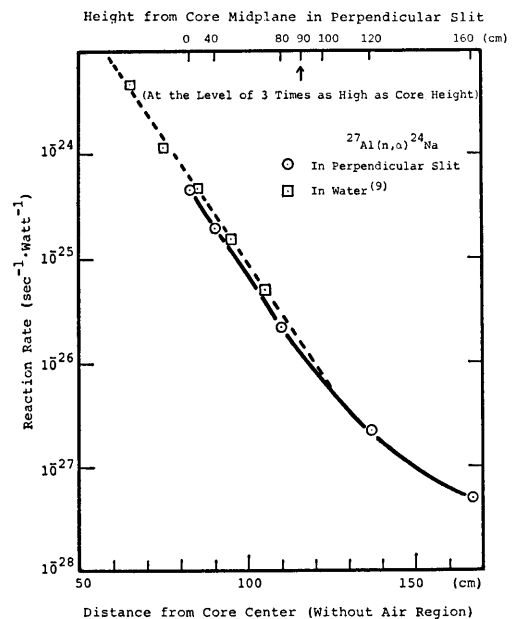


Fig. 17  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$  reaction rates measured on the horizontal line in water and on the vertical line in the duct

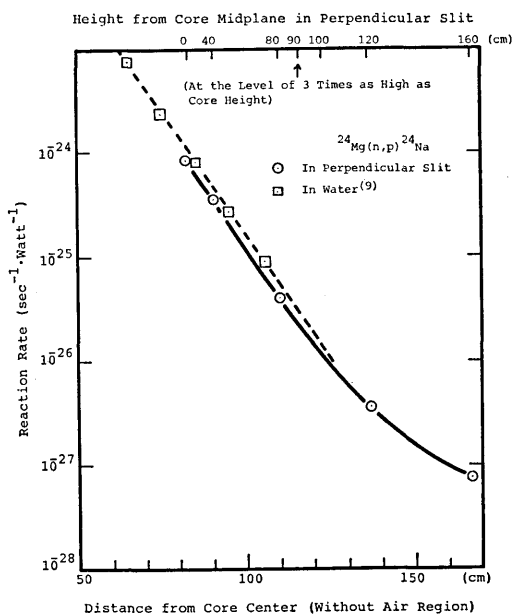


Fig. 18  $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$  reaction rates measured on the horizontal line in water and on the vertical line in the duct

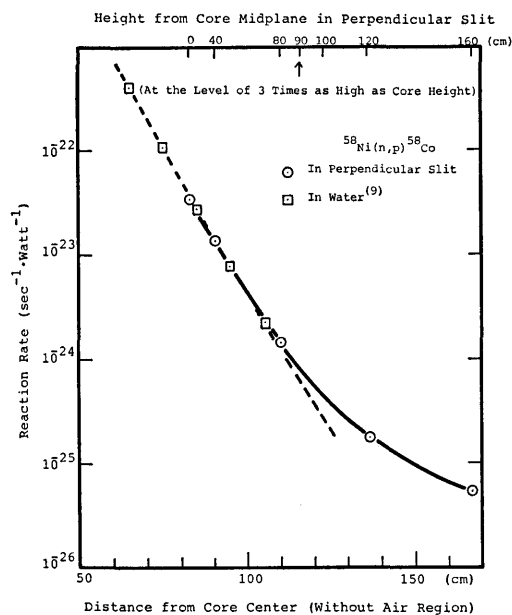


Fig. 20  $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$  reaction rates measured on the horizontal line in water and on the vertical line in the duct

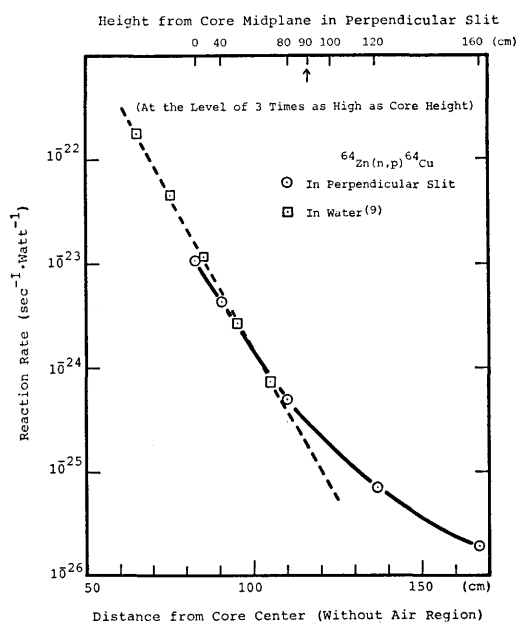


Fig. 19  $^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$  reaction rates measured on the horizontal line in water and on the vertical line in the duct

心高さの3倍の位置の速中性子束反応率を水中での速中性子束分布実験値から求めると、 $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$  反応率は本実験値の約1.2倍に、 $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$  反応率は約1.3倍に、 $^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$  反応率は約0.60倍に、 $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$  反応率は約0.75倍になり、速中性子束の反応率は40%以内の精度で本実験値に一致する。

$Z=90\text{ cm} \sim 160\text{ cm}$  の領域における速中性子束反応率は  $Z=90\text{ cm}$  の面上向きに一様強度の面等方線源があるとして次式<sup>10)</sup>の非散乱線束計算により評価を行った。

$$R = \frac{2R_0}{\pi} \tan^{-1} \frac{\frac{HW}{4L^2}}{\sqrt{1 + \left(\frac{H}{2L}\right)^2 + \left(\frac{W}{2L}\right)^2}} \quad (1)$$

ここで、

$R$  : 検出点での反応率

$R_0$  : 線源面での反応率

$H$  : ダクトの横幅

$W$  : ダクトの間隙幅

$L$  : ダクトの長さ

(1) 式において、ダクトの横幅  $H$  に 98 cm を、ダクトの間隙幅  $W$  に 17 cm をそれぞれ代入し、 $Z=120\text{ cm}$  及び  $160\text{ cm}$  での反応率を求めると  $R=0.149R_0$

及び  $R=0.0440R_0$  となる。

まず面等方線源の仮定を評価する目的で、 $Z=90$  cm の線源面での反応率に本ダクト実験値を用い、(1) 式により  $Z=120$  cm 及び  $160$  cm における反応率を求め、本ダクト実験値との比較を行った。計算値と本実験値との比は、 $Z=120$  cm において  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$  反応率で  $0.78$ 、 $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$  反応率で  $0.86$ 、 $^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$  反応率で  $0.63$ 、 $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$  反応率で  $0.66$  であり、 $Z=160$  cm における比は  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$  反応率で  $1.1$ 、 $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$  反応率で  $1.2$ 、 $^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$  反応率で  $0.67$ 、 $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$  反応率で  $0.63$  である。上記の結果から、しきいエネルギーが低くなるにしたがって散乱線の影響が大きくなり計算値と実験値との比は小さくなるが、計算値は本実験値を  $40\%$  以内の精度で表示できることが明らかになり、 $Z=120$  cm から  $160$  cm の範囲を (1) 式で表示することの妥当性が示された。

さらに、 $Z=90$  cm の線源面での値に水中での速中性子束分布実験値を用いて (1) 式により求めた計算値と本ダクト実験値との比較を行った。 $Z=120$  cm での計算値と本実験値との比は  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$  反応率で  $0.97$ 、 $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$  反応率で  $1.1$ 、 $^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$  反応率で  $0.38$ 、 $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$  反応率で  $0.49$  であり、 $Z=160$  cm における比は  $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$  反応率で  $1.3$ 、 $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$  反応率で  $1.5$ 、 $^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$  反応率で  $0.41$ 、 $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$  反応率で  $0.48$  である。

これらの結果から、本実験体系におけるダクト内の速中性子束の分布は、炉心高さの  $3$  倍の  $Z=90$  cm 程度までは炉心真横方向水中での速中性子束実験値により  $40\%$  以内の精度で求められ、炉心高さの  $4$  倍から  $5$  倍の  $Z=120$  cm から  $160$  cm の範囲では  $Z=90$  cm を線源面とし線源に炉心真横方向水中での速中性子束実験値を用い面等方線源を仮定することにより約  $50\%$  の精度で求められる。

## (2) 熱外中性子束の解析及び考察

前節での実験結果から明らかなように、熱外中性子束は速中性子束に比べストリーミングが顕著である。速中性子束の場合と同じように、 $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$  反応による炉心真横方向水中での熱外中性子束反応率実験値<sup>9)</sup>と本実験値との比較を行った。結果を Fig. 21 に示す。図から明らかなように、ダクト内での本実験値は炉心真横水中での熱外中性子束反応率分布により求めた値と大きく異なる。炉心高さの  $3$  倍の  $Z=90$  cm におけるストリーミング成分は水層を透過し  $Z$

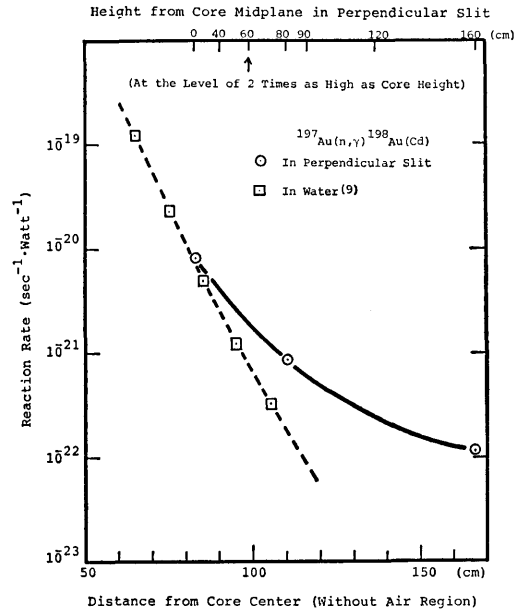


Fig. 21  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$  reaction rates measured on the horizontal line in water and on the vertical line in the duct

$=90$  cm 面に達する成分の約  $7$  倍であり、ストリーミングは  $Z=90$  cm より下方から生じている。

ダクト内での熱外中性子束分布は  $Z=0$  cm の面を線源面とし、線源の角度分布を上方向に最大の強度を有する  $\cos$  分布として次式<sup>10)</sup>の非散乱線束計算により評価を行った。

$$R = \frac{2R_0}{\pi} \left( \frac{\frac{H}{2L}}{\sqrt{1 + \left(\frac{H}{2L}\right)^2}} \tan^{-1} \frac{\frac{W}{2L}}{\sqrt{1 + \left(\frac{H}{2L}\right)^2}} + \frac{\frac{W}{2L}}{\sqrt{1 + \left(\frac{W}{2L}\right)^2}} \tan^{-1} \frac{\frac{H}{2L}}{\sqrt{1 + \left(\frac{W}{2L}\right)^2}} \right) \quad (2)$$

(2) 式により  $Z=90$  cm 及び  $160$  cm での反応率を求めると、 $R=0.0550R_0$  及び  $R=0.0195R_0$  となる。ここで  $Z=0$  cm の線源面での値に  $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$  反応による炉心真横方向水中での熱外中性子束反応率実験値を用いると、 $Z=90$  cm 及び  $160$  cm での反応率は本実験値の  $0.67$  倍及び  $1.2$  倍になる。

この結果、ダクト内の  $Z=90$  cm から  $160$  cm における熱中性子束は  $Z=0$  cm の線源面に炉心真横水中での熱外中性子束実験値を用い、線源の角度分布に  $\cos$  分布を仮定することにより  $40\%$  以内の精度で求

められる。

#### 4. 結 論

原子炉容器と一次遮蔽との間隙を模擬した垂直ダクトの内部及び周辺の放射線分布を求める実験を行い、炉心高さの5倍程度までにおけるダクト内の放射線分布の挙動について考察した。原子力船「むつ」では炉心高さの約3倍の位置に一次冷却水配管及び緊急用注水管が一次遮蔽を水平に貫通し原子炉容器に接続されており、炉心高さの約5倍の位置に原子炉容器蓋フランジがある。したがって、間隙部における炉心高さの5倍程度までの中性子束分布は設計上重要な値である。

実験値及び考察から、ダクト内での速中性子束のストリーミングは炉心高さの3倍の  $Z=90$  cm まで顕著でなく、この領域における速中性子束は炉心中心と検出点とを結ぶ線上にある遮蔽体を透過する中性子によって定まる。即ち、炉心真横方向水中での実験値に基づき求めたダクト内  $Z=90$  cm の速中性子束反応率は本実験値と 40% 以内で一致する。

炉心高さの3倍以上の領域では速中性子束のストリーミングが顕著となる。炉心高さの3倍から5倍の範囲の速中性子束は  $Z=90$  cm 面で一様強度の等方角度分布線源を仮定することにより求められる。 $Z=90$  cm 面での反応率に炉心真横水中での実験値を用いて求めた速中性子束反応率計算値は  $Z=120$  cm から 160 cm の範囲において本実験値と 50% 以内の精度で一致する。

熱外中性子束は速中性子束に比べストリーミングが顕著である。炉心高さの3倍から5倍の範囲の熱外中性子束はダクト内の  $Z=0$  cm を一様強度の線源面とし、その角度分布を上方向にピークを有する  $\cos$  分布として求められる。 $Z=0$  cm 面での反応率に炉心真横水中での実験値を用いて求めた熱外中性子束反応率計算値は  $Z=90$  cm から 160 cm の範囲において本実験値と 40% 以内の精度で一致する。

上記の結果に基づき、本矩形ダクト内の速中性子束及び熱外中性子束は炉心高さの5倍程度までの範囲において、ここに述べた方法により設計上十分な精度で求められることが明らかとなった。

原子力船「むつ」の炉心高さは JRR-4 炉心高さの約 1.7 倍、「オットハーン号」の場合は JRR-4 炉心高さの約 1.8 倍であること、炉心中心から当該間隙部までの距離は「むつ」で本実験の約 1.2 倍、「オット

ハーン号」で約 1.5 倍であること、本実験での間隙幅は船用炉のそれに近いことから、本報告で得られた結果は船用炉の概念設計、基本設計等に利用可能である。ただし、船用炉の原子炉容器厚さは 7 cm から 10 cm であることから、原子炉容器による中性子束の減衰に考慮を払う必要がある。

なお、本実験値は二次元及び三次元遮蔽計算コードの検証に利用可能である。

#### 謝 辞

本研究の全般にわたり御指導をいただいた布施卓嘉原子力船部長並びに竹内清東海支所遮蔽効果研究室長に感謝の意を表します。

本研究は船舶技術研究所と日本原子力研究所との共同研究の一部として行ったものである。原子炉の運転をしていただいた日本原子力研究所 JRR-4 管理課の皆様に感謝いたします。

#### 参 考 文 献

- 1) B. Bagge et al.; Abschirmungsexperimente am Forschungsreaktor Geesthacht, Jahresbericht 1965, EUR 2960. d (1966)
- 2) 田中俊一, 他; 遮蔽ベンチマーク問題, JAERI-M 7843 (1978)
- 3) 日本原子力船開発事業団; 原子力第 1 船遮蔽効果確認実験報告書, JNS-4-1~6 (1967~1968)
- 4) Y. Oka, H. Wakabayashi, S. An and I. Suzuki; Experimental Study on Fast-Neutron Streaming through a Grid-Plate Shield of a Liquid-Metal Fast Breeder Reactor, Nuclear Technology 31 (1976)
- 5) 日本原子力船開発事業団; 原子力船「むつ」遮蔽改修のためのモックアップ実験報告書, JNS-14 (1976)
- 6) T. Miura, T. Fuse and N. Yamano; Experiments on Neutron Transport through Annular Duct of Large Radius, J. Nucl. Sci. Technol., 18 (1981)
- 7) G. P. Lathi, R. R. Lee and J. C. Courtney Eds.; Radiation Streaming in Power Reactors, ORNL/RSIC-43 (1979)
- 8) S. Tanaka and Y. Furuta; Estimation of Gamma-Ray Exposure in Mixed Gamma-Neutron Fields by  $^6\text{LiF}$  and  $^7\text{LiF}$  Thermoluminescence Dosimeters in Pair Use, Nuclear Instruments and Methods 117 (1974)
- 9) T. Miura, A. Yamaji and K. Takeuchi; A Two-Dimensional Benchmark Experiment for Neutron Transport in Water, J. Nucl. Sci. Technol., 14 (1977)

- 10) R. E. Maerker, H. C. Claiborne and C. E. Clifford; Neutron Attenuation in Rectangular Ducts, in Engineering Compendium on Radiation Shielding, R. G. Jaeger et al. Eds. Vol. 1, Springer-Verlag (1968)