

JAERI-M

8 6 8 6

遮蔽ベンチマーク問題(II)

1980年2月

田中 俊一・笹本 宣雄・岡 芳明^{*1}・秦 和夫^{*2}
多田 恵子^{*3}・中沢 正治^{*1}・中村 尚司^{*4}・播磨 良子^{*5}
平山 英夫^{*6}・古田 悠・三浦 俊正^{*7}・山内 通利^{*8}
山野 直樹^{*9}・兵藤 知典^{*2}

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

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

遮蔽ベンチマーク問題 (II)

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

田中俊一・笹本宣雄・岡 芳明^{*1}・秦 和夫^{*2}
多田恵子^{*3}・中沢正治^{*1}・中村尚司^{*4}・播磨良子^{*5}
平山英夫^{*6}・古田 悠⁺・三浦俊正^{*7}・山内通則^{*8}
山野直樹^{*9}・兵藤知典^{*2}

(1980年1月16日受理)

本報告書は、日本原子力学会「遮蔽設計法」研究専門委員会の遮蔽実験評価ワーキンググループにおいて評価、検討された遮蔽ベンチマーク問題を日本原子力研究所遮蔽研究室において編集したものである。

本報告書には、discrete ordinates 輸送計算コードやモンテカルロ計算コードの計算手法や計算精度を評価したり、あるいは核定数を評価したりするために、14種類の遮蔽ベンチマーク問題が集録されている。これらのベンチマーク問題は、既に提案されている21種類のベンチマーク問題に新たに追加されたもので、中性子、ガンマ線の後方散乱、2次元、3次元形状のストリーミングに関する問題を中心にまとめられている。

+ 日本原子力研究所東海研究所物理部

* 1 東京大学工学部原子力研究施設

* 2 京都大学

* 3 三菱原子力工業 (株)

* 4 東京大学原子核研究所

* 5 東京工業大学

* 6 高エネルギー物理学研究所

* 7 船舶技術研究所

* 8 日本原子力事業 (株)

* 9 住友原子力工業 (株)

Shielding Benchmark Problems (II)

Shun-ichi TANAKA, Nobuo SASAMOTO, Yoshiaki OKA,^{*1} Kazuo SHIN,^{*2}
Keiko TADA,^{*3} Masaharu NAKAZAWA,^{*1} Takashi NAKAMURA,^{*4}
Yoshiko HARIMA,^{*5} Hideo HIRAYAMA,^{*6} Yutaka FURUTA,⁺ Toshimasa MIURA,^{*7}
Michinori YAMAUCHI,^{*8} Naoki YAMANO,^{*9} Tomonori HYODO^{*2}

Division of Reactor Engineering,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received January 16, 1980)

Shielding benchmark problems prepared by Working Group of Assessment of Shielding Experiments in the Research Committee on Shielding Design in the Atomic Energy Society of Japan were compiled by Shielding Laboratory in Japan Atomic Energy Research Institute.

Fourteen shielding benchmark problems are presented newly in addition to twenty-one problems proposed already, for evaluating the calculational algorithm and accuracy of computer codes based on discrete ordinates method and Monte Carlo method and for evaluating the nuclear data used in codes. The present benchmark problems are principally for investigating the backscattering and the streaming of neutrons and gamma rays in two- and three-dimensional configurations.

Keywords : Shielding Benchmark Problems, Neutrons, Gamma Rays, Streaming, Backscattering

+ Division of Physics, Tokai Research Establishment, JAERI

*1 Nuclear Engineering Research Laboratory, University of Tokyo

*2 Kyoto University

*3 Mitsubishi Atomic Power Industry, Inc.

*4 Institute for Nuclear Study, University of Tokyo

*5 Tokyo Institute of Technology

*6 National Laboratory for High Energy Physics

*7 Ship Research Institute

*8 Nippon Atomic Industry Group Co., Ltd.

*9 Sumitomo Atomic Energy Ltd.

目 次

はじめに	1
Shielding Benchmark Problems	2
1. 半無限大の各種散乱体による垂直入射ガンマ線の微分光子数, 照射線量アルベド	3
2. 各種散乱体によるガンマ線の後方散乱スペクトル	16
3. 核分裂スペクトルを持つ入射中性子に対するコンクリートおよび鉄の線量アルベド	23
4. 鉄筋コンクリート散乱体による熱中性子微分アルベド	34
5. 鉄供試体による速中性子の後方散乱スペクトル	44
6. コンクリート, 鉄による速中性子アルベドとストリーミング	48
7. 点状中性子源に対する大口径屈曲コンクリートダクト中の中性子ストリーミング	68
8. 核分裂中性子に対する屈曲コンクリートダクト中の中性子ストリーミング	75
9. 1回屈曲円環ダクト中の放射線の漏洩	85
10. 黒鉛スロットからの中性子の漏洩	97
11. 水中の2回屈曲円筒ダクトからの中性子ストリーミング	103
12. 高速炉体系を模擬したナトリウム-SUS系の遮蔽体中の中性子透過	132
13. 14 MeV 中性子源を持った種々の物質の球状遮蔽体からの漏洩中性子スペクトル	148
14. アルミニウム散乱体による2 MeV から17 MeV ガンマ線の後方散乱ガンマ線の スペクトルおよび線量アルベド	163

Contents

Introduction	1
SHIELDING BENCHMARK PROBLEMS	2
1. Differential Number and Exposure Albedos for Semi-Infinite Media for Normally Incident Gamma Rays (Steyn)	3
2. Backscattered Gamma-ray Spectra from Various Materials (Hyodo)	16
3. Neutron Dose Albedo for Concrete and Iron for Incident Fission Neutrons (Meyer)	23
4. Differential Angular Thermal Neutron Albedos for Steel Reinforced Concrete (ORNL-TSF)	34
5. Fast Neutron Spectra of d-D and d-T Neutrons Backscattered by Iron Slabs (Durling)	44
6. Albedo of Neutrons for Concrete-Iron Layer and Neutron Streaming through Cylindrical Bent Duct of Concrete-Iron (YAYOI)	48
7. Neutron Streaming through Two-Legged Concrete Duct of Rectangular Geometry (Song)	68
8. Neutron Streaming along the Center Lines of One-, Two-, and Three-Legged Square Concrete Open Ducts (TSR-II)	75
9. Neutron and Gamma-ray Streaming through Annular Bent Ducts (JRR-4)	85
10. Neutron Streaming in Straight Air Slots through Graphite Shields (JRR-4)	97
11. Neutron Streaming through Cylindrical Ducts with Two Bends in Water (ETNA)	103
12. Attenuation of Neutrons in a Shield of Na and Stainless Steel Simulated the FFTF Radial Shield (CSEWG)	132
13. Leakage Neutron Spectra from Sphere of Some Materials Bombarded with 14 MeV Neutrons (LLL)	148
14. Energy Spectra and Dose Albedo of Photons Backscattered by Al Slabs (Vogt)	163

はじめに

遮蔽設計の課題が複雑になるにつれ、最近では点減衰核コードで代表される従来の簡易計算法に加えて、discrete ordinates 輸送計算コードやモンテカルロ計算コードが遮蔽設計に利用されるようになってきた。これらの計算コードは遮蔽体中でのガンマ線や中性子の挙動を正確に扱うことができ、複雑な遮蔽形状でも精度のよい結果が得られる可能性を持っている。また、遮蔽体中でのガンマ線、中性子のエネルギースペクトルが得られることから、遮蔽設計で必要とされるすべての物理量（空間線量率、放射線発熱量、構造材の放射化量、構造材の放射線損傷を評価するための照射中性子束など）が求められることなどから、遮蔽設計の中心的手段となりつつある。

しかし、反面ではこれらの計算コードは計算手法の精密化にともない、コードの内容が複雑になり計算コードの使用条件の適切な選択、あるいは使用すべき核定数の評価などが、新たな問題として指摘されている。

遮蔽ベンチマーク問題はこうした問題を摘出し、解決するために供されるもので、その目的はさらに以下のように細分化される。

- a 核定数の評価と検討
 - ENDF/B などの中性子断面積の評価
 - 2次ガンマ線生成データの評価
 - 群定数の評価
 - 群定数作成方法（weighting factor, self-shielding factor の評価、群構造の評価）、および群定数作成計算コードの検証
- b 計算コードの検証
 - 数値解法上の問題点の摘出および評価
 - 最適な計算を行うための各種計算条件の選択
- c 計算精度の評価
 - 核定数、計算コードの組合せについて、計算コードの各種パラメータの選択、群定数の縮約化等による計算精度の全体的な評価。

日本原子力学会では1977年4月より「遮蔽」研究専門委員会のもとに遮蔽実験評価ワーキンググループを設置し、上記の目的に合致した遮蔽ベンチマーク問題を作成するために、内外で実験された遮蔽実験の評価、検討を行ってきた。

既に提案されている21種類のベンチマーク問題は比較的形状が簡単なものが中心であったが、今回まとめられたベンチマーク問題は、遮蔽計算でもっとも困難とされているガンマ線、中性子の2次元、3次元形状でのストリーミング、およびこれらの計算で重要な後方散乱成分の評価を行うためのベンチマーク問題を中心にまとめられている。

SHIELDING BENCHMARK PROBLEMS

1. 半無限大の各種散乱体による垂直入射ガンマ線の微分光子数, 照射線量アルベド

1. Differential Number and Exposure Albedos for Semi-Infinite Media for Normally Incident Gamma Rays (steyn)

(Reference)

- 1) Steyn J.J and Andrews D.G. : "Experimental Differential Number, Energy and Exposure Albedos for Semi-Infinite Media for Normally Incident Gamma Photons", Nucl. Sci. Eng., 27, 318 (1967)

(Summary)

- a) Experimental type : Backscattering of Normally Incident Gamma Rays on Semi-Infinite Media
 b) Source : Broad Beam of ^{60}Co , ^{137}Cs and ^{198}Au
 c) Material : C, Al, High Density Ilmenite Concrete (3.75 g/cm^3), Fe, Ni, Sn, Pb, U
 d) Geometry : Plane Slab Reflector of Infinite Thickness
 e) Instrument : NaI(Tl) Scintillator
 f) Quantity measured : Differential Number, Energy and Exposure Albedos for Gamma Rays

1.1 実験配置

全体の実験配置は Fig. 1.1 の通りである。

1.2 測定方法と測定器

散乱ガンマ線の測定は、直径 1.10 cm, 長さ 5.47 cm の鉛コリメータを通し、散乱体表面から 82.3 cm の位置の、 $3''\phi \times 3''$ NaI(Tl) 検出器で行われた。波高分布は 20×20 の逆マトリックスで Unfolding され、スペクトルに変換された。検出器を見込む散乱体表面の面積は $2.15 \cos \theta \text{ cm}^2$ であり、散乱体は半無限大と考えるに十分な大きさである。

測定された角度は、 $\theta_s = 90^\circ, 100^\circ, 110^\circ, 120^\circ, 130^\circ, 140^\circ, 148.3^\circ$ である (Fig. 1.1 参照)。バックグラウンドは散乱体を取除いて測定され、また、散乱体からの放射能、Ilmenite concrete に含まれる ^{40}K , 金属ウランのバックグラウンドは考慮された。

なお、後方散乱線として、鉛とウランの K-X 線も含まれた。

1.3 線源

ガンマ線源として、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{198}Au が用いられた。線源は、散乱体の表面から99.4 cm離れた場所に遮蔽しておかれ、散乱体の表面で直径18.3 cmのbroad ビームとして垂直入射する。線源強度の測定誤差は ^{60}Co 、 ^{137}Cs で±5%以下、 ^{198}Au で±7%以下である。

1.4 測定結果

Fig. 1.2~1.4は、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{198}Au ガンマ線に対する微分光子数アルベドである。なお、Ilmenite concreteの実効原子番号は22である。

Fig. 1.5~1.7は同様に、微分、照射線量アルベドである。なお、Fig. 1.2~1.7の測定値には、鉛とウランのK-X線が含まれている。

Fig. 1.8は、Fig. 1.6の $d a_D$ を、微分照射線量率比 $d A_D(\theta)$ で表わしたものを $1 - \cos \theta$ の関数で表わしたものである。ただし、この場合には、鉛とウランのK-X線は含まれていない。鉛のK-X線による $d A_D(\theta)$ は、図中にPb (X-Ray)として示されている。

Fig. 1.9は、Fig. 1.5~1.7を角度積分して、散乱体の原子番号の関数として表わしたものである。

Fig. 1.10は、鉛とウランのK-X線の微分光子数および照射線量アルベドである。

1.5 計算のためのモデル化

a) 線源条件

線源は、1.25, 0.662, 0.412 MeVの単色エネルギーのガンマ線が平行ビームとして散乱体に垂直入射すると仮定する。

b) 幾何条件

散乱体は半無限大媒質として扱う。

c) 物質の組成と物理定数

Ilmenite concreteの組成は、Table 1.1、他の散乱体の比重と原子密度はTable 1.2の通りである。

1.6 実験値と計算値の規格化

微分光子数アルベド

$$d a_N(\theta) = \sum_{i=1}^{20} N_S(E_i, \theta) \Delta E_i \quad (1.1)$$

微分照射線量アルベド

$$d a_D(\theta) = \sum_{i=1}^{20} D(E_i, \theta) \Delta E_i \quad (1.2)$$

$$D(E_i, \theta) = \frac{N_S(E_i, \theta) E_i \mu(E_i) r^2}{D_o \cdot S_{\text{ett}} \cdot \pi b^2} \text{Sr}^{-1} \quad (1.3)$$

ここで

- $N_S(E_i, \theta)$: unbolded スペクトル
 E_i : i 番目のエネルギー
 r, b : Fig. 1.1 参照
 $S_{\text{ett}}(\theta)$: $\approx (\pi b^2 r^2 / \ell^2) \cos \theta$
 ℓ = コリメータの長さ
 $\mu(E_i)$: STP での空気のエネルギー吸収係数
 D_o : 散乱体に入射する一次ガンマ線の照射線量

微分照射線量率比

$$dA_D(\theta) = d\alpha_D(\theta) / \cos \theta \quad (1.4)$$

全照射線量アルベド

$$\alpha_D = 2\pi \int_0^{2\pi} d\alpha_D \sin \theta d\theta \quad (1.5)$$

Table 1.1 Composition of Ilmenite concrete*

Element	Weight of element per cm ³ of concrete (g/cm ³)
H	0.0219
O	1.35
Mg	0.021
Al	0.0218
Si	0.0560
Cu	0.2342
Ti	0.959
Mn	0.0302
Fe	1.0635

(=3.76 g/cm³)

* Engineering Compendium on Radiation
Shielding Vol. II

Table 1.2 Atomic density of each scatterer

Element	Density (g/cm ³)	Atomic density (atoms/cm ³)
C	1.78	8.93×10^{22}
Al	2.70	6.03×10^{22}
Fe	7.86	8.48×10^{22}
Ni	8.80	9.03×10^{22}
Sn	7.29	5.61×10^{22}
Pb	11.34	3.30×10^{22}
U	18.7	4.73×10^{22}

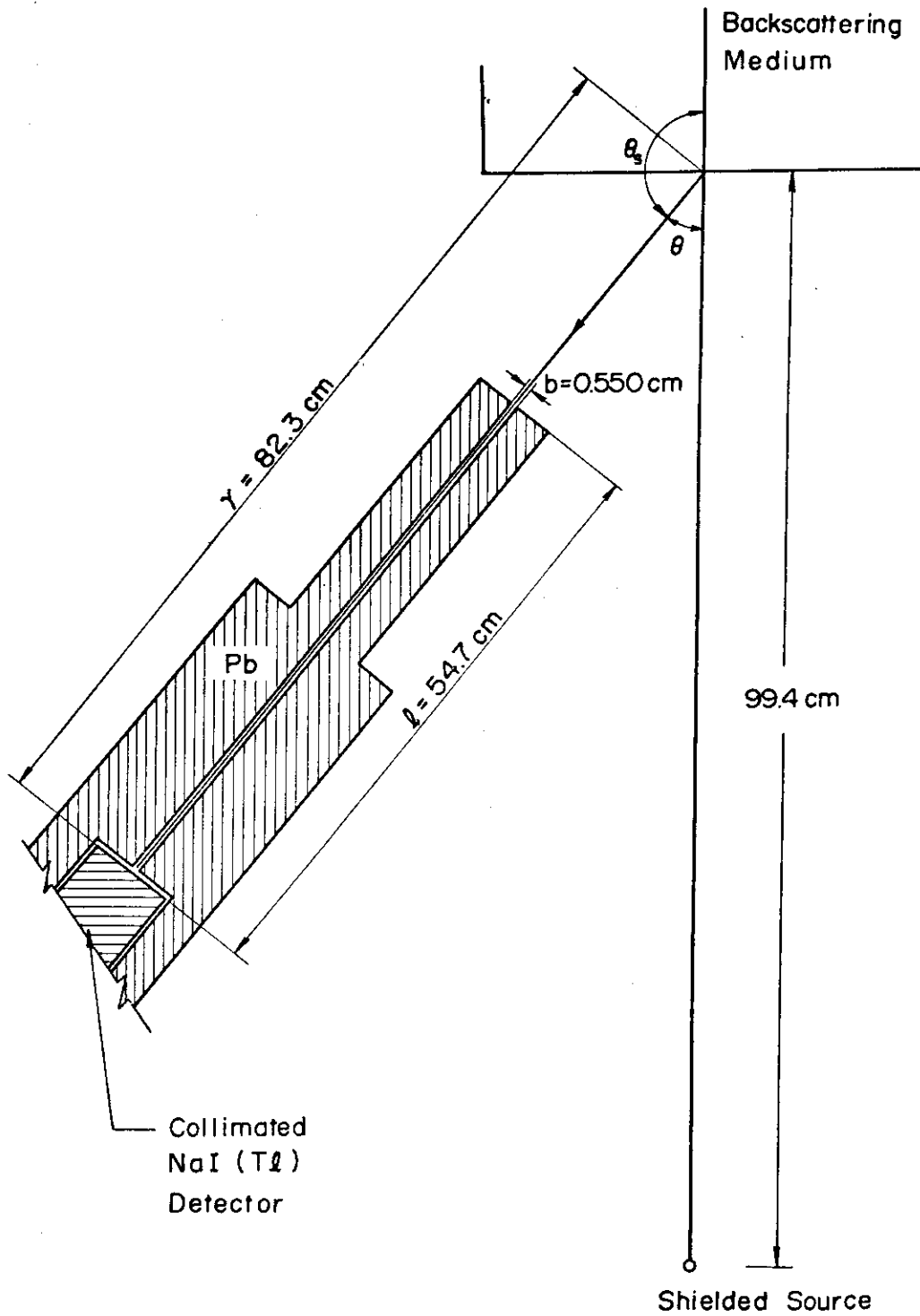
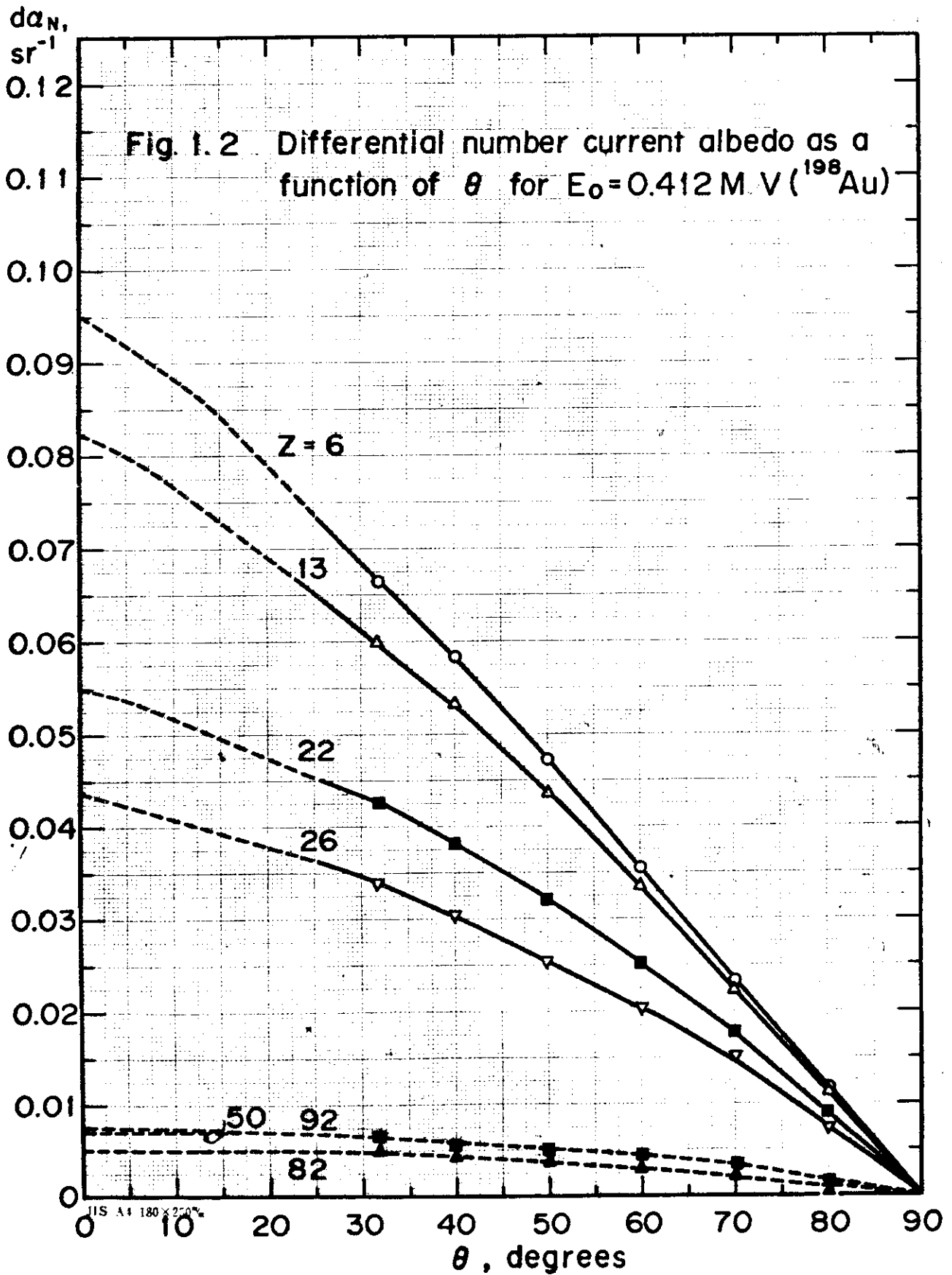
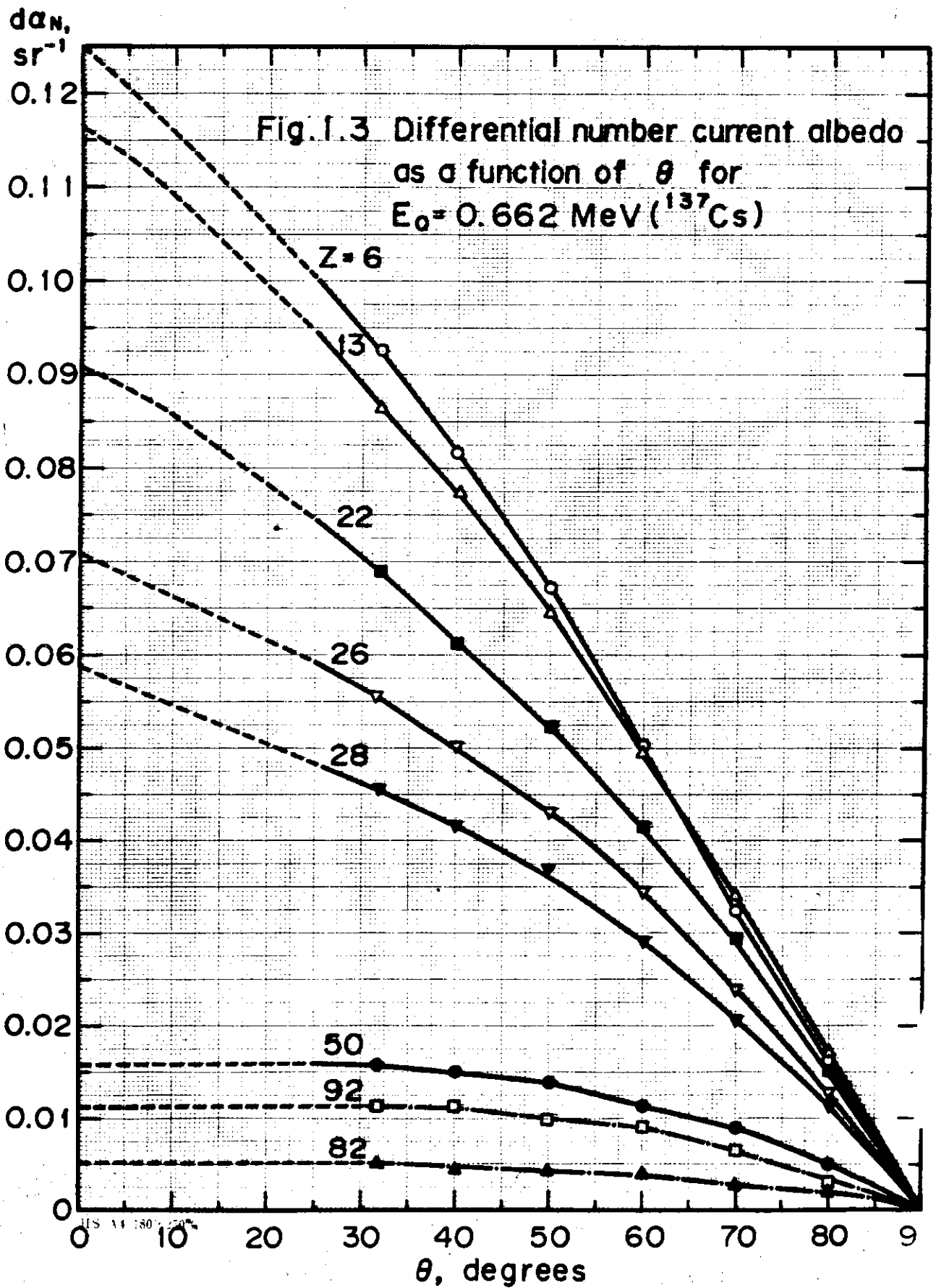
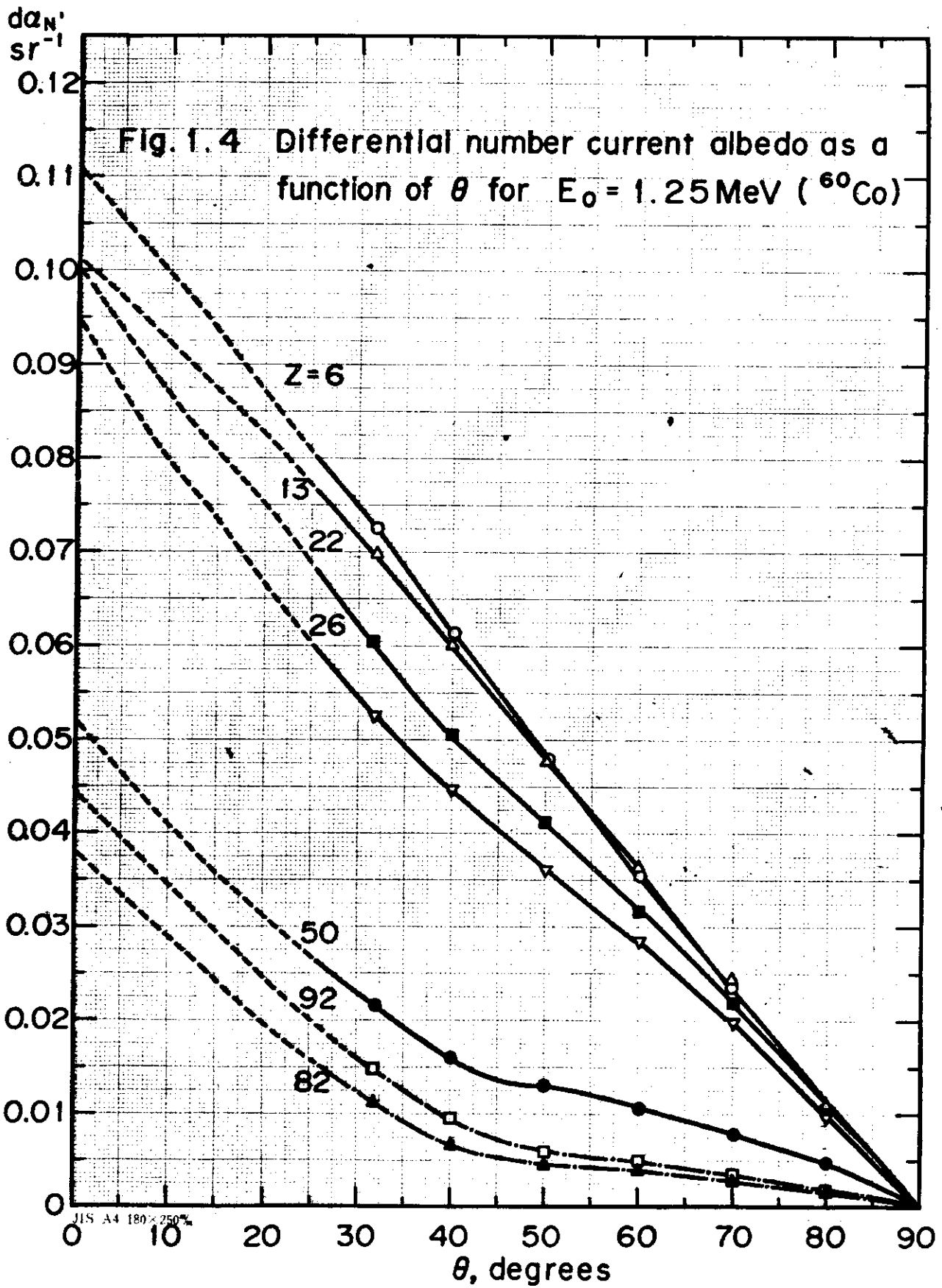
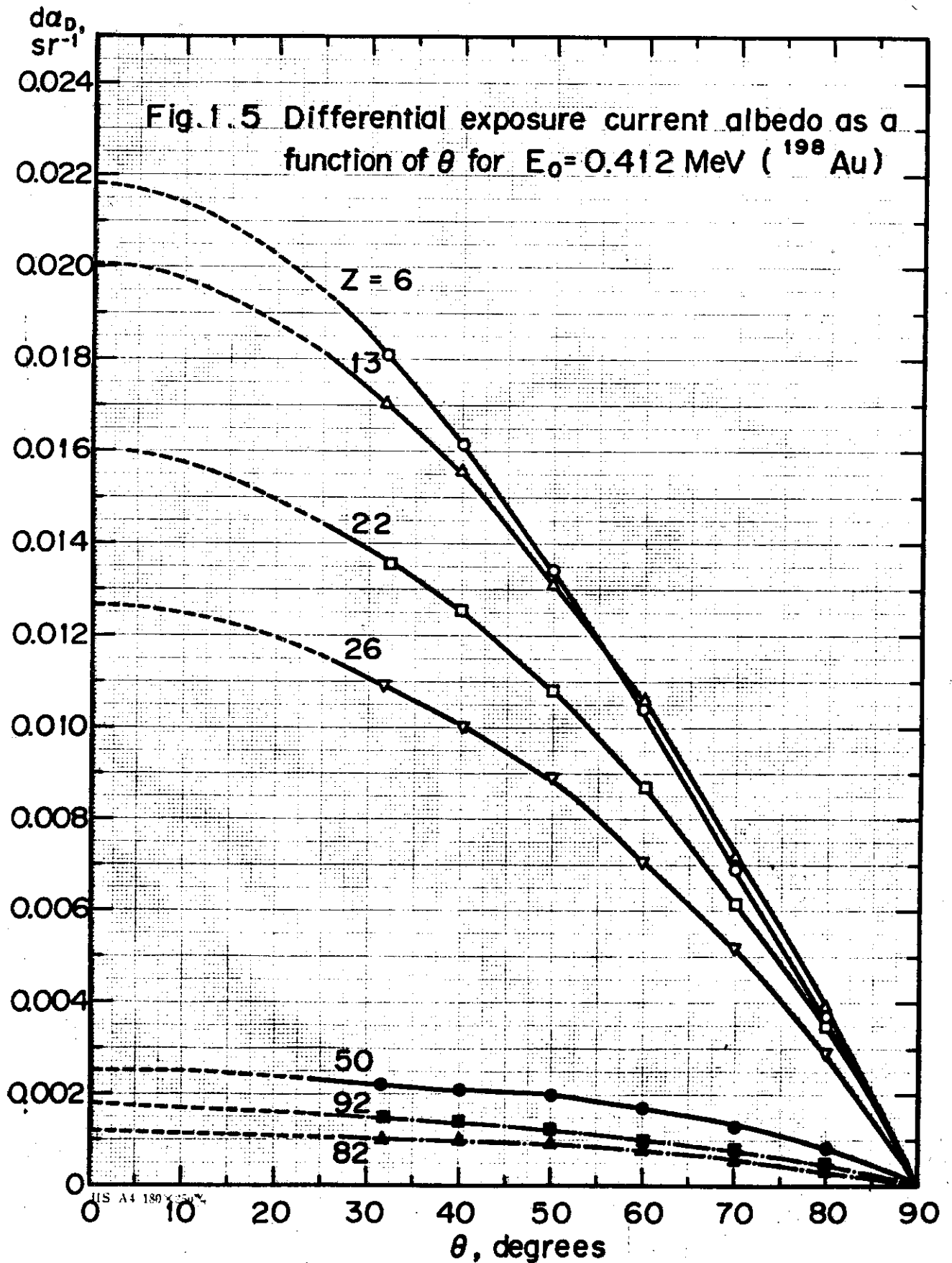


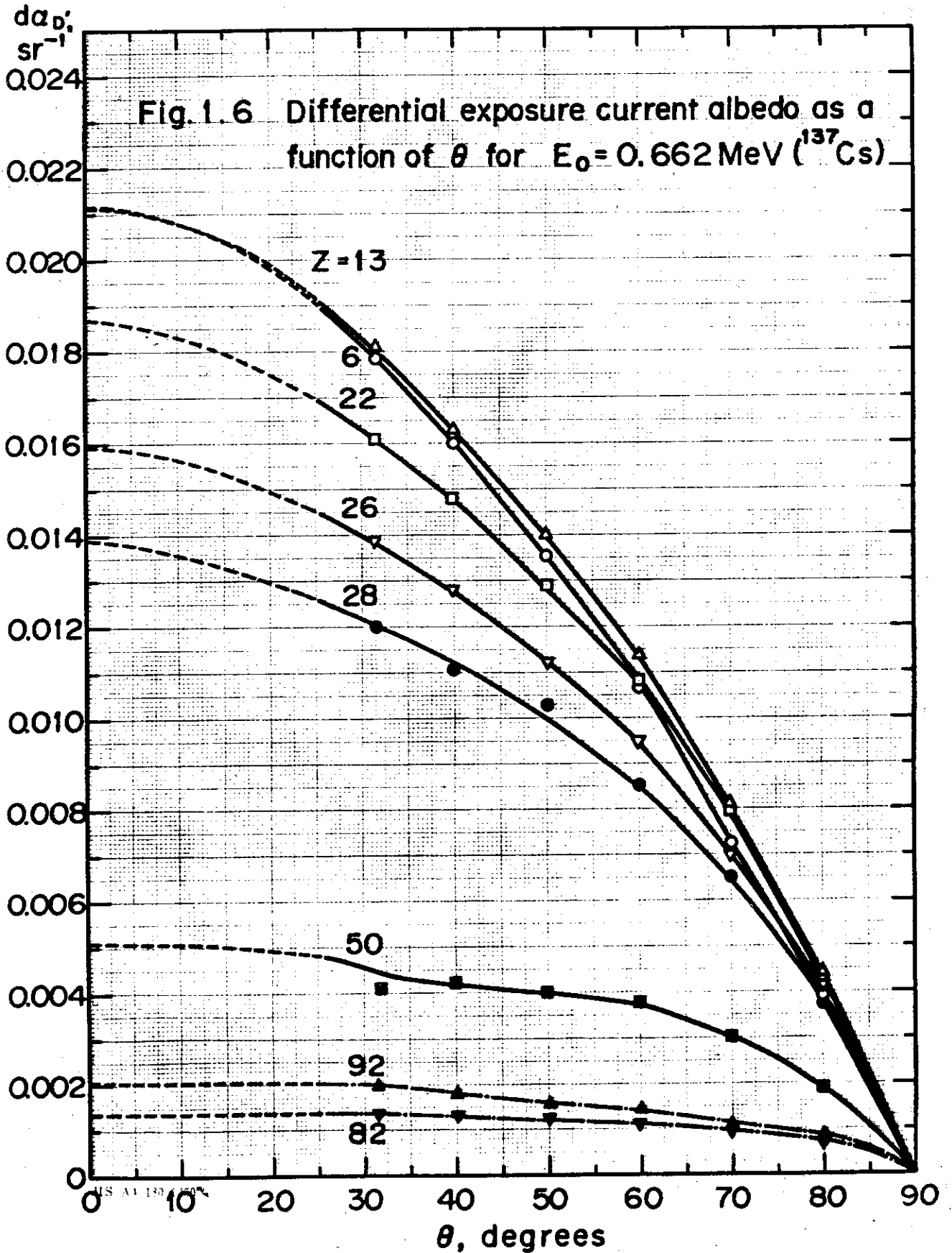
Fig.1.1.1 Schematic layout of experiment

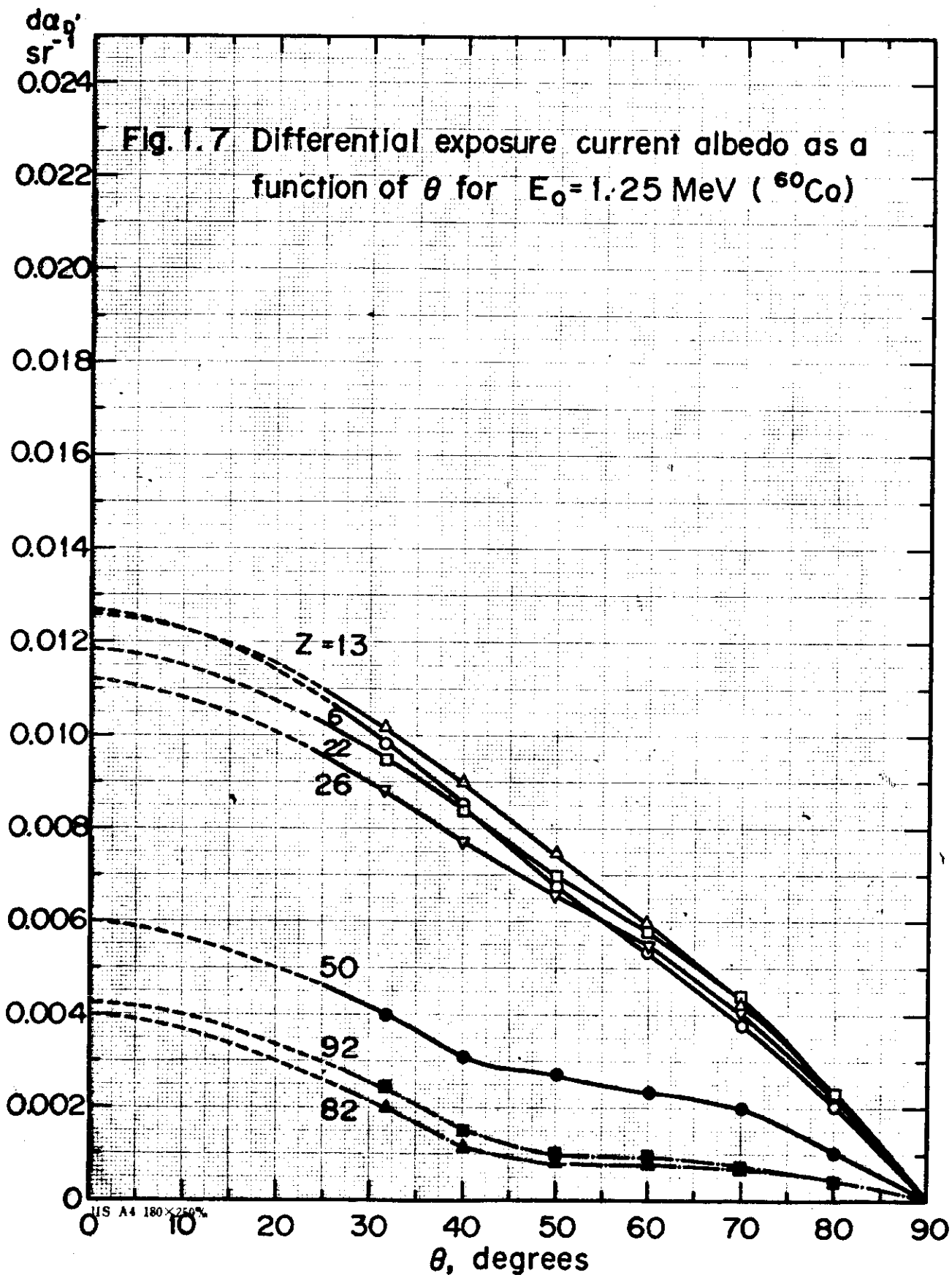












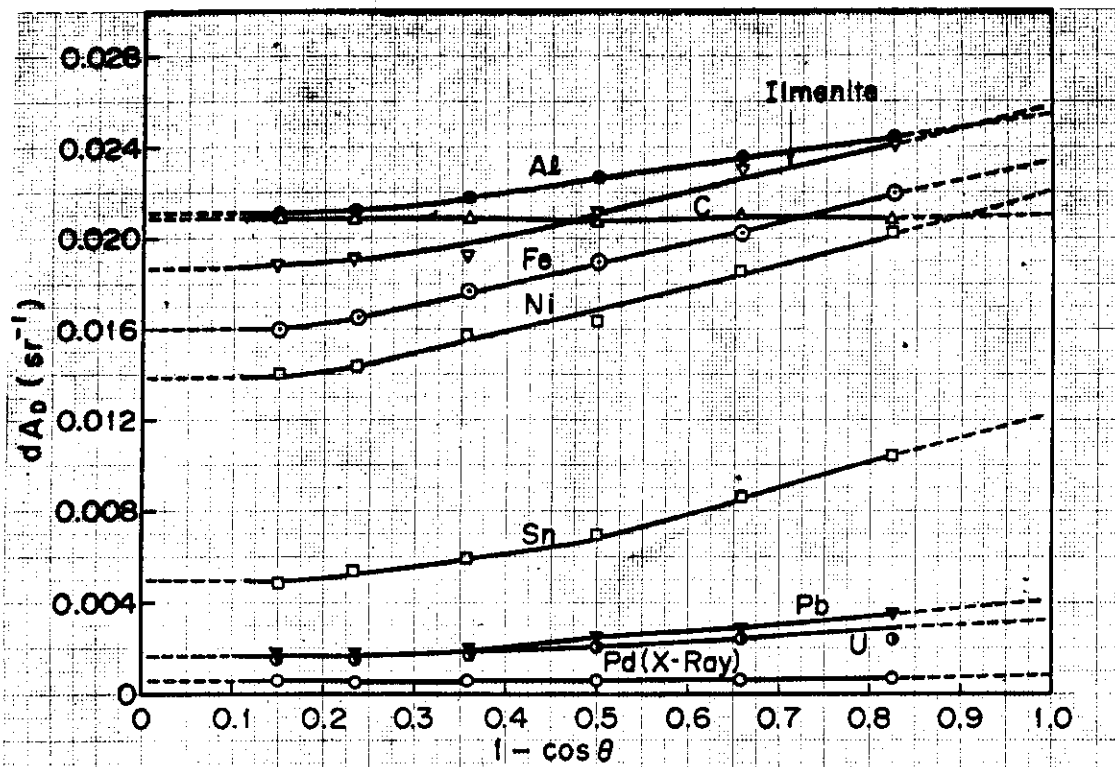


Fig.1.8 Exposure backscattering ratios as a function of $(1 - \cos \theta)$ for $E_0 = 0.662$ MeV

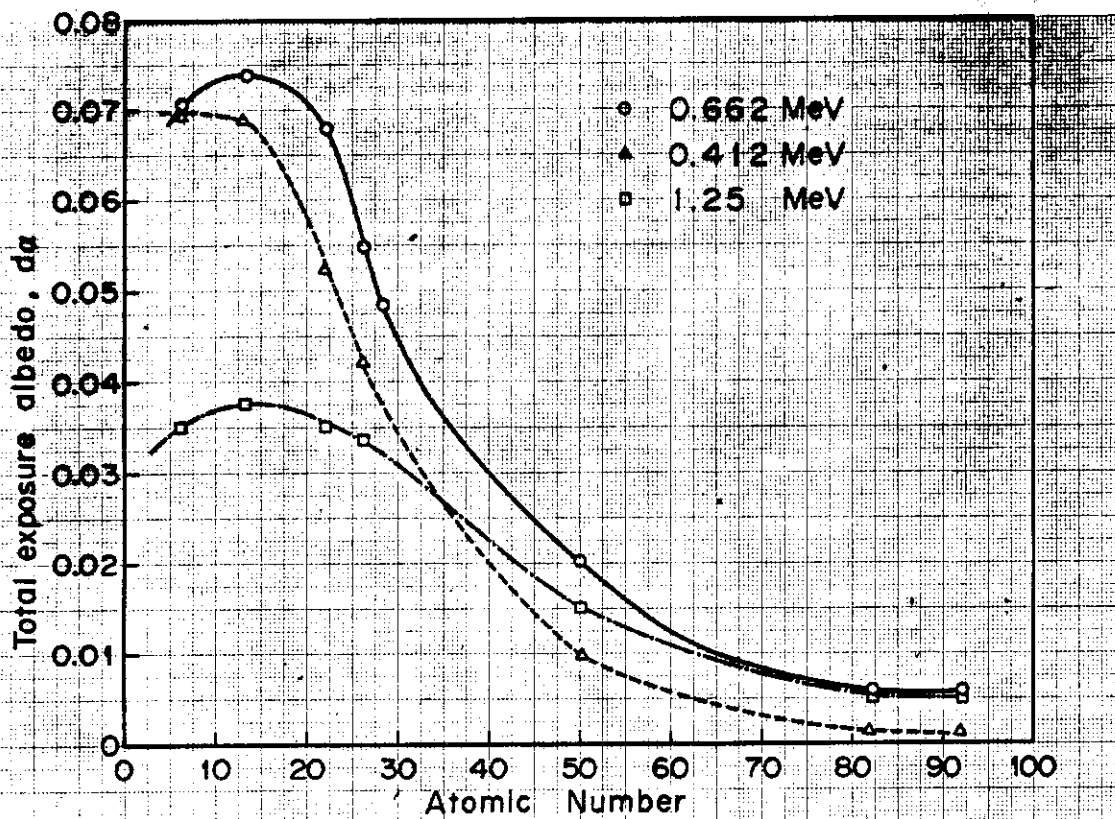


Fig.1.9 Total exposure albedo as a function of atomic number of backscattering materials

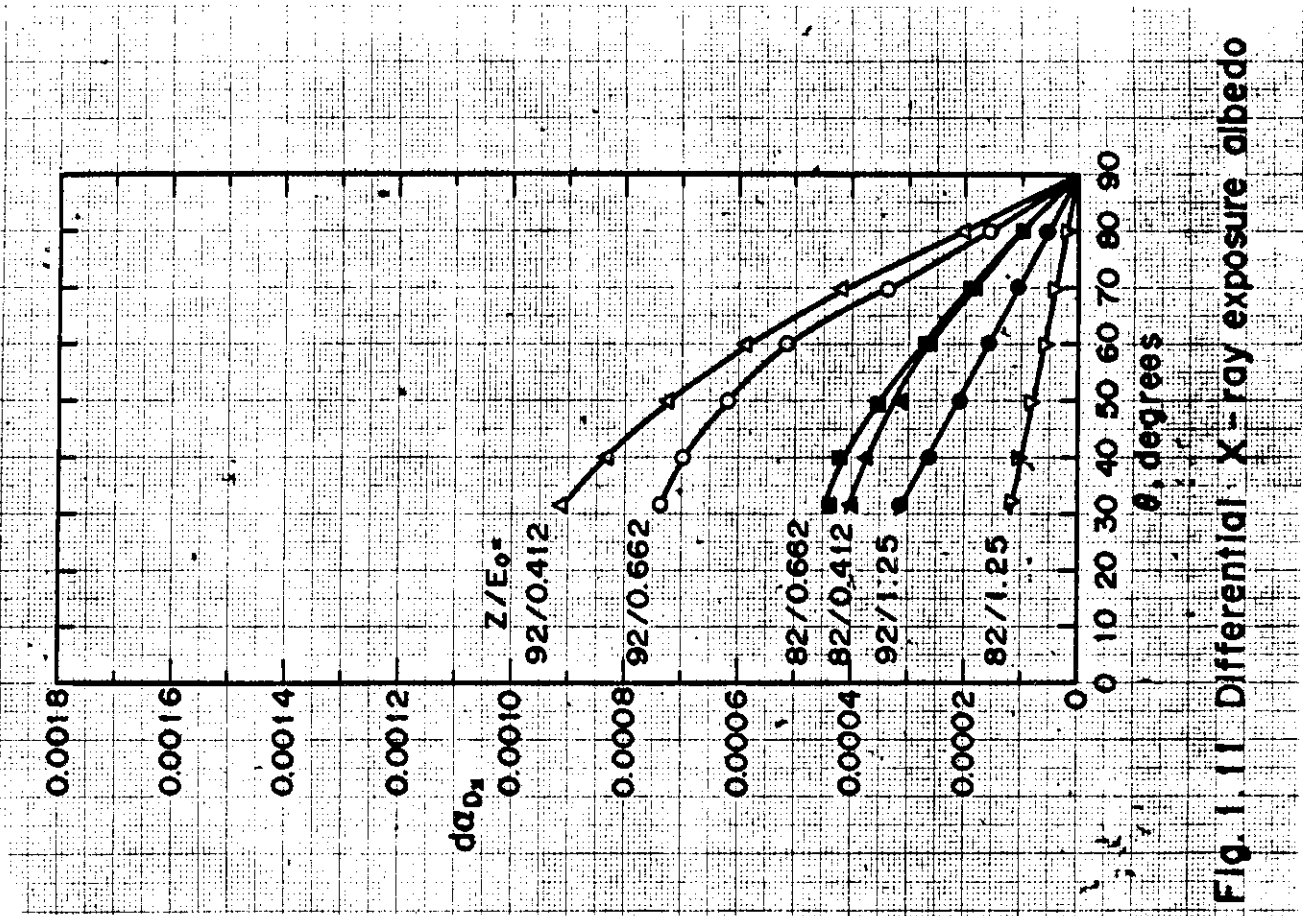


Fig. 1.11 Differential X-ray exposure albedo

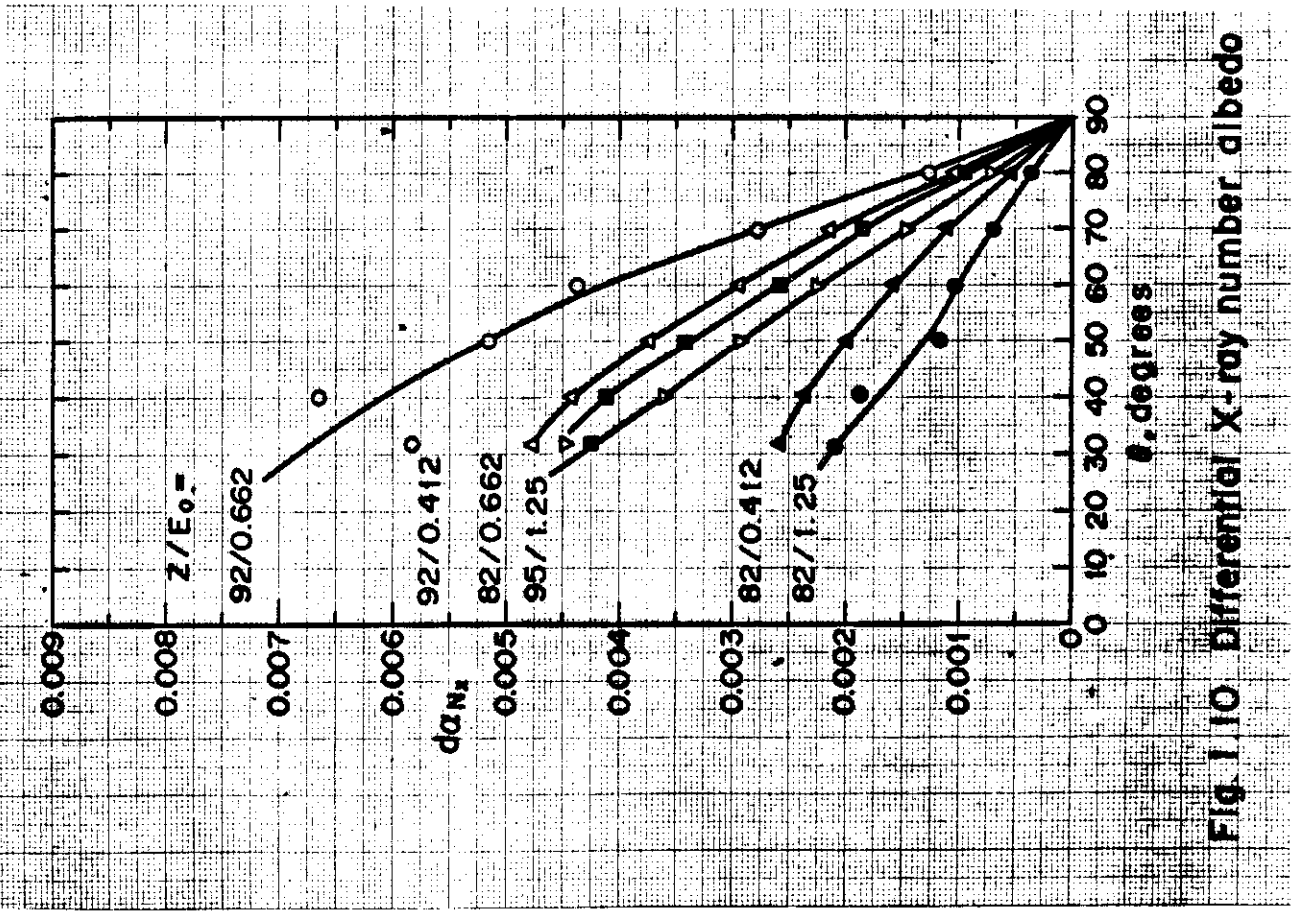


Fig. 1.10 Differential X-ray number albedo

2. 各種散乱体によるガンマ線の後方散乱スペクトル

2. Backscattered Gamma-ray Spectra from Various Materials (Hyodo)

(References)

- 1) Hyodo T. : "Backscattering of Gamma Rays," Nucl. Sci. Eng., 12, 178 (1962)
- 2) 兵藤知典「 γ 線の後方散乱に関する研究」(Thesis) 昭和35年11月

(Summary)

- a) Experimental type : Backscattering of Gamma Rays
- b) Source : Point Gamma Ray Source of ^{60}Co and ^{137}Cs
- c) Material : (Scatterer) Paraffine, Aluminum, Iron, Tin, Lead
- d) Geometry : Semi-infinite Slab
- e) Instrument : NaI(Tl) scintillator
- f) Quantity measured : Angular Distribution of Scattered Photons

2.1 実験配置

Fig. 2.1 に実験配置の概略図を示す。NaI(Tl) シンチレータはゴニオメータ上に位置し、線源位置を中心にして任意の角度まで回転することができる。線源からNaI(Tl) シンチレータの前面までの距離は40 cmである。

2.2 測定方法と測定器

点状ガンマ線源を散乱供試体の表面近くに設置し、そこから40 cmはなれた位置で3"×3"φ NaI(Tl) シンチレータを用いて直接線と後方散乱線を一緒に測定した。この測定値から、散乱供試体の無い場合の測定値を差し引きして散乱線成分だけを取り出した。得られた波高分布は20行×20列のレスポンス行列でinverse matrix 法によりエネルギースペクトルに変換された。得られたスペクトル $N(E, \theta)$ は角度依存エネルギースペクトルであり、エネルギー間隔は72 keV、角度分点は0°から90°まで10°間隔で10点である。また実験に用いた散乱供試体はパラフィン、アルミニウム、鉄、錫、鉛の5種類である。

2.3 線源条件

線源強度がそれぞれ約 $13 \mu\text{Ci}$, $20 \mu\text{Ci}$ の ^{60}Co , ^{137}Cs ガンマ線源を散乱供試体表面のごく近くに設置する。

2.4 データ処理および実験結果

Inverse matrix 法を用いてアンフォールディングされたスペクトル $N(E, \theta)$ は、散乱供試体に入射するガンマ線源1個あたり、エネルギー巾 72 keV あたり、単位ステラジアンあたりのガンマ線個数として与えられているが、解析計算との対応関係を直接的にするためにここでは $N(E, \theta)$ を線源から 40 cm 離れたゴニオメータの円周上でのガンマ線束 $\phi(E, \theta) (\text{cm}^{-2} \cdot \text{MeV}^{-1} \cdot \text{source}^{-1})$ に変換する。使用した変換係数 K は

$$K = \frac{1}{40^2} \times \frac{1000}{72} \times \frac{1}{2} \quad (2.1)$$

である。ここで第1項は $r=40 \text{ cm}$ 位置での立体角変換係数、第2項は 72 keV あたりの線束を 1 MeV あたりに変換する係数、第3項は、線源の 2π 方向放出を 4π 方向放出に変換する係数である。5種類ある散乱供試体物質のうちの鉄、パラフィン、鉛について ^{60}Co , ^{137}Cs ガンマ線源に対する後方散乱ガンマ線束を Table 2.1~2.6 に示す。

さらに実験値 $N(E, \theta)$ を用いて次式により決定した number albedo A を Table 2.7 に示す。

$$A = \sum_i A(E_i) \quad (2.2)$$

ここで $A(E)$ は角度 θ について積分したエネルギースペクトルを表わしており次式により求められる

$$\begin{aligned} A(E) = & N(E, \theta) \int_0^{\Delta\theta/2} 2\pi \sin\theta \, d\theta \\ & + \sum_{k=1}^8 N(E, \theta_k) \int_{k\Delta\theta - \frac{\Delta\theta}{2}}^{k\Delta\theta + \frac{\Delta\theta}{2}} 2\pi \sin\theta \, d\theta \\ & + N(E, \theta_9) = \int_{9\Delta\theta - \frac{\Delta\theta}{2}}^{9\Delta\theta} 2\pi \sin\theta \, d\theta \end{aligned} \quad (2.3)$$

(2.2), (2.3) 式において E_i ($i \geq 0$) は i 番目のエネルギー区間の中心のエネルギー値、 θ_k は測定角度でありそれぞれ以下の様に与えられる。

$$\begin{aligned} E_i &= [36 + 72(i-1)] \quad (\text{keV}) \\ E_0 &= \begin{cases} 662 \text{ keV} & \text{for } ^{137}\text{Cs} \\ 1253 \text{ keV} & \text{for } ^{60}\text{Co} \end{cases} \end{aligned}$$

$$\theta_k = k \times 10^\circ$$

$$\Delta\theta = 10^\circ$$

2.5 計算のための形状のモデル化

a. 物質の物理定数

1) パラフィン ($C_n H_{2n+2}$)

$$\text{密度} = 0.89 \text{ (g/cm}^3\text{)}^*$$

$$\text{原子数密度 C} : 3.822 \times 10^{-2} \text{ (atom} \cdot 10^{24}\text{/cm}^3\text{)}$$

$$\text{H} : 7.643 \times 10^{-2} \text{ (atom} \cdot 10^{24}\text{/cm}^3\text{)}$$

2) アルミニウム

$$\text{密度} = 2.6989 \text{ (g/cm}^3\text{)}$$

$$\text{原子量} = 26.9815$$

$$\text{原子数密度 Al} : 6.025 \times 10^{-2} \text{ (atom} \cdot 10^{24}\text{/cm}^3\text{)}$$

3) 鉄

$$\text{密度} = 7.86 \text{ (g/cm}^3\text{)}$$

$$\text{原子量} = 55.847$$

$$\text{原子数密度 Fe} : 8.477 \times 10^{-2} \text{ (atom} \cdot 10^{24}\text{/cm}^3\text{)}$$

4) 錫

$$\text{密度} = 7.285 \text{ (g/cm}^3\text{)}$$

$$\text{原子量} = 118.69$$

$$\text{原子数密度 Sn} : 3.697 \times 10^{-2} \text{ (atom} \cdot 10^{24}\text{/cm}^3\text{)}$$

5) 鉛

$$\text{密度} = 11.34 \text{ (g/cm}^3\text{)}$$

$$\text{原子量} = 207.2$$

$$\text{原子数密度 Pb} : 3.296 \times 10^{-2} \text{ (atom} \cdot 10^{24}\text{/cm}^3\text{)}$$

b. 線源条件

散乱供試体上に置いた点線源から 4π 方向に、 ^{137}Cs の場合 0.662 MeV のガンマ線が 1 個、 ^{60}Co の場合 1.253 MeV のガンマ線が 2 個放出されるとする。

c. 散乱供試体

実験に用いた散乱供試体はすべて円板状とした。そのために円板以外の供試体はその平面面積の等価な円で置き換えた。等価円板供試体の寸法を Table 2.8 に示す。

原著者コメント：

得られた後方散乱線スペクトルは周囲の壁からの散乱や小角散乱の補正は行っていない。

* 「原子炉遮蔽計算コードに関する研究」日本原子力船研究協会（1961）

Table 2.1 Gamma-ray spectra ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{MeV}^{-1} \cdot \text{source}^{-1}$) at $r = 40$ cm from source (Iron scatterer - ^{60}Co source)

E(keV)	0°	10°	20°	30°	40°	50°	60°	70°	80°	90°
108	4.0 -5	3.9 -5	3.7 -5	3.5 -5	3.3 -5	3.1 -5	3.6 -5	2.1 -5	1.3 -5	5.2 -6
180	9.68-5	8.77-5	9.33-5	8.85-5	8.25-5	7.51-5	6.73-5	4.77-5	2.8 -5	1.0 -5
252	1.10-4	1.12-4	1.09-4	1.05-4	9.46-5	8.16-5	6.99-5	5.12-5	2.9 -5	1.0 -5
324	7.55-5	6.77-5	5.51-5	4.34-5	4.3 -5	3.7 -5	3.4 -5	2.6 -5	1.6 -5	3.4 -6
396	5.6 -6	1.3 -5	2.4 -5	2.7 -5	2.7 -5	2.7 -5	2.5 -5	1.9 -5	1.3 -5	2.2 -6
468	3.5 -6	3.5 -6	7.4 -6	1.7 -5	2.0 -5	2.1 -5	2.1 -5	1.7 -5	1.2 -5	4.3 -6
540	1.3 -6	2.2 -6	1.3 -6	5.2 -6	1.3 -5	1.6 -5	1.7 -5	1.5 -5	2.0 -5	3.5 -6
612				8.7 -6	5.6 -6	1.2 -5	1.5 -5	1.3 -5	1.0 -5	2.2 -6
684					1.3 -6	7.8 -6	1.2 -5	1.2 -5	1.0 -5	2.2 -6
756					4.3 -7	3.5 -6	1.0 -5	1.2 -5	9.6 -6	2.2 -6
828					4.3 -7	2.5 -6	7.8 -6	1.2 -5	1.1 -5	2.2 -6
900							2.6 -6	9.11-6	8.7 -6	4.3 -7

Table 2.2 Gamma-ray spectra ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{MeV}^{-1} \cdot \text{source}^{-1}$) at $r = 40$ cm from source (Iron scatterer - ^{137}Cs source)

E(keV)	0°	10°	20°	30°	40°	50°	60°	70°	80°	90°
108	5.56-5	5.30-5	5.30-5	4.95-5	5.30-5	4.38-5	3.9 -5	3.1 -5	1.7 -5	9.1 -6
180	1.52-4	1.50-4	1.49-4	1.45-4	1.37-4	1.22-4	1.02-4	7.64-5	4.1 -5	1.7 -5
252	1.47-4	1.39-4	1.23-4	1.05-4	8.94-5	7.86-5	6.34-5	4.90-5	2.9 -5	1.2 -5
324	4.3 -6	1.26-5	3.1 -5	4.3 -5	4.47-5	4.3 -5	3.9 -5	3.9 -5	2.0 -5	6.9 -6
396	3.5 -6	3.47-6	3.5 -6	1.1 -5	2.5 -5	3.4 -5	3.3 -5	3.0 -5	1.9 -5	7.8 -6
468					8.7 -7	1.4 -5	2.5 -5	2.3 -5	1.4 -5	2.2 -6
540						1.3 -6	1.5 -5	2.7 -5	2.2 -5	1.2 -6
612								1.4 -5	2.1 -5	3.0 -6

Table 2.3 Gamma-ray spectra ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{MeV}^{-1} \cdot \text{source}^{-1}$) at $r = 40$ cm from source (Paraffine scatterer - ^{60}Co source)

E(keV)	0°	10°	20°	30°	40°	50°	60°	70°	80°	90°
108	7.68-5	7.76-5	7.64-5	7.64-5	7.55-5	7.55-5	7.37-5	6.99-5	6.25-5	7.94-5
180	6.72-5	6.72-5	6.51-5	6.60-5	6.29-5	6.25-5	6.00-5	5.47-5	4.64-5	4.86-5
252	9.07-5	9.11-5	8.77-5	8.29-5	7.73-5	8.03-5	6.42-5	7.47-5	4.43-5	3.8-5
324	3.6-5	3.4-5	3.3-5	3.1-5	3.1-5	3.1-5	3.1-5	3.0-5	2.8-5	2.7-5
396	8.7-7	1.7-6	8.2-6	1.4-5	1.8-5	2.0-5	2.3-5	2.2-5	2.1-5	2.2-5
468	1.3-6	8.7-7	1.3-6	5.2-6	1.0-5	1.4-5	1.7-5	1.8-5	1.8-5	2.0-5
540	4.3-7	8.7-7	1.3-6	1.3-6	5.2-6	9.5-6	1.2-5	1.4-5	1.5-5	1.7-5
612			8.7-7	1.3-6	1.3-6	6.5-6	1.0-5	1.3-5	1.4-5	1.5-5
684						1.7-6	6.5-6	1.0-5	1.3-5	1.3-5
756						1.7-6	5.2-6	9.1-6	1.2-5	1.3-5
828								7.4-6	9.1-6	7.8-6
900								3.5-6	1.0-5	1.2-5
972								4.8-6	9.5-6	1.1-5
11044									7.4-6	9.5-6

Table 2.4 Gamma-ray spectra ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{MeV}^{-1} \cdot \text{source}^{-1}$) at $r = 40$ cm from source (Paraffine scatterer - ^{137}Cs source)

E(keV)	0°	10°	20°	30°	40°	50°	60°	70°	80°	90°
108	1.24-4	1.24-4	1.23-4	1.22-4	1.23-4	1.20-4	1.16-4	1.09-4	9.46-5	1.11-4
180	1.47-4	1.46-4	1.45-4	1.41-4	1.36-4	1.27-4	1.17-4	9.90-5	7.73-5	6.38-5
252	1.09-4	1.02-4	9.72-5	8.77-5	7.99-5	7.42-5	7.03-5	6.38-5	5.47-5	4.90-5
324		4.1-7	1.0-5	2.2-5	3.1-5	3.7-5	4.0-5	4.2-5	3.7-5	3.7-5
396	4.3-6	3.906	2.6-6	5.2-6	1.3-5	2.3-5	3.0-5	3.3-5	3.3-5	3.0-5
468	8.7-7		8.7-7	8.7-7	1.7-6	7.8-6	1.8-5	2.6-5	2.8-5	2.6-5
540	1.7-6	2.6-6	2.2-6	1.7-6	1.7-6	1.7-6	6.9-6	2.0-5	2.9-5	2.9-5
612								2.2-6	1.9-5	2.6-5

Table 2.5 Gamma-ray spectra ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{MeV}^{-1} \cdot \text{source}^{-1}$) at $r = 40$ cm from source (Lead scatterer - ^{60}Co source)

E(keV)	0°	10°	20°	30°	40°	50°	60°	70°	80°	90°
108	3.5 -6	4.8 -6	6.1 -6	6.1 -6	4.8 -6	5.2 -6	4.3 -6	3.9 -6	8.2 -6	
180	4.8 -6	5.6 -6	6.9 -6	6.9 -6	6.9 -6	9.1 -6	5.6 -6	5.6 -6	7.8 -6	
252	1.4 -5	1.7 -5	2.1 -5	2.0 -5	1.8 -5	2.0 -5	3.9 -6	1.1 -5	8.2 -6	
324	3.3 -5	3.2 -5	2.6 -5	2.1 -5	1.6 -5	1.7 -5	1.3 -5	9.5 -6	7.8 -6	
396	6.1 -6	1.1 -5	1.7 -5	1.5 -5	1.3 -5	1.4 -5	1.0 -5	8.7 -6	6.5 -6	
468	1.7 -6	3.0 -6	6.9 -6	1.2 -5	1.2 -5	1.4 -5	1.0 -5	9.1 -6	6.9 -6	
540	3.0 -6	4.3 -6	5.6 -6	6.9 -6	1.1 -5	1.4 -5	1.1 -5	1.1 -5	7.4 -6	
612			1.7 -6	1.3 -6	4.3 -6	1.0 -5	8.7 -6	7.8 -6	6.9 -6	
684					1.3 -6	7.8 -6	8.2 -6	9.1 -6	8.7 -6	
756					8.7 -7	4.3 -6	7.4 -6	7.8 -6	6.1 -6	
828						1.7 -6	1.7 -6	7.4 -6	6.9 -6	
900							8.7 -6	4.8 -6	1.3 -5	
1044									6.5 -5	

Table 2.6 Gamma-ray spectra ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{MeV}^{-1} \cdot \text{source}^{-1}$) at $r = 40$ cm from source (Lead scatterer - ^{137}Cs source)

E(keV)	0°	10°	20°	30°	40°	50°	60°	70°	80°	90°
108	9.1 -6	9.1 -6	3.6 -6	8.2 -6	8.2 -6	7.3 -6	6.5 -6	4.8 -6	1.3 -6	
180	4.3 -6	5.6 -6	6.1 -6	7.4 -6	8.2 -6	7.3 -6	7.4 -6	8.2 -6		
252	3.8 -5	3.6 -5	3.0 -5	2.4 -5	1.9 -5	1.7 -5	1.3 -5	9.1 -6	3.5 -6	
324	6.9 -6	1.0 -5	1.5 -5	1.7 -5	1.6 -5	1.4 -5	1.3 -5	9.1 -6	4.8 -6	
396	8.7 -7	2.2 -6	3.0 -6	7.4 -6	1.3 -5	1.5 -5	1.4 -5	1.1 -5	6.5 -6	
468			4.3 -6	8.7 -7	8.7 -7	8.7 -6	1.3 -5	1.1 -5	7.8 -6	
540					8.7 -7	8.7 -7	7.4 -6	1.4 -5	1.2 -5	
612									2.2 -6	5.6 -6

Table 2.7
Number albedo A and energy albedo A_E

Scatterer	Number albedo		Energy albedo	
	Cs^{137}	Co^{60}	Cs^{137}	Co^{60}
Paraffin	0.57 ± 0.02	0.46 ± 0.02	0.19 ± 0.01	0.112 ± 0.005
Aluminum	0.59 ± 0.02	0.52 ± 0.02	0.20 ± 0.01	0.136 ± 0.005
Iron	0.42 ± 0.02	0.42 ± 0.02	0.16 ± 0.01	0.120 ± 0.005
Tin	0.22 ± 0.02	0.25 ± 0.02	0.10 ± 0.01	0.088 ± 0.005
Lead	0.09 ± 0.02	0.17 ± 0.02	0.04 ± 0.01	0.059 ± 0.005

Table 2.8 Dimensions of scatterers

Scatterer	Thickness (cm)	Diameter (cm)
Paraffin	40	56.4
Aluminum	12	53.5
Iron	5.0	45.1
Tin	3.0	20.0
Lead	3.0	20.0

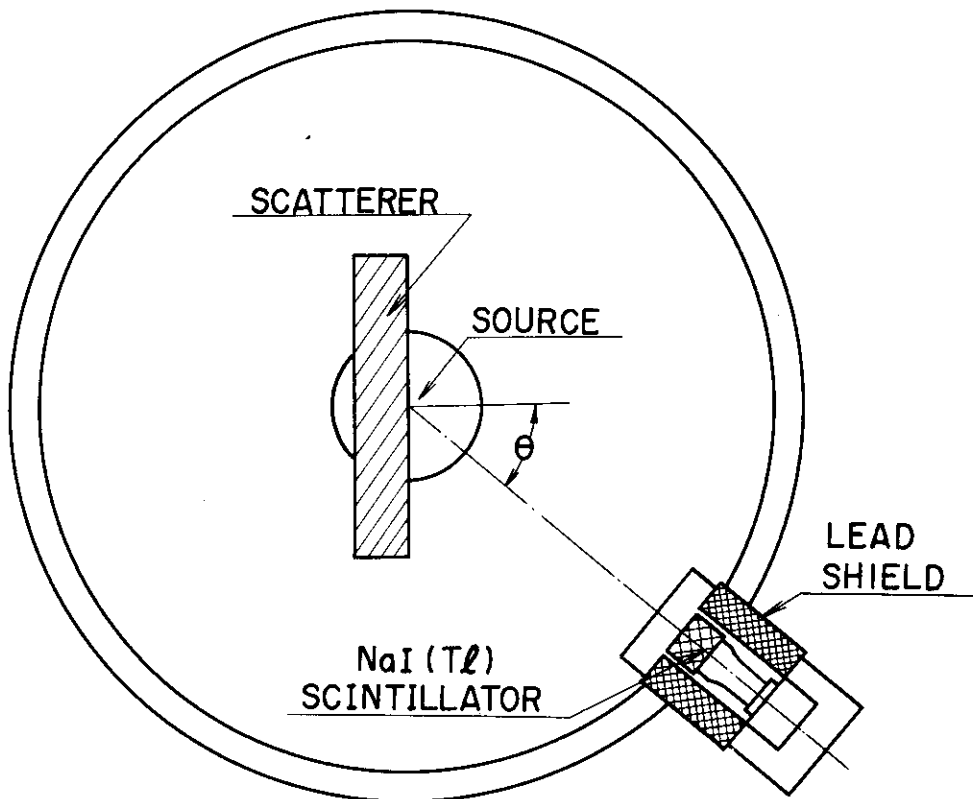


Fig. 2.1 Schematic plan view of experimental configuration.

3. 核分裂スペクトルを持つ入射中性子に対する コンクリートおよび鉄の線量アルベド

3. Neutron Dose Albedo for Concrete and Iron for Incident Fission Neutrons

(Reference)

- 1) Meyer W. et al : "Measured and Calculated Neutron Albedo for Concrete and Iron," Nucl. Sci. Eng., 60, 405-420 (1976)

(Summary)

- a) Experimental type : Neutron Albedo
 b) Source : KSU Triga Mark II Reactor
 c) Material : Concrete, Iron
 d) Geometry : Slab
 e) Instrument : Proton-Recoil Liquid-Scintillation Counter (NE 213)
 f) Quantity Measured : Dose Albedo

3.1 実験配置

Fig. 3.1に全体の実験配置を示す。中性子が入射する試験体はコンクリートあるいは鉄でその寸法は前者が $24'' \times 24'' \times 9''$ 、後者が $24'' \times 24'' \times 6''$ である。Table 3.1に試験体の組成を示す。

3.2 線源

KSU Triga Mark II ReactorのBeam Part "C"よりのビーム状の中性子を用いる。同中性子は熱中性子による核分裂スペクトルに近いスペクトルを持つ。試験体上の入射点での入射中性子スペクトルをTable 3.2に示す。

3.3 測定方法と測定器

試験体は回転台に載せられており、同回転台の回転により入射方向を変える。試験体の垂線に対して θ_0 になる角度で入射した場合に、入射方向に対し (θ, ϕ) なる角度を持つ方向において $2'' \times 2'' \phi$ の液体シンチレーションカウンター(NE 213)で中性子スペクトルを測定した。 θ_0 , θ , ϕ の取り方はFig. 3.2に示すとおりである。

3.4 測定結果

Table 3.3～3.6に測定された角度およびエネルギー依存の線量アルベドを示す。同表で示されているエネルギー群の上限、下限エネルギーおよびエネルギー巾をTable 3.7に示す。測定されたエネルギースペクトルから線量アルベドへの換算は次式による。

$$D(E_m, \theta, \phi) = \frac{\phi(E_m) C(E_m) \frac{F_e}{F_{ref}}}{\frac{1}{R^2} \sum^{NGRS} \Delta E_m N(E_m) C(E_m)} \quad (1)$$

ここで

$\phi(E_m)$ = 反射スペクトル (単位 $\text{cm}^{-2} \cdot \text{min}^{-1} \cdot \text{MeV}^{-1}$)

$C(E_m)$ = Henderson の flux-to-dose conversion factor

F_e/F_{ref} = 原子炉出力の変動に対する補正因子

R = 試験体から検出器までの距離 (167.64cm)

NGRS = エネルギー群数 (Table 3.7に示す群数)

ΔE_m = 入射中性子のm番目のエネルギー群巾

$N(E_m)$ = 試験体に入射する中性子の個数 (単位 $\text{cm}^{-2} \cdot \text{min}^{-1} \cdot \text{MeV}^{-1}$)。

Fig. 3.3に Henderson の flux-to-dose conversion factor を示す。

3.5 計算のためのモデル化

a) 幾何形状

モンテカルロ法で計算する場合体系表示は問題ないと思われるのでここでは1次元および2次元輸送コードで計算する場合の体系の取り方をFig. 3.4に示す。1次元計算の場合は ϕ 方向の依存性は求められないので θ 方向の角度束を求めることになる。この場合、実験の θ 方向に対応する計算の角度は $\theta_0 + \theta$ となる。また2次元計算では実験の θ 、 ϕ 方向に対応する角度は $\theta_0 + \theta$ 、 $\phi + \phi_0$ となる。ただし ϕ_0 は計算における入射中性子の方位角である。試験体の寸法もFig. 3.4に示す。実験が行われた θ_0 と θ 、 ϕ の組合せをTable 3.8に示す。

b) 物質組成と線源スペクトル

試験体の物質組成および線源スペクトルはTable 3.1および3.2に示されているものを用いる。

c) 実験値と計算値の規格化

計算で求めた角度束を(1)式を用いて線量アルベドに変換する。変換の際必要な flux-to-dose conversion factor はFig. 3.3のものを用いる。なお実験結果として与えられているアルベドの単位は $\text{reflected dose}/\text{sr} \cdot \text{MeV}/\text{unit incident dose}$ である。

Table 3.1 Specifications of concrete and cold-rolled steel slabs

Element	Nuclear density (10^{24} atom/cm ³)
Concrete Slab	
Calcium	0.00735
Carbon	0.00500
Hydrogen	0.0104
Oxygen	0.0451
Silicon	0.00101
Specific gravity = 2.4 Water content = 6.4 wt%	
Cold-Rolled Steel Slab	
Carbon	0.00580
Iron	0.0818
Specific gravity = 7.7	

Table 3.2 Incident number and dose energy spectrum

Central Energy (MeV)	Energy Group Width (MeV)	Neutrons in Reference Beam [n/(cm ² min MeV)]	Fractional Incident Dose
1.055	0.1054	7.15182×10^3	0.05494
1.166	0.1166	8.57367×10^3	0.07983
1.289	0.1288	8.85825×10^3	0.08798
1.425	0.1423	8.57925×10^3	0.08476
1.574	0.1573	8.21515×10^3	0.08600
1.740	0.1738	7.90965×10^3	0.08488
1.923	0.1922	6.91877×10^3	0.07934
2.125	0.2123	5.47363×10^3	0.06623
2.349	0.2347	4.77683×10^3	0.05679
2.596	0.2593	4.13311×10^3	0.05218
2.869	0.2866	3.51052×10^3	0.04727
3.170	0.3168	2.83813×10^3	0.04061
3.504	0.3501	2.21944×10^3	0.03456
3.872	0.3869	1.91143×10^3	0.03056
4.280	0.4276	1.68376×10^3	0.02887
4.730	0.4726	1.29316×10^3	0.02081
5.227	0.5222	9.72175×10^2	0.01595
5.777	0.5772	7.68494×10^2	0.01300
6.384	0.6379	5.80850×10^2	0.01003
7.056	0.7050	3.57873×10^2	0.00618
7.798	0.7791	2.46775×10^2	0.00457
8.618	0.8611	1.35336×10^2	0.00249
9.524	0.9524	7.11631×10^1	0.00129
10.526	1.052	2.81667×10^1	0.00050
11.633	1.162	4.82503×10^1	0.00009
12.856	1.285	7.67808×10^0	0.00016
14.208	1.419	5.72843×10^0	0.00012
Total Dose = 1.000			

Table 3.3 Experimental fast neutron angular and energy dependent dose albedos for steel

(reflected dose/sr MeV/unit incident dose)

(Angles are expressed in degrees.)

Energy Group	Reflection angle				
	$\theta_0 = 0.0$ $\theta = 160$ $\phi = \text{---}$	$\theta_0 = 0.0$ $\theta = 106$ $\phi = \text{---}$	$\theta_0 = 0.0$ $\theta = 127$ $\phi = \text{---}$	$\theta_0 = 0.0$ $\theta = 146$ $\phi = \text{---}$	$\theta_0 = 0.0$ $\theta = 120$ $\phi = \text{---}$
1	0.173×10^{-1}	0.241×10^{-1}	0.202×10^{-1}	0.306×10^{-1}	0.176×10^{-1}
2	0.182×10^{-1}	0.274×10^{-1}	0.271×10^{-1}	0.369×10^{-1}	0.266×10^{-1}
3	0.175×10^{-1}	0.270×10^{-1}	0.295×10^{-1}	0.372×10^{-1}	0.315×10^{-1}
4	0.154×10^{-1}	0.268×10^{-1}	0.262×10^{-1}	0.324×10^{-1}	0.289×10^{-1}
5	0.147×10^{-1}	0.232×10^{-1}	0.249×10^{-1}	0.321×10^{-1}	0.289×10^{-1}
6	0.141×10^{-1}	0.229×10^{-1}	0.242×10^{-1}	0.324×10^{-1}	0.298×10^{-1}
7	0.121×10^{-1}	0.202×10^{-1}	0.214×10^{-1}	0.291×10^{-1}	0.272×10^{-1}
8	0.106×10^{-1}	0.180×10^{-1}	0.191×10^{-1}	0.261×10^{-1}	0.245×10^{-1}
9	0.921×10^{-2}	0.158×10^{-1}	0.169×10^{-1}	0.230×10^{-1}	0.213×10^{-1}
10	0.801×10^{-2}	0.139×10^{-1}	0.149×10^{-1}	0.206×10^{-1}	0.187×10^{-1}
11	0.720×10^{-2}	0.124×10^{-1}	0.136×10^{-1}	0.188×10^{-1}	0.168×10^{-1}
12	0.639×10^{-2}	0.108×10^{-1}	0.120×10^{-1}	0.164×10^{-1}	0.147×10^{-1}
13	0.552×10^{-2}	0.927×10^{-2}	0.103×10^{-1}	0.138×10^{-1}	0.126×10^{-1}
14	0.504×10^{-2}	0.867×10^{-2}	0.951×10^{-2}	0.144×10^{-1}	0.124×10^{-1}
15	0.426×10^{-2}	0.750×10^{-2}	0.798×10^{-2}	0.104×10^{-1}	0.969×10^{-2}
16	0.375×10^{-2}	0.681×10^{-2}	0.693×10^{-2}	0.921×10^{-2}	0.855×10^{-2}
17	0.324×10^{-2}	0.585×10^{-2}	0.588×10^{-2}	0.795×10^{-2}	0.735×10^{-2}
18	0.303×10^{-2}	0.543×10^{-2}	0.546×10^{-2}	0.744×10^{-2}	0.681×10^{-2}
19	0.278×10^{-2}	0.483×10^{-2}	0.507×10^{-2}	0.666×10^{-2}	0.549×10^{-2}
20	0.258×10^{-2}	0.426×10^{-2}	0.474×10^{-2}	0.582×10^{-2}	0.549×10^{-2}
21	0.244×10^{-2}	0.384×10^{-2}	0.447×10^{-2}	0.507×10^{-2}	0.504×10^{-2}
22	0.229×10^{-2}	0.354×10^{-2}	0.414×10^{-2}	0.438×10^{-2}	0.453×10^{-2}
23	0.202×10^{-2}	0.318×10^{-2}	0.360×10^{-2}	0.366×10^{-2}	0.378×10^{-2}
24	0.175×10^{-2}	0.286×10^{-2}	0.306×10^{-2}	0.318×10^{-2}	0.283×10^{-2}
25	0.141×10^{-2}	0.233×10^{-2}	0.240×10^{-2}	0.263×10^{-2}	0.223×10^{-2}
26	0.116×10^{-2}	0.193×10^{-2}	0.188×10^{-2}	0.218×10^{-2}	0.180×10^{-2}
27	0.996×10^{-3}	0.162×10^{-2}	0.146×10^{-2}	0.180×10^{-2}	0.147×10^{-2}
28	0.774×10^{-3}	0.120×10^{-2}	0.103×10^{-2}	0.127×10^{-2}	0.106×10^{-2}
29	0.639×10^{-3}	0.960×10^{-3}	0.900×10^{-3}	0.990×10^{-3}	0.954×10^{-3}
30	0.501×10^{-3}	0.750×10^{-3}	0.822×10^{-3}	0.855×10^{-3}	0.735×10^{-3}
31	0.354×10^{-3}	0.570×10^{-3}	0.645×10^{-3}	0.723×10^{-3}	0.453×10^{-3}
32	0.315×10^{-3}	0.525×10^{-3}	0.504×10^{-3}	0.624×10^{-3}	0.444×10^{-3}
33	0.295×10^{-3}	0.474×10^{-3}	0.375×10^{-3}	0.423×10^{-3}	0.423×10^{-3}
34	0.233×10^{-3}	0.345×10^{-3}	0.284×10^{-3}	0.375×10^{-3}	0.309×10^{-3}
35	0.177×10^{-3}	0.229×10^{-3}	0.250×10^{-3}	0.297×10^{-3}	0.271×10^{-3}
36	0.135×10^{-3}	0.170×10^{-3}	0.215×10^{-3}	0.246×10^{-3}	0.264×10^{-3}
37	0.966×10^{-4}	0.147×10^{-3}	0.160×10^{-3}	0.204×10^{-3}	0.248×10^{-3}
38	0.669×10^{-4}	0.129×10^{-3}	0.106×10^{-3}	0.171×10^{-3}	0.229×10^{-3}
39	0.343×10^{-4}	0.112×10^{-3}	0.816×10^{-4}	0.161×10^{-3}	0.225×10^{-3}
40	0.543×10^{-4}	0.920×10^{-4}	0.822×10^{-4}	0.164×10^{-3}	0.191×10^{-3}
41	0.557×10^{-4}	0.999×10^{-4}	0.828×10^{-4}	0.154×10^{-3}	0.165×10^{-3}
42	0.591×10^{-4}	0.981×10^{-4}	0.832×10^{-4}	0.130×10^{-3}	0.129×10^{-3}
43	0.579×10^{-4}	0.831×10^{-4}	0.576×10^{-4}	0.105×10^{-3}	0.106×10^{-3}
44	0.507×10^{-4}	0.696×10^{-4}	0.468×10^{-4}	0.825×10^{-4}	0.942×10^{-4}
45	0.381×10^{-4}	0.585×10^{-4}	0.417×10^{-4}	0.636×10^{-4}	0.879×10^{-4}
46	0.293×10^{-4}	0.574×10^{-4}	0.351×10^{-4}	0.325×10^{-4}	0.813×10^{-4}
47	0.209×10^{-4}	0.360×10^{-4}	0.259×10^{-4}	0.332×10^{-4}	0.717×10^{-4}
48	0.209×10^{-4}	0.288×10^{-4}	0.235×10^{-4}	0.336×10^{-4}	0.588×10^{-4}

Energy bin widths: 0.1 MeV per interval from 1 to 3 MeV and 0.2 MeV per interval from 3 to 8.6 MeV.

Table 3.4 Experimental fast neutron angular and energy dependent dose albedos for steel

(reflected dose/sr MeV/unit incident dose)

(Angles are expressed in degrees.)

Energy Group	Reflection angle					
	$\theta_0 = 45$ $\theta = 160$ $\phi = 11$	$\theta_0 = 45$ $\theta = 136$ $\phi = 70$	$\theta_0 = 60$ $\theta = 113$ $\phi = 41$	$\theta_0 = 60$ $\theta = 128$ $\phi = 87$	$\theta_0 = 75$ $\theta = 120$ $\phi = 78$	$\theta_0 = 75$ $\theta = 146$ $\phi = 95$
1	0.148×10^{-1}	0.200×10^{-1}	0.164×10^{-1}	0.950×10^{-2}	0.126×10^{-1}	0.195×10^{-1}
2	0.162×10^{-1}	0.262×10^{-1}	0.253×10^{-1}	0.163×10^{-1}	0.197×10^{-1}	0.232×10^{-1}
3	0.100×10^{-1}	0.279×10^{-1}	0.303×10^{-1}	0.216×10^{-1}	0.269×10^{-1}	0.240×10^{-1}
4	0.143×10^{-1}	0.255×10^{-1}	0.291×10^{-1}	0.215×10^{-1}	0.257×10^{-1}	0.221×10^{-1}
5	0.136×10^{-1}	0.254×10^{-1}	0.293×10^{-1}	0.213×10^{-1}	0.258×10^{-1}	0.218×10^{-1}
6	0.133×10^{-1}	0.254×10^{-1}	0.291×10^{-1}	0.208×10^{-1}	0.258×10^{-1}	0.214×10^{-1}
7	0.118×10^{-1}	0.225×10^{-1}	0.258×10^{-1}	0.184×10^{-1}	0.230×10^{-1}	0.192×10^{-1}
8	0.106×10^{-1}	0.201×10^{-1}	0.232×10^{-1}	0.165×10^{-1}	0.207×10^{-1}	0.175×10^{-1}
9	0.127×10^{-2}	0.179×10^{-1}	0.209×10^{-1}	0.147×10^{-1}	0.187×10^{-1}	0.157×10^{-1}
10	0.819×10^{-2}	0.163×10^{-1}	0.189×10^{-1}	0.134×10^{-1}	0.171×10^{-1}	0.142×10^{-1}
11	0.744×10^{-2}	0.151×10^{-1}	0.175×10^{-1}	0.124×10^{-1}	0.158×10^{-1}	0.131×10^{-1}
12	0.654×10^{-2}	0.134×10^{-1}	0.155×10^{-1}	0.995×10^{-2}	0.140×10^{-1}	0.115×10^{-1}
13	0.567×10^{-2}	0.112×10^{-1}	0.134×10^{-1}	0.933×10^{-2}	0.120×10^{-1}	0.995×10^{-2}
14	0.528×10^{-2}	0.102×10^{-1}	0.122×10^{-1}	0.858×10^{-2}	0.112×10^{-1}	0.923×10^{-2}
15	0.453×10^{-2}	0.876×10^{-2}	0.102×10^{-1}	0.735×10^{-2}	0.975×10^{-2}	0.792×10^{-2}
16	0.396×10^{-2}	0.798×10^{-2}	0.894×10^{-2}	0.657×10^{-2}	0.894×10^{-2}	0.715×10^{-2}
17	0.339×10^{-2}	0.690×10^{-2}	0.759×10^{-2}	0.573×10^{-2}	0.786×10^{-2}	0.623×10^{-2}
18	0.321×10^{-2}	0.627×10^{-2}	0.696×10^{-2}	0.540×10^{-2}	0.738×10^{-2}	0.586×10^{-2}
19	0.297×10^{-2}	0.549×10^{-2}	0.627×10^{-2}	0.498×10^{-2}	0.669×10^{-2}	0.535×10^{-2}
20	0.274×10^{-2}	0.471×10^{-2}	0.561×10^{-2}	0.456×10^{-2}	0.600×10^{-2}	0.489×10^{-2}
21	0.254×10^{-2}	0.414×10^{-2}	0.516×10^{-2}	0.420×10^{-2}	0.546×10^{-2}	0.453×10^{-2}
22	0.233×10^{-2}	0.366×10^{-2}	0.468×10^{-2}	0.387×10^{-2}	0.495×10^{-2}	0.426×10^{-2}
23	0.203×10^{-2}	0.312×10^{-2}	0.399×10^{-2}	0.345×10^{-2}	0.435×10^{-2}	0.377×10^{-2}
24	0.173×10^{-2}	0.258×10^{-2}	0.315×10^{-2}	0.303×10^{-2}	0.384×10^{-2}	0.335×10^{-2}
25	0.137×10^{-2}	0.205×10^{-2}	0.245×10^{-2}	0.243×10^{-2}	0.312×10^{-2}	0.263×10^{-2}
26	0.116×10^{-2}	0.179×10^{-2}	0.204×10^{-2}	0.205×10^{-2}	0.257×10^{-2}	0.210×10^{-2}
27	0.990×10^{-3}	0.159×10^{-2}	0.168×10^{-2}	0.174×10^{-2}	0.243×10^{-2}	0.181×10^{-2}
28	0.708×10^{-3}	0.113×10^{-2}	0.122×10^{-2}	0.128×10^{-2}	0.189×10^{-2}	0.145×10^{-2}
29	0.576×10^{-3}	0.831×10^{-3}	0.103×10^{-2}	0.956×10^{-3}	0.155×10^{-2}	0.126×10^{-2}
30	0.504×10^{-3}	0.675×10^{-3}	0.945×10^{-3}	0.942×10^{-3}	0.161×10^{-2}	0.109×10^{-2}
31	0.378×10^{-3}	0.531×10^{-3}	0.723×10^{-3}	0.777×10^{-3}	0.945×10^{-3}	0.764×10^{-3}
32	0.296×10^{-3}	0.444×10^{-3}	0.531×10^{-3}	0.663×10^{-3}	0.717×10^{-3}	0.548×10^{-3}
33	0.238×10^{-3}	0.399×10^{-3}	0.411×10^{-3}	0.531×10^{-3}	0.555×10^{-3}	0.498×10^{-3}
34	0.184×10^{-3}	0.220×10^{-3}	0.324×10^{-3}	0.384×10^{-3}	0.426×10^{-3}	0.406×10^{-3}
35	0.149×10^{-3}	0.163×10^{-3}	0.240×10^{-3}	0.306×10^{-3}	0.360×10^{-3}	0.322×10^{-3}
36	0.125×10^{-3}	0.172×10^{-3}	0.154×10^{-3}	0.258×10^{-3}	0.309×10^{-3}	0.254×10^{-3}
37	0.103×10^{-3}	0.206×10^{-3}	0.103×10^{-3}	0.207×10^{-3}	0.274×10^{-3}	0.215×10^{-3}
38	0.825×10^{-4}	0.214×10^{-3}	0.993×10^{-4}	0.155×10^{-3}	0.257×10^{-3}	0.198×10^{-3}
39	0.711×10^{-4}	0.178×10^{-3}	0.107×10^{-3}	0.123×10^{-3}	0.232×10^{-3}	0.180×10^{-3}
40	0.681×10^{-4}	0.123×10^{-3}	0.101×10^{-3}	0.116×10^{-3}	0.219×10^{-3}	0.145×10^{-3}
41	0.633×10^{-4}	0.900×10^{-4}	0.936×10^{-4}	0.113×10^{-3}	0.189×10^{-3}	0.105×10^{-3}
42	0.525×10^{-4}	0.843×10^{-4}	0.846×10^{-4}	0.104×10^{-3}	0.143×10^{-3}	0.775×10^{-4}
43	0.420×10^{-4}	0.747×10^{-4}	0.732×10^{-4}	0.918×10^{-4}	0.109×10^{-3}	0.631×10^{-4}
44	0.330×10^{-4}	0.651×10^{-4}	0.645×10^{-4}	0.831×10^{-4}	0.879×10^{-4}	0.515×10^{-4}
45	0.260×10^{-4}	0.555×10^{-4}	0.591×10^{-4}	0.744×10^{-4}	0.783×10^{-4}	0.392×10^{-4}
46	0.214×10^{-4}	0.459×10^{-4}	0.495×10^{-4}	0.578×10^{-4}	0.765×10^{-4}	0.327×10^{-4}
47	0.160×10^{-4}	0.414×10^{-4}	0.363×10^{-4}	0.510×10^{-4}	0.678×10^{-4}	0.304×10^{-4}
48	0.129×10^{-4}	0.354×10^{-4}	0.283×10^{-4}	0.432×10^{-4}	0.600×10^{-4}	0.248×10^{-4}

Energy bin widths: 0.1 MeV per interval from 1 to 3 MeV and 0.2 MeV per interval from 3 to 8.6 MeV.

Table 3.5 Experimental fast neutron angular and energy dependent dose albedos for concrete
(reflected dose/sr MeV/unit incident dose)

(Angles are expressed in degrees.)

Energy Group	Reflection angle				
	$\theta_0 = 0.0$ $\theta = 160$	$\theta_0 = 0.0$ $\theta = 106$	$\theta_0 = 0.0$ $\theta = 127$	$\theta_0 = 0.0$ $\theta = 146$	$\theta_0 = 0.0$ $\theta = 120$
1	0.891×10^{-1}	0.138×10^{-1}	0.773×10^{-2}	0.103×10^{-1}	0.209×10^{-1}
2	0.162×10^{-1}	0.140×10^{-1}	0.142×10^{-1}	0.113×10^{-1}	0.225×10^{-1}
3	0.193×10^{-1}	0.124×10^{-1}	0.187×10^{-1}	0.105×10^{-1}	0.210×10^{-1}
4	0.149×10^{-1}	0.951×10^{-2}	0.184×10^{-1}	0.777×10^{-2}	0.158×10^{-1}
5	0.132×10^{-1}	0.873×10^{-2}	0.171×10^{-1}	0.669×10^{-2}	0.142×10^{-1}
6	0.133×10^{-1}	0.882×10^{-2}	0.156×10^{-1}	0.653×10^{-2}	0.142×10^{-1}
7	0.126×10^{-1}	0.813×10^{-2}	0.136×10^{-1}	0.609×10^{-2}	0.135×10^{-1}
8	0.118×10^{-1}	0.750×10^{-2}	0.119×10^{-1}	0.571×10^{-2}	0.126×10^{-1}
9	0.102×10^{-1}	0.672×10^{-2}	0.108×10^{-1}	0.513×10^{-2}	0.112×10^{-1}
10	0.879×10^{-2}	0.585×10^{-2}	0.933×10^{-2}	0.444×10^{-2}	0.975×10^{-2}
11	0.783×10^{-2}	0.513×10^{-2}	0.831×10^{-2}	0.389×10^{-2}	0.867×10^{-2}
12	0.678×10^{-2}	0.450×10^{-2}	0.744×10^{-2}	0.337×10^{-2}	0.774×10^{-2}
13	0.594×10^{-2}	0.405×10^{-2}	0.672×10^{-2}	0.305×10^{-2}	0.705×10^{-2}
14	0.615×10^{-2}	0.426×10^{-2}	0.690×10^{-2}	0.323×10^{-2}	0.723×10^{-2}
15	0.636×10^{-2}	0.432×10^{-2}	0.672×10^{-2}	0.326×10^{-2}	0.702×10^{-2}
16	0.705×10^{-2}	0.453×10^{-2}	0.693×10^{-2}	0.344×10^{-2}	0.723×10^{-2}
17	0.735×10^{-2}	0.444×10^{-2}	0.681×10^{-2}	0.342×10^{-2}	0.705×10^{-2}
18	0.720×10^{-2}	0.450×10^{-2}	0.696×10^{-2}	0.348×10^{-2}	0.723×10^{-2}
19	0.756×10^{-2}	0.423×10^{-2}	0.663×10^{-2}	0.327×10^{-2}	0.690×10^{-2}
20	0.696×10^{-2}	0.390×10^{-2}	0.603×10^{-2}	0.295×10^{-2}	0.630×10^{-2}
21	0.618×10^{-2}	0.357×10^{-2}	0.546×10^{-2}	0.258×10^{-2}	0.367×10^{-2}
22	0.519×10^{-2}	0.324×10^{-2}	0.492×10^{-2}	0.225×10^{-2}	0.504×10^{-2}
23	0.399×10^{-2}	0.276×10^{-2}	0.423×10^{-2}	0.185×10^{-2}	0.429×10^{-2}
24	0.274×10^{-2}	0.215×10^{-2}	0.354×10^{-2}	0.144×10^{-2}	0.351×10^{-2}
25	0.225×10^{-2}	0.162×10^{-2}	0.264×10^{-2}	0.110×10^{-2}	0.268×10^{-2}
26	0.189×10^{-2}	0.139×10^{-2}	0.213×10^{-2}	0.935×10^{-3}	0.221×10^{-2}
27	0.148×10^{-2}	0.131×10^{-2}	0.196×10^{-2}	0.875×10^{-3}	0.199×10^{-2}
28	0.142×10^{-2}	0.112×10^{-2}	0.165×10^{-2}	0.689×10^{-3}	0.167×10^{-2}
29	0.120×10^{-2}	0.103×10^{-2}	0.149×10^{-2}	0.559×10^{-3}	0.150×10^{-2}
30	0.111×10^{-2}	0.996×10^{-3}	0.140×10^{-2}	0.471×10^{-3}	0.135×10^{-2}
31	0.951×10^{-3}	0.861×10^{-3}	0.111×10^{-2}	0.356×10^{-3}	0.108×10^{-2}
32	0.879×10^{-3}	0.744×10^{-3}	0.870×10^{-3}	0.296×10^{-3}	0.945×10^{-3}
33	0.777×10^{-3}	0.609×10^{-3}	0.684×10^{-3}	0.257×10^{-3}	0.828×10^{-3}
34	0.609×10^{-3}	0.471×10^{-3}	0.528×10^{-3}	0.201×10^{-3}	0.651×10^{-3}
35	0.507×10^{-3}	0.396×10^{-3}	0.426×10^{-3}	0.158×10^{-3}	0.510×10^{-3}
36	0.441×10^{-3}	0.336×10^{-3}	0.351×10^{-3}	0.127×10^{-3}	0.405×10^{-3}
37	0.339×10^{-3}	0.263×10^{-3}	0.288×10^{-3}	0.107×10^{-3}	0.330×10^{-3}
38	0.288×10^{-3}	0.213×10^{-3}	0.256×10^{-3}	0.996×10^{-4}	0.281×10^{-3}
39	0.230×10^{-3}	0.195×10^{-3}	0.238×10^{-3}	0.938×10^{-4}	0.235×10^{-3}
40	0.197×10^{-3}	0.179×10^{-3}	0.212×10^{-3}	0.775×10^{-4}	0.181×10^{-3}
41	0.156×10^{-3}	0.147×10^{-3}	0.169×10^{-3}	0.538×10^{-4}	0.165×10^{-3}
42	0.130×10^{-3}	0.110×10^{-3}	0.119×10^{-3}	0.340×10^{-4}	0.149×10^{-3}
43	0.106×10^{-3}	0.789×10^{-4}	0.104×10^{-3}	0.214×10^{-4}	0.121×10^{-3}
44	0.816×10^{-4}	0.597×10^{-4}	0.927×10^{-4}	0.158×10^{-4}	0.849×10^{-4}
45	0.771×10^{-4}	0.498×10^{-4}	0.849×10^{-4}	0.142×10^{-4}	0.537×10^{-4}
46	0.702×10^{-4}	0.456×10^{-4}	0.786×10^{-4}	0.139×10^{-4}	0.366×10^{-4}
47	0.636×10^{-4}	0.408×10^{-4}	0.648×10^{-4}	0.132×10^{-4}	0.324×10^{-4}
48	0.516×10^{-4}	0.339×10^{-4}	0.474×10^{-4}	0.116×10^{-4}	0.312×10^{-4}

Energy bin widths: 0.1 MeV per interval from 1 to 3 MeV and 0.2 MeV per interval from 3 to 8.6 MeV.

Table 3.6 Experimental fast neutron angular and energy dependent dose albedos for concrete
(reflected dose/sr MeV/unit incident dose)

(Angles are expressed in degrees.)

Energy Group	Reflection angle					
	$\theta_0 = 45$ $\theta = 160$ $\phi = 11$	$\theta_0 = 45$ $\theta = 136$ $\phi = 70$	$\theta_0 = 60$ $\theta = 113$ $\phi = 41$	$\theta_0 = 60$ $\theta = 128$ $\phi = 87$	$\theta_0 = 75$ $\theta = 120$ $\phi = 78$	$\theta_0 = 75$ $\theta = 146$ $\phi = 95$
1	0.193×10^{-1}	0.170×10^{-1}	0.289×10^{-1}	0.417×10^{-2}	0.491×10^{-2}	0.295×10^{-1}
2	0.237×10^{-1}	0.274×10^{-1}	0.314×10^{-1}	0.756×10^{-2}	0.996×10^{-2}	0.326×10^{-1}
3	0.231×10^{-1}	0.305×10^{-1}	0.289×10^{-1}	0.113×10^{-1}	0.147×10^{-1}	0.315×10^{-1}
4	0.194×10^{-1}	0.243×10^{-1}	0.219×10^{-1}	0.121×10^{-1}	0.158×10^{-1}	0.255×10^{-1}
5	0.180×10^{-1}	0.218×10^{-1}	0.193×10^{-1}	0.126×10^{-1}	0.174×10^{-1}	0.235×10^{-1}
6	0.182×10^{-1}	0.223×10^{-1}	0.193×10^{-1}	0.127×10^{-1}	0.190×10^{-1}	0.236×10^{-1}
7	0.171×10^{-1}	0.214×10^{-1}	0.182×10^{-1}	0.113×10^{-1}	0.183×10^{-1}	0.221×10^{-1}
8	0.160×10^{-1}	0.202×10^{-1}	0.172×10^{-1}	0.103×10^{-1}	0.172×10^{-1}	0.205×10^{-1}
9	0.144×10^{-1}	0.179×10^{-1}	0.154×10^{-1}	0.948×10^{-2}	0.154×10^{-1}	0.182×10^{-1}
10	0.127×10^{-1}	0.154×10^{-1}	0.134×10^{-1}	0.870×10^{-2}	0.134×10^{-1}	0.159×10^{-1}
11	0.114×10^{-1}	0.137×10^{-1}	0.117×10^{-1}	0.806×10^{-2}	0.119×10^{-1}	0.141×10^{-1}
12	0.101×10^{-1}	0.119×10^{-1}	0.102×10^{-1}	0.725×10^{-2}	0.105×10^{-1}	0.124×10^{-1}
13	0.869×10^{-2}	0.106×10^{-1}	0.927×10^{-2}	0.665×10^{-2}	0.939×10^{-2}	0.109×10^{-1}
14	0.884×10^{-2}	0.109×10^{-1}	0.987×10^{-2}	0.697×10^{-2}	0.963×10^{-2}	0.109×10^{-1}
15	0.837×10^{-2}	0.108×10^{-1}	0.100×10^{-1}	0.693×10^{-2}	0.928×10^{-2}	0.103×10^{-1}
16	0.852×10^{-2}	0.112×10^{-1}	0.107×10^{-1}	0.719×10^{-2}	0.936×10^{-2}	0.104×10^{-1}
17	0.832×10^{-2}	0.113×10^{-1}	0.106×10^{-1}	0.710×10^{-2}	0.900×10^{-2}	0.999×10^{-2}
18	0.851×10^{-2}	0.116×10^{-1}	0.109×10^{-1}	0.737×10^{-2}	0.409×10^{-2}	0.102×10^{-2}
19	0.813×10^{-2}	0.111×10^{-1}	0.100×10^{-1}	0.709×10^{-2}	0.874×10^{-2}	0.968×10^{-2}
20	0.731×10^{-2}	0.101×10^{-1}	0.872×10^{-2}	0.654×10^{-2}	0.818×10^{-2}	0.898×10^{-2}
21	0.690×10^{-2}	0.887×10^{-2}	0.747×10^{-2}	0.593×10^{-2}	0.759×10^{-2}	0.824×10^{-2}
22	0.628×10^{-2}	0.770×10^{-2}	0.637×10^{-2}	0.540×10^{-2}	0.693×10^{-2}	0.752×10^{-2}
23	0.549×10^{-2}	0.635×10^{-2}	0.526×10^{-2}	0.464×10^{-2}	0.593×10^{-2}	0.698×10^{-2}
24	0.473×10^{-2}	0.502×10^{-2}	0.426×10^{-2}	0.398×10^{-2}	0.435×10^{-2}	0.563×10^{-2}
25	0.373×10^{-2}	0.379×10^{-2}	0.836×10^{-2}	0.311×10^{-2}	0.383×10^{-2}	0.446×10^{-2}
26	0.319×10^{-2}	0.309×10^{-2}	0.314×10^{-2}	0.258×10^{-2}	0.340×10^{-2}	0.383×10^{-2}
27	0.309×10^{-2}	0.289×10^{-2}	0.312×10^{-2}	0.241×10^{-2}	0.330×10^{-2}	0.357×10^{-2}
28	0.267×10^{-2}	0.245×10^{-2}	0.243×10^{-2}	0.206×10^{-2}	0.285×10^{-2}	0.298×10^{-2}
29	0.235×10^{-2}	0.211×10^{-2}	0.192×10^{-2}	0.182×10^{-2}	0.263×10^{-2}	0.264×10^{-2}
30	0.205×10^{-2}	0.182×10^{-2}	0.158×10^{-2}	0.159×10^{-2}	0.238×10^{-2}	0.242×10^{-2}
31	0.167×10^{-2}	0.141×10^{-2}	0.121×10^{-2}	0.128×10^{-2}	0.188×10^{-2}	0.200×10^{-2}
32	0.143×10^{-2}	0.121×10^{-2}	0.984×10^{-3}	0.116×10^{-2}	0.157×10^{-2}	0.173×10^{-2}
33	0.123×10^{-2}	0.101×10^{-2}	0.817×10^{-3}	0.104×10^{-2}	0.132×10^{-2}	0.150×10^{-2}
34	0.100×10^{-2}	0.726×10^{-3}	0.634×10^{-3}	0.819×10^{-3}	0.103×10^{-2}	0.120×10^{-2}
35	0.832×10^{-3}	0.532×10^{-3}	0.521×10^{-3}	0.647×10^{-3}	0.815×10^{-3}	0.980×10^{-3}
36	0.665×10^{-3}	0.443×10^{-3}	0.456×10^{-3}	0.510×10^{-3}	0.681×10^{-3}	0.798×10^{-3}
37	0.520×10^{-3}	0.398×10^{-3}	0.395×10^{-3}	0.409×10^{-3}	0.594×10^{-3}	0.650×10^{-3}
38	0.433×10^{-3}	0.371×10^{-3}	0.313×10^{-3}	0.338×10^{-3}	0.815×10^{-3}	0.535×10^{-3}
39	0.377×10^{-3}	0.330×10^{-3}	0.237×10^{-3}	0.217×10^{-3}	0.416×10^{-3}	0.442×10^{-3}
40	0.328×10^{-3}	0.247×10^{-3}	0.170×10^{-3}	0.210×10^{-3}	0.317×10^{-3}	0.365×10^{-3}
41	0.283×10^{-3}	0.160×10^{-3}	0.131×10^{-3}	0.167×10^{-3}	0.249×10^{-3}	0.296×10^{-3}
42	0.241×10^{-3}	0.104×10^{-3}	0.116×10^{-3}	0.141×10^{-3}	0.215×10^{-3}	0.230×10^{-3}
43	0.189×10^{-3}	0.740×10^{-4}	0.109×10^{-3}	0.114×10^{-3}	0.191×10^{-3}	0.174×10^{-3}
44	0.141×10^{-3}	0.591×10^{-4}	0.939×10^{-4}	0.928×10^{-4}	0.165×10^{-3}	0.141×10^{-3}
45	0.103×10^{-3}	0.526×10^{-4}	0.660×10^{-4}	0.770×10^{-4}	0.133×10^{-3}	0.118×10^{-3}
46	0.775×10^{-4}	0.523×10^{-4}	0.423×10^{-4}	0.687×10^{-4}	0.105×10^{-3}	0.958×10^{-4}
47	0.644×10^{-4}	0.510×10^{-4}	0.290×10^{-4}	0.632×10^{-4}	0.834×10^{-4}	0.799×10^{-4}
48	0.587×10^{-4}	0.450×10^{-4}	0.214×10^{-4}	0.556×10^{-4}	0.638×10^{-4}	0.735×10^{-4}

Energy bin widths: 0.1 MeV per interval from 1 to 3 MeV and 0.2 MeV per interval from 3 to 8.6 MeV.

Table 3.7 Energy structure in Table 3.3 to 3.6

Energy Group	Lower Energy (MeV)	Upper Energy (MeV)	Energy Group Width (MeV)	Energy Group	Lower Energy (MeV)	Upper Energy (MeV)	Energy Group Width (MeV)
1	1.0	1.1	0.1	25	3.8	4.0	0.2
2	1.1	1.2	0.1	26	4.0	4.2	0.2
3	1.2	1.3	0.1	27	4.2	4.4	0.2
4	1.3	1.4	0.1	28	4.4	4.6	0.2
5	1.4	1.5	0.1	29	4.6	4.8	0.2
6	1.5	1.6	0.1	30	4.8	5.0	0.2
7	1.6	1.7	0.1	31	5.0	5.2	0.2
8	1.7	1.8	0.1	32	5.2	5.4	0.2
9	1.8	1.9	0.1	33	5.4	5.6	0.2
10	1.9	2.0	0.1	34	5.6	5.8	0.2
11	2.0	2.1	0.1	35	5.8	6.0	0.2
12	2.1	2.2	0.1	36	6.0	6.2	0.2
13	2.2	2.3	0.1	37	6.2	6.4	0.2
14	2.3	2.4	0.1	38	6.4	6.6	0.2
15	2.4	2.5	0.1	39	6.6	6.8	0.2
16	2.5	2.6	0.1	40	6.8	7.0	0.2
17	2.6	2.7	0.1	41	7.0	7.2	0.2
18	2.7	2.8	0.1	42	7.2	7.4	0.2
19	2.8	2.9	0.1	43	7.4	7.6	0.2
20	2.9	3.0	0.1	44	7.6	7.8	0.2
21	3.0	3.2	0.2	45	7.8	8.0	0.2
22	3.2	3.4	0.2	46	8.0	8.2	0.2
23	3.4	3.6	0.2	47	8.2	8.4	0.2
24	3.6	3.8	0.2	48	8.4	8.6	0.2

Table 3.8 Experimental angles

θ_0 (deg)	θ (deg)	ϕ (deg)
0	106	-
0	120	-
0	127	-
0	146	-
0	160	-
45	136	70
45	160	11
60	113	41
60	128	87
75	120	78
75	146	95

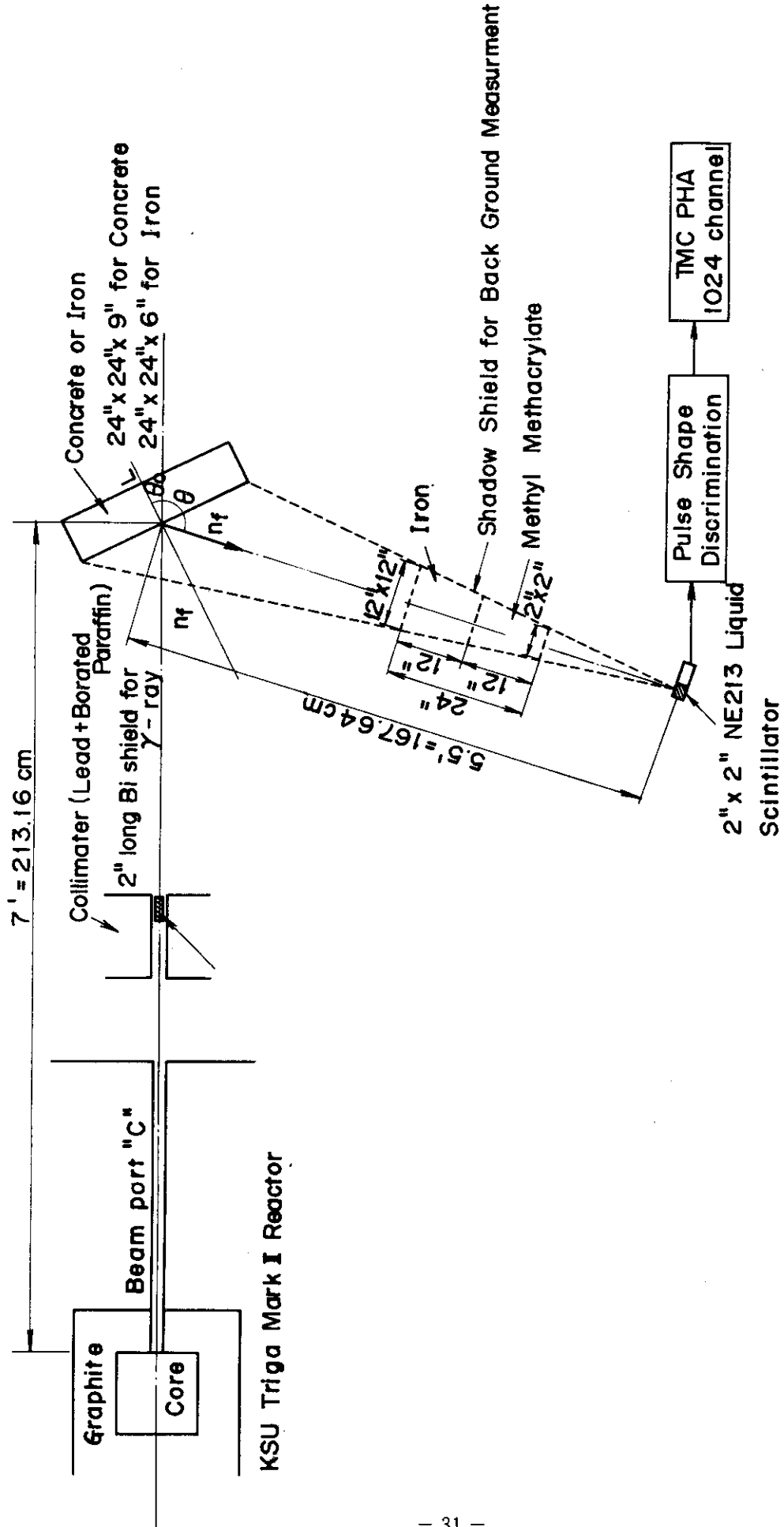


Fig. 3.1 Experimental configuration

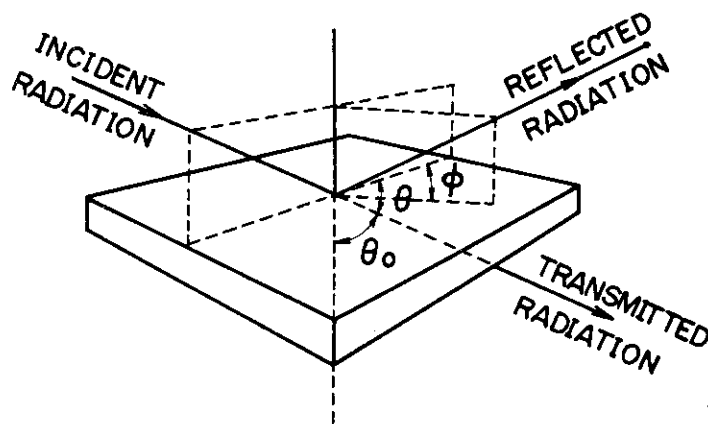


Fig.3.2 Definition of θ_0 , θ and ϕ

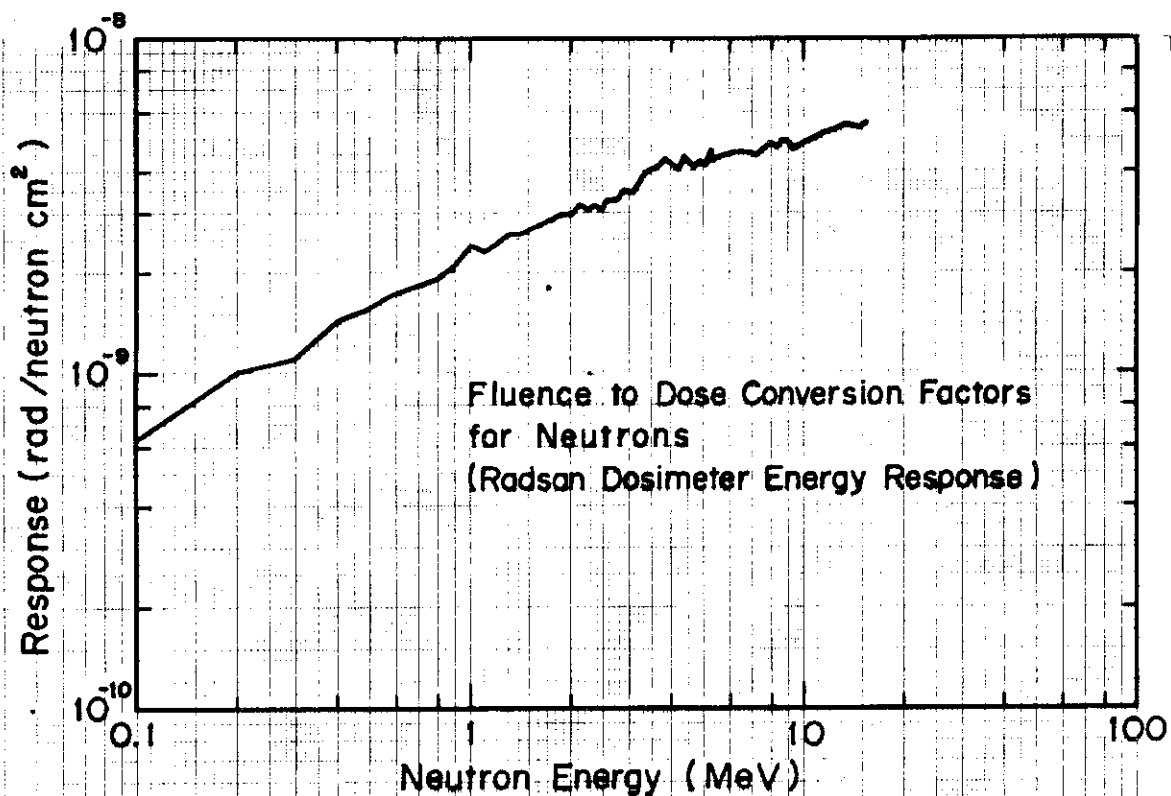
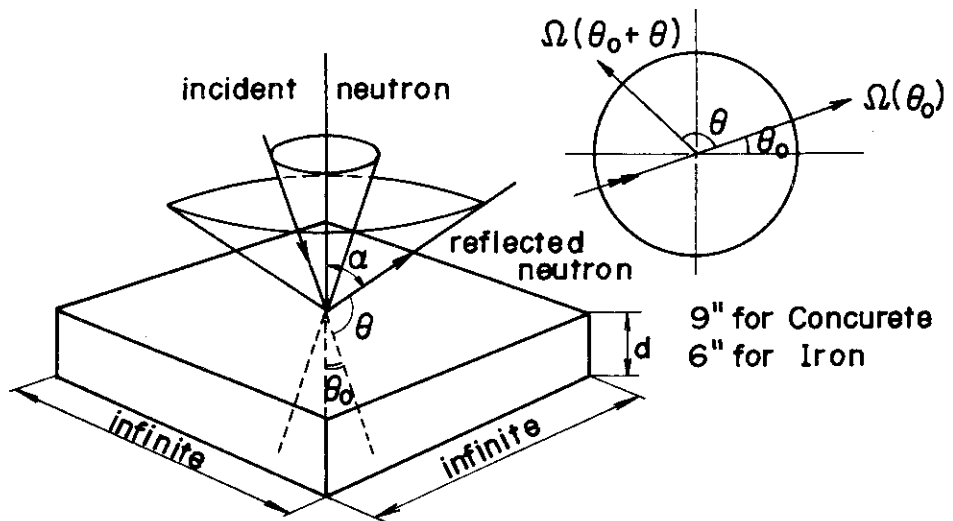
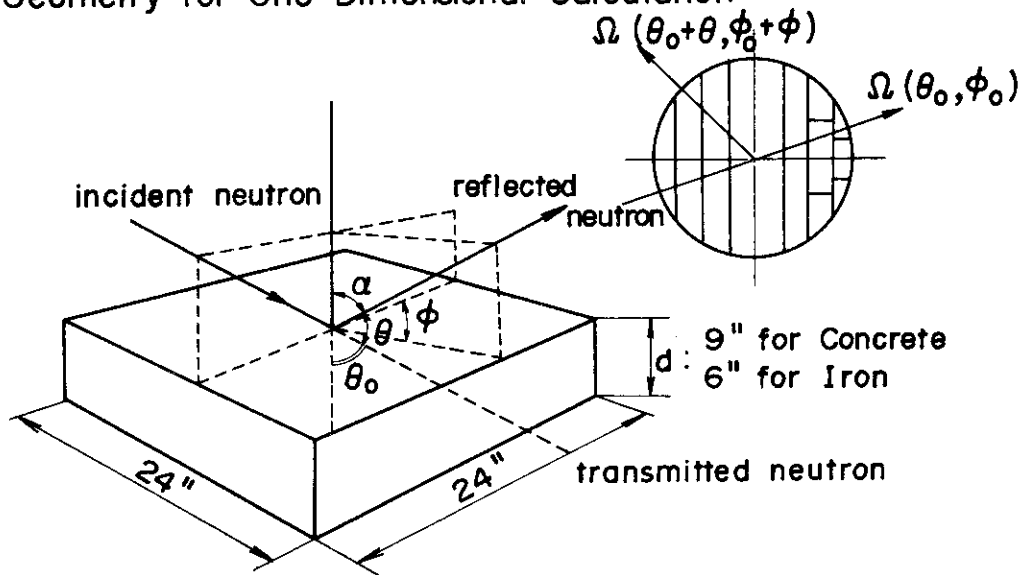


Fig. 3.3 Fluence to dose conversion factors for neutrons in soft tissues



Geometry for One-Dimensional Calculation



Geometry for Two-Dimensional Calculation

Fig.3.4 Geometrical models for transport code

4. 鉄筋コンクリート散乱体による熱中性子微分アルベド

4. Differential Angular Thermal Neutron Albedos for Steel Reinforced Concrete (ORNL-TSF)

(References)

- 1) Maerker R.E. and Muckenthaler F.J. : "Measurements and Single-Velocity Calculations of Differential Angular Thermal-Neutron Albedos of Concrete," Nucl. Sci. Eng., 26, 339 (1966)
- 2) Coleman W.A., Maerker R.E., Muckenthaler F.J. and Stevens P.N. : "Calculation of Doubly Differential Current Albedos for Epicadmium Neutrons Incident on Concrete and Comparison of the Reflected Subcadmium Component with Experiment ," Nucl. Sci. Eng., 27, 411 (1967)

(Summary)

- | | | |
|----------------------|---|--|
| a) Experimental type | : | Backscattering of Thermal Neutrons |
| b) Source | : | Collimated Neutron Beam Extracted from ORNL Tower Shielding Facility |
| c) Material | : | Reinforced Concrete |
| d) Geometry | : | Slab Reflector |
| e) Instrument | : | BF ₃ Detector |
| f) Quantity measured | : | Differential Angular Thermal Neutron Albedos |

4.1 実験配置

全体の実験配置をFig. 4.1に示す。原子炉からの中性子は十分コリメートされた後、8フィート離れたコンクリート供試体に入射する。散乱熱中性子を測定するため、供試体から31フィート離れた位置にBF₃検出器が置かれている。供試体は水平回転軸をもつターンテーブルの上に置かれ、水平軸の周り(回転角 α)に90°、垂直軸の周り(回転角 $\beta + \gamma$)に180°回転することができ、一方、BF₃検出器は供試体を中心として半径31フィートの弧を描いて160°まで回転(回転角 γ)することができる。

供試体の構造をFig. 4.2の(a)に示す。供試体の前面から1.75インチと7.25インチの位置に直径0.5インチの鉄筋が格子状に配置され、それぞれ厚さ1インチずつの鉄筋領域を形成する。鉄筋領域を均質化した見取図がFig. 4.2の(b)である。

4.2 測定方法と測定器

供試体により反射された中性子が回転角 α , β , γ をパラメータとして前面にコリメータを持つ BF₃ 検出器によって測定された。測定の種類は Table 4.1 に示した通りである。なお, Fig. 4.3 に, 供試体, 検出器の回転角, ビーム入射角 θ_0 , 反射天頂角 θ , 反射方位角 ϕ の関係を示す。

Table 4.1 の測定結果は, 次式によって処理された。

- a) 入射熱中性子 (Subcdmium neutron) が供試体で反射後, 空気散乱を起こして検出される値

$$X = [(F_1 - F_2) - (E_1 - E_2)] - [(G_1 - G_2) - (H_1 - H_2)]$$

- b) 入射熱外中性子 (Epicdmium neutron) が供試体で減速され, 反射熱中性子として検出される値

$$Y = [(C_1 - C_2) - (D_1 - D_2)] - [(G_1 - G_2) - (H_1 - H_2)]$$

- c) 入射熱中性子が, 供試体で反射され, 熱中性子として検出される値

$$Z = [(B_1 - B_2) - (A_1 - A_2)] - [(F_1 - F_2) - (E_1 - E_2)] - Y$$

Y および Z が熱外中性子および熱中性子の入射によって供試体から反射されてくる熱中性子の値である。これらは, 空中の減衰, 供試体から検出器までの逆二乗効果の補正をして, 特定の反射角をもつ, Angular flux に換算された。最後に, 角度微分アルベドを得るために, 熱および熱外中性子の入射数に対する比がとられた。

4.3 線源

中性子ビームは, 炉の出口に厚さ 92 インチの水遮蔽を設け直径 2.75 インチ (6.99 cm), 長さ 36 インチのダクトを通してコリメートされた。

コリメータ出口の中性子スペクトルは, 第 8 章の Fig. 8.3 に示す通りである。

4.4 測定結果

測定がなされた反射角は Table 4.2 の通りである。熱中性子の角度微分アルベドの測定結果は Fig. 4.4 ~ Fig. 4.8 に示す通りである。Fig. 4.4 ~ 4.7 は入射角が 0°, 45°, 60°, 75° の場合の反射角の余弦に対する微分アルベドで, いずれも反射方位角は 15° と 135° である。Fig. 4.8 は入射角が 75° の場合の反射方位角に対する微分アルベドで, 反射角の余弦は 0.056, 0.167, 0.278 である。

熱外中性子入射による熱中性子の角度微分アルベドは Fig. 4.9, 4.10 の通りである。Fig. 4.9 は入射角が 0° の場合, Fig. 4.10 は入射角が 75° の場合の反射角の余弦に対する微分アル

ベドである。Fig. 4.10 の場合の反射方位角は 15° と 135° である。

4.5 計算のためのモデル化

a) 線源条件

熱中性子入射アルベドの場合は、特定の入射角 θ_0 をもつ熱中性子ビームとする。熱外中性子入射アルベドの場合は第 8 章の Fig. 8.4 の中性子スペクトルを有する中性子ビームを入射角 θ_0 で入射させる。

b) 幾何形状

Fig. 4.2(b) の平板形状で、全体の配置は Fig. 4.1 の通りである。

c) 物質の組成

供試体の組成は次の通りである。

Element	($\rho = 2.30 \text{ g/cm}^3$)
	Atomic density (atoms/cm ³)
H	8.22×10^{21}
C	1.95×10^{22}
O	3.43×10^{22}
Ca	1.08×10^{22}
Si	1.64×10^{21}
Mg	1.80×10^{21}
Fe	2.96×10^{21}
Al	5.38×10^{20}
K	3.95×10^{19}
Na	1.58×10^{19}

4.6 実験と計算の規格化

測定されたアルベドは、1 個の入射中性子当たり、ある角度に反射される単位立体角あたりの中性子数、すなわち角度微分アルベドである。

Table 4.1 Yes or No of cadmium cover

Case	Source collimator	Slab	Comment
A ₁ -A ₂	x	0	Slab reflection
B ₁ -B ₂	x	x	
C ₁ -C ₂	0	x	
D ₁ -D ₂	0	0	
E ₁ -E ₂	x	0	Air scattering
F ₁ -F ₂	x	x	
G ₁ -G ₂	0	x	
H ₁ -H ₂	0	0	

Note

- 1) The subscript 1 denotes bare detector readings and the subscript 2 denotes cadmium - covered detector readings.
- 2) The symbol 0 denotes bare conditions and the symbol x denotes cadmium - covered conditions.

Table 4.2 Reflected polar angles

1	θ_{λ} (deg.)	$ \cos\theta_{\lambda} $
1	161	0.944
2	146	0.833
3	136	0.722
4	128	0.611
5	120	0.500
6	113	0.389
7	106	0.278
8	100	0.167
9	93	0.056

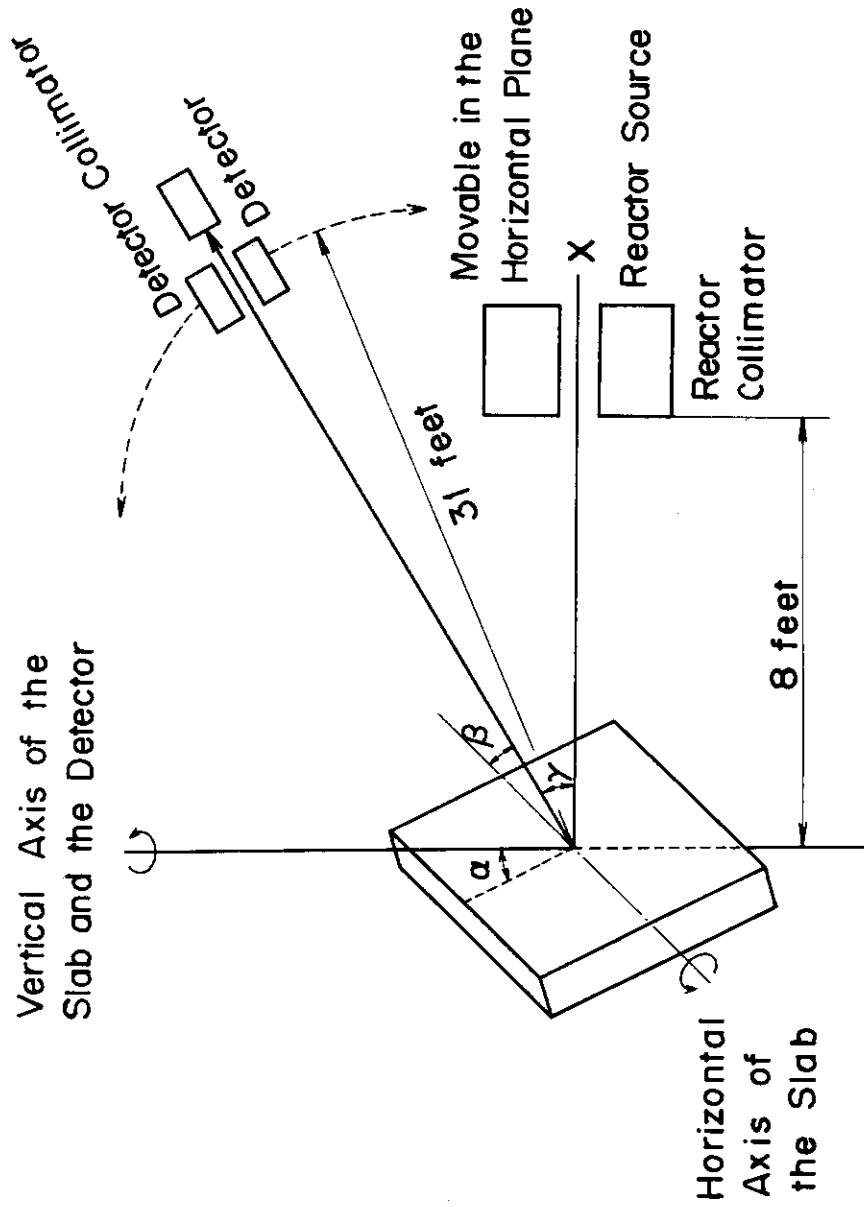


Fig. 4.1 Experimental arrangement

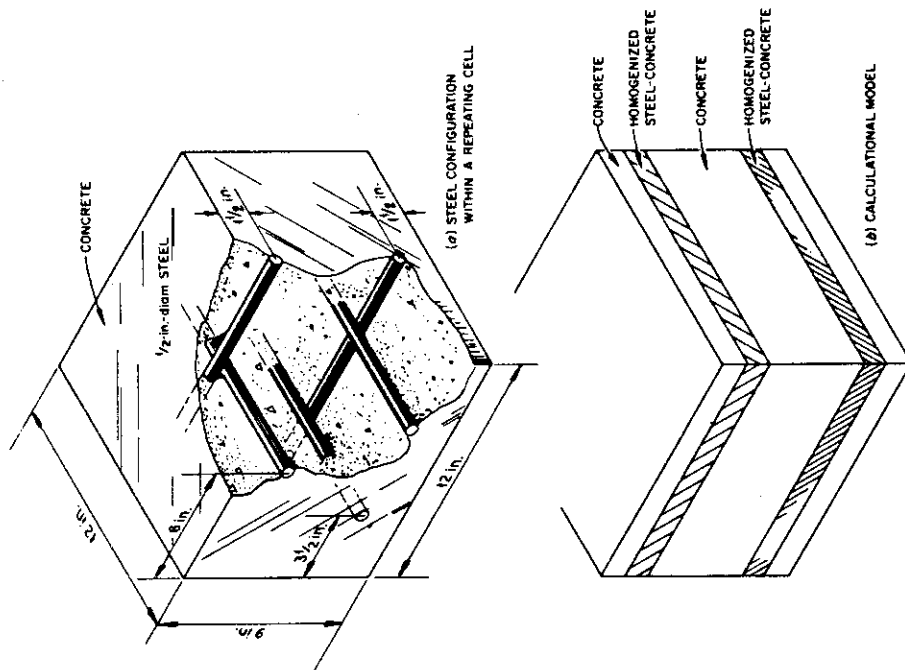


Fig. 4.2 Configuration of concrete

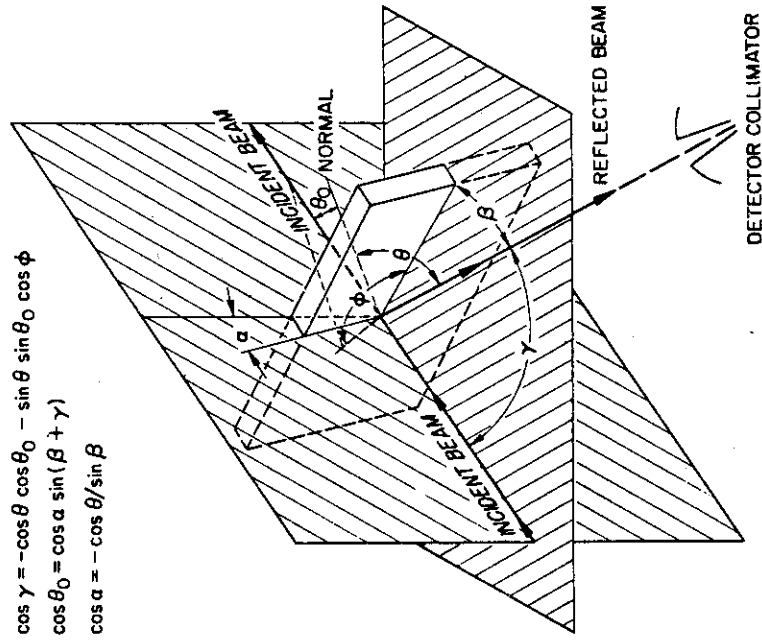


Fig. 4.3 The experimental angles, α , β , and γ , and their functional relationships to θ_0 , θ , and ϕ .

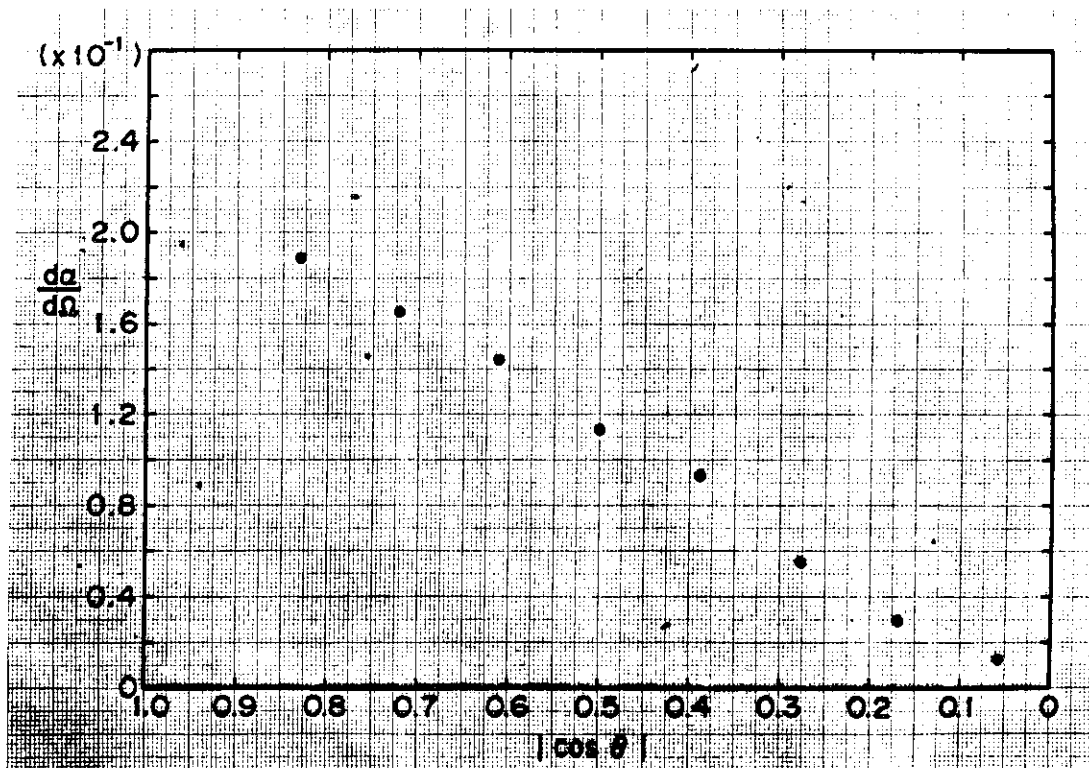


Fig. 4.4 Subcadmium neutron differential albedo for reinforced concrete as a function of the cosine of the polar angle of emission (incident angle = 0°)

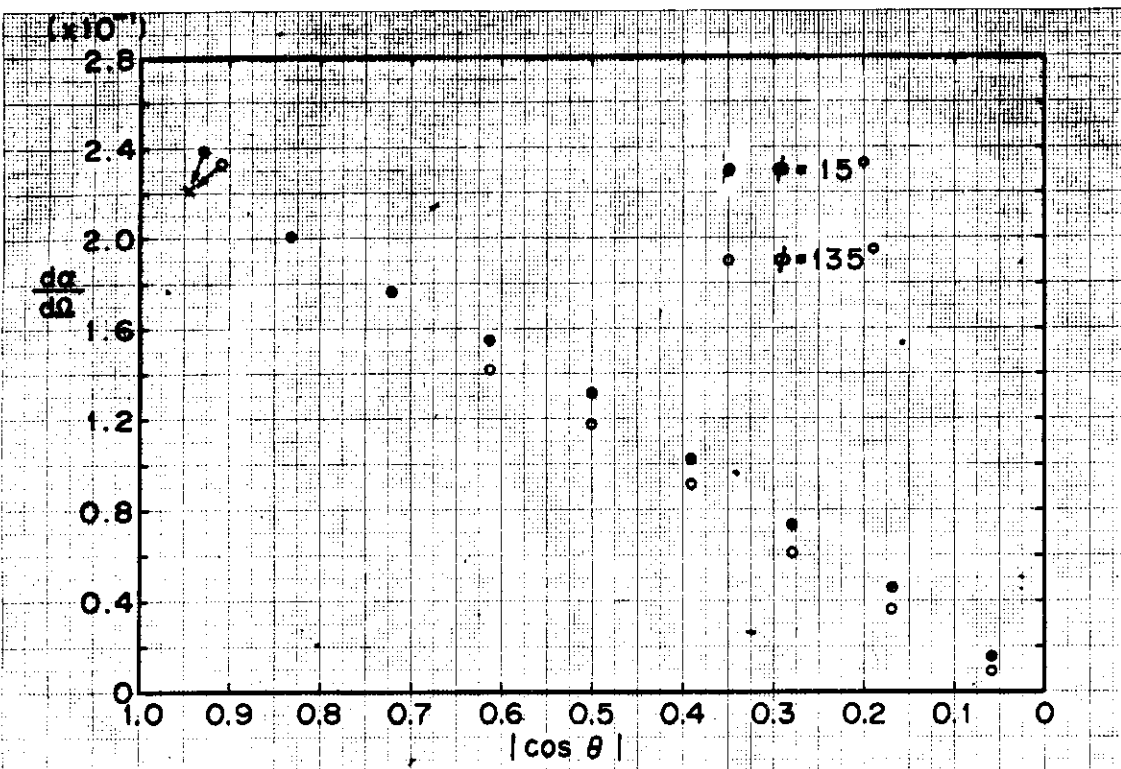


Fig. 4.5 Subcadmium neutron differential albedo for reinforced concrete as a function of the cosine of the polar angle of emission (incident angle = 45°)

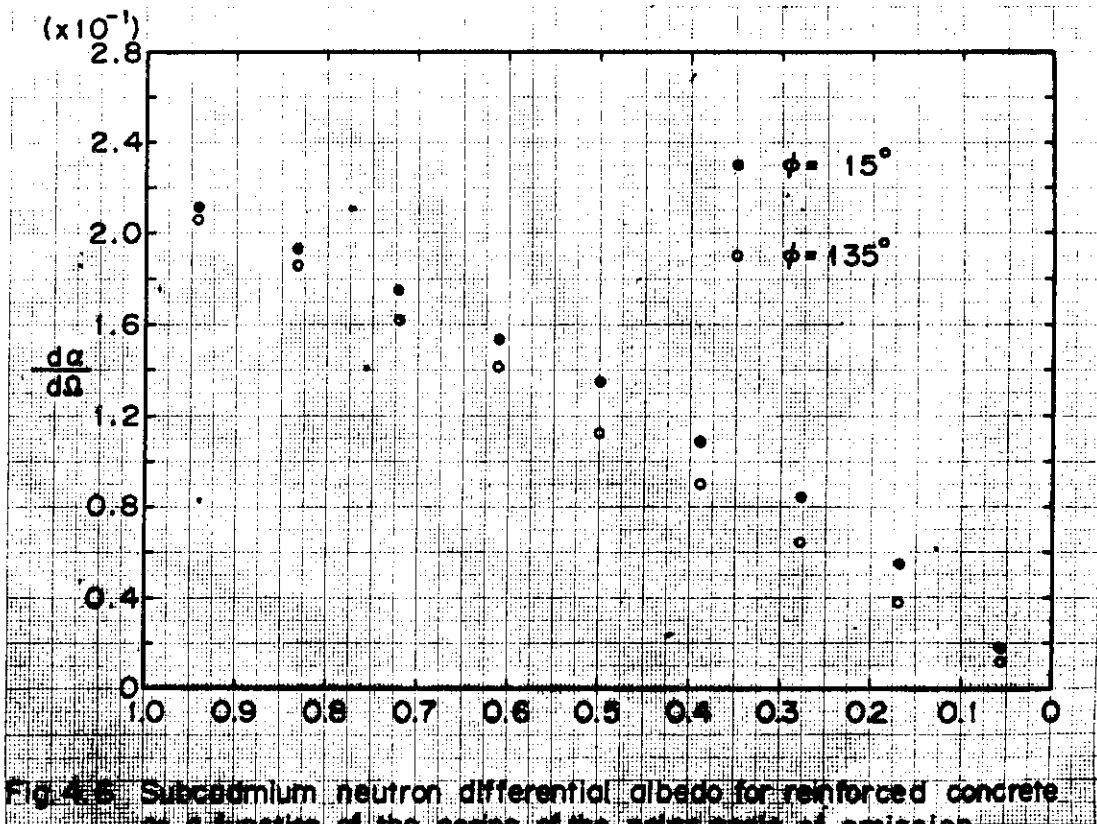


Fig. 4.6 Subcadmium neutron differential albedo for reinforced concrete as a function of the cosine of the polar angle of emission (incident angle = 60°)

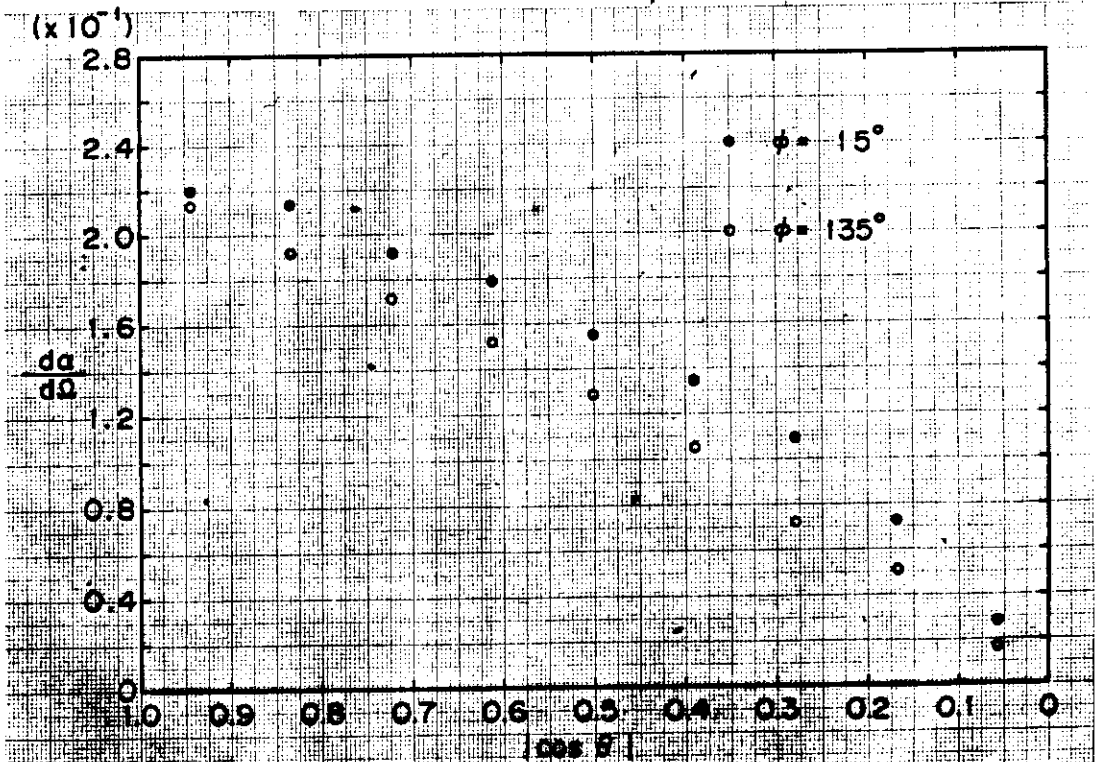


Fig. 4.7 Subcadmium neutron differential albedo for reinforced concrete as a function of the cosine of the polar angle of emission (incident angle = 75°)

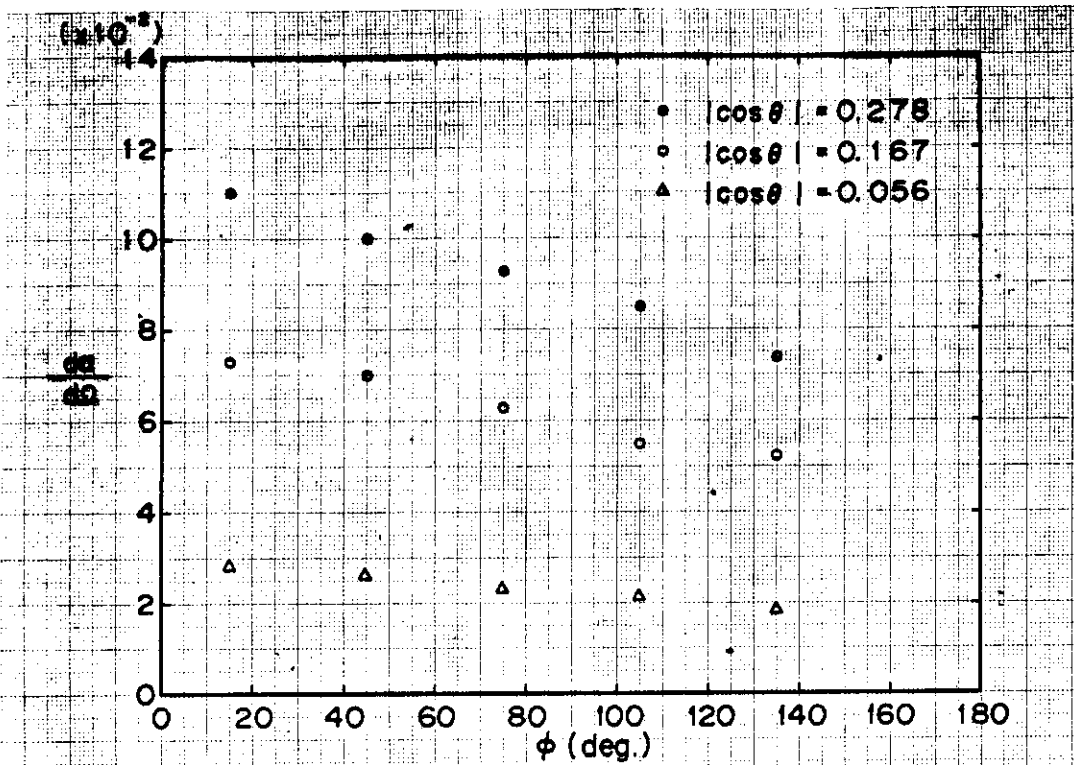


Fig. 4.8 Subcadmium neutron differential albedo for reinforced concrete as a function of the azimuthal angle of emission (incident angle $\approx 75^\circ$)

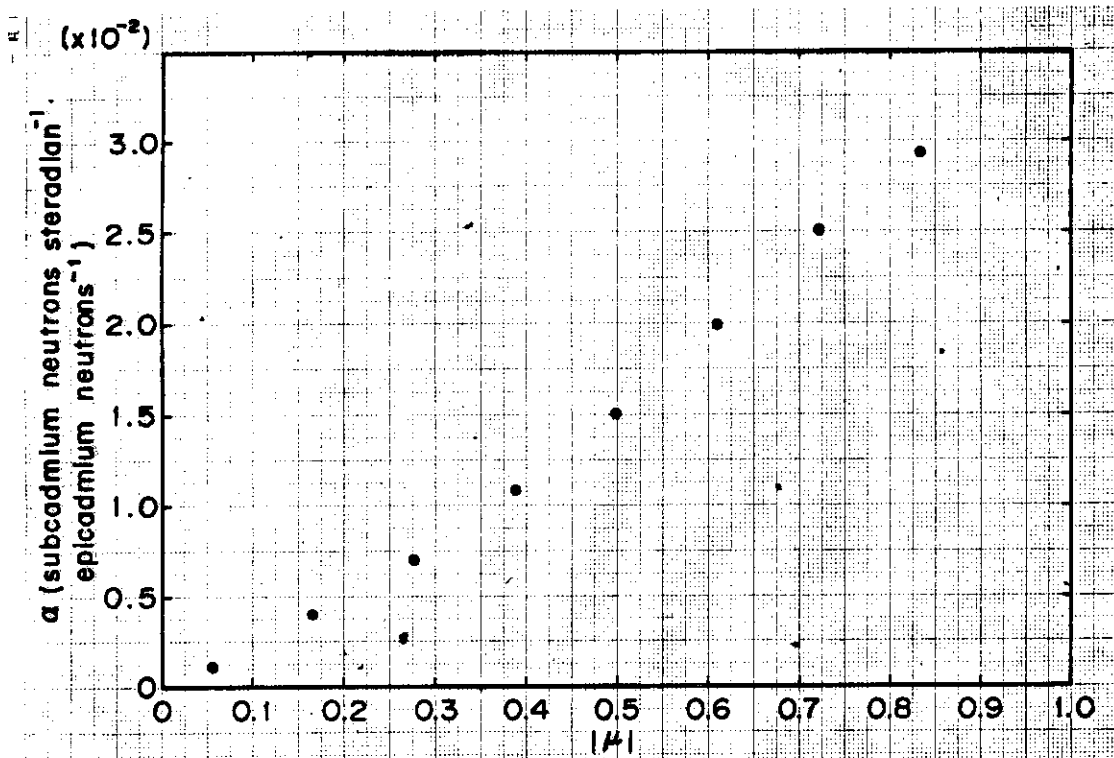


Fig. 4.9 Subcadmium neutron differential albedos for epithermal incident neutron (incident angle = 0°)

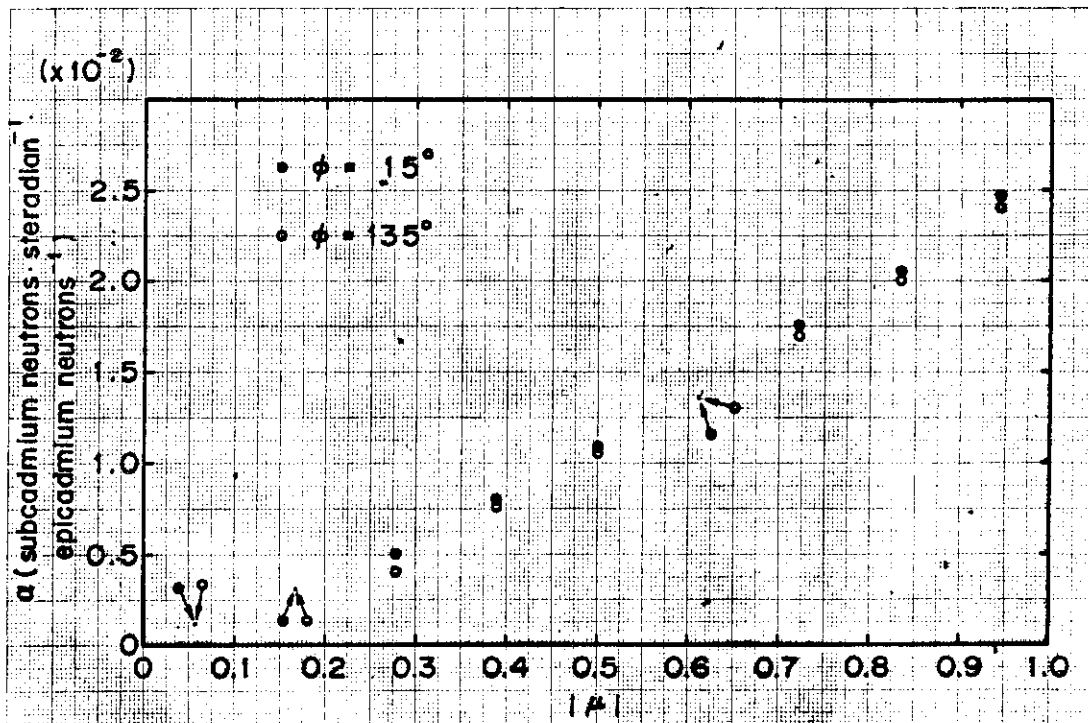


Fig. 4.10 Subcadmium neutron differential albedos for epithermal incident neutron (incident angle = 75°)

5. 鉄供試体による速中性子の後方散乱スペクトル

5. Fast Neutron Spectra of d-D and d-T neutrons Backscattered by Iron Slabs (Durling)

(reference)

- 1) Durling G., Jansson R. and Starfelt N. : "Experimental fast neutron spectra in Al and Fe," Arkiv for Fysik, 26, No.19, 293 (1963)

(Summary)

- a) Experimental type : Backscattering of d-D, d-T Neutrons
 b) Source : Point Neutron Source by d-D and d-T Reactions Induced by 150 keV d^+ Beam
 c) Material : Iron
 d) Geometry : Slab
 e) Instrument : Stilbene Scintillator
 f) Quantity measured : Neutron Energy Spectra on the Slab Surface

5.1 実験配置

Fig. 5.1 に実験配置を示す。線源（ターゲット）の位置は、板状供試体から 20cm の位置にあり、検出器は供試体の線源側の面上に設置されている。

5.2 測定方法と測定器

0.5" ϕ \times 0.5" スチルベンシンチレータにより、直接線、散乱線を一緒に測定し、微分法により Unfolding し、スペクトルが求められている。

なお、end effect, multiple scattering の補正は、Broek and Anderson^{*)}の方法によって行われた。すなわち、d-T 中性子はレスポンスに $^{12}\text{C}(n, \alpha)$ 反応のピークが出るが、微分法ではこの補正は不可能なので以下のような方策をとった。供試体を置いた場合の波高分布の肩と、供試体なしの波高分布の肩とを規格化して、供試体なしの波高分布を差しひく。これで、残りは散乱線によるものとなるので、これを通常の方法で Unfolding する。この結果を低エネルギー

*) Broek H. W. and Anderson C. E., Rev. Sci. Instr., 31, 1063 (1960)

用スペクトルとする。高エネルギー部は通常どうり差引く前の波高分布を用いる。

5.3 線源

重陽子を230 keVまで加速し、DまたはTのメタルターゲットに当て、中性子を発生させた。実際に、 $d-D$ 、 $d-T$ 反応を起す。 d^+ 粒子のエネルギーは平均で150 keVとされている。

発生する中性子は、10 mm ϕ \times 3 mmのKI (T ℓ)シンチレータで、 $D(t, n)^4\text{He}$ 、 $D(d, p)T$ 反応で生じるpまたはT粒子を測定し求めている。ただし、 $D(d, p)T$ は $D(d, n)^3\text{He}$ の競合反応で、直接 $D(d, n)^3\text{He}$ の反応数を求めることができない。このため、 $d-D$ 中性子については相対モニタとなっている。 $d-T$ 中性子についてはシンチレータ有感部がターゲットから張る立体角 1.5×10^{-4} sterを考慮し、絶対値を出している。

この他、ターゲットから3 mの位置のロングカウンタで相対モニタされた。

5.4 測定結果

Fig. 5.2, 5.3は $d-D$ 、 $d-T$ 中性子に対する測定結果である。これらは、供試体がない場合($t=0$)に中性子束が1になるように規格化されている。

5.5 計算のためのモデル化

a) 線源条件

$d-T$ 、 $d-D$ 反応による中性子の強度とエネルギーの角度分布はTable 7.3, 7.4で、重陽子のエネルギーが150 keVのデータを用いる。

また、発生中性子数は、線源から前方に20 cm離れた位置で供試体がない場合のfluxを1とするように決める。

b) 幾何条件

鉄供試体の形状は $70 \times 70 \times t$ cm ($t=5, 10, 15$ cm)である。これらは無限平板と見なしでもよい。

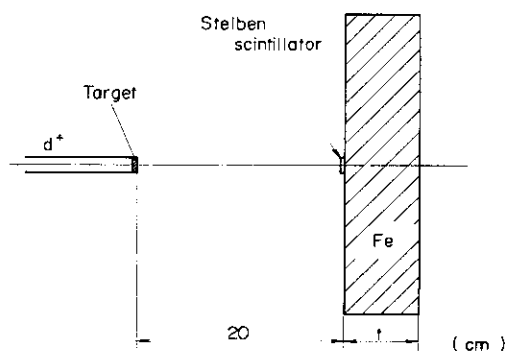


Fig. 5.1 Experimental arrangement for measurements of fast neutrons backscattered by iron slabs

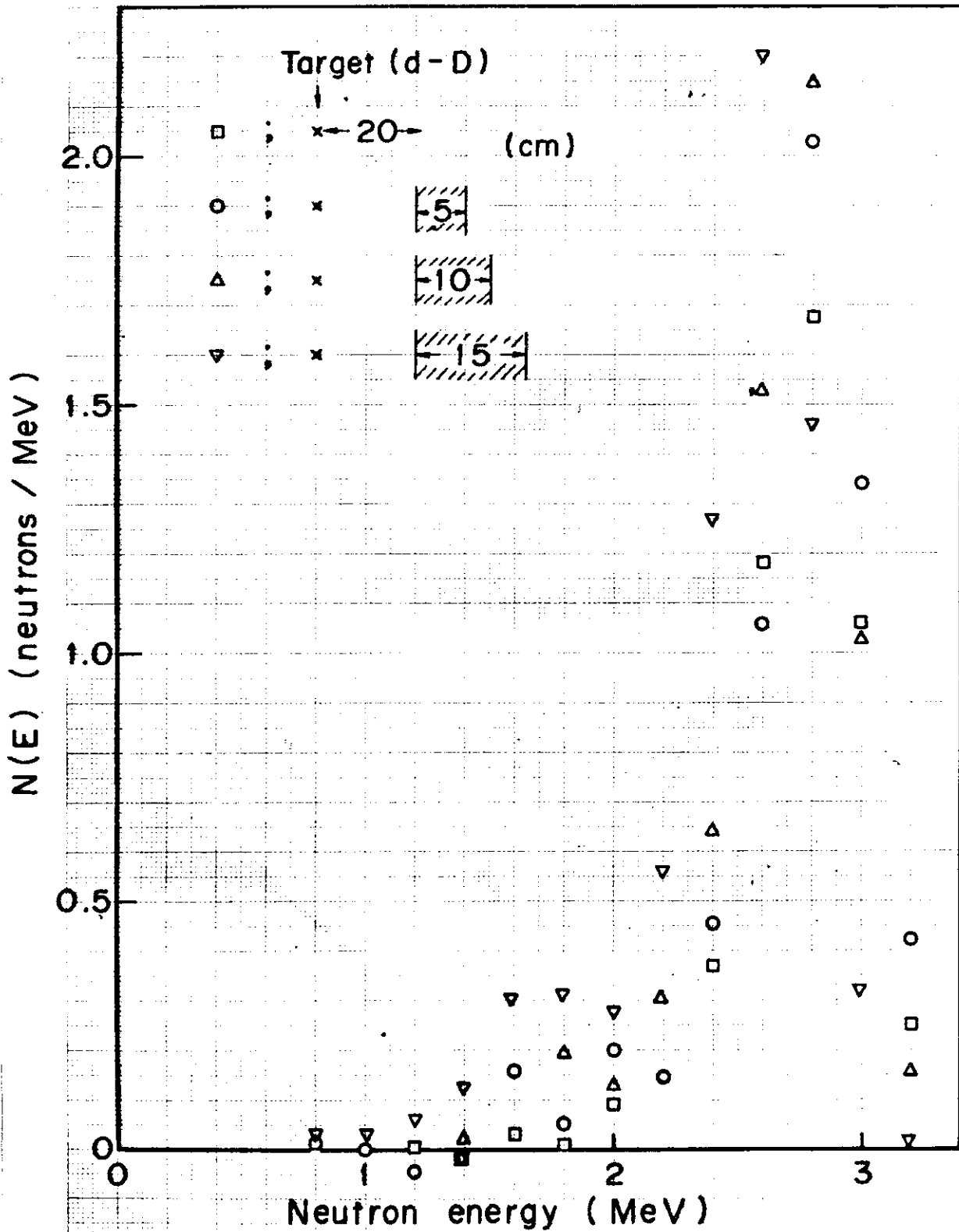


Fig. 5.2. Fast neutron spectra backscattered by Iron slabs (d-D neutron source)

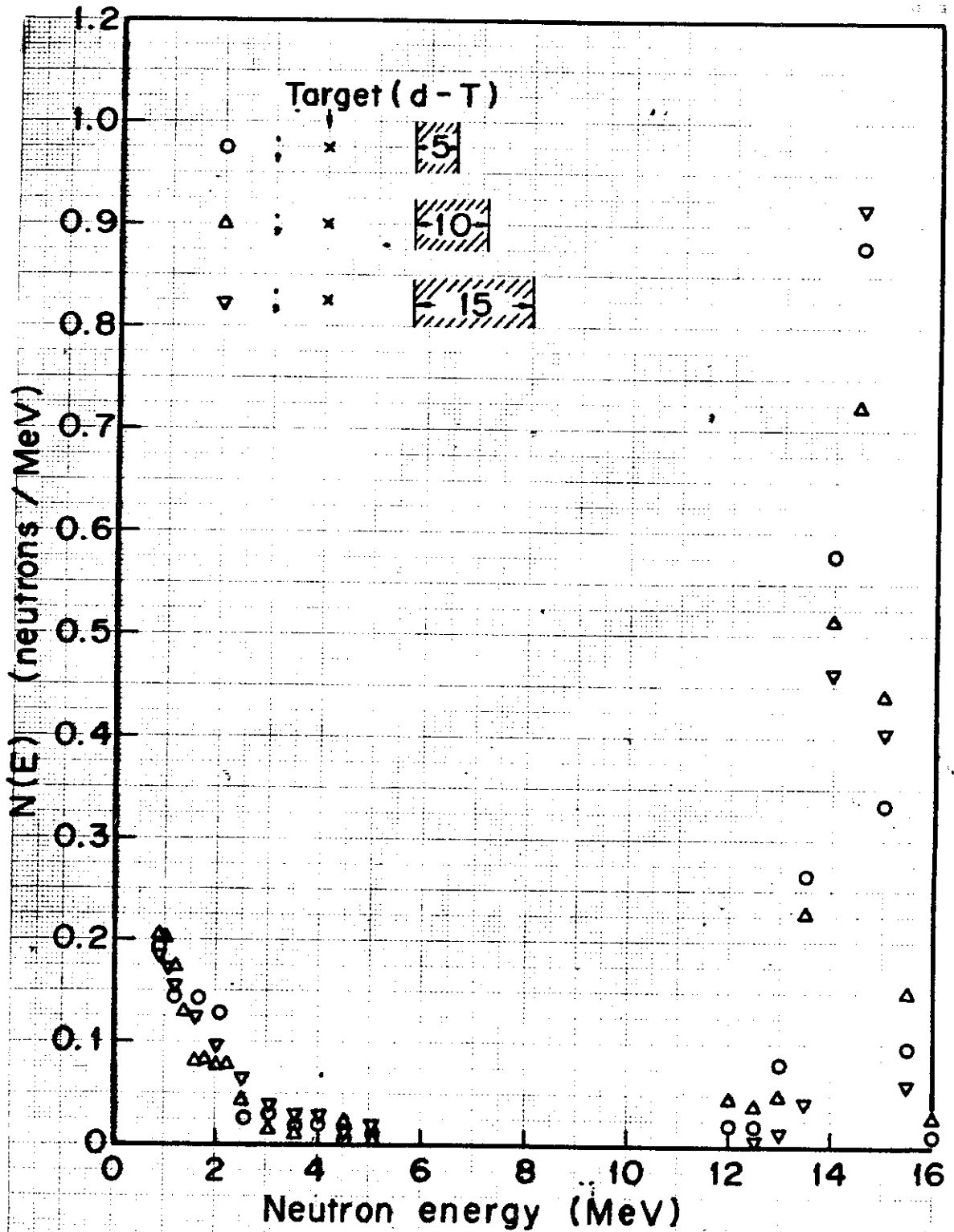


Fig. 5.3 Fast neutron spectra backscattered by iron slabs (d-T neutron source)

JIS A4 189-250%

6. コンクリート、鉄による速中性子アルベドとストリーミング

6. Albedo of Neutrons for Concrete-Iron Layer and Neutron Streaming through Cylindrical Bent Duct of Concrete-Iron (YAYOI)

(Reference)

- 1) 高速中性子挙動専門委員会： “ 遮蔽構造における高速中性子の挙動に関する試験研究 ”
 (財)原子力安全研究協会，昭和51年2月，10月，昭和52年10月

(Summary)

弥生炉を線源として次の4種の実験が行われている。

- A - 1. 鉄平板に対する高速中性子アルベドの測定
- A - 2. 鉄にコンクリートを裏打ちした二重層平板に対する高速中性子アルベド実験
- B - 1. 鉄ダクトに対する高速中性子ストリーミングの測定
- B - 2. コンクリートを巻いた鉄ダクトに対する高速中性子ストリーミングの測定

これらの実験は相互に関連があるが、それぞれ独立した実験としても扱えるのでA節、B節に分けて記述する。この実験はA節でアルベドデータを検討し、それを使ってB節の実験を解析することができる。

A. 6. 1 実験配置

高速中性子源炉「弥生」炉心貫通孔から引き出した中性子ビームを鉄平板又はコンクリートで裏打ちした鉄平板に入射する。体系図を Fig. 6. 1, 6. 2 に示す。入射角、反射角等の組合せを Table 6. 1 に示す。鉄平板 2. 28 cm 厚の場合の入射部の詳細を Fig. 6. 3 に示す。

A. 6. 2 測定方法と測定器

He-3 比例計数管と NE 213 液体シンチレータで入射点でのスペクトル、反射中性子スペクトルが測定された。なお He-3 検出器は低エネルギー中性子を除くため B₄C 製カバーをつけて測定が行われている。又 NE 451 シンチレータを用いて入射中性子ビーム軸にそっての測定が行われ、等価点線源の位置が決められている。又 ⁶LiI シンチレータ、NE 451 シンチレータで入射点での中性子の空間分布が測定され、入射中性子の角度分布が決められている。

A. 6.3 線源

高速中性子源炉「弥生」炉心貫通孔漏洩中性子

A. 6.4 測定結果

Fig. 6.4 に鉄平板 2.28 cm 厚の入射、反射、バックグラウンド中性子のスペクトル測定結果を示す。Fig. 6.5 に鉄平板 6 cm 厚およびそれにコンクリート 30 cm 厚を裏打ちした場合の結果を示す。Table 6.2 に 6 cm 厚鉄板でコンクリート裏打ち有と無の場合の結果の比較を示す。又入射点でのビームの広がりも測定されている。

A. 6.5 計算のためのモデル化

a) 線源条件

線源から 297 cm 離れた点に鉄平板入射点があり、そこでの角度分布が Fig. 6.6、エネルギースペクトルが Fig. 6.5 に示した入射スペクトルであるような線源とする。

b) 幾何形状

Fig. 6.7 に示すような形状とする。 l_1 等の組合せについては Table 6.1 を参照。

c) 物質の組成

鉄板は理論密度の鉄で不純物は含有しないとする。コンクリートの組成は Table 6.3 に示すものとする。

d) 実験値と計算値の規格化

100 keV 以上の入射線総量を実験値と計算値で規格化する。

なお、a. 線源条件、b. 幾何形状については次のようなモデル化も考えられる。

a) 線源条件

エネルギースペクトルが Fig. 6.5 に示したものである平行ビーム状の線源とする。

b) 幾何形状

Fig. 6.8 に示す形状とする。 l_0 等の組合せについては Table 6.1 を参照のこと。

B. 6.1 実験配置

鉄ダクトに関する実験配置を Fig. 6.9 にコンクリート付鉄ダクトに関する実験配置を Fig. 6.10 に示す。ダクトの屈曲度は 30° である。鉄ダクトは肉厚 6 cm、内径 10 cm、長さ 50 cm であり、コンクリートの厚さは 30 cm である。線源は高速中性子源炉「弥生」炉心貫通孔から引き出された中性子である。

B. 6.2 測定方法と測定器

He-3 比例計数管と NE 213 液体シンチレータで、入射中性子と漏洩中性子のスペクトルが

測定されている。又、水素反跳球形比例計数管でコンクリート付の場合のダクト中の減衰が測定されている。また、ダクト屈曲点での屈曲後のダクトがない場合の中性子の空間分布がTLD, NE451シンチレータ等で測定されている。

B. 6. 3 線源

高速中性子源炉「弥生」炉心貫通孔漏洩中性子

B. 6. 4 測定結果

鉄ダクトの場合の入射中性子とダクト出口での漏洩中性子のスペクトルを Fig. 6.11 に示す。コンクリート付鉄ダクトの場合の入射、漏洩中性子のスペクトルを Fig. 6.12 に示す。なお、この場合は漏洩中性子スペクトルはダクト出口より 24 cm 点で測定されている。Table 6.4 は結果のまとめである。

球形水素比例計数管によるダクト内の減衰をコンクリート無の場合、Fig. 6.14 に示す。これらの結果は微分法により処理されており、エネルギー区間毎に中性子束に比例する量が毎秒当りのカウント数として得られている。

B. 6. 5 計算のためのモデル化

a) 線源条件

入射点(ダクト屈曲点中心)より下方 181.5 cm の所にビームの拡がり 1.96° の等価点線源があると仮定する。 1.96° 内の角度分布は等方とする。

b) 幾何形状

Fig. 6.15 に示す形状とする。コンクリート無の場合はコンクリートダクトを除く。

c) 物質の組成

鉄については理論密度で不純物なし、コンクリートについては Table 6.3 に示したものと同一とする。

d) 実験値と計算値の規格化

100 keV 以上の入射中性子線量を規格化し、線源中性子当りの漏洩中性子スペクトルを比較する。なお、コンクリート付鉄ダクトの場合はダクト出口からの距離によりスペクトルが変わるので、測定が行われたダクト出口より 24 cm の点で比較を行うこと。

球形比例計数管の結果は図に示されているエネルギー区間毎にそのエネルギー区間の中性子束に比例する量が実験で得られていると考えてよい。そこで計算で当該エネルギー区間の中性子束を出し、それをダクト内のある位置で実験値に規格化して相対比較を行うとよい。但し、エネルギー区間相互の比較は検出効率が不明なので行えない。

なお、線源条件は平行ビームが入射するというモデルでも考えうる。又幾何形状も Fig. 6.15 に示したダクト屈曲後のモデルでなく、屈曲前のダクト部も入れた形状も考えられる。

Table 6.1 Experimental conditions

ケース	名称	鉄板 厚さ d_1	コンクリート 厚さ d_2	入射角 θ_1	反射角 θ_0	等価点線源から 入射点までの距離 l_1	入射点から 測定点までの距離 l_0
1	22.8cm 鉄板	22.8 cm	0	60°	30°	295 cm	50 cm
2	6cm 鉄板	6	0	45°	45°	297 cm	60 cm
3	コンクリート裏打ち 鉄板	6	30cm	45°	45°	297 cm	60 cm

Table 6.3 Atomic compositions of concrete

Element	Atomic density (atoms/cm ³) $\times 10^{24}$
Si	1.4052×10^{-2}
Al	2.9545×10^{-3}
Fe	7.6407×10^{-4}
Ca	2.9442×10^{-3}
Mg	4.8256×10^{-4}
Na	8.8230×10^{-4}
H	1.2229×10^{-2}
O	4.3514×10^{-2}

Table 6.2 Summary of the experimental results
 Conditions : incident angle = 45°
 reflected angle = 45°

① 入射線

入射中性子束	$1815 \pm 38 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec/Watt} (E \geq 100 \text{ keV})$
実効ビーム径	$18.65 \text{ cm}\phi (1 \pm 0.025)$
入射中性子数	$4.96 (1 \pm 0.071) \times 10^5 \text{ n/sec/Watt}$

② 反射線 (入射面中心より L=60±1 cm点で)

(i) 6 cm 厚鉄平板	$13.43 \pm 0.28 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec/Watt}$
(ii) 30 cm 厚コンクリート裏付き 6 cm 厚鉄平板	$16.26 \pm 0.34 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec/Watt}$

③ アルベド値の算出

	α_s Flux
(i) 6 cm Fe	0.0975 ± 0.0095 (1 ± 0.097)
(ii) 6 cm Fe + 30 cm コンクリート	0.118 ± 0.011 (1 ± 0.097)
(iii) 22.8 cm Fe (注1)	$0.136 (1 \pm 0.20)$
6 cm Fe の飽和率 (i) ÷ (iii)	71.7% (1 ± 0.22)
6 cm Fe + コンクリート裏付 きの飽和率 (ii) ÷ (iii)	86.8% (1 ± 0.22)
コンクリートによる裏面 置き換え効果 $\frac{(ii) - (i)}{(iii) - (i)}$	0.532 (1 ± 0.91)

α_s = 単位立体角当りの反射 flux / 入射 flux

Table 6.4 Results of the duct streaming experiments

(但し $E \geq 0.1 \text{ MeV}$)

① 入射中性子について

パイプ入射点での密度 $4626 \pm 116 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec/Watt}$

入射中性子総量(*) $5.61(1 \pm 0.025) \times 10^5 \text{ n/sec/Watt}$

(注*)、測定結果よりダクト入射点の下方182 cmの所にビームの拡がり角が 1.96° の等価点線源があると仮定できる。その結果を用いて換算したもの。

② 漏洩中性子について、

中心軸上で出口より24 ± 1 cmの点で $9.29(1 \pm 0.026) \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec/Watt}$

中心軸上、出口より10 cmの点(**) $4.14(1 \pm 0.06) \times 10^5 \text{ n/cm}^2/\text{source neutron}$

中心軸上、出口より0 cmの点(**) $1.15(1 \pm 0.06) \times 10^5 \text{ n/cm}^2/\text{source neutron}$

漏洩率 = 漏洩中性子総量 / 入射中性子総量として

Flux 漏洩率 = $1.1 \pm 0.1 \%$

1回反射モデルの場合

入射角 = 60° 、出射角 = 85.41° 、反射点から測定点(出口より24 cm)迄の距離 = 62.94 cmとして実効アルベド値を求めると

$$\alpha_s = \frac{\text{単位立体角当りの反射(漏洩)中性子束}}{\text{入射中性子束総量}} = 0.066$$

(注**) 中心軸上での中性子束空間分布測定結果を用いて換算したもの、

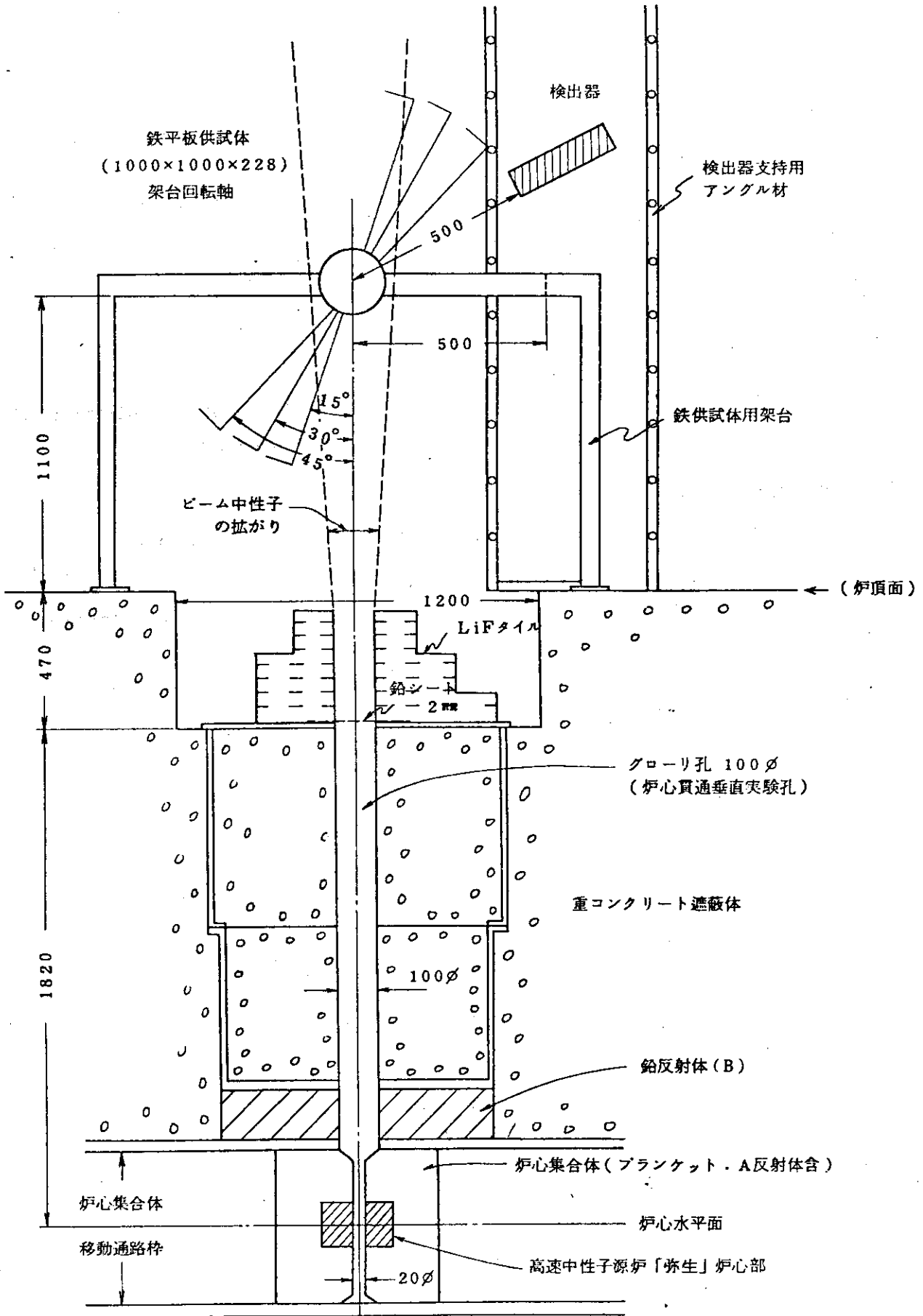


Fig.6.1 Layout for albedo measurements for iron slab

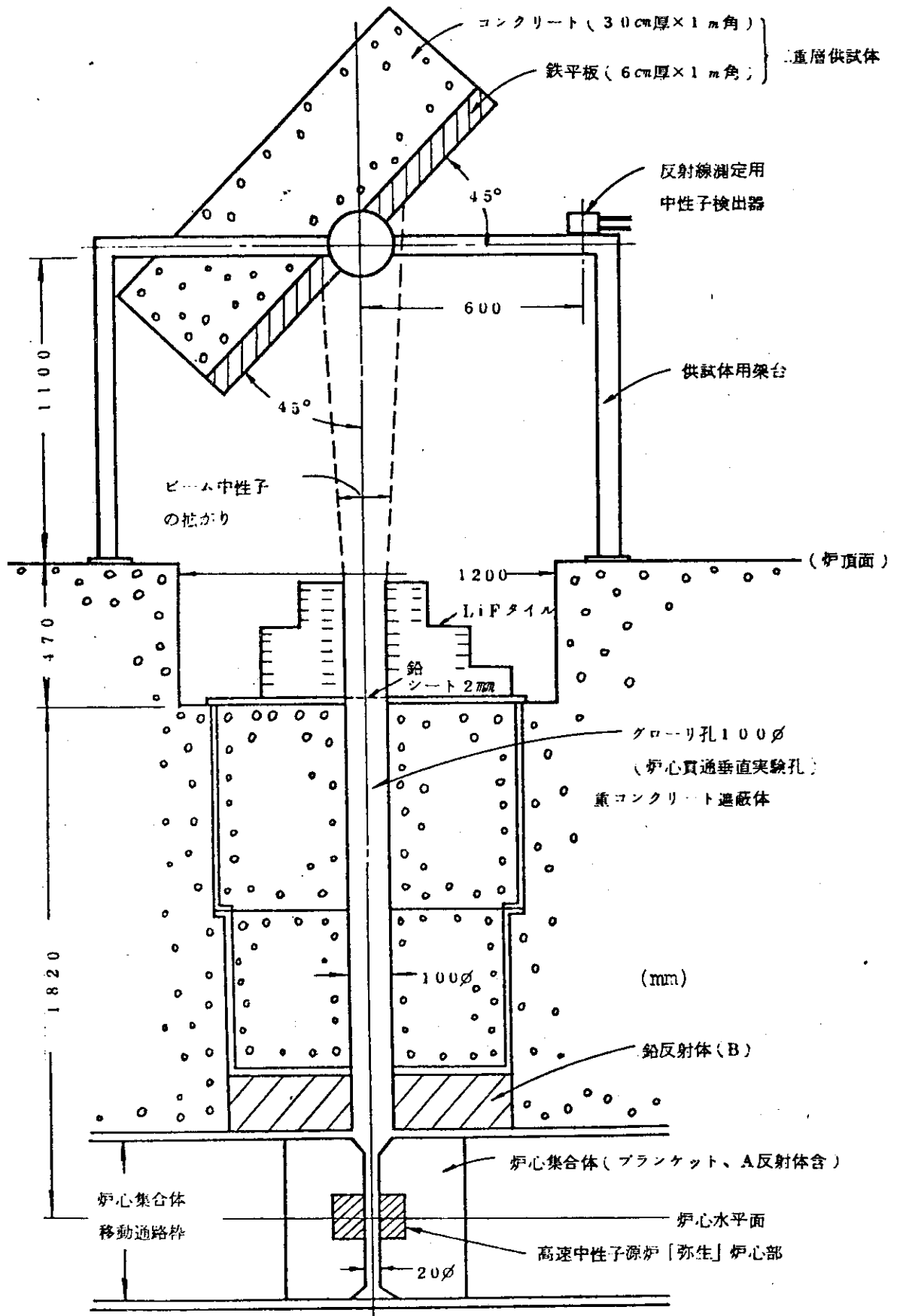


Fig.6.2 Layout for albedo measurements for iron-concrete multilayer

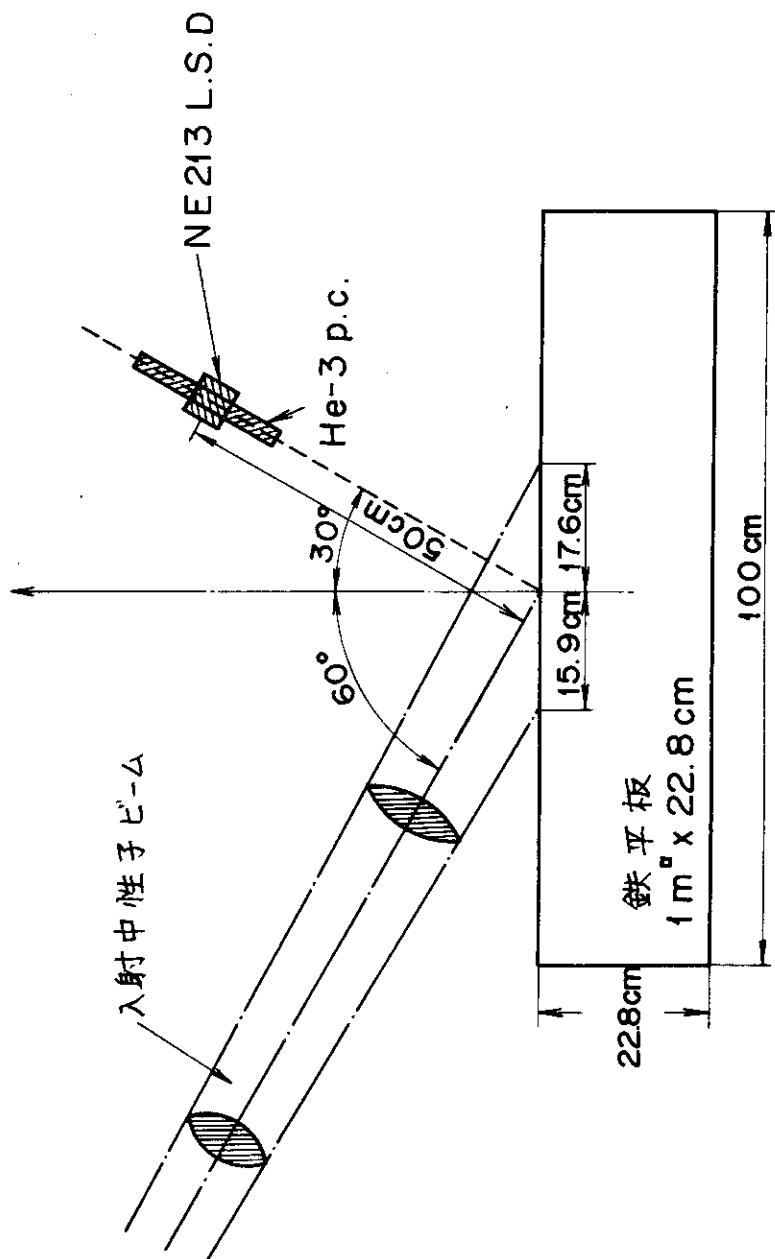


Fig. 6.3 Experimental configuration (in case of iron thickness = 22.8 cm)

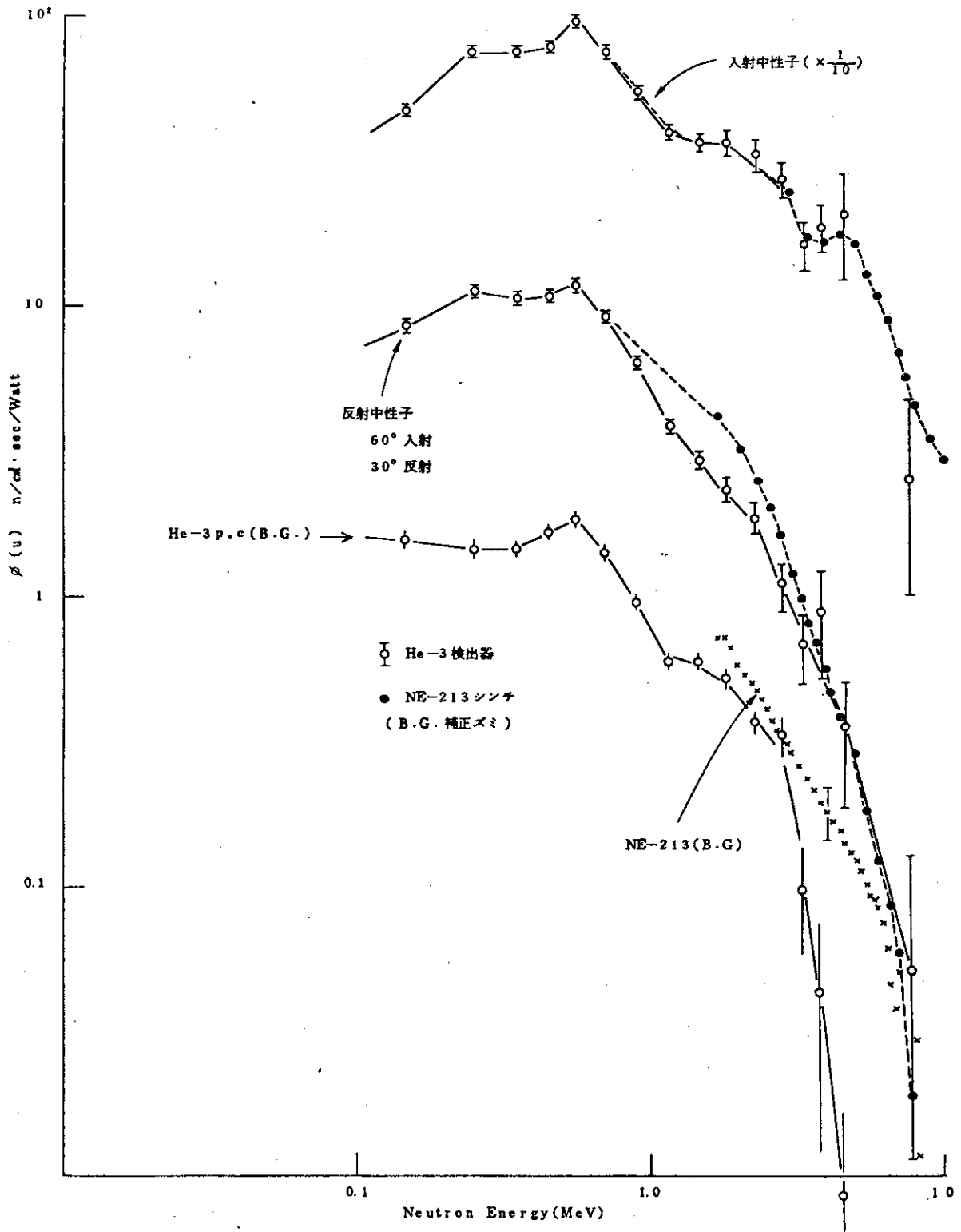


Fig.6.4 Measured energy spectra for incident, reflected and background neutrons in case of iron slab (thickness = 22.8 cm)

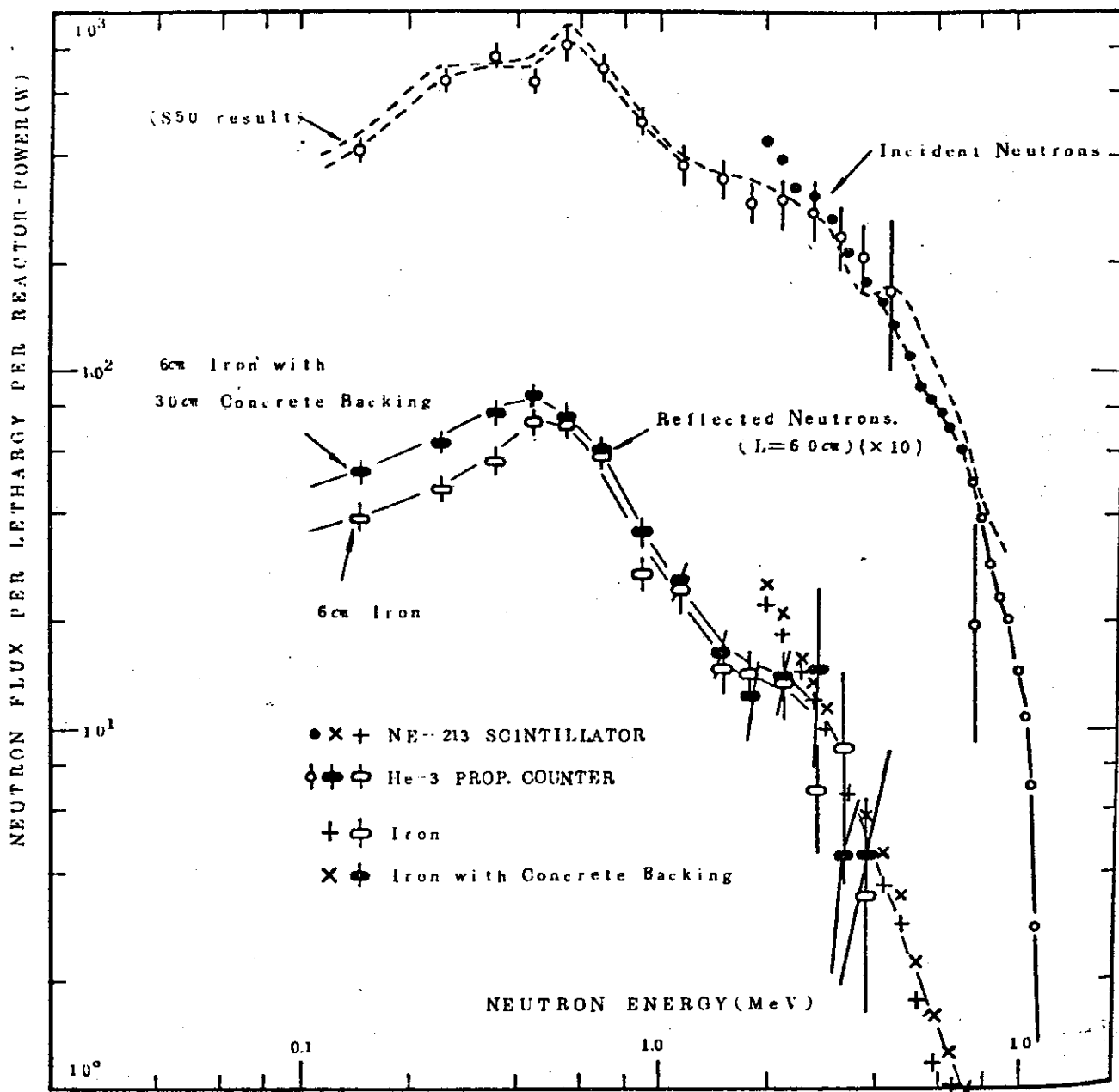
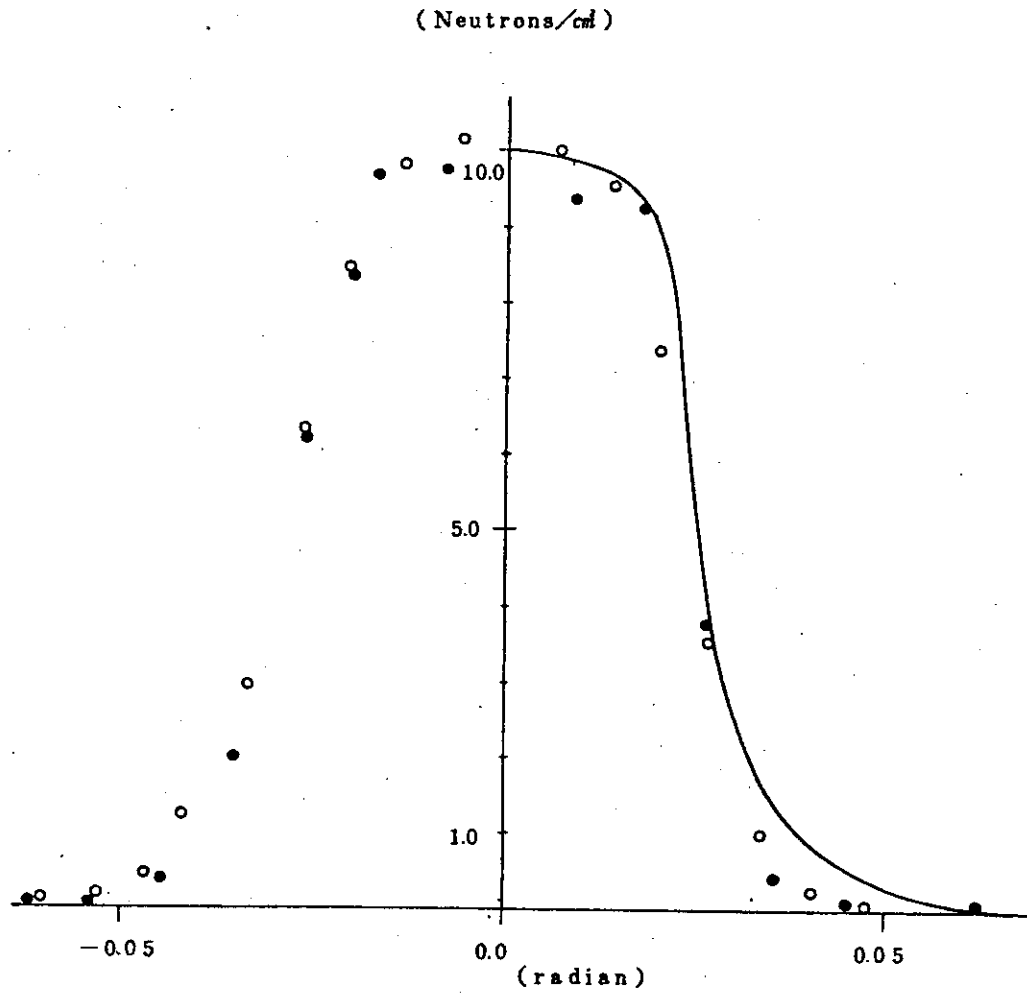


Fig.6.5 Measured energy spectra for incident, reflected and background neutrons in case of iron-concrete slab (iron thickness = 6 cm, concrete thickness = 30 cm)



- 線源から 2.97 cm での測定値
- 線源から 2.26 cm での測定値

Fig.6.6 Angular distributions of incident neutrons

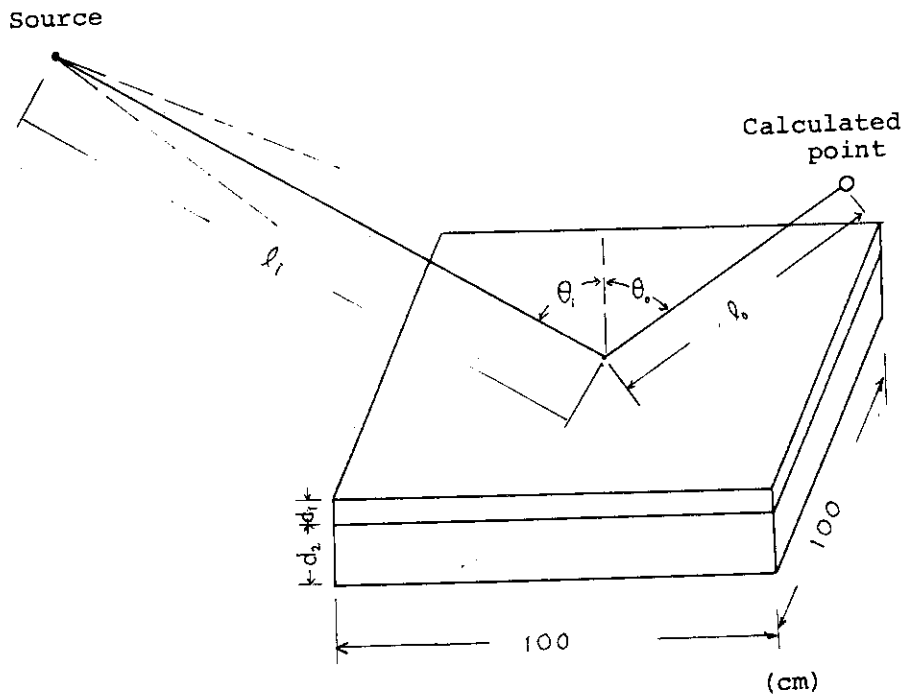
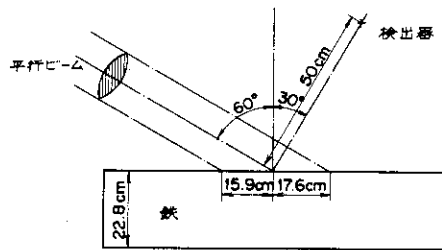
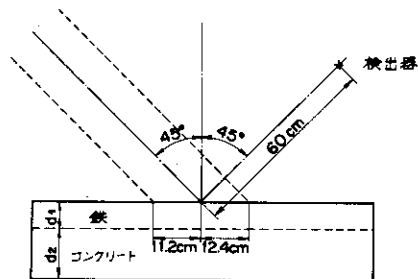


Fig.6.7 Configuration for calculation (θ_1 refers to Table 6.1)



(a) 鉄板22.8cm厚の場合



(b) 鉄板6cm厚にコンクリート裏打ちのある場合とない場合

Fig.6.8 Configuration of calculation for the Incident of a parallel beam (d_1 and d_2 refer to Table 6.1)

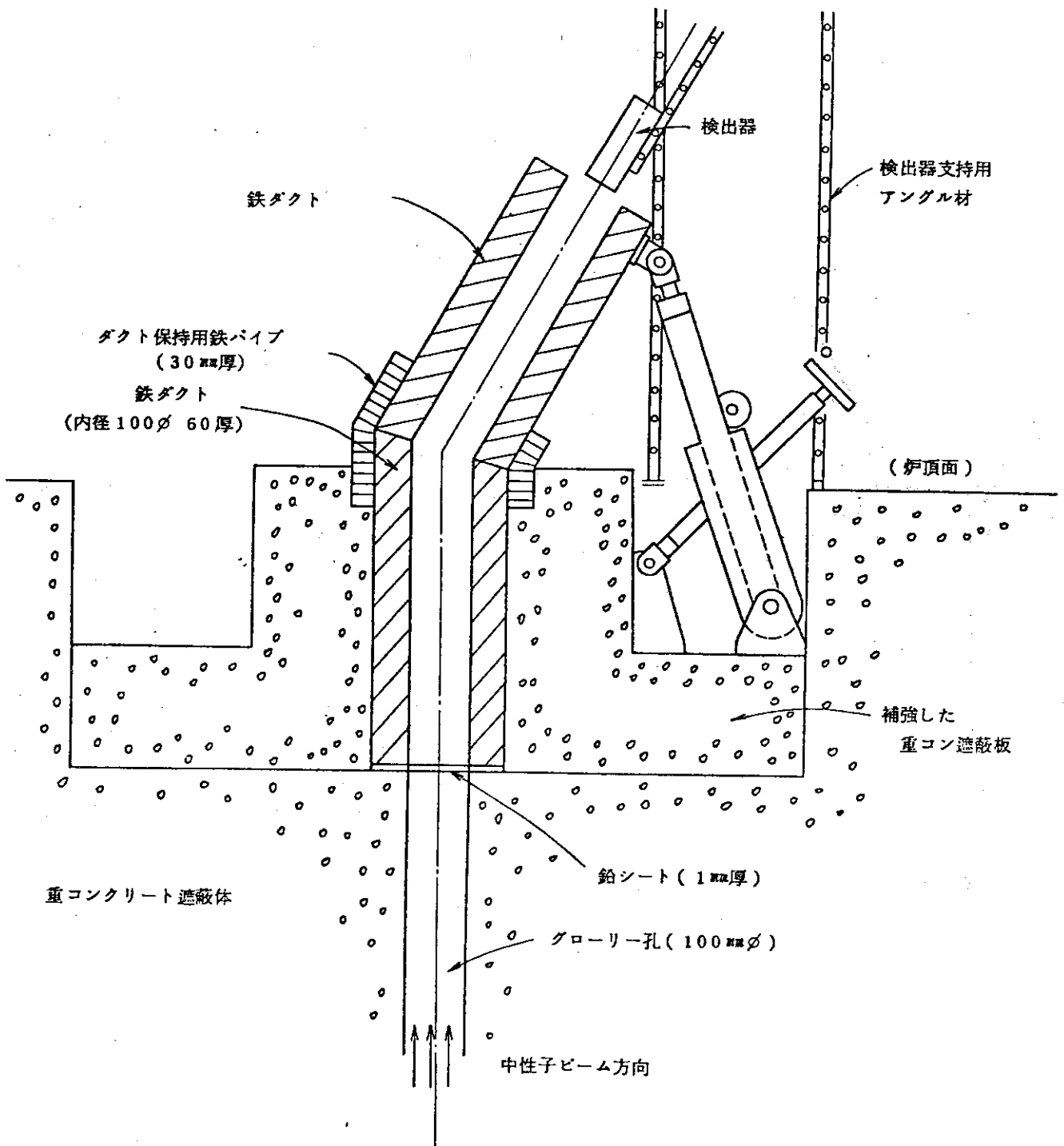
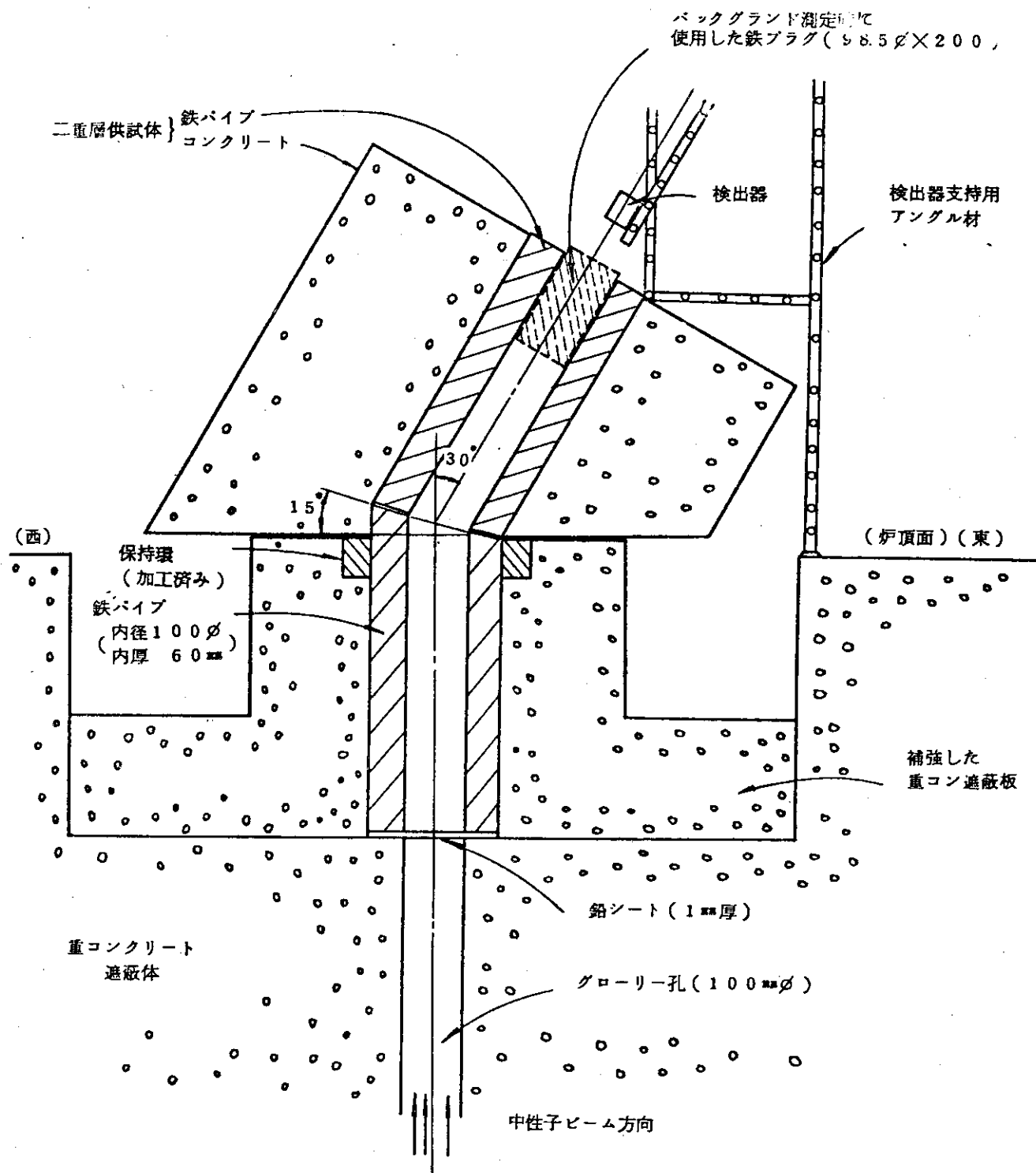


Fig.6.9 Layout for an iron duct streaming experiment.



(実スケール1/10)

Fig.6.10 Layout for an iron-concrete duct streaming experiment

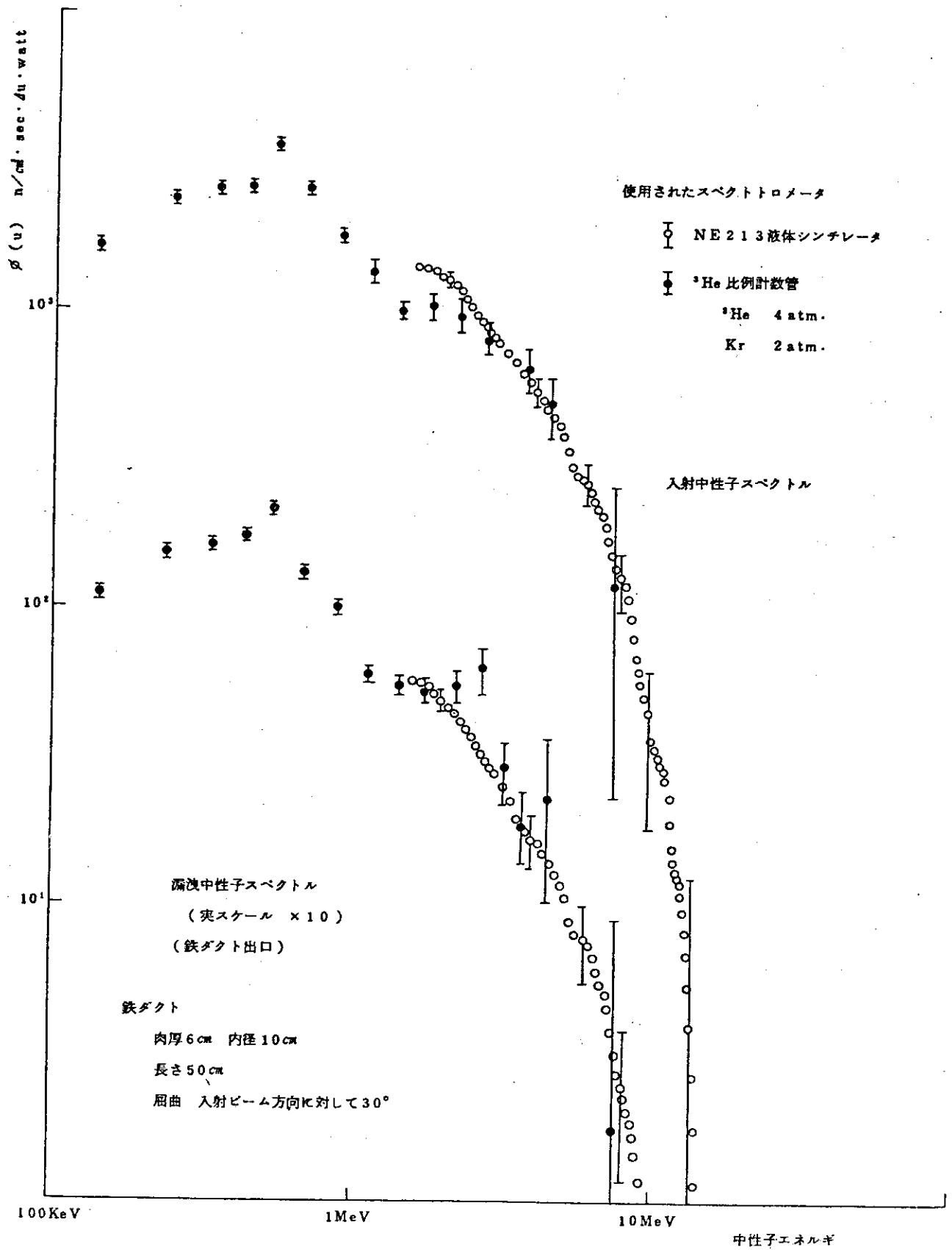


Fig.6.11 Measured spectra of neutrons streaming through an iron bent duct

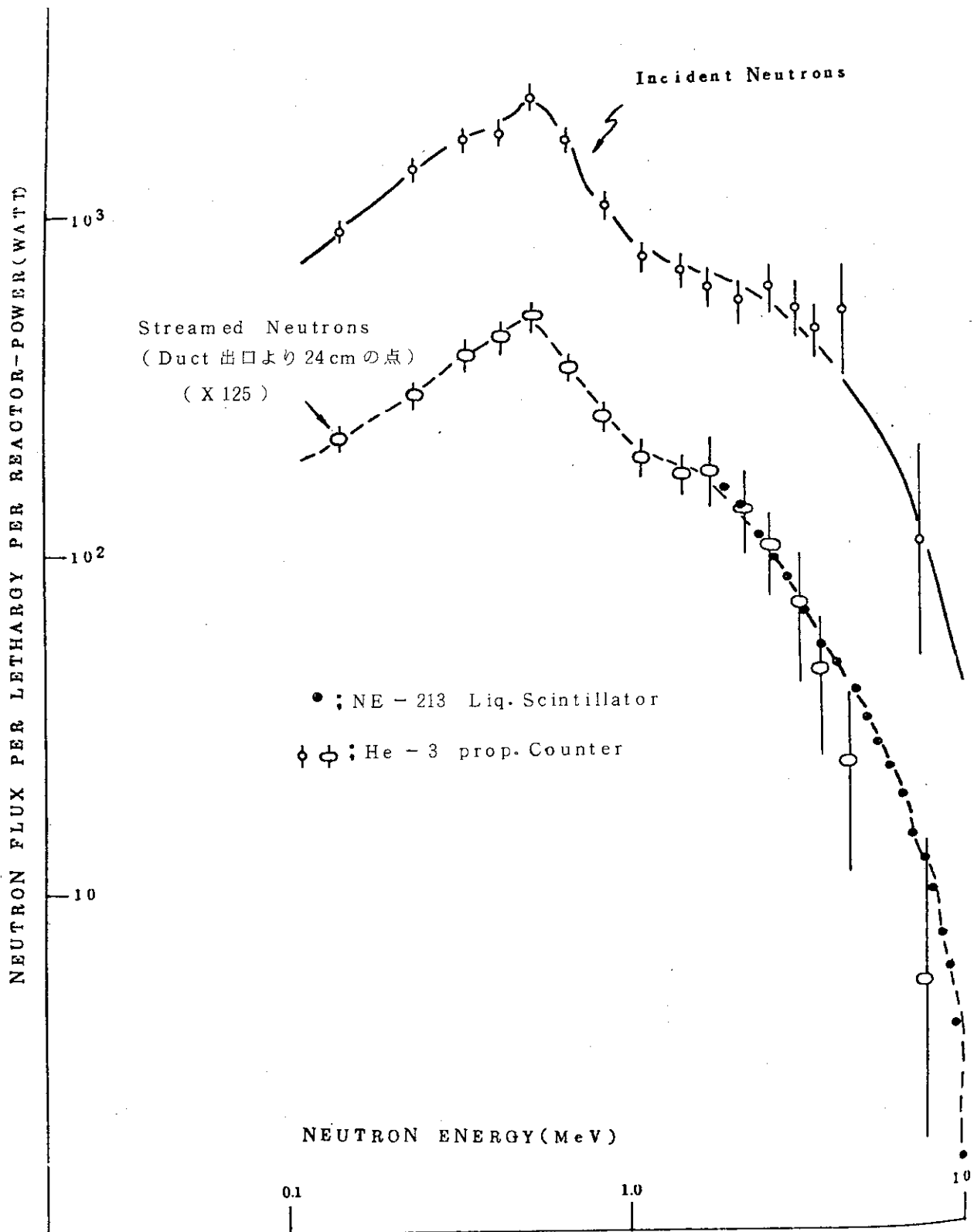


Fig.6.12 Measured spectra of neutrons streaming through an iron-concrete bent duct

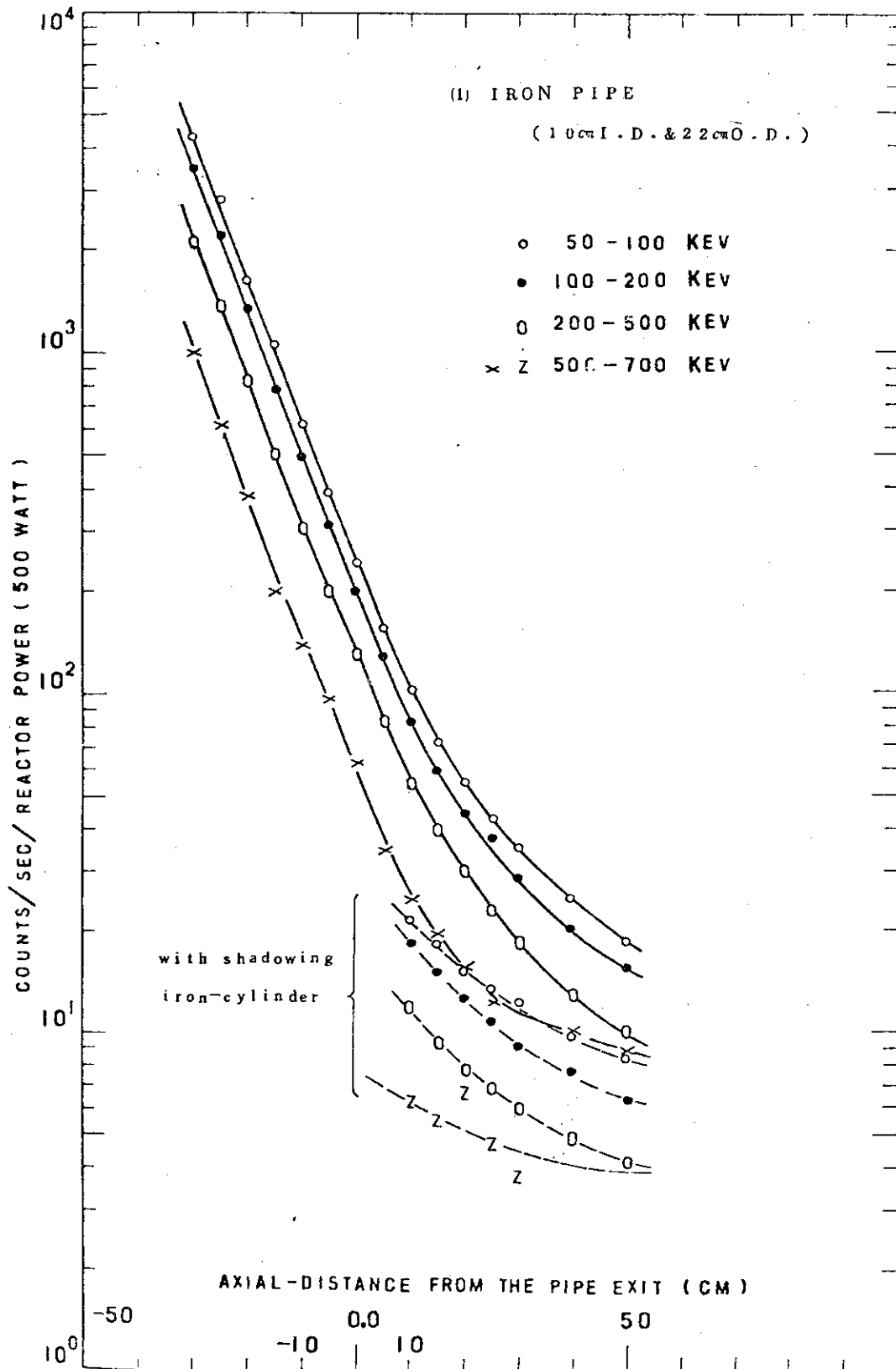


Fig.6.13 Neutron distribution on the center line in iron duct (measured by 2 atoms H-proportional counter)

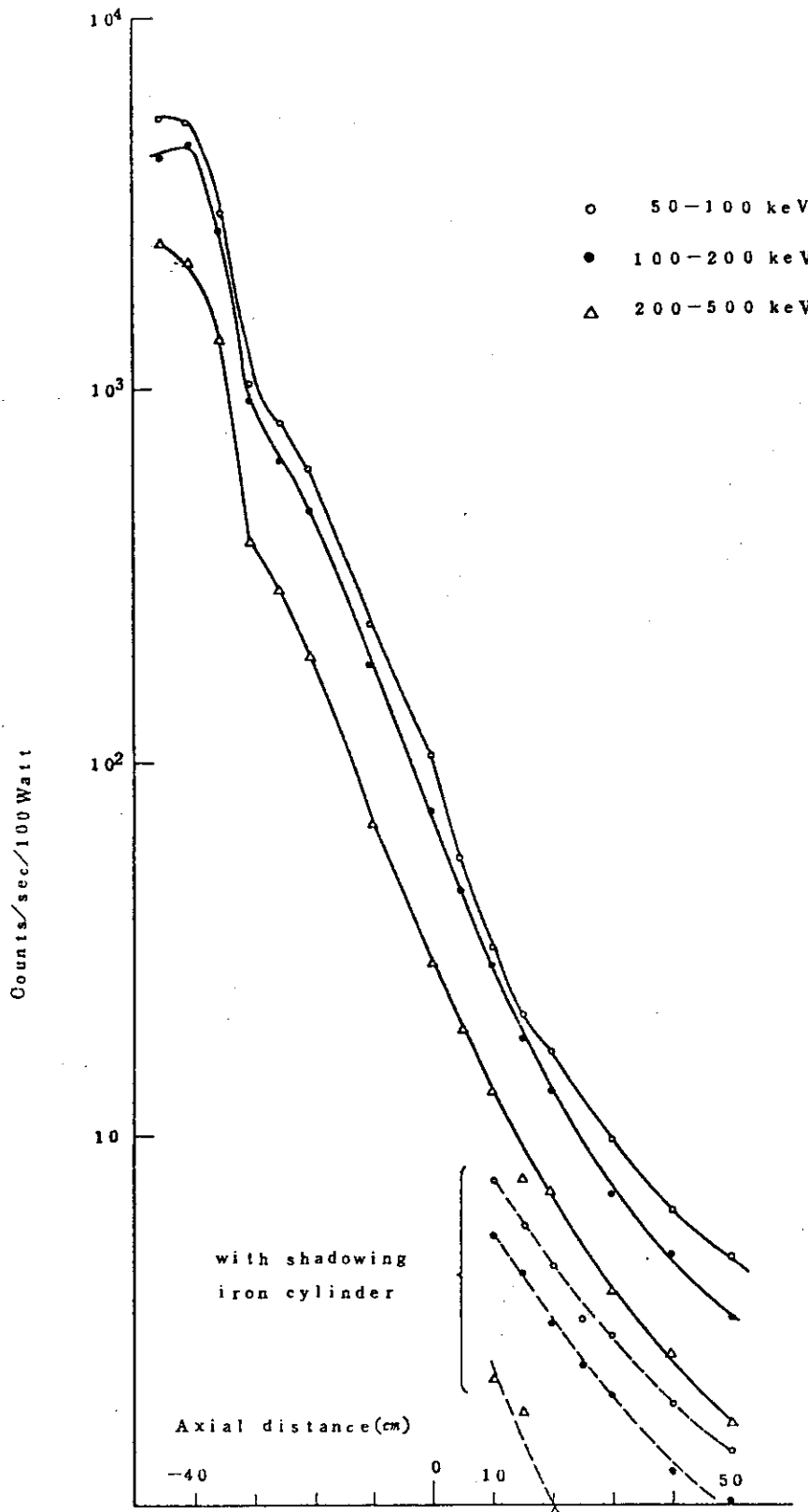


Fig.6.14 Neutron distribution on the center line in iron-concrete duct (measured by 2 atoms H-proportional counter)

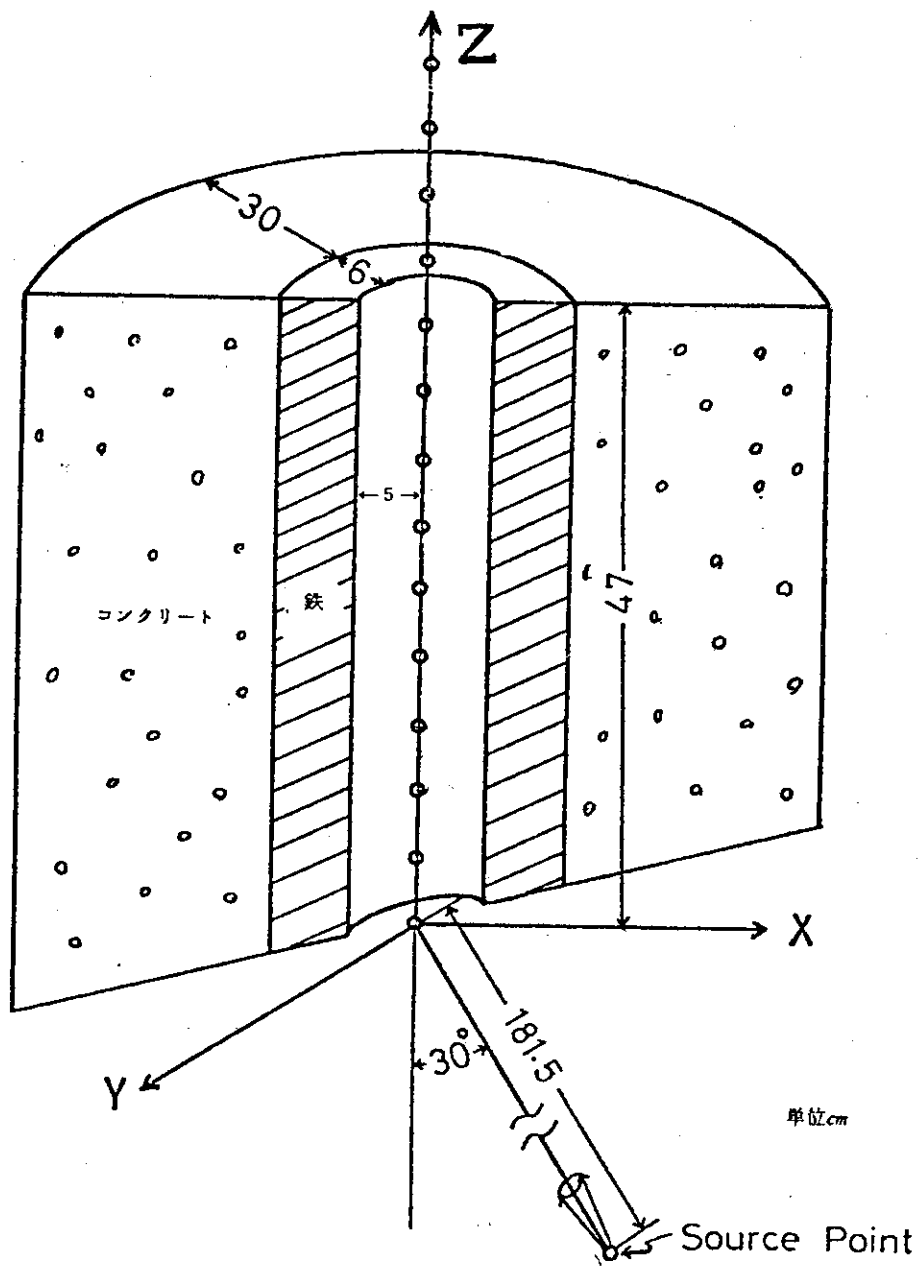


Fig.6.15 Configuration for calculations

7. 点状中性子源に対する大口徑屈曲コンクリートダクト中 の中性子ストリーミング

7. Neutron Streaming through Two-Legged Concrete Duct of Rectangular Geometry

(Reference)

- 1) Song Y.T., Huddleston C.M. and Chilton A.B. : "Neutron Streaming through Ducts - Analysis of Experimental Results," Nucl. Sci. Eng., 44, 252 (1971)

(Summary)

- a) Experimental type : Duct Streaming
 b) Source : T(d,n)⁴He, D(d,n)³He and Pu-Be
 Point Like Source
 c) Material : Concrete
 d) Geometry : 3-Dimension
 e) Instrument : Spherical Neutron Dosimeter
 (Bonner Sphere Counter)
 f) Quantity measured : Dosimeter Count Rate

7.1 実験配置

1回屈曲のコンクリートダクトの入口中央に点状の線源を置いている。ダクトの断面は矩形で 3 ft × 3 ft, 2 ft × 3 ft, 2 ft × 2 ft (足の長さを変えて2種類)の計4種類についての実験が行われている。体系を Fig. 7.1 および Table 7.1 に示す。地面においたダクトの側面と上面は 3 ft 以上の川砂で覆われている。

7.2 測定方法

ダクトの中心軸に沿って、カウント数が測定されている。測定器は Texas Nuclear 社製モデル 9120 球形中性子ドジメータである。これは ⁶Li I シンチレータの周囲を直径 12" のポリエチレン球で覆ったもので、そのレスポンスは Table 7.2 の通りである。

7.3 線源

3種類の線源を用いている。

Texas Nuclear 社製の 150 keV Neutron Generator (type 9400) で重水素を加速し、 ${}^3\text{H}(d,n){}^4\text{He}$ および $\text{D}(d,n){}^3\text{He}$ 反応によって、中性子を発生させている。これらの反応で発生する中性子は、強度とエネルギーに関し分布している (Table 7.3, 7.4) が、いずれの線源もダクト中心上の測定に寄与する中性子を考えると、近似的に等方の点状線源で、それぞれ 14 MeV, 2.5 MeV の単色エネルギー線源と見なされる。

Pu - Be 中性子源は 10 Ci で、その中性子発生率は約 $2.2 \times 10^7 \text{ n/sec}$ である。この線源は点等方線源と見なすことができる。

7.4 測定結果

${}^3\text{H}(d,n){}^4\text{He}$, $\text{D}(d,n){}^3\text{He}$ 反応による中性子源を用いた時はパラフィン等で包んだ BF_3 カウンタをモニタとして用いている。測定結果はモニタカウントで規格化して示してある。また、前者と後者の反応では強度が異なるので利用したモニタは同じでない。Pu - Be 中性子源ではモニタによる規格化は行われていない。また、1st leg の長さは他の線源では 12 ft (または 15 ft) であるが、Pu - Be 線源では 7 ft にして測定された。

${}^3\text{H}(d,n){}^4\text{He}$ 中性子源の場合、周囲で散乱して 2nd leg に入る中性子のバックグラウンドは、ダクト内にプラグを挿入して測定し、これを差引いている。

測定結果を Table 7.5 に示す。検出器位置の原点はダクトの入口である。

7.5 計算のためのモデル化

a) 線源条件

等方の点線源をダクト入口の中心軸上に置く。 ${}^3\text{H}(d,n){}^4\text{He}$, $\text{D}(d,n){}^3\text{He}$ 反応ではそのエネルギーと強度の角度分布は、Table 7.3 または Table 7.4 で与えられる。ただし、近似的に点等方線源として扱う場合は、中性子のエネルギーはそれぞれ 14 MeV, 2.5 MeV として与える。

Pu - Be 中性子源は、点等方線源として与える。ただし、そのエネルギースペクトルは、例として Fig. 7.2 に示すものを用いる。

b) 幾何形状

Fig. 7.3 に示す 3 次元形状である。ただし、コンクリート壁の厚さは無限と仮定する。

c) 物質の組成

ダクト内はボイドとする。コンクリート壁は断面が 3 ft \times 3 ft の場合と他のケースで組成が少し異なるが、Table 7.6 に示す通りである。

7.6 実験値と計算値の規格化

Texas Nuclear Model 9120 型検出器のレスポンスは不明であるが、それと同型式の ${}^6\text{LiI}$ シンチレータに 12 インチ径のポリエチレン球を付けた検出器のレスポンスを Table 7.2

に示す。このレスポンスを用いて例えば 1st leg の入口にもっとも近い検出器位置で $C/E = 1.0$ に規格化してその後の減衰を比較する。

(コメント：担当者)

重水素の加速電圧は 150 kV であるが、ターゲット中でのエネルギー損失等を考えると、Table 7.3, 7.4 のデータは、50 keV 程度の値を利用するのがよいと考えられる。

Table 7.1 Duct dimensions

Duct	Length of First Leg (L1) (ft)	Length of Second Leg (L2) (ft)	Width of First Leg (W1) (ft)	Width of Second Leg (W2) (ft)	Height (H) (ft)	Wall Thickness (in.)
3- \times 3-ft duct	15	15	3	3	3	4
2- \times 3-ft duct	12	12	2	2	3	8
2- \times 2-ft duct (1)	12	12	2	2	2	8
2- \times 2-ft duct (2)	7	12	2	2	2	8

Table 7.2 Energy response of ^6LiI scintillator with a 12" diam. polyethylene sphere to neutrons (Burrus W.R., ORNL-3360 (1962))

energy (eV)	counts/n cm ²	energy (eV)	counts/n cm ²
1.0 -2	0.0040	1.6 +3	0.0092
1.6 -2	0.0041	2.5 +3	0.0095
2.5 -2	0.0043	4.0 +3	0.0097
4.0 -2	0.0044	6.3 +3	0.0100
6.3 -2	0.0045	1.0 +4	0.0102
1.0 -1	0.0046	1.6 +4	0.0116
1.6 -1	0.0047	2.5 +4	0.0132
2.5 -1	0.0048	4.0 +4	0.0148
4.0 -1	0.0050	6.3 +4	0.0164
6.3 -1	0.0051	1.0 +5	0.0180
1.0 +0	0.0052	1.6 +5	0.0222
1.6 +0	0.0054	2.5 +5	0.0274
2.5 +0	0.0057	4.0 +5	0.0394
4.0 +0	0.0059	6.3 +5	0.0618
6.3 +0	0.0062	1.0 +6	0.0900
1.0 +1	0.0064	1.6 +6	0.1360
1.6 +1	0.0067	2.5 +6	0.1600
2.5 +1	0.0070	4.0 +6	0.1650
4.0 +1	0.0072	6.3 +6	0.1840
6.3 +1	0.0075	1.0 +7	0.1252
1.0 +2	0.0078	1.6 +7	0.1040
1.6 +2	0.0080	2.5 +7	0.0880
2.5 +2	0.0083	4.0 +7	0.0780
4.0 +2	0.0085	6.3 +7	0.0720
6.3 +2	0.0088	1.0 +8	0.0680
1.0 +3	0.0090	1.6 +8	0.0660

Table 7.5 Measured values for each sources

Leg	Dosimeter Position ^a (ft)	Normalized Background-Corrected Dosimeter Counts ± Standard Deviation					
		T(d, n) ³ He Neutron Source			D(d, n) ³ He Source		PuBe ^b 2 × 2 ft
		3 × 3 ft	2 × 3 ft	2 × 2 ft	2 × 3 ft	2 × 2 ft	
1	2.00			(11.77 ± 0.32) 10 ⁶	(43.32 ± 0.89) 10 ⁶	(41.12 ± 0.81) 10 ⁶	(44.84 ± 0.52) 10 ⁶
1	3.00						(20.09 ± 0.37) 10 ⁶
1	4.00						(13.71 ± 0.20) 10 ⁶
1	5.00	(5.68 ± 0.13) 10 ⁶	(4.42 ± 0.12) 10 ⁶	(4.69 ± 0.11) 10 ⁶	(18.84 ± 0.45) 10 ⁶	(17.08 ± 0.38) 10 ⁶	(8.88 ± 0.16) 10 ⁶
1	6.00	(41.38 ± 0.77) 10 ⁶	(32.57 ± 0.56) 10 ⁶			(12.03 ± 0.20) 10 ⁶	(6.10 ± 0.14) 10 ⁶
1	7.00	(31.88 ± 0.87) 10 ⁶	(22.35 ± 0.44) 10 ⁶	(23.44 ± 0.54) 10 ⁶	(9.50 ± 0.25) 10 ⁶	(8.74 ± 0.16) 10 ⁶	(4.38 ± 0.11) 10 ⁶
1	8.00	(23.86 ± 0.46) 10 ⁶	(18.26 ± 0.27) 10 ⁶			(8.61 ± 0.13) 10 ⁶	
1	9.00	(19.11 ± 0.40) 10 ⁶	(14.49 ± 0.21) 10 ⁶	(13.30 ± 0.32) 10 ⁶	(5.98 ± 0.18) 10 ⁶	(4.95 ± 0.11) 10 ⁶	
1	10.00	(15.18 ± 0.31) 10 ⁶	(11.34 ± 0.12) 10 ⁶			(37.38 ± 0.90) 10 ⁶	
1	11.00	(12.64 ± 0.27) 10 ⁶	(9.21 ± 0.10) 10 ⁶	(8.76 ± 0.11) 10 ⁶	(39.30 ± 0.98) 10 ⁶	(32.32 ± 0.83) 10 ⁶	
1	12.00	(9.97 ± 0.19) 10 ⁶	(77.12 ± 0.85) 10 ⁶	(7.59 ± 0.11) 10 ⁶	(35.43 ± 0.92) 10 ⁶	(27.63 ± 0.74) 10 ⁶	
1	13.00	(8.70 ± 0.18) 10 ⁶					
1	14.00	(7.72 ± 0.25) 10 ⁶					
1	15.00	(70.09 ± 0.58) 10 ⁶					
2	0.50		(74.96 ± 0.64) 10 ⁶		(31.85 ± 0.87) 10 ⁶		
2	1.00	(6.64 ± 0.16) 10 ⁶		(50.99 ± 0.69) 10 ⁶		(18.88 ± 0.59) 10 ⁶	(3.56 ± 0.10) 10 ⁶
2	1.50	(28.71 ± 0.28) 10 ⁶					
2	2.00	(18.61 ± 0.50) 10 ⁶	(9.80 ± 0.11) 10 ⁶	(7.50 ± 0.14) 10 ⁶	(3.80 ± 0.12) 10 ⁶	2906 ± 96	(7.12 ± 0.20) 10 ⁶
2	3.00	(81.33 ± 0.68) 10 ⁶	(48.33 ± 0.67) 10 ⁶	(35.01 ± 0.41) 10 ⁶	1916 ± 84	1356 ± 49	2866 ± 76
2	4.00	(46.84 ± 0.77) 10 ⁶	(26.53 ± 0.32) 10 ⁶	(17.91 ± 0.56) 10 ⁶	1092 ± 46	633 ± 33	1542 ± 56
2	5.00	(28.00 ± 0.34) 10 ⁶	(16.60 ± 0.23) 10 ⁶	(10.74 ± 0.19) 10 ⁶	711 ± 38	438 ± 23	890 ± 42
2	6.00	(19.64 ± 0.44) 10 ⁶	(10.28 ± 0.18) 10 ⁶	(6.64 ± 0.14) 10 ⁶	535 ± 34	239 ± 17	554 ± 33
2	7.00	(14.23 ± 0.22) 10 ⁶		(4.52 ± 0.12) 10 ⁶		173 ± 14	388 ± 28
2	8.00	(9.75 ± 0.21) 10 ⁶	(4.94 ± 0.12) 10 ⁶	(3.24 ± 0.10) 10 ⁶	230 ± 19	112 ± 11	276 ± 24
2	9.00	(6.65 ± 0.14) 10 ⁶	(3.90 ± 0.11) 10 ⁶	2337 ± 85	155 ± 16	72 ± 9	198 ± 16
2	10.00	(5.40 ± 0.15) 10 ⁶	2782 ± 94	1624 ± 77	123 ± 16	50 ± 8	164 ± 14
2	11.00	(4.12 ± 0.11) 10 ⁶	2143 ± 98	(1.23 ± 0.11) 10 ⁶	87 ± 17	46 ± 9	
2	11.67		(1.81 ± 0.13) 10 ⁶				
2	12.00	(3.30 ± 0.13) 10 ⁶		(9.06 ± 0.12) 10 ⁶		36 ± 14	
2	13.00	(2.76 ± 0.10) 10 ⁶					
2	14.00	(2.19 ± 0.10) 10 ⁶					

^aFirst leg: measured from the center of the duct entrance.
^bSecond leg: measured from the center of the duct joint.
^cDosimeter counts in 60 min. (Not normalized to monitor counts.)

Table 7.6 Composition of concrete ducts (wt %)

Element	3 x 3 ft duct	Other ducts
H	0.49	0.72
Al	4.42	4.56
Si	27.7	28.09
O	44.12	46.12
others	23.20	20.51
density (g/cm ³)	2.59	2.60

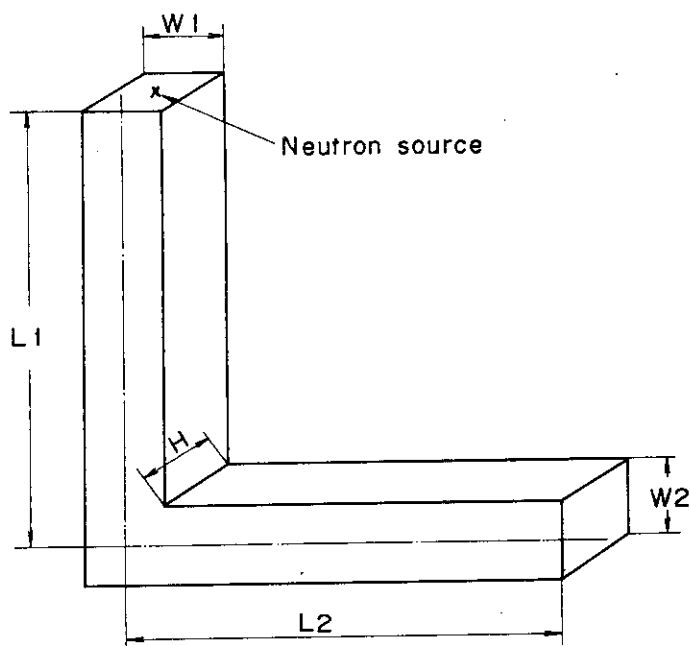


Fig.7.1 Geometry of rectangular two-legged duct. (First leg faces source)

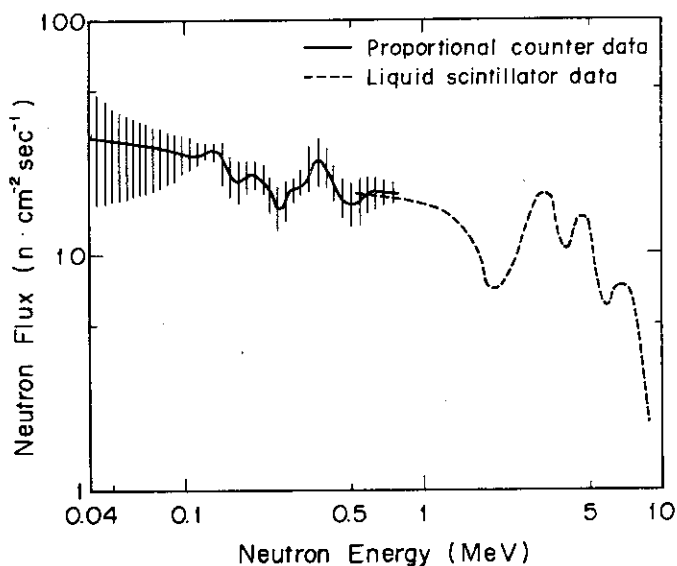


Fig.7.2 Neutron spectrum from ²³⁹Pu-Be neutron source
(A. E. Profio : Experimental Reactor Physics
P.172 (1976) , Wiley - Interscience)

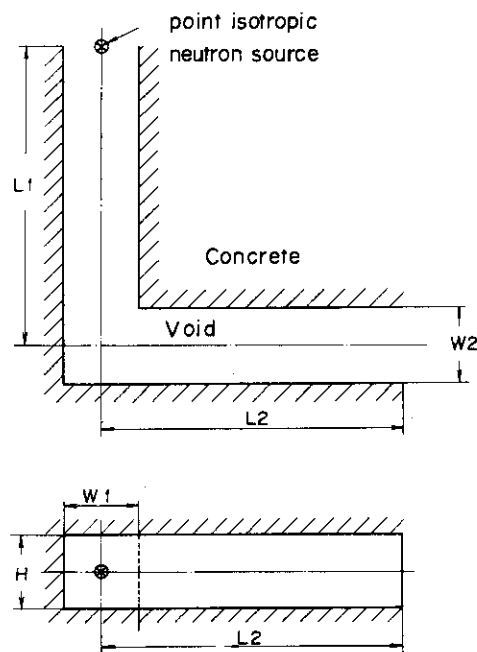


Fig.7.3 Calculational model

8. 核分裂中性子に対する屈曲コンクリートダクト中 の中性子ストリーミング

8. Neutron Streaming along the Center Lines of One-, Two-, and Three-Legged Square Concrete Open Ducts (TSR-II)

(References)

- 1) Maerker R.E. and Muckenthaler F.J. : "Calculations, Using the Albedo Concept, of Thermal Neutron Fluxes, Epicadmium Neutron Fluxes, and Fast Neutron Dose Rates along the Center Lines of Square Concrete Ducts : Comparison with Experiment", ORNL-4147 (1967)
- 2) Maerker R.E. and Muckenthaler F.J. : "Monte Carlo Calculations, Using the Albedo Concept, of the Fast Neutron Dose Rates along the Center Lines of One- and Two- Legged Square Concrete Open Ducts and Comparison with Experiment," Nucl. Sci. Eng., 27, 423 (1967)
- 3) Maerker R.E. and Muckenthaler F.J. : "Neutron Fluxes in Concrete Ducts Arising from Incident Epicadmium Neutrons : Calculations and Experiments," Nucl. Sci. Eng., 30, (1967)

(Summary)

- | | |
|----------------------|---|
| a) Experimental type | : Duct Streaming of Neutrons |
| b) Source | : Tower Shielding Reactor (TSR-II) |
| c) Material | : Concrete |
| d) Geometry | : 3-Dimension |
| e) Instrument | : Hurst Type Proportional Counter,
BF ₃ Counter |
| f) Quantity measured | : Fast Neutron Dose Rate, Thermal Neutron
Flux, Multi Collision Dose Rate for
Epicadmium Neutrons |

8.1 実験配置

本実験は Tower Shielding Reactor -II を用いて行われた。Fig. 8.1 のように、炉心からビーム状の中性子束をひき出し 5 ft 離れたダクト入口に 45° の角度で入射する。ビームが入射す

るダクト壁 (Source wall) の外壁にはビームキャッチャーと追加遮蔽体が設置されており、空気による散乱成分が無視できるようになっている。コンクリートダクトは断面が3×3 ftの矩形で厚さは9 inchである。ダクトの断面はFig. 8.2の通りで、ダクトの中心軸は地上80 inchの高さにある。

8.2 測定方法と測定器

速中性子の線量率はHurst typeの比例計数管で測定された。Source wallがある場合と無い場合について測定し、その差から壁による一回散乱成分が得られた。

熱中性子、熱外中性子はBF₃検出器にCdを被覆したり、あるいは裸にしたりして測定された。

以上の測定は、すべてダクトの中心軸に沿って行われた。また、Hurstカウンタで得られる線量率と入射中性子束の関係はTable 8.1の通りである。

8.3 線源

十分コリメートされた半径3 inchのビームが、ダクトの入口に45°の角度で入射する。

TSR-II炉心出口での速中性子スペクトルはFig. 8.3の通りである。Source wallでの入射中性子によるtotal dose rateは24.1 erg (cm²・g⁻¹ h⁻¹)である。

熱外中性子のスペクトルはFig. 8.4(1), 8.4(2)の通りである。Source wall上での0.5 eVから10 eVまでの中性子束は3.42×10⁴ n/secである。

入射熱中性子束は1.65×10⁴ n/secである。

8.4 測定結果

Table 8.2からTable 8.4に、速中性子線量率、熱外中性子入射、熱中性子入射での熱中性子束の測定結果を示す。

8.5 計算のためのモデル化

a) 線源

半径3インチのビーム状線源がダクト入口面に45°の方向で入射する。この時の入射中性子のスペクトルはFig. 8.3, 8.4(1), 8.4(2)で与える。

b) 幾何形状

Straight, two-legged, three-leggedダクトに対する形状はFig. 8.5～8.7のように近似する。

コンクリートの厚さは9インチとする。

c) 物質の組成

コンクリートの組成は、Table 8.5の通りである。

8.6 実験値と計算値の規格化

速中性子の実験値は、Source wall 上で $2.19 \times 10^4 \text{ n/sec}^*$ あたりの dose rate である。実験誤差は、straight duct で $\pm 10\%$ 、two legged duct で $\pm 20\%$ である。

熱外中性子に対する実験値は source wall 上で全中性子数が $3.42 \times 10^4 \text{ n/sec}$ のものである。

(コメント：担当者)

*の値は、Ref. 2) では $1.99 \times 10^4 \text{ n/sec}$ という値が用いられている。

Table 8.1 Fast collision dose relation
for fast neutron

Neutron energy (MeV)	Rad/n cm^2
0.2	1.40×10^{-9}
0.3	1.76×10^{-9}
0.5	2.29×10^{-9}
0.7	2.70×10^{-9}
1.0	3.22×10^{-9}
2.0	4.33×10^{-9}
3.0	5.01×10^{-9}
5.0	6.15×10^{-9}
7.0	6.75×10^{-9}
10.0	7.57×10^{-9}

Table 8.5 Composition of concrete

Element	Atomic density (atoms/ cm^3)
H	8.22×10^{21}
C	1.95×10^{22}
O	3.43×10^{22}
Ca	1.08×10^{22}
Si	1.64×10^{21}
Mg	1.08×10^{21}
Fe	2.96×10^{21}
Al	5.38×10^{20}
K	3.95×10^{19}
Na	1.58×10^{19}

Table 8.2 Measured fast neutron single collision dose rates in straight and two-legged ducts

Fast neutron dose rate (erg/g hr)			
Center-Line Distance from Duct Mouth (ft)	Straight duct	Center-Line Distance from Duct Mouth (ft)	Two-legged duct
0	-1.5×10^{-3}	12.0	-
0.5	5.4×10^{-3}	15.0	7.00×10^{-6}
1.0	2.63×10^{-3}	15.5	7.95×10^{-6}
1.5	1.04×10^{-3}	15.75	
2.0	9.9×10^{-4}	16.0	8.43×10^{-6}
2.5	8.6×10^{-4}	16.5	8.35×10^{-6}
3.0	6.50×10^{-4}	17.0	2.51×10^{-6}
4.0	3.66×10^{-4}	18.0	-
5.0	2.06×10^{-4}	19.0	4.91×10^{-7}
6.0	1.27×10^{-4}	21.0	1.64×10^{-7}
7.0	8.19×10^{-5}	23.0	7.83×10^{-8}
8.0	5.32×10^{-5}	25.0	4.51×10^{-8}
9.0	3.93×10^{-5}	27.0	3.37×10^{-8}
10.0	2.76×10^{-5}	29.0	2.26×10^{-8}
11.0	2.03×10^{-5}	31.0	1.39×10^{-8}
12.0	1.51×10^{-5}	33.0	1.28×10^{-8}
13.0	-	35.0	8.5×10^{-9}
14.0	9.02×10^{-6}	37.0	7.8×10^{-9}
15.0		38.5	-
16.0	5.72×10^{-6}		
18.0	3.99×10^{-6}		
20.0	2.79×10^{-6}		
22.0	2.01×10^{-6}		
24.0	1.45×10^{-6}		
26.0	-		
28.0	9.2×10^{-7}		
30.0	6.94×10^{-7}		
32.0	5.50×10^{-7}		
34.0	4.42×10^{-7}		
36.0	3.59×10^{-7}		
38.0	2.94×10^{-7}		
40.0	2.44×10^{-7}		
42.0	1.96×10^{-7}		
43.5	1.45×10^{-7}		

Table 8.3 Measured subcadmium flux in straight, two-legged, and three-legged ducts due to incident epicalcium neutrons

Subcadmium flux (neutrons/cm² sec)

Center-Line Distance from Duct Mouth (ft)	straight duct	Center-Line Distance from Duct Mouth (ft)	two-legged duct	Center-Line Distance from Duct Mouth (ft)	three-legged duct
2	1.08 x 10 ⁰	15	4.54 x 10 ⁻²	30	1.10 x 10 ⁻³
3	8.97 x 10 ⁻¹	16	4.17 x 10 ⁻²	31	1.00 x 10 ⁻³
4	6.83 x 10 ⁻¹	17	3.06 x 10 ⁻²	32	6.21 x 10 ⁻⁴
5	5.06 x 10 ⁻¹	18	2.07 x 10 ⁻²	33	4.11 x 10 ⁻⁴
6	3.99 x 10 ⁻¹	19	1.48 x 10 ⁻²	34	2.88 x 10 ⁻⁴
8	2.35 x 10 ⁻¹	20	1.08 x 10 ⁻²	35	2.07 x 10 ⁻⁴
10	1.41 x 10 ⁻¹	21	8.17 x 10 ⁻³	36	1.54 x 10 ⁻⁴
12	8.67 x 10 ⁻²	23	4.72 x 10 ⁻³	37	1.17 x 10 ⁻⁴
14	5.36 x 10 ⁻²	25	2.90 x 10 ⁻³	38	8.99 x 10 ⁻⁵
16	3.26 x 10 ⁻²	27	1.80 x 10 ⁻³	40	5.63 x 10 ⁻⁵
18	2.09 x 10 ⁻²	29	1.16 x 10 ⁻³	42	3.62 x 10 ⁻⁵
20	1.46 x 10 ⁻²	31	7.56 x 10 ⁻⁴	44	2.34 x 10 ⁻⁵
22	9.80 x 10 ⁻³	33	5.06 x 10 ⁻⁴	46	1.56 x 10 ⁻⁵
24	6.84 x 10 ⁻³	35	3.49 x 10 ⁻⁴	48	1.10 x 10 ⁻⁵
26	4.77 x 10 ⁻³	37	2.52 x 10 ⁻⁴	50	8.56 x 10 ⁻⁶
28	3.28 x 10 ⁻³	39	1.86 x 10 ⁻⁴		
30	2.29 x 10 ⁻³	41	1.40 x 10 ⁻⁴		
32	1.65 x 10 ⁻³	43	1.08 x 10 ⁻⁴		
34	1.24 x 10 ⁻³	45	8.43 x 10 ⁻⁵		
36	9.23 x 10 ⁻⁴				
38	7.18 x 10 ⁻⁴				
40	5.58 x 10 ⁻⁴				
42	4.65 x 10 ⁻⁴				
43.5	4.07 x 10 ⁻⁴				

Table 8.4 Experimental thermal neutron fluxes in straight, two-legged, and three-legged ducts due to incident thermal neutrons

Thermal neutron flux (neutrons/cm ² sec)					
Center-Line Distance from Duct Mouth (ft)	straight duct	Center-Line Distance from Duct Mouth (ft)	two-legged duct	Center-Line Distance from Duct Mouth (ft)	three-legged duct
2	2.52×10^0	15	4.4×10^{-2}	28	8.6×10^{-4} *
3	1.84×10^0	16.5	3.8×10^{-2} *	29	7.9×10^{-4} *
4	1.13×10^0	18.5	1.32×10^{-2} *	30	6.8×10^{-4}
5	7.50×10^{-1}	21	5.5×10^{-3}	31	6.0×10^{-4}
6	5.22×10^{-1}	24	2.3×10^{-3} *	32	3.4×10^{-4}
8	2.70×10^{-1}	27	1.09×10^{-3}	34	1.48×10^{-4}
10	1.52×10^{-1}	29	6.8×10^{-4}	36	7.8×10^{-5}
12	8.7×10^{-2}	31	4.2×10^{-4}	38	4.4×10^{-5}
15	4.1×10^{-2} *	33	2.9×10^{-4}	40	2.6×10^{-5}
20	1.33×10^{-2}	37	1.48×10^{-4}	42	1.67×10^{-5}
25	5.4×10^{-3}	41	8.7×10^{-5}	44	1.11×10^{-5}
30	2.34×10^{-3}	45	5.8×10^{-5}	46	8.1×10^{-6}
34	1.23×10^{-3}			48	6.6×10^{-6}
37	8.2×10^{-4} *			50	5.1×10^{-6}
40	5.5×10^{-4}				

* Interpolated value

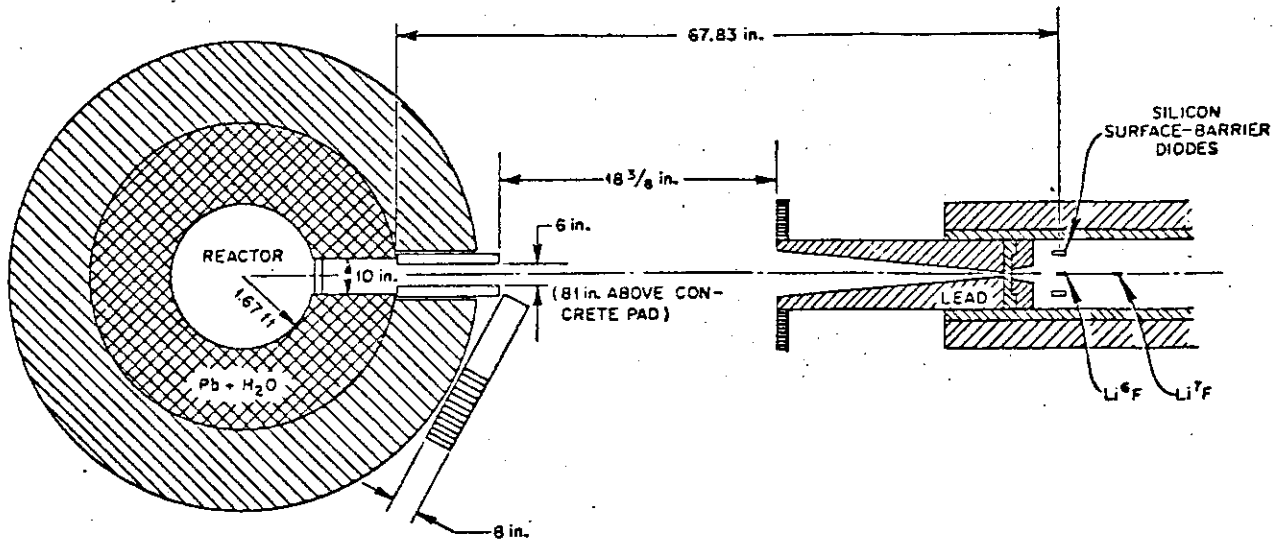


Fig. 8.1 Experimental arrangement for measurement of TSR-II fast neutron beam spectrum

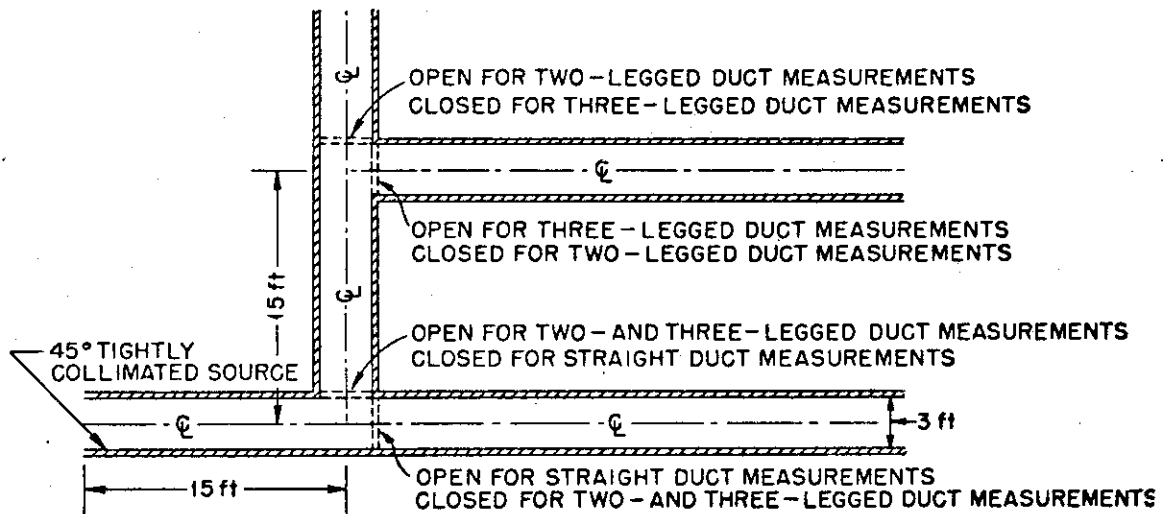


Fig. 8.2 Top view of source and duct geometry

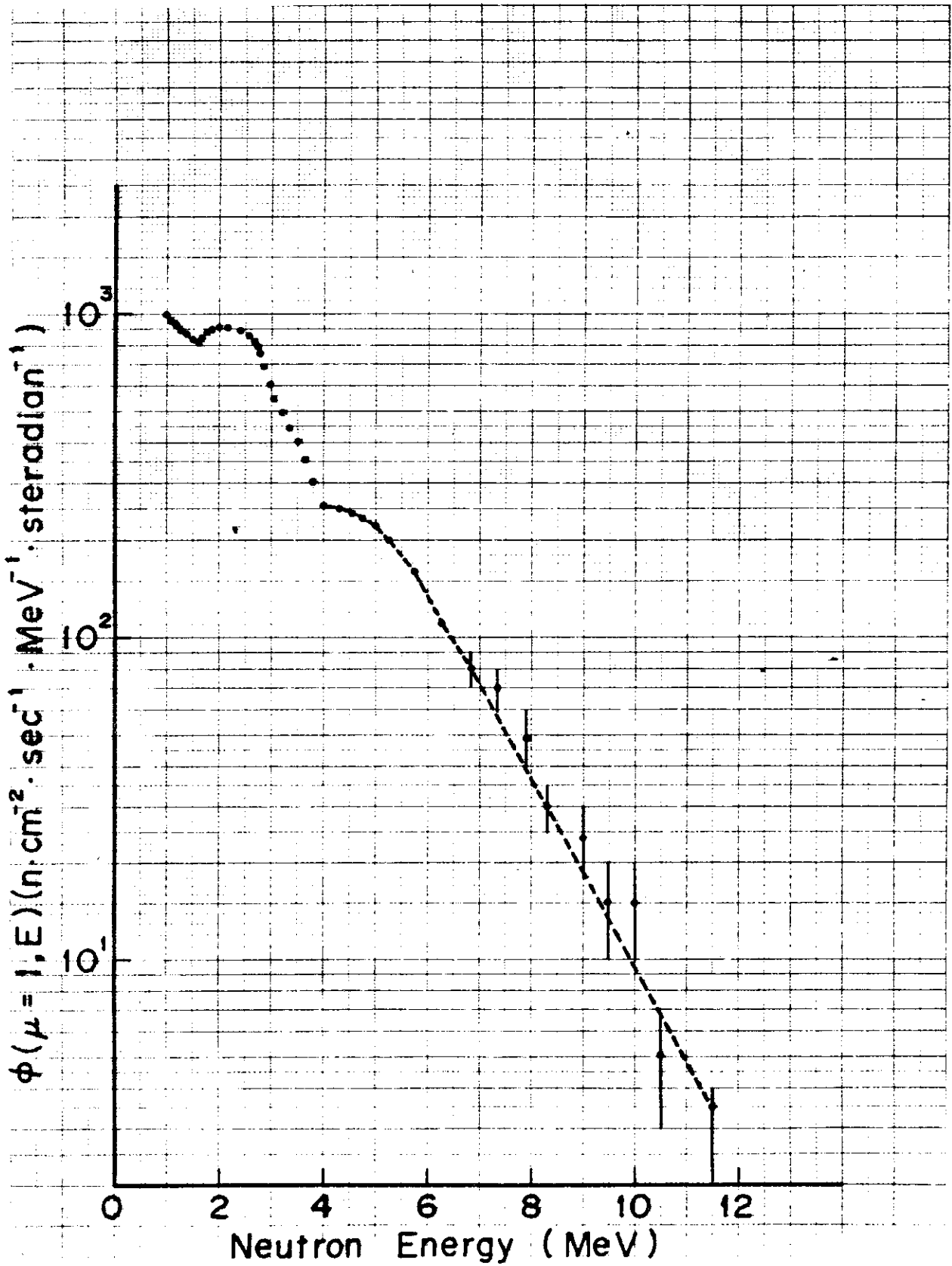


Fig. 8.3. Absolute intensity of the TSR-II neutron beam

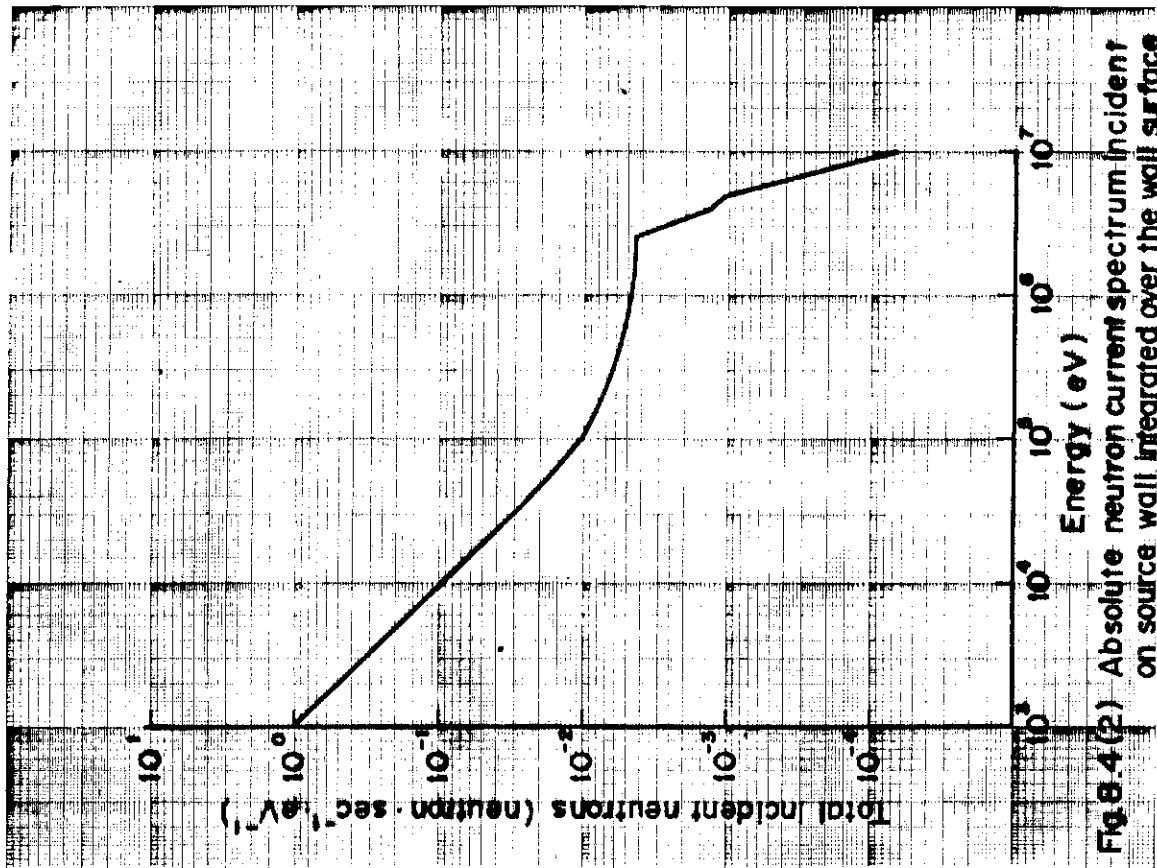


Fig. 8.4(2) Absolute neutron current spectrum incident on source wall integrated over the wall surface (2/2)

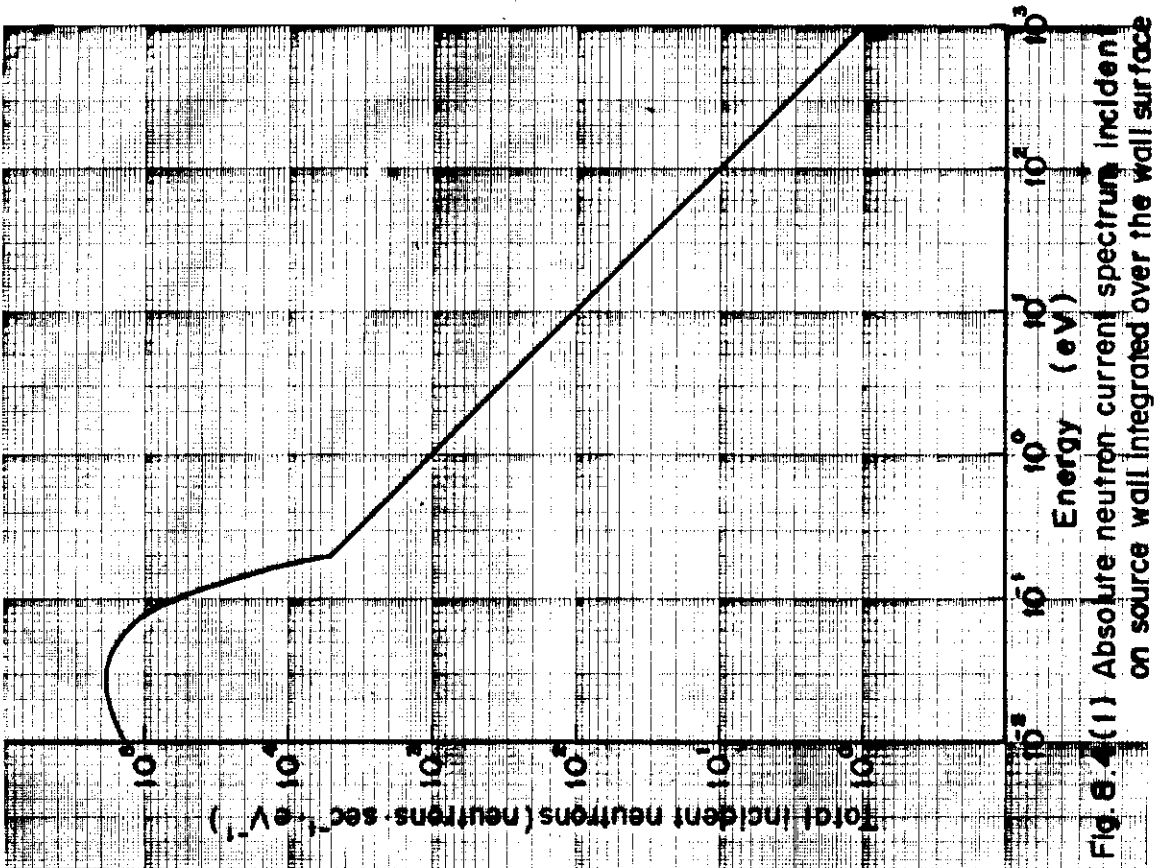


Fig. 8.4(1) Absolute neutron current spectrum incident on source wall integrated over the wall surface (1/2)

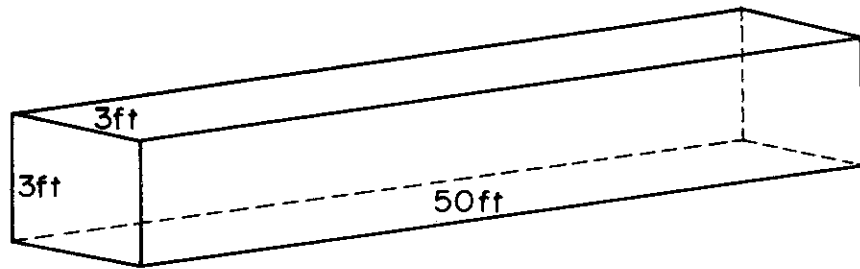


Fig.8.5 Straight Duct

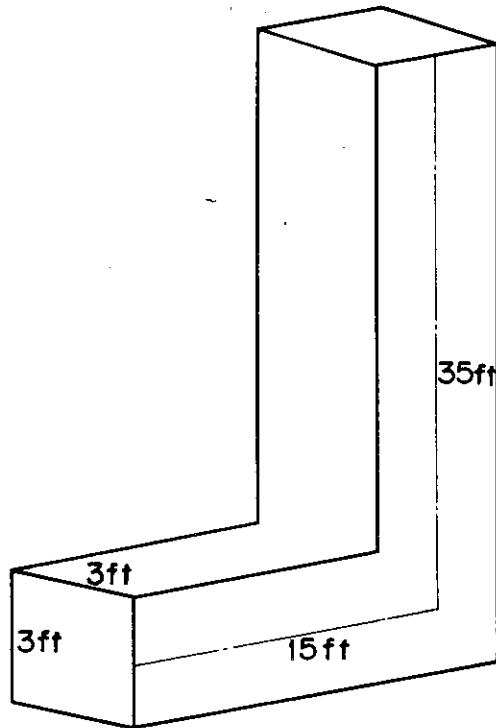


Fig.8.6 Two-Legged Duct

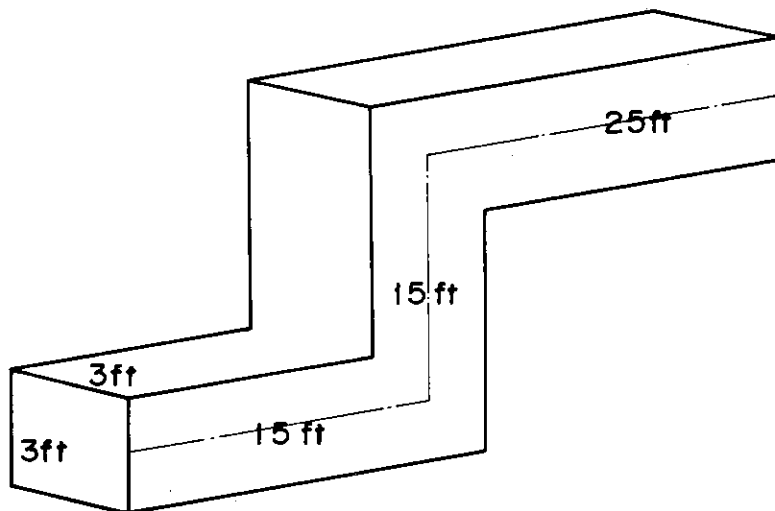


Fig.8.7 Three-Legged Duct

9. 1回屈曲円環ダクト中の放射線の漏洩

9. Neutron and Gamma-ray Streaming through Annular Bent Ducts (JRR-4)

(Reference)

Miura, T. et al. : "Measurement and Calculation of Radiation Streaming through Annular Ducts", Report of Ship Research Institute Vol.16 NO.16 (1979)

(Summary)

- a) Experimental Type : Duct Streaming
- b) Source : JRR-4 Reactor
- c) Material : Iron, Water
- d) Geometry : Annular Duct with One Bend
- e) Instrument : Activation Detector, Thermo-Luminescence Detector
- f) Quantituo Measured : Reaction Rate, Thermal and Epithermal Neutron Flux, Gamma-ray Dose Rate

9.1 実験配置

Fig. 9.1に JRR-4 炉心部の構成を示す。燃料要素の本数は18本で通常の20本炉心のうちの1本が照射筒に、もう1本が反射体に置き換えられている。Fig. 9.2にダクト配置を示す。ダクトは鋼製の2重管で構成されており、内管の蓋部のみがアルミニウム製である。実験体系は内管内が空気の場合と水の場合の2種類である。前者を配置1 (Configuration 1)、後者を配置2 (Configuration 2)とする。Table 9.1に炉心部の組成を示す。

9.2 線源

線源は JRR-4 原子炉である。炉心で発生する中性子は熱中性子による核分裂スペクトルをもつ。

9.3 測定器と測定方法

中性子用として放射化検出器、ガンマ線用として熱蛍光線量計 (TLD) を用いている。放射化検出器の反応の種類は $^{115}\text{In}(n, n')$ $^{115\text{m}}\text{In}$, $^{58}\text{Ni}(n, p)$ ^{58}Co , $^{27}\text{Al}(n, \alpha)$ ^{24}Na および

$^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$ で最後の反応の場合はカドミ被覆有りおよび無しの種類の方法を用いている。これらの反応の名称は以下ではそれぞれ IN 5N, NI 8P, AL 7A, AU 7G, epicd および AU 7G, bare の記号で表わす。TLDは Harshaw Chemical Co. 製の TLD-600 および 700 (寸法 $1 \times 1 \times 6$ mm) が対で用いられている。Table 9.2 に放射化検出器の諸特性を示す。

測定ラインとして管軸上にライン A, 内管と外管の間隔部に 90° 間隔でライン B, C, D および E がダクトにそってとられ, それぞれのライン上で厚さ 0.3 mm のアルミニウム製支持器に測定器が取り付けられ測定が行われた。各測定点は Fig. 9.2 に示してある。またダクト入口での中性子束分布も測定されている。

9.4 測定結果

Fig. 9.3 にダクト入口面上で測定された AL 7A 反応率分布を示す。Table 9.3, 9.4 に配置 1, 2 に対して測定された反応率およびガンマ線線量率を示す。同表で反応率は 1 W 当りに規格化したものである。また Name の欄の A から E はライン名を示す。測定位置を表す XYZ 座標は Fig. 9.2 に示す様にダクト入口の中心に原点を持ち右手系にとられている。同表の AU 7G の結果には自己遮蔽効果の補正はなされていない。測定値の誤差は反応率の場合, 最大で 26%, ガンマ線線量率の場合 19% である。Table 9.3, 9.4 の AU 7G の反応率を基に熱外中性子スペクトルを θ/E (θ : 定数) と仮定し, また入射中性子の方向性を空隙部では平行入射水中では等方入射として求めた熱中性子束 ϕ_0 および熱外中性子束を θ/E で表示したときの θ の値を Table 5 に示す。 θ の値は 10^3 eV くらいまで一定としている。Fig. 9.4 ~ 9.12 に Table 9.3 ~ 9.5 の結果を図示する。

9.5 計算のための諸データ

a) 物質組成

炉心部の組成は Table 9.1 に示されている。ダクトを構成する鋼およびアルミニウムはそれぞれ密度 7.85 g/cm^3 および 2.7 g/cm^3 で Fe および Al 100% とする。

b) 体系表示

体系の寸法はすべて Fig. 9.1, 9.2 に示されている。炉心中心は通常の 20 本炉心の幾何学的中心より 2 cm ダクト側に寄っている。

9.6 測定値との規格化

AU 7G の反応率の計算には自己遮蔽因子の補正を加える必要がある。すなわち実験で求めた反応率 R は自己遮蔽因子を $G(E)$ とすると

$$R = \int \sigma(E) \cdot G(E) \cdot \phi(E) dE$$

である。G(E)の値は検出器に入射する中性子の方向性に依存するため厳密には各測定点に対し求める必要があるが原文では空隙部ではビーム入射、水中では等方入射としている。G(E)はビーム入射に対し

$$G_{\text{beam}}(E) = \frac{1 - \exp(-\Sigma_t \cdot t)}{\Sigma_t \cdot t}$$

また等方入射に対し

$$G_{\text{iso}} = \frac{1 - E_3(\Sigma_t \cdot t)}{2 \Sigma_t \cdot t}$$

である。ここで Σ_t は巨視的全断面積、 t は箔の厚さである。

すべての測定値は、JRR-4の原子炉出力あたりで規格化されている。なお、JRR-4炉心の出力分布はFig. 10.8に与えられている。

Table 9.1 Compositions and atomic densities
of materials (atoms/cm·barns)

	Core	Reflector	Aluminium wall
H	4.577×10^{-2}	1.638×10^{-3}	-
C	-	6.405×10^{-2}	-
O	2.291×10^{-2}	8.190×10^{-4}	-
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	-	-	-

Table 9.2 Activation detector characteristics

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

Table 9.3 Measured reaction rates ($\text{sec}^{-1}\text{watt}^{-1}$) and gamma-ray dose rates in configuration-1

Name	Position (cm)			IN5N	NI8P	AL7A	AU7G, epiCd	AU7G, bare	^7LiF (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	3.00-26	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 9.4 Measured reaction rates ($\text{sec}^{-1}\text{watt}^{-1}$) and gamma-ray dose rates in configuration-2

Position (cm)				INSN	NI8P	AL7A	AU7G, epiCd	AU7G, bare	^7LiF (mR/h/W)
Name	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	9.06-24	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

Table 9.4 (continued)

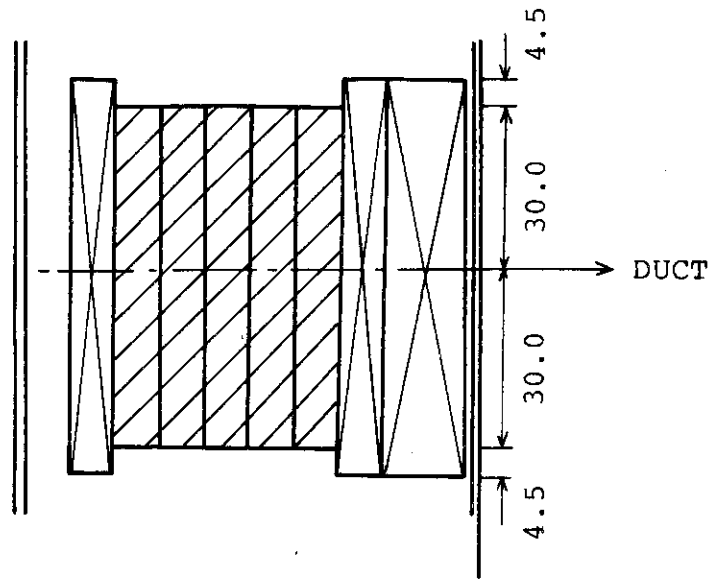
Position (cm)				INSN	NI8P	AL7A	AU7G, epiCd	AU7G, bare	⁷ LiF (mR/h/W)
Name	X	Y	Z						
C- 1	1	-15	0	3.53-22	2.42-22	3.16-24	5.55-20	1.87-19	9.34+02
3	40			5.63-23	4.93-23	7.27-25	9.51-21	3.65-20	1.76+02
5	80			1.67-23	1.53-23	2.62-25	2.19-21	8.05-21	5.74+01
7	120			6.93-24	6.57-24	1.21-25	7.04-22	2.67-21	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
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 9.5 Thermal neutron fluxes and intermediate neutron flux densities per unit lethargy in configuration-1 and -2

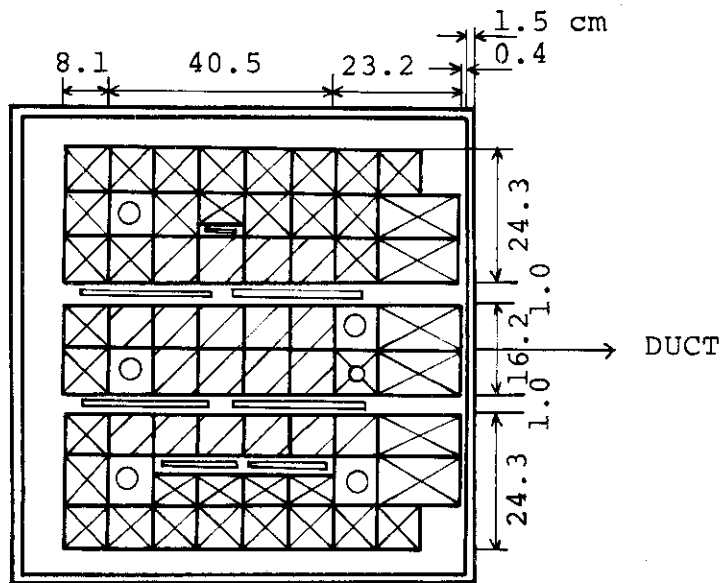
Position	Configuration 1		Configuration 2	
	ϕ_0 ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$)	θ ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$)	ϕ_0 ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$)	θ ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$)
A- 1	1.14 +03	6.64 +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
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

Table 9.5 (continued)

Position	Configuration 1		Configuration 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 ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}\cdot\text{W}^{-1}$)
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



VERTICAL SECTION



HORIZONTAL SECTION

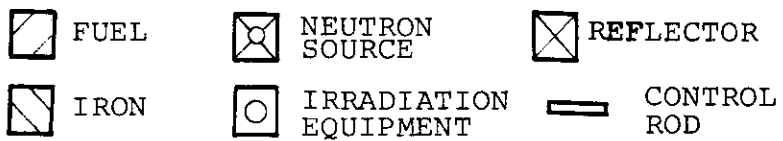


Fig.9.1 Configuration of JRR-4 core

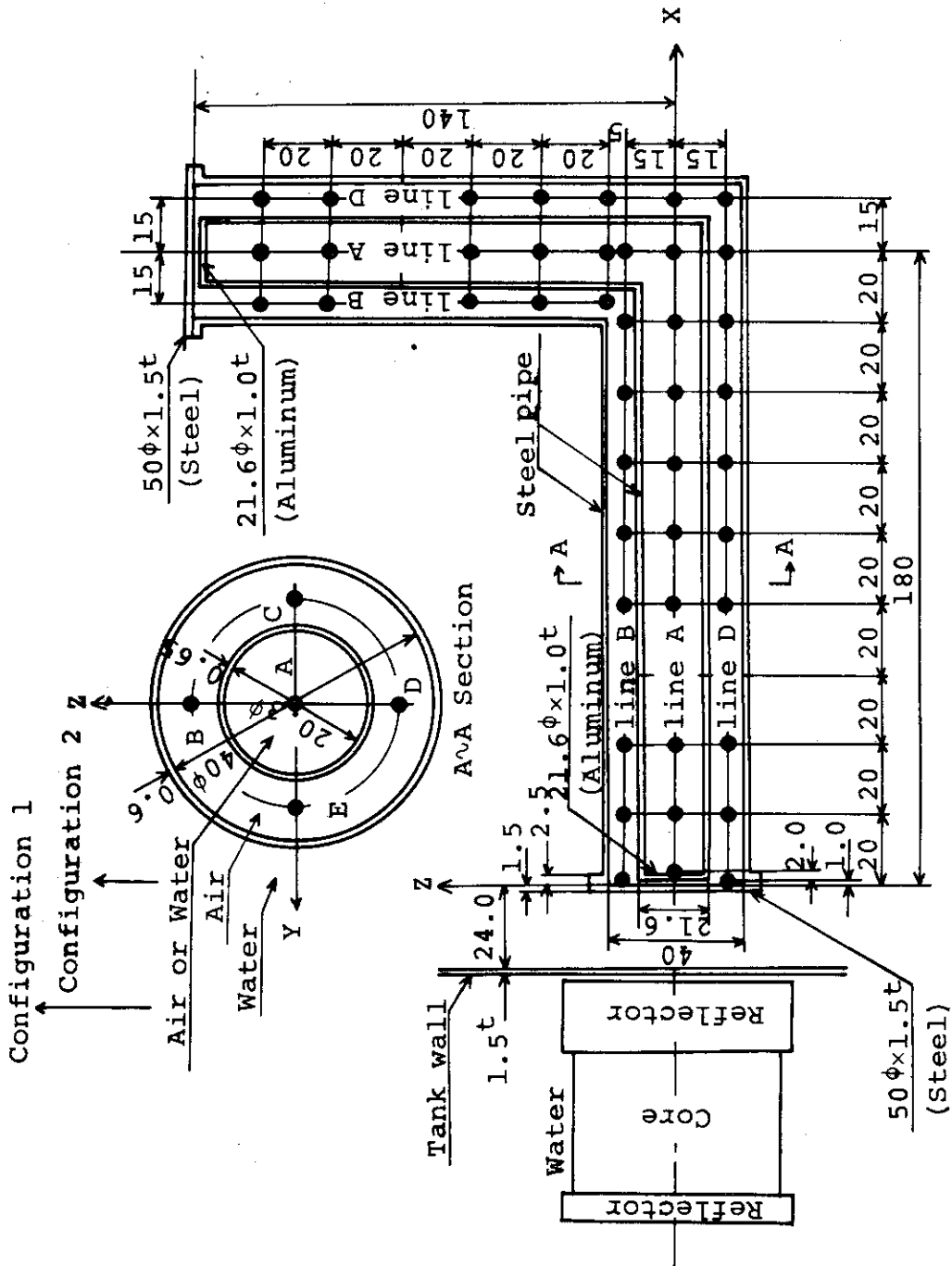


Fig.9.2 Configuration and measured positions of annular duct experiment

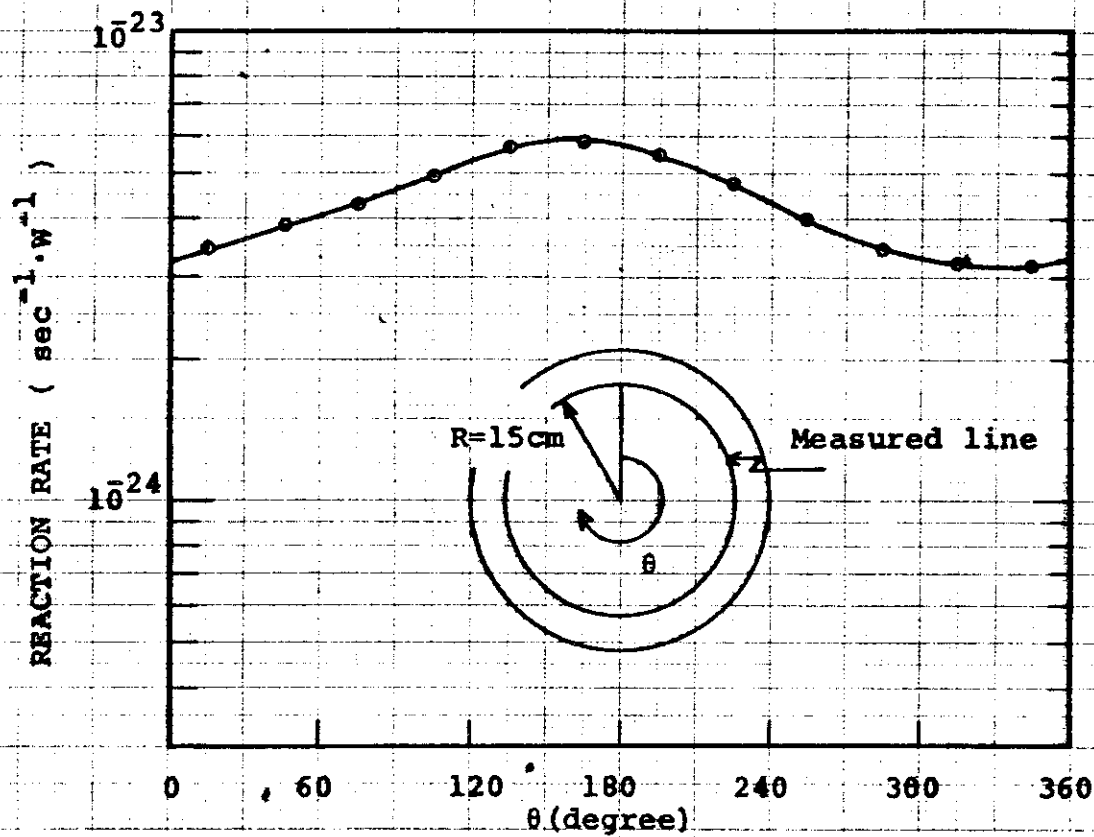


Fig.9.3 AL7A reaction rates distribution measured on the circle of 15 cm radius at duct mouth

10. 黒鉛スロットからの中性子の漏洩

10. Neutron Streaming in Straight Air Slots through Graphite Shields (JRR-4)

(Reference)

- 1) Miyasaka S., Uchida S., Sato C. : "Neutron Flux Measurements in Straight Air Slots Through Graphite Shields", JAERI-memo 4014 (1970)

(Summary)

- a) Experimental type : Slot Streaming
- b) Source : JRR-4, Cylindrical Source
- c) Material : Graphite
- d) Geometry : 3-Dimension
- e) Instrument : Threshold and Resonance Detectors
- f) Quantity measured : Reaction Rate

10.1 実験配置

全体の実験配置を Fig. 10.1(1), Fig. 10.1(2), Fig. 10.2 に示す。JRR-4 炉心からの核分裂中性子が鉄フィルタを通して、空気スロットを有する黒鉛遮蔽体に入射するように配置されている。

10.2 測定方法と測定器

黒鉛遮蔽体中の空気スロットの間隙を変え、スロットの中心軸 (Fig. 10.1(1) の Z 軸方向) に沿って、各閾検出器、および Au 箔によって中性子の反応率分布が測定された。

10.3 線源

JRR-4 炉心の配置図は Fig. 9.1 の通りで、燃料領域の高さは 60 cm である。

10.4 測定結果

Fig. 10.4 ~ 10.8 に各測定器による測定結果が単位出力 (watt) 当りの反応率として与えられている。これらの図で、Z方向の原点は Fig. 10.1(1) に示すように Fe フィルタと黒鉛遮蔽体の境界で、図の W はスロットの幅である。

10.5 計算のためのモデル化

a) 線源条件

線源形状は、Fig. 10.2 のように、実際の炉心と同体積の円筒形状で近似し、黒鉛反射体を実際の厚さが保存されるように炉心を取囲む円筒形状で近似する。また、円筒軸を Z 方向、それと直角方向を r 方向とした時の核分裂線源分布は、Fig. 10.8 の通りである。

b) 幾何形状

炉心、および反射体は円筒形状とし、Al タンクは無限平板とし、その他は Fig. 10.2 のように 3 次元形状で扱う。Fe フィルタ以降の遮蔽形状は Fig. 10.1(1), Fig. 10.1(2) を参照する。

c) 物質の組成

Fig. 10.2 に示した各領域の物質組成は Table 10.1 の通りである。

10.6 実験値と計算値の規格化

単位出力当りの反応率 (reaction/sec - watt) で比較する。

Table 10.1 Composition of each region

	Core ①	Reflector ②	Water ③	Al tank ④	Fe (SS) ⑤	Graphite ⑥	Paraffin ⑦
H	4.577-2	1.638-8	6.674-2	—	—	—	7.743-02
¹⁰ B	6.500-6	—	—	—	—	—	—
C	—	6.405-2	—	—	7.355-4	8.882-2	3.871-02
N	—	—	—	—	—	—	—
O	2.291-2	8.190-4	3.337-2	—	—	—	—
Al	1.785-2	8.537-3	—	5.997-2	—	—	—
Si	—	—	—	—	1.570-4	—	—
Fe	4.569-4	—	—	2.832-4	8.377-2	—	—
Mn	—	—	—	—	6.627-4	—	—
²³⁵ U	1.015-4	—	—	—	—	—	—
²³⁸ U	1.130-5	—	—	—	—	—	—

(atoms · 10²⁴ / cm³)

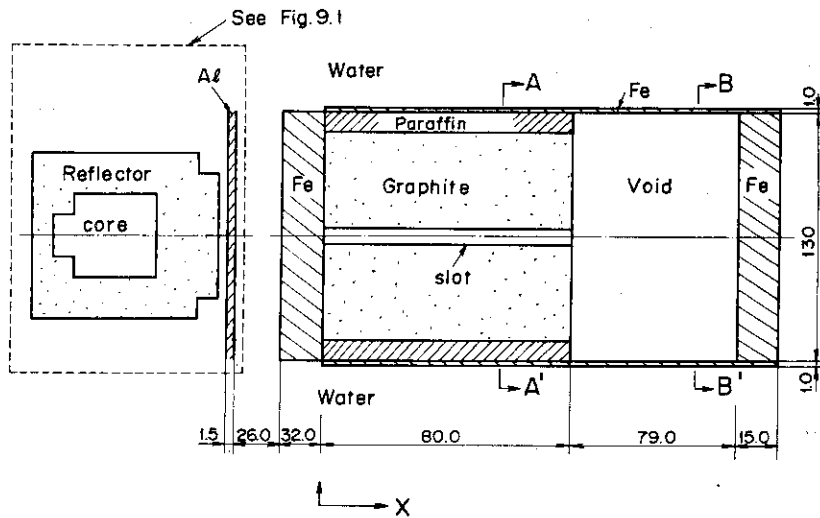


Fig. 10.1 (1) Cross sectional view of experimental arrangement.

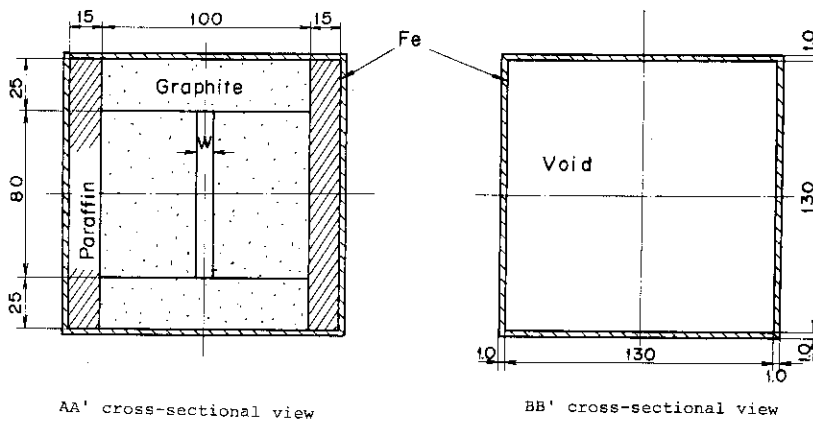


Fig. 10.1 (2) Cross-sectional view of experimental arrangement.

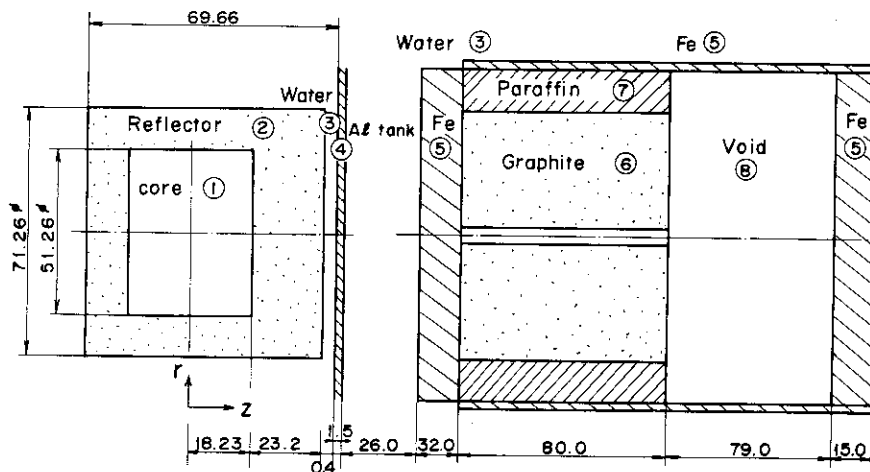


Fig. 10.2 Configuration for calculation

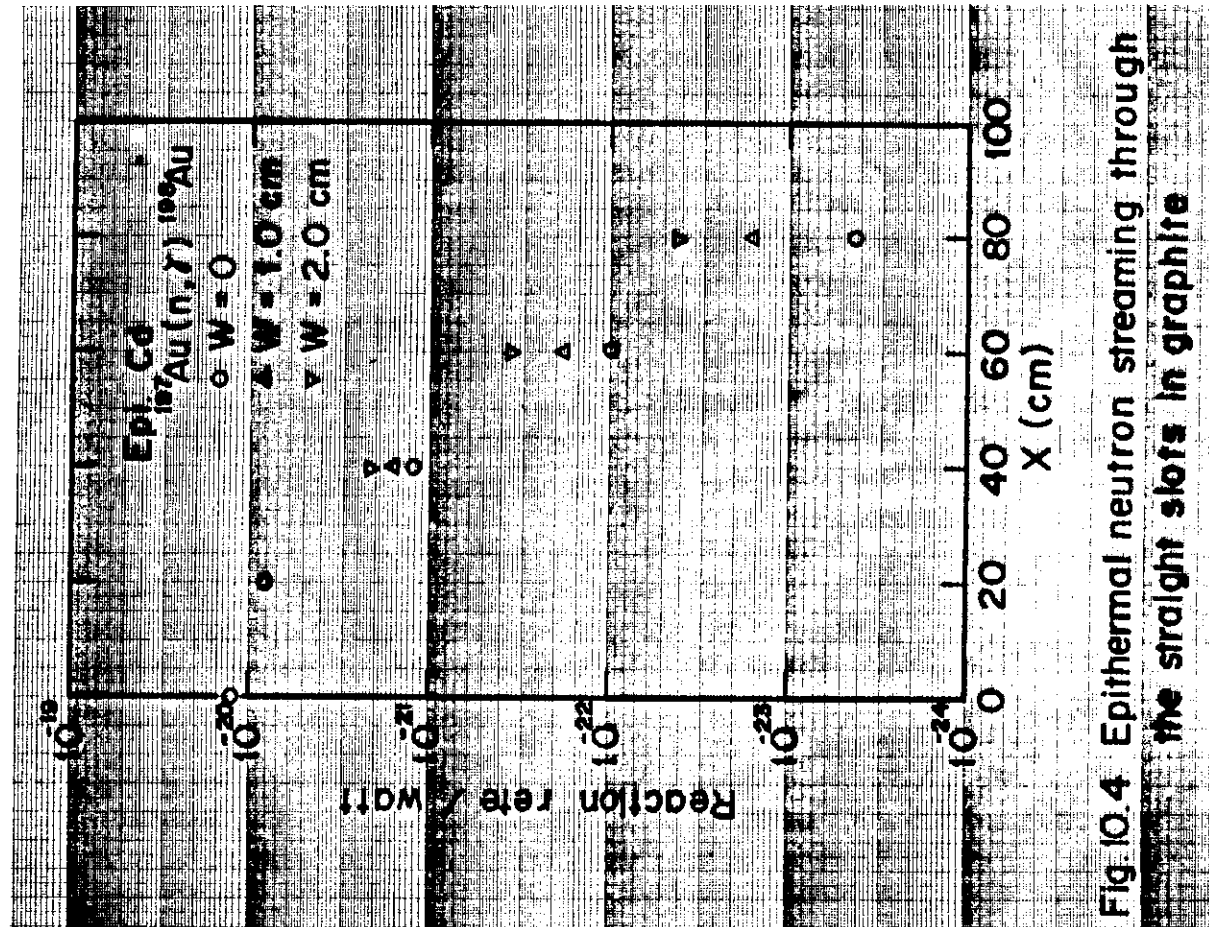


Fig. 10.4 Epithermal neutron streaming through the straight slots in graphite

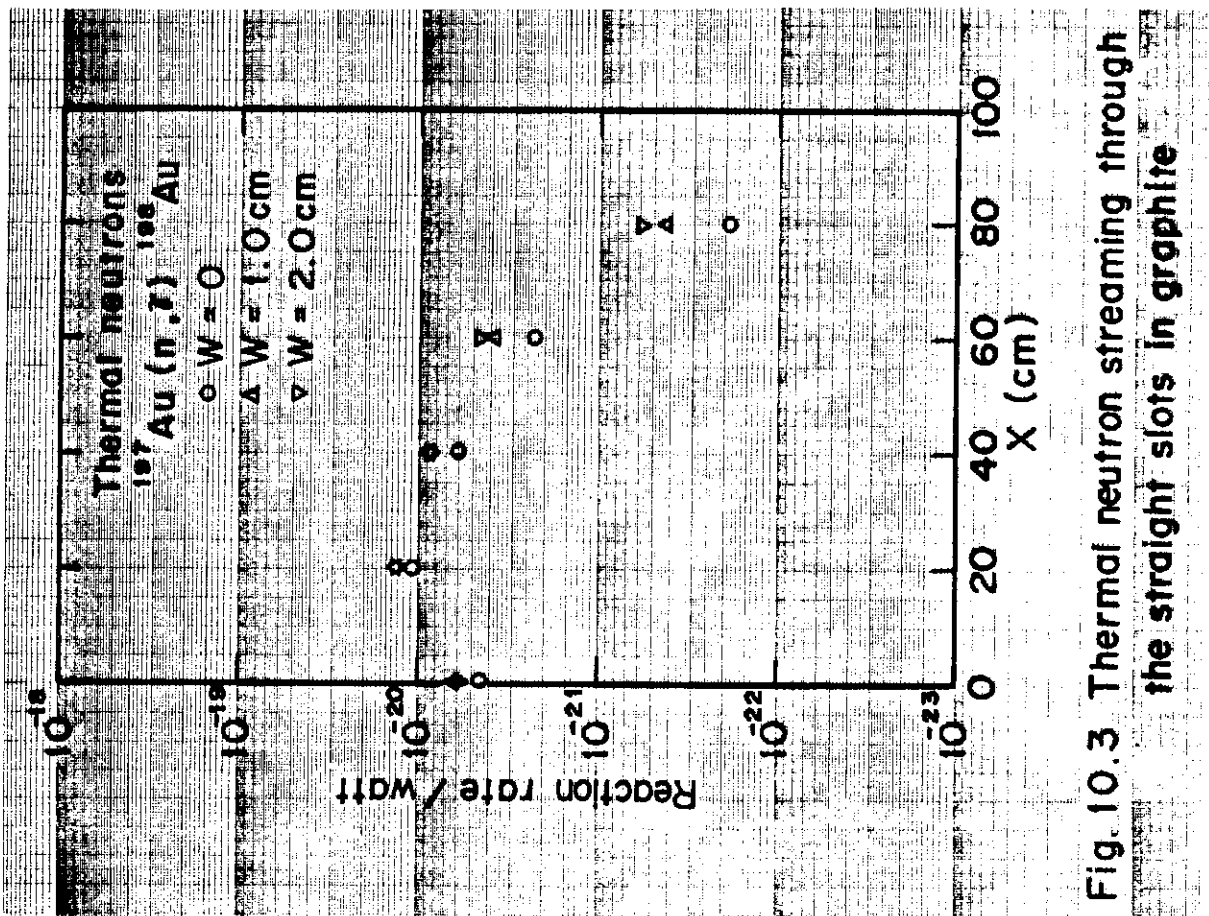


Fig. 10.3 Thermal neutron streaming through the straight slots in graphite

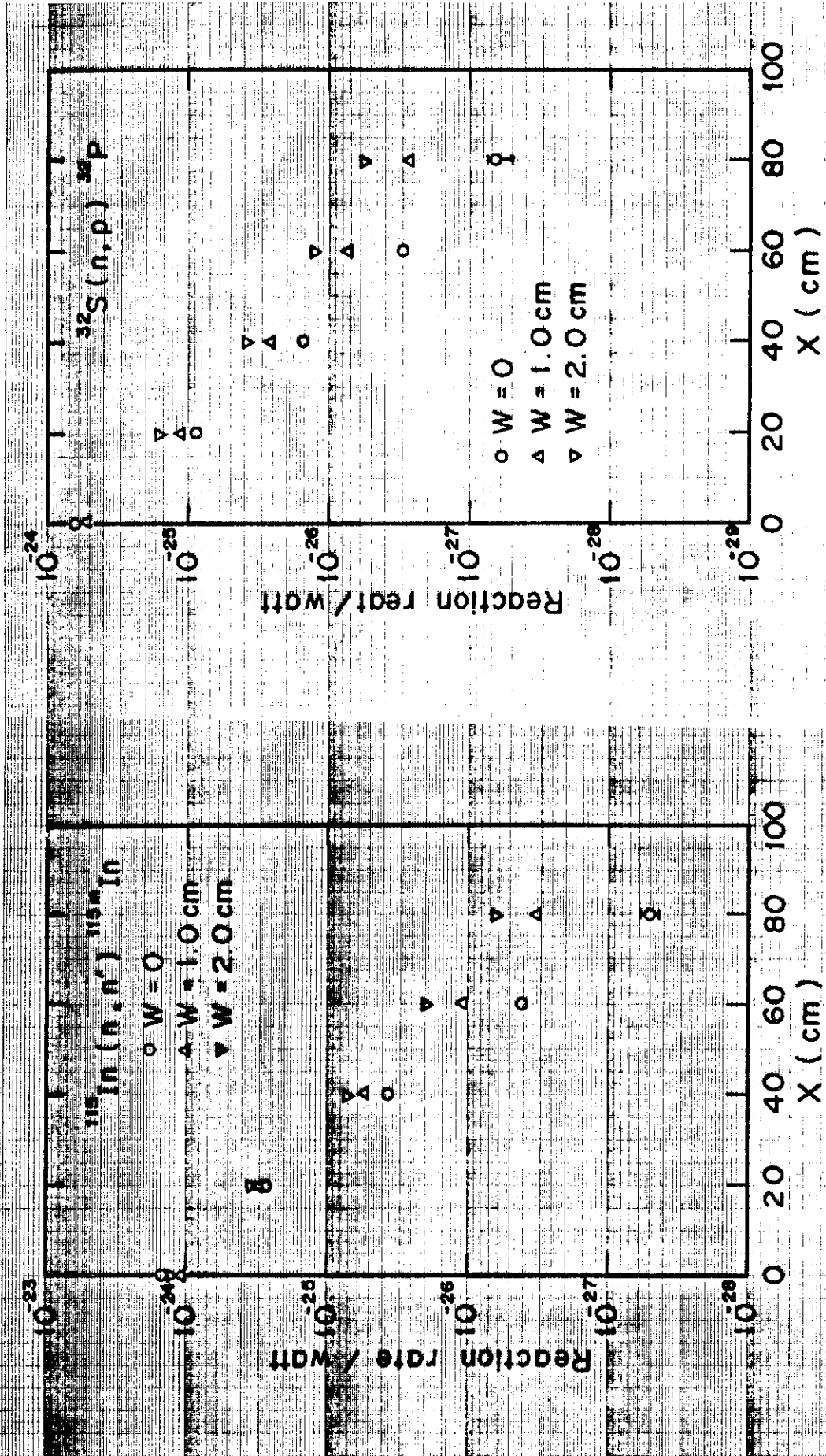


Fig. 10.5 Distribution of $^{115}\text{In}(n,n')^{115\text{m}}\text{In}$ In reaction on the center line of the slots

Fig. 10.6 Distribution of $^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$ reaction on the center line of the slots

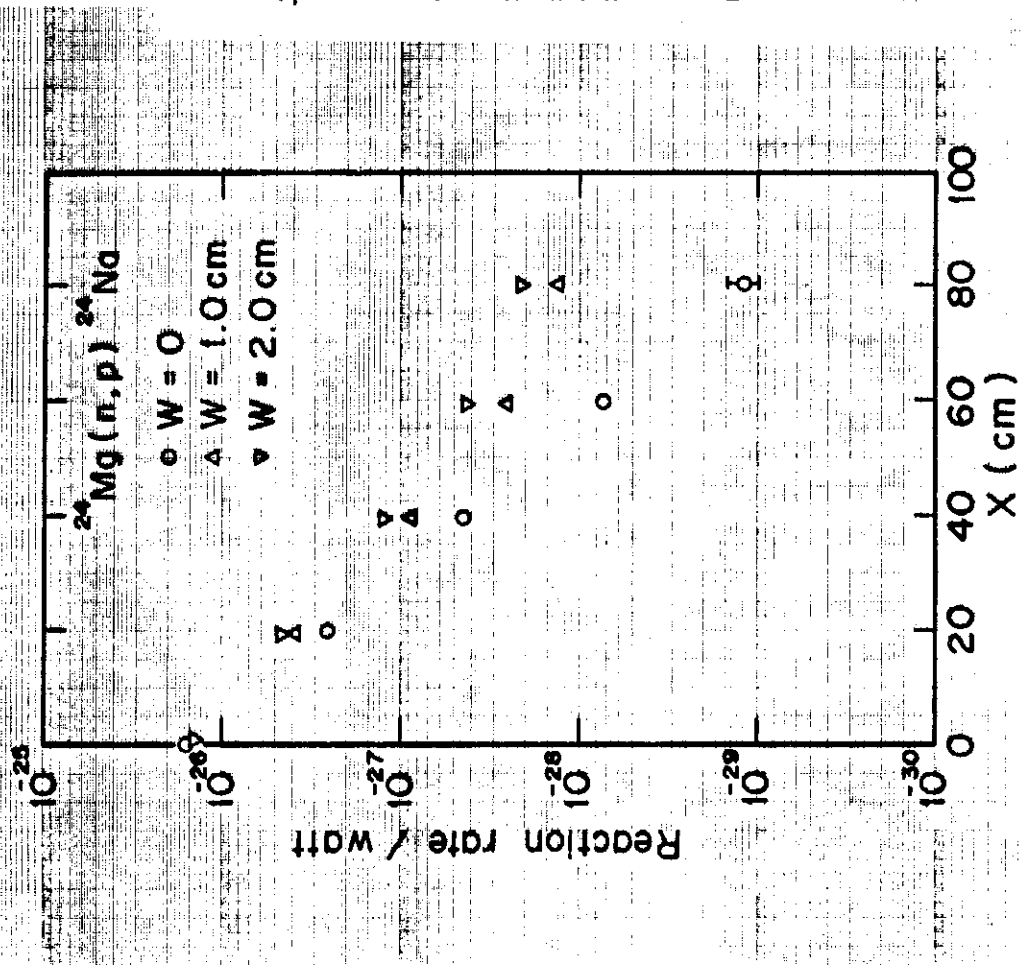


Fig.10.7 Distribution of $^{24}\text{Mg}(n,p)^{24}\text{Na}$ reaction on the center line of the slots

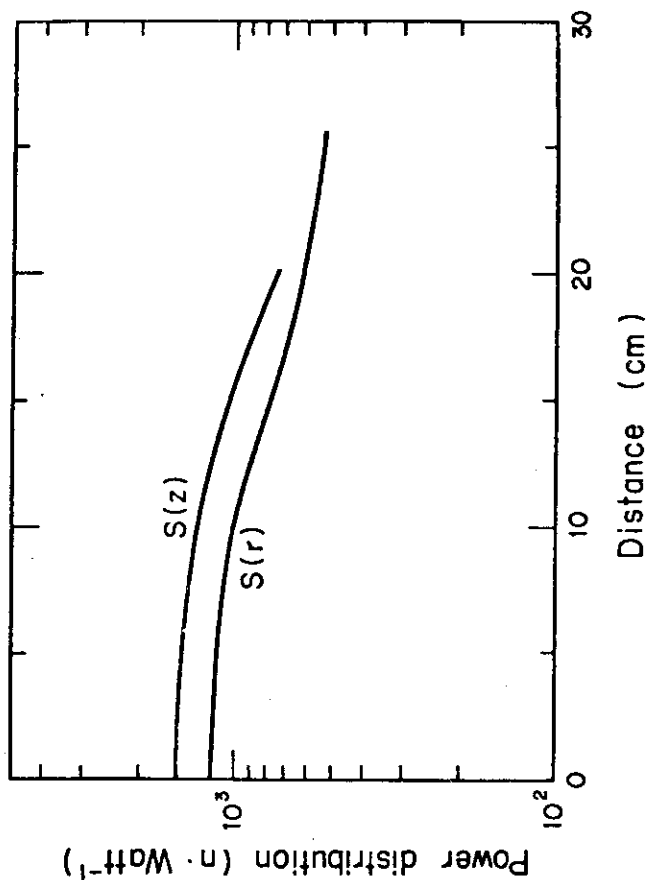


Fig.10.8 Fission source distributions within the JRR-4 core

11. 水中の2回屈曲円筒ダクトからの中性子ストリーミング

11. Neutron Streaming through Cylindrical Ducts with Two Bends in Water (ETNA)

(Reference)

- 1) B.Chinaglia, G.Bosio and D.Monti : "Study of the Neutron Streaming Through Cylindrical Ducts with Two Bends in Water : Experiments", EUR 4498e (1970)

(Summary)

- a) Experimental type : Streaming
 b) Source : ETNA Facility, Fission Source
 c) Geometry : Cylindrical Duct with Two Bends in Water
 d) Instruments : Fission Chamber, Threshold Detector, Resonance Detector
 e) Quantities measured: Reaction Rate, Gamma Dose, Thermal Flux

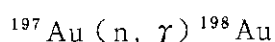
11.1 実験配置

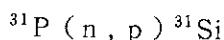
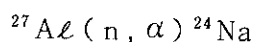
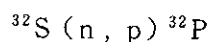
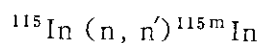
実験配置図を Fig. 11.1 に示す。線源は RS1 スイミングプール型原子炉の thermal column から引き出したビームを直径90cm, 厚さ2cmの円板状天然ウランコンバータに入射させて得た核分裂中性子を用いている。

ダクトは3部分に分れており, その幾何学的配置はそれぞれ各ダクトの長さ(L1, L2, L3; 単位 cm), 直径(d; 単位 cm), 角度(α ; 単位 度)で表示するダクトの厚さは0.5cmであり, 材質は Vedral (C 60w/o, O 32w/o, H 8w/o) で作成されている。このダクトの配置を Table 11.3 に示すように変化させる事により種々の体系におけるダクト軸上の反応率, ガンマ線線量率分布を測定している。また, このダクトは3×2.6×3 mheightの水を満したアルミ製タンクに収められている。

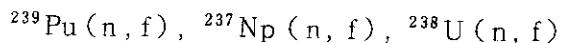
11.2 測定方法と測定器

測定器は実験配置によって異なっており Table 11.3, 11.4 に示されるように以下に示す測定器を用いて行われた。





及び



r - 線線量率測定器

ここで、Dy の測定値より熱中性子束が求められ、その他の検出器データはダクト入口での値で規格化された相対値で与えられている。但しダクト入口での測定値は絶対値 ($\text{sec}^{-1} \text{g}^{-1}$, $\text{cm}^{-2} \text{sec}^{-1}$, R/hr) で与えられているため、各々の測定値を絶対値に変換する事が可能である。

11.3 線源

天然ウランコンバータ (厚さ 2 cm, 直径 90 cm 円板ディスク) 内における線源強度, 熱中性子空間分布は次の様に与えられている。

$$n_f = 2.7 \times 10^7 \text{ (fissions / cm}^3 \cdot \text{sec)} \quad (1)$$

$$\begin{aligned} \varphi(r, z) = & 2.3 \cdot 10^8 (1 - 5.6 \times 10^{-6} \cdot r^2 - 1.4 \times 10^{-8} \cdot r^4) \\ & \times e^{-0.585z} \quad (\text{n / cm}^2 \cdot \text{sec}) \quad (2) \end{aligned}$$

(訳注 これらの値は 5 ~ 7% 誤差を含むものと考えられる。)

また、アルミタンクに入射する中性子エネルギースペクトルは Fig. 11.2 に示すように核分裂スペクトルから少しずれた値を持っている。

11.4 測定結果

Table 11.3 に示された実験配置における測定結果は Table 11.5 ~ 11.16 に示した。なお Table 11.1 及び 11.2 は各測定結果を絶対値に変換するために与えられている。

11.5 計算のためのモデル化

a) 線源条件

直径 90 cm, 厚さ 2 cm の円板ディスク状天然ウランコンバータ内で ^{235}U 核分裂スペクトルを持つ中性子源を体積線源で近似する。中性子エネルギースペクトルは次式で近似し, $n_f = 2.7 \times 10^7$ (fissions / $\text{cm}^3 \cdot \text{sec}$) に規格化する。

$$n(E) = 0.453 e^{-E/0.965} \cdot \sinh \sqrt{2.29E} \quad (3)$$

但し、ウランコンバータ内の熱中性子分布が(2)式で与えられ、かつアルミタンク表面で Fig. 11.2 で示される分布となる事を確認する。

b) 幾何学的形状

モデル化は可能な限り実験を再現するように行う。ダクトに入射する前部のアルミを無視してはならない。ダクトの終端にはCd板(厚さ1mm程度)を考慮する。

アルミニウム、水の密度及び原子数密度は以下の値を用いる。

		アルミニウム	H ₂ O
密度 (g/cm ³)		2.70	0.9982
核種	H	-	6.67382×10 ^{-2*})
	O	-	3.33698×10 ^{-2*})
	Al	6.0244×10 ^{-2*})	-

*) 原子数密度の単位は(個/cm³・barn)

(コメント: 原論文ではアルミタンクの影響はあまりないと記されているが、絶対値で5%以内の実験誤差で与えられている測定値を解析するためには無視出来ないと考えられる。またダクトの材質は原論文で詳細に与えられていないため、水と同じ特性を持つと考える。)

11.6 実験値と計算値の規格化

ダクト内の測定値はすべて Table 11.1 の値によって規格化されているため、アルミタンク表面のエネルギースペクトルが Fig. 11.2 と同等であることを確認した後にダクト表面(Z=0cm)との相対比較を行う。

(コメント: この測定で用いられている測定器中、Au に対してはすべて Cd で被覆されているため、解析に用いる検出器レスポンス関数にこれを考慮する事。また自己遮蔽効果も大きいので注意が必要である。)

(コメント: Table 11.2 でダクトの無い場合の水中の反応率分布が与えられているため、線源条件の妥当性を確認する事が望ましい。)

Table 11.1 Reaction rates per gram element and gamma flux measured at the mouth of a duct of 30 cm diameter ^(a)

Reaction	Reaction rate (s ⁻¹ g ⁻¹)
Au ¹⁹⁷ (n,γ) thermal	6,61·10 ⁶ ± 3%
Au ¹⁹⁷ (n,γ) epithermal	5,09·10 ⁶ "
S ³² (n,p)	3,07·10 ⁴ 5%
Al ²⁷ (n,p)	2,19·10 ³ "
Al ²⁷ (n,α)	3,94·10 ² "
In ¹¹⁵ (n,n')	2,87·10 ⁴ "
Pu ²³⁹ (n,f)	1,3 ·10 ⁶ 10%
Np ²³⁷ (n,f)	2,2 ·10 ⁵ "
U ²³⁸ (n,f)	3,7 ·10 ⁴ "
Gamma dose	400 R/h 5%
Thermal flux (Dy)	1,68·10 ⁷ 5%

(a) Actually the mouth value is measured at:

Z = (0 + 0,1) cm for Dy, Au, In

Z = 0,2 cm for Al

Z = 0,5 cm for PS

Z = 0,8 cm for γ dose and chambers

Table 11.2 Reaction rates per gram element or flux in water as a function of thickness Z.

Z (cm)	Ni(n,p)	In(n,n')	Au/Cd	Thermal flux
0	$2.02 \cdot 10^4$	$1.4 \cdot 10^4$	$1.12 \cdot 10^7$	$1.68 \cdot 10^7$
4	$8.8 \cdot 10^3$	$4.6 \cdot 10^3$	1.22 "	8.2 "
8	4.5 "	2.15 "	$5.45 \cdot 10^6$	5.8 "
12	2.35 "	1.02 "	1.98 "	2.8
16	1.25 "	$5.25 \cdot 10^2$	$8.0 \cdot 10^5$	1.3 "
20	$6.7 \cdot 10^2$	2.75 "	3.52 "	$5.8 \cdot 10^6$
24	3.8 "	1.48 "	1.63 "	2.6 "
28	2.02 "	$8.2 \cdot 10^1$	$8.2 \cdot 10^4$	1.19 "
32	1.13 "	4.52 "	4.1 "	$5.75 \cdot 10^5$
36	$6.8 \cdot 10^1$	2.59 "	2.08 "	2.9 "
40	3.9 "	1.52 "	1.1 "	1.58 "
44	2.39 "	$8.7 \cdot 10^0$	$6.2 \cdot 10^3$	$8.45 \cdot 10^4$
48	1.39 "	5.3 "	3.5 "	4.5 "
52	$8.3 \cdot 10^0$	3.2 "	2.0 "	2.4 "
56	5.0 "	1.9 "	1.13 "	1.38 "
60	2.9 "	1.15 "	$6.5 \cdot 10^2$	$7.9 \cdot 10^3$
64	1.75 "		3.68 "	4.6 "
68	1.02 "		2.15 "	2.64 "
70	$8.0 \cdot 10^{-1}$		1.57 "	2.03 "
72				1.59 "
74				1.2 "

Table 11.3 List of the examined configurations.

Configuration	d (cm)	l ₁ (cm)	l ₂ (cm)	l ₃ (cm)	ΔZ (cm)	α (°)	Detectors Used
Test configuration	7, 1	79, 7	102	83	5	45	S(n,p); Dy(n,γ)
1 a	28, 7	104, 2	82	106	55	15	Dy(n,γ)
1 b	28, 7	104, 2	82	106	55	15	Dy(n,γ); In(n,n'); P; γ dose
2	28, 7	108	104	111	20	45	Dy, Au/Cd; In(n,n'); P; S; Al(n,p); Al(n,α); γ dose
3	14, 2	98, 5	97, 5	95, 5	27	15	Dy; Au/cd; S; γ dose
4	14, 2	96, 5	140, 5	93, 5	10	45	Dy; Au/cd; S; γ dose
5	28, 7	107, 7	145, 7	110	15, 5	60	Dy; Au/cd; In(n,n'); S; Al(n,α); γ dose
6	28, 7	166	127	122	14, 3	90	Dy; In(n,γ)/Cd; In(n,n'); P; γ dose
7	14, 2	102, 3	145	116, 3	8, 2	60	Dy; Au/cd; In(n,γ)/cd; S; γ dose
8	14, 2	142, 4	125	147	7, 1	90	Dy; γ dose
9	28, 7	156, 4	127	122	14, 3	90	Dy; P
10	28, 7	108, 92	104	111	20	45	Dy; In(n,γ)/Cd; Au/cd; P; S
G	*	140	312	140	10	90	Dy, In(n,γ)/Cd; γ dose

*Rectangular duct (300 x 21) cm²

Table 11.4 List of detectors

Detectors	Form *	Counting	Standardization
Au (**)	disk; 0,2 g/cm ² 1,2 cm	β	γ
S	disk; 0,5 cm up to 5 cm	β	4 π - β
Al	disk; 1 + 2 mm 5 cm	γ	γ
In	disk; 0,5 mm up to 5 cm	γ	γ
Al/Dy (10%)	disk; 0,1 cm 1 cm	β	comparison with Au
Chambers FC 4-20th Century	cylind; 2,2 cm 0,63 cm	—	—
γ dose	Dosimeter pen	—	Co60

* For disks: first number thickness
second number diameter

For cylinder: first number length
second number diameter

(**) Correction factor used for flux depression:

- thermal 0,9
- epithermal 0,22

Table 11.5 Test configuration

Z (cm)	*F(Z) S(n,p)	$\epsilon\%$	F(Z) Dy(n, γ)	$\epsilon\%$
0	1		1	
38	2,3/-2		3,23/-3	
82	1,72/-3	8	4,04/-4	
134	1,35/-4	5	5,65/-6	5
184	1,5/-5	6	1,45/-6	25

*F(Z) = ratio between activation measured at Z and at the mouth (Z = 0) in Tables V to XVI.

Table 11.6 Configuration 1a*)

Z (cm)	F (Z)
	Dy (n, γ)
0	1
30,2	0,620
60,5	0,310
80,8	0,193
101,8	0,124
111,8	0,105
135,7	0,062
160,7	0,037
177,3	0,026
190,3	0,020
220,6	0,012
251,1	0,008
271,6	0,006
292,0	0,0068

* Thickness of mouth wall: 2 cm

Table 11.7 Configuration 1b

Z (cm)	F(Z)		ε%	F(Z)		ε%	F(Z)		ε%
	Dy (n,γ)			In (n,n')			P (n,p)		
0	1			1			1		
10	1,032			7,0 /-1					
30	7,5 /-1			2,35/-1			2,35/-1		
40								3,8 /-1	
50	4,72/-1			9,8 /-2			8,7 /-2		
70				4,90/-2					
90	1,90/-1			3,0 /-2			2,80/-2	1,40/-1	
102	1,56/-1			2,4 /-2			2,2 /-2		
110	1,28/-1			2,19/-2			1,82/-2	9,80/-2	
114	1,19/-1			2,0 /-2			1,70/-2	9,0 /-2	
130	8,40/-2			1,60/-2					
140	6,80/-2	1		1,40/-2				5,30/-2	
145	6,10/-2	1		1,35/-2			1,0 /-2		
150				1,25/-2			9,20/-3		
160	4,50/-2	1		1,10/-2					
180	3,00/-2	1		5,80/-3	5		4,49/-3	2	2,40/-2
190	2,59/-2	1		4,49/-3	10				
200	2,18/-2	2		3,60/-3	10				
210				3,30/-3	5		3,50/-3	3	
220	1,46/-2	2		3,20/-3	10			1,60/-2	2
230				3,0 /-3	5			1,55/-2	3
240				2,80/-3	10		2,80/-3	3	
250				2,65/-3	5				
260	7,50/-3	3		2,50/-3	10				
270				2,38/-3	10				
280	4,40/-3	3		2,20/-3	20			1,15/-2	10
290	3,10/-3	3		2,10/-3	30		2,10/-3	5	
292				2,06/-3	40				

Table 11.8 Configuration 2

Z (cm)	DY(n,γ)		I(n,n')		P(n,p)		S(n,p)		Au/cd		Al(n,p)		Al(n,α)		F(Z) dose γ	
	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%
0	1		1		1		1		1		1		1		1	
10	1		7, 45/-1		7, 22/-1		7, 22/-1		7, 30/-1		--		--		--	
20	--		--		--		--		--		4, 50/-1		4, 50/-1		--	
30	--		--		2, 53/-1		2, 53/-1		4, 50/-1		3, 10/-1		3, 10/-1		4, 90/-1	
40	--		--		--		1, 60/-1		3, 44/-1		2, 10/-1		2, 10/-1		3, 80/-1	
50	4, 79/-1		1, 04/-1		1, 10/-1		1, 10/-1		2, 50/-1		1, 50/-1		1, 50/-1		--	
70	2, 90/-1		5, 40/-2		5, 25/-2		5, 25/-2		1, 32/-1		7, 80/-2		8, 30/-2	3	--	
80	--		--		4, 0/-2		4, 0/-2		--		--		--		--	
90	--		--		--		--		--		--		--		1, 35/-1	
100	1, 60/-1		--		2, 40/-2		--		--		3, 75/-2		4, 25/-2	5	--	
110	1, 39/-1		2, 0/-2	1	2, 0/-2		2, 0/-2		4, 50/-2		3, 40/-2		3, 70/-2	5	--	
120	1, 20/-1		1, 85/-2	2	1, 80/-2		1, 80/-2		3, 70/-2		3, 30/-2		3, 40/-2	20	9, 0/-2	
130	--		--		1, 10/-2	4	1, 10/-2		--		--		--		--	
140	--		--		--		--		--		--		3, 0/-3	20	--	
150	--		1, 05/-3	15	7, 0/-4		7, 0/-4	2	1, 50/-2		--		1, 0/-3	30	--	
160	4, 0/-2		4, 50/-4	20	3, 20/-4	5	3, 20/-4		--		5, 40/-4	20	--		9, 50/-3	3
170	--		--		1, 60/-4	10	1, 60/-4	2	5, 50/-3		--		2, 50/-4	30	--	
180	2, 50/-2		1, 90/-4	30	1, 0/-4	15	1, 0/-4		--		--		--		--	

Table 11.8 (continued)

Z(cm)	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%	F(Z)	ε%
	Dy(n,γ)		I(n,n')		P(n,p)		S(n,p)		Au/cd		Al(n,p)		Al(n,α)		dose γ			
190	1,95/-2		--		7,0/-5	15	2,90/-3	2	--		--		--		--		--	
200	--		--		5,50/-5	15	--		1,20/-4	50	1,0/-4	50	--		--		--	
210	1,21/-2		1,10/-4	30	4,60/-5	15	1,70/-3	2	--		--		--		--		2,70/-3	5
230	3,50/-3		2,80/-5	50	--		1,0/-3	2	--		--		--		--		--	
232	--		--		3,90/-5		9,50/-4	3	--		--		--		--		--	
250	4,30/-3		--		--		--		--		--		--		--		--	
260	--		--		--		2,30/-4	3	--		--		--		--		--	
270	2,30/-3	1	--		--		--		--		--		--		--		--	
280	--		--		--		1,15/-4	4	--		--		--		--		6,95/-4	5
300	1,0/-3	2	--		--		--		--		--		--		--		--	
320	--		--		--		5,0/-5	4	--		--		--		--		3,70/-4	10

Table 11.9 Configuration 3

Z(cm)	F(Z)	$\epsilon\%$	F(Z)	$\epsilon\%$	F(Z)	$\epsilon\%$	F(Z)	$\epsilon\%$
	Dy(n, γ)		Au/cd		S(n, p)		Dose γ	
0	1		1		1		1	
10	9, 0/-1		--		--		--	
20	5, 90/-1		3, 50/-1		2, 36/-1		--	
30	3, 50/-1		--		--		--	
40	2, 20/-1		--		--		2, 39/-1	
50	2, 37/-1		--		--		--	
60	9, 20/-2		3, 60/-2		2, 40/-2		--	
70	5, 90/-2		--		--		--	
80	3, 95/-2		1, 63/-2		--		--	
90	2, 70/-2		--		--		7, 0/-2	
100	1, 85/-2		8, 50/-3		8, 0/-3		--	
110	1, 30/-2		6, 30/-3		6, 80/-3		--	
120	9, 0/-3		4, 45/-3		4, 90/-3	2	--	
130	6, 20/-3		--		3, 10/-3	3	--	
140	4, 15/-3		1, 90/-3		1, 50/-3	5	--	
150	2, 70/-3		--		6, 50/-4	5	7, 0/-3	
160	1, 82/-3		7, 0/-4		3, 30/-4	5	--	
170	1, 27/-3		--		--		--	
180	8, 80/-4		3, 26/-4	2	1, 26/-4	8	--	
190	6, 10/-4		2, 30/-4	3	9, 50/-5	8	2, 82/-3	
200	4, 40/-4		1, 68/-4	3	8, 40/-5	10	--	
210	3, 15/-4	2	1, 23/-4	3	7, 60/-5	10	--	
220	2, 30/-4	2	1, 0/-4	5	7, 50/-5	8	--	
223, 5	2, 0/-4	2	9, 46/-5	5	7, 20/-5	8	--	
230	1, 59/-4	3	8, 0/-5	5	--		--	
240	1, 10/-4	3	5, 30/-5	5	6, 70/-5	10	--	
250	7, 0/-5	3	2, 65/-5	5	--		1, 20/-3	2
260	4, 9/-5	5	1, 50/-5	5	--		--	
270	3, 55/-5	5	--		--		--	
280	2, 90/-5	5	7, 10/-6		--		--	
290	2, 50/-5	5	5, 85/-6	6	3, 39/-6	30	5, 90/-4	5

Table 11.10 Configuration 4

Z(cm)	F(Z)	$\epsilon\%$	F(Z)	$\epsilon\%$	F(Z)	$\epsilon\%$	F(Z)	$\epsilon\%$
	Dy(n, γ)		Au/cd		S(n,p)		dosey	
0	1		1		1		1	
10	9,50/-1		--		--		--	
20	--		3,40/-1		2,30/-1		--	
30	4,0/-1		--		--		--	
40	--		1,05/-1		5,70/-2		2,45/-1	
60	9,50/-2		3,60/-2		2,22/-2		--	
70	6,40/-2		--		--		--	
80	4,30/-2		1,50/-2		1,15/-2		--	
90	3,0/-2		--		--		7,0/-2	
100	--		8,0/-3		7,40/-3		6,0/-2	
110	1,35/-2		--		--		--	
120	7,50/-3		1,70/-3	1	2,20/-4	2	1,28/-2	
130	4,40/-3		--		--		--	
140	2,60/-3		3,0/-4	2	2,85/-5	8	--	
150	1,60/-3		1,80/-4	2	--		4,30/-3	
160	1,0/-3		--		--		--	
170	6,50/-4	1	8,50/-5	3	9,0/-6	8	--	
180	4,46/-4	2	6,30/-5	6	6,60/-6	8	--	
190	2,90/-4	2	--		--		1,10/-3	
200	2,10/-4	2	3,45/-5	6	4,10/-6	10	--	
210	1,50/-4	4	--		--		--	
220	1,18/-4	4	--		--		4,0/-4	2
230	9,50/-5	4	--		--		2,80/-4	2
240	8,10/-5	4	1,20/-5	8	2,19/-6	20	--	
250	3,70/-5	5	--		--		--	

Table 11.10 (continued)

Z (cm)	F(Z)		F(Z)		F(Z)		F(Z)	
	Dy (n, γ)	$\epsilon\%$	Au/od	$\epsilon\%$	S(n, p)	$\epsilon\%$	dose γ	$\epsilon\%$
260	---		2,90/-6	10	---		1,27/-4	5
270	1,20/-5	8	---		---		9,80/-5	8
280	7,60/-6	10	1,40/-6	30	---		---	
290	---		---		---		6,0/-5	8
300	3,40/-6	20	---		---		4,90/-5	8
310	2,30/-6	15	---		---		4,0/-5	10
320	1,68/-6	20	7,50/-7	50	5,60/-7	30	---	
330	1,20/-6	30	---		---		2,80/-5	10

Table 11.11 Configuration 5

Z (cm)	Dy (n, γ)		ε %		In (n, n')		ε %		Au/cā		ε %		S (n, p)		ε %		AL (n, α)		ε %		F (Z) Dose γ		ε %			
	F (Z)	Dose γ	F (Z)	Dose γ	F (Z)	Dose γ	F (Z)	Dose γ	F (Z)	Dose γ	F (Z)	Dose γ	F (Z)	Dose γ	F (Z)	Dose γ	F (Z)	Dose γ	F (Z)	Dose γ	F (Z)	Dose γ	F (Z)	Dose γ	F (Z)	Dose γ
0	1		1		1		1		1		1		1		1		1		1		1		1		1	
10	1		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
20	—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
30	6,90/-1		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
40	—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
50	—		1,10/-1		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
60	3,60/-1		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
70	—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
80	2,30/-1		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
90	—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
100	1,50/-1		2,73/-2		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
110	1,22/-1		2,35/-2		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
120	1,03/-1		1,99/-2		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
123,5	9,50/-2		1,22/-2		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
130	8,30/-2		3,40/-3		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
140	6,15/-2		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
150	4,66/-2		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
170	2,58/-2		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
180	—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	
190	1,55/-2		7,10/-5	25	—		—		—		—		—		—		—		—		—		—		—	

Table 11.11 (continued)

Z (cm)	$\frac{F(Z)}{Dy(n,\gamma)}$	$\epsilon\%$	$\frac{F(Z)}{In(n,n')}$	$\epsilon\%$	$\frac{F(Z)}{Au/cd}$	$\epsilon\%$	$\frac{F(Z)}{S(n,p)}$	$\epsilon\%$	$\frac{F(Z)}{Al(n,\alpha)}$	$\epsilon\%$	$\frac{F(Z)}{dosey}$	$\epsilon\%$
200	1, 20/-2		--		--		--		--		3, 20/-3	
210	9, 50/-3		--		1, 20/-3		2 3, 0/-5	10	--		--	
220	7, 80/-3		--		9, 50/-4		2 2, 35/-5	10	--		1, 88/-3	
230	--		2, 85/-5	30	--		--		--		1, 43/-3	
240	5, 0/-3		--		--		--		--		--	
250	4, 30/-3		--		4, 75/-4		4 1, 25/-5	15	--		8, 90/-4	
260	3, 50/-3		1, 75/-5	40	--		--		--		--	
270	2, 70/-3		1, 40/-5	40	3, 20/-4		4 1, 19/-5	15	--		5, 45/-4	1
280	1, 98/-3		1, 10/-5	50	--		--		--		--	
290	1, 40/-3		--		7, 30/-5		6 5, 0/-6	20	--		--	
300	1, 03/-3		--		--		2, 90/-6	35	--		2, 10/-4	3
310	8, 0/-4	1	--		3, 10/-5		10 1, 90/-6	35	--		1, 60/-4	3
320	6, 45/-4	1	--		--		--		--		--	
330	5, 20/-4	1	--		1, 55/-5		15 --	15	--		1, 10/-4	4
340	4, 48/-4	1	--		1, 19/-5		15 --	15	--		--	
350	3, 80/-4	2	--		--		--		--		--	
360	3, 40/-4	2	--		8, 30/-6		15 --	15	--		8, 49/-5	5

Table 11.12 Configuration 6

Z (cm)	$\frac{F(Z)}{Dy(n,\gamma)}$	$\epsilon\%$	$\frac{F(Z)}{In(n,\gamma)}$	$\epsilon\%$	$\frac{F(Z)}{In(n,n')}$	$\epsilon\%$	$\frac{F(Z)}{P(n,p)}$	$\epsilon\%$	$\frac{F(Z)}{\text{dose } \gamma}$	$\epsilon\%$
	0	1		1		1		1		1
10	1		—		—		—		—	
20	8,9/-1		6,13/-1		—		—		—	
30	7,4/-1		—		—		2,50/-1		—	
40	6,0/-1		—		1,62/-1	2	—		3,7/-1	
50	4,80/-1		2,14/-1		—		—		—	
60	3,60/-1		—		—		7,50/-2		—	
70	—		—		—		—		—	
80	2,25/-1		9,30/-2		3,80/-2	3	—		—	
90	—		—		—		—		1,50/-1	
100	1,50/-1		5,45/-2		—		—		—	
110	1,20/-1		—		—		—		—	
120	1,0/-1		3,42/-2		1,80/-2	3	1,80/-2		9,50/-2	
130	8,50/-2		—		—		—		—	
140	6,95/-2		2,40/-1		—		—		7,70/-2	
150	5,80/-2		—		—		—		6,95/-2	
160	4,95/-2		1,71/-2		1,10/-2	4	1,14/-2	5	6,20/-2	
170	4,60/-2		—		—		—		5,90/-2	
180	3,90/-2		—		6,80/-3	5	4,40/-3	10	3,79/-2	

Table 11.12 (continued)

Z (cm)	F(Z) Dy (n, γ)		ε%	F(Z) In (n, γ)		ε%	F(Z) In (n, n')		ε%	F(Z) P (n, p)		ε%	F(Z) dose γ		ε%
190	2,60/-2	4,18/-3		2,50/-4	10	3,30/-4	20	--		--		--			
200	1,85/-2	--		8,5/-5	30	1,10/-4	20	5,90/-3		5,90/-3		20			
210	1,35/-2	1,71/-3		--		5,50/-5	20	4,10/-3		2		20			
220	1,03/-2	--		--		--		--							
230	8,0/-3	--		--		2,08/-5	100	--							
240	6,20/-3	6,43/-4		--		1,40/-5	100	1,65/-3		3		100			
250	4,96/-3	4,82/-4		--		1,0/-5	100	--							
260	3,90/-3	--		--		--		--							
270	3,06/-3	--		--		--		--							
280	2,50/-3	2,14/-4	1	--		--		--							
290	1,95/-3	--	1	--		--		--							
300	--	--		--		--		--							
310	1,30/-3	5,50/-5	1	--		5,50/-5	2	--							
320	9,0/-4	2,90/-5	1	--		2,90/-5	3	--							
330	6,20/-4	--	1	--		--		--							
340	4,50/-4	--	1	--		--		--							
350	3,40/-4	8,95/-6	1	--		8,95/-6	4	--							
360	2,63/-4	--	1	--		--		--							
370	2,10/-4	--	1	--		--		--							
380	1,68/-4	--	1,5	--		--		--							

Table 11.12 (continued)

Z (cm)	$\frac{F(Z)}{Dy(n,\gamma)}$	$\epsilon\%$	$\frac{F(Z)}{In(n,\gamma)}$	$\epsilon\%$	$\frac{F(Z)}{In(n,n')}$	$\epsilon\%$	$\frac{F(Z)}{P(n,p)}$	$\epsilon\%$	$\frac{F(Z)}{\text{dose } \gamma}$	$\epsilon\%$
	390	1, 40/-4	1, 5	3, 85/-6	6	--	--	--	--	--
400	1, 20/-4	1, 5	--	--	--	--	--	--	--	--
410	1, 10/-4	1, 5	--	--	--	--	--	3, 65/-5	5	5
420	1, 0/-4	1, 5	2, 45/-6	5	--	--	--	3, 4/-5	5	5

Table 11.13 Configuration 7

Z (cm)	F(Z) Dy(n,γ)		ε%	F(Z) In(n,γ)		ε%	F(Z) Au/cd		ε%	F(Z) S(n,p)		ε%	F(Z) dose γ		ε%
0	1			1			1			1			1		
20	6,0/-1			3,20/-1			--			--			--		
30	--			--			--			1,20/-1			--		
40	2,50/-1			--			1,0/-1			--			2,50/-1		
50	--			--			--			4,50/-2			--		
60	1,0/-1			4,0/-2			--			--			--		
70	--			--			2,55/-2			--			1,10/-1		
80	4,30/-2			--			--			--			--		
90	3,0/-2			1,25/-2			1,25/-2			1,03/-2			6,50/-2		
100	2,20/-2			--			--			--			5,10/-2		
110	1,65/-2			6,30/-3			6,30/-3			5,0/-3			4,0/-2		
120	9,0/-3			2,20/-3			2,20/-3			2,20/-4			1,15/-2		
130	5,0/-3			--			1,0/-3			6,50/-5			8,20/-3		
140	2,9/-3			--			--			--			6,48/-3		
150	1,78/-3			2,60/-4			2,60/-4			2,5/-5			4,98/-3		
160	1,10/-3			1,50/-4			1,50/-4		4	--			3,40/-3		
170	7,0/-4			--			9,0/-5		6	--			--		
180	4,48/-4			--			--			--			1,75/-3		
190	2,85/-4			4,20/-5			4,20/-5		10	--			1,20/-3		

Table 11.13 (continued)

Z (cm)	F(Z) Dy (n, γ)		ε %	F(Z) In (n, γ)		ε %	F(Z) Au/cd		ε %	F(Z) S(n, p)		ε %	F(Z) dose γ		ε %
200	2,0/-4	--		--			3,0/-5	15	--		--		--		
210	1,40/-4	--		--			--				--		5,40/-4		
220	1,0/-4	1,70/-5	5	1,70/-5			1,70/-5	20			--		3,0/-4		
230	7,60/-5	--	1	--			--				--		--		
240	6,0/-5	1,06/-5	2	1,06/-5			1,06/-5	10			--		1,40/-4		
250	--	--		--			--				--		1,10/-4	2	
260	3,50/-5	3,60/-6	3	3,60/-6			3,60/-6	20			--		8,90/-5	3	
270	1,80/-5	1,60/-6	3	1,60/-6			--	20			--		--	4	
280	9,5/-6	--	5	--			--				--		6,40/-5		
290	5,5/-6	6,20/-7	10	6,20/-7			--	20			--		--		
300	3,40/-6	4,45/-7	20	4,45/-7			--	20			--		4,40/-5	4	
310	2,20/-6	--	20	--			--				--		3,50/-5	5	
320	1,53/-6	2,63/-7	20	2,63/-7			--	20			--		--		
330	--	--		--			--				--		--		
340	8,15/-7	--	40	--			--				--		1,70/-5	5	
350	6,48/-7	--	50	--			--				--		1,35/-5	10	
360	5,0/-7	1,40/-7	60	1,40/-7			--	100			--		1,07/-5	10	
370	4,0/-7	--	60	--			--				--		--		

Table 11.14 Configuration 8

Z (cm)	F(Z)	$\epsilon\%$	F(Z)	$\epsilon\%$
	Dy(n, γ)		dose γ	
0	1		1	
20	6, 30/-1		--	
40	2, 50/-1		--	
70	6, 20/-2		1, 02/-1	
90	2, 77/-2		--	
110	1, 4 /-2		4, 20/-2	
140	6, 50/-3		2, 40/-2	
150	4, 30/-3		1, 30/-2	
160	2, 20/-3		4, 0 /-3	
170	1, 27/-3		--	
180	7, 50/-4		--	
190	4, 50/-4		2, 30/-3	3
200	2, 87/-4	3	--	
210	1, 83/-4	3	--	
220	1, 20/-4	4	--	
230	7, 60/-5	5	--	
240	5, 0 /-5	6	4, 80/-4	4
250	3, 67/-5	8	2, 90/-4	5
260	3, 0 /-5	8	1, 70/-4	5
270	2, 70/-5	5	--	
280	1, 30/-5	15	--	
290	6, 70/-6	15	--	
310	2, 10/-6	15	--	
330	9, 50/-7	20	--	
390	1, 45/-7	50	--	
410	7, 60/-8	100	--	

Table 11.15 Configuration 9

Z(om)	F(Z)	$\epsilon\%$	F(Z)	$\epsilon\%$	Z(om)	F(Z)	$\epsilon\%$	F(Z)	$\epsilon\%$
	Dy(n, γ)		P(n,p)			Dy(n, γ)		P(n,p)	
29	--		2,87/-1		191	1,60/-2		--	
30,2	7,17/-1		--		202	1,16/-2		--	
50,5	4,75/-1		--		212	8,42/-3		--	
59,5	--		7,50/-2	1	223	6,27/-3		--	
81	2,35/-1		--		234	4,76/-3		--	
101,8	1,46/-1		--		244	3,79/-3		--	
108	1,26/-1		--		255	2,97/-3		--	
125	--		1,75/-2	2	266	2,22/-3		--	
132	7,82/-2		--		276	1,83/-3	1	--	
149	5,35/-2		--		291	1,36/-3	1	--	
164	3,63/-2		--		306	1,05/-3	2	--	
165	--		1,00/-2	2	323	5,25/-4	2	--	
176	2,62/-2		--		335	3,58/-4	2	--	
184	--		1,03/-3	4	349	2,56/-4	2	--	
199	2,12/-2		--		356	2,02/-4	2	--	
194	--		1,36/-4	5	364	1,66/-4	2	--	
204	--		5,40/-5	10	372	1,36/-4	2	--	
215	--		2,80/-5	20	381	1,16/-4	2	--	
226	--		2,20/-5	20	389	9,75/-5	2	--	
240	1,56/-2		--		397	8,55/-5	2	--	
247	--		6,40/-6	40	406	7,96/-5	2	--	
181	2,39/-2		--		415	7,21/-5	2	--	

Table 11.16 Configuration 10

Z (cm)	Dy (n, γ)		ε%	In (n, γ)		ε%	Au/cd		ε%	P (n, p)		ε%	S (n, p)		ε%
	F(Z)			F(Z)			F(Z)			F(Z)			F(Z)		
0	1			1			1			1			1		
10,2	1,04														
10,4							8,92/-1								
10,8													7,14/-1		
20,1				6,3/-1		2									
29,3											2,75/-1				
30,3				4,5/-1		2									
30,5							4,6/-1								
30,9															
49,5											1,1/-1				
50,5															
51,3				2,42/-1		2									
69,6															
70,9	3,08/-1														
71,3															
80															
81				1,05/-1		1									
102	1,36/-1			5,75/-2		1									
112															
											1,98/-2				1

Table 11.16 (continued)

Z (cm)	F(Z) Dy(n,γ)		ε %	F(Z) In(n,γ)		ε %	F(Z) Au/cd		ε %	F(Z) P(n,p)		ε %	F(Z) S(n,p)		ε %
113	—	—		—	—		4,21/-2			—	—		2,02/-2		
118	9,22/-2	—	1	3,66/-2	—	1	—			—	—		—		
122	—	—		—	—		2,87/-2			1,88/-2	—	1	—		
123	—	—		—	—		—			—	—		1,72/-2		1
125	7,59/-2	—		—	—		—			—	—		—		
126	—	—		2,72/-2	—	1	—			—	—		—		
133	6,15/-2	—		—	—		1,73/-2			7,1/-3	—	2	—		
134	—	—		—	—		—			—	—		4,8/-3		2
143	—	—		1,24/-2	—	1	—			—	—		—		
150	3,98/-2	—		—	—		8,74/-3			—	—		4,7/-4		3
157	—	—		1,88/-2*	—	1	—			—	—		—		
158	—	—		—	—		—			3,7/-4	—	10	—		
159	—	—		7,1/-3	—	2	1,86/-2*			—	—		—		
160	—	—		—	—		—			—	—		1,17/-2*		1
163	5,19/-2*	—		—	—		—			—	—		—		
165	—	—		—	—		—			2,1/-4	—	10	—		
167	—	—		—	—		—			—	—		—		
175	2,18/-2	—		—	—		5,02/-3			—	—		1,90/-4		6
176	—	—		4,3/-3	—	2	—			—	—		—		

Table 11.16 (continued)

Z (cm)	F(Z) Dy(n,γ)		ε%	F(Z) In(n,γ)		ε%	F(Z) Au/cd		ε%	F(Z) P(n,p)		ε%	F(Z) S(n,p)		ε%
184	--	--		--	--		2,92/-3	--		--	--		--	--	
185	--	--		--	--		--	--		--	--		1,1/-4	2	
192	--	--		--	--	1	2,01/-3	--		--	--		--	--	
193	--	--		--	--		--	--		--	--		7,2/-5	7	
195	--	--		--	--		--	--		9,0/-5	15		--	--	
202	--	--		--	--		--	--		6,0/-5	15		--	--	
207	1,08/-2	--		--	--		--	--		--	--		--	--	
209	--	--		--	--	1	2,06/-3	--		--	--		4,3/-5	2	
210	--	--		1,76/-3	--	2	--	--		--	--		--	--	
220	8,44/-3	--		--	--		--	--		--	--		--	--	
223	--	--		1,22/-3	--	2	--	--		--	--		--	--	
226	7,45/-3	--		--	--		--	--		--	--		--	--	
229	--	--		1,06/-3	--	3	--	--		--	--		--	--	
230	--	--		--	--		9,14/-4	--		--	--		4,3/-5	3	
231	6,71/-3	--		--	--		--	--		5,0/-5	15		--	--	
243	--	--		--	--	1,5	3,85/-4	--		--	--		--	--	
244	--	--		--	--		--	--		--	--		1,2/-5	4	
252	3,55/-3	--		--	--		--	--		--	--		--	--	
259	--	--		--	--	3	2,1/-4	--		--	--		2,0/-6	15	

Table 11.16 (continued)

Z (cm)	F(Z)		ε%	F(Z)		ε%	F(Z)		ε%	F(Z)		ε%
	Dy(n, γ)	In(n, γ)		Au/cd	P(n, p)		S(n, p)					
260	—	2,4/-4	3	—	—	—	—	—	—	—	—	—
272	2,08/-3	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
281	—	1,23/-4	4	—	—	—	—	—	—	—	—	—
288	—	—	—	8,4/-5	—	4	—	—	—	5,0/-7	—	50
300	1,08/-3	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
301	—	7,2/-5	5	—	—	—	—	—	—	—	—	—
320	—	—	—	3,9/-5	—	8	—	—	—	3,0/-7	—	50

* Points on the extension of the first leg.

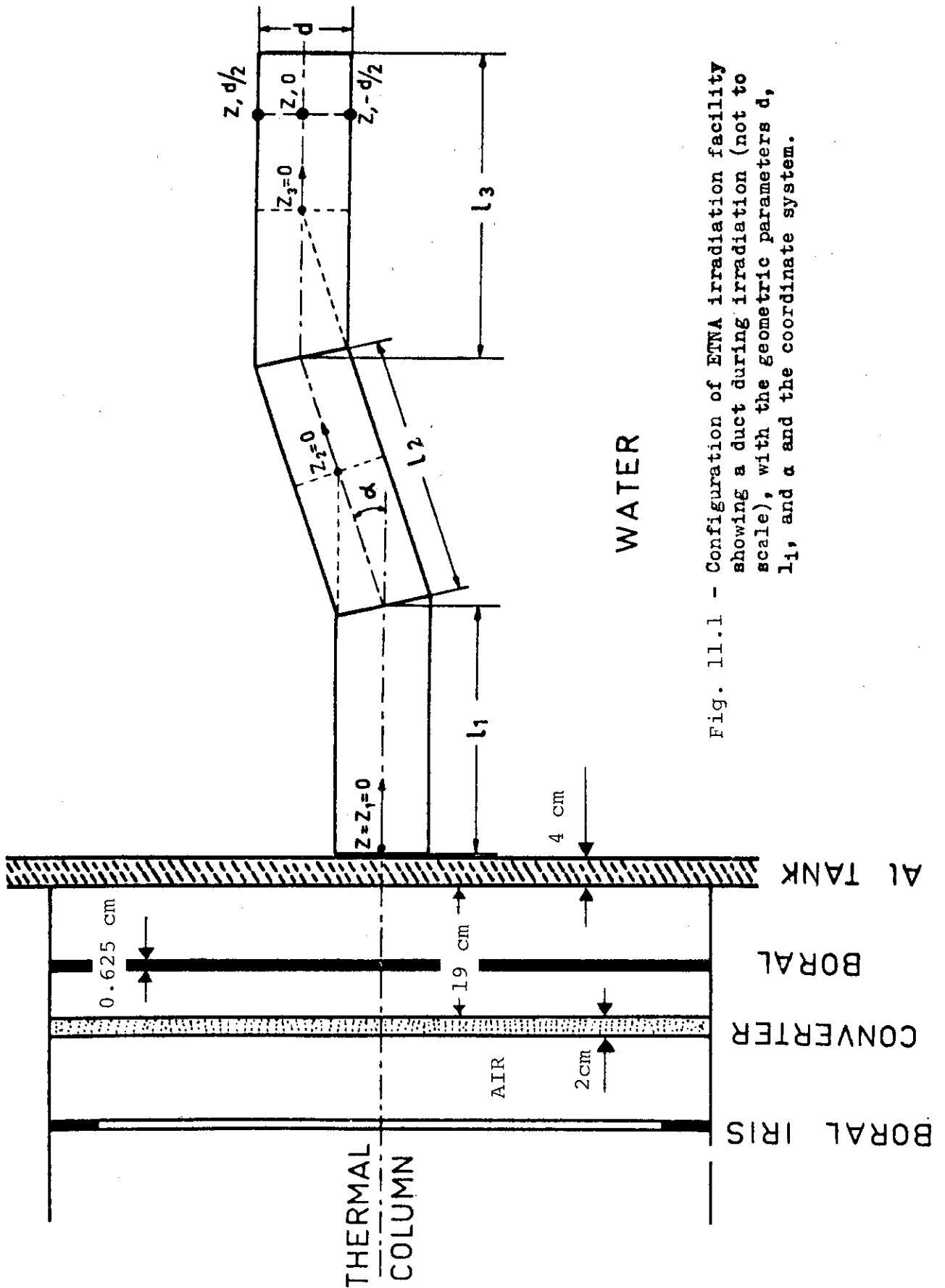


Fig. 11.1 - Configuration of ETNA irradiation facility showing a duct during irradiation (not to scale), with the geometric parameters d , l_1 , and α and the coordinate system.

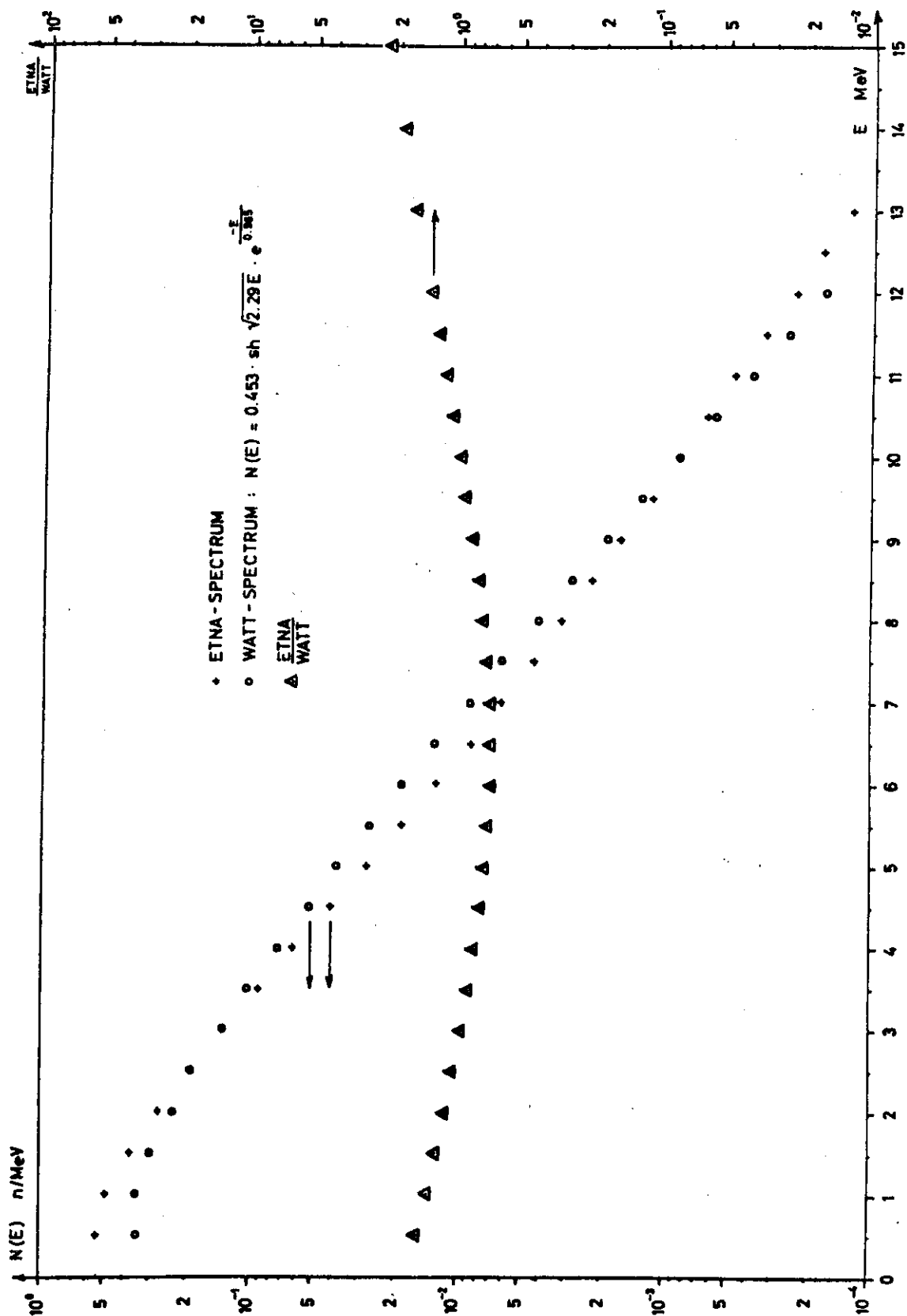


Fig.11.2 Neutron source spectrum

12. 高速炉体系を模擬したナトリウム-SUS系の遮蔽体中の中性子透過

12. Attenuation of Neutrons in a Shielding of Na and Stainless Steel Simulated the FFTF Radial Shield (CSEWG)

(Reference)

- 1) Rose P.F., Alter H., Paschall R.K., and Thiele A.W. :
"CSEWG Shielding Benchmark Specifications Neutron Attenuation Measurements in a Mockup of the FFTF Radial Shield," AI-AEC-13048 (1973)

(Summary)

- a) Experimental type : Neutron Attenuation
- b) Source : Fission Plate
- c) Material : A Combination of Na, SUS and Fe
- d) Geometry : Cylinder (two-dimension)
- e) Instrument : H-Proportional Counter (sphere type)
- f) Quantity measured : Reaction Rate, Neutron Energy Spectra

12.1 実験配置

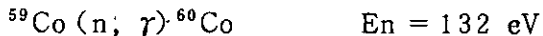
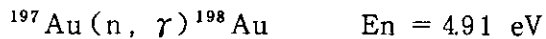
本実験は FFTF の半径方向の遮蔽である Na と SUS の多重層を模擬したベンチマーク実験である。

本実験は、AI (Atomic International) の Shield Test and Irradiation Reactor の fission plate を利用して行われたもので、全体の実験配置は Fig. 12.1 の通りである。

Fig. 12.2 は、線源近傍、Fig. 12.3 はそれに続く遮蔽体の配置を示している。Na 試験体の大きさは $60 \times 60 \times 12$ in. で、 $1/4$ in. 厚の Al で被覆されているので、全体の厚さは $12 - 1/2$ in. になっている。その他 6 in. 厚の Na 試験体も一部で利用されている。鉄試験体は、 60×66 in. の 1020 Steel (0.2% C) である。SUS 304 試験体は 60×60 in. で、1 in. または 2 in. の供試体が用いられた。これらの試験体は、その中心軸上に沿って中性子の測定を行うため、Fig. 12.3 に示すような検出器挿入のためのギャップを設けて配置されている。

12.2 測定方法と測定器

1~300 eVのエネルギー範囲の中性子分布の測定には次の共鳴検出器が利用された。



また、速中性子の測定には、 $^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$ と $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ の閾検出器が利用された。これらの検出器の放射能の絶対測定は、 ^{32}P については2 π ガスフロ・カウンタ、その他については β - γ 同時計数法によって求められた。

~5 keVから2.3 MeVまでの中性子エネルギースペクトルは、反跳陽子比例計数管によって測定された。反跳陽子比例計数管は3.94 cm I.D.で0.0508 cmの壁厚(SUS)の球型スペクトロメータ(20th Century Electronics, Ltd.製)で、Table 12.2のように種々のガス組成のものが利用された。

12.3 線源

Fig. 12.2に示すように、1 MWのPool typeの原子炉を一次線源とし、これをサーマルコラムを通して、中性子を減速させ、24 in.直径、0.060 in.厚の ^{235}U の核分裂コンバータ(fission plate)に入射させ、二次中性子源を作っている。

Fission plateの中性子は、Table 12.3のような、半径方向の分布を持つ等方線源である。また、核分裂によって生じる中性子スペクトルはTable 12.4の通りである。

12.4 測定結果

放射化検出器の測定結果をTable 12.5に、反跳陽子比例計数管によるスペクトルの測定結果をTable 12.6(1)~(4)に示す。これらの結果は、fission plateで1 kw出力(7.49×10^{13} n/sec)当りで示されている。

12.5 計算のためのモデル化

a. 線源条件

Table 12.4のエネルギースペクトルを持つ等方中性子源が、Table 12.3の分布でfission plate上にあるものとする。

b. 幾何形状

線源近傍は、Fig. 12.2のように二次元円筒形状で近似する。また、遮蔽体は、Fig. 12.3のような配置で、半径48.51 cmの円板形状で近似する。

c. 物質の組成

Fig. 12.2, Fig. 12.3 (または, Table 12.1(1)~(3)) に示した各領域の組成は Table 7 に示す通りである。

なお, 各試験体間のギャップ(空気)を試験体と共に一様に混合させて近似することも可能である。

12.6 実験値と計算値の規格化

各測定点の測定結果は, fission plate での中性子発生数 7.49×10^{13} n/sec あたりの値と比較する。

(コメント: 原著者)

a. 試験体以外からの低速エネルギーの中性子の寄与を省くために用いた Li H の効果は, Au 箔の場合 130 cm で 4%, 210 cm で 20% 程度であった。

b. 比例計数管による測定誤差は, 26 keV で 20%, 5 keV で 50% 程度の系統的誤差がある。

Table 12.6(1)~(4)の誤差は, 統計誤差である。

c. 共鳴検出器の Self-shielding factor は次の通りである。

	Thermal	Epithermal
In	1.147	5.23
Co	1.089	2.46
Au	1.216	5.46

(コメント: 担当者)

a. Table 12.5 の Saturated dps/gm; As は反応率と同じで次式で与えられる。

$$As = \int_0^{\infty} N \cdot \sigma(E) \phi(E) dE \quad (12.1)$$

ここで

N : 単位質量あたりの原子数 (atoms/gm)

$\sigma(E)$: 反応断面積 (cm^2)

$\phi(E)$: 中性子束 ($\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$)

Table 12.1 Geometry and composition of experimental configuration

Zone	Thickness (cm)	Description	Composition	Atom density (10^{24} atoms/cm ³)
1	81.28	Thermal Column	C (a)	0.0802 (b)
2	40.64	Void Cube in Thermal Column	(c)	
3	0.3175	Al Square in Boral Sheet	Al (d)	0.0602 (e)
4	2.8575	Fission Plate Assembly	Al (f)	0.0602 (e)
5	0.1524	Fission Plate Assembly	U ²³⁵ (g)	0.0448 (h)
		Fission Plate Assembly	U ²³⁸ (g)	0.00325 (h)
		Fission Plate Assembly	B (f)	0.0395 (i)
6	0.3175	Fission Plate Assembly	C (f)	0.00987 (i)
		Fission Plate Assembly	Al (f)	0.0384 (i)
7	0.3175	Fission Plate Assembly	Al (f)	0.0602 (e)
8	2.54	Gap		
9	5.08	Type 304 SS	SS (j)	(j)
10	0.635	Gap		
11	5.08	Type 304 SS	SS (j)	(j)
12	0.635	Gap		
13	5.08	Type 304 SS	SS (j)	(j)
14	0.635	Gap		
15	2.54	Type 304 SS	SS (j)	(j)
16	0.635	Gap		
17	5.08	Type 304 SS	SS (j)	(j)
18	1.27	Gap		
19	0.635	Na Slab Assembly	Al	0.0602 (k)
20	15.24	Na Slab Assembly	Na	0.0248 (l)
21	0.635	Na Slab Assembly	Al	0.0602 (k)
22	1.27	Gap		
23	5.08	Type 304 SS	SS (j)	(j)
24	0.635	Gap		
25	5.08	Type 304 SS	SS (j)	(j)

Table 12.1 (continued)

Zone	Thickness (cm)	Description	Composition	Atom density (10^{24} atoms/cm ³)
26	0.635	Gap		
27	5.08	Type 304 SS	SS (j)	(j)
28	0.635	Gap		
29	5.08	Type 304 SS	SS (j)	(j)
30	0.635	Gap		
31	2.54	Type 304 SS	SS (j)	(j)
32	1.27	Gap		
33	0.635	Na Slab Assembly	Al	0.0602 (k)
34	30.48	Na Slab Assembly	Na	0.0248 (l)
35	0.635	Na Slab Assembly	Al	0.0602 (k)
36	1.27	Gap		
37	0.635	Na Slab Assembly	Al	0.0602 (k)
38	30.48	Na Slab Assembly	Na	0.0248 (l)
39	0.635	Na Slab Assembly	Al	0.0602 (k)
40	1.27	Gap		
41	5.08	Fe Slab	Fe (m)	0.0848 (n)
42	1.27	Gap		
43	0.635	Na Slab Assembly	Al	0.0602 (k)
44	30.48	Na Slab Assembly	Na	0.0248 (l)
45	0.635	Na Slab Assembly	Al	0.0602 (k)
46	1.27	Gap		
47	0.635	Na Slab Assembly	Al	0.0602 (k)
48	30.48	Na Slab Assembly	Na	0.0248 (l)
49	0.635	Na Slab Assembly	Al	0.0602 (k)
50		Gap		
51	0.635	Na Slab Assembly	Al	0.0602 (k)
52	30.48	Na Slab Assembly	Na	0.0248 (l)
53	0.635	Na Slab Assembly	Al	0.0602 (k)

Table 12.1 (continued)

NOTES:

- (a) 152.4 cm square
- (b) Assumes AGOT graphite with density $\rho = 1.7 \text{ gm/cm}^3$ is stacked with small gaps, so that effective $\rho = 1.6$
- (c) 40.64-cm square void (40.64 cm thick); outside of void is graphite, 152.4 cm square
- (d) 68.58-cm square aluminum; outside of aluminum is Boral, 152.4 cm square
- (e) Assumes pure aluminum, with theoretical density $\rho = 2.699 \text{ gm/cm}^3$
- (f) 85.725 cm wide, 83.82 cm high
- (g) 60.96 cm diameter
- (h) Fission plate uranium has 93.17% U^{235}
 measured mass $\text{U}^{235} = 7800 \text{ gm}$
 volume = $\pi(30.48^2) \times 0.1524 = 444.8 \text{ cm}^3$ } $\rho = \frac{7800}{444.8} = 17.5 \text{ gm/cm}^3$
- (i) Boral plate 35% B_4C , 65% Al by weight
- (j) Plates of Type 304 SS (152.4 cm square)
 Average composition (wt %), from vendor's analysis report, was:
- | | | | |
|----|-------|----|---------|
| C | 0.058 | Cu | 0.13 |
| Mn | 1.43 | Ni | 9.58 |
| P | 0.023 | Cr | 18.76 |
| S | 0.015 | Mo | 0.23 |
| Si | 0.43 | Fe | Balance |
- (k) Aluminum cladding, 152.4 cm square
 Assumes pure aluminum, with theoretical density $\rho = 2.699 \text{ gm/cm}^3$
 Actual material was 6061 T-6 Al
- (l) Sodium slab, 152.4 cm square
 measured sodium density $\rho = 0.945 \text{ gm/cm}^3$
- (m) Iron slab, 1020 steel (0.2% carbon in iron)
 167.64 cm high, 152.4 cm wide
- (n) Assumes iron theoretical density $\rho = 7.86$

Table 12.2 Detector fillings and energy limits

Fill gas	Pressure (atm)	E _{min} (Mev)*	E _{max} (Mev)
H ₂	0.8	0.050	0.250
H ₂	2.63	0.100	0.500
CH ₄	0.263		
CH ₄	2.63	0.250	1.2
CH ₄	8.1	0.600	2.3

*E_{min} may be considerably higher than this, in regions where the gamma/neutron ratio is very high.

Table 12.3 Radial distribution of neutrons from fission plate

Mesh interval	r (cm)	Fission plane source* (1 neutron/sec)
1	2.86625	0.010313
2	5.7325	0.010275
3	8.59875	0.0101765
4	11.4650	0.01006496
5	14.33125	0.0097802
6	17.19750	0.0093097
7	20.06375	0.0085052
8	22.93000	0.00742848
9	26.70500	0.00534829
10	30.48	0.0038750
11	36.032	
12	41.584	
13	47.136	
14	52.688	
15	58.240	
16	63.792	
17	69.344	
18	74.896	
19	80.448	
20	86.000	

*For all detector data, 7.49×10^{13} neutrons/sec normalizes the calculation to 1-kw fission plate (F. P.) power, as used in the data reported in the benchmark specification.

Table 12.4 Energy spectrum of source neutrons per fission in fission plate

Group	Group energy ΔE	Lethargy interval Δu	Group χ Values χ_g^{235}
1	10 Mev - 6.065 Mev	0.5	0.023716
2	6.065 Mev - 3.679 Mev	↓	0.10436
3	3.679 Mev - 2.231 Mev		0.20050
4	2.231 Mev - 1.353 Mev		0.22630
5	1.353 Mev - 820.9 kev		0.18270
6	820.9 kev - 497.9 kev		0.11980
7	497.9 kev - 302.0 kev		0.069115
8	302.0 kev - 183.2 kev		0.036872
9	183.2 kev - 111.1 kev		0.018754
10	111.1 kev - 67.38 kev		0.92653-02
11	67.38 kev - 40.87 kev		0.44975-02
12	40.87 kev - 24.79 kev		0.21599-02
13	24.79 kev - 15.03 kev		0.10306-02
14	15.03 kev - 9.119 kev		0.48977-03
15	9.119 kev - 5.531 kev		0.23221-03
16	5.531 kev - 2.035 kev		1.0
17	2.035 kev - 167.0 ev	2.5	0.455095-04
18	167 ev - 101.3 ev	0.5	0.5788-06
19	101.3 ev - 8.32 ev	2.5	0.0
20	8.32 ev - 3.06 ev	1.0	↓
21	3.06 ev - 1.86 ev	0.5	
22	1.86 ev - 1.13 ev	0.5	
23	1.13 ev - 0.414 ev	1.0	↓
24	0.414 ev - 10^{-5} ev		

Table 12.5 FFTF radial shield foil results
(Absolute saturated dps/gm-kw fission plate power)

Z (cm)	Al	S	Co	Au	In
1.27	~5.0 + 5	~3.3 + 7		2.403 + 9 ±2.99 + 6	3.42 + 9 ±3.76 + 6
7.94	9.632 + 4 ±1.32 + 2		5.816 + 8 ±2.21 + 6	2.473 + 9 ±3.10 + 6	2.64 + 9 ±2.45 + 6
13.65	3.123 + 4 ±7.50 + 1		5.413 + 8 ±2.13 + 6	2.144 + 9 ±2.83 + 6	2.16 + 9 ±2.12 + 6
19.37	1.064 + 4 ±4.45 + 1		4.483 + 8 ±1.94 + 6	1.841 + 9 ±2.72 + 6	1.99 + 9 ±1.30 + 6
22.54	5.826 + 3 ±3.27 + 1		3.720 + 8 ±1.77 + 6	1.575 + 9 ±3.52 + 6	1.68 + 9 ±3.19 + 6
28.58	2.482 + 3 ±2.15 + 1	1.429 + 5 ±2.51 + 2	2.988 + 8 ±1.58 + 6	1.251 + 9 ±3.15 + 6	1.39 + 9 ±2.32 + 6
46.36	8.048 + 2 ±1.22 + 1	4.109 + 4 ±1.36 + 2	2.749 + 8 ±1.52 + 6	1.137 + 9 ±2.99 + 6	1.164 + 9 ±9.48 + 5
52.39	3.931 + 2 ±8.43 + 0		2.101 + 8 ±1.32 + 6	8.618 + 8 ±2.59 + 6	8.755 + 8 ±8.11 + 5
58.10	2.225 + 2 ±6.28 + 0		1.457 + 8 ±1.10 + 6	5.979 + 8 ±1.52 + 6	6.379 + 8 ±6.88 + 5
63.82	1.481 + 2 ±5.04 + 0		1.045 + 8 ±8.96 + 5	4.702 + 8 ±1.34 + 6	5.076 + 8 ±6.01 + 5
69.53	7.484 + 1 ±3.36 + 0		6.942 + 7 ±7.29 + 5	3.001 + 8 ±1.07 + 6	3.182 + 8 ±4.70 + 5
73.03	5.398 + 1 ±2.74 + 0	5.161 + 2 ±1.36 + 1	5.485 + 7 ±6.45 + 5	2.382 + 8 ±9.69 + 5	2.643 + 8 ±2.74 + 5
106.05	2.494 + 1 ±5.16 - 1		4.108 + 7 ±5.57 + 5	1.608 + 8 ±7.92 + 5	2.029 + 8 ±2.37 + 5
139.07	1.310 + 1 ±3.23 - 1	2.432 + 1 ±1.32 + 0	2.783 + 7 ±4.59 + 5	1.114 + 8 ±6.65 + 5	1.425 + 8 ±1.93 + 5
145.42	7.199 + 0 ±2.03 - 1		1.370 + 7 ±3.16 + 5	5.451 + 7 ±4.56 + 5	7.202 + 7 ±1.38 + 5
178.44	4.375 + 0 ±1.32 - 1		7.029 + 6 ±2.21 + 5	3.122 + 7 ±3.44 + 5	4.666 + 7 ±1.10 + 5
211.48			2.729 + 6 ±1.28 + 5	1.471 + 7 ±2.40 + 5	2.356 + 7 ±7.57 + 4

Table 12.6 FFTF shield spectra
 ($\phi(u)$ at 1 kW F.P. power, 0.8 atm H₂ detector)

E (Kev)	25.40 cm		49.54 cm		60.94 cm		89.54 cm		142.24 cm	
	$\phi(u) (10^9)$	% Error	$\phi(u) (10^7)$	% Error	$\phi(u) (10^8)$	% Error	$\phi(u) (10^8)$	% Error	$\phi(u) (10^7)$	% Error
4.96	1.05	0.4	0.795	0.3	4.66	0.3	0.372	0.7	2.03	0.4
5.95	1.14	0.5	0.777	0.4	4.05	0.5	0.689	0.6	2.41	0.4
6.94	1.25	0.6	0.796	0.5	3.80	0.7	0.954	0.5	2.62	0.5
7.93	1.37	0.6	0.828	0.6	3.87	0.8	1.14	0.6	2.76	0.5
8.92	1.48	0.7	0.914	0.6	4.20	0.9	1.30	0.6	2.98	0.6
9.91	1.70	0.8	1.02	0.7	4.78	1.0	1.45	0.6	3.18	0.6
10.9	1.81	0.8	1.09	0.7	5.36	1.0	1.58	0.7	3.49	0.7
11.9	1.90	0.9	1.15	0.8	5.59	1.1	1.70	0.7	3.62	0.7
12.9	1.95	1.0	1.17	0.9	5.79	1.2	1.75	0.8	3.76	0.6
14.4	1.96	0.9	1.16	0.8	5.67	1.1	1.86	0.7	3.66	1.0
15.9	1.96	1.5	1.13	1.3	5.48	1.8	1.84	1.1	3.73	1.0
16.9	2.08	1.5	1.15	1.3	5.37	2.1	1.86	1.1	3.70	0.9
18.3	2.34	1.2	1.31	1.1	6.06	1.6	1.93	0.9	3.92	1.3
19.8	2.66	1.6	1.45	1.5	7.11	2.0	2.10	1.3	4.08	1.0
21.3	2.90	1.2	1.61	1.1	8.46	1.5	2.15	1.1	4.53	1.0
23.3	3.20	1.3	1.86	1.1	9.78	1.4	2.24	1.2	4.80	1.1
25.3	3.50	1.3	2.06	1.1	11.30	1.4	2.32	1.3	5.08	0.9
27.8	3.38	1.3	1.86	1.1	10.59	1.4	2.19	1.2	4.81	1.3
30.2	2.90	2.2	1.38	2.2	7.39	2.8	1.91	2.0	4.01	1.4
32.7	2.15	2.6	1.14	2.4	4.81	3.9	1.83	1.9	2.98	2.1
35.7	1.95	3.4	1.04	3.0	3.68	5.9	1.66	2.4	2.79	2.5
38.7	1.94	4.0	0.999	3.7	5.45	4.6	1.88	2.4	2.49	2.7
42.1	2.11	3.5	1.17	3.0	6.63	3.6	1.77	2.4	2.64	2.9
46.1	2.45	3.6	1.41	2.9	7.84	3.6	1.83	2.7	2.78	3.1
50.1	3.22	2.7	1.75	2.0	8.12	4.0	1.85	3.1	2.81	1.7
53.4	3.09	2.7	1.65	2.0	7.71	2.0	1.79	1.8	3.02	1.8
58.4	3.24	3.0	1.79	2.1	8.33	2.1	1.91	2.0	3.47	1.8
63.3	3.72	3.1	2.08	2.1	9.39	2.1	2.30	1.9	3.79	1.5
68.8	4.16	2.7	2.34	1.8	9.74	2.0	2.50	1.7	3.84	1.6
74.9	4.75	2.7	2.40	2.0	9.81	2.3	2.49	1.9	3.25	2.1
81.1	4.85	3.1	2.30	2.4	10.8	2.3	2.46	2.1	2.66	2.4
87.8	4.12	3.6	1.74	3.1	9.37	2.6	2.21	2.3	2.06	3.1
95.8	3.40	4.4	1.72	3.1	7.48	3.3	2.15	2.3	2.26	3.1
104	3.29	5.4	1.93	3.3	6.98	4.1	2.17	2.7	2.45	3.2
113	4.37	4.8	2.22	3.3	9.62	3.5	2.45	2.7	2.36	2.9
123	5.60	3.4	2.61	2.5	12.2	2.5	2.52	2.3	2.44	1.1
134	6.95	3.2	2.85	2.7	13.6	2.5	2.39	2.7	1.80	4.1
146	4.68	5.0	2.03	3.9	9.33	3.7	2.03	3.2		

Table 12.6 (continued)
(2.63 atm H₂ + 0.263 atm CH₄ detector)

E (keV)	25.40 cm		49.54 cm		60.94 cm		89.54 cm		142.24 cm	
	$\phi(u)(10^9)$	% Error	$\phi(u)(10^7)$	% Error	$\phi(u)(10^8)$	% Error	$\phi(u)(10^8)$	% Error	$\phi(u)(10^7)$	% Error
26.5	4.22	0.3	2.18	0.2	11.2	0.2	2.82	0.2	6.17	0.1
29.2	4.18	0.4	2.05	0.3	10.1	0.3	2.68	0.3	5.89	0.2
33.2	3.37	0.4	1.69	0.3	7.61	0.3	2.49	0.3	5.15	0.2
37.1	2.55	0.8	1.39	0.6	6.33	0.6	2.32	0.4	4.52	0.3
39.8	2.68	0.9	1.44	0.7	7.03	0.6	2.33	0.5	4.11	0.4
42.4	2.88	0.9	1.55	0.7	7.99	0.6	2.36	0.5	4.12	0.4
46.4	3.26	0.7	1.69	0.6	8.83	0.5	2.38	0.4	4.18	0.3
50.4	3.43	1.0	1.74	0.8	8.85	0.7	2.27	0.7	3.98	0.5
54.4	3.30	0.9	1.69	0.7	8.36	0.6	2.15	0.6	3.82	0.4
59.7	3.35	1.1	1.89	0.8	8.68	0.7	2.27	0.7	3.96	0.5
65.0	3.78	1.1	2.14	0.8	9.27	0.8	2.63	0.7	4.08	0.5
70.3	4.15	1.2	2.15	0.9	9.41	0.9	2.67	0.7	4.02	0.6
76.9	4.46	1.0	2.20	0.8	9.95	0.7	2.68	0.6	3.68	0.5
83.6	4.56	1.4	2.10	1.2	10.4	1.0	2.52	1.0	3.08	0.8
90.2	3.89	1.5	1.74	1.3	8.70	1.1	2.25	1.0	2.40	0.9
98.1	3.07	2.2	1.53	1.6	7.03	1.5	2.18	1.1	2.12	1.2
106	3.47	2.2	1.78	1.6	7.32	1.7	2.38	1.2	2.17	1.3
115	4.63	1.6	2.14	1.3	9.45	1.2	2.56	1.0	2.28	1.1
126	5.81	1.5	2.47	1.3	12.1	1.1	2.63	1.1	2.22	1.2
137	6.28	1.6	2.49	1.4	12.4	1.2	2.50	1.2	2.09	1.4
149	4.86	1.9	1.90	1.7	8.97	1.5	2.08	1.4	1.64	1.6
162	4.20	2.6	1.73	2.2	8.26	1.9	1.95	1.7	1.34	2.1
176	5.16	2.1	2.08	1.8	9.30	1.7	1.94	1.6	1.29	2.1
192	4.75	2.7	1.88	2.3	8.01	2.2	1.72	2.0	1.16	2.6
208	4.18	3.5	1.64	3.0	7.32	2.8	1.49	2.6	0.908	3.6
225	5.00	3.0	1.95	2.5	8.52	2.3	1.42	2.6	0.881	3.5
245	5.49	2.8	1.97	2.5	8.97	2.2	1.51	2.4	0.975	3.1
267	6.84	2.6	2.54	2.2	10.7	2.1	1.82	2.2	1.10	2.9
289	7.01	2.5	2.43	2.3	10.6	2.1	1.79	2.1	0.975	3.0
314	7.44	2.4	2.22	2.5	9.89	2.1	1.46	2.5	0.683	4.0
342	6.29	3.0	1.97	2.8	8.28	2.5	1.05	3.3	0.501	5.1
373	6.33	3.1	1.88	3.0	7.32	2.9	0.873	3.9	0.387	6.4
406	4.80	4.2	1.57	3.7	5.11	4.1	0.616	5.5	0.347	7.0
440	4.80	4.9	1.44	4.5	4.81	5.0	0.622	6.1	0.276	9.3
479	5.46	4.6	1.49	4.5	4.64	5.3	0.699	5.4	0.266	9.2

Table 12.6 (continued)
(2.63 atm CH₄ detector)

E (keV)	25.40 cm		49.54 cm		60.94 cm		89.54 cm		142.24 cm	
	$\phi(u)(10^9)$	% Error	$\phi(u)(10^9)$	% Error	$\phi(u)(10^8)$	% Error	$\phi(u)(10^7)$	% Error	$\phi(u)(10^6)$	% Error
267	7.07	1.0	2.50	0.9	10.4	0.8	16.5	0.9	10.7	1.1
288	7.48	1.1	2.26	1.1	10.1	0.9	15.2	1.0	9.13	1.4
313	7.32	1.0	2.21	1.0	9.47	0.9	12.7	1.0	7.21	1.5
342	7.12	1.2	2.05	1.2	8.29	1.1	9.93	1.4	5.22	2.1
371	6.47	1.5	1.83	1.5	7.28	1.3	7.95	1.9	3.94	2.8
403	4.81	1.9	1.55	1.6	5.53	1.6	6.53	2.0	3.15	3.1
439	5.11	2.1	1.56	1.8	5.08	1.9	5.97	2.4	2.69	3.8
479	5.73	1.8	1.58	1.7	4.85	1.9	5.95	2.2	2.76	3.3
522	5.82	2.0	1.49	1.9	4.79	2.1	5.63	2.5	1.83	5.0
566	6.30	2.1	1.18	2.6	4.23	2.6	3.57	4.0	-	-
612	6.73	1.9	1.09	2.7	3.98	2.6	-	-	-	-
666	5.59	2.2	0.854	3.3	3.54	2.7	2.99	4.1	-	-
724	4.54	2.9	0.706	4.4	2.62	3.9	1.98	6.5	0.987	9.7
789	3.29	3.6	0.607	4.6	2.00	4.4	1.21	9.1	0.561	14.2
857	3.38	4.4	0.658	5.3	1.84	5.9	1.46	9.3	0.473	20.5
929	3.37	4.0	0.608	5.1	1.90	5.0	1.37	8.5	0.368	23.3
1010	2.83	4.9	0.447	7.0	1.46	6.4	0.911	12.4	0.192	46.0
1100	2.75	5.2	0.396	8.2	1.24	7.5	0.808	13.8	0.332	28.0
1200	2.07	8.4	0.379	10.5	0.888	12.3	0.745	17.2	0.349	31.6

Table 12.6 (continued)
(8.1 atm CH₄ detector)

E (keV)	25.40 cm		49.54 cm		60.94 cm		89.54 cm		142.24 cm	
	$\phi(u)(10^9)$	% Error	$\phi(u)(10^8)$	% Error	$\phi(u)(10^8)$	% Error	$\phi(u)(10^7)$	% Error	$\phi(u)(10^7)$	% Error
505	5.92	1.0	13.7	0.9	4.58	1.1	6.17	1.1		
547	6.08	1.1	12.2	1.1	4.08	1.3	4.91	1.5		
589	6.38	1.1	11.3	1.3	4.06	1.4	4.38	1.7		
638	6.25	1.0	9.87	1.3	3.71	1.4	3.65	1.8		
694	5.70	1.2	8.42	1.7	3.18	1.7	2.77	2.5		
758	4.90	1.3	7.19	1.9	2.59	1.9	1.99	3.1		
828	4.02	1.8	6.15	2.5	1.96	2.7	1.65	4.1		
898	3.55	2.3	5.70	3.0	1.87	3.1	1.65	4.5		
975	3.58	2.2	5.77	2.8	1.83	3.0	1.51	4.5		
1060	3.28	2.6	5.17	3.4	1.48	4.0	1.33	5.4		
1150	3.17	2.6	4.57	3.7	1.40	3.9	1.03	6.5		
1260	2.81	2.9	4.15	3.9	1.12	4.7	0.891	7.1	3.75	15.2
1370	2.57	3.5	3.63	5.0	0.994	5.7	0.706	9.6	3.23	19.5
1490	2.24	3.9	3.26	5.4	0.769	7.0	0.599	10.8	2.48	25.0
1610	1.89	5.2	2.78	7.0	0.655	9.0	0.374	18.9	2.83	24.3
1750	1.52	5.8	2.14	8.2	0.536	9.8	0.398	16.0	2.59	23.4
1910	1.28	7.9	2.10	9.6	0.387	15.2	0.351	20.1	1.86	35.8
2070	1.29	8.2	1.87	11.0	0.291	20.9	0.301	23.5	0.594	117.1
2250	0.978	12.3	1.20	19.6	0.364	19.0	0.206	38.4	2.12	37.7

Table 12.7 Atomic densities of each region (atoms/barn-cm)

Element Zone No.	1	2, 8, 10, 12 50 (Gap)	3, 4, 7, - 53 (Al)	6	5	9.11.13, - 31 (SUS)	20, 34, 38, 44, 48 (Na)	41
B				3.95 -2				
C	8.02 -2			9.87 -3		4.97 -5		7.90 -4
Na							2.474 -2	
O		8.98 -6						
N		3.36 -5						
Al			6.02 -2	3.84 -2				8.47 -2
Fe						5.299 -2		
Ni						7.87 -3		
Cr						1.408 -2		
Cu						9.90 -5		
MO						1.33 -4		
Si						1.93 -4		
Mn						1.03 -3		
²³⁵ U					4.48 -2			
²³⁸ U					3.25 -3			

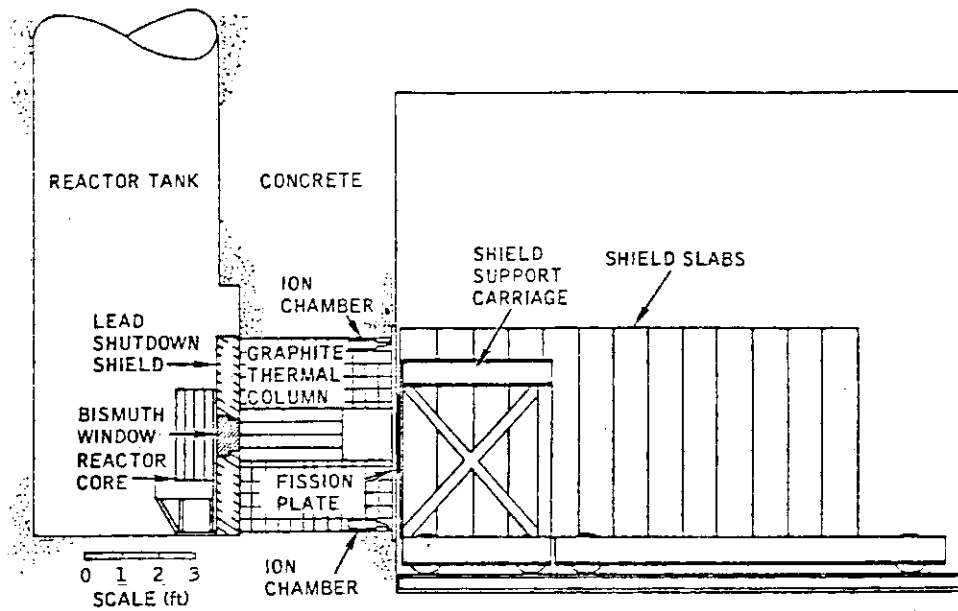


Fig.12.1 Shield test arrangement

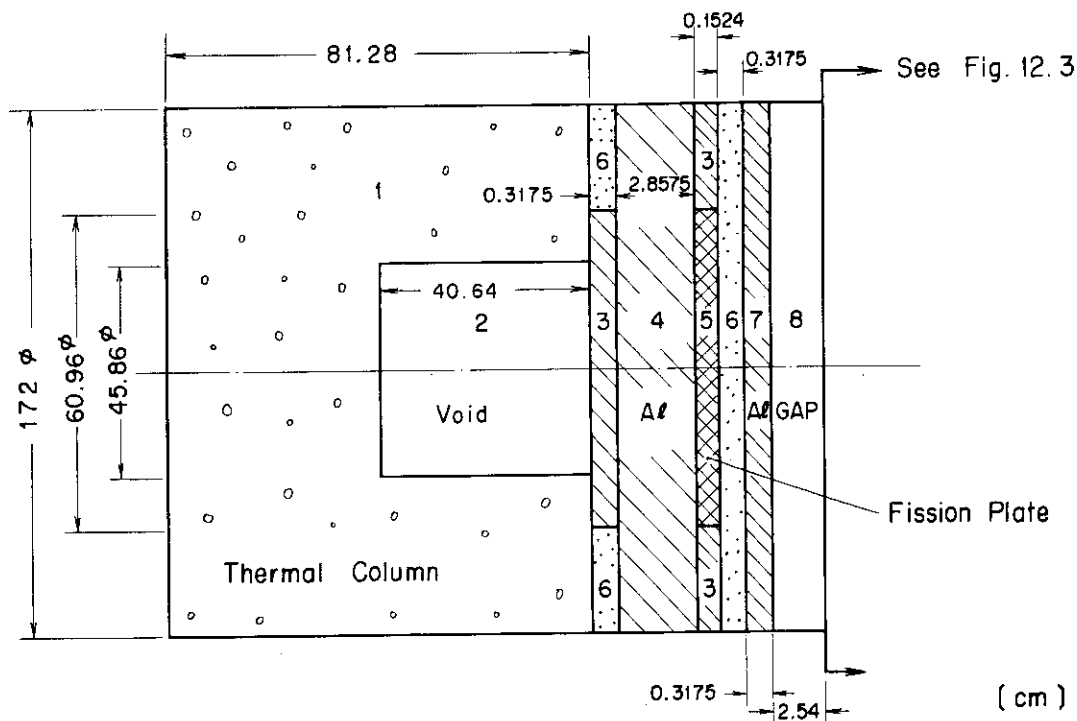


Fig.12.2 Geometry around the fission plate used for shielding experiments (No. is the zone number in Table 12.1)

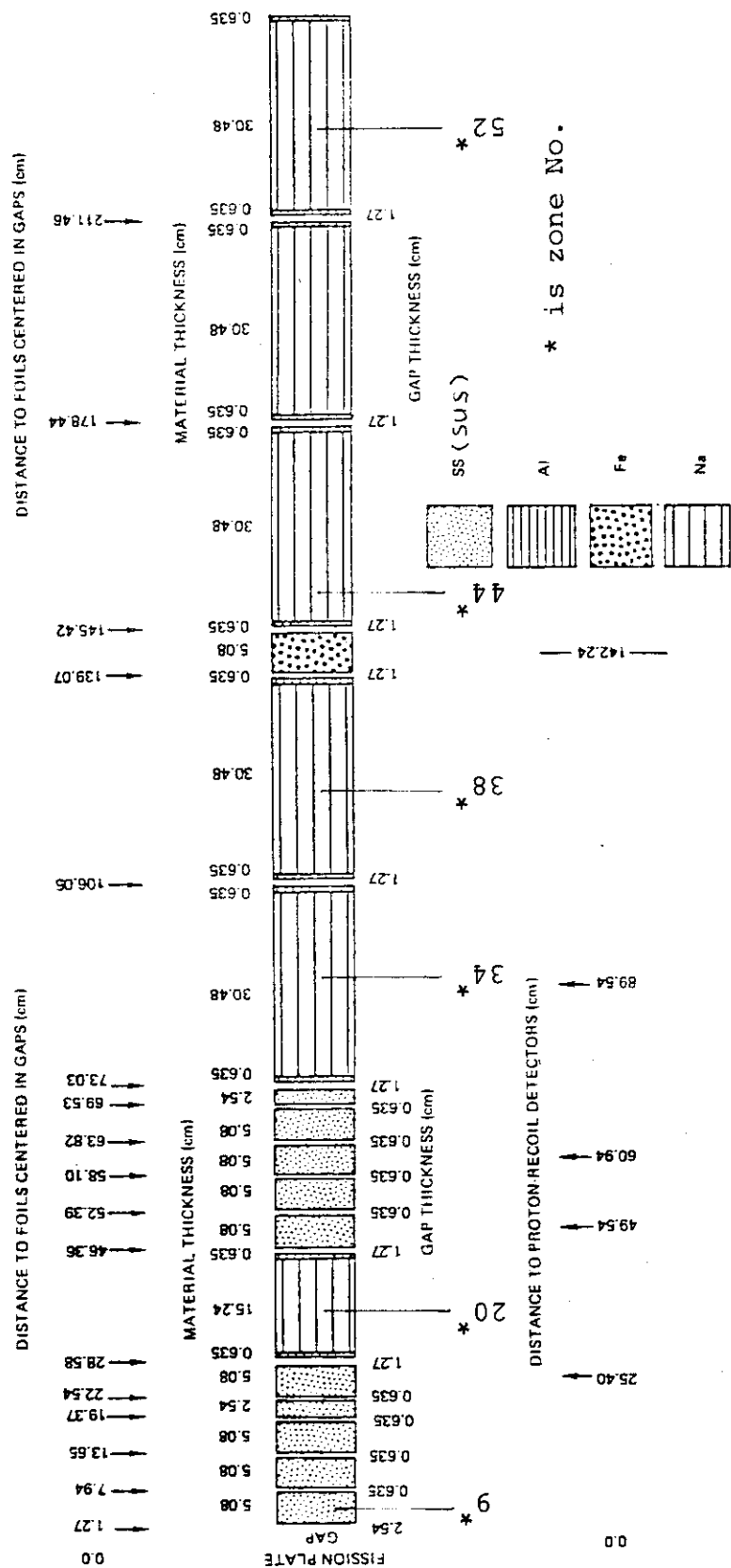


Fig.12.3 FFTF radial shield mockup configuration (see the zone number in Table 12.1)

13. 14MeV中性子源を持った種々の物質の球状 遮蔽体からの漏洩中性子スペクトル

13. Leakage Neutron Spectra from Sphere of Some Materials Bombarded with 14 MeV Neutrons (LLL)

(References)

- 1) Hansen L.F., Wong C., Komoto T. and Anderson J.D. :
"Measurements of the Neutron Spectra from Materials Used in Fusion Reactors and Calculations Using the ENDF/B-III and -IV Neutron Libraries," Nucl. Sci. Eng., 60, 27-35 (1976)
- 2) Wong C., Anderson J.D., Brown P., Hansen L.F., Kammerdiener J.L., Logan C. and Pohl B.A. : "Livermore Pulsed Sphere Program, Program Summary Through July 1971", UCRL-51144 (Rev.1)(1971) 322p
- 3) Wong C., Anderson J.D., Brown P., Hansen L.F., Kammerdiener J.L., Logan C. and Pohl B.A. : "Livermore Pulsed Sphere Program, Program Summary Through July 1971", UCRL-51144 (Rev.II) (1971) 40p
- 4) Wong C., Anderson J.D., Brown P., Hansen L.F. et al. :
"Livermore Pulsed Sphere Program, Low Energy Measurements on Carbon, Iron, and Concrete", UCRL-51144 (Add.) (1973) 78p

(Summary)

- a) Experimental type : Sphere Transmission
- b) Source : Lawrence Livermore Laboratory d-T
14 MeV Neutron Source
- c) Material : Li-6, Li-7, Water, Teflon, Lead
- d) Geometry : Sphere (one-dimension)
- e) Instrument : NE213 Liquid Scintillator
Pilot B Plastic Scintillator
- f) Quantity measured : Total Current from Sphere
(Leakage Neutron Spectrum)

13.1 実験配置

Lawrence Livermore 研究所の Insulated Core Transformer 加速器 (ICT) で、d-T 反応によって発生する 14 MeV 中性子を用いて行われた実験である。Fig. 13.1, 13.2 に示すように、d-T 中性子源であるトリチウムターゲットを中心に、その周囲に各種の球状試験体を設置し、この試験体から漏洩した中性子のスペクトルを測定したものである。

Fig. 13.3(1)~Fig. 13.3(7)に、実験に用いられた各種の球状試験体の形状および密度を示す。トリチウムターゲットは、これらの試験体の中心に設置された。

13.2 測定方法と測定器

ICT 加速器でパルス状に放出される 14 MeV 中性子を線源とし、各種試験体の半球面から漏洩する 2 MeV 以上の中性子スペクトルが TOF 法によって測定された。d-T 反応によって 14 MeV 中性子を発生させるために用いられた d^+ イオンのエネルギーは 400 keV、パルス幅は約 2 nsec である。

中性子スペクトルの測定には、5.08 cm ϕ × 5.08 cm 高さの NE-213 液体シンチレータと同じ形状の Pilot B プラスチックシンチレータが用いられた。これらの測定器の中性子に対する検出効率の誤差は約 $\pm 7\%$ である。

13.3 線源

Fig. 13.2 は 14 MeV 中性子源として用いられたトリチウムターゲットアセンブリである。Ti に蒸着されたトリチウム層の厚さは約 4 mg/cm²、面積は約 3 cm² である。なお、Ti-T ターゲットは 2.06 cm 直径 × 0.051 cm 厚のタングステンのバックリングメタルに取付けられている。

ターゲットから放出される d-T 中性子の強度は Si 検出器によって、d-T 反応で生じる共役アルファ粒子を測定し、求められた。Table 13.1 は d-T 反応で発生する線源中性子のエネルギー分布、および強度分布である。ここで、“Angle” は d^+ イオンの進行方向を 0 度とした時の角度である。

13.4 測定結果

Li-6, Li-7, 水, テフロン, および鉛試験体を用いて得られた漏洩中性子スペクトルの測定結果を Fig. 13.4 から Fig. 13.14 に示す。これらの図で示されている試験体の厚さ “m. f. p.” は 14 MeV 中性子に対するもので、実際の形状は Fig. 13.3(1)~Fig. 13.3(7) に示してある。また、30° または 120° の角度は、Fig. 13.1 の実験配置に示した d^+ イオンの入射方向とターゲットと検出器の中心線の成す角度 θ を意味している。

Fig. 13.1 に示したように、14 MeV 中性子源と検出器の距離 R は球状試験体の半径に比べ、十分大きい。つまり、この実験配置で得られた単位の線源中性子あたりの測定結果 ϕ は、線源

が点等方とすると球状試験体表面の angular flux , または net current と次式で関係づけられる。

$$\phi_s = \frac{d^2 \int_0^{\pi/2} \phi(d, E, \theta) \cos \theta \cdot 2\pi \sin \theta d\theta}{\int_0^{\infty} Q(E) dE} \quad (13.1)$$

$$= d^2 \phi_t(d, E) / \int_0^{\infty} Q(E) dE \quad (13.2)$$

d : 球状試験体の半径 (cm)

$\phi(d, E, \theta)$: angular flux ($n/cm^2 \cdot MeV \cdot Sr$)

$\int_0^{\infty} Q(E) dE$: ターゲットから放出される線源中性子の数 (neutrons)

$\phi_t(d, E)$: net current ($n/cm^2 \cdot MeV$)

$$(\equiv 2\pi \int_0^{\pi/2} \cos \theta \cdot \phi(d, E, \theta) \sin \theta d\theta)$$

Fig. 13.4 ~ Fig. 13.14 の測定結果は、(13.2)式にしたがって、単位線源中性子あたりの値で示してある。

13.5 計算のためのモデル化

a) 線源条件

モンテカルロ計算では d-T 中性子源であるトリチウムターゲットを直径 2.06 cm の球で近似し、この球の表面から外向き法線方向にのみ中性子が放出されるとし、この時の中性子のエネルギーと強度は、Table 13.1 にしたがうものとする。

あるいは、一次元体系で近似する場合、 30° の測定については、14.97 MeV の中性子が、2.06 cm 直径の球の内部に一様に分布した等方線源を仮定する。 120° の測定については、同じく 13.65 MeV の中性子が 2.06 cm 直径の球の内部に一様に分布した等方線源として近似する。

b) 幾何条件

モンテカルロ計算の場合は、Fig. 13.3(1) ~ Fig. 13.3(7) に示した形状で、中心に、2.06 cm 直径の球状の線源を仮定する。

一次元体系の近似では、各試験体はすべて完全な球形状でモデル化し、Fig. 3.15 に示したように近似する。ただし、Fig. 3.15 の試験体の外径は Fig. 13.3(1) ~ Fig. 13.3(7) と同じにする。

c) 物質の組成

各試験体の各領域の重量%は、Fig. 13.3(4) ~ Fig. 13.3(7) に示してある。

13.6 実験値と計算値の規格化

Fig. 13.4 ~ Fig. 13.14 の測定結果は (13.2) 式を用いて、単位の線源中性子あたりの球状試験体の net current に d^2 を掛けた計算値と絶対値で比較する。

モンテカルロ計算の場合には、線源分布、幾何条件等を実際の条件と同じにして、単位の線源中性子あたりの検出器位置での中性子束 ($n/cm^2 \cdot MeV$) を計算し、これに d^2 を掛けた値と実験値を絶対値で比較する。

(コメント: 担当者)

本ベンチマーク問題は、JAERI-M 7843 のベンチマーク問題-13 と一連のものである。

Table 13.1 Angular distribution of source neutrons

Angle (deg)	Energy (MeV)	Intensity	Angle (deg)	Energy (MeV)	Intensity
0	15.11	1.00	95	14.04	0.93
5	15.10	1.00	100	13.95	0.92
10	15.09	1.00	105	13.87	0.92
15	15.07	1.00	110	13.80	0.91
20	15.04	1.00	115	13.72	0.91
25	15.01	0.99	120	13.65	0.90
30	14.97	0.99	125	13.58	0.90
35	14.92	0.99	130	13.52	0.90
40	14.87	0.98	135	13.46	0.89
45	14.81	0.98	140	13.41	0.89
50	14.75	0.98	145	13.36	0.88
55	14.68	0.97	150	13.32	0.88
60	14.60	0.97	155	13.28	0.88
65	14.53	0.96	160	13.25	0.87
70	14.45	0.96	165	13.23	0.88
75	14.37	0.95	170	13.21	0.87
80	14.29	0.95	175	13.20	0.87
85	14.20	0.94	180	13.20	0.87
90	14.12	0.94			

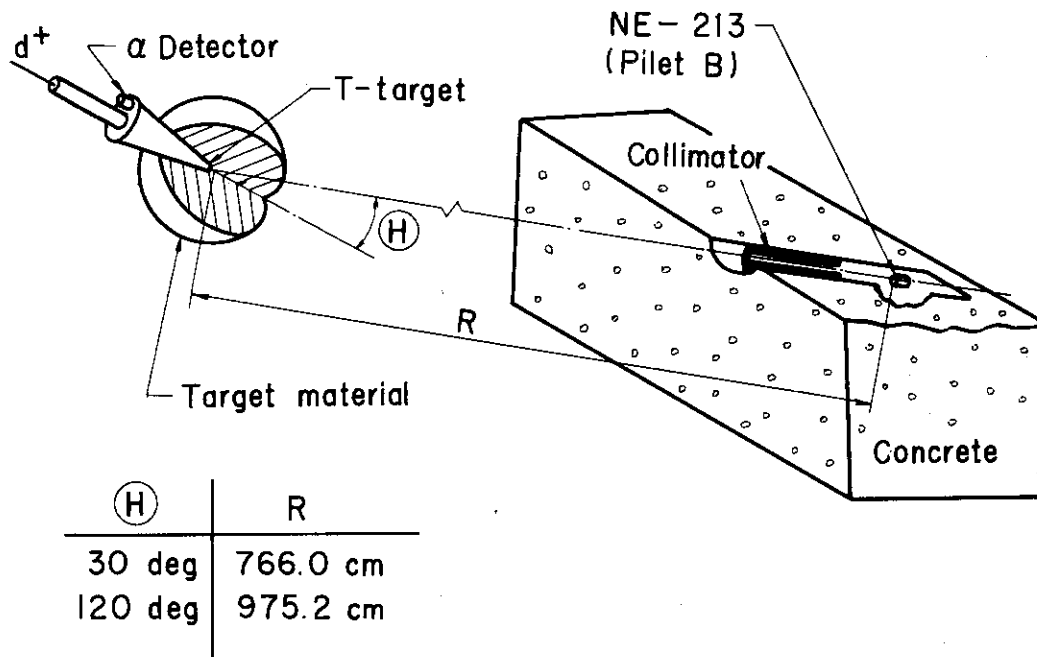


Fig. 13.1 Schematic drawing of the experimental setup

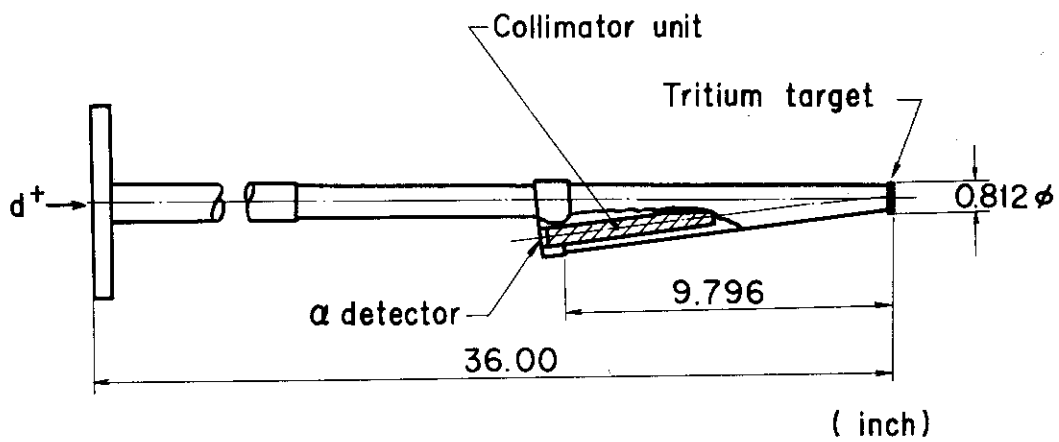
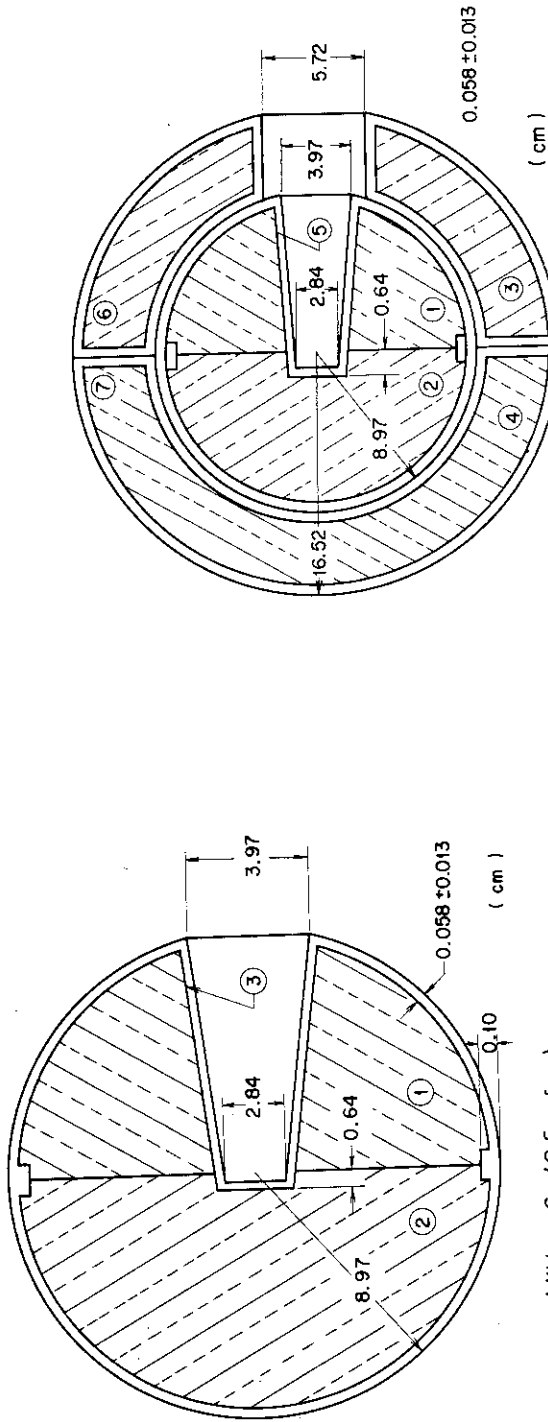


Fig. 13.2 Tritium target low-mass assembly



Lithium 6 (0.5 m.f.p.)

Zone	Mass in grams	Material %
①	629	⁶ Li - 95.0
②	668	⁷ Li - 5.0
③	578	Fe - 68.6
		Cr - 20.0
		Ni - 8.0
		Si - 2.0
		Mn - 1.0

Lithium 7 (0.5 m.f.p.)

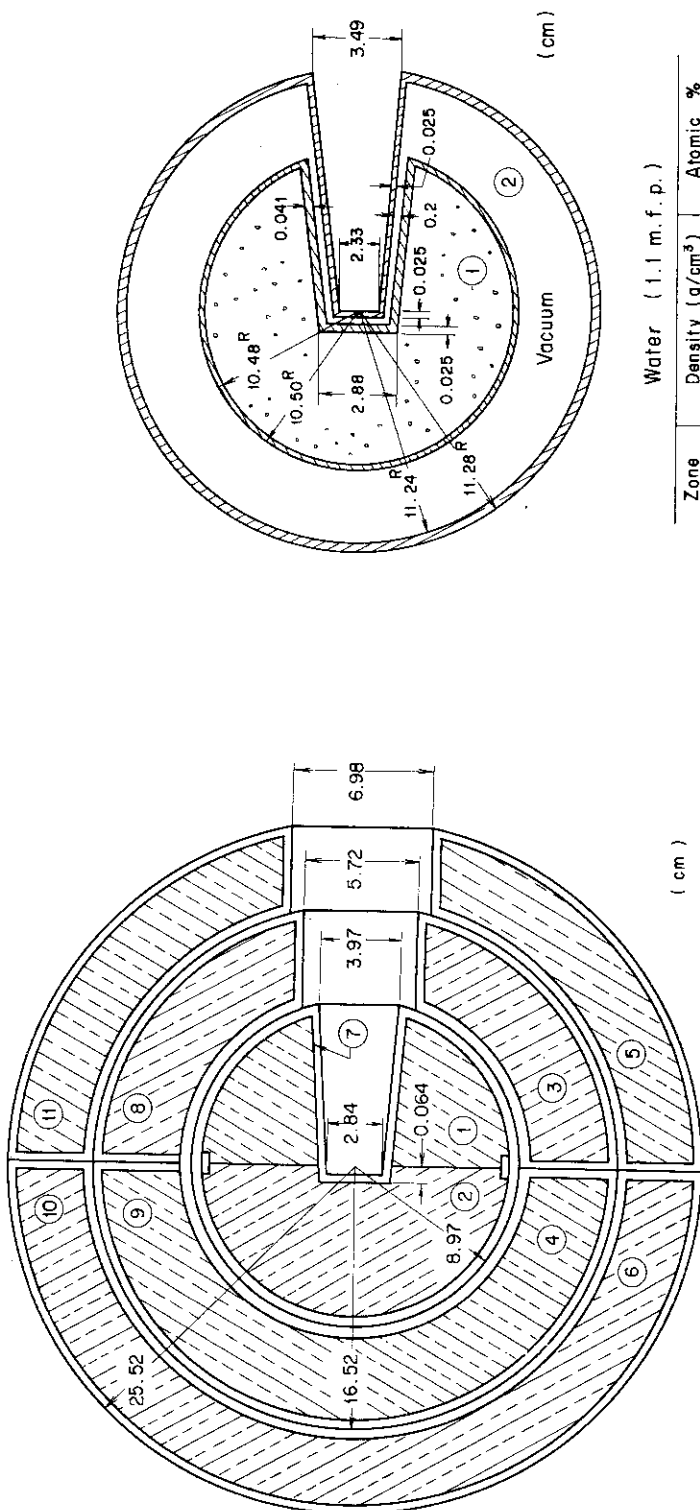
Zone	Mass in grams	Material %
①	720	⁷ Li - 97.39
②	761	⁶ Li - 22.61
③	609	Fe - 68.6
		Cr - 20.0
		Ni - 8.4
		Si - 2.0
		Mn - 1.0

Fig. 13.3(1) Geometry of the spherical test material (⁶Li & ⁷Li)

Lithium 6 (1.1 m.f.p.)

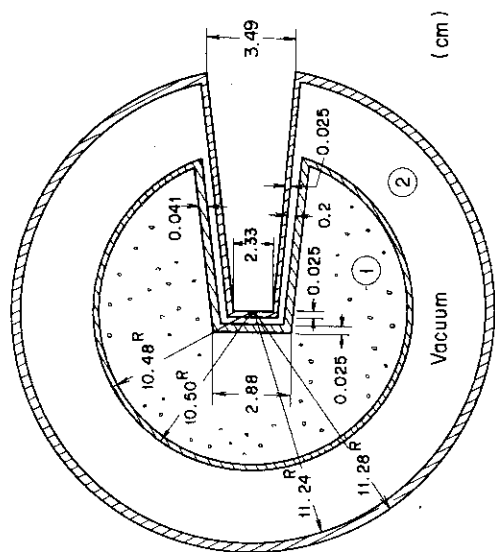
Zone	Mass in grams	Material
1	629	⁶ Li - 95.0
2	668	
3	3337	⁷ Li - 5.0
4	3450	
5	578	
6	2930	Fe - 68.6
7	2871	Cr - 20.0
		Ni - 8.4
		Si - 2.0
		Mn - 1.0

Fig. 13.3(2) Geometry of the spherical test material (⁶Li)



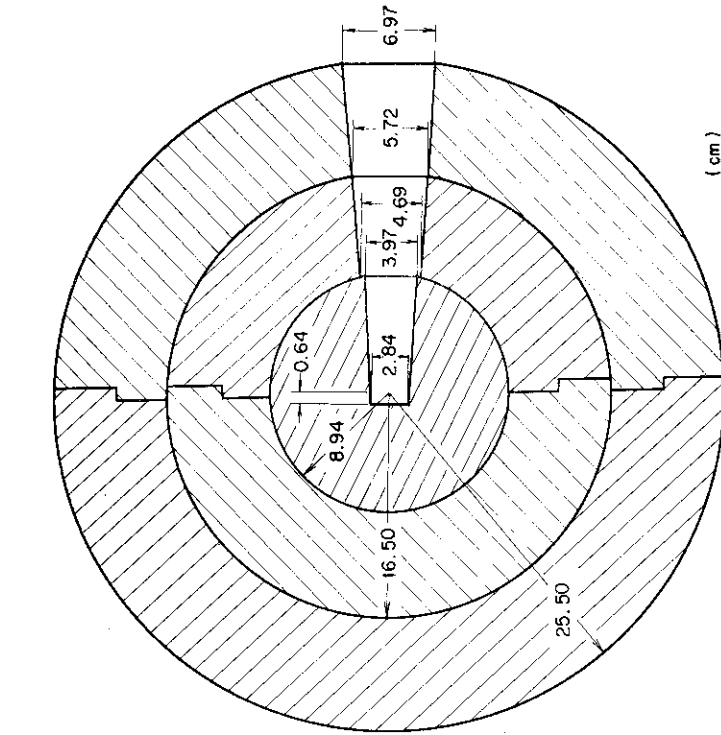
Zone	Mass in grams		Material %
	⁶ Li	⁷ Li	
1	629	720	⁶ Li
2	688	761	⁶ Li - 95.0
3	3337	3733	
4	3450	3859	⁷ Li - 97.39
5	11060	12433	
6	11207	12620	⁶ Li - 5.0
7	578	609	
8	2930	3247	Fe - 68.6
9	2871	3141	
10	6340	7192	Cr - 20.0
11	8295	6880	Ni - 8.4
			Si - 2.0
			Mn - 1.0

Fig. 13.3 (3) Geometry of the spherical test material (⁶Li & ⁷Li)



Zone	Water (l.i.m.f.p.)		Atomic %
	Density (g/cm ³)	H	
1	1.0	66.7	O : 33.3
2	7.9	Fe : 68.6	Cr : 20.0
		Ni : 8.4	Si : 2.0
		Mn : 1.0	

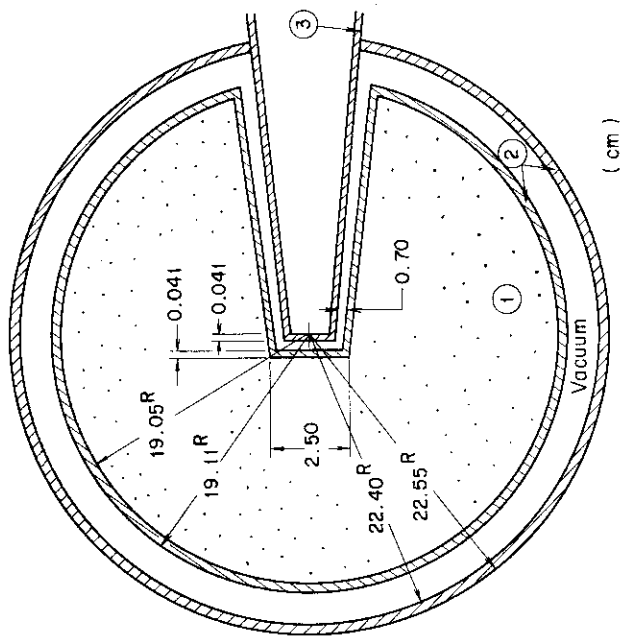
Fig. 13.3 (4) Geometry of the spherical test material (water)



Teflon (2.9 m. f. p.)

Density (g/cm ³)	Atomic %
2.22	F : 66.7 C : 33.3

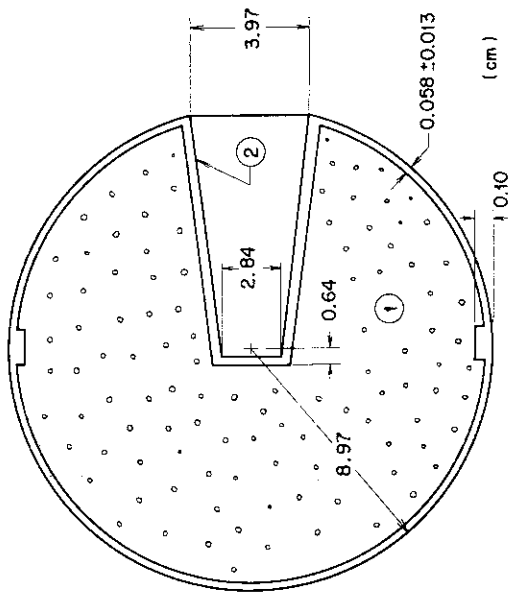
Fig. 13.3 (6) Geometry of the spherical test material (teflon)



Water (1.9 m. f. p.)

Zone	Density (g/cm ³)	Atomic %
1	1.0	H : 66.7 O : 33.3
2	7.9	Fe : 68.6 Cr : 20.0 Ni : 8.4 Si : 2.0 Mn : 1.0
3	I.C.T. Low Mass Ass'y and Target	

Fig. 13.3 (5) Geometry of the spherical test material (water)



Lead (1.4 m.f.p.)

Zone	Density (g/cm ³)	Atomic %
①	11.34	Pb : 100.0
②	7.9	Fe : 68.6 Cr : 20.0 Ni : 8.4 Si : 2.0 Mn : 1.0

Fig.13.3(7) Geometry of the spherical test material (lead)

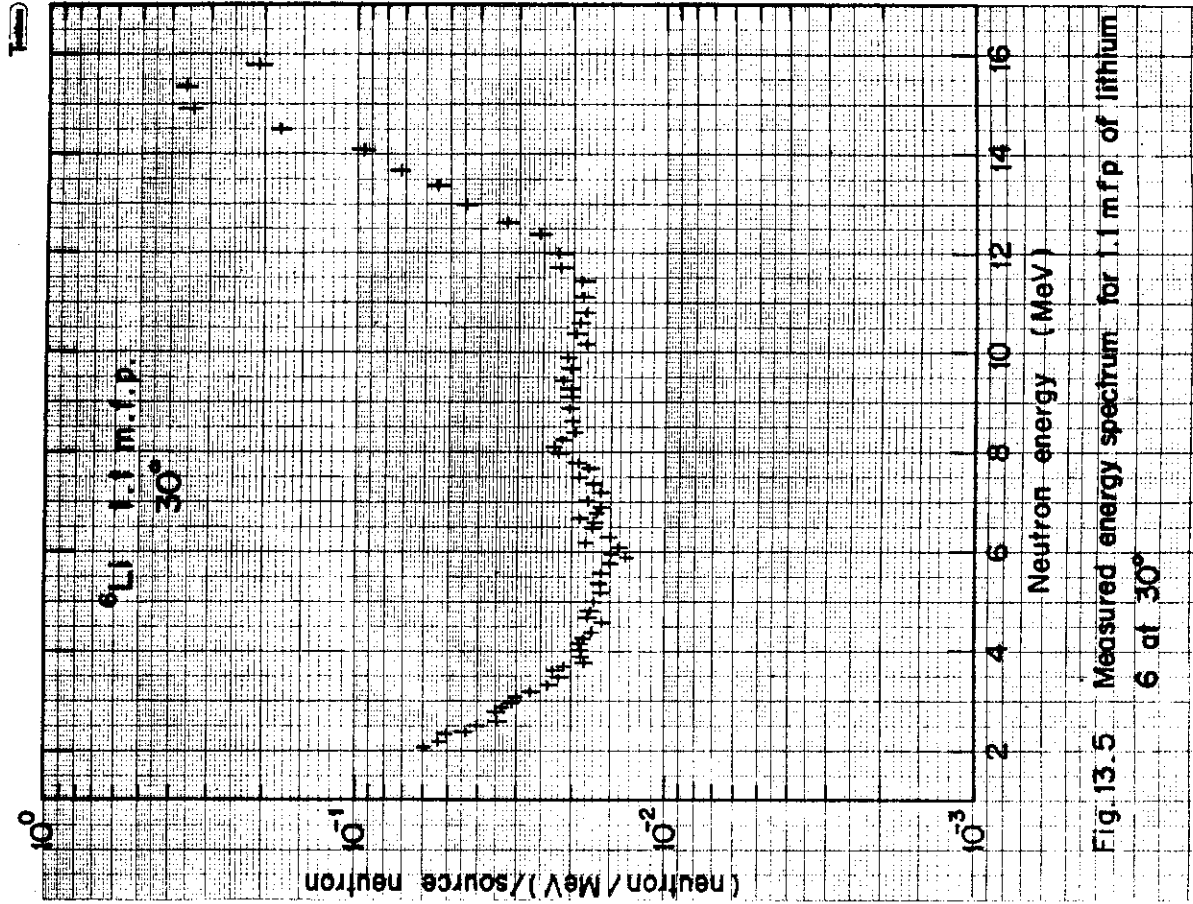


Fig. 13.5 Measured energy spectrum for 1.1 m.f.p. of lithium 6 at 30°

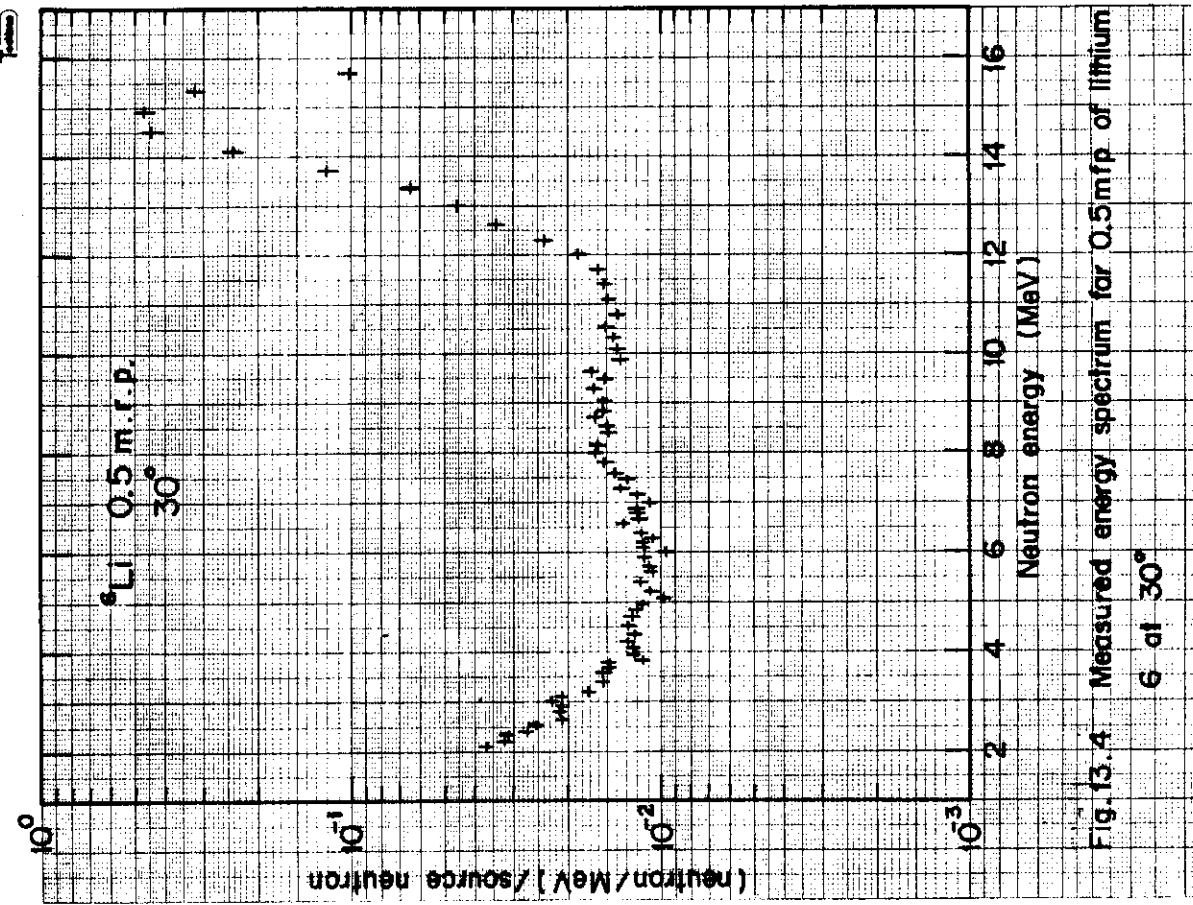


Fig. 13.4 Measured energy spectrum for 0.5 m.f.p. of lithium 6 at 30°

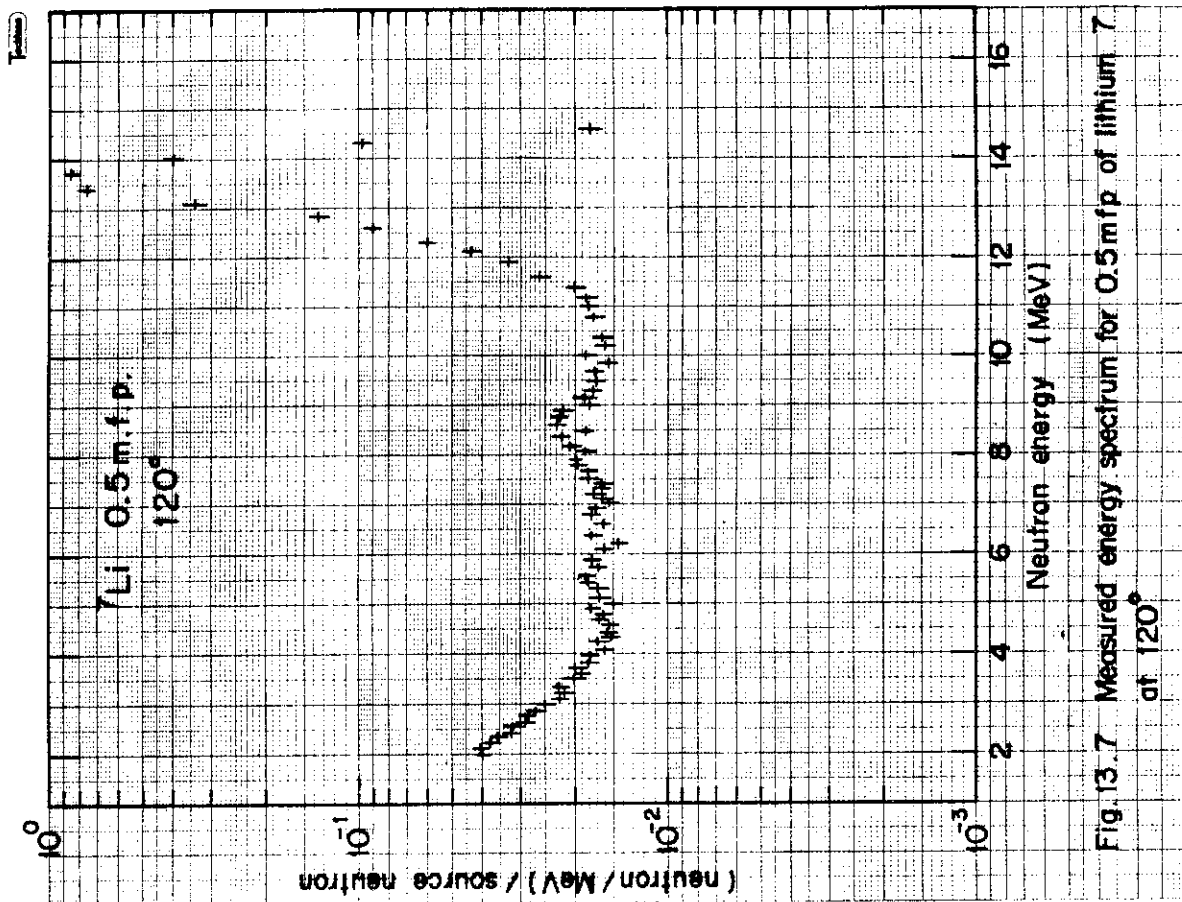


Fig.13.7 Measured energy spectrum for 0.5 mfp of lithium 7 at 120°

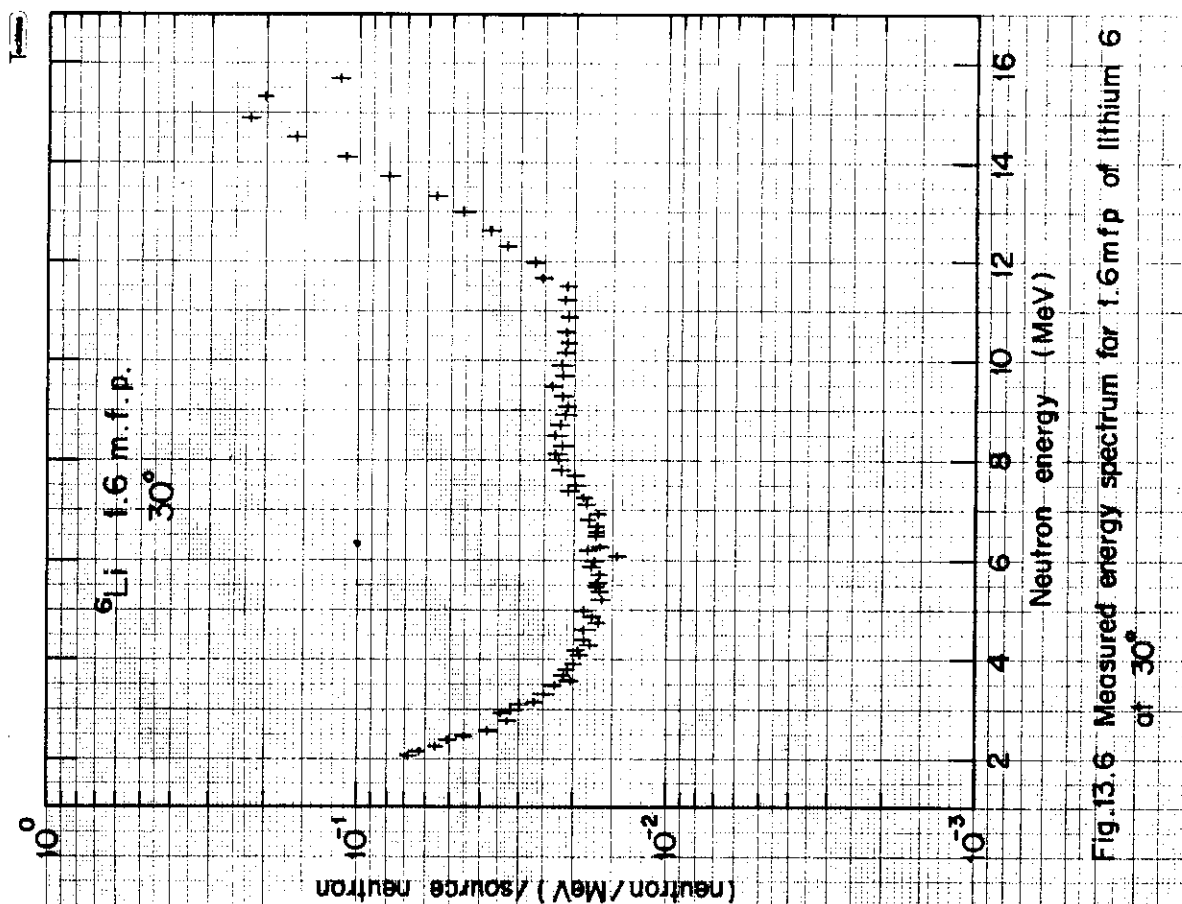


Fig.13.6 Measured energy spectrum for 1.6 mfp of lithium 6 at 30°

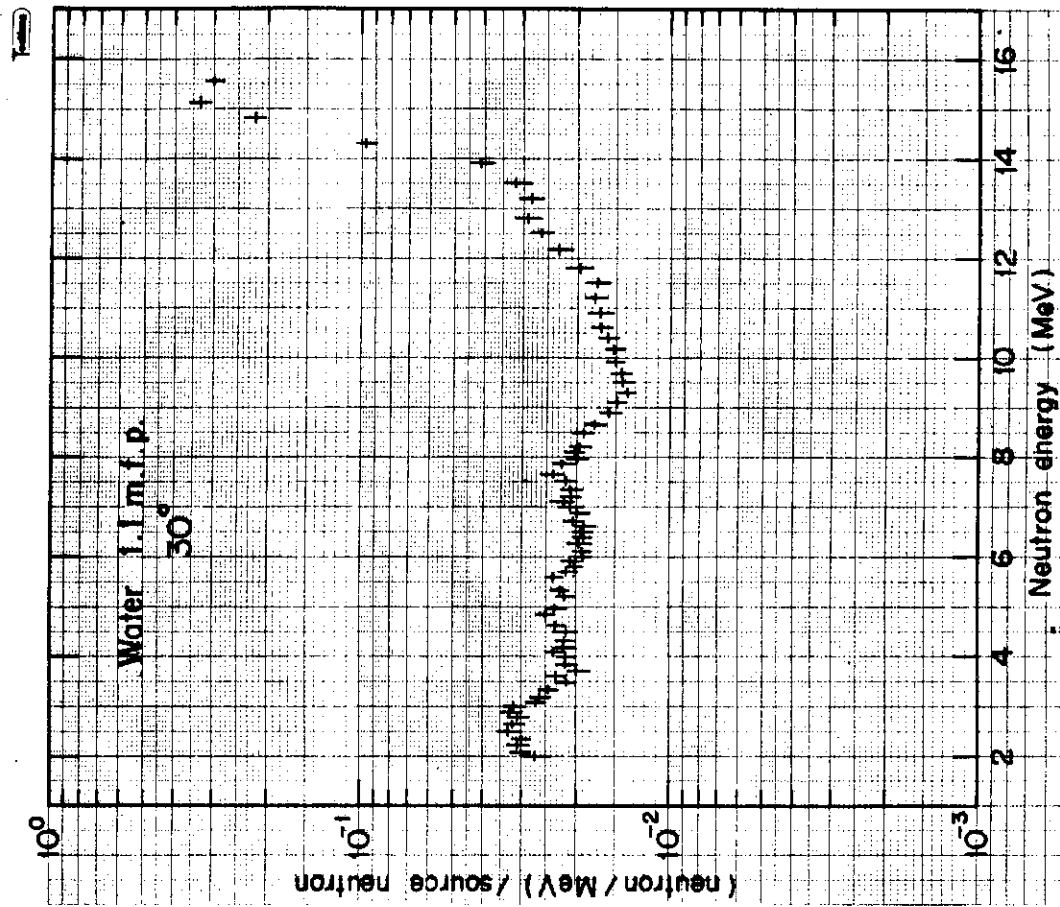


Fig. 13.9 Measured energy spectrum for 1.1 m.f.p. of water at 30°

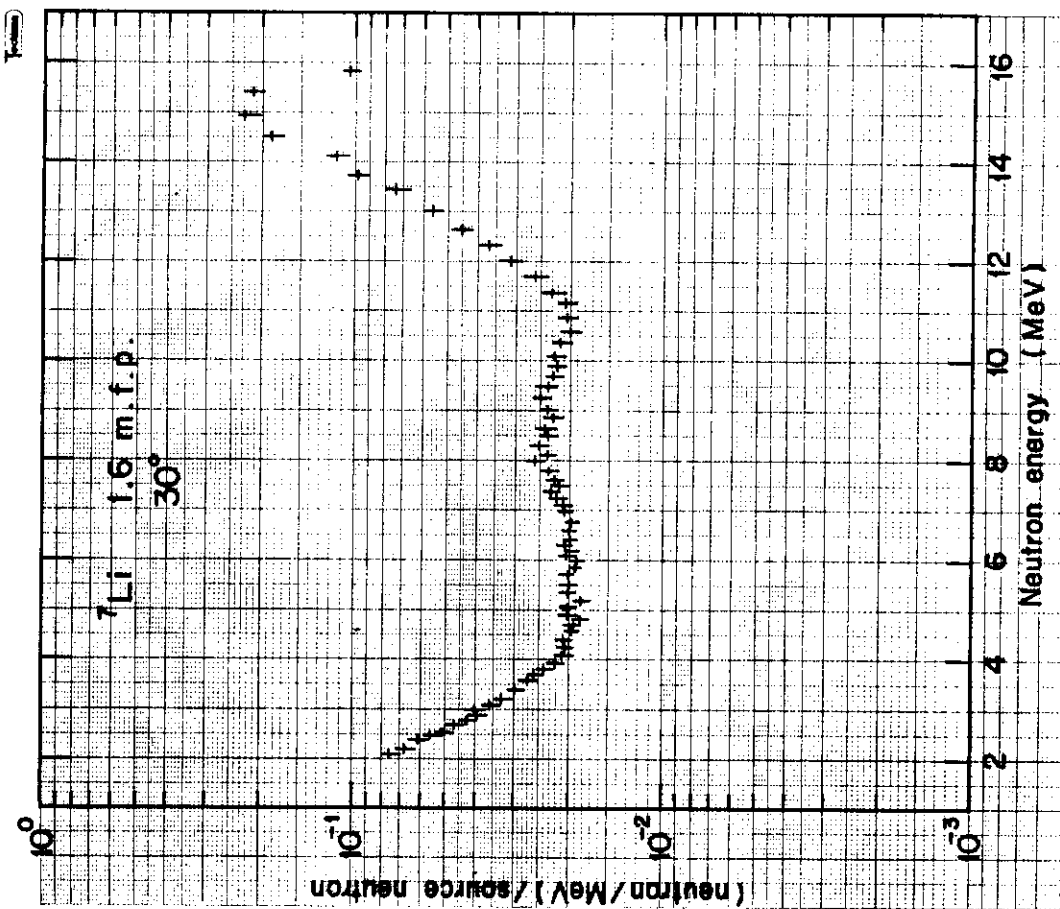


Fig. 13.8 Measured energy spectrum for 1.6 m.f.p. of lithium 7 at 30°

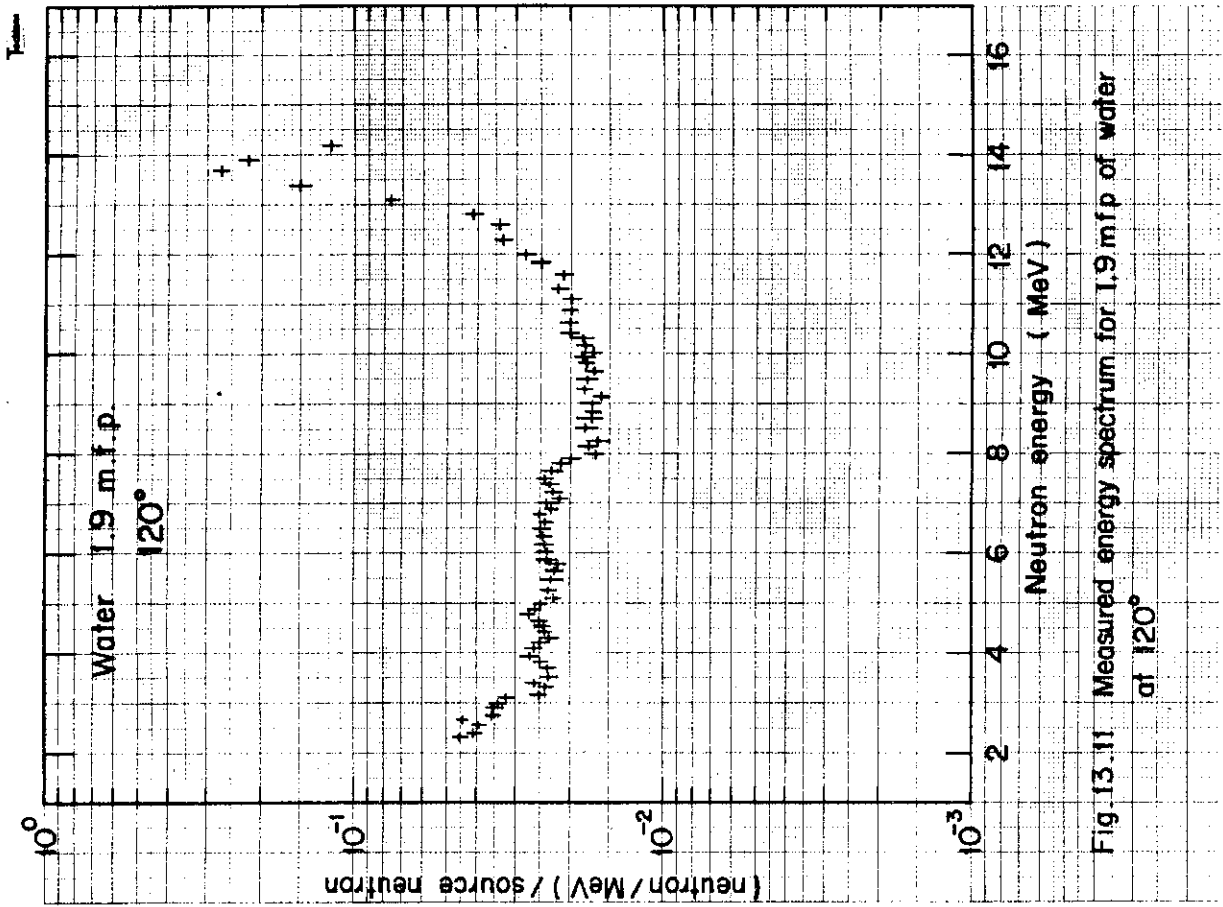


Fig.13.11 Measured energy spectrum for 1.9 m.f.p of water at 120°

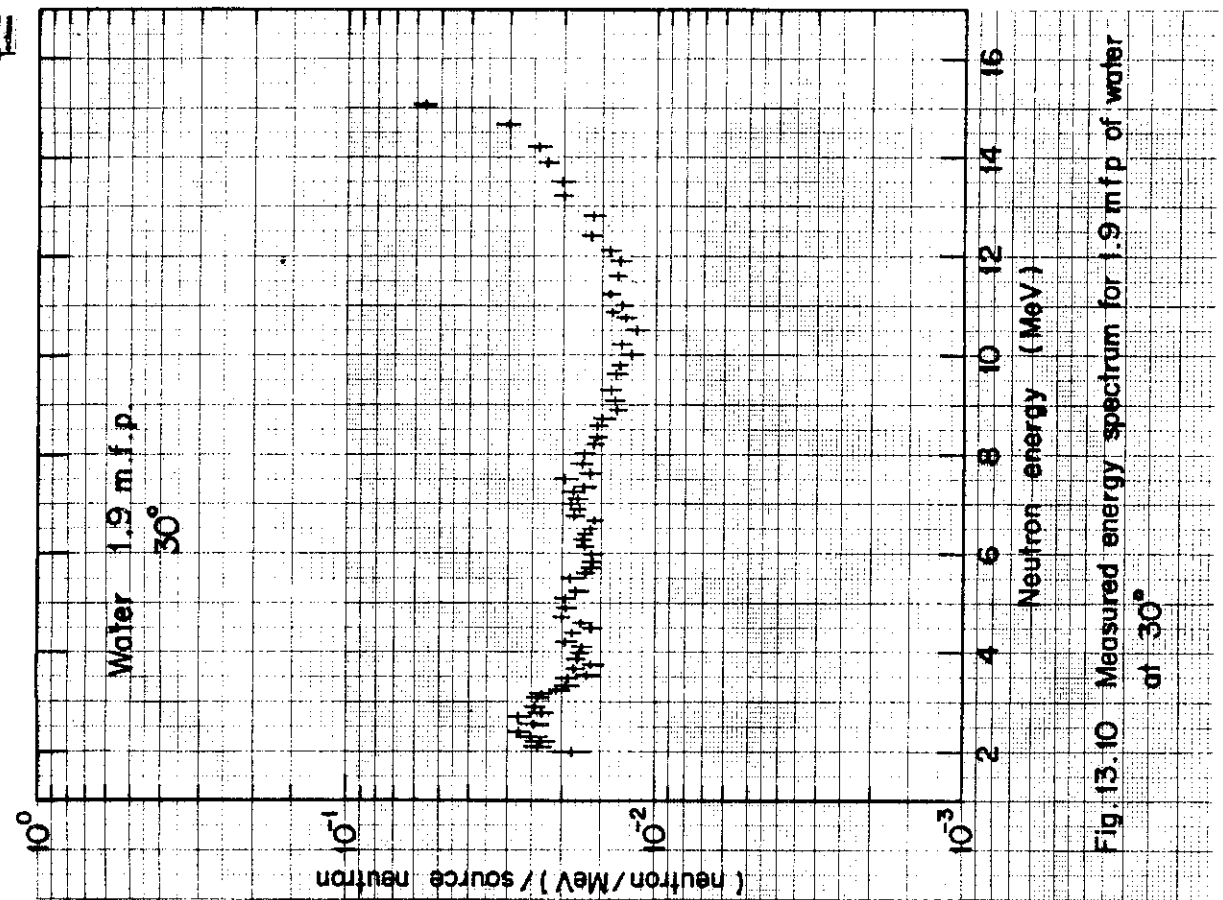


Fig.13.10 Measured energy spectrum for 1.9 m.f.p of water at 30°

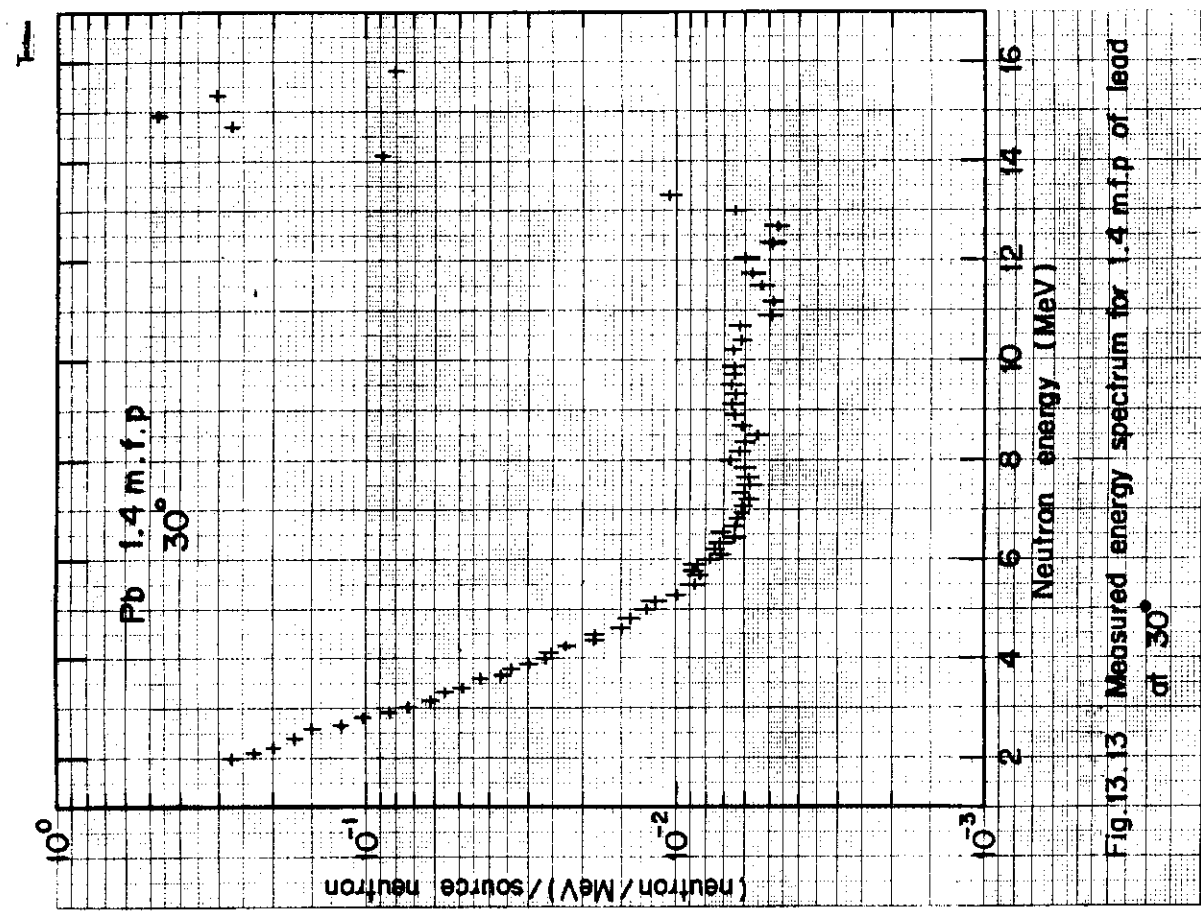


Fig.13.13 Measured energy spectrum for 1.4 m.f.p. of lead at 30°

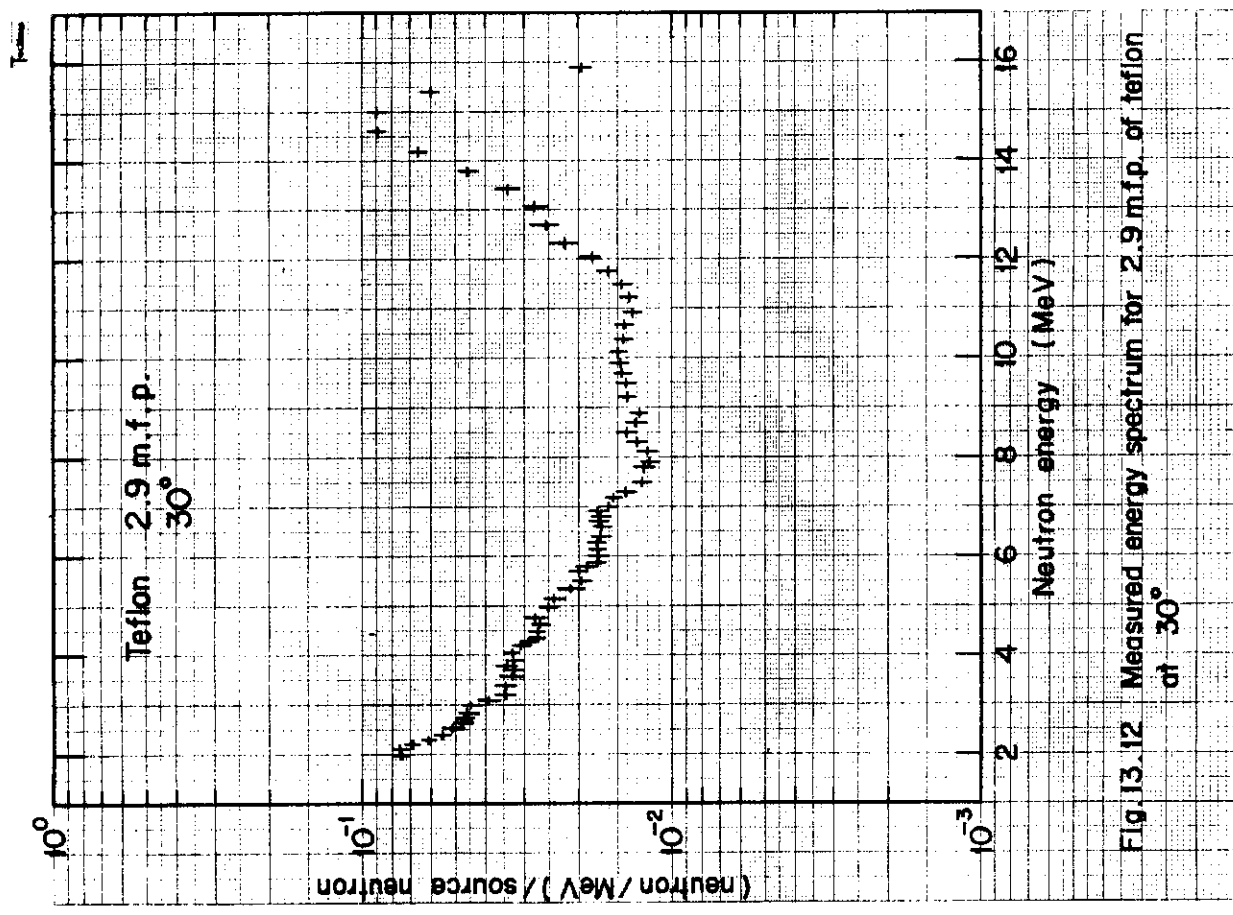


Fig.13.12 Measured energy spectrum for 2.9 m.f.p. of teflon at 30°

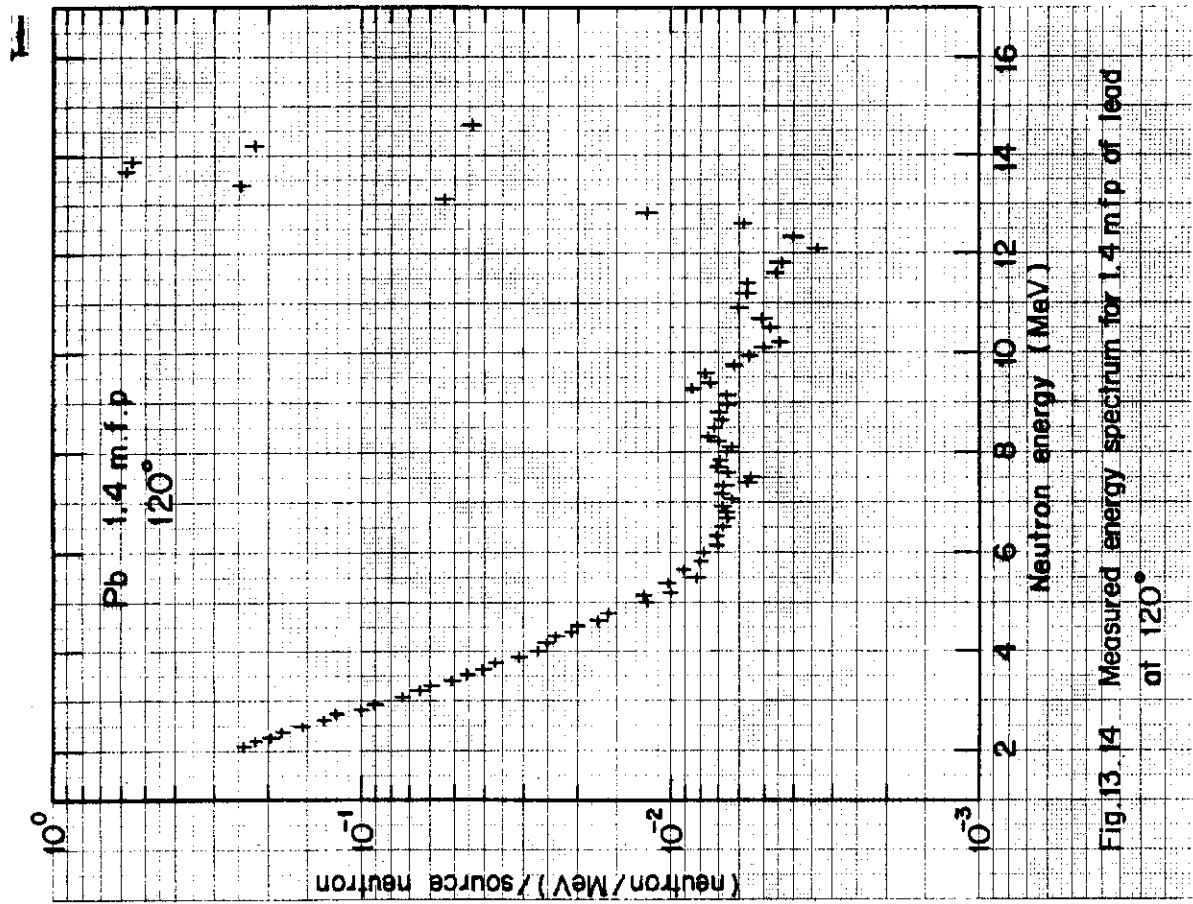
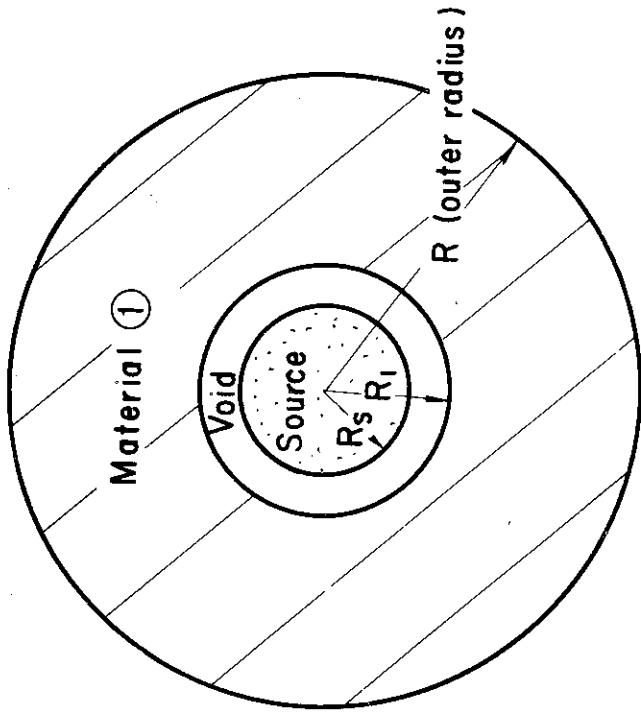


Fig.13.14 Measured energy spectrum for 1.4 mfp of lead at 120°



Material	Source(R_s)	R_i	R (cm)
Li-6	1.03	1.42	1.42
Li-7	1.03	1.42	1.42
Teflon	1.03	1.42	1.42
Lead	1.03	1.42	1.42
Water	1.03	1.42	1.42

Fig.13.15 Calculational model for one-dimensional geometry

14. アルミニウム散乱体による 2 MeV から 17 MeV
ガンマ線の後方散乱ガンマ線のスペクトルおよび
線量アルベド

14. Energy Spectra and Dose Albedo of Photons Backscattered
by Al Slabs (Vogt)

(Reference)

- 1) Vogt H.G. : "Eine Methode zur Bestimmung der Differentiellen
Albedo für Photonen in Energiebereich von 2 bis 17 MeV,"
Nucl. Eng. and Design, 22, 138 (1972)

(Summary)

- a) Experimental type : Photon Backscattering
b) Source : Betatron, Bremsstrahlung
c) Material : Al
d) Geometry : NaI(Tl) Scintillator, Inverse
Matrix Unfolding
f) Quantity measured : Backscattered Photon Spectra,
Dose Albedo

14.1 実験配置

全体の実験配置を Fig. 14.1 に示す。プラチナターゲットで発生した制動放射線は、コリメータされアルミニウム体系に入射する。

14.2 測定方法

Source photon とアルミニウムで後方散乱された photon はいずれもコリメータ付の $5''\phi \times 4''$ NaI (Tl) 検出器で測定された。電子の加速エネルギーを少しずつ変えた一連の実験結果から単色エネルギーの photon に対するアルベドを求めている。

14.3 線源

実験においては、連続スペクトルを持つ制動放射線を使用しているが、データ処理により、単色の photon を使用した形になっている。

14.4 測定結果

Fig. 14.2 は入射角 $\theta_0 = 0^\circ$, 散乱角 $\theta = 20^\circ$ の散乱 Photon energy spectrum である。
 Fig. 14.3 は入射角 θ_0 , 散乱角 θ , 方位角 ϕ をパラメータとして入射光子エネルギーの関数として得た dose albedo の測定結果である。

なお, θ , θ_0 , ϕ の関係は Fig. 14.4 に示す通りである。

14.5 計算のためのモデル化

a) 線源条件

入射角 θ_0 で, 3 cm の単色光子ビームが平板に入射するものとする。

b) 幾何形状

遮蔽形状は AL の無限平板とする。

14.6 実験と計算の規格化

散乱 photon energy spectrum は photons/MeV/incident photon/sr で, dose albedo は Sr^{-1} で規格化する。

(コメント: 原著者)

実験値の誤差は次の通りである。

測定値の誤差, レスポンス関数の誤差, Unfolding および単色エネルギーの photon に対する Albedo を導く際に入ってくる誤差を考慮すると, 統計誤差として dose albedo の場合で $\pm 18\%$, 散乱 photon energy spectrum の場合で $\pm 28\%$ 程度である。

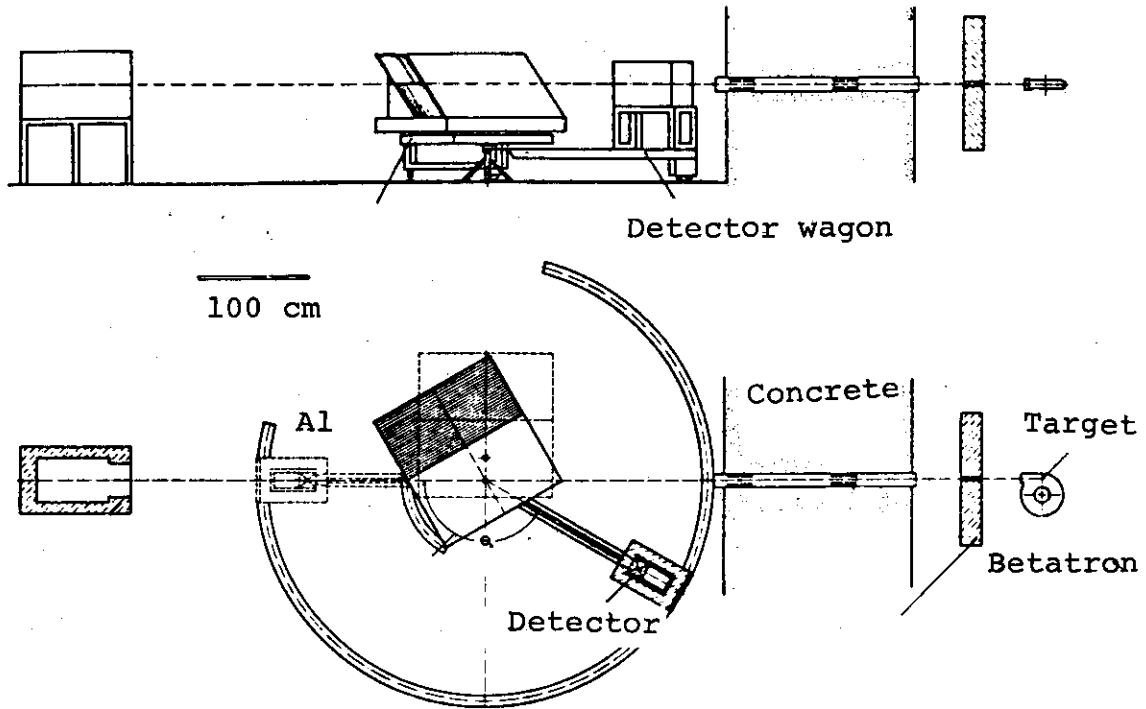


Fig.14.1 Experimental arrangement

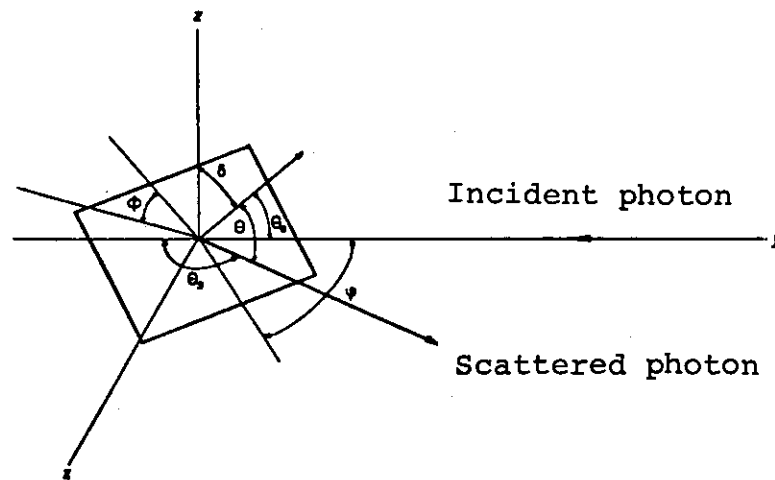


Fig.14.4 Definition of θ , θ_0 , and ϕ

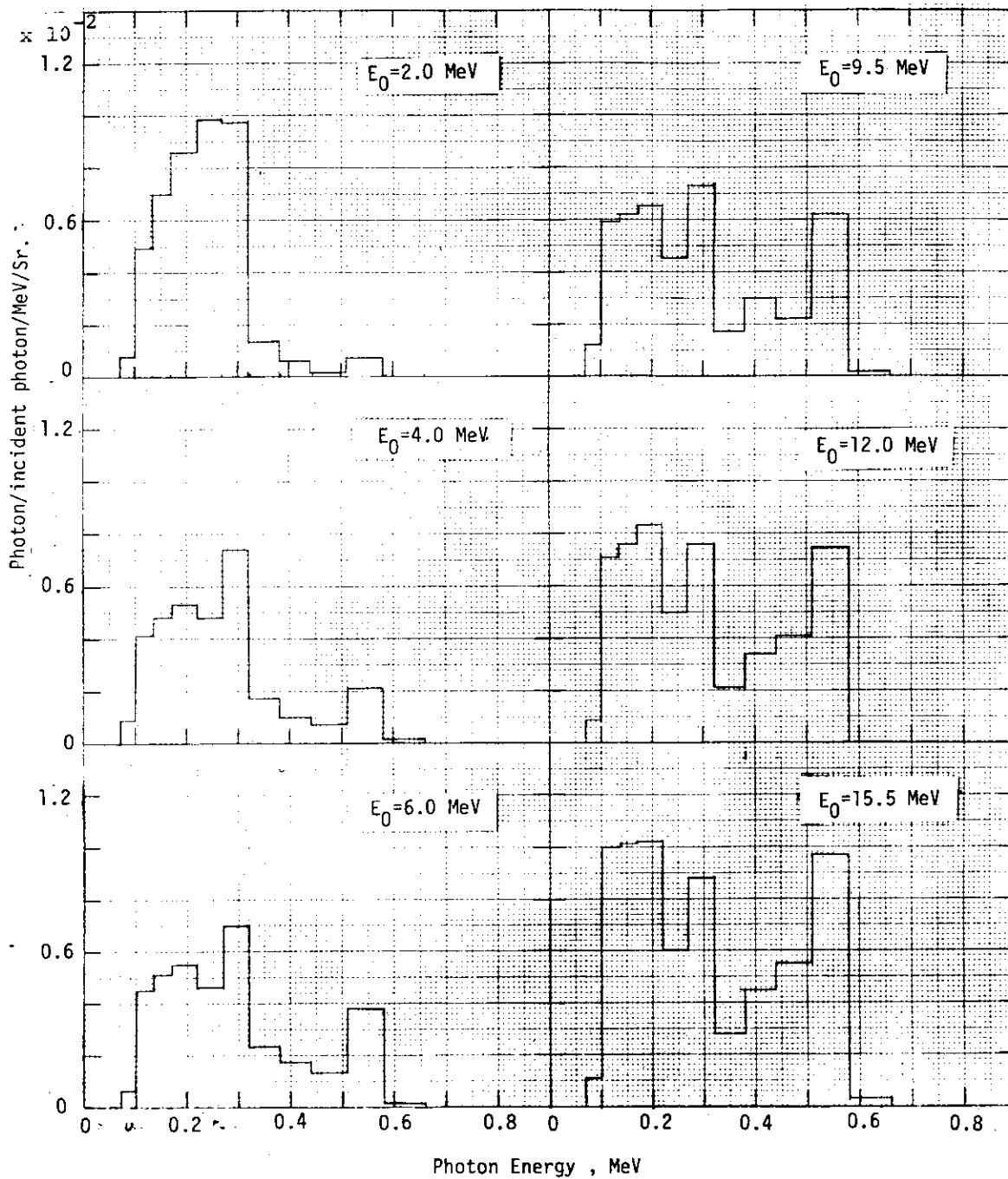


Fig.14.2 Scattered photon energy spectra for incident photons from 2.0 MeV to 15.5 MeV

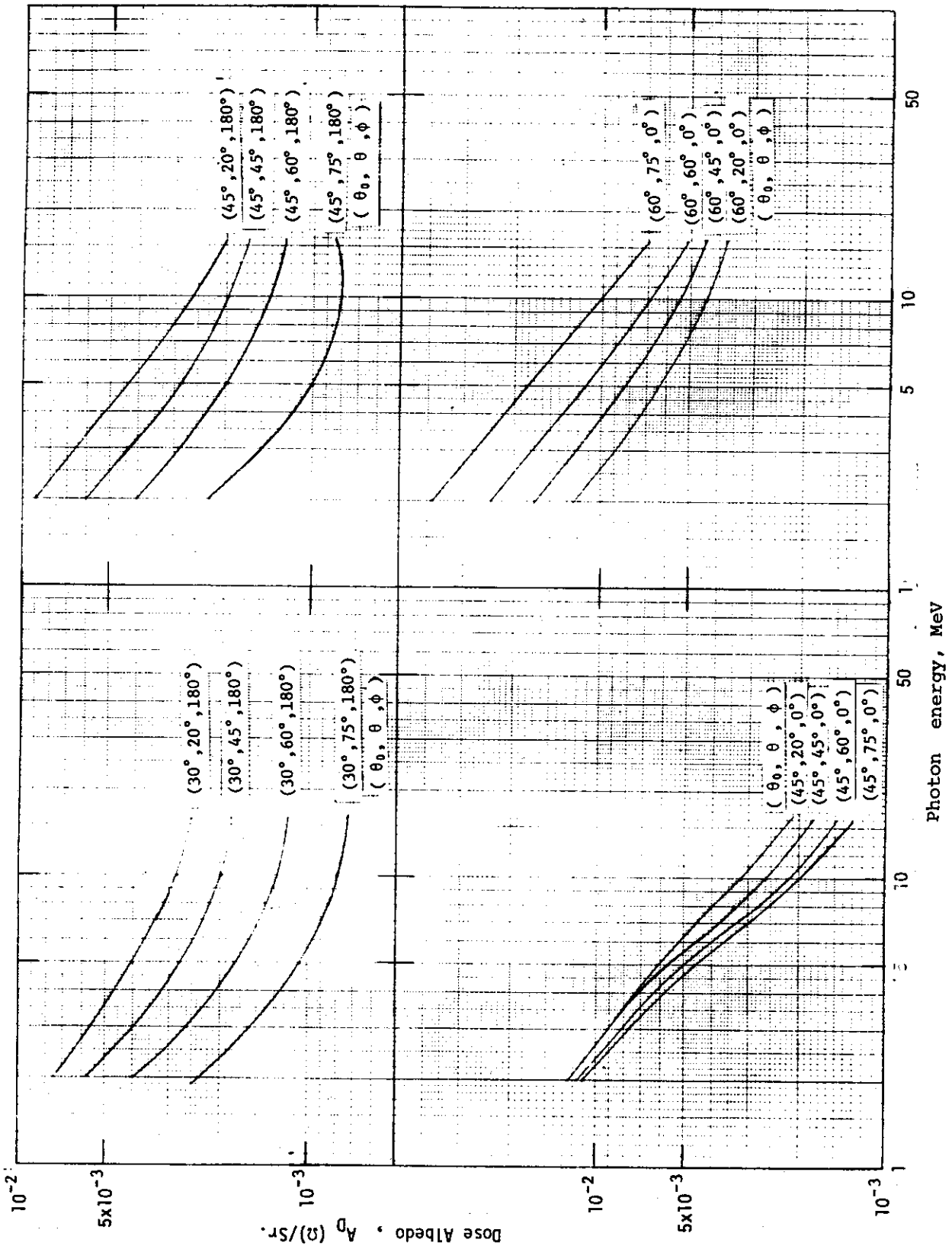


Fig.14.3 Differential dose albedo for mono-energetic photons from 2 MeV to 17 MeV