JAERI-M
7843

遮蔽ベンチマーク問題

1978年9月

田中　俊一・笹本　宣雄・岡　芳明[*1]・川合　将義[*2]
中沢　正治[*1]・中村　尚司[*3]・播磨　良子[*4]・平山　英夫[*5]
古田　悠・三浦　俊正[*6]・山路　昭雄[*7]・山野　直樹[*8]
横堀　仁[*9]・兵藤　知典[*10]

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

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.

JAERI－M 7843

遮蔽ベンチマーク問題

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]，川合将義[*2]，
中沢正治[*1]，中村尚司[*3]，播磨良子[*4]，平山英夫[*5]，
古田　悠，三浦俊正[*6]，山路昭雄[*7]，山野直樹[*8]，
横堀　仁[*9]，兵藤知典[*10]

（1978年8月9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作成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 輸送計算コードと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，中性子およびガンマ線の各種線源に対する21種類のベンチマーク問題が集録されている。

*1　東京大学工学部原子力研究施設
*2　日本原子力事業（株）
*3　東京大学原子核研究所
*4　東京工業大学
*5　高エネルギ物理学研究所
*6　船舶技術研究所
*7　原子力船開発事業所
*8　住友原子力工業（株）
*9　三菱原子力工業（株）
*10　京都大学

JAERI-M 7843

Shielding Benchmark Problems

Shun-ichi TANAKA, Nobuo SASAMOTO, Yoshiaki OKA,[*1] Masayoshi KAWAI,[*2]
Masaharu NAKAZAWA,[*1] Takashi NAKAMURA,[*3] Yoshiko HARIMA,[*4]
Hideo HIRAYAMA,[*5] Yutaka FURUTA, Toshimasa MIURA,[*6] Akio YAMAJI,[*7]
Naoki YAMANO,[*8] Hitoshi YOKOBORI,[*9] Tomonori HYODO[*10]

Division of Reactor Engineering,
Tokai Research Establishment, JAERI
(Received August 9, 1978)

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

Twenty-one kinds of shielding benchmark problems are presented for evaluating the calculational algorithm and the accuracy of computer codes based on the discrete ordinates method and the Monte Carlo method and for evaluating the nuclear data used in the codes.

Keywords : Shielding Benchmark Problems, Neutrons, Gamma Rays, Computer Codes, Algorithm, Accuracy, Nuclear Data

---

*1 Nuclear Engineering Research Laboratory, University of Tokyo
*2 Nippon Atomic Industry Group Co., Ltd.
*3 Institute for Nuclear Study, University of Tokyo
*4 Tokyo Institute of Technology
*5 National Laboratory for High Energy Physics
*6 Ship Research Institute
*7 Japan Nuclear Ship Development Agency
*8 Sumitomo Atomic Energy Ltd.
*9 Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.
*10 Kyoto University

目　　次

はじめに …… 1

Shielding Benchmark Problems

1. 水および黒鉛中の速中性子スペクトル …… 5
2. BSR－I 水遮蔽体中の速中性子スペクトル …… 11
3. 水の中の速中性子スペクトル …… 17
4. 窒素，酸素，炭素，および鉛の厚い試験片を透過した非衝突中性子スペクトル …… 24
5. 鉄－水体系中の核分裂中性子の減衰 …… 32
6. 平板状のウランコンバータを線源とした時の鉄体系中の中性子スペクトル …… 39
7. 中心に光中性子源を有する黒鉛体系内の中性子スペクトル …… 47
8. 中心に光中性子源を有するパラフィン体系内の速中性子スペクトル …… 58
9. 中心に光中性子源を有する鉄体系内の角度依存中性子スペクトル …… 63
10. 中心に光中性子源を有する劣化ウラン体系内の角度依存中性子スペクトル …… 70
11. 中心に ^{252}Cf中性子源を持った鉄球からの漏洩中性子スペクトル …… 75
12. 中心にAm－Be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 …… 86
13. 中心に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 …… 94
14. 14 MeV中性子源を線源とした液体空気中の中性子スペクトル …… 123
15. コリメートされた核分裂中性子が鉄およびステンレススチール遮蔽体に入射した時の遮蔽体内外での中性子分布 …… 136
16. コリメートされた核分裂中性子がナトリウム遮蔽体に入射した時の遮蔽体内外での中性子分布 …… 163
17. 鉄，鉛およびコンクリート中でのガンマ線の減衰 …… 175
18. Al－Pb多重層を透過したガンマ線の照射線量ビルドアップ係数 …… 188
19. 水，鉄および鉛透過のガンマ線スペクトル …… 191
20. 鉄およびコンクリートを透過した時のガンマ線の角度依存スペクトル …… 197
21. オートハーン号の一次遮蔽タンク内の中性子の減衰 …… 208

Contents

Introduction 1

SHIELDING BENCHMARK PROBLEMS

1. Fast Neutron Spectra in Water and Graphite 5
2. Fast Neutron Spectra in Water Shield for BSR-I Reactor 11
3. Fast Neutron Penetration Spectra for Water 17
4. Spectra of Uncollided Fission Neutrons Transmitted through Thick Samples of Nitrogen, Oxygen, Carbon, and Lead 24
5. Attenuation of Fission Neutron in Iron-Water Configuration ... 32
6. Neutron Spectra in Iron from a Plane Fission Source 39
7. Neutron Spectrum from a Fission Source in Graphite 47
8. Fast Neutron Penetration from a Fission Source in Paraffin ... 48
9. Angular Neutron Spectra from a Photoneutron Source in Iron Sphere 63
10. Angular Neutron Spectra from a Photoneutron Source in Depleted Uranium Sphere 70
11. Leakage Neutron Spectra from Iron Sphere with a ^{252}Cf Source in the Center 75
12. Leakage Neutron Spectra from Sphere of Some Materials with an Am-Be Source in the Center 86
13. Leakage Neutron Spectra from Sphere of Some Materials Bombarded with 14 MeV Neutrons 94
14. Neutron Spectra Originating from a 14 MeV Neutron Source in Liquid Air 123
15. Neutron Transport in Iron and Stainless Steel from Collimated Fission Neutron Source 136
16. Neutron Transport in Sodium from Collimated Fission Neutron Source 163
17. Gamma-ray Attenuation in Iron, Lead, and Concrete 175
18. Dose Build-Up Factors for Gamma Rays Penetrating Multi-Layered Slabs 188
19. Gamma-ray Spectra through Water, Iron, and Lead 191
20. Gamma-ray Angular Spectra Penetrating Iron and Concrete Shields 197
21. Neutron Attenuation in Primary Shield Tank of OTTO HARN 208

はじめに

原子炉をはじめ，各種の原子力施設，あるいは加速器等の増加につれ，ガンマ線や中性子に対する遮蔽設計は近年ますます重要になりつつある。これはＡＬＡＰの考えが環境に対する放射線対策の面で，厳しく適用されるようになり，これに伴い，これまでと比べ信頼度の高い遮蔽設計が必要になったことが原因の１つである。これと同時に原子炉構造材の放射線損傷を評価するための照射中性子束の推定，あるいは遮蔽材，構造材中での放射線加熱の推定，さらには構造材，各種機器の放射化とその対策などが遮蔽設計の重要課題として認識されてきたことも帰因している。この傾向は核融合炉では極めて顕著であり，核融合炉における遮蔽設計手法の確立は重要な研究テーマの１つとなっている。

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設計法に加えて，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がある。また，遮蔽体中でのガンマ線や中性子のエネルギスペクトルから，遮蔽設計で必要な物理量がすべて求められることから，今後はますます遮蔽設計の中心的な手段として利用されることが予想されている。

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伴い，コード自体が非常に複雑になり計算精度は計算コードの使用条件例えばＳｎ コードにおけるＳｎ 分点，P_ℓ の次数，空間メッシュ，エネルギメッシュのとり方によって大きく左右されるという厄介な問題がある。したがって，実際にこれらの計算コードを用いて遮蔽設計を行うにあたっては適当な遮蔽実験，あるいは遮蔽計算問題の解析を通して，適切な計算条件を選択したり，計算結果の精度を評価することが必須である。また，同時に計算精度に大きな影響を及ぼすものとして，計算コードで使用される核定数の評価も重要である。実際に計算コードで使用されるのは群定数化された核定数であるから，いわゆる群定数の精度評価が必要である。

遮蔽ベンチマーク問題は，これらの目的に供されるものであり，遮蔽ベンチマーク問題の目的をさらに具体的に分類すると以下のようになる。

a　核定数の評価と検討
- ENDF／Bファイルで代表される中性子断面積の評価
- 二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を全体的に評価する。

遮蔽ベンチマーク問題の考え方は，1960年代後半には明確に意識されるようになり，米国ではこの考え方に基づく遮蔽ベンチマーク実験が始まり，1970年には米国原子力学会（ANS）のANS−6 Standard Committee の"Benchmark Problem Group" において，4種類の遮蔽ベンチマーク問題がまとめられた（ORNL RSIC−25）。これは1970年と1974年にSupplement が出され，これまで全部で7種類のベンチマーク問題が提案されている。

我国では，1977年4月から日本原子力学会「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の手によって遮蔽ベンチマーク問題の作成作業が進められている。本報告書は，そこで作成された遮蔽ベンチマーク問題を，以下に述べる考え方に基づいてまとめたものである。

a　遮蔽ベンチマーク問題の目的，および遮蔽計算コードの現状から見て，遮蔽ベンチマーク問題は実験結果を基本として作成する。

ANSのベンチマーク問題は，遮蔽計算コードによる計算結果をもとに作成されたものが含まれているが，現在利用されている discrete ordinates 輸送計算コードやモンテカルロ計算コードによってa priori に正解が得られることを期待するのは困難であり，このことは遮蔽ベンチマーク問題の目的にも合致しないと考える。

b　遮蔽ベンチマーク問題の目的は多様であり，ある限られたベンチマーク問題でこれを満足することは難しい。また，遮蔽設計で対象とする線源条件，遮蔽形状や組成は極めて複雑，多様であり，一般性のある妥当な結論を得るためには，ベンチマーク問題の系統的な解析が必要である。

このため，できるだけ多くの遮蔽実験を評価検討し，できるだけ多数のベンチマーク問題を作成する。

c　遮蔽ベンチマーク問題は，遮蔽計算コードによる解析を通して，はじめてその目的が達成される。したがって，ベンチマーク問題の基礎となる遮蔽実験の最低必要条件は計算コードによる解析に必要な条件であり，それは i)形状，組成およびエネルギ，角度，空間の関数としての線源強度，ii)線源および遮蔽体の形状と配置，iii)測定値の物理量，単位，および線源強度との関係が明白であることである。今回の作業では，各種のジャーナルや遮蔽国際会議等の発表論文の中から約40の遮蔽実験に関する研究論文を抽出し，上記の条件について検討し，21種類の遮蔽ベンチマーク問題を作成した。

d　上記の必要条件に加えて，解析の際，各種計算コードの制約から実験体系のモデル化により計算結果が大きく影響される場合がある。そこで，我々自身が行うモデル化によって，原論文の実験の主旨を損うことなくベンチマーク問題化できるものに限り採用された。

e　遮蔽ベンチマーク問題の作成にあたって，問題の理解，あるいは解析に役立つ情報は，コメントとしてできるだけ付記することとし，この場合，ベンチマーク問題の基礎となった論文に記述されているもの（コメント：原著者）とベンチマーク問題作成者のそれ（コメント：担当者）を区別する。

今回の作業でまとめられた，遮蔽ベンチマーク問題は比較的形状の簡単なものが多い。遮蔽設計で最も難しいとされている複雑不規則形状遮蔽体等を対象としたベンチマーク問題，ガン

マ線や中性子による放射線発熱，あるいは放射線損傷を評価するためのベンチマーク問題，それに高エネルギー加速器の遮蔽設計に必要なベンチマーク問題等を加えることが，今後の課題である。

なお，ここで提案された遮蔽ベンチマーク問題は，その基礎となった実験の精度，あるいはベンチマーク問題の一般的目的に対し，どの程度有効な実験であるかといった，いわゆる遮蔽ベンチマーク問題の質についての検討はほとんどなされていない。これは，遮蔽ベンチマーク問題の質の評価は，複数の同種の問題を系統的に解析，検討することによって明らかになる面があり，これをa priori に評価することは難しいという判断による。したがって，遮蔽ベンチマーク問題は，それがベンチマーク問題として利用されることによって推敲されることも必要である。

なお，最後につけ加えるならば，遮蔽ベンチマーク問題は，計算コードの計算精度を評価するためにのみ利用されがちであるが，もう1つの重要なこととして，計算コードの問題，あるいは限界を究明し，計算コードの改良，または新たな計算コードの開発への踏み台としての役割も持っていることも忘れてはならない。

SHIELDING BENCHMARK PROBLEMS

1. 水および黒鉛中の速中性子スペクトル

1. Fast Neutron Spectra in Water and Graphite

(Reference)

1) Harris L. Jr., Sherwood G. and King J.S.: "Fast Neutron Spectra in Water and Graphite", Nucl. Sci. Eng., 26, 571-573 (1966)

(Summary)

a)	Experimental type	: Slab Transmission
b)	Source	: University of Michigan Ford Nuclear Reactor
c)	Material	: Water, Graphite
d)	Geometry	: Slab or Sphere (one-dimension)
e)	Instrument	: Solid State Proton Recoil Telescope
f)	Quantity measured	: Fast Neutron Angular Spectrum

1.1 実験配置

Michigan Ford 原子炉を線源とし，炉心および遮蔽体に垂直方向の速中性子角度スペクトルを測定したもので全体の実験配置を Fig.1.1 に示す。

1.2 測定方法と測定器

Solid state proton-recoil telescope で 2～12 MeV のエネルギ範囲で 0° 方向の速中性子スペクトルを測定。 Fig. 1.1 に proton-recoil telescope を示す。コリメータの実質的な組成は H_2O で，コリメータの光学的な見込み角は 8.7×10^{-4} ステラジアンである。また，反跳陽子ラジエータとして用いられているポリエチレンの直径は 2 cm ϕ ，厚さは 2.0～6.0 MeV の中性子の測定では 1.25 mg/cm^2，6.0 MeV 以上では 2.95 mg/cm^2 が用いられた。

1.3 測定結果

Fig. 1.2 の水遮蔽体の場合，Fig. 1.3 は黒鉛遮蔽体の場合の透過中性子スペクトルの測定

結果である。図中の距離は，水遮蔽体については炉心表面からの距離を表わし，黒鉛遮蔽体については炉心表面と遮蔽体の間に10cmのbuffer regionがあるため，このbuffer regionの表面からの距離を表わしている。

1.4 計算のためのモデル化

a．線源条件

線源は半径29cmの球で近似し，核分裂スペクトルを有する線源が，ORNL BSR-I炉心と同様，半径方向についてFig.2.2に示した強度分布をしているとする。線源強度の絶対値は0cmでの0°方向のangular spectrumの測定値に一致するよう規格化する。

b．遮蔽形状

Fig.1.4，Fig.1.5は水遮蔽体および黒鉛遮蔽体の遮蔽形状のモデルである。

水遮蔽体は炉心（H_2O：58v/o，Al：42v/o）と水遮蔽体（H_2O：100v/o）の2層から成る。

黒鉛遮蔽体は炉心，および10cmのbuffer region（H_2O：24.7v/o，Al：6.4v/o，C：68.9v/o）と黒鉛遮蔽体（Al：6.3v/o，C：93.7v/o）および水遮蔽体から成る。

c．物質の組成

領域の番号はFig.1.4，Fig.1.5に示してある。

領域（No.）	核種	原子密度（atoms/cm^3）
炉心 ①	H	3.88×10^{22}
	O	1.94×10^{22}
水遮蔽体 ②	Al	2.52×10^{22}
	H	6.69×10^{22}
	O	3.34×10^{22}
Buffer region ③	H	1.65×10^{22}
	O	8.26×10^{21}
	Al	3.84×10^{21}
	C	7.87×10^{22}
黒鉛遮蔽体 ④	Al	3.78×10^{21}
	C	1.06×10^{23}

1.5 測定値と計算値の規格化

0°方向でのangular flux（n/cm^2・MeV・sr）で比較する。また，絶対値は0cmのangular fluxの測定値で規格化する。

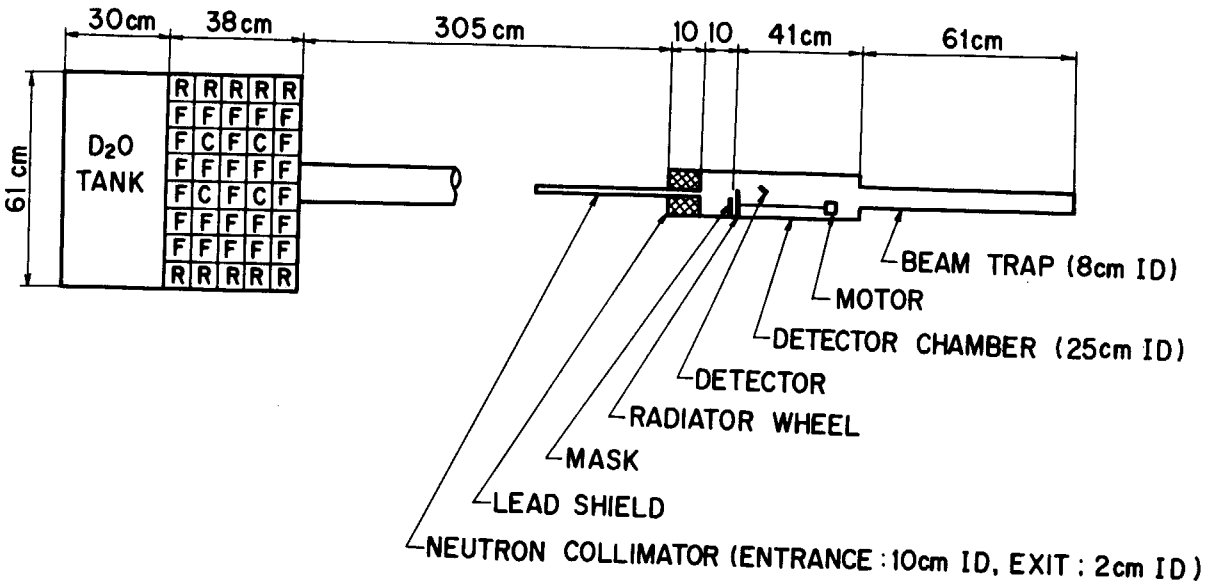


Fig. 1.1 Schematic experimental layout

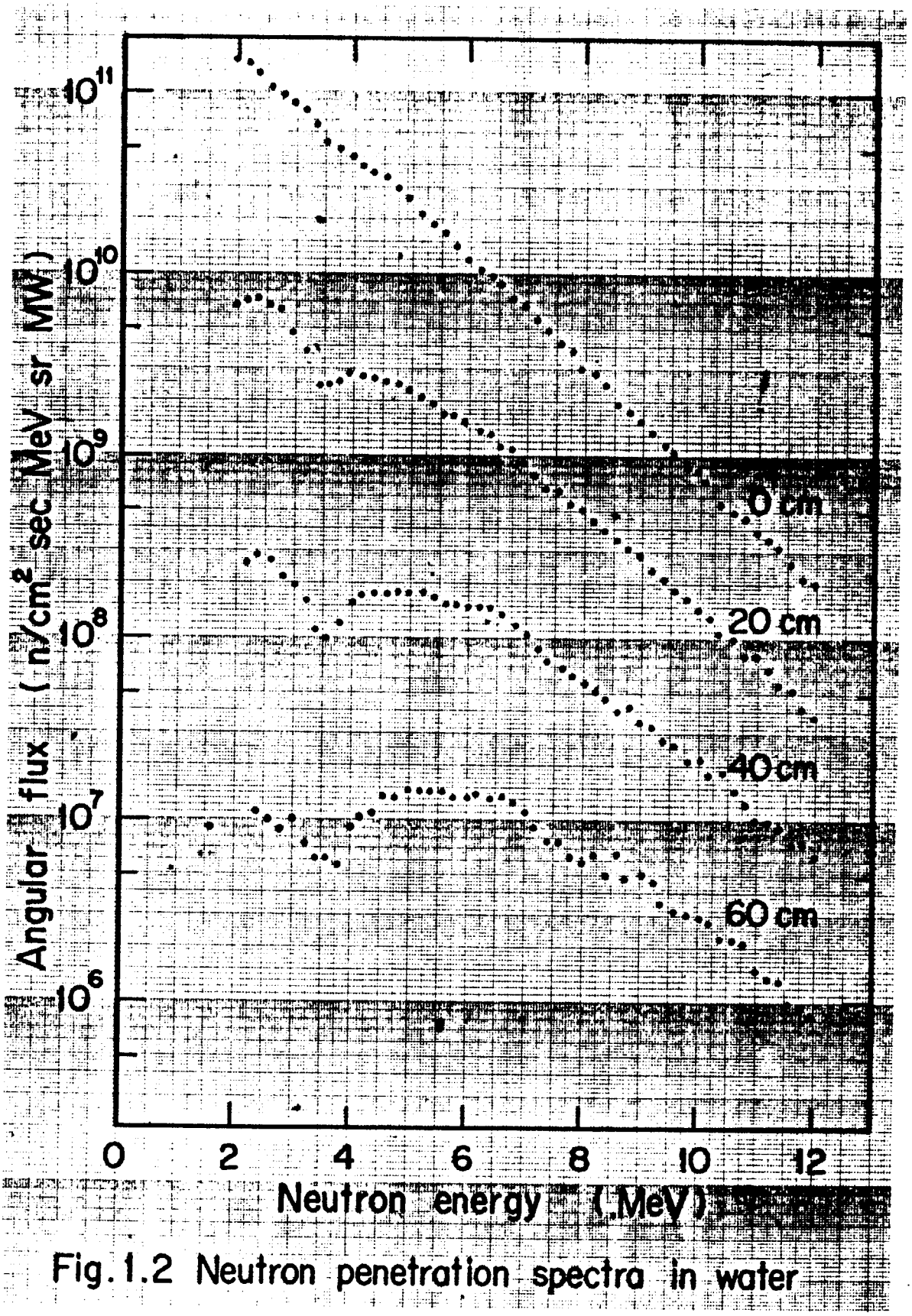


Fig. 1.2 Neutron penetration spectra in water

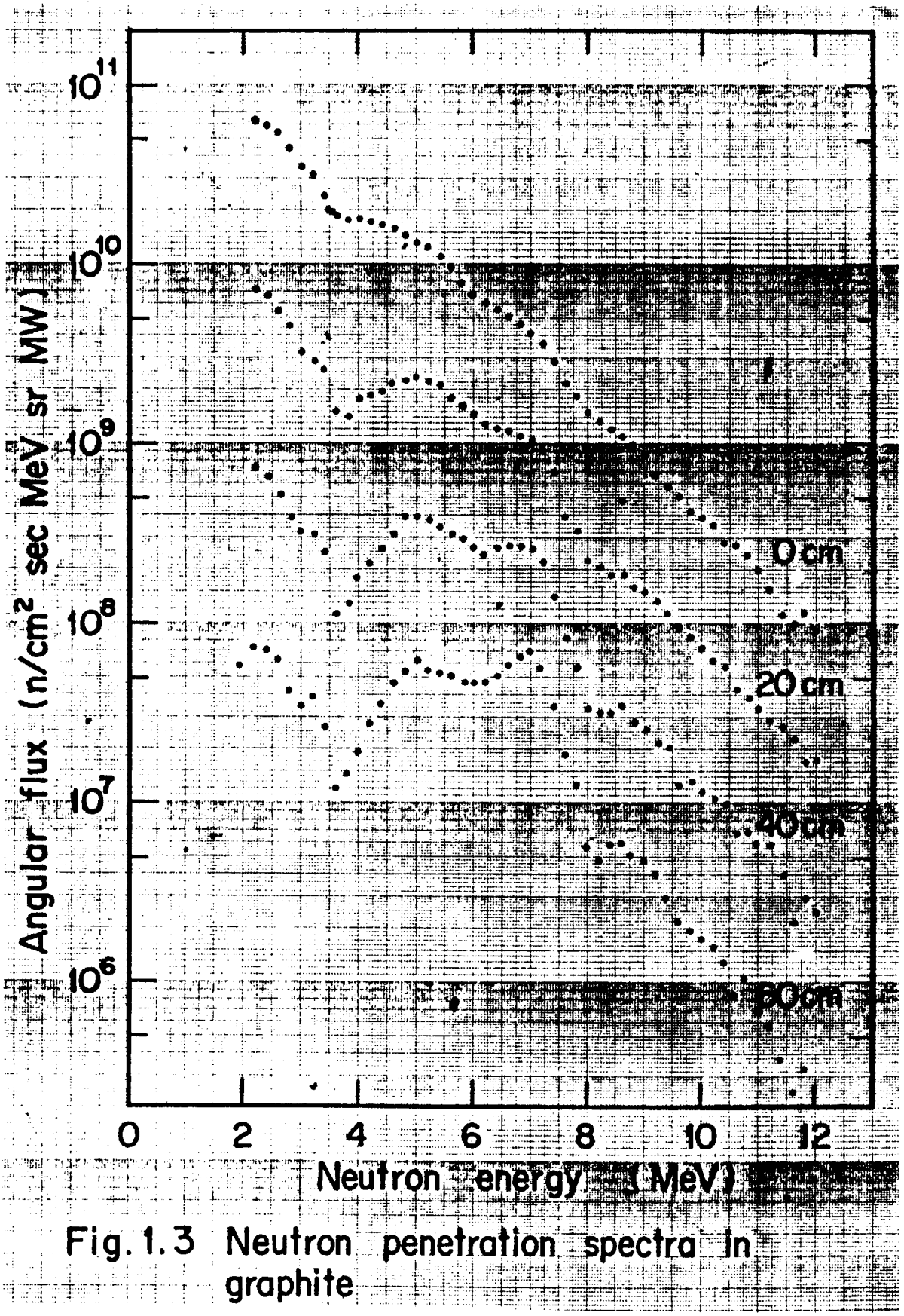
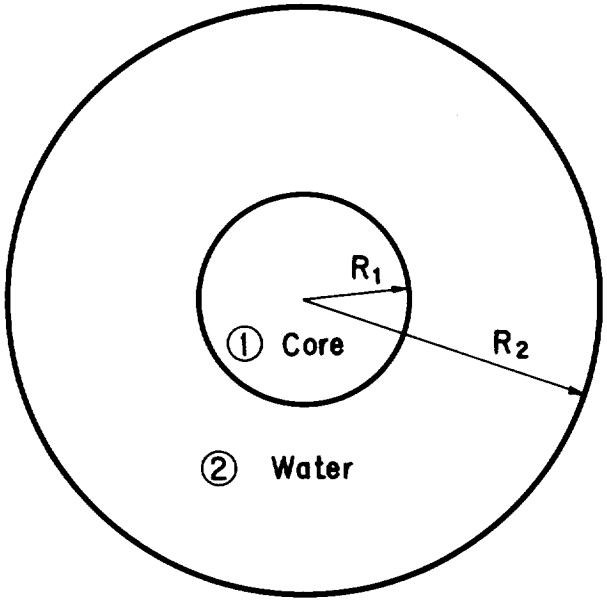
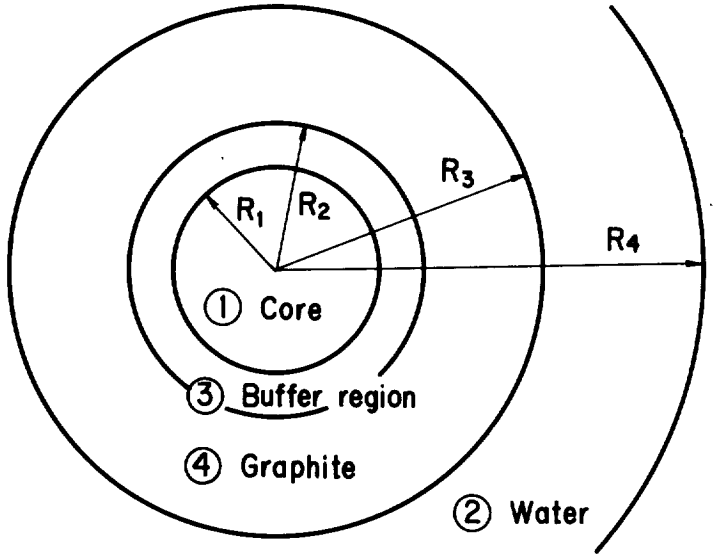


Fig. 1.3 Neutron penetration spectra in graphite



① Core R_1 = 29 cm
② Water R_2 = 150cm

Fig. 1.4 Calculational model for water shield



① Core R_1 = 29 cm
③ Buffer region R_2 = 39 cm
④ Graphite R_3 = 59, 79, 99 cm
② Water R_4 = 150cm

Fig. 1.5 Calculational model for graphite water shield

2. BSR-I遮蔽体中の速中性子スペクトル

2. Fast Neutron Spectra in Water Shield for BSR-I Reactor

(Reference)

1) Verbinski V.V., Bokhari M.S., Courtney J.C. and Whilesides G.E.: "Measurements and Calculations of the Spectral and Spatial Details of the Fast Neutron Flux in Water Shield", Nucl. Sci. Eng., 27, 283-298 (1967)

(Summary)

a) Experimental type : Penetration
b) Source : ORNL BSR-I Reactor
c) Material : Water
d) Geometry : Sphere (one-dimension)
e) Instrument : Li-6 Sandwich Detector, Threshold Detector
f) Quantity measured : Angular Neutron Spectrum

2.1 実験配置

全体の実験配置をFig. 2.1に示す。実験に使用した，BSR-I（Bulk Shielding Reactor I）原子炉の炉心は38×38×60Hcm 直方体形状を有し，その周囲はすべて軽水で満たされている。

2.2 測定方法と測定器

炉心の中心軸上に沿って，炉心表面からの透過距離，および角度θの関数として，約0.82 MeVから11.45 MeVの範囲の角度依存速中性子スペクトルが測定された。

速中性子スペクトルの測定はshielded diode spectrometer（Li サンドイッチスペクトルメータ）が用いられた。

2.3 線　源

実験中の原子炉出力は，2つの硫黄ペレット（^{32}S (n, p) ^{32}P反応を利用）でモニタされた。硫黄ペレットのモニタの誤差は2%以内である。

原子炉出力の絶対値はReference 1)のAppendix Aに述べてある方法で求められ，硫黄ペレットモニタの測定値と原子炉出力の絶対値が関係づけられた。この方法で求められた原子炉出力の誤差は約5%である。

原子炉炉心内の出力分布（中性子強度分布）はCu ワイヤ（$^{63}Cu(n,\gamma)^{64}Cu$反応を利用）と^{235}U 箔を用いて測定され，この結果は，Fig. 2.2に示すように，炉心を球で近似した時の半径方向分布として表わされた。

2.4 測定結果

原子炉中心軸上に沿って得られた角度依存のangular flux をTable 2.1にまとめて示す。

2.5 計算のためのモデル化

a. 線源条件

直方体の炉心は，半径26cm の球として近似する。また，線源の強度は^{235}U 核分裂スペクトル中性子が，Fig. 2.2 のように半径方向に沿って分布しているものとする。

b. 遮蔽形状

炉心および水遮蔽体を含めて，Fig. 2.3のように一次元球体系として近似する。

c. 物質の組成

領域の番号は，Fig. 2.3に示してある。

領域（No.）	核種	原子密度（atoms/cm^3）
炉心 ①	H	3.8909×10^{22}
	O	1.9454×10^{22}
	Al	2.4995×10^{22}
	^{235}U	2.5565×10^{19}
	^{238}U	6.8261×10^{18}
水遮蔽体②	H	6.6085×10^{22}
	O	3.3343×10^{22}

2.6 実験値と計算値の規格化

原子炉炉心領域での単位出力（1 Watt）あたりのangular flux （n／cm^2・MeV・sec・sr・W）で比較する。

Table 2.1 Spectral intensity of neutron angular flux along the center line of the reactor midplane

Energy (MeV)	Intensity [n/(cm^2·MeV·sec·sr·W)]											
	At 0°						At 41°		At 52°			
	0cm	10cm	20cm	30cm	40cm	50cm	20cm	40cm	10cm	20cm	30cm	40cm
0.82	2.70+5 a)											
0.95	2.85+5	7.75+4	1.45+4		2.80+2	4.60+1						
1.00		6.50+4							1.48+4		5.59+2	
1.05	2.80+5		1.05+4	1.78+3	2.75+2	4.20+1						
1.15	2.62+5	5.10+4	7.50+3		2.60+2	4.85+1			1.60+4		5.00+2	1.30+2
1.25	2.40+5	4.25+4	7.30+3	1.02+3	2.35+2	4.65+1			1.55+4	5.00+3	3.30+2	1.20+2
1.35	2.10+5	3.30+4	7.00+3	8.60+2	2.25+2	4.95+1	3.00+3	7.80+1	1.42+4	4.15+3	3.30+2	1.08+2
1.45	1.85+5	3.50+4	5.30+3	7.80+2		3.95+1	2.30+3	6.60+1	1.22+4	2.95+3	2.80+2	8.40+1
1.55	1.75+5	3.55+4	4.95+3	6.95+2	1.45+2	3.60+1	2.05+3	6.01+1				
1.65	1.70+5	3.40+4	4.45+3	6.80+2	1.10+2	3.05+1	2.10+3	6.25+1	1.20+4	2.22+3	2.70+2	6.70+1
1.75	1.73+5	3.50+4	4.90+3	6.20+2	9.20+1	3.35+1	1.90+3	5.40+1	1.18+4	1.75+3	2.70+3	6.50+1
1.85	1.70+5	3.50+4	5.02+3		1.05+2	3.70+1	1.81+3	5.95+1	1.17+4	1.70+3	2.80+2	5.50+1
1.95	1.80+5	3.75+4	6.00+3	7.95+2	1.50+2	3.70+1	1.75+3	6.40+1	1.14+4	1.65+3	2.70+2	5.60+1
2.05	1.80+5	3.50+4	6.35+3	7.40+2	1.23+2	4.00+1	1.68+3	7.00+1				
2.15	1.75+5	4.35+4	6.35+3	8.50+2	1.72+2	4.20+1	1.70+3	6.50+1	1.15+4	1.68+3	2.75+2	5.45+1
2.25	1.70+5	4.10+4	6.95+3	7.80+2	2.15+2	3.10+1	1.87+3	6.65+1	1.22+4	1.52+3	2.45+2	5.55+1
2.35	1.70+5	4.10+4	7.10+3	9.15+2	2.20+2	3.65+1	1.86+3	7.00+1	1.18+4	1.58+3	2.60+2	5.50+1
2.45	1.65+5	4.05+4		1.02+3		4.45+1	1.80+3	6.72+1	1.19+4	1.58+3	2.70+2	4.50+1
2.55	1.57+5	4.20+4	7.80+3	1.00+3	2.30+2	4.75+1	1.72+3	6.70+1	1.20+4	1.42+3		4.55+1
2.65	1.65+5	4.25+4	8.30+3	1.20+3	1.95+2	5.20+1	1.79+3	6.60+1	1.14+4	1.47+3	2.65+2	5.00+1
2.75	1.55+5	4.15+4	7.70+3	1.24+3	2.35+2	6.00+1	1.70+3	7.00+1	1.10+4	1.37+3	2.35+2	4.80+1
2.85	1.50+5	4.30+4	7.75+3	1.30+3	2.65+2	5.50+1	1.62+3	5.80+1	1.05+4	1.31+3	2.30+2	4.45+1
2.95	1.45+5	4.00+4	7.80+3	1.35+3	1.58+2	5.60+1	1.50+3	5.80+1	9.70+3	1.33+3	2.25+2	4.45+1
3.05	1.30+5	3.90+4	6.60+3	1.32+3	2.05+2	4.40+1	1.55+3	5.60+1	9.50+3	1.35+3	2.10+2	
3.17	1.17+5	3.35+4	7.00+3	1.50+3	1.65+2	4.80+1	1.32+3	5.20+1	8.30+3	1.10+3	1.68+2	3.60+1
3.30	1.10+5	3.25+4	6.55+3	1.25+3	1.88+2	4.75+1	1.38+3	4.65+1	7.60+3	9.30+2	1.58+2	2.95+1
3.42	1.03+5	2.90+4	6.40+3	9.90+2	2.35+2	4.00+1	1.06+3	4.00+1	7.30+3	9.20+2	1.55+2	3.80+1
3.50	9.20+4	2.75+4	5.57+3		1.75+2	3.25+1	9.30+2	4.70+1	6.60+3	7.90+2	1.50+2	2.95+1
3.65	8.70+4	2.40+4	5.30+3	9.60+2	2.72+2		7.40+2	3.83+1	6.00+3	7.75+2	1.23+2	2.70+1
3.72	7.80+4	2.20+4	4.10+3	7.25+2	1.30+2	3.15+1	7.30+2	3.20+1	5.60+3	7.95+2	1.20+2	
3.85	6.70+4	2.10+4	4.25+3	7.25+2	9.20+1		8.60+2	2.98+1	6.30+3	7.00+2	9.80+1	2.90+1
3.92	6.50+4	2.10+4	4.40+3	7.50+2	1.38+2	2.90+1	7.62+2	3.42+1	4.65+3	6.50+2		2.50+1
4.00	6.00+4	1.75+4	3.95+3	6.00+2	9.70+1		6.80+2	2.75+1	4.50+3	5.50+2	1.13+2	2.30+1
4.10	5.60+4	1.65+4	3.35+3		1.15+2	3.50+1	7.42+2	3.20+1	3.70+3	6.35+2	1.20+2	2.10+1
4.20	5.55+4	1.55+4	2.70+3	7.60+2	1.55+2		7.00+2	2.74+1	4.50+3	5.45+2	9.20+1	1.50+1
4.32	5.20+4	1.60+4	3.15+3	6.00+2	1.33+2	2.25+1	6.55+2	2.42+1	3.90+3	5.45+2	9.05+1	
4.42	5.60+4		3.50+3	7.20+2	1.58+2				3.75+3	4.75+2	8.25+1	1.35+1

Table 2.1 (continued)

4.50	5.30+4	1.52+4				2.40+1	7.00+2	2.75+1				
4.75	4.40+4	1.50+4	3.60+3	8.40+2	1.60+2	3.90+1	6.60+2	2.49+1	3.60+3	4.00+2	6.95+1	2.15+1
5.05	4.05+4	1.50+4	3.65+3	7.90+2	1.65+2	4.90+1	5.62+2	2.20+1	3.15+3	3.90+2	7.00+1	1.38+1
5.40	3.50+4	1.35+4	3.75+3	7.90+2	2.45+2	5.45+1	5.20+2	2.10+1	3.00+3	3.00+2	5.45+1	1.35+1
5.75	2.45+4	1.08+4	3.10+3	7.70+2	1.95+2	5.90+1	3.85+2	2.08+1	2.42+3	2.45+2	4.15+1	9.00+0
6.30	1.97+4	8.50+3	2.45+3	7.00+2	1.70+2	5.35+1	3.30+2	1.02+1	1.67+3	2.05+2	2.70+1	6.90+0
6.85	1.45+4	6.20+3	2.05+3	6.55+2	1.48+2	5.45+1	3.55+2	7.90+0	1.20+3	1.45+2	2.20+1	4.85+0
7.30	1.00+4	4.45+3	1.55+3	4.90+2	1.50+2	3.90+1	2.30+2	5.60+0	7.50+2	9.00+1	1.32+1	3.60+0
7.85	6.85+3	3.55+3	8.20+2	3.75+2	1.26+2	3.40+1	2.00+2	3.95+0	5.50+2	5.60+1	9.00+0	2.95+0
8.35	4.65+3	1.60+3	8.15+2	2.65+2	6.30+1	2.35+1	1.35+2	2.75+0	3.10+2	4.10+1	7.20+0	1.70+0
8.85	4.00+3		6.20+2	2.45+2	6.00+1	2.40+1	6.20+1	2.85+0	3.95+2	3.45+1	6.65+0	1.59+0
9.40	2.20+3	1.20+3	5.50+2	1.87+2	4.60+1	1.62+1	6.78+1	1.25+0	2.75+2	3.15+1	3.50+0	1.17+0
9.90	1.70+3	7.40+2	3.85+2	1.08+2	3.90+1	1.50+1	2.50+1	8.70-1	1.97+2	7.75+0	2.22+0	8.80-1
10.45	1.15+3	2.75+2	1.57+2	7.00+1	2.40+1	1.37+1	1.30+1	1.45+0	1.32+2	8.03+0	7.90-1	1.78-1
10.95	8.50+2	2.85+2		5.40+1	1.73+1	7.00+0	2.60+1	1.03+0	1.03+2	1.55+0		
11.45	3.95+2	1.65+2	9.50+1		1.35+1	2.25+0	8.00+1	8.00-1	6.20+1		1.22-2	5.25-2

a) read as 2.70×10^{5}

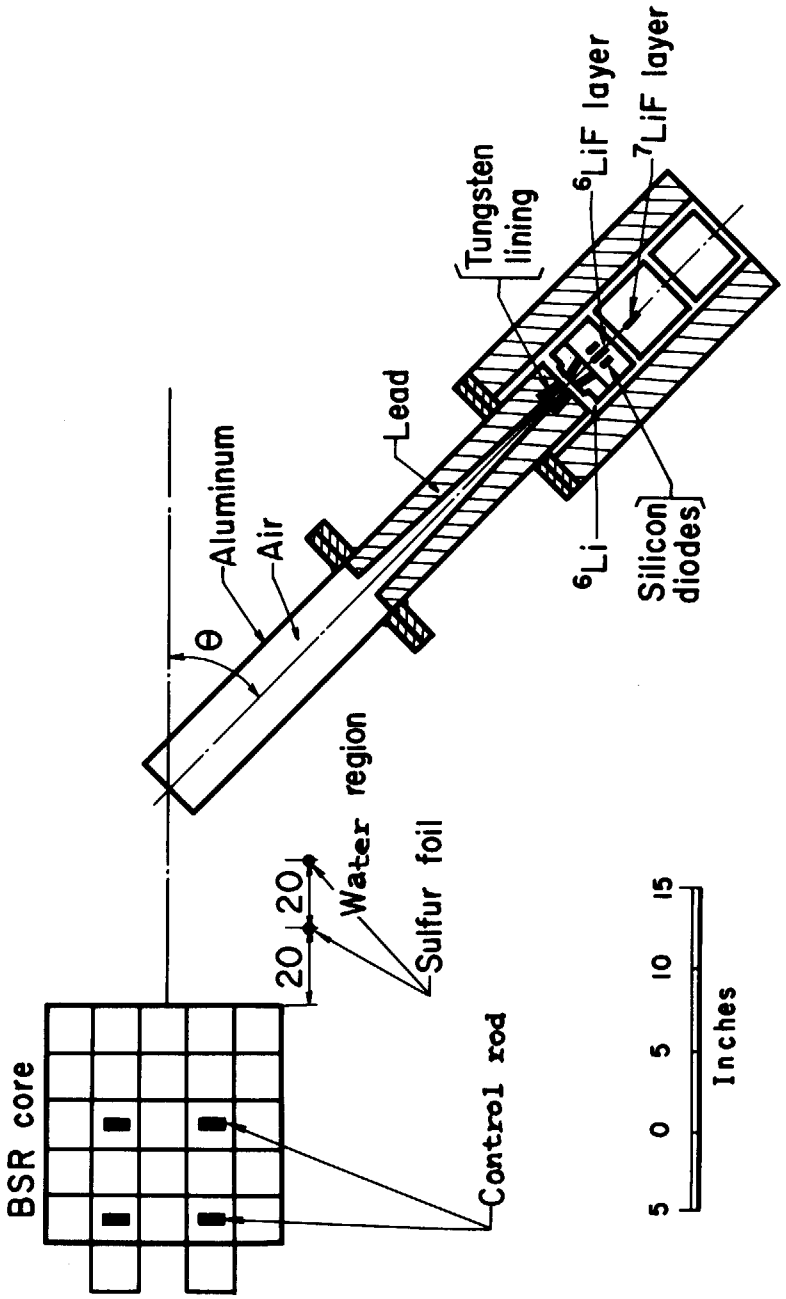


Fig. 2.1 Experimental arrangement showing relative positions of reactor and spectrometer for measuring neutron spectra in BSR-I water shield

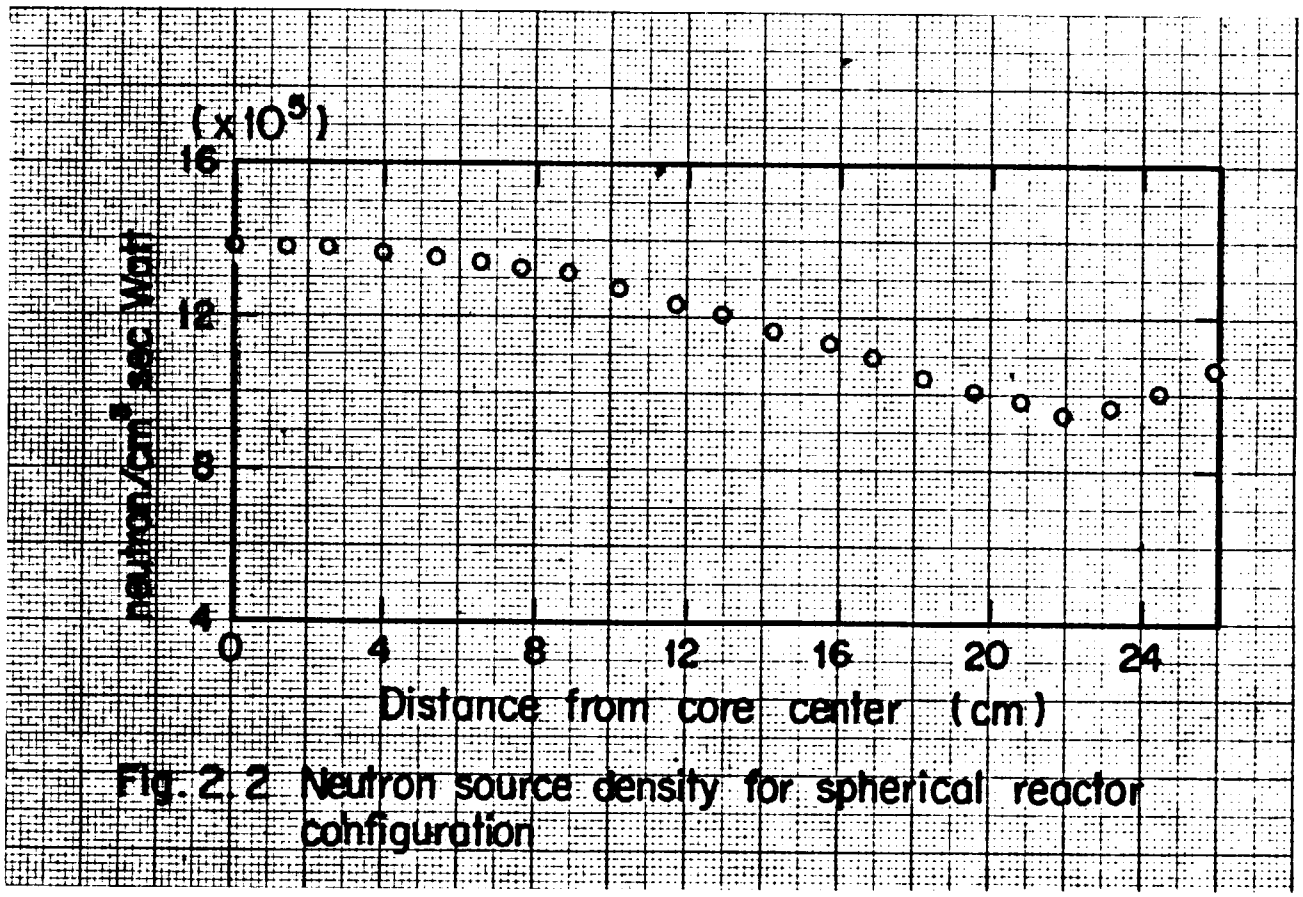


Fig. 2.2 Neutron source density for spherical reactor configuration

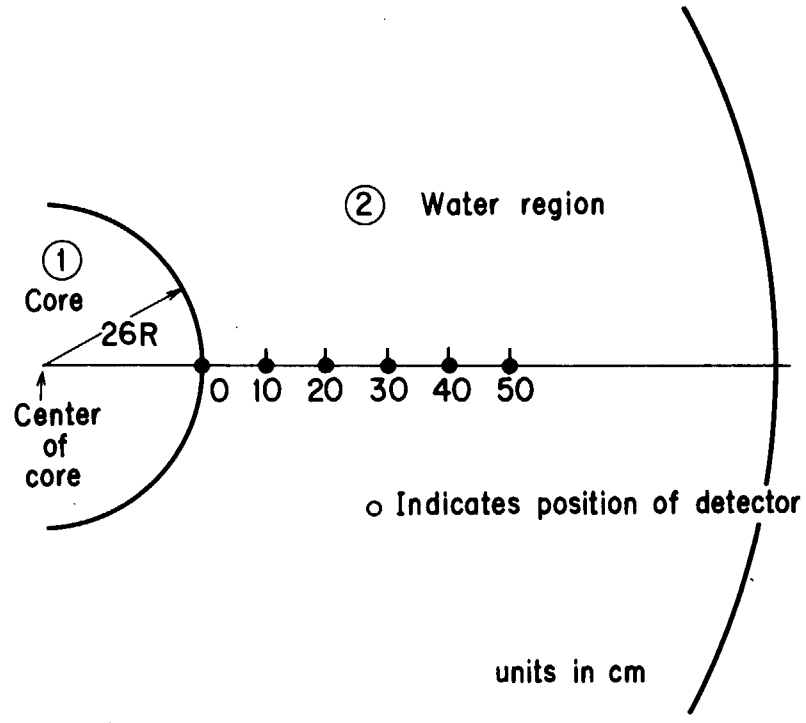


Fig. 2.3 Calculational model for one dimensional spherical geometry

3. 水の中の速中性子スペクトル

3. Fast Neutron Penetration Spectra for Water

(Reference)

1) Miller W.H., Meyer W. and Timmons D.H.: "Measured Fast Neutron Penetration Spectra for Water Comparison with Calculation", Nucl. Sci. Eng., 62, 262-269 (1977)

(Summary)

a) Experimental type : Slab Transmission
b) Source : Missouri University Research Reactor, Collimated Beam
c) Material : Water
d) Geometry : Slab (two-dimension)
e) Instrument : NE-213 Liquid Scintillator, FERDOR Unfolding
f) Quantity measured : Neutron Spectrum

3.1 実験配置

全体の実験配置をFig. 3.1に示す。MURR原子炉からコリメートされた速中性子が1168×1168mmの水遮蔽体に垂直に入射し，透過中性子スペクトルが測定できるように配置された。

3.2 測定方法と測定器

検出器を水体系の中性子入射角を中心として半径1830mmの円周上を移動させ，Fig. 3.1に示したように，中性子入射軸を水平な面上で，入射軸との角度が11.5°，26.0° および45.0°の3点で速中性子スペクトルが測定された。

速中性子スペクトルの測定には2″φ×2″NE-213シンチレータを用い，FERDORコードで波高分布をunfoldingしてスペクトルが求められた。

3.3 線　源

MURR炉から出てくる速中性子が十分コリメートされ，最終的に直径32.0mmのcollimatedビームが作られた。水体系の入射面で測定された，入射中性子スペクトルをTable 3.1に示す。

Table 3.1のスペクトルは入射中性子1個当りの各エネルギ群の中性子の数として与えられている。

3.4 測定結果

Fig. 3.1のそれぞれの点で，水遮蔽体の厚さを変えて測定された中性子スペクトル（n/cm^2・MeV /incident neutron）をFig. 3.2，Fig. 3.3，Fig. 3.4に示す。

3.5 計算のためのモデル化

a．線源条件

Table 3.1のエネルギースペクトルを持った中性子が，一様な強度分布をした32.0mm 直径の平行ビームとして，水遮蔽体に垂直に入射するものとする。

b．幾何形状

Fig. 3.5に示したように，水遮蔽体を半径659mm の円板で近似し，水遮蔽体の後方の空気層も含めて2次元円筒形状で扱う。

あるいは，実際の実験配置をそのままにし，3次元形状で扱ってもよい。

c．物質の組成

領域	核種	原子密度（atoms/cm^3）
水遮蔽体	H	6.6738×10^{22}
	O	3.3370×10^{22}
空　気	N	4.250×10^{19}
	O	1.130×10^{19}

3.6 実験値と計算値の規格化

各測定点での中性子束（n/cm^2・MeV/incident neutron）で比較する。

（コメント：原著者）

中性子スペクトルの測定誤差は，7MeV 以下で±10%それ以上で±20%程度である。

Table 3.1 Incident neutron spectrum

Mean Energy (MeV)	Neutrons per Incident Neutron
14.19	0.482E-3 a)
12.84	0.542E-3
11.62	0.345E-3
10.51	0.150E-2
9.51	0.346E-2
8.61	0.527E-2
7.79	0.742E-2
7.05	0.109E-1
6.38	0.128E-1
5.77	0.129E-1
5.22	0.123E-1
4.72	0.143E-1
4.27	0.164E-1
3.87	0.178E-1
3.50	0.174E-1
3.17	0.188E-1
2.86	0.262E-1
2.59	0.350E-1
2.34	0.456E-1
2.12	0.558E-1
1.92	0.675E-1
1.74	0.802E-1
1.57	0.876E-1
1.42	0.918E-1
1.29	0.917E-1
1.16	0.894E-1
1.05	0.817E-1
0.95	0.612E-1
0.86	0.328E-1

a) read as 0.482×10^{-3}

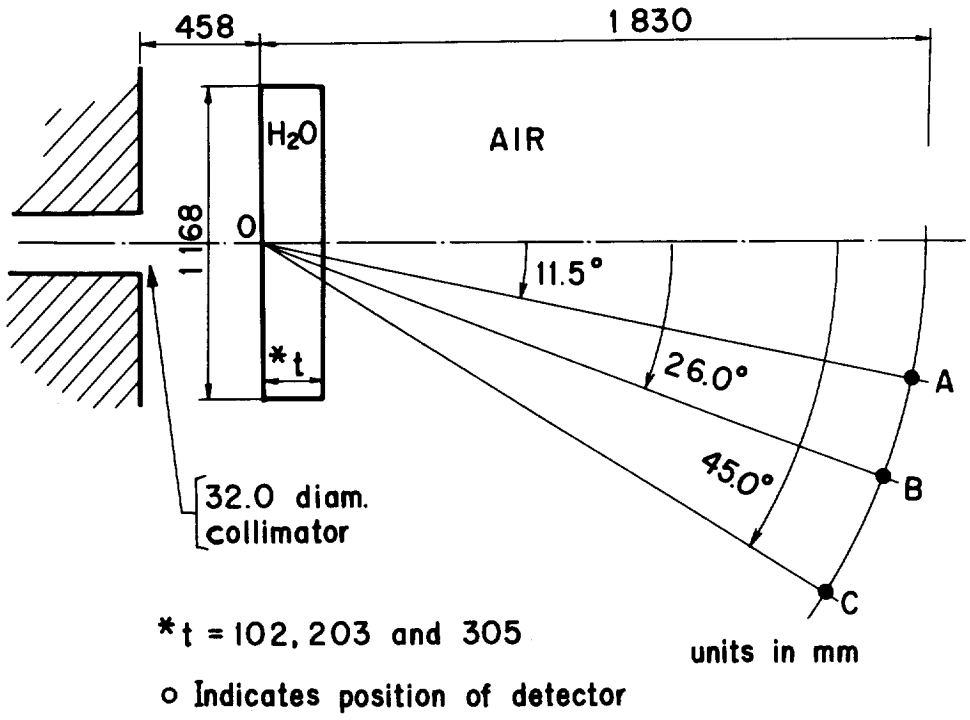


Fig. 3.1 Experimental configuration

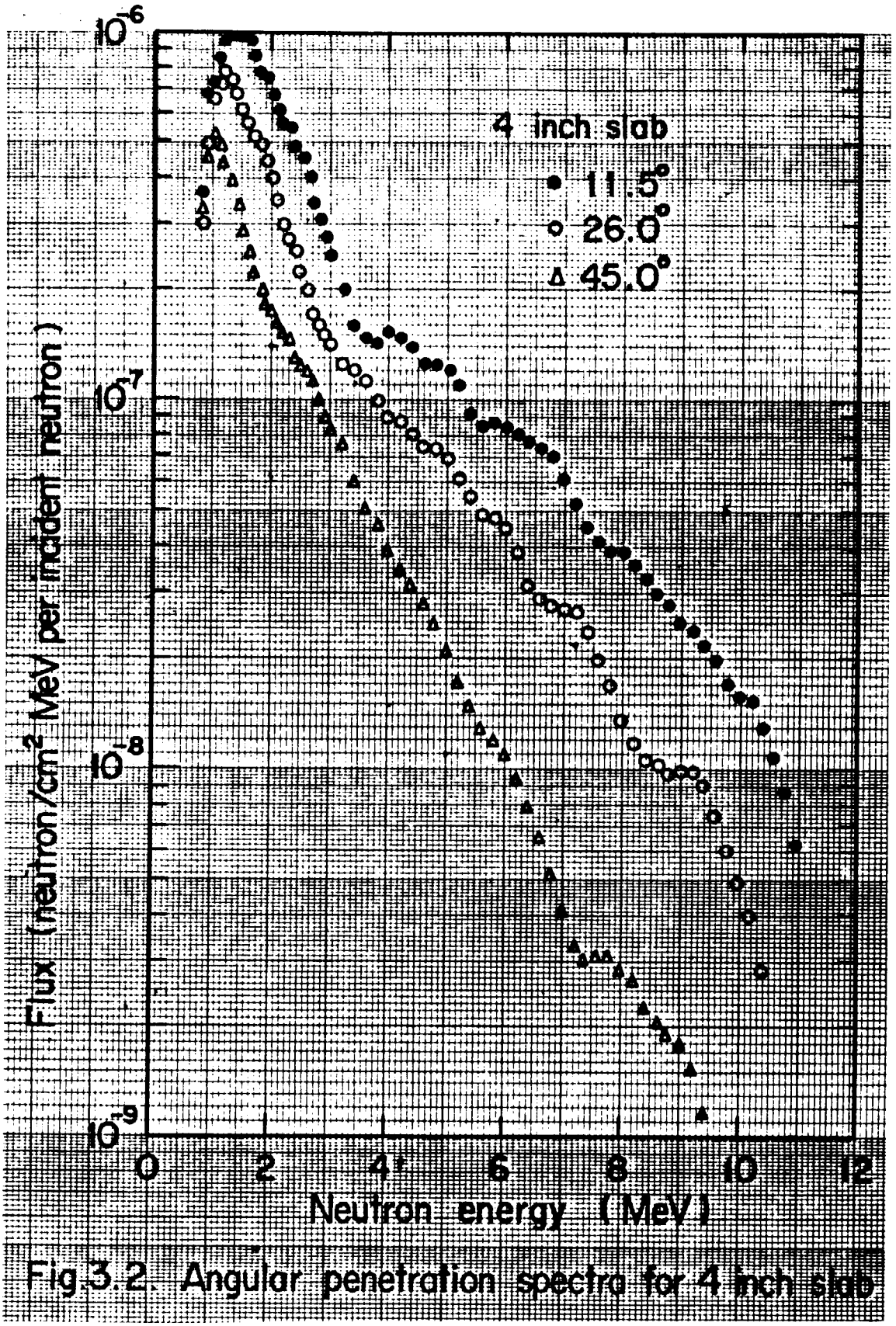


Fig.3.2. Angular penetration spectra for 4 inch slab

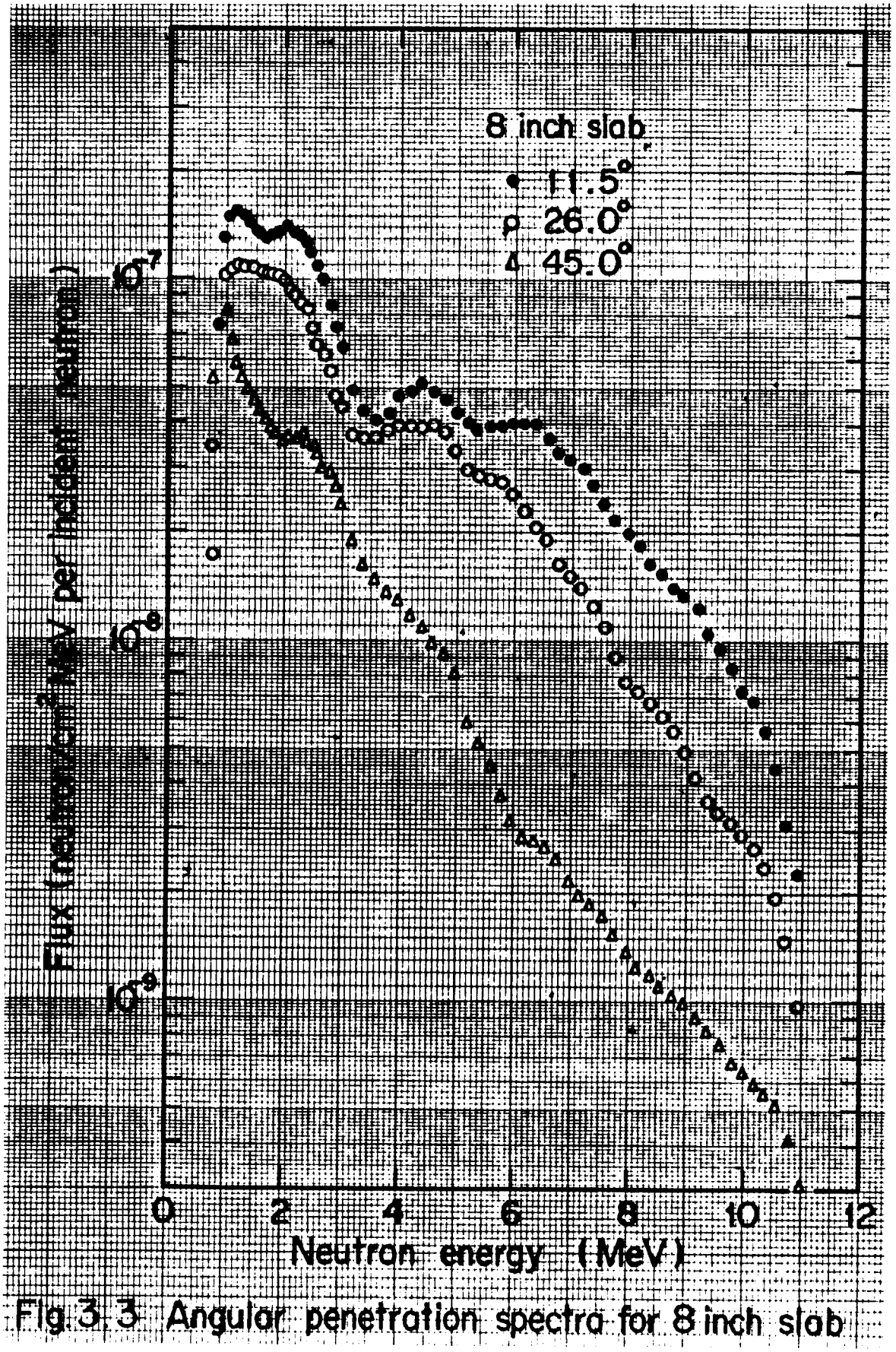


Fig. 3.3 Angular penetration spectra for 8 inch slab

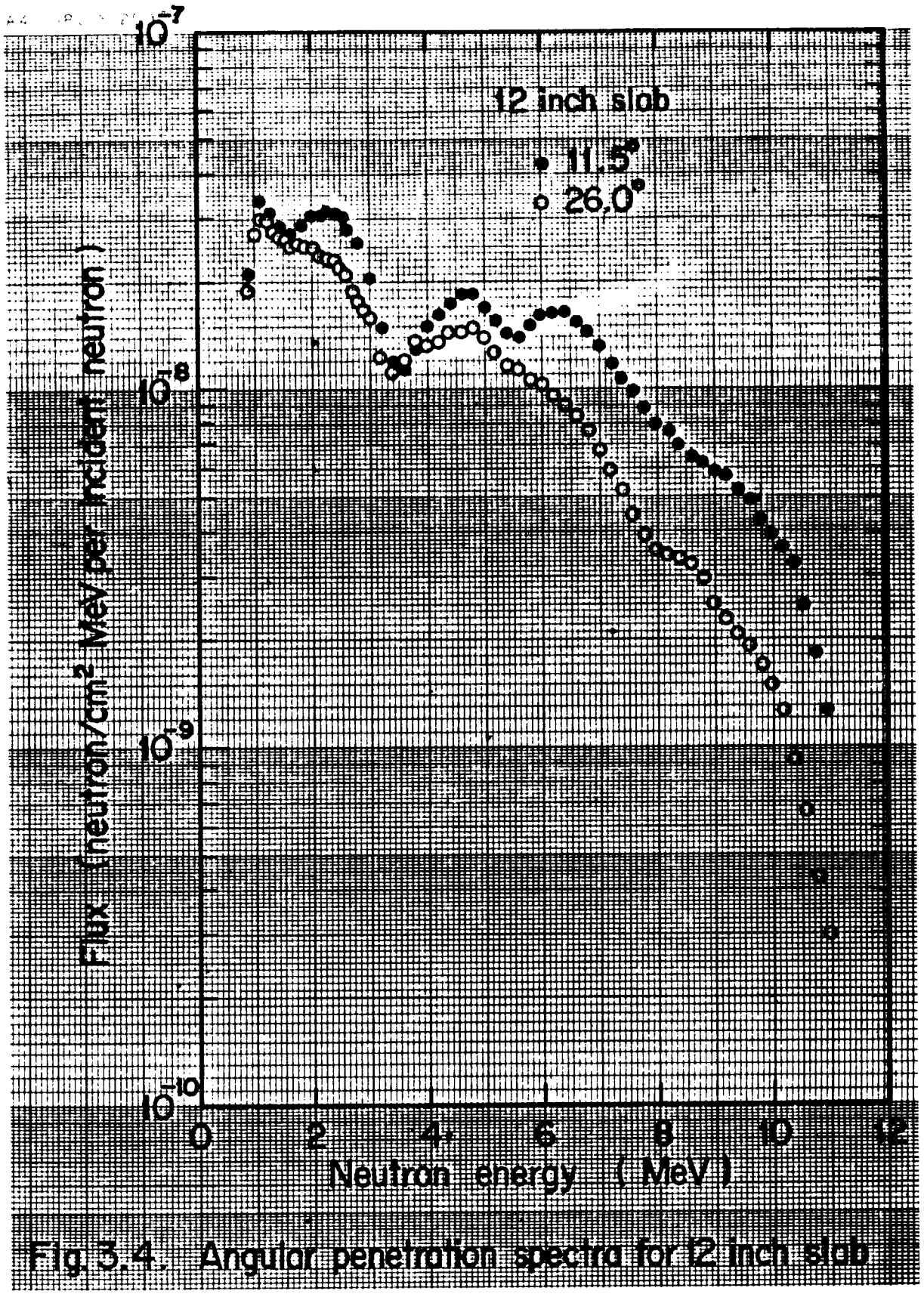


Fig.3.4. Angular penetration spectra for 12 inch slab

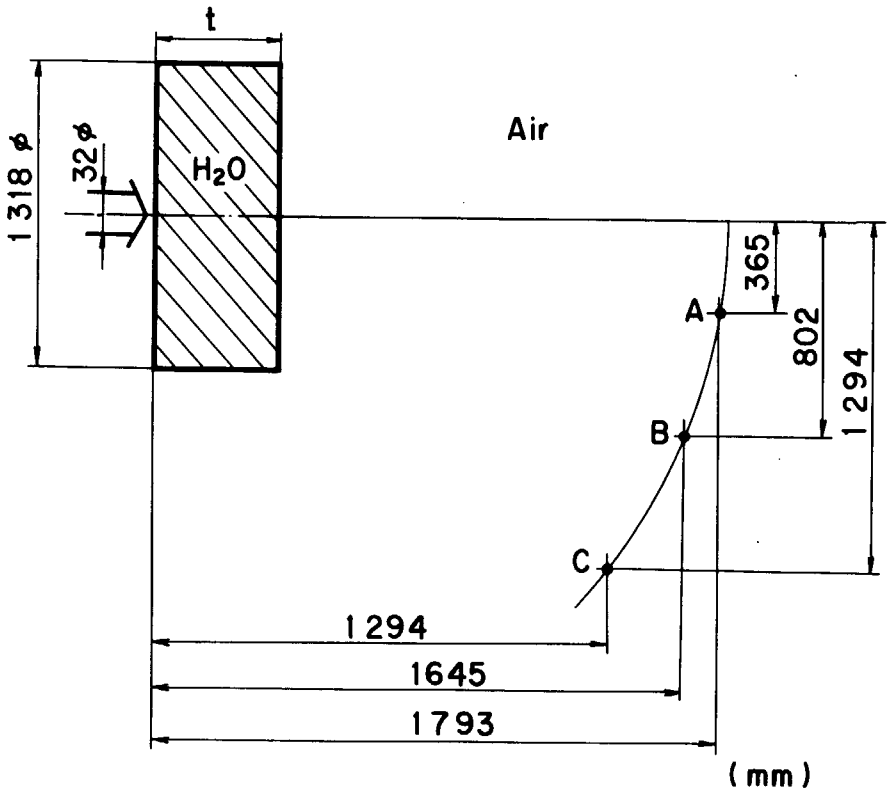


Fig. 3.5 Calculational model for two dimensional geometry

4. 窒素, 酸素, 炭素, および鉛の厚い試験片を透過した非衝突中性子スペクトル

4. Spectra of Uncollided Fission Neutrons Transmitted through Thick Samples of Nitrogen, Oxygen, Carbon, and Lead

(Reference)

1) Clifford C.E., Straker E.A., Muckenthaler F.J., Verbinski V.V., Freestone R.M. Jr., Henry K.M. and Burrus W.R.: "Measurement of the Spectra of Uncollided Fission Neutrons Transmitted through Thick Samples of Nitrogen, Oxygen, Carbon, and Lead - Investigation of the Minima in Total Cross Sections", Nucl. Sci. Eng., 27, 299-307 (1967)

(Summary)

a) Experimental type : Cylinder and Slab Transmission, Total Cross Section Measurements

b) Source : Tower Shielding Reactor-II, Collimated Beam

c) Material : Nitrogen(Liquid), Oxygen (Liquid), C, Pb

d) Geometry : Cylinder (two-dimension)

e) Instrument : NE-213 Liquid Scintillator, FERDOR Unfolding

f) Quantity measured : Fast Neutron Spectra at 0°

4.1 実験配置

全体の実験配置をFig. 4.1に示す。

4.2 測定方法と測定器

Fig. 4.1 に示したように, 原子炉から100ft の位置に2"φ×2"t NE-213 検出器, その中間に試料を設置し, いわゆる "good geometry" の配置で, 全断面積を測定した。試料を透過した中性子スペクトルはNE-213 検出器の波高分布をFERDOR コードでunfolding することにより求められた。

Table 4.1は, 測定を行った試料の種類, 形状, 密度等をまとめたものである。

4.3 線 源

Tower Shielding Facility からの中性子は半径4.45cm のビーム状にコリメートされ,

試料に垂直に入射するようになっている。試料のない状態で測定された"incident neutron spectrum"をFig. 4.2に示す。

4.4 測定結果

液体窒素，液体酸素，炭素，および鉛試料に対する測定結果をFig. 4.2からFig. 4.5にそれぞれ示す。

4.5 計算のためのモデル化

a. 線源条件

Fig. 4.2に示したincident neutron spectrumの中性子が，4.45cmの半径をもつ平行ビームとして，試料に垂直に入射するとする。

b. 遮蔽形状

試料形状は，板状試料（炭素）も含めて，すべて円筒形状とし，試料の軸に沿って，中心に上述の中性子が，垂直に入射するものとする。

各試料の大きさ，原子密度はFig. 4.6の通りとする。

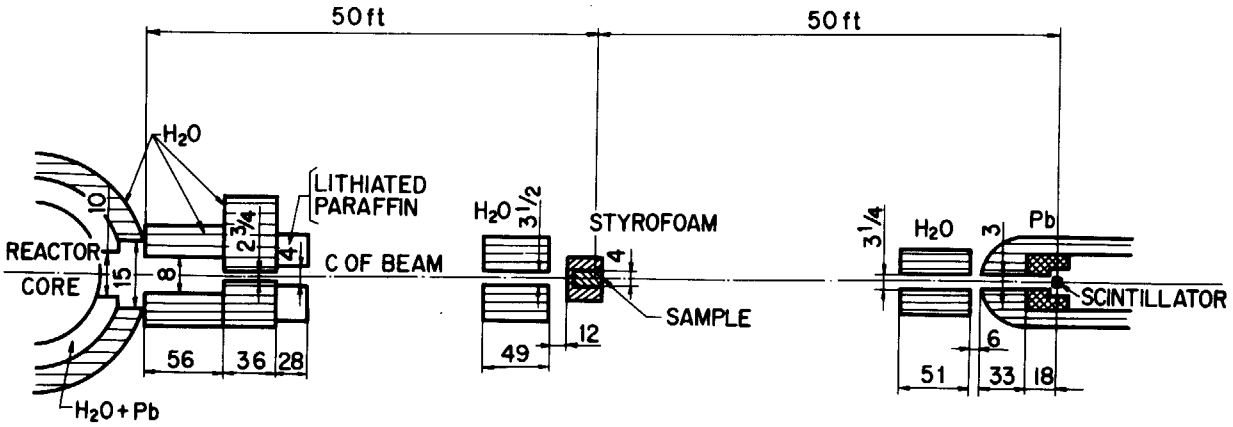
4.6 実験値と計算値の規格化

試料の中心軸上の出口の点で0°方向の角度スペクトルの計算値に，検出器の立体角 5.45×10^{-5} sr を掛けて，実験値と絶対値で比較する。

なお，試料と検出器の間の空気による減衰は無視する。

Table 4.1 Description of samples

Sample	Density		Sample configuration
	atoms/cm^3	g/cm^3	
Lead	3.30×10^{22}	11.58	4-in.diam x 6-in.
Nitrogen	3.47×10^{22}	0.82	4-in.diam x 24-in.
			4-in.diam x 36-in.
Oxygen	4.29×10^{22}	1.134	4-in.diam x 24-in.
			4-in.diam x 36-in.
Carbon	8.02×10^{22}	1.708	4.030 x 4.340 x 4.135-in.long
			4.135 x 4.340 x 8-in.long
			4.135 x 4.340 x 12-in.long



NOT TO SCALE. ALL DIMENIONS IN INCHES EXCEPT AS NOTED.
BEAM CETERLINE 78 IN. ABOVE CONCRETE PAD.

Fig. 4.1 Schematic diagram of experimental arrangement

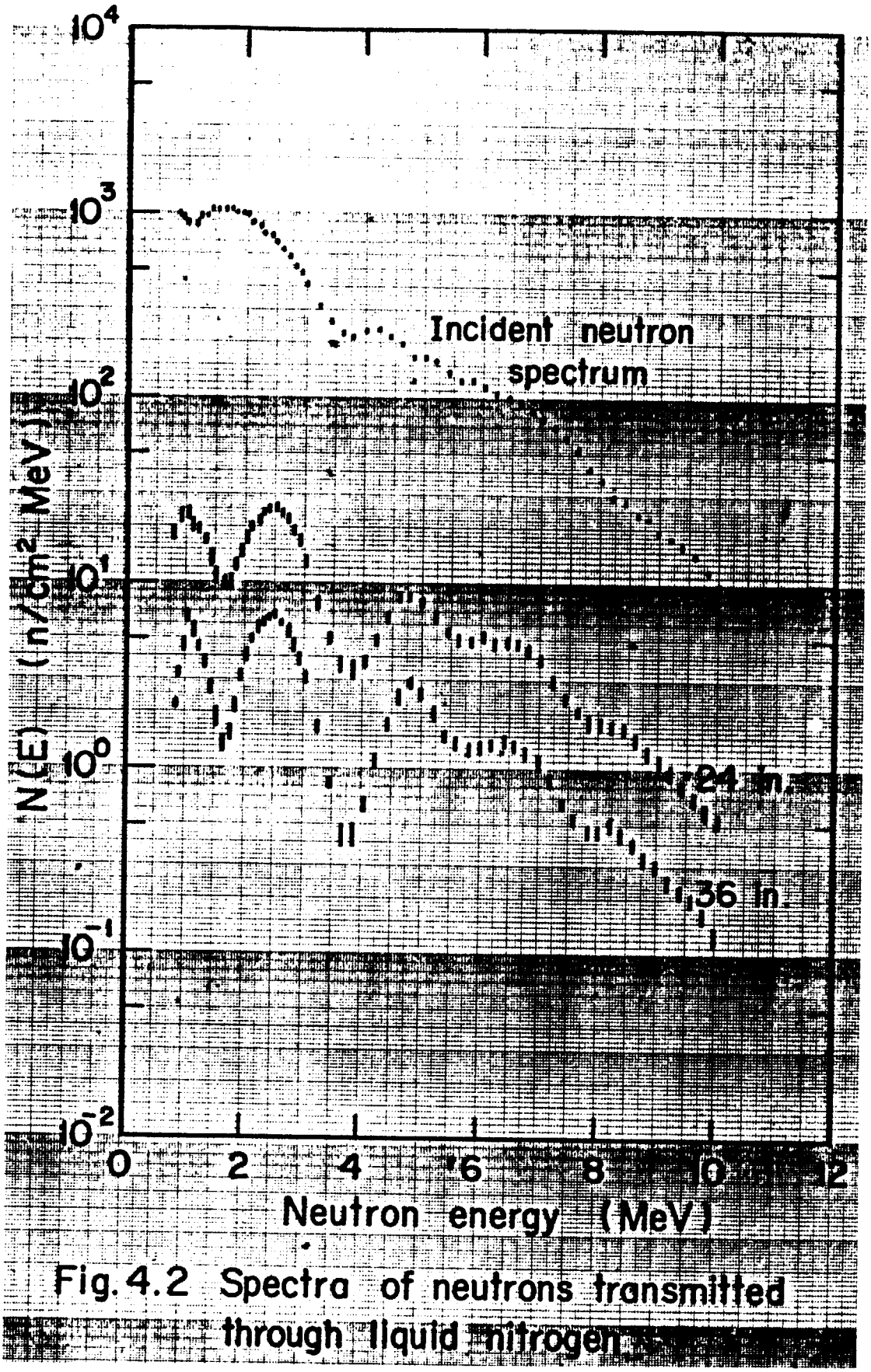


Fig. 4.2 Spectra of neutrons transmitted through liquid nitrogen

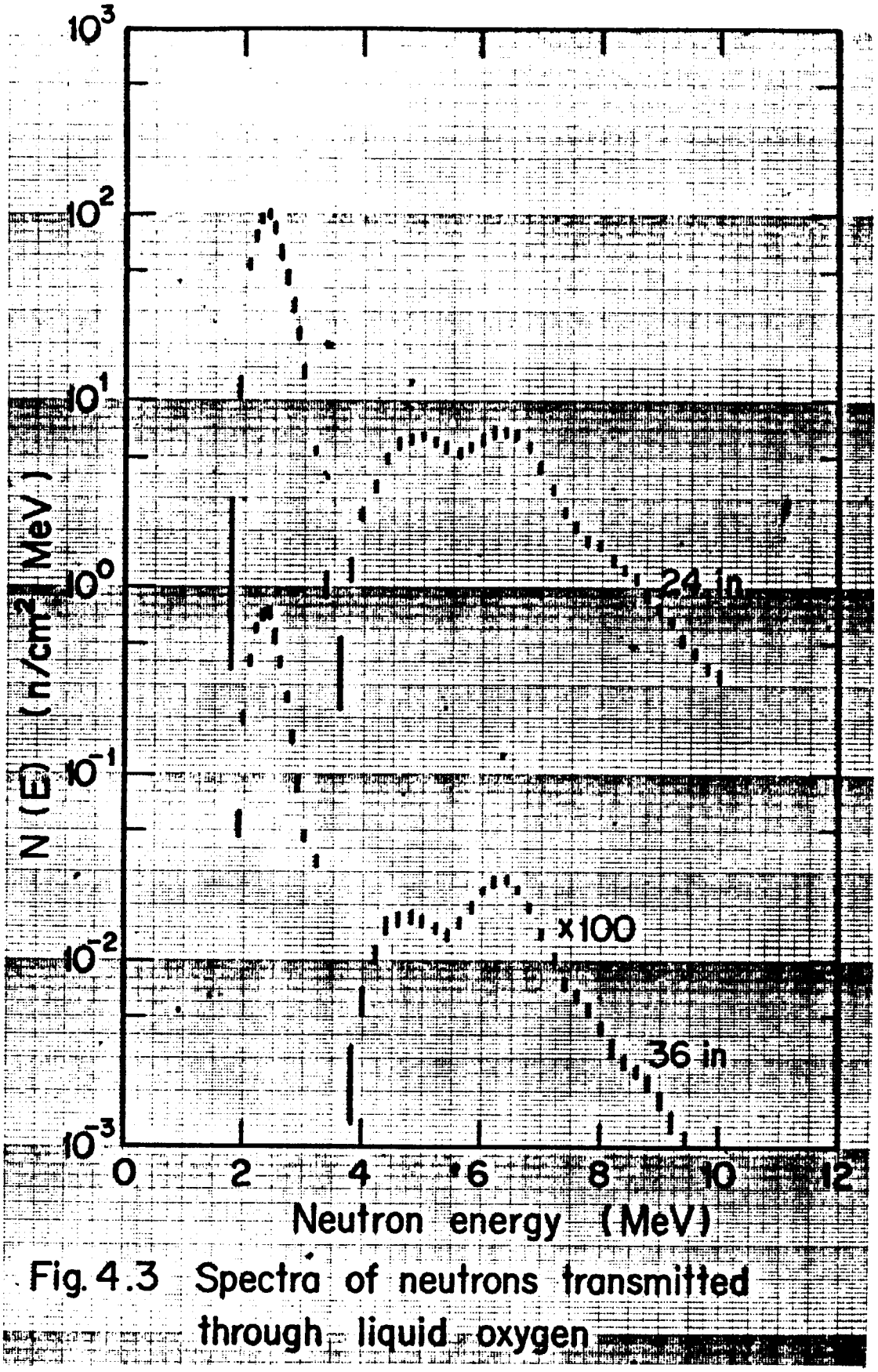


Fig. 4.3 Spectra of neutrons transmitted through liquid oxygen

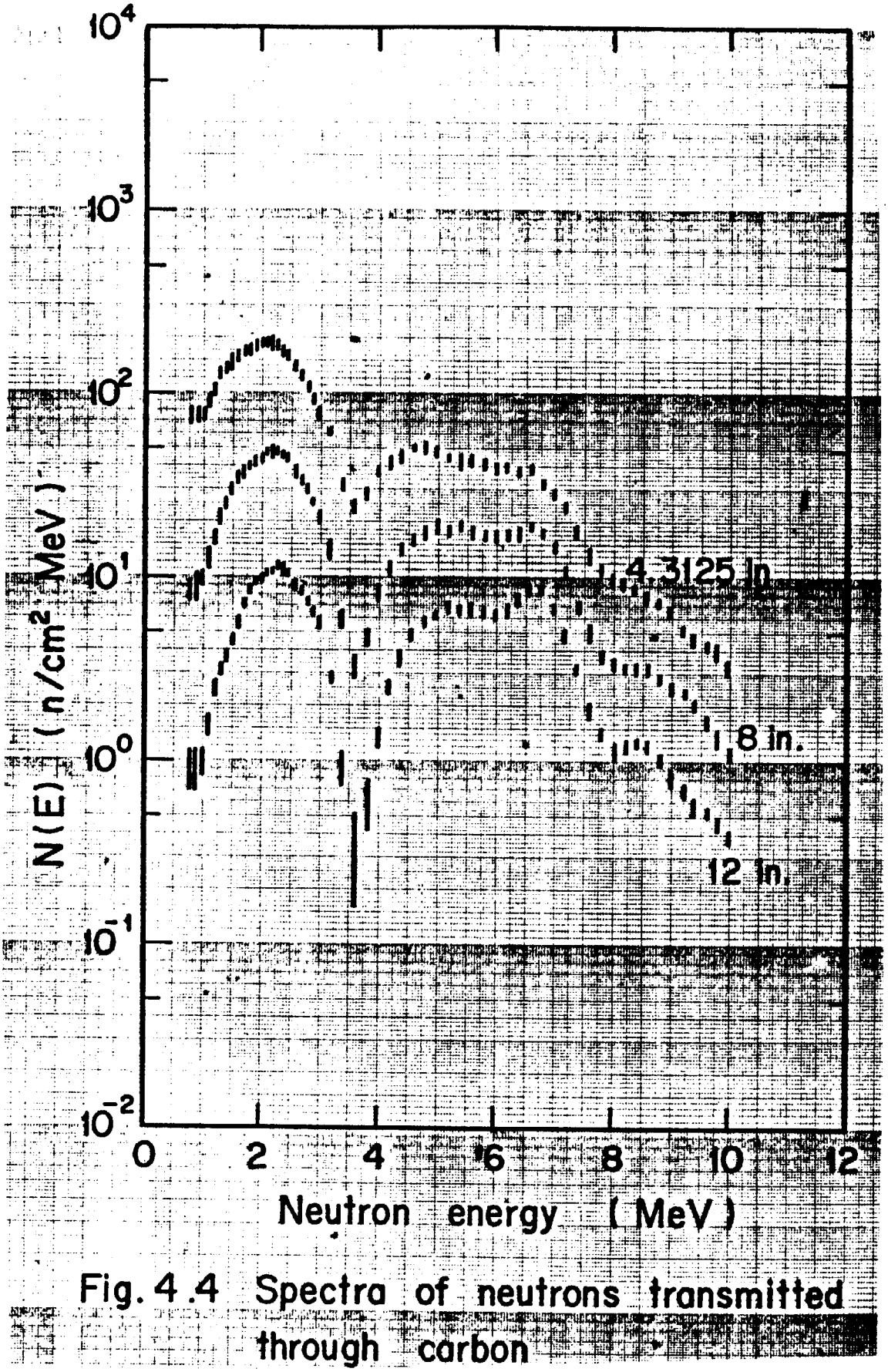


Fig. 4.4 Spectra of neutrons transmitted through carbon

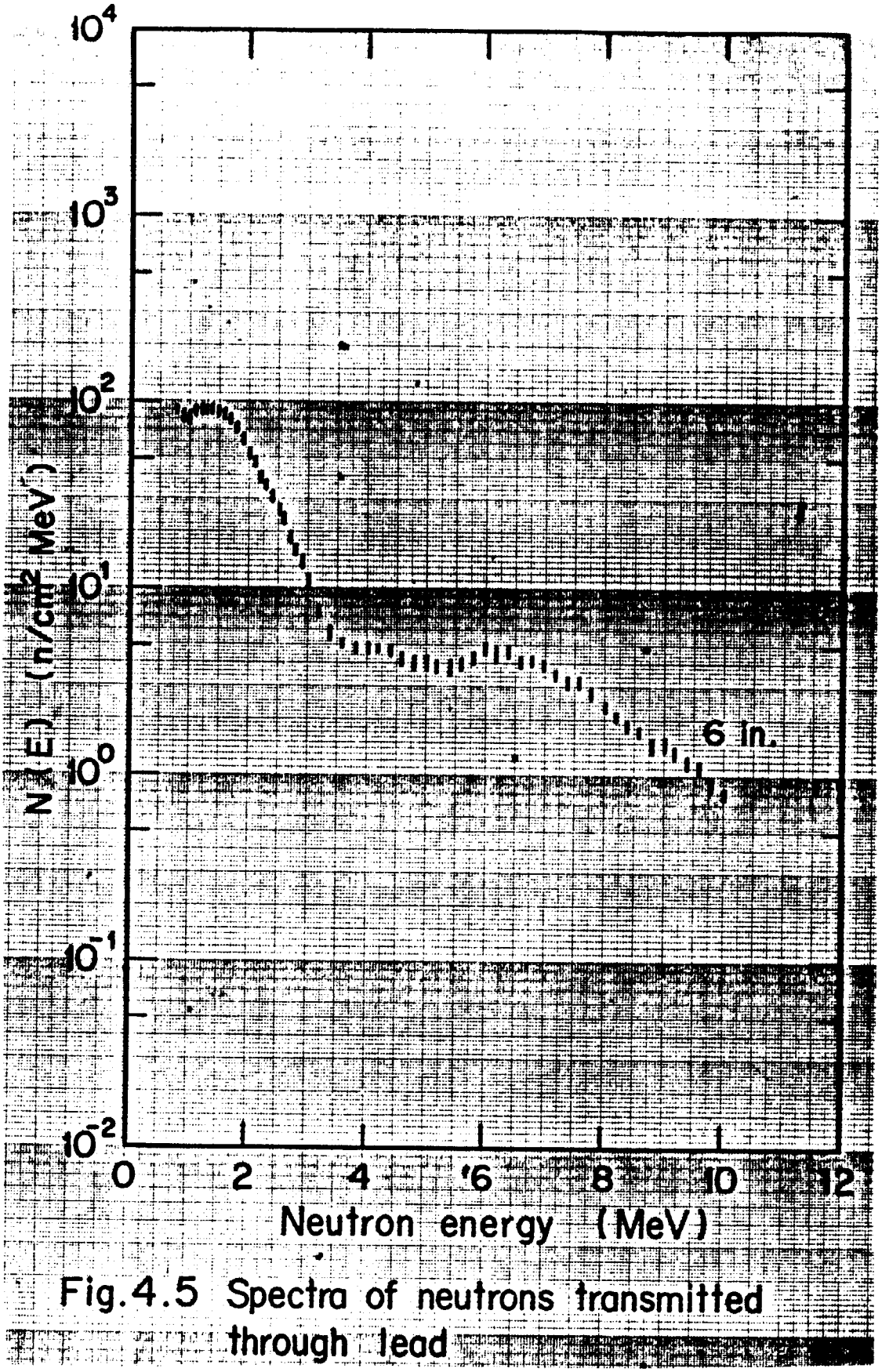
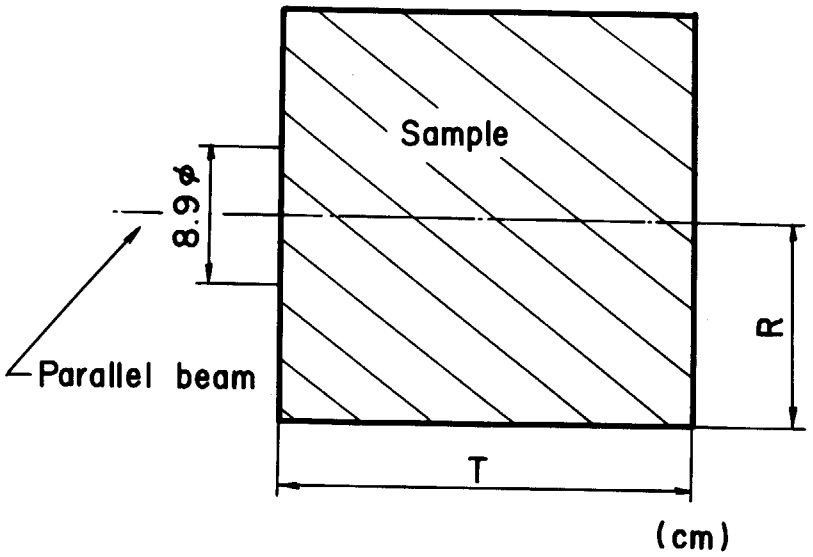


Fig.4.5 Spectra of neutrons transmitted through lead



Sample	atoms/cm^3	T	R
Lead	3.30×10^{22}	15.24	5.08
Nitrogen	3.47×10^{22}	60.96	5.08
		91.44	5.08
Oxygen	4.29×10^{22}	60.96	5.08
		91.44	5.08
Carbon	8.02×10^{22}	10.50	5.78
		20.32	6.07
		30.48	6.07

Fig. 4.6 Calculational model for cylindrical geometry

5. 鉄－水体系中の核分裂中性子の減衰

5. Attenuation of Fission Neutrons in Iron-Water Configuration

(Reference)

1) Chinaglia B. and Monti D.; "Neutron Attenuation Experiments in Iron-Water Configuration", Nucl. Sci. Eng., 27, 308-317 (1967)

(Summary)

a) Experimental type : Slab Transmission
b) Source : ETNA Facility, Plane Fission Source
c) Material : Iron, Water
d) Geometry : Slab (one-, two-dimension)
e) Instrument : Threshold and Resonance Detectors
f) Quantity measured : Reaction Rate

5.1 実験配置

全体の実験配置図をFig. 5.1に示す。実験供試体である水と鉄はすべてアルミ製タンク（3×28×3m height）内に設置されており，RS1 swimming pool型原子炉のthermal columnからのビームを天然ウランコンバータに入射させて得た直径90cmの円板線源が用いられた。実験はFig. 5.1のA，Bの長さの組合わせを変えて鉄体系内部も含めたz軸上での各種検出器の反応率分布が測定された。

5.2 測定方法と測定器

実験に用いられた検出器は

^{164}Dy (n, γ) ^{165}Dy (Al／Dy－10% alloy)

^{197}Au (n, γ) ^{198}Au (under 0.5mm thick Cd)

^{115}In (n, n') ^{115m}In

^{58}Ni (n, p) ^{58}Co

の4種類の放射化検出器である。検出器の放射線測定は 2π gas-flow β counter とNaI (Tl) シンチレータを使用し，Dyの測定値から熱中性子束が求められ，その他の検出器のデータは，検出器の物質1グラム当りのabsolute saturation activityで求められた。

5.3 線　源

RS1 swimming pool型原子炉のグラファイト thermal column から引き出したビームを天然ウランコンバータに入射させ，等方的でかつ近似的に核分裂スペクトルをもつ中性子源が得られた。コンバータ前方のボラル板は，入射熱中性子ビームの範囲を規定して直径 90cmの円板線源をつくるためのものであり，コンバータ後方のボラル板はコンバータを透過した原子炉からの熱中性子を吸収するためのものである。

5.4 測定結果

Table 5.1に示したA（水）／B（鉄）の組合わせの中で，300cm(A)／0cm(B)（all water 体系）の場合の測定値をFig. 5.2，5cm／10cmの場合の測定値をFig. 5.3，25cm／10cm の場合の測定値をFig. 5.4に示す。Fig. 5.2 のデータは絶対値で与えられており，その他のデータはFig. 5.2の位置(z)のデータに関する相対値として与えられている。ただしAu(n, γ)Epi Cdデータは共鳴吸収中性子の自己吸収に対する補正を行った値である。

5.5 計算のためのモデル化

a. 線源条件

直径 90cm，厚さ 2cm の円板線源で，^{235}U 熱中性子核分裂スペクトルを持つ中性子源が，一様に分布し，中性子が等方的に放出されるとする。核分裂スペクトルは（5.1）式に示すWatt の式で近似的に与えられる。

$$N(E) = 0.48\, e^{-E} \cdot \sinh\sqrt{2E}, \quad (\text{neutrons} \cdot \text{MeV}^{-1} \cdot \text{fission}^{-1}) \cdots\cdots\cdots (5.1)$$

b. 幾何形状

モデル化した実験形状をFig.5.5に示す。モデル化に際してAl タンクの壁の影響は無視できるものと仮定し，線源，鉄円板，水の各層がz 軸を共通軸とした同心円柱となっているとした。このモデル形状は2次元であるが，線源，鉄，水各層をそれぞれ無限平板と見なせば一次元モデルと見なすこともできる。

c. 物質組成

アルミニウム，鉄，水の20℃での密度を2.70g／cm^3，7.87g／cm^3，0.9982 g／cm^3 とすると，水素，酸素，アルミニウム，鉄の原子数密度はTable 5.2のように与えられる。

5.6 実験値と計算値の規格化

Fig. 5.2の測定値は公称2MWの原子炉出力に対する反応率で表わされたものであるが，コンバータでの中性子線源強度に規格化されていない。したがって，Fig. 5.2を含めて，全ての測定結果は，計算値との相対比較のみを行う。

Table 5.1 List of every experimental configurations A/B

(cm)

	Exp.1	Exp.2	Exp.3
A-water thickness	300	5	25
B-iron thickness	0	10	10

Table 5.2 Atomic density of elements used in the experimens

Region	Nuclide	Atomic density ($\times 10^{24}$ atoms/cm^3)
Water	H	6.6738×10^{-2}
	O	3.3370×10^{-2}
Tank	Al	6.0266×10^{-2}
Iron	Fe	8.4869×10^{-2}

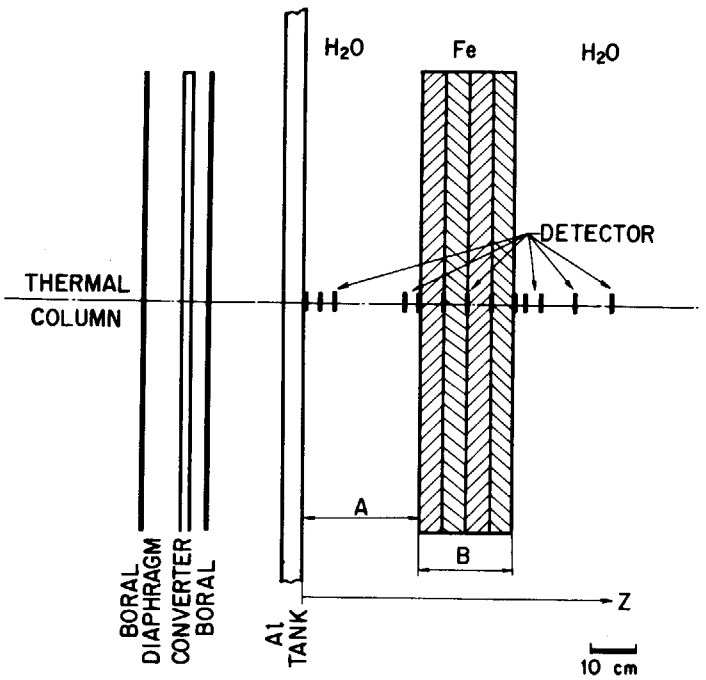


Fig. 5.1 Experimental arrangement of test configuration A/B during irradiation

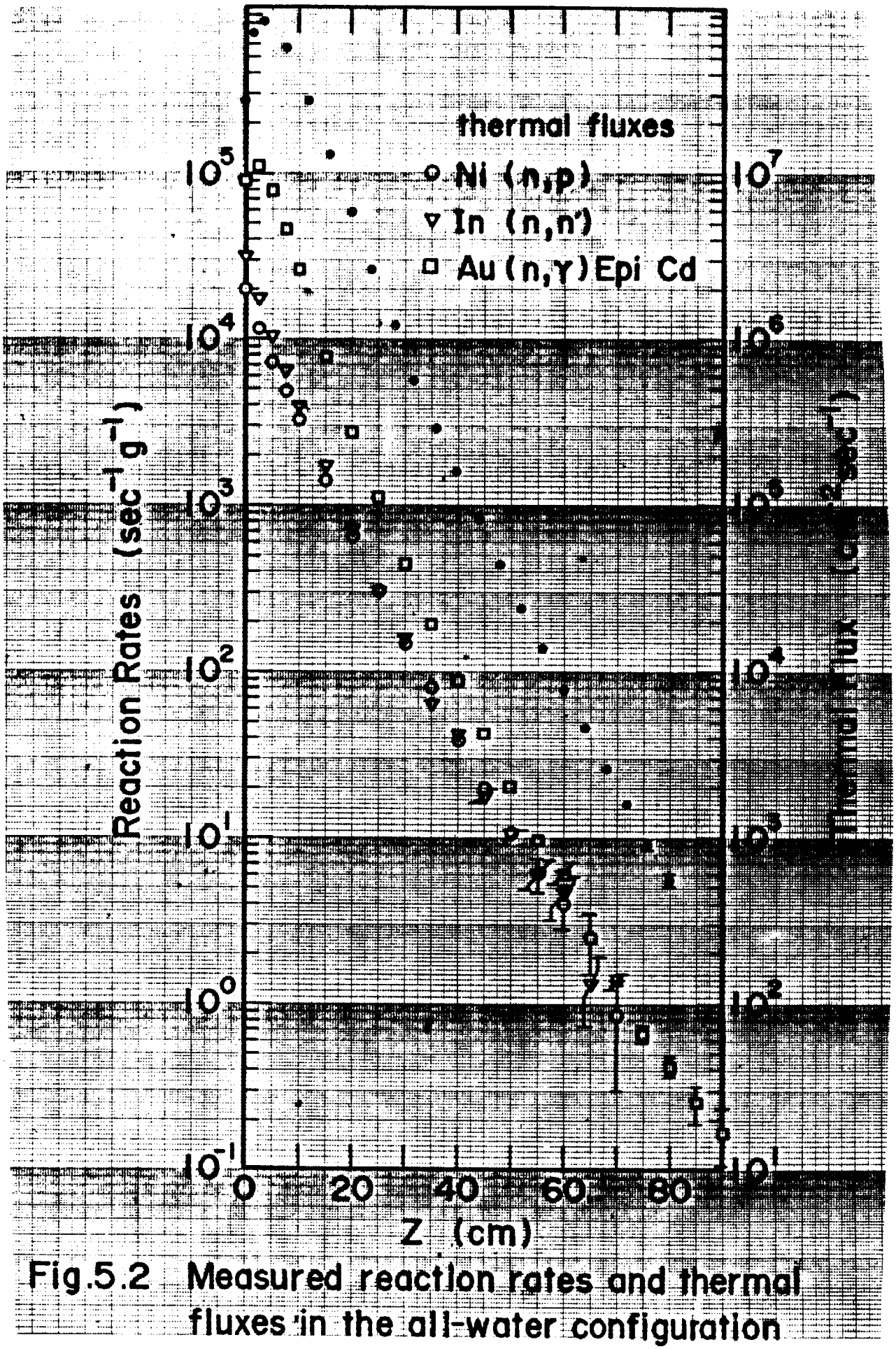


Fig.5.2 Measured reaction rates and thermal fluxes in the all-water configuration

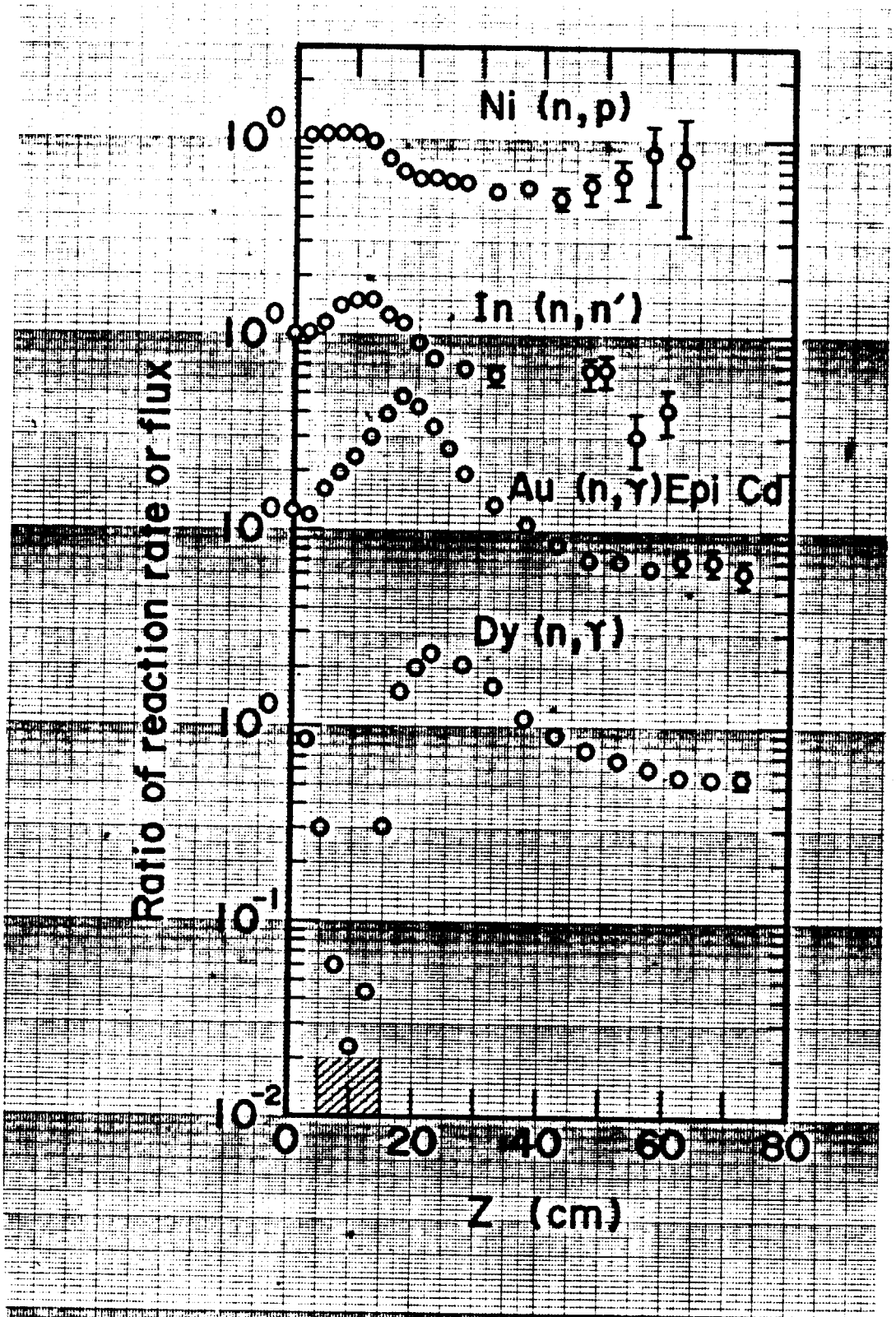


Fig.5.3 Ratios of reaction rates or fluxes for the configuration 5/10 to the all water configuration

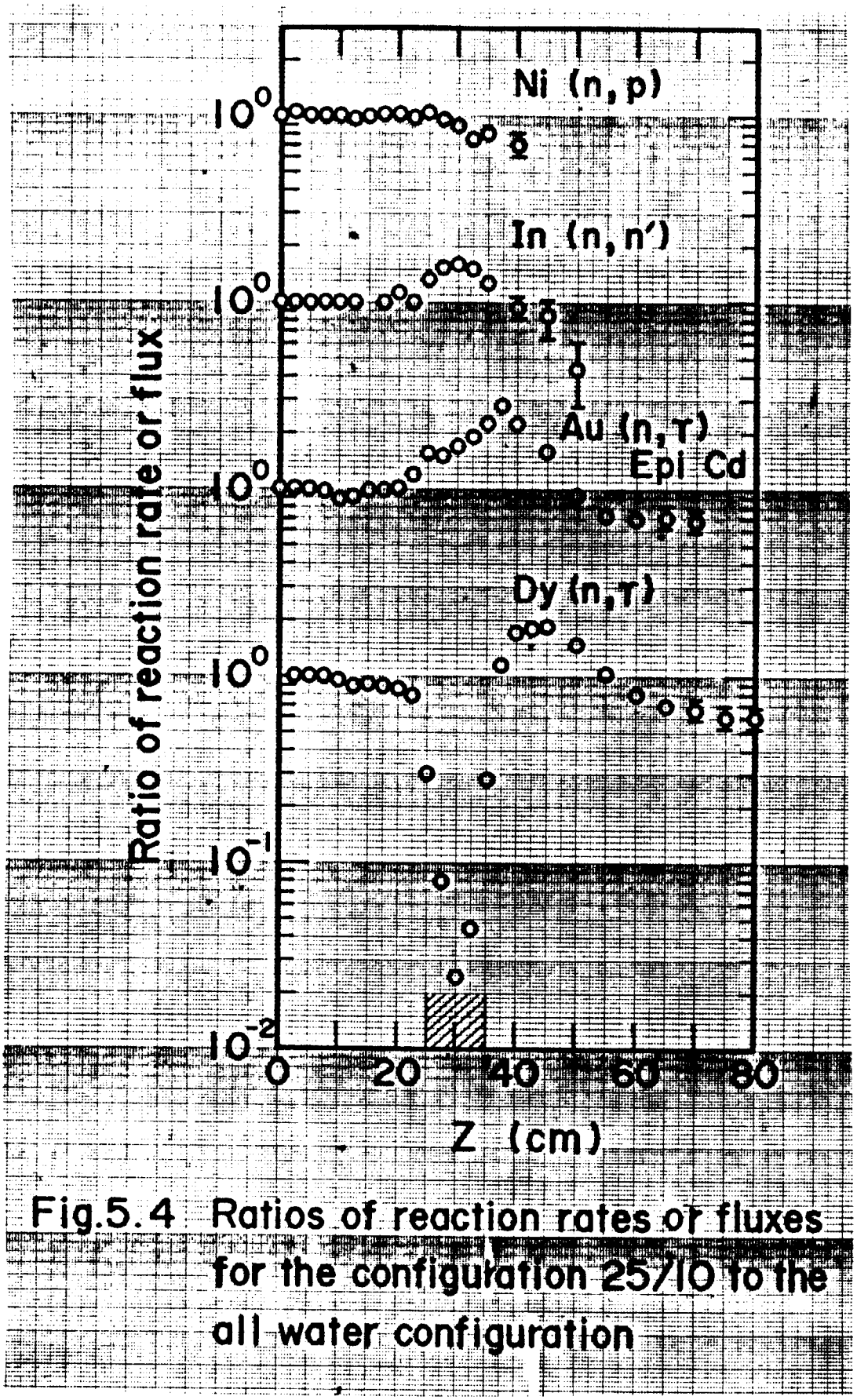


Fig.5.4 Ratios of reaction rates or fluxes for the configuration 25/10 to the all water configuration

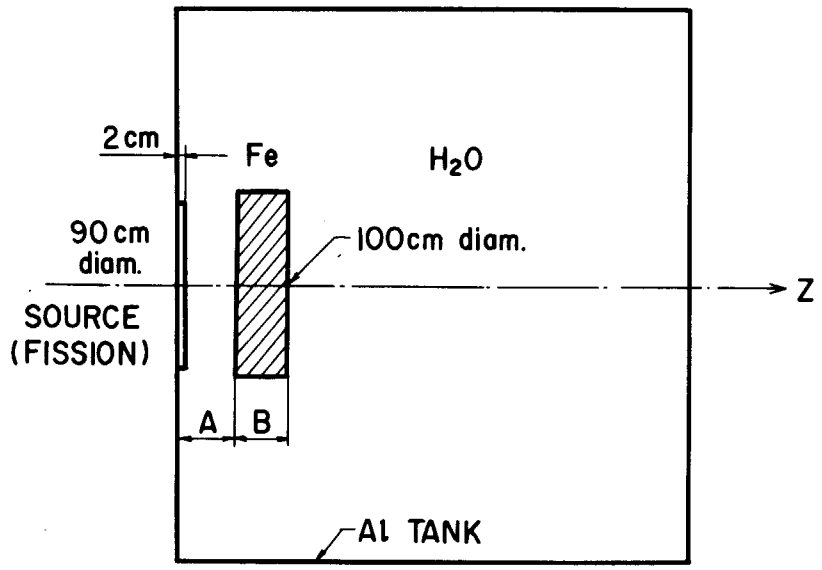


Fig. 5.5 Experimental arrangement simplified for calculation

6. 平板状のウランコンバータを線源とした時の鉄体系中の中性子スペクトル

6. Neutron Spectra in Iron from a Plane Fission Source

(Reference)

1) Carter M.D. and Packwood A.: "The Winfrith Benchmark Experiments in Iron", NEACRP-U-73 (1976)

(Summary)

a) Experimental type : Slab Penetration
b) Source : Fission Source from Converter
c) Material : Iron
d) Geometry : Slab (two-dimension)
e) Instrument : Threshold and Resonance Detector, H-Proportional Counter, Small NE-213 Liquid Scintillator, RADAK Unfolding
f) Quantity measured : Neutron Spectrum, Reaction Rate

6.1 実験配置

NESTOR 原子炉から十分減速された中性子を薄い天然ウランコンバータ板に入射させ，このコンバータでの核分裂中性子を線源とした。Fig. 6.1はNESTOR 炉の黒鉛反射体からコンバータまでの配置を示している。

鉄遮蔽体は1830mm幅×1910mm高さ×50.8mm厚の24枚のmild steel（軟鋼）で構成され，全体はトロリーに載せられ，遮蔽体の前面がトロリーの前面に接するようにされている。各遮蔽体の間には検出箔を挿入するための6.35mmの空隙があり，鉄遮蔽体の後には101.6mm厚の鉄板と重コンクリートが設置されている。スペクトロメータの実験では，鉄遮蔽体の中心に50.8mmのスロットを遮蔽体中心より約100 mmまで入れ，そこに検出器が挿入された。

また，トロリーの床と壁は25mm 厚の鉄から成り，その外側は重コンクリートと見なされる。

6.2 測定方法と測定器

3種類のしきい検出器，$^{103}Rh(n,n')^{103m}Rh$，$^{115}In(n,n')^{115m}In$，$^{32}S(n,p)^{32}P$，およびAu箔，それに2種類のスペクトロメータを用いて中性子の反応率およびエネルギスペクトルが測定された。

球状の水素比例計数管で7 keVから2 MeV，3 ml のNE-213液体シンチレータで0.8 MeV以上の中性子を測定し，しきい検出器のデータと一緒にして，RADAKコードでunfoldingし，中性子スペクトルが求められた。

水素比例計数管のレスポンスはKemshallの方法（AWRE 031/73）で求め，また，NE－213シンチレータのレスポンスは，反跳陽子のエネルギ分布を矩形と仮定し，単色エネルギの中性子を用いて測定した陽子エネルギと波高分布の関係を使用して求められた。

6.3 線　源

ウランコンバータは，アルミの支持具に入れた10個の燃料要素から成っており，燃料要素の断面はFig. 6.1に示されている。燃料要素の天然ウラン金属板の数を調整して，コンバータが円形の中性子源となるように工夫されている。

このコンバータ（ASPIS）の特性は次の通りである。

燃　　料：天然ウラン3.18mm厚

等価半径：593.0mm

中心での^{235}U核分裂率：3.345×10^{3} fission/cm^{2}・sec

半径方向の分布：$3.345\times10^{3}\times\cos(\pi r/142.9)$ fission/cm^{2}・sec

全出力：2.27×10^{7} fission/sec

6.4 測定結果

NESTOR炉から，直接漏れてくる中性子バックグランドは，燃料を除去して実測し，補正している。放射化箔については，各測定点でバックグランドが測定され，一方スペクトロメータについてはエネルギ依存の補正係数を求め，これを用いてunfoldingで得たスペクトルを補正している。この結果，50keV以下のエネルギスペクトルは，測定結果から除かれた。

放射化箔とスペクトロメータを合わせてRADAKコードで得た中性子スペクトルの測定結果をTable 6.1に示す。また，軸上に沿った放射化箔の反応率分布の測定結果をTable 6.2に示す。

6.5 計算のためのモデル化

a. 線源条件

半径593mm，厚さ3.18mmの円板状線源で，^{235}U熱中性子核分裂スペクトルを持つ中性子が等方的に放出されるとする。半径方向の強度はWattの式を用いて次式で与える。

$$\phi(E)=0.48\,e^{-E}\sinh\sqrt{2E}\times3.345\times10^{3}\cos(\pi r/142.9)\ [n/cm^{2}\cdot sec\cdot MeV] \quad \cdots\cdots(6.1)$$

E：中性子エネルギ（MeV）

r：中心からの距離

b. 幾何形状

線源，遮蔽体を含めて，Fig. 6.2に示すように2次元円筒形状で近似する。

c. 物質の組成

各領域の組成および厚さをTable 6.3に示す。領域の番号はFig. 6.2と同じで，鉄遮蔽体の領域番号は7と8である。この領域には，50.8mmの鉄板24枚と635mmの空隙24個が含まれる。

6.6 実験値と計算値の規格化

実験値はコンバータでの全出力 2.27×10^{7} fission/sec あたりの中性子エネルギスペクトル，または反応率であり，線源条件として（6.1）式を用いれば，この条件は満足される。
（コメント：原著者）

実験値の誤差は次の通りである。

a. Rh の反応率は，内部転換比の誤差を含め30%，In，Auの反応率は5%，Sは8%，比例計数管は10%，NE-213検出器は20%である。

b. 統計誤差は通常5%，In とSについて，深い透過位置で10%以下である。

c. コンバータの出力較正の誤差は±5%である。

Table 6.1 Measured neutron spectra at 4 shield depths
(n/cm^2 lethergy)/(2.27×10^7 fission/sec at fission plate)

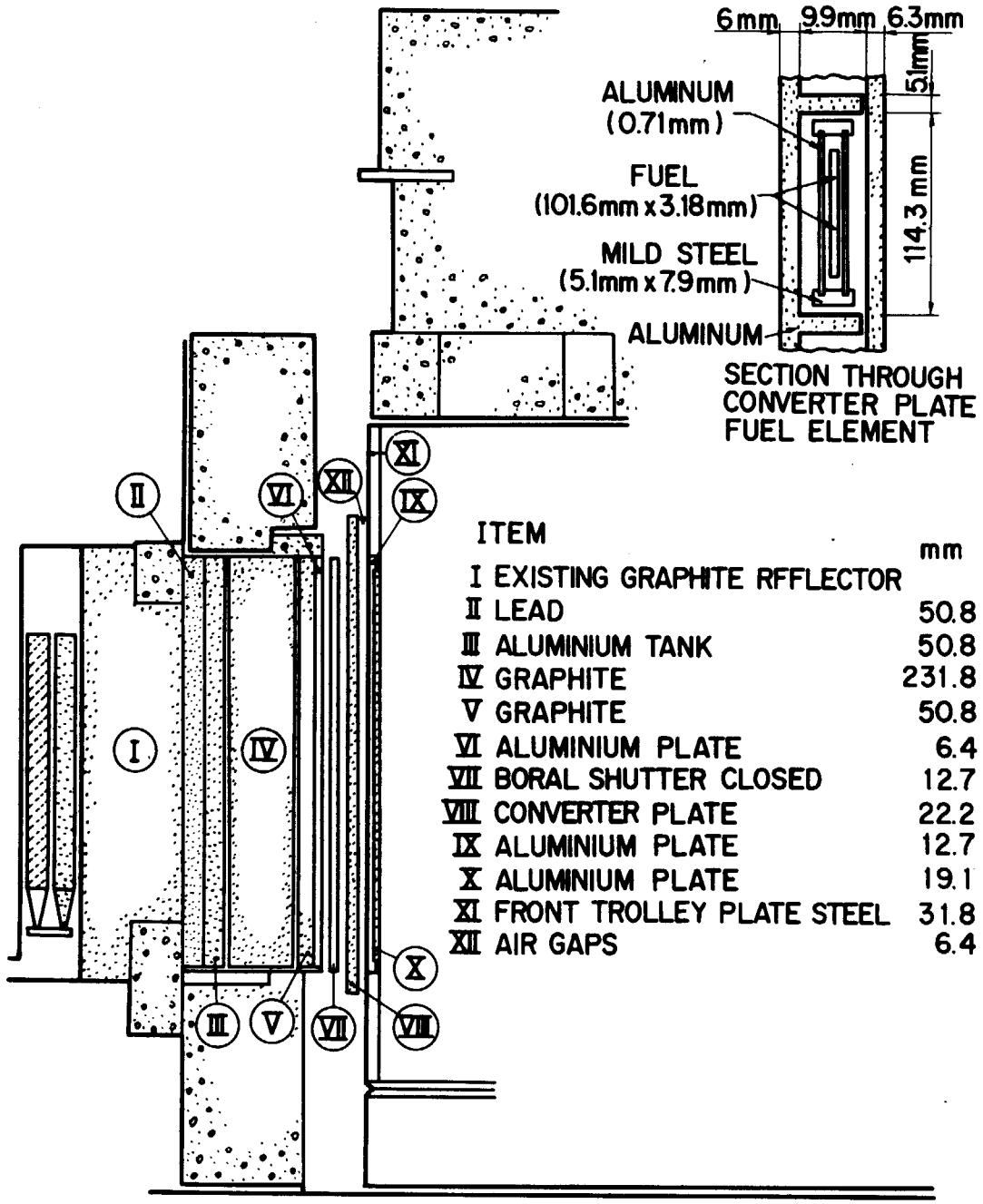
Group	Lower Energy Boundary (keV)	8"Depth	20"Depth	30"Depth	40"Depth
1	7.1016		0.310E03	0.119E03	
2	8.0471		0.318E03	0.862E02	
3	9.1186		0.322E03	0.909E03	0.383E02
4	10.333		0.392E03	0.101E03	0.394E02
5	11.708		0.413E03	0.115E03	0.472E02
6	13.267		0.461E03	0.126E03	0.522E02
7	15.034		0.484E03	0.139E03	0.583E02
8	17.035		0.523E03	0.163E03	0.613E02
9	19.304		0.606E03	0.202E03	0.800E02
10	21.874		0.104E04	0.367E03	0.137E03
11	24.787		0.930E03	0.294E03	0.132E03
12	28.090		0.175E03	0.488E02	0.209E02
13	31.830		0.112E03	0.343E02	0.119E02
14	36.065		0.168E03	0.522E02	0.189E02
15	40.867		0.238E03	0.743E02	0.229E02
16	46.304		0.287E03	0.892E02	0.305E02
17	52.470	0.986E03	0.272E03	0.896E02	0.296E02
18	59.462	0.126E04	0.406E03	0.127E03	0.395E02
19	67.379	0.162E04	0.527E03	0.164E03	0.533E02
20	76.354	0.180E04	0.524E03	0.169E03	0.557E02
21	86.520	0.105E04	0.330E03	0.101E03	0.348E02
22	98.037	0.130E04	0.389E03	0.115E03	0.382E02
23	111.09	0.178E04	0.527E03	0.164E03	0.518E02
24	125.88	0.274E04	0.776E03	0.230E03	0.785E02
25	142.64	0.179E04	0.582E03	0.175E03	0.475E02
26	161.63	0.258E04	0.632E03	0.156E03	0.503E02
27	183.16	0.190E04	0.502E03	0.131E03	0.323E02
28	207.55	0.189E04	0.460E03	0.116E03	0.297E02
29	235.18	0.232E04	0.513E03	0.128E03	0.322E02
30	266.49	0.280E04	0.609E03	0.143E03	0.353E02
31	301.97	0.286E04	0.578E03	0.124E03	0.281E02
32	342.18	0.251E04	0.398E03	0.819E02	0.172E02
33	387.74	0.156E04	0.261E03	0.537E02	0.783E01
34	439.37	0.176E04	0.244E03	0.456E02	0.721E01
35	497.87	0.186E04	0.237E03	0.414E02	0.604E01
36	564.16	0.230E04	0.239E03	0.379E02	0.528E01
37	639.28	0.146E04	0.122E03	0.181E02	0.196E01
38	724.40	0.880E03	0.575E02	0.785E01	0.786E00
39	820.85	0.852E03	0.483E02	0.475E01	0.534E00
40	930.14	0.682E03	0.313E02	0.320E01	0.276E00
41	1054.0	0.491E03	0.161E02	0.125E01	0.143E00
42	1194.3	0.395E03	0.892E01	0.663E00	0.482E-1
43	1353.4	0.254E03	0.354E01	0.295E00	0.323E-1
44	1533.5	0.209E03	0.241E01	0.151E00	0.187E-1
45	1737.3	0.157E03	0.139E01	0.625E-1	0.777E-2
46	1969.1	0.973E02	0.533E00	0.148E-1	
47	2231.3	0.756E02	0.318E00	0.927E-2	
48	2528.4	0.465E02	0.165E00	0.196E-2	
49	2865.1	0.327E02	0.124E00	0.171E-2	
50	3246.5	0.233E02	0.663E-1		
51	3678.8	0.173E02	0.390E-1		
52	4168.6	0.992E01	0.174E-1		
53	4723.7				

Table 6.2 Measured axial distributions of reaction rates (reaction rate/atom)/(2.27×10^7 fission/sec)

Nominal iron depth inch	Distance into iron shield mm	Reaction rate D.P.S. Atom-1			
		197 Au (Nγ) 198 Au cadmium covered	103 Rh (NN') 103M Rh	115 In (NN') 115M In	32S (NP) 32P
2	54.0	1.13E-19	3.86E-21	5.80E-22	1.10E-22
4	111.1	1.05E-19	2.21E-21	2.65E-22	3.75E-23
6	168.3	8.47E-20	1.32E-21	1.32E-22	1.35E-23
8	225.4	6.68E-20	8.46E-22	6.44E-23	5.26E-24
10	282.6	5.48E-20	5.27E-22	3.27E-23	2.02E-24
12	339.7	4.57E-20	3.41E-22	1.69E-23	7.75E-25
14	396.9	3.73E-20	--	-	2.88E-25
16	454.0	3.15E-20	1.56E-22	5.77E-24	1.17E-25
18	511.2	-	1.12E-22	3.50E-24	4.51E-26
20	568.3	2.24E-20	7.90E-23	2.02E-24	1.94E-26
22	625.5	-	5.84E-23	1.27E-24	7.00E-27
24	682.6	1.56E-20	4.02E-23	-	3.19E-27
26	739.8	-	2.97E-23	-	-
30	854.1	9.26E-21	1.66E-23	-	-
32	911.2	7.55E-21	1.21E-23	-	-
36	1025.5	5.18E-21	7.62E-24		
40	1139.8	3.44E-21	4.25E-24	-	-

Table 6.3 Atomic densities of regions

Region No.	Element	Atomic density (atoms/cm^3)
1	Al	6.027×10^{22}
2	C	8.524×10^{22}
3	Al	5.514×10^{22}
4	Al	6.027×10^{22}
5	H	2.330×10^{19}
	C	8.996×10^{20}
	Mn	6.370×10^{20}
	Fe	8.330×10^{22}
6	U-235	3.409×10^{20}
	U-238	4.698×10^{22}
7	H	2.330×10^{19}
	C	8.996×10^{20}
	Mn	6.370×10^{20}
	Fe	8.330×10^{22}
8	Al	6.027×10^{22}
9	Al	4.720×10^{22}
10	H	2.053×10^{19}
	C	7.925×10^{20}
	Mn	5.612×10^{20}
	Fe	7.339×10^{22}
11, 12, 14	H	2.330×10^{19}
	C	8.996×10^{20}
	Mn	6.370×10^{20}
	Fe	8.330×10^{22}
13	O	1.054×10^{19}
	N	3.910×10^{19}
15	H	1.128×10^{22}
	C	8.270×10^{21}
	Al	6.610×10^{20}
	Mn	2.130×10^{20}
	Fe	4.990×10^{22}
	O	1.482×10^{22}
	Si	4.760×10^{21}
	Ca	3.680×10^{21}



ITEM	mm
I EXISTING GRAPHITE RFFLECTOR	
II LEAD	50.8
III ALUMINIUM TANK	50.8
IV GRAPHITE	231.8
V GRAPHITE	50.8
VI ALUMINIUM PLATE	6.4
VII BORAL SHUTTER CLOSED	12.7
VIII CONVERTER PLATE	22.2
IX ALUMINIUM PLATE	12.7
X ALUMINIUM PLATE	19.1
XI FRONT TROLLEY PLATE STEEL	31.8
XII AIR GAPS	6.4

Fig. 6.1 Layout of the fission plate

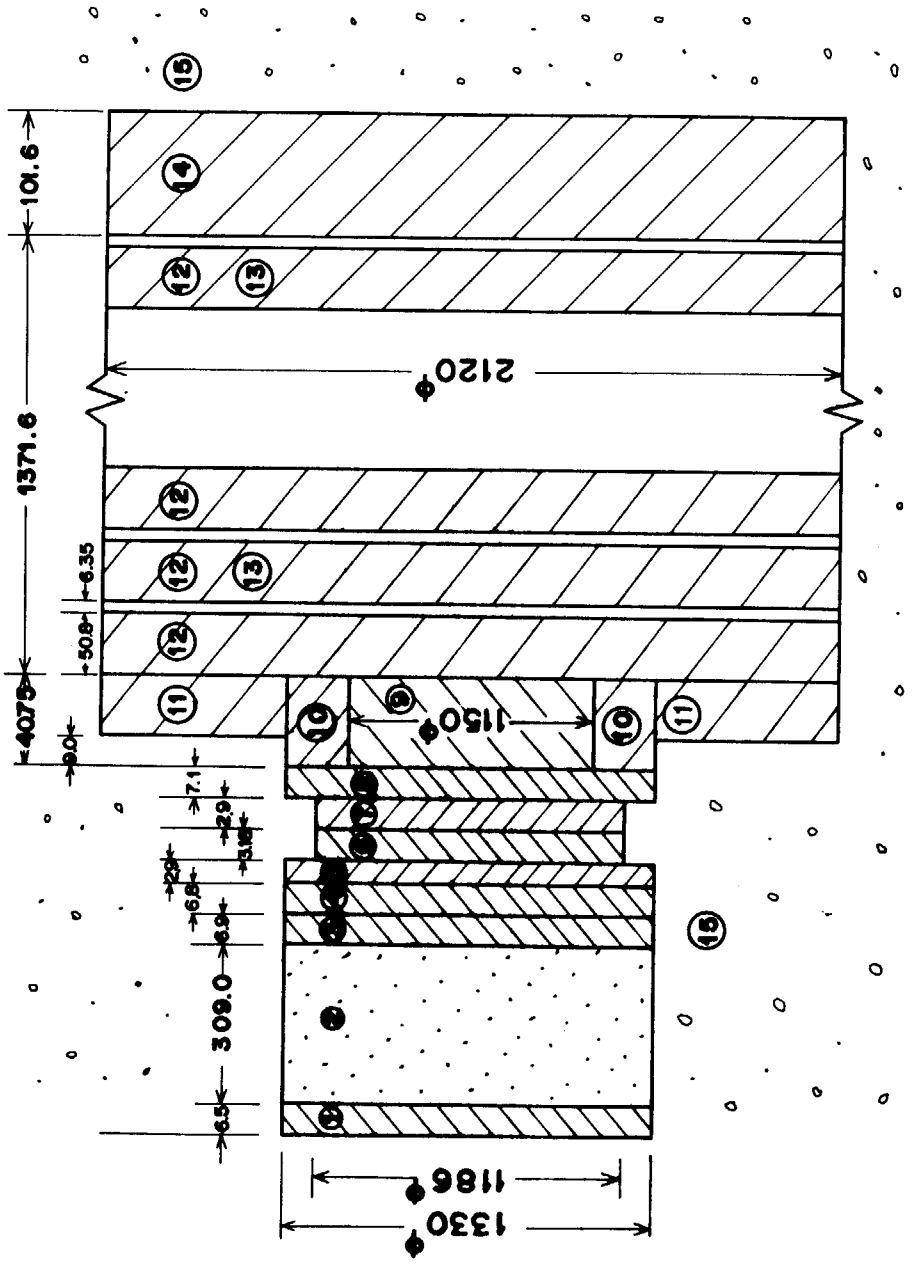


Fig.6.2 Calculational model for two-dimensional geometry

7. 中心に光中性子源を有する黒鉛体系内の中性子スペクトル

7. Neutron Spectrum from a Fission Source in Graphite

(Reference)

1) Profio A.E., Antúnez H.M. and Huffman D.L.: "The Neutron Spectrum from a Fission Source in Graphite", Nucl. Sci. Eng., 35, 91-103 (1969)

(Summary)

a) Experimental type : Sphere Penetration
b) Source : Gulf Radiation Technology LINAC, Photoneutron Source
c) Material : Graphite
d) Geometry : Sphere (one-dimension)
e) Instruments : NE-211, NE-213 Liquid Scintillator, BF_3 Counter
f) Quantity measured : Angular Neutron Spectrum

7.1 実験配置

Fig.7.1が全体の実験配置で，Fig. 7.2が実験に使用された黒鉛集合体である。

200eV 以下の中性子スペクトルの測定では，Fig. 7.2に示した小さい寸法の集合体が使用され，熱中性子境界条件を明確にするため，0.32cm 厚のボロン入ポリエチレンと0.051cm 厚のCd で黒鉛集合体は被覆された。

7.2 測定方法と測定器

28MeVのelectron linear accelerator で，パルス状の電子を加速し，劣化ウランターゲットで（γ,n），（γ,f ） 反応によって中性子を発生させ，中性子源とし，TOF 法によって角度依存スペクトルを測定。0.8 MeV以上の中性子の測定には5.08cmϕ× 5.08cm long（NE-211），または12.7 cm ϕ×12.7 cm long（NE-213） 液体シンチレータが，200 eV から0.8MeV までの中性子の測定にはboron capture検出器が，200eV 以下の中性子の測定には BF_3 検出器が使用された。

Fig. 7.1の実験配置で，中性子の角度依存スペクトルは次式で求められる。

$$\phi(\gamma, E, \Omega) = \frac{C(E)}{G(E)\,T(E)\,(A_d/L^2)\,\eta A_S M} \quad \cdots\cdots (7.1)$$

C(E)：counts per eV，

G(E)：intrinsic detector efficiency，

$T(E)$: flight path transmission,
$(=\exp\left[-\sum_i N_i \sigma_i x_i\right])$,
N_i : atomic density of the i−th material,
σ_i : the total cross section,
x_i : the thickness,
A_d : detector area (cm^2),
L : flight distance (cm),
A_d/L^2 : solid angle (steradian),
ηA_S : effective cross sectional area to which the flux is referred (cm^2),
M : monitor

7.3 線　源

Fig. 7.3が中性子発生用劣化ウランターゲットである。このターゲットの半球表面からのleakage spectrum をTable 7.1に示す。これらのスペクトルは0.22から15MeVの範囲の積分中性子束が1になるように規格化したものである。なお，Table7.2はターゲットからのleakage neutron の角度分布を方向余弦の関数として表わしたもので，cumulative probability で与えられている。

7.4 測定結果

Table7.3は測定結果の一覧表である。Fig.7.4からFig. 7.7は中性子スペクトルの測定結果で，モニタとして使用した $^{32}S(n,p)^{32}P$ 反応だけで求めたsulfer fluence 当りのangular spectrumである。

この，sulfer fluence当りのspectrum を，線源強度あたりのspectrum（ターゲット半球面からの0.22から15MeVのleakage neutron 積分中性子束を1とした値）に変換するためには，Fig. 7.4からFig. 7.7の値に "2.65×10^{-19}" を掛ければよい。

7.5 計算のためのモデル化

a. 線源条件

Fig.7.3に示した，劣化ウランターゲットの表面から外側方向にのみ，Table 7.1のスペクトルを有する中性子が放出されるとし，これの角度依存性をTable 7.2のように与えて球殻線源として扱う。

あるいは，Fig. 7.8に示したように，劣化ウランターゲットを近似し，ターゲットの中心の半径0.85cmの領域に一様，かつ等方的なphotoneutron sourceを仮定する。photoneutron source のスペクトルとしては，^{235}Uの核分裂スペクトルを用いる。なお，この場合の絶対値は，ターゲットの半球表面からの漏洩中性子の0.22から15MeV の積分中性子束が1になるよう

に規格化する。

b. 幾何形状

ターゲット，黒鉛集合体を含めて，Fig. 7.8のように球体系で近似する。

c. 物質の組成

領域の番号は，Fig. 7.8に示してある。

領域（No.）	核 種	原子密度 (atoms/cm^3)
ターゲット①，②	U 238	4.796×10^{22}
	U 235	1.071×10^{20}
冷却水＋鉄 ③	H	4.965×10^{22}
	O	2.482×10^{22}
	Fe	2.187×10^{22}
空気 ④	N	4.25×10^{19}
	O	1.13×10^{19}
黒鉛 ⑤	C	8.33×10^{22}

7.6 実験値と計算値の規格化

測定結果のsulfur fluence当りのスペクトルϕ_0は次式で，単位source neutronあたりのスペクトルϕになる。

ϕ〔n/cm^2・eV・sr・source neutron〕

$= 2.65\times10^{-19}\ \phi_0$〔n/cm^2・eV・sr−sulfur fluence〕 ……（7.2）

なお，ここで，source neutronとは，7.3節で述べた，漏洩中性子の0.22から15 MeVの積分中性子束を意味する。

（コメント：原著者）

a. スペクトル測定に関する誤差は次の通りである。

速中性子検出器の絶対効率	＝±8%
Boron capture 検出器の絶対効率	＝±16%
BF_3 検出器の絶対効率	＝±7%
T(E)の誤差 200eV～10keV	＝±12%
その他のエネルギ	＝±3～6%
(A_d/L^2) および ηA_S	＝ 5%以下
モニタへの規格化	＝±3%

b. Sulfur fluenceとsource neutronの関係はO5Rコードによる計算で求めたものであり，絶対値の精度はO5Rの計算精度以下になる。

c. RSIC−25によると1 photonetronは0.769source neutronになる。

Table 7.1 Normalized total leakage spectrum from target

Energy (eV)	N(E)	Energy (eV)	N(E)
2.2800+05	9.3922-07	1.4300+06	2.2159-07
2.3900+05	8.8415-07	1.4800+06	2.0672-07
2.5100+05	9.2784-07	1.5500+06	1.9265-07
2.6400+05	8.8965-07	1.6100+06	1.8116-07
2.7800+05	9.0287-07	1.6800+06	1.6438-07
2.9400+05	8.4926-07	1.7600+06	1.5583-07
3.1000+05	8.6542-07	1.8400+06	1.4496-07
3.2800+05	8.9883-07	1.9200+06	1.3060-07
3.4800+05	9.3518-07	2.0100+06	1.2216-07
3.6900+05	9.6676-07	2.1100+06	1.1287-07
3.9200+05	8.7166-07	2.2200+06	1.0589-07
4.1800+05	9.1609-07	2.3300+06	9.7190-08
4.4700+05	9.1462-07	2.4500+06	8.8121-08
5.1300+05	8.4449-07	2.5800+06	7.9492-08
5.5200+05	8.4412-07	2.7300+06	7.4866-08
5.9500+05	7.8868-07	2.8800+06	6.4034-08
6.4300+05	7.4499-07	3.0500+06	5.9922-08
6.9800+05	6.7266-07	3.2300+06	5.2762-08
7.6000+05	6.0840-07	3.4400+06	4.7438-08
7.7600+05	6.9065-07	3.6600+06	4.1711-08
7.9900+05	6.2970-07	3.9000+06	3.7708-08
8.2300+05	6.0179-07	4.1700+06	3.2373-08
8.7500+05	5.3166-07	4.4600+06	2.7960-08
9.0300+05	5.0926-07	4.7900+06	2.4145-08
9.3200+05	4.6667-07	5.1600+06	2.0418-08
9.6200+05	4.3767-07	5.5700+06	1.7128-08
9.9400+05	4.0022-07	6.0300+06	1.4151-08
1.0300+06	3.8773-07	6.5600+06	1.0589-08
1.0600+06	3.6298-07	7.1500+06	7.7620-09
1.1000+06	3.4389-07	7.8300+06	5.5002-09
1.1400+06	3.2553-07	8.6000+06	3.4433-09
1.1800+06	3.0435-07	9.5000+06	2.1226-09
1.2200+06	2.8540-07	1.0550+07	1.1408-09
1.2700+06	2.6264-07	1.1790+07	5.7095-10
1.3200+06	2.4446-07	1.3250+07	2.7828-10
1.3700+06	2.3201-07	1.5520+07	1.0453-10

Table 7.2 Cumulative probability for source angular distribution

E(MeV)	Directional cosine 1.00-.99	.99-.875	.875-.750	.750-.625	.625-.500	.500-.375	.375-.250	.250-.125	.125-0.0
15.00-10.00	.37515	.94507	.98778	.99932	1.00000	1.00000	1.00000	1.00000	1.00000
10.00- 6.70	.33407	.86961	.92311	.94178	.99883	1.00000	1.00000	1.00000	1.00000
6.70- 4.49	.31717	.87134	.94723	.97849	.99208	.99749	.99952	1.00000	1.00000
4.49- 3.01	.29114	.82415	.91232	.95396	.97613	.98740	.99332	.99762	1.00000
3.01- 2.02	.28429	.80479	.89597	.94233	.96924	.98280	.98957	.99594	1.00000
2.02- 1.35	.26970	.77257	.87008	.92375	.95728	.97561	.98558	.99449	1.00000
1.35- 0.821	.22590	.69746	.81994	.89410	.94317	.97010	.98376	.99410	1.00000
0.821-0.498	.16473	.58862	.74387	.84549	.91607	.95609	.97677	.99171	1.00000
0.498-0.302	.12122	.49596	.66771	.78725	.87424	.93058	.96545	.98850	1.00000
0.302-0.200	.09054	.42435	.60527	.73822	.83941	.91234	.96142	.98887	1.00000

Table 7.3 Experimental conditions for neutron spectrum measurements

Radius(cm)	Angle:θ (degrees) Fast	Intermediate	Thermal
20.3	0.0 ± 10.4		0
	30 ± 10	30 ± 10	90
35.6	0.0 ± 5.9		0
	16.6 ± 6	16.6 ± 6	90
	34.8 ± 6	34.8 ± 6	
	58.9 $^{+12}_{-9}$	58.9 $^{+12}_{-9}$	
50.8	0 ± 3.6		0
	11.5 ± 4	11.5 ± 4	90
	23.6 ± 4.5	23.6 ± 4.5	
	36.9 ± 5	36.9 ± 5	
66.0	0 ± 3.2		

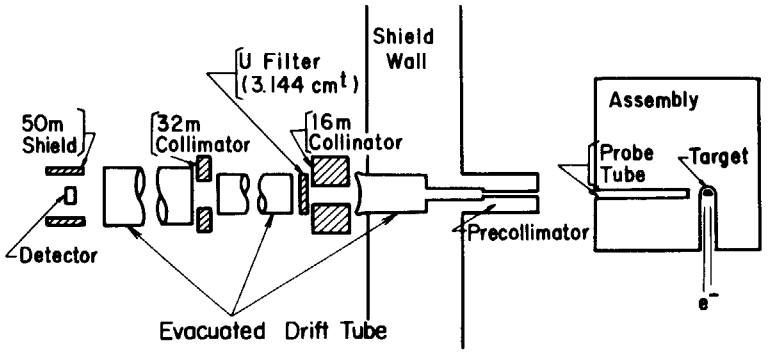


Fig. 7.1 Schematic experimental layout

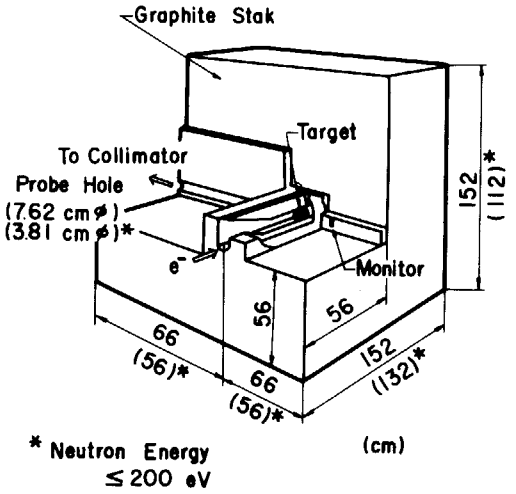


Fig. 7.2 Graphite stack for neutron spectrum measurements

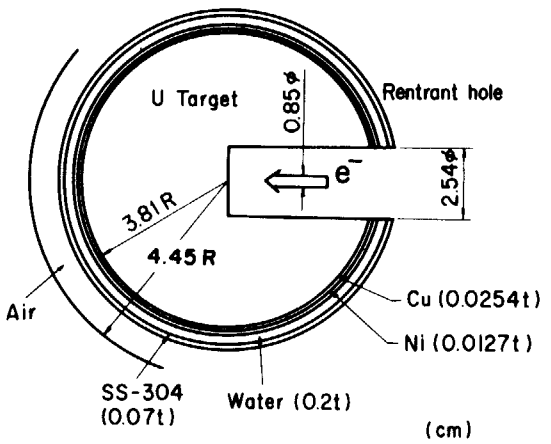


Fig. 7.3 Depleted uranium target

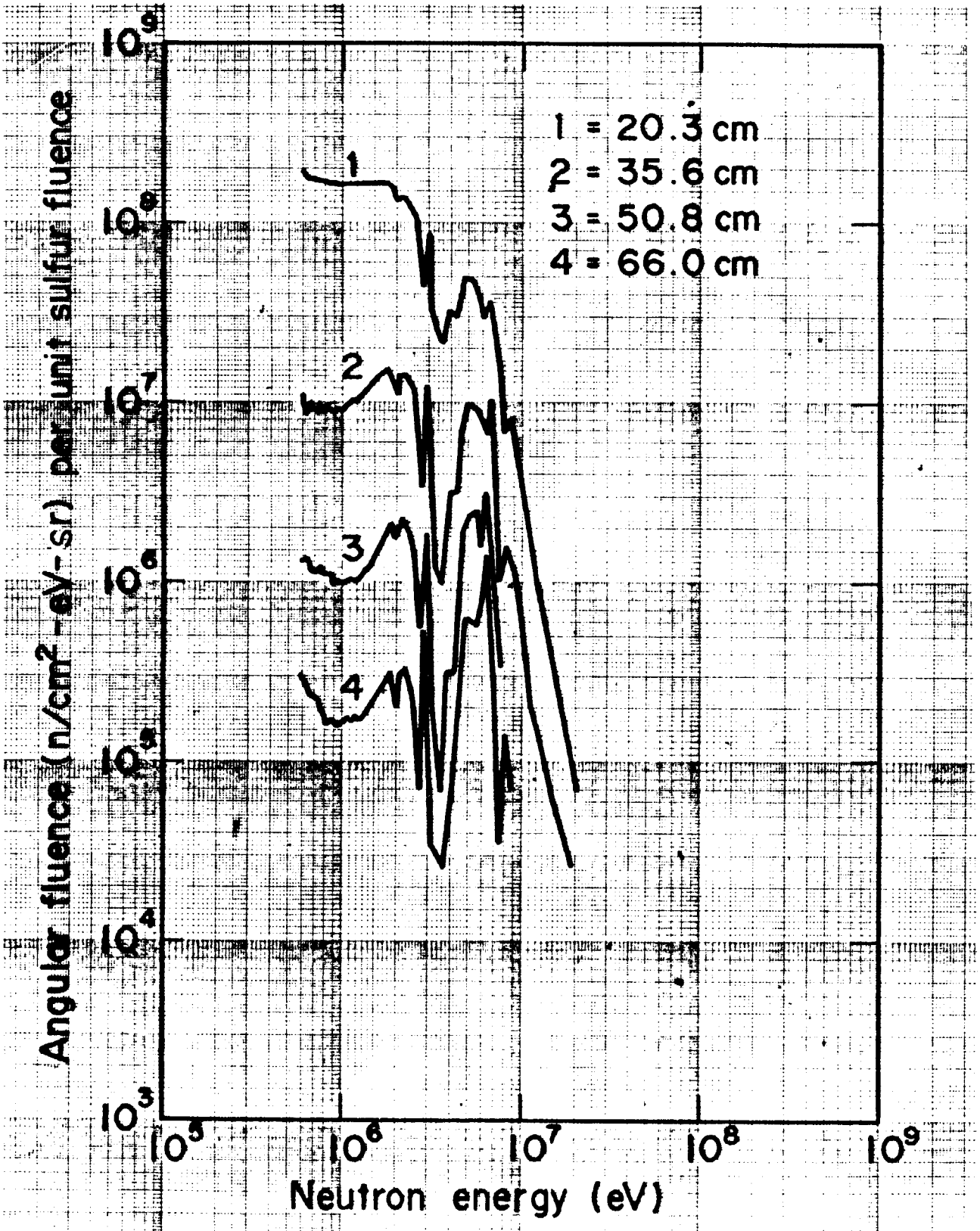


Fig.7.4 Fast neutron angular spectra at 0° vs radius

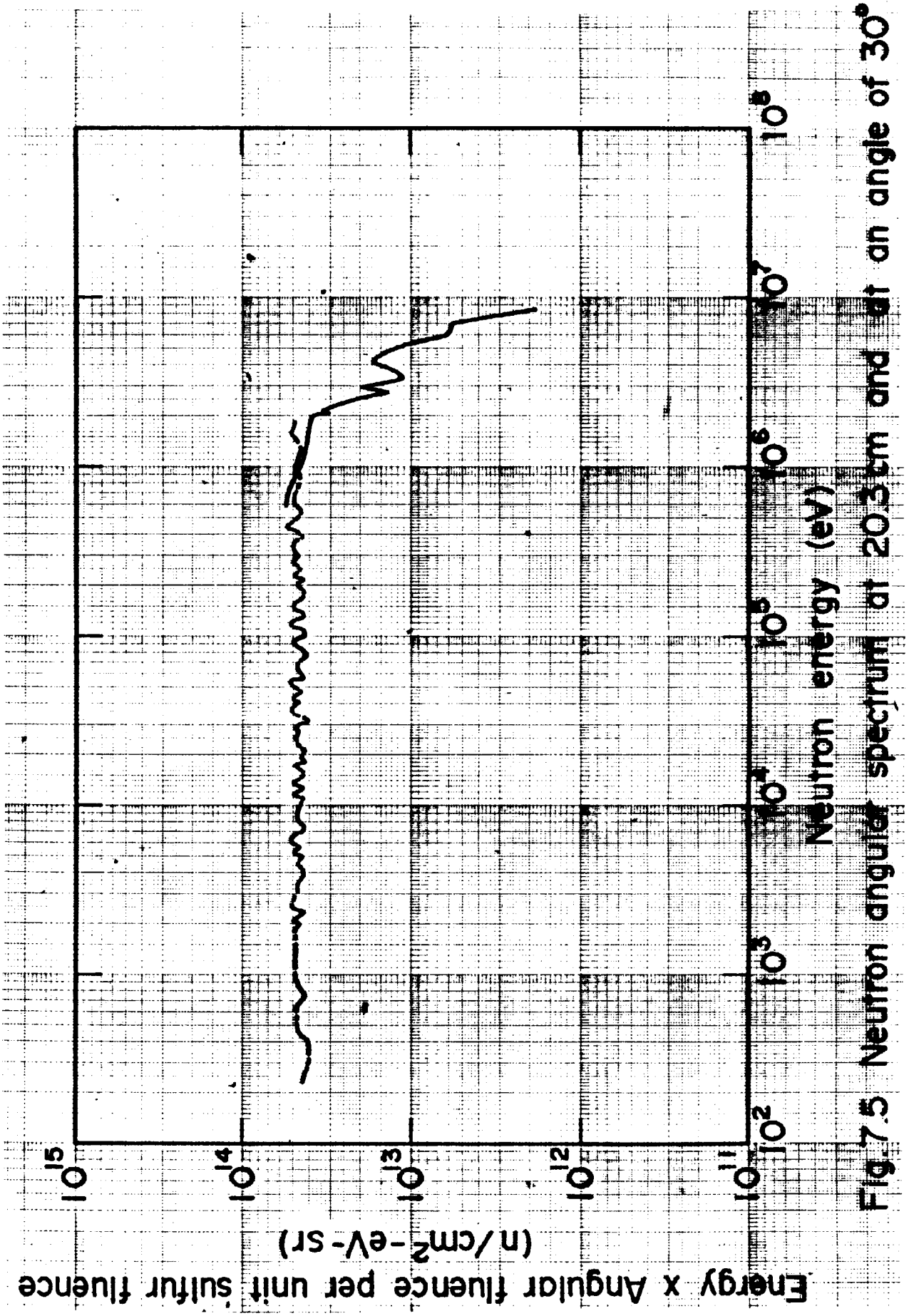


Fig. 7.5 Neutron angular spectrum at 20.3 cm and at an angle of 30°

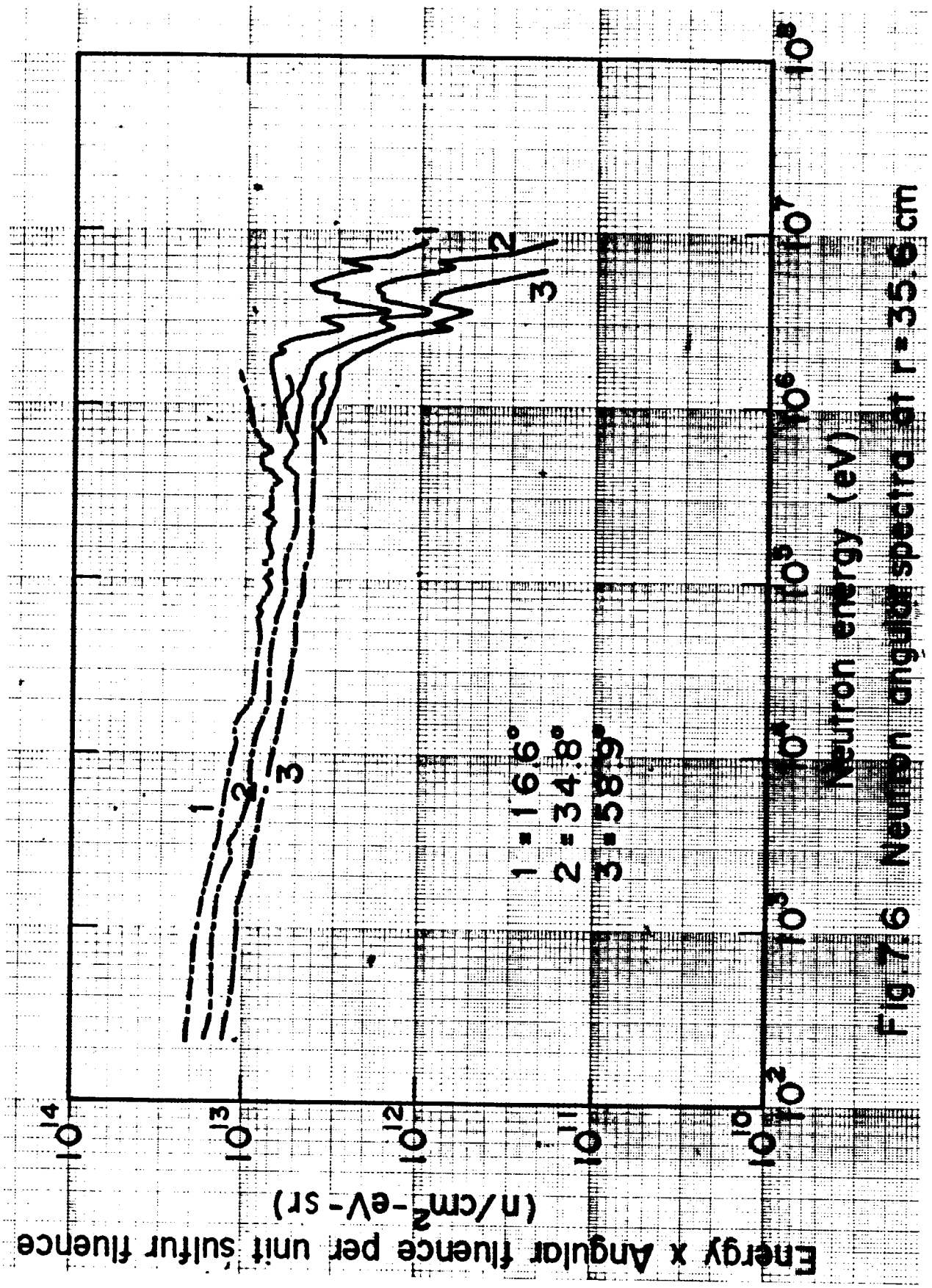


Fig 7.6 Neutron angular spectra at r = 35.9 cm

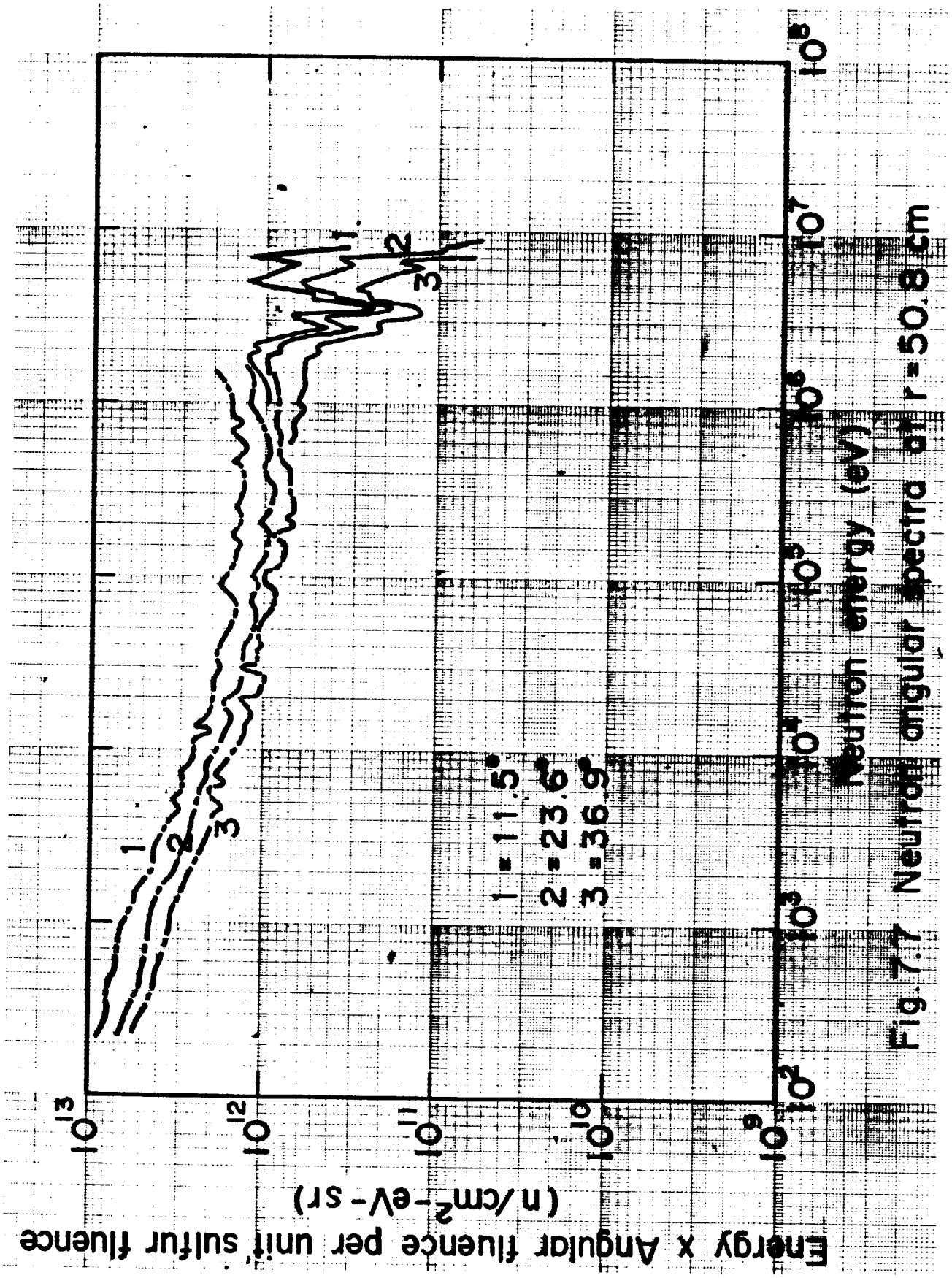
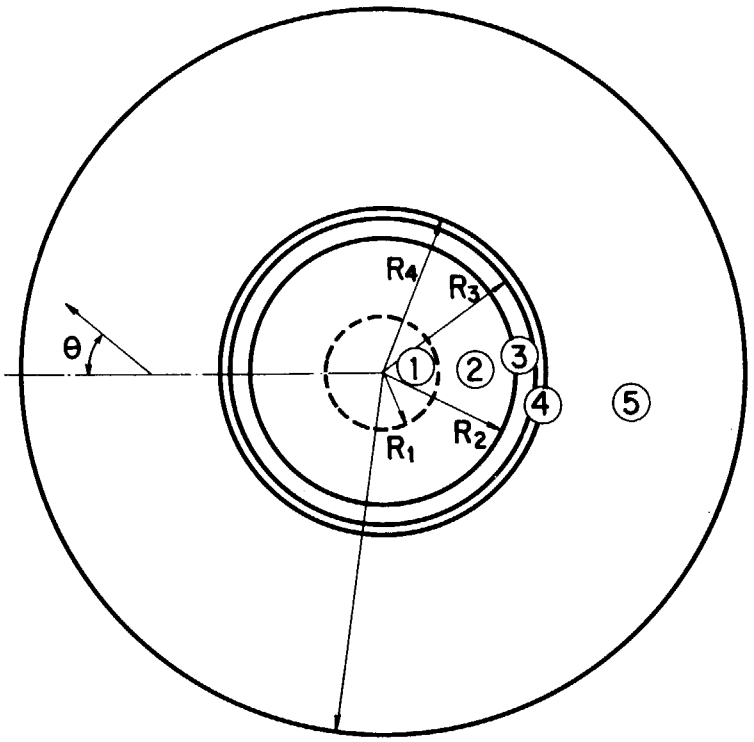


Fig. 7.7 Neutron angular spectra at r = 50.8 cm



①	Depleted U Target (photoneutron source)	R_1 = 0.85 cm
②	Depleted U Target	R_2 = 3.81 cm
③	Water + Fe	R_3 = 4.12 cm
④	Air	R_4 = 4.45 cm
⑤	Graphite	R_5 = 80.0 cm

Fig. 7.8 Calculational model for one-dimensional sphere geometry

8. 中心に光中性子源を有するパラフィン体系内の速中性子スペクトル

8. Fast Neutron Penetration from a Fission Source in Paraffin

(Reference)

1) Profio A.E., Cerbone R.J. and Huffman D.L.: "Fast Neutron Penetration in Paraffin and Lithium Hydride", Nucl. Sci. Eng., 44, 376-387 (1971)

(Summary)

a) Experimental type : Sphere Penetration
b) Source : Gulf Radiation Technology LINAC, Photoneutron Source
c) Material : Paraffin (CH_2)
d) Geometry : Sphere (one-dimension)
e) Instrument : NE-211, NE-213 Liquid Scintillator
f) Quantity measured : Angular Spectrum of Fast Neutrons

8.1 実験配置

全体の実験配置は，Fig. 7.1と同じで，中心にボイドを有する 76.2 cmϕのパラフィン球が使用された。

8.2 測定方法と測定器

7.2節と同じであるが，この実験で測定されたのは速中性子スペクトルだけである。

8.3 線　源

7.3節と同じ。

8.4 測定結果

Fig. 8.1，Fig. 8.2がパラフィン（CH_2）体系内のangular spectrum で，それぞれ中心から 22.6 cm，38.1cm 点での測定結果である。これらの結果は劣化ウランターゲットの中心に 0.85cm半径のphotoneutron source を仮定した時の単位photoneutron 当りの値である。

モニタとしてsulfur foil が用いられ，このモニタの測定値と線源強度の関係はO5Rコードを用いて求められた。

8.5 計算のためのモデル化

a. 線源条件

Fig. 8.3のように劣化ウランターゲットを近似し，ターゲットの中心に半径0.85cmのphotoneutron sourceが一様に分布しているものとする。photoneutron のスペクトルとしては^{235}Uの核分裂スペクトルを使用する。

b. 幾何形状

線源，パラフィン体系を，Fig. 8.4のように球形状で近似する。

c. 物質の組成

領域の番号はFig. 8.4に示してある。

領域（No.）	核 種	原子密度（atoms/cm^3）
ターゲット①，②	^{238}U	4.796×10^{22}
	^{235}U	1.071×10^{20}
Water+Fe ③	H	4.965×10^{22}
	O	2.482×10^{22}
	Fe	2.187×10^{22}
Air ④	N	4.25×10^{19}
	O	1.13×10^{19}
CH_2 ⑤	H	7.830×10^{22}
	C	3.915×10^{22}

8.6 実験値と計算値の規格化

パラフィン（CH_2）の測定結果は，source photoneutron 当りのangular flux (n/cm^2·sec·eV·sr-photoneutron）である。

（コメント：原著者）

線源分布，線源強度は，モニタ（sulfur foil） の測定結果とO5Rの計算結果を用いて決めたものであり，実験値はO5Rの計算の精度内での絶対値という意味しかないことに注意する必要がある。

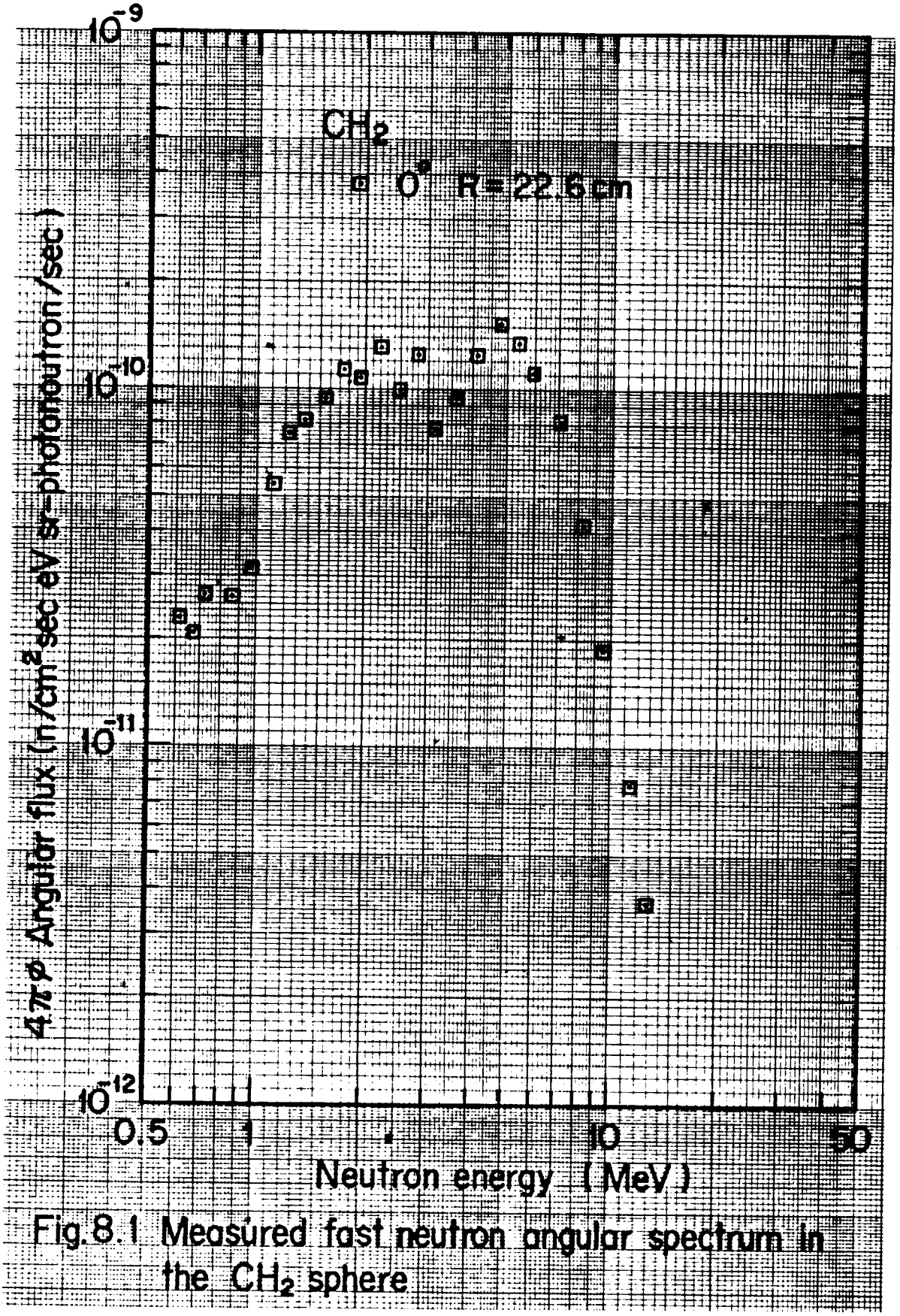


Fig. 8.1 Measured fast neutron angular spectrum in the CH_2 sphere

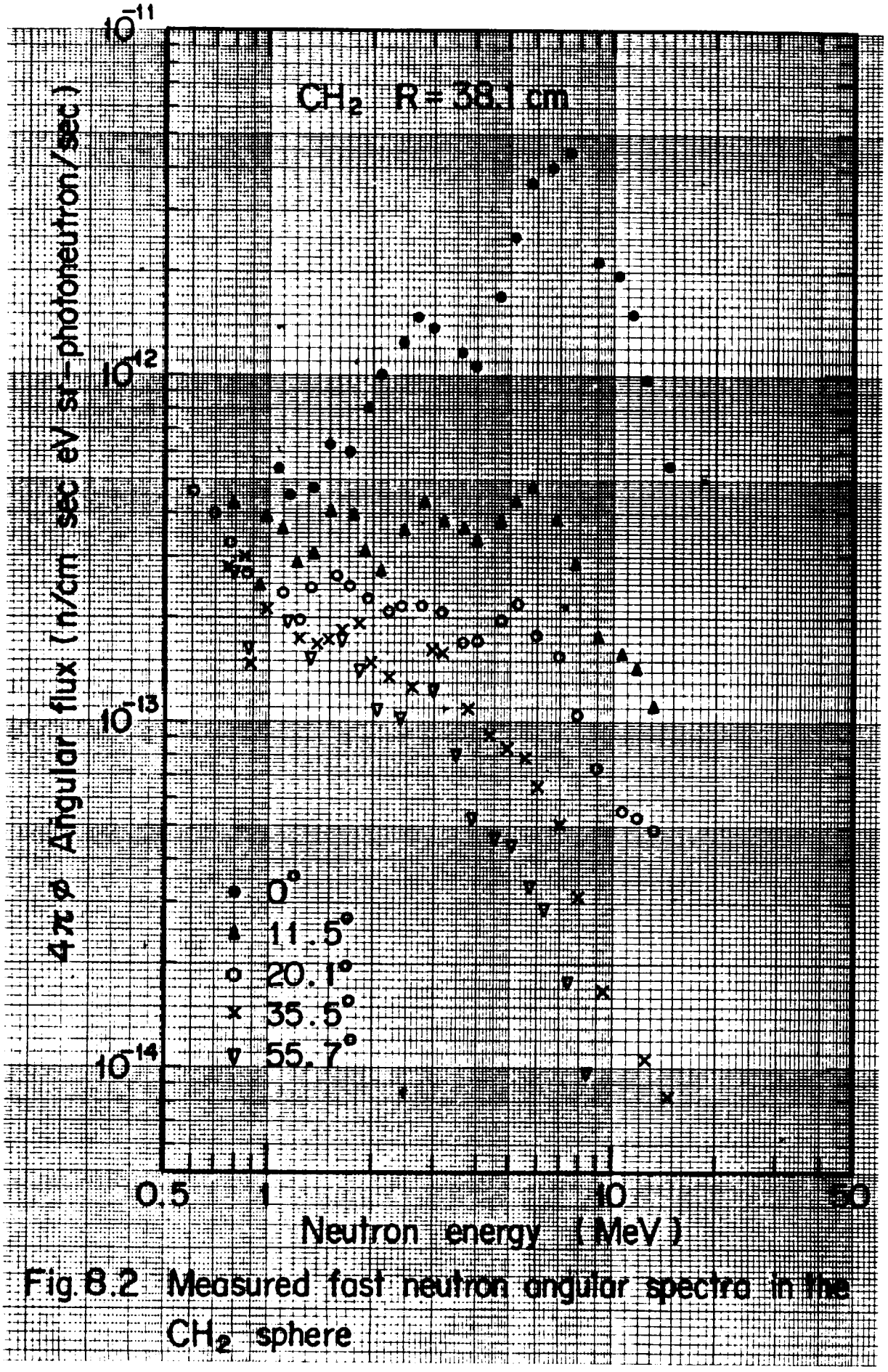
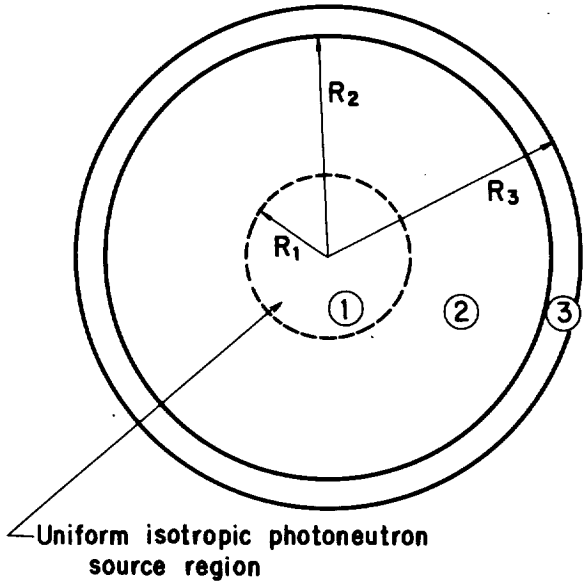
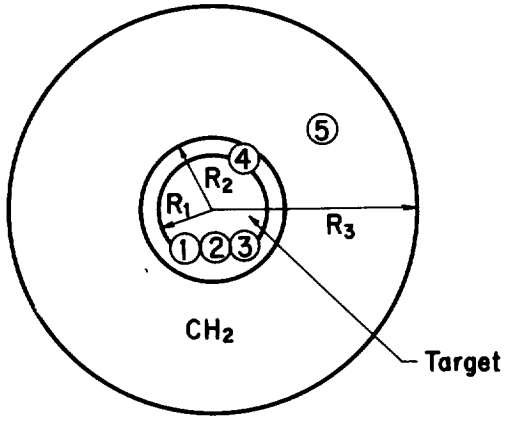


Fig. 8.2 Measured fast neutron angular spectra in the CH_2 sphere



①	Depleted U Target	R_1 = 0.85 cm
②	〃	R_2 = 3.81 cm
③	Water + Fe	R_3 = 4.12 cm

Fig. 8.3 Model of the water-cooled depleted uranium target



①, ②, ③	Target region	R_1 = 4.12 cm
④	Air	R_2 = 7.60 cm
⑤	Paraffin	R_3 = 38.1 cm

Fig. 8.4 Calculational model of the CH_2 sphere assembly

9. 中心に光中性子源を有する鉄体系内の角度依存中性子スペクトル

9. Angular Neutron Spectra from a Photoneutron Source in Iron Sphere

(Reference)

1) Malaviya B.K., Kaushal N.N., Becker M., Burns E.T., Ginsberg A. and Gaerttner E.R.: "Experimental and Analytical Studies of Fast Neutron Transport in Iron", Nucl. Sci. Eng., 47, 329-348 (1972)

(Summary)

a) Experimental type : Sphere Penetration
b) Source : RPI LINAC, Photoneutron Source
c) Material : Iron
d) Geometry : Sphere (one-dimension)
e) Instrument : Organic Liquid Scintillator, ^{10}B-Vaseline NaI(Tl) Detector, TOF Method
f) Quantity measured : Angular Neutorn Spectrum

9.1 実験配置

Fig.9.1, Fig.9.2が全体の実験配置である。電子ライナックからのパルス状電子ビームがコリメートされ鉛ターゲットに入射する。

実験体系はFig. 9.3に示すように38″×40″×40″の鉄体系で中央水平層部に2″×2″の断面を持つ種々の深さの実験孔を有している。

9.2 測定方法と測定器

電子ライナックから60MeV の電子をパルス状に入射させ，鉄体系内の実験孔から出てくる中性子をコリメータとドリフトチューブを通して10m 飛ばした後，28mと100m の飛行管を用いてTOF法によって，中性子のエネルギスペクトルが測定された。先行パルスに起因する低速中性子の重なりを避けるため飛行管内に^{10}B フィルタが挿入されている。0.3MeV 以上の中性子は20″φ×5″有機液体シンチレータで測定され，1MeV 以下の中性子は12″φ×2″の円板状アルミコンテナ中の^{10}B 粉末とワセリンの混合物を4個のNaI(Tl)シンチレータで囲んだ検出器で^{10}B(n,α)反応で発生する480keV のガンマ線を検出することによって，測定された。中性子飛行時間の較正は，炭素フィルタを通して得られる2.076MeV の共鳴とガンマflashを用いて行われた。中性子スペクトルの絶対値はカレントインテグレータと線源の近傍に置いたTl

箔の放射化とにより求められた。両者は１０％以内で一致している。

測定されたＴＯＦデータは次式によりangular flux に変換された。

$$\phi(r, E, \mu) = \frac{C(E)}{\eta(E)\, T(E) N}$$

$$= \frac{C_i}{\eta_i T_i N E^{3/2} \Delta t} \qquad \cdots\cdots (9.1)$$

C(E)：単位エネルギ幅当りのカウント数

η(E)：時間スペクトルのi チャンネルに対応するエネルギEを持つ中性子の検出効率

T(E)：flight path transmission

N　：規格化定数

Δt　：時間分析器のチャンネル幅

9.3 線　源

中性子発生用ターゲットは，鉄体系中の6″× 6″× 11″の凹みの中に入れられた3″ϕの鉛球であり，その鉛球の電子ビームの方向に向っている穴の中に厚いタンタル板が置かれている。このターゲットはほぼ核分裂スペクトルを有する球状の中性子源となる。

9.4 測定結果

鉄体系内の種々の位置における10keVから１０MeVまでの中性子のangular spectrum の測定結果は，Fig. 9.4，Fig. 9.5に，ターゲット表面からの線源スペクトルと共に示されている。

9.5 計算のためのモデル化

a. 線源条件

中性子源として，ターゲットを半径 3.97 cmの球殻線源とし，線源表面からの中性子角度分布は外向きにのみ等方的に放出されると仮定する。

あるいは，ターゲット内に一様に分布する核分裂スペクトル線源を仮定し，等方角度分布をもつ球状体積線源として扱う。ただしこの場合には，ターゲット表面からのleakageスペクトルがFig. 9.4のsource スペクトル(S)と一致するように，実効的な線源領域を仮定することが必要である。

b. 幾何形状

線源，鉄体系を含めて，Fig. 9.6に示すように，一次元の球体系で近似する。

c. 物質の組成

領域の番号はFig. 9.6に示してある。

領域（No.）	核種	原子密度（atoms/cm^3）
線　源　①	Pb	3.296×10^{22}
ボイド　②	N	4.25×10^{19}
	O	1.13×10^{19}
鉄体系　③	Fe	8.396×10^{22}
	Cr	2.822×10^{19}
	S	2.952×10^{19}
	P	1.528×10^{19}
	Mn	6.117×10^{20}
	C	6.705×10^{22}

9.6　実験値と計算値の規格化

測定結果は，線源スペクトルに対して，絶対値になっているので，実験値と計算値は線源スペクトルで規格化して比較する。

（コメント原著者）

実験の誤差をまとめると次の通りである。

a. バックグランド

時間依存と時間無依存の2つのバックグランドを合わせて，全シグナルの5％以下

b. Mean emission time 効果

エネルギ軸で4％以下

c. 飛行中の吸収

フィルタ等での吸収補正で5％以下

d. エネルギ軸

飛行距離は±2 cm 以下の精度，また，エネルギ軸の精度はエネルギ分解能の約2倍

e. エネルギ分解能

パルス幅，検出器の時間分解能，チャンネル幅，emission time の変化，時間のベースラインドリフトを加えて，30keV で0.5％，100keV で1.5％，300keV で2.5％である。

f. カウントの統計誤差

8 MeV 以上と20keV 以下で5～10％，それ以外で4％以下

g. 検出効率

有機液体シンチレータ，^{10}B －ワセリン検出器，いずれも10％以下

h. 規格化

モニタの精度8％，また，2つの検出器によるスペクトルの結合で約15％の誤差

i. カウント損失効果

不感時間の効果は10％以下

j. Perturbation

Reentrant hole によるものは10％以下で，spurious source によるものと室内散乱

は無視できる。

k. 線源の非等方性

8%かそれ以下

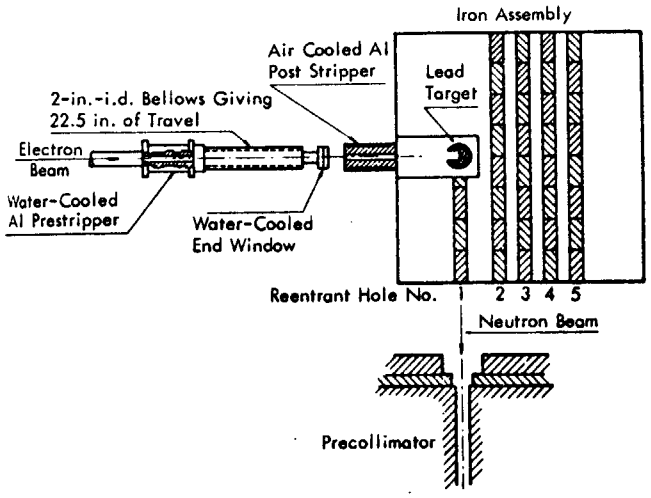


Fig. 9.1 Experimental setup

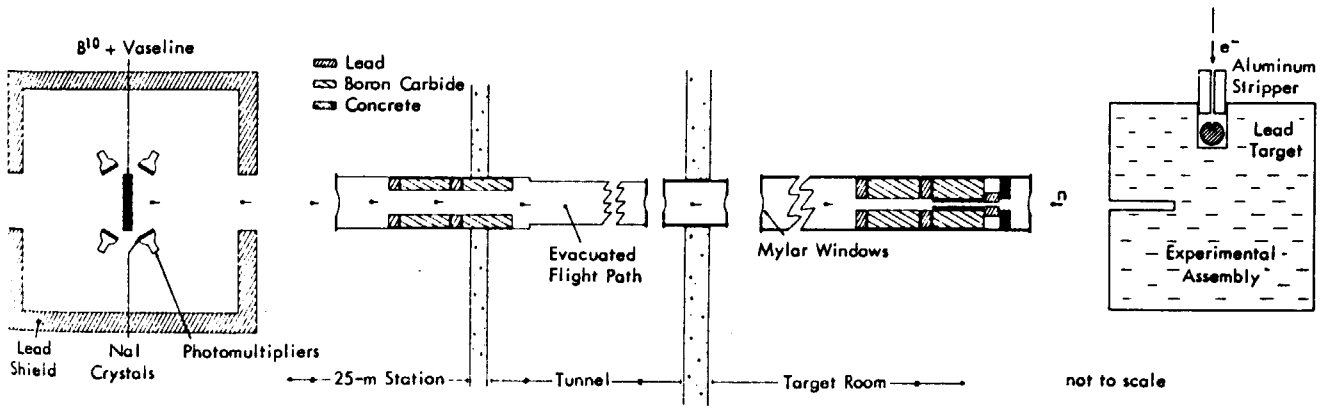


Fig. 9.2 Schematic layout of time-of-flight spectrometer

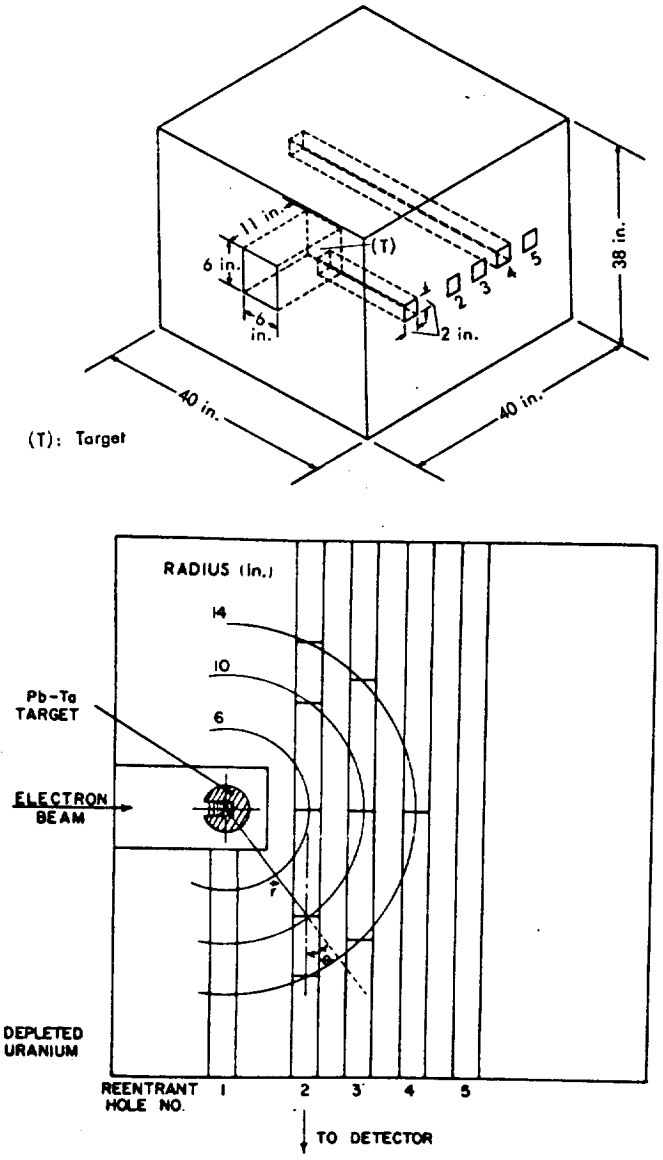
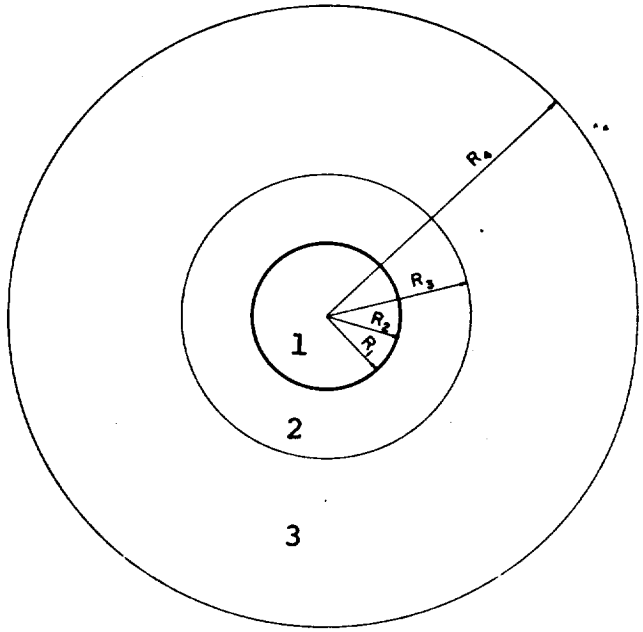


Fig. 9.3 Target and reentrant hole locations in the iron assembly, and designation of measurement points



1 $0 < R < R_1$ = 3.96 cm Black Absorber
$R_1 < R < R_2$ = 3.97 cm Shell Source
2 $R_2 < R < R_3$ = 7.63 cm Void
3 $R_3 < R < R_4$ = 53.40 cm Iron

Fig. 9.6 Geometrical modeling for one-dimensional analysis

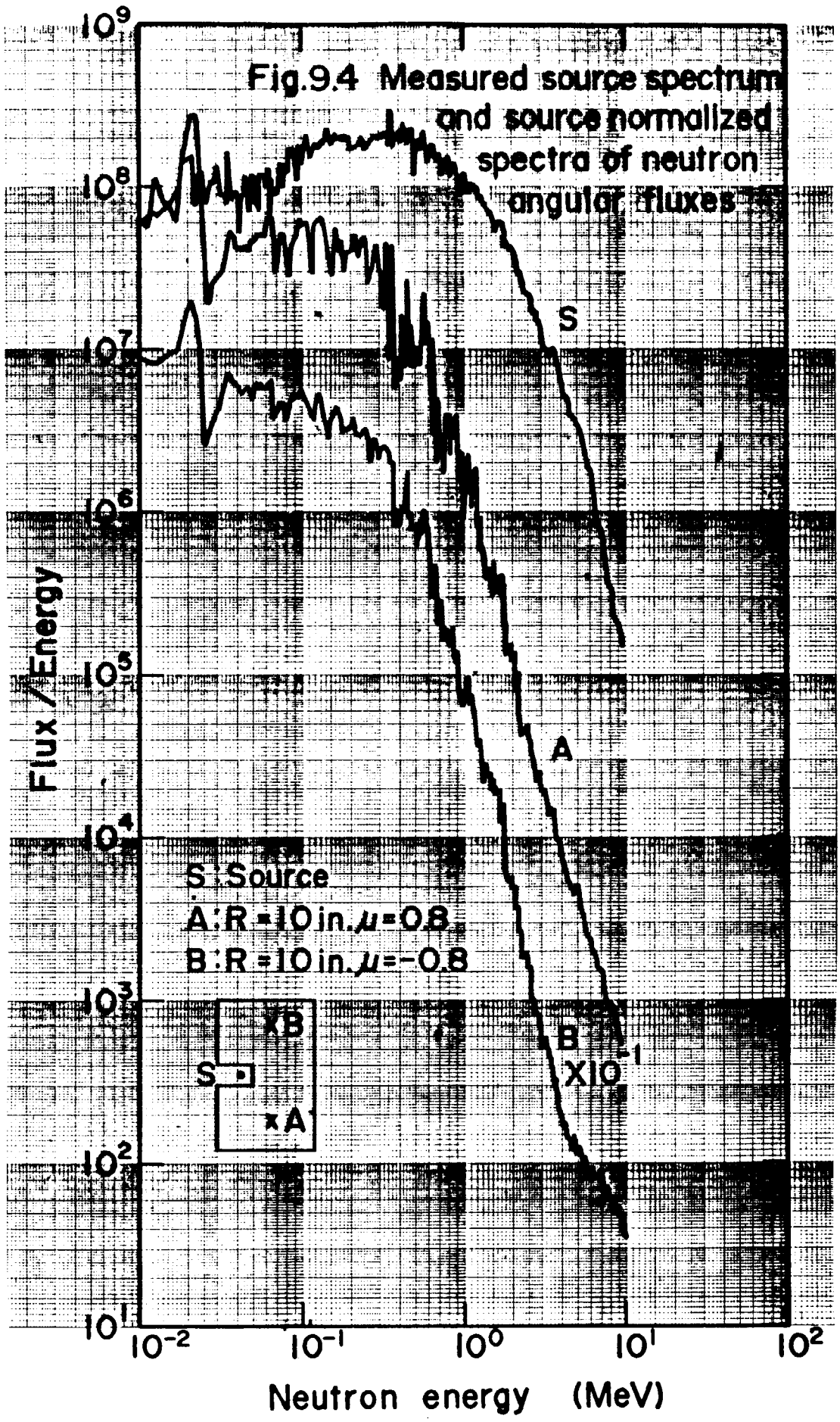


Fig.9.4 Measured source spectrum and source normalized spectra of neutron angular fluxes
S
A
B
X10⁻¹
S : Source
A : R = 10 in. μ = 0.8
B : R = 10 in. μ = -0.8
xB
S
xA
Flux / Energy
Neutron energy (MeV)
10⁹
10⁸
10⁷
10⁶
10⁵
10⁴
10³
10²
10¹
10⁻²
10⁻¹
10⁰
10¹
10²

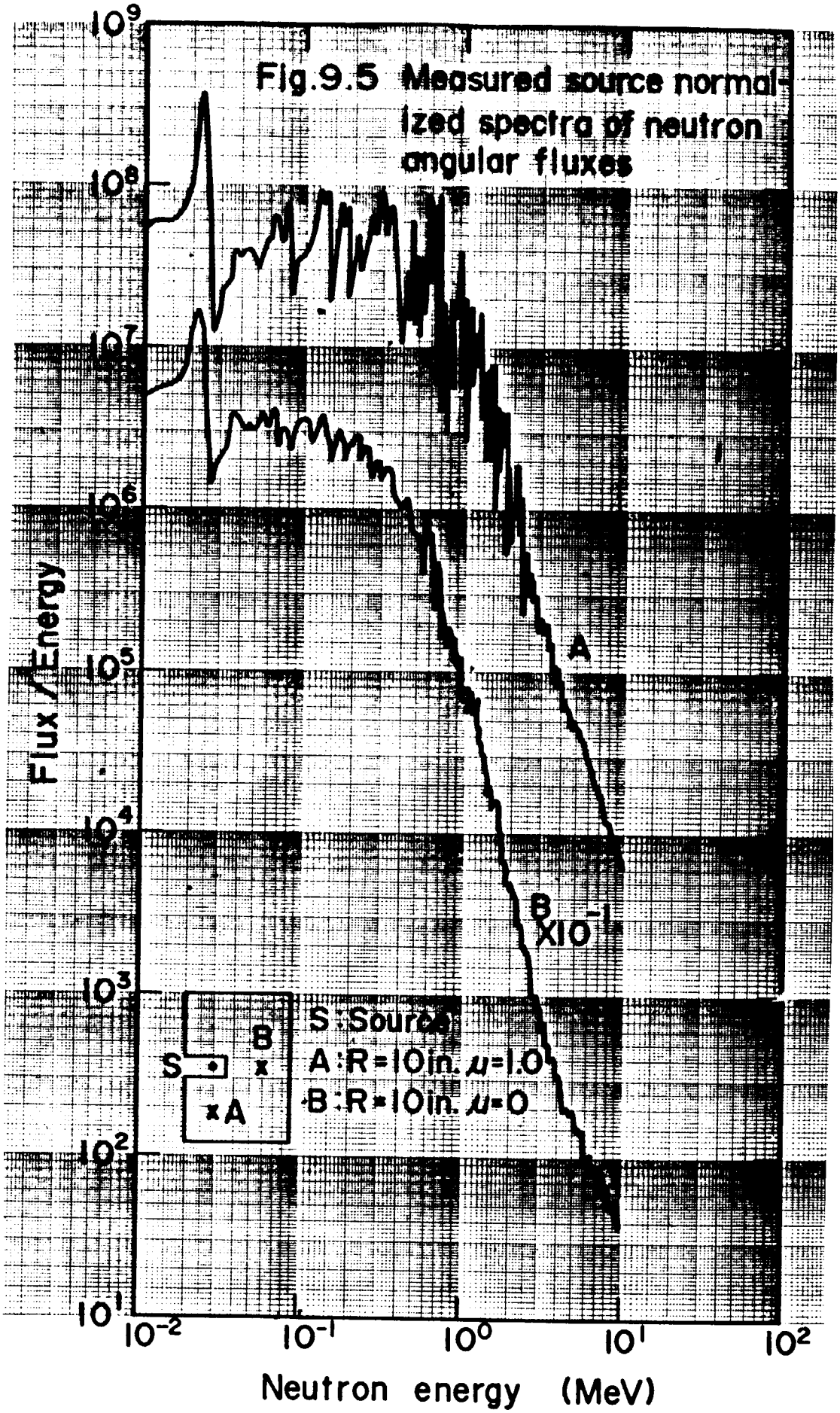


Fig.9.5 Measured source normalized spectra of neutron angular fluxes

10. 中心に光中性子源を有する劣化ウラン体系内の角度依存中性子スペクトル

10. Angular Neutron Spectra from a Photoneutron Source in Depleted Uranium Sphere

(Reference)

1) Kaushal N.N., Malaviya B.K., Becker M., Burns E.T. and Gaerttner E.R.: "Measurement and Analysis of Fast Neutron Spectra in Uranium Depleted in the Uranium-235 Isotope", Nucl. Sci. Eng., 49, 330-348 (1972)

(Summary)

a) Experimental type : Sphere Penetration
b) Source : RPI LINAC, Photoneutron Source
c) Material : Depleted Uranium
d) Geometry : Sphere (one-dimension)
e) Instrument : Organic Liquid Scintillator, ^{10}B-Vaseline NaI(Tl) Scintillator, TOF Method
f) Quantity measured : Angular Neutron Spectrum

10.1 実験配置

全体の配置はFig. 9.2と同じである。実験体系はFig.10.1 に示すように，高さ31″，長さ33″，幅40″の劣化ウラン（0.2% ^{235}U）体系で薄いポリエチレンで全体がコーティングされている。中央水平層部に2″×2″断面積の実験孔を持つが，その上下に12ミルの厚さのAl 板が挿入されている。

10.2 測定方法と測定器

9.2節と同じ。

10.3 線　源

9.3節と同じ。

10.4 測定結果

劣化ウラン体系内の種々の位置で測定された中性子のangular spectrum が，Fig. 10.2,

Fig.10.3, Fig.10.4 に示されている。線源のスペクトルは，Fig.9.4 と同じである。測定データは0.6 MeV 以下は1 keV 間隔，0.6 MeV 以上は5 keV 間隔で平均化している。

10.5 計算のためのモデル化

a．線源条件

9.5節と同じ。

b．幾何条件

9.5節と同じ。

c．物質の組成

線源，ボイド領域は9.5節と同じ，劣化ウラン領域の組成は以下の通り。

領　域	核　種	原子密度（atoms/cm^3）
劣化ウラン	^{238}U	4.820×10^{22}
	^{235}U	9.763×10^{19}

10.6 実験値と計算値の規格値

9.6節と同じ。

（コメント：原著者）

実験誤差は以下を除きベンチマーク問題9と同じである。

a　Mean emission time

2%かそれ以下。

b　飛行中の吸収

1%以下

c　カウントの統計誤差

8 MeV 以上と20 keV 以下で5～15%，それ以外で5%以下。

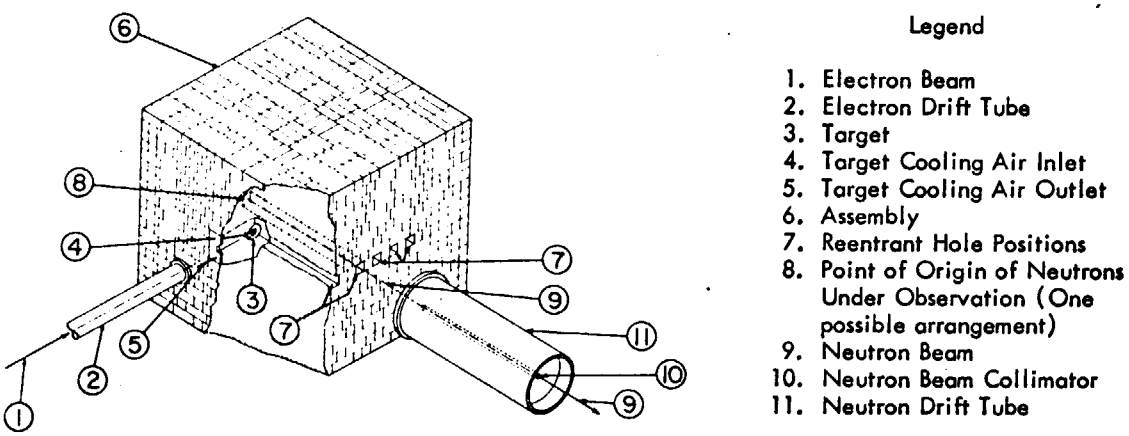


Fig. 10.1 Schematic view of the depleted uranium assembly

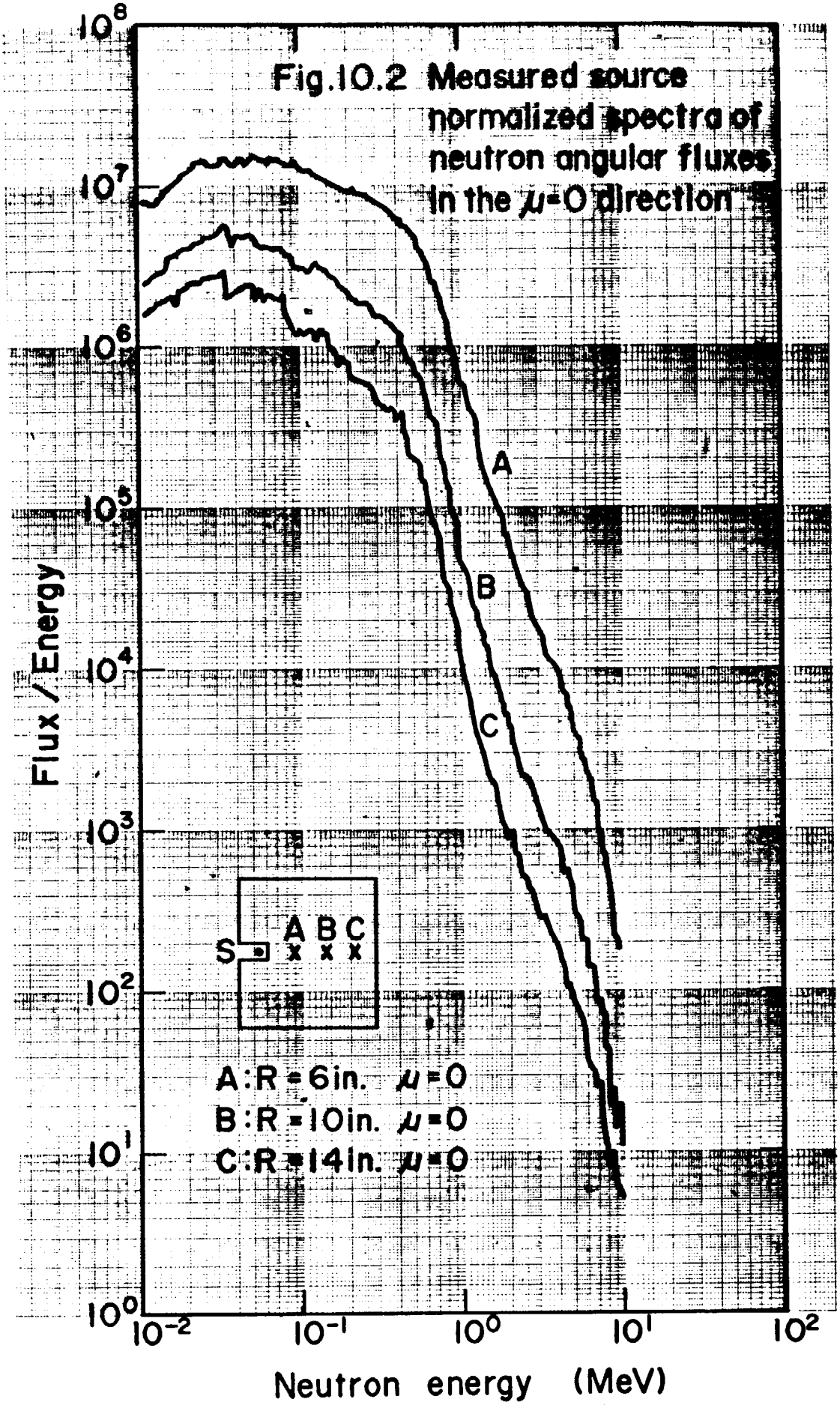


Fig.10.2 Measured source normalized spectra of neutron angular fluxes in the μ=0 direction
Flux / Energy
Neutron energy (MeV)
A
B
C
S
A B C
A:R=6in. μ=0
B:R=10in. μ=0
C:R=14in. μ=0

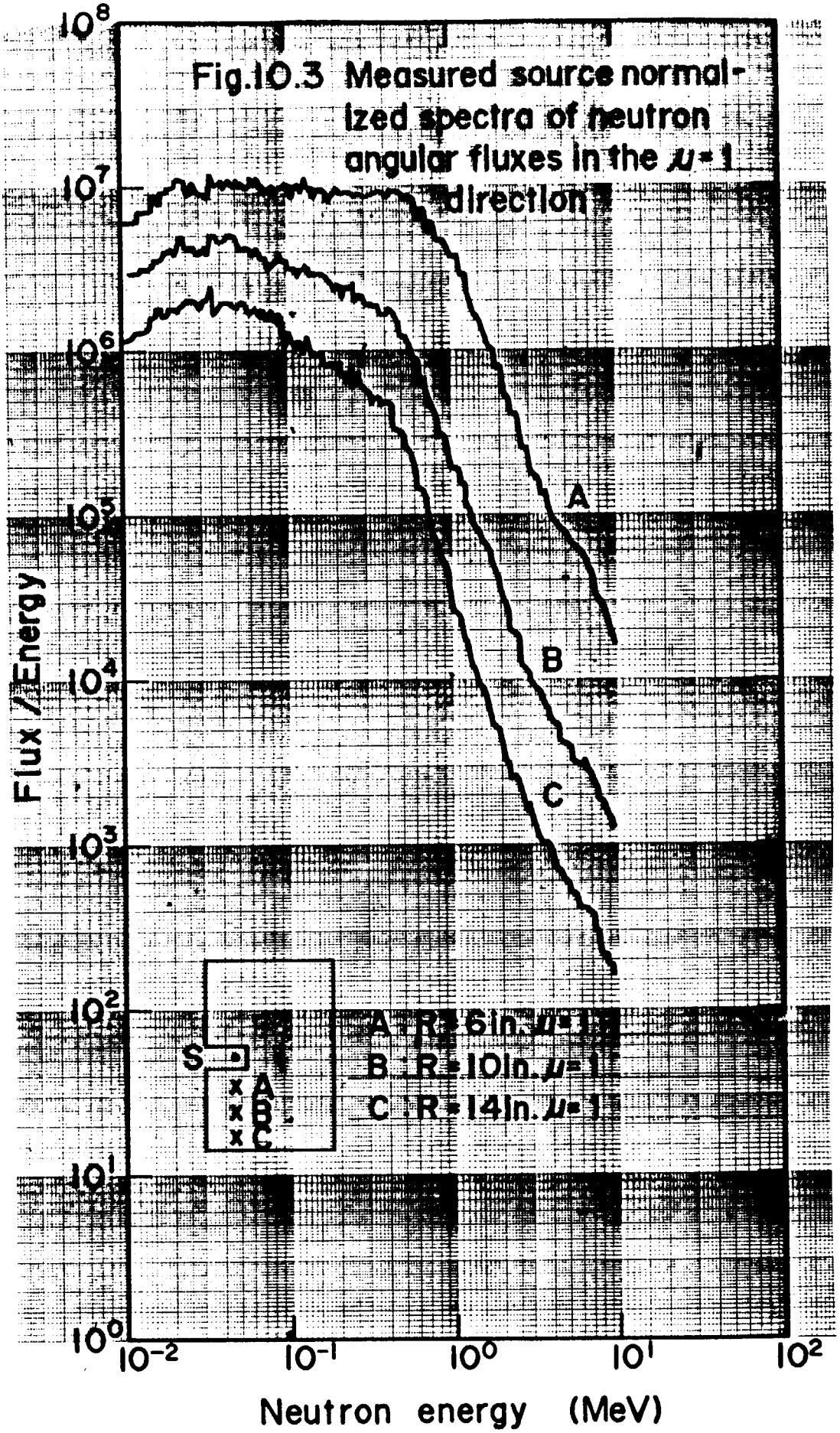


Fig.10.3 Measured source normalized spectra of neutron angular fluxes in the μ=1 direction
Flux / Energy
Neutron energy (MeV)
A
B
C
A : R=6in. μ=1
B : R=10in. μ=1
C : R=14in. μ=1
S
A
B
C
10^8
10^7
10^6
10^5
10^4
10^3
10^2
10^1
10^0
10^-2
10^-1
10^0
10^1
10^2

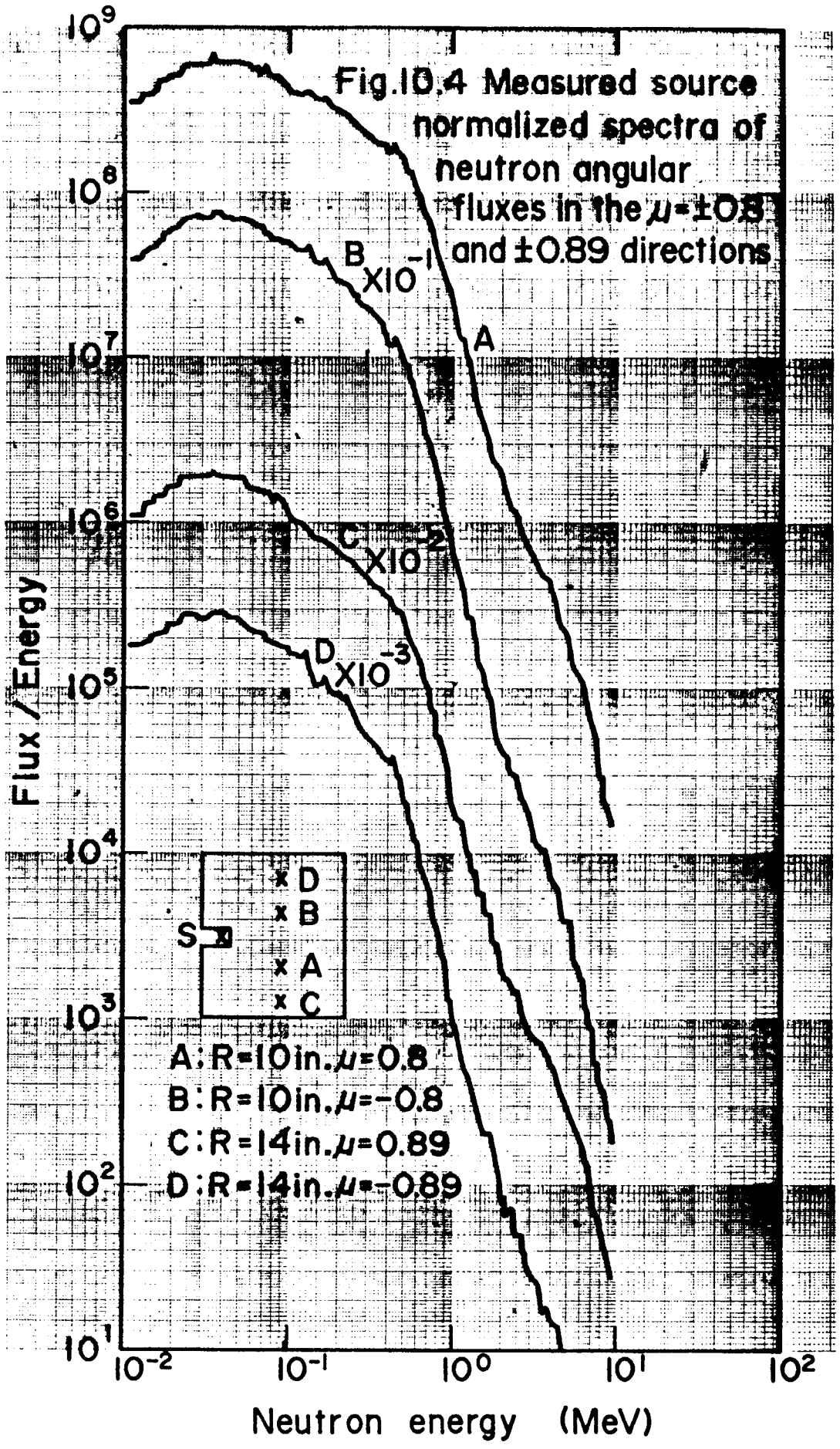


Fig.10.4 Measured source normalized spectra of neutron angular fluxes in the $\mu = \pm 0.8$ and ± 0.89 directions

11. 中心に^{252}Cf中性子源を持った鉄球からの漏洩中性子スペクトル

11. Leakage Neutron Spectra from Iron Shpere with a ^{252}Cf Source in the Center

(Reference)

1) Werle H., Kappler F., and Kuhn D.: "Measurements of Neutron Leakage Spectra from Iron Sphere with a ^{252}Cf Source in the Center", NEACRP-U-73 (1976)

(Summary)

a) Experimental type : Sphere Transmission
b) Source : ^{252}Cf Fission Neutron Source
c) Material : Iron
d) Geometry : Sphere (one-dimension)
e) Instrument : H-Proportional Counter, ^{3}He Semiconductor Sandwich Spectrometer, Chamber
f) Quantity measured : Neutron Spectrum

11.1 実験配置

本実験は鉄球の中心に^{252}Cf中性子線源を置いて，鉄球からのleakage spectrum を測定したものである。Fig.11.1 は反跳陽子スペクトロメータによる実験配置である。leakage spectrum の測定は直径15，20，25，30，35，40 cmφの6種類の鉄球について行われた。これらの実験には高純度の鉄（C：0.07w/o，Mn：0.05w/o，P：0.009w/o，S：0.007 w/o）が用いられた。それぞれの鉄球の中心には2.88cm^{3}の線源カプセルを挿入するため，3.57 cm^{3}の空隙が設けられている。線源近傍の詳細をFig. 11.2に示す。

なお，全体の実験装置は，床から2m以上，壁から3m以上離して設置されている。

11.2 測定方法と測定器

測定には3種類の反跳陽子スペクトロメータと350μ厚で300mm^2 の表面障壁型Si 半導体検出器をもつ^{3}He 半導体スペクトロメータが用いられた。Table 11.1は実験に用いられた3種類の反跳陽子スペクトロメータの主な特性である。

なお，反跳陽子スペクトロメータの測定では，Fig.11.1 に示したようにshadow cone を用いてバックグランドの差引が行われ，その後で波高分布の測定値をSPEC 4コードによりunfolding することにより中性子スペクトルが求められた。

^{3}He 半導体スペクトロメータによる測定では，検出器は鉄球の表面に接して置かれた。この場合には，Si(n ,d)，Si (n ,p) 反応によるものと，ガンマ線によるバックグランドが補正され，Bluhmの方法*でunfolding し，スペクトルが求められた。

11.3 線　源

中性子線源として約30 μgの^{252}Cf (7×10^{7}n/sec) が用いられた。Fig. 11.2に線源およびその近傍の詳細を示す。

Table 11.2に示した線源スペクトルは，前述の反跳陽子スペクトロメータおよび ^{3}He 半導体スペクトロメータを用いて実測されたものである。

(コメント：原著者)

反跳陽子スペクトロメータおよび ^{3}He 半導体スペクトロメータで測定した線源中性子スペクトルの結果は，測定器の違いによらず良い一致を示した。しかし，このスペクトルは平均エネルギを2.1 MeVと仮定した時のMaxwell 分布とかなり異っている。

11.4 測定結果

Fig.11.1 に示したように，反跳陽子スペクトロメータでの実験配置では，線源と検出器との距離が球の半径に比べて十分大きい場合には，測定されたleakage スペクトル $\phi_s(E)$ は，次式によりangular flux，または，total current と関係づけられる。

$$\phi_s(E)=\frac{R_2\int_0^{\pi/2}\phi(R,E,\theta)\cos\theta\cdot 2\pi\sin\theta d\theta}{\int_0^{\infty}Q(E)dE/4\pi} \quad \cdots\cdots(11.1)$$

$$=4\pi R^2\phi_t(R,E)/\int_0^{\infty}Q(E)dE \quad \cdots\cdots(11.2)$$

R ：鉄球の半径 (cm)

$\phi(R,E,\theta)$ ：angular flux (n/cm^2・MeV・sr)

$\int_0^{\infty}Q(E)dE$ ：4 π方向の線源中性子の数 (neutron)

$\phi_t(R,E)$ ：total current (n/cm^2・MeV)

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

Table 11.3 は反跳陽子スペクトロメータで得られた測定結果が (11.2)式にしたがってまとめられている。

Table 11.4 は鉄球表面で^{3}He半導体スペクトロメータを用いて得られたscalar flux の相対値である。

11.5 計算のためのモデル化

a 線源条件

半径 0.88cm の球内で，一様な強度で分布する中性子源を仮定する。この中性子源のスペクトルとしてはEURLIB群構造（Table 11.5）で表わされたTable 11.2の線源中性子スペクトルを用いる。

b 幾何形状

直径15，20，25，30，35，40cm の鉄球の中心に，半径 0.88cmの線源領域を持つ，一次元球形状で近似する。

c 物質の組成

領域の番号はFig.11.3と同じである。

領域（No）	核種	原子密度（atoms/cm^3）
線源 ①	Al	1.055×10^{23}
	Zr	2.94×10^{22}
	Mg	3.90×10^{21}
	O	2.60×10^{21}
	Si	8.00×10^{20}
	Sn	4.00×10^{20}
鉄 ②	Fe	8.464×10^{22}
空気 ③	N	4.25×10^{19}
	O	1.13×10^{19}

11.6 実験値と計算値の規格化

Table 11.3の測定結果は，（11.2）式にもとづいて単位の線源中性子あたりの鉄球表面でのtotal current ϕ_t（n/cm^2・lethergy—source neutron）に$4\pi R^2$を掛けた値と絶対値で比較できるように処理されている。

Table 11.4の^{3}He の半導体スペクトロメータの測定結果は鉄球表面でのscalar flux（n/lethargy）と相対値で比較する。

（コメント：担当者）

a．本実験では鉄球の半径が最大20cmに対し，線源と検出器表面までの距離は102～117cmと必ずも十分離れていない。また，Detector 3は，検出器自体が83.5cm の長さを有しており，線源と検出器の実効的な距離を明確に決めることが難しい。原論文では，Fig.11.1 の実験配置で得た結果を（11.1）式で表現した場合の誤差は2%以内と評価しているが，これは，漏洩中性子のangular flux の分布や中性子エネルギに依存するもので，原論文における評価値は再

検討する必要がある。

つまり，Fig.11.3 で，線源と検出器間の距離：Lを変えて得られる検出器の位置での中性子スペクトル（n／cm^2 • lethargy）と検出器の面積 S_d（線源と検出器を結ぶ線と直角な断面の面積)を掛けた値が，鉄球表面でのtotal currentに $4\pi R^2$ を掛けた値に等しくなる S_d とLの条件を求めて検討しなければならない。なお，本実験で行ったWerle**の他の論文から推定するとDetector 3の半径は4.5 cm である。しかし，Detector 1，2については不明である。

b　本実験でバックグランドの差引きに用いられたshadow cone の組成は，Werleの論文から鉄製と推定される。20cm長の鉄のshadow coneだけで，数keV から10MeV までのforeground中性子を十分除去できるかどうか問題がある。つまり，数MeV の中性子が，shadow cone 領域に減速されて検出器に入射すると，shadow cone を置いた時のバックグランドは実際のバックグランドより過大評価になる。

* Bluhm H : Nucl. Instr. Meth., 115, 325 (1974)

** Werle H : Nucl. Instr. Meth., 99, 295 (1972)

Table 11.1 Proton recoil detector characteristics

Detector	Effective length (cm)	Gas (atm)	Energy Resolution (%)
1	12.6	3 H_2	4
2	12.6	1.5H_2 + 1.5Kr	4
3	83.5	3 CH_4	4

Table 11.2 Normalized source spectrum for the ^{252}Cf source

Group*	Source spectrum	Group	Source spectrum
1	7.074E-04	30	3.345E-02
1	9.391E-04	31	3.083E-02
3	1.709E-03	32	2.822E-02
4	2.897E-03	33	2.569E-02
5	4.606E-03	34	2.326E-02
6	6.910E-03	35	2.096E-02
7	5.157E-03	36	1.880E-02
8	4.659E-03	37	1.680E-02
9	6.542E-03	38	1.496E-02
10	6.802E-03	39	1.328E-02
11	1.734E-02	40	1.175E-02
12	2.167E-02	41	1.037E-02
13	1.107E-02	42	9.132E-03
14	1.508E-02	43	8.023E-03
15	3.054E-02	44	7.035E-03
16	3.466E-02	45	6.158E-03
17	3.832E-02	46	5.382E-03
18	4.136E-02	47	4.697E-03
19	4.370E-02	48	4.093E-03
20	4.528E-02	49	3.563E-03
21	2.215E-02	50	3.098E-03
22	2.395E-02	51	2.692E-03
23	4.619E-02	52	2.336E-03
24	4.561E-02	53	4.569E-03
25	4.446E-02	54	3.188E-03
26	4.282E-02	55	2.216E-03
27	4.081E-02		
28	3.852E-02		
29	3.604E-02		

*For upper and lower enegy groups, see Table 11.5

Table 11.3 **Leakage spectra, proton recoil measurements (Neutrons per source neutron/lethargy unit)**

Mid energy (keV)	Fe diameter (cm) Fe15	Fe20	Fe25	Fe30	Fe35	Fe40
6.325+1*	5.302-2	4.173-2	4.319-2	2.163-2	2.606-2	4.318-2
6.775+1	3.479-2	3.536-2	5.441-2	3.034-2	3.217-2	4.786-2
7.285+1	4.990-2	4.797-2	5.414-2	3.571-2	5.969-2	6.884-2
7.850+1	5.576-2	5.941-2	6.054-2	5.095-2	5.925-2	8.025-2
8.415+1	4.977-2	5.772-2	5.375-2	5.154-2	6.464-2	9.053-2
9.035+1	5.211-2	4.394-2	5.571-2	6.025-2	6.217-2	9.756-2
9.710+1	3.674-2	3.965-2	4.266-2	5.023-2	6.333-2	6.874-2
1.044+2	4.612-2	5.720-2	5.754-2	5.110-2	6.915-2	8.565-2
1.123+2	6.801-2	6.721-2	7.476-2	8.565-2	9.740-2	1.181-1
1.208+2	6.462-2	8.190-2	9.185-2	8.609-2	1.298-1	1.415-1
1.299+2	7.999-2	1.060-1	1.262-1	1.159-1	1.819-1	1.792-1
1.395+2	9.029-2	1.038-1	1.448-1	1.567-1	1.849-1	2.433-1
1.496+2	7.504-2	7.228-2	9.407-2	1.382-1	1.528-1	2.006-1
1.609+2	6.241-2	9.178-2	9.107-2	1.170-1	1.674-1	1.629-1
1.734+2	1.140-1	1.300-1	1.630-1	1.567-1	2.096-1	2.342-1
1.863+2	1.368-1	1.378-1	1.657-1	2.075-1	2.256-1	2.484-1
2.004+2	1.072-1	1.240-1	1.383-1	1.829-1	1.645-1	1.924-1
2.157+2	1.258-1	1.560-1	1.552-1	1.742-1	2.067-1	1.975-1
2.315+2	1.354-1	1.339-1	1.591-1	1.974-1	2.067-1	2.546-1
2.484+2	1.226-1	1.625-1	1.670-1	1.974-1	2.475-1	2.658-1
2.677+2	1.677-1	2.080-1	2.204-1	2.613-1	3.130-1	3.401-1
2.880+2	1.876-1	2.132-1	2.387-1	3.121-1	3.465-1	3.788-1
3.095+2	2.436-1	2.743-1	3.000-1	3.832-1	4.280-1	4.715-1
3.326+2	2.358-1	2.483-1	3.039-1	3.484-1	3.727-1	4.195-1
3.575+2	2.788-1	3.250-1	3.457-1	3.788-1	3.814-1	4.318-1
3.846+2	2.462-1	2.470-1	2.909-1	3.237-1	2.591-1	3.330-1
4.139+2	1.745-1	1.976-1	1.904-1	1.959-1	2.067-1	1.985-1
4.450+2	1.980-1	2.418-1	2.439-1	2.279-1	2.911-1	2.454-1
4.783+2	2.762-1	2.769-1	2.961-1	2.845-1	3.101-1	3.421.1
5.144+2	2.462-1	2.613-1	2.805-1	3.077-1	3.130-1	3.279-1
5.534+2	3.087-1	3.445-1	3.470-1	3.788-1	4.120-1	3.992-1
5.952+2	4.012-1	4.537-1	4.840-1	5.313-1	6.435-1	5.906-1
6.398+2	4.273-1	4.888-1	5.636-1	5.995-1	5.226-1	6.110-1
6.878+2	3.817-1	4.290-1	4.540-1	4.674-1	3.930-1	4.440-1
7.392+2	4.038-1	3.757-1	3.809-1	3.527-1	3.261-1	2.820-1
7.951+2	3.960-1	3.432-1	3.561-1	3.527-1	3.261-1	3.218-1
8.550+2	2.840-1	3.341-1	3.261-1	3.121-1	2.970-1	2.932-1

Detector 1

* 6.325 + 1 ≙ $6.325 \cdot 10^{1}$

Table 11.3 (continued)

	Mid energy (keV)	Fe Diameter (cm) Fe15	Fe20	Fe25	Fe30	Fe35	Fe40
Detector 2	3.081+2	2.275-1	3.339-1	3.145-1	3.572-1	4.349-1	4.417-1
	3.317+2	2.448-1	3.051-1	3.202-1	3.445-1	3.983-1	3.784-1
	3.568+2	2.592-1	2.965-1	3.490-1	3.728-1	4.223-1	4.149-1
	3.833+2	2.117-1	2.792-1	2.886-1	2.693-1	3.139-1	3.108-1
	4.110+2	1.786-1	1.971-1	2.140-1	2.084-1	2.181-1	2.278-1
	4.423+2	1.858-1	2.432-1	2.398-1	2.623-1	2.576-1	2.799-1
	4.762+2	2.751-1	2.835-1	3.231-1	3.289-1	3.125-1	3.249-1
	5.130+2	2.837-1	2.821-1	3.073-1	3.019-1	3.392-1	3.277-1
	5.514+2	2.895-1	3.296-1	3.561-1	3.799-1	3.800-1	4.065-1
	5.927+2	3.586-1	4.145-1	4.423-1	5.019-1	5.574-1	5.851-1
	6.369+2	4.709-1	5.109-1	5.874-1	6.110-1	6.447-1	6.259-1
	6.840+2	5.905-1	4.346-1	4.667-1	4.225-1	5.391-1	4.009-1
	7.356+2	3.082-1	3.713-1	3.461-1	3.516-1	3.519-1	3.418-1
	7.917+2	3.456-1	3.353-1	3.346-1	3.204-1	3.195-1	3.094-1
	8.521+2	4.004-1	3.396-1	3.418-1	3.204-1	3.068-1	2.560-1
	9.155+2	3.672-1	3.799-1	3.604-1	3.558-1	3.505-1	3.263-1
	9.850+2	3.629-1	3.742-1	3.533-1	3.615-1	3.181-1	2.968-1
	1.060+3	3.860-1	3.627-1	3.245-1	2.864-1	3.068-1	2.349-1
	1.139+3	4.033-1	3.727-1	3.691-1	3.317-1	3.209-1	2.757-1
	1.225+3	3.384-1	3.468-1	3.533-1	2.991-1	2.463-1	2.067-1
	1.316+3	3.730-1	3.612-1	3.202-1	2.778-1	2.322-1	1.730-1
	1.415+3	3.888-1	3.382-1	2.743-1	2.013-1	2.111-1	1.547-1
	1.523+3	3.485-1	3.152-1	2.484-1	2.282-1	1.858-1	1.399-1
	1.638+3	4.076-1	3.353-1	2.743-1	2.041-1	1.731-1	1.448-1
	1.760+3	3.269-1	2.677-1	2.369-1	1.999-1	1.618-1	1.129-1
	1.893+3	3.269-1	3.137-1	2.355-1	1.531-1	1.141-1	9.790-2
	2.036+3	2.578-1	2.029-1	1.795-1	1.355-1	9.769-2	7.132-2
	2.189+3	2.621-1	1.885-1	1.565-1	1.273-1	1.009-1	6.400-2
	2.354+3	2.318-1	2.302-1	1.317-1	9.669-2	7.348-2	5.205-2
Detector 3	9.165+2	3.811-1	3.643-1	3.655-1	3.682-1	3.519-1	3.247-1
	9.870+2	3.853-1	3.811-1	3.674-1	3.703-1	3.413-1	3.205-1
	1.063+3	3.769-1	3.685-1	3.270-1	3.114-1	2.845-1	2.551-1
	1.142+3	4.001-1	3.938-1	3.694-1	3.430-1	3.055-1	2.678-1
	1.226+3	4.169-1	3.938-1	3.578-1	3.367-1	2.992-1	2.572-1
	1.320+3	3.769-1	3.474-1	3.001-1	2.693-1	2.276-1	1.927-1
	1.419+3	3.706-1	3.222-1	2.789-1	2.399-1	1.968-1	1.607-1
	1.524+3	3.453-1	2.969-1	2.539-1	2.104-1	1.713-1	1.415-1
	1.638+3	3.537-1	2.990-1	2.482-1	1.986-1	1.656-1	1.282-1
	1.761+3	3.601-1	2.990-1	2.501-1	2.056-1	1.635-1	1.282-1
	1.896+3	3.348-1	2.716-1	2.193-1	1.742-1	1.365-1	1.031-1
	2.039+3	2.906-1	2.274-1	1.797-1	1.348-1	1.051-1	8.098-2
	2.191+3	2.842-1	2.253-1	1.737-1	1.302-1	9.905-2	7.255-2
	2.355+3	2.779-1	2.148-1	1.622-1	1.256-1	8.830-2	6.137-2
	2.533+3	2.484-1	1.874-1	1.373-1	9.890-2	7.186-2	5.272-2
	2.726+3	2.337-1	1.667-1	1.254-1	8.901-2	6.385-2	4.408-2
	2.931+3	2.076-1	1.480-1	1.098-1	8.060-2	5.585-2	3.901-2
	3.150+3	1.916-1	1.373-1	9.755-2	6.797-2	4.594-2	3.227-2
	3.387+3	1.619-1	1.162-1	8.389-2	5.871-2	4.257-2	2.784-2
	3.641+3	1.453-1	1.000-1	7.234-2	4.840-2	3.161-2	2.320-2
	3.916+3	1.303-1	8.108-2	6.234-2	3.977-2	2.613-2	1.696-2
	4.212+3	1.128-1	8.276-2	5.445-2	3.409-2	2.297-2	1.527-2
	4.527+3	8.739-2	5.328-2	4.117-2	2.862-2	1.795-2	1.284-2
	4.869+3	6.970-2	4.801-2	3.598-2	2.125-2	1.385-2	8.220-3
	5.238+3	4.843-2	2.864-2	2.386-2	1.290-2	9.310-2	6.810-3

Table 11.4 Scalar surface flux by ^{3}He measurements (Neutrons per leth. unit (rel.))

Mid energy (keV)	Fe diameter (cm) Fe15	Fe20	Fe30	Fe40
9.94+1	5.491-2	6.349-2	4.323-2	2.543-2
1.28+2	6.309-2	8.662-2	7.017-2	4.577-2
1.56+2	8.662-2	1.096-1	1.033-1	6.770-2
1.85+2	1.128-1	1.271-1	9.297-2	7.494-2
2.13+2	1.271-1	1.382-1	8.821-2	7.041-2
2.41+2	1.557-1	1.780-1	1.303-1	7.947-2
2.70+2	2.487-1	2.407-1	1.811-1	1.080-1
2.98+2	3.552-1	2.487-1	2.050-1	1.652-1
3.27+2	3.282-1	3.139-1	2.741-1	1.939-1
3.55+2	3.139-1	3.512-1	2.241-1	1.652-1
3.83+2	2.972-1	2.503-1	1.470-1	1.168-1
4.12+2	3.162-1	2.241-1	1.533-1	9.695-2
4.40+2	3.774-1	2.884-1	1.835-1	1.231-1
4.69+2	3.870-1	3.091-1	2.082-1	1.557-1
4.97+2	4.235-1	2.972-1	2.145-1	1.096-1
5.25+2	4.553-1	3.584-1	1.835-1	1.223-1
5.54+2	4.585-1	4.164-1	2.431-1	1.859-1
5.96+2	7.120-1	5.848-1	4.529-1	2.773-1
6.53+2	7.160-1	5.046-1	3.186-1	1.827-1
7.10+2	5.308-1	4.132-1	2.090-1	1.184-1
7.67+2	4.545-1	2.813-1	1.398-1	8.185-2
8.24+2	4.776-1	3.353-1	1.859-1	9.536-2
8.80+2	5.753-1	3.806-1	2.201-1	1.120-1
9.37+2	5.260-1	3.361-1	1.962-1	9.933-2
9.94+2	5.205-1	3.496-1	1.438-1	7.947-2
1.05+3	5.825-1	3.504-1	1.700-1	8.185-2
1.11+3	5.968-1	3.743-1	2.026-1	8.821-2
1.18+3	6.127-1	3.790-1	1.708-1	7.859-2
1.26+3	5.435-1	3.115-1	1.327-1	5.364-2
1.35+3	5.300-1	3.258-1	1.343-1	5.292-2
1.43+3	4.815-1	2.733-1	1.033-1	4.323-2
1.52+3	5.205-1	2.662-1	1.080-1	4.156-2
1.60+3	5.229-1	2.741-1	1.128-1	4.585-2
1.69+3	5.467-1	3.035-1	1.192-1	4.116-2
1.79+3	4.815-1	2.789-1	8.900-2	3.456-2
1.90+3	3.839-1	2.153-1	7.796-2	2.384-2
2.02+3	4.458-1	2.225-1	7.549-2	2.336-2
2.13+3	4.347-1	2.010-1	7.128-2	2.336-2
2.24+3	3.790-1	2.018-1	6.476-2	1.962-2
2.37+3	3.464-1	1.660-1	5.403-2	1.509-2
2.51+3	3.003-1	1.501-1	4.680-2	1.621-2
2.66+3	3.226-1	1.517-1	4.871-2	1.398-2
2.80+3	2.670-1	1.430-1	4.100-2	1.287-2
2.95+3	2.773-1	1.327-1	4.029-2	1.088-2
3.12+3	2.280-1	1.168-1	3.663-2	1.025-2
3.29+3	2.407-1	1.049-1	3.162-2	8.105-3
3.48+3	2.002-1	8.900-2	2.701-2	7.279-3
3.68+3	1.931-1	7.692-2	2.535-2	5.618-3
3.88+3	1.740-1	7.867-2	2.304-2	5.737-3
4.09+3	1.382-1	7.589-2	1.883-2	5.658-3
4.32+3	1.454-1	6.022-2	1.581-2	3.147-3
4.54+3	1.263-1	4.410-2	1.613-2	3.178-3
4.79+3	1.192-1	3.854-2	1.446-2	1.978-3
5.04+3	1.017-1	3.115-2	1.494-2	2.129-3
5.31+3	9.139-2	3.814-2	8.264-3	1.684-3
5.59+3	8.900-2	1.954-2	7.923-3	1.350-3
5.89+3	7.343-2	2.638-2	9.615-3	1.867-3
6.21+3	4.949-2	2.384-2	8.105-3	2.233-3
6.53+3	4.998-2	1.954-2	6.548-3	1.144-3
6.89+3	5.531-2	2.074-2	5.443-3	1.343-3
7.26+3	3.504-2	1.239-2	2.837-3	1.446-4
7.64+3		1.422-2	4.498-3	1.446-3
7.85+3		1.271-2	5.030-3	7.931-4

* 9.94+1 ≙ $9.94 \cdot 10^{1}$

Table 11.4 Scalar surface flux by ^{3}He measurements (Neutrons per leth. unit (rel.))

Mid energy (keV)	Fe diameter (cm) Fe15	Fe20	Fe30	Fe40
9.94+1	5.491-2	6.349-2	4.323-2	2.543-2
1.28+2	6.309-2	8.662-2	7.017-2	4.577-2
1.56+2	8.662-2	1.096-1	1.033-1	6.770-2
1.85+2	1.128-1	1.271-1	9.297-2	7.494-2
2.13+2	1.271-1	1.382-1	8.821-2	7.041-2
2.41+2	1.557-1	1.780-1	1.303-1	7.947-2
2.70+2	2.487-1	2.407-1	1.811-1	1.080-1
2.98+2	3.552-1	2.487-1	2.050-1	1.652-1
3.27+2	3.282-1	3.139-1	2.741-1	1.939-1
3.55+2	3.139-1	3.512-1	2.241-1	1.652-1
3.83+2	2.972-1	2.503-1	1.470-1	1.168-1
4.12+2	3.162-1	2.241-1	1.533-1	9.695-2
4.40+2	3.774-1	2.884-1	1.835-1	1.231-1
4.69+2	3.870-1	3.091-1	2.082-1	1.557-1
4.97+2	4.235-1	2.972-1	2.145-1	1.096-1
5.25+2	4.553-1	3.584-1	1.835-1	1.223-1
5.54+2	4.585-1	4.164-1	2.431-1	1.859-1
5.96+2	7.120-1	5.848-1	4.529-1	2.773-1
6.53+2	7.160-1	5.046-1	3.186-1	1.827-1
7.10+2	5.308-1	4.132-1	2.090-1	1.184-1
7.67+2	4.545-1	2.813-1	1.398-1	8.185-2
8.24+2	4.776-1	3.353-1	1.859-1	9.536-2
8.80+2	5.753-1	3.806-1	2.201-1	1.120-1
9.37+2	5.260-1	3.361-1	1.962-1	9.933-2
9.94+2	5.205-1	3.496-1	1.438-1	7.947-2
1.05+3	5.825-1	3.504-1	1.700-1	8.185-2
1.11+3	5.968-1	3.743-1	2.026-1	8.821-2
1.18+3	6.127-1	3.790-1	1.708-1	7.859-2
1.26+3	5.435-1	3.115-1	1.327-1	5.364-2
1.35+3	5.300-1	3.258-1	1.343-1	5.292-2
1.43+3	4.815-1	2.733-1	1.033-1	4.323-2
1.52+3	5.205-1	2.662-1	1.080-1	4.156-2
1.60+3	5.229-1	2.741-1	1.128-1	4.585-2
1.69+3	5.467-1	3.035-1	1.192-1	4.116-2
1.79+3	4.815-1	2.789-1	8.900-2	3.456-2
1.90+3	3.839-1	2.153-1	7.796-2	2.384-2
2.02+3	4.458-1	2.225-1	7.549-2	2.336-2
2.13+3	4.347-1	2.010-1	7.128-2	2.336-2
2.24+3	3.790-1	2.018-1	6.476-2	1.962-2
2.37+3	3.464-1	1.660-1	5.403-2	1.509-2
2.51+3	3.003-1	1.501-1	4.680-2	1.621-2
2.66+3	3.226-1	1.517-1	4.871-2	1.398-2
2.80+3	2.670-1	1.430-1	4.100-2	1.287-2
2.95+3	2.773-1	1.327-1	4.029-2	1.088-2
3.12+3	2.280-1	1.168-1	3.663-2	1.025-2
3.29+3	2.407-1	1.049-1	3.162-2	8.105-3
3.48+3	2.002-1	8.900-2	2.701-2	7.279-3
3.68+3	1.931-1	7.692-2	2.535-2	5.618-3
3.88+3	1.740-1	7.867-2	2.304-2	5.737-3
4.09+3	1.382-1	7.589-2	1.883-2	5.658-3
4.32+3	1.454-1	6.022-2	1.581-2	3.147-3
4.54+3	1.263-1	4.410-2	1.613-2	3.178-3
4.79+3	1.192-1	3.854-2	1.446-2	1.978-3
5.04+3	1.017-1	3.115-2	1.494-2	2.129-3
5.31+3	9.139-2	3.814-2	8.264-3	1.684-3
5.59+3	8.900-2	1.954-2	7.923-3	1.350-3
5.89+3	7.343-2	2.638-2	9.615-3	1.867-3
6.21+3	4.949-2	2.384-2	8.105-3	2.233-3
6.53+3	4.998-2	1.954-2	6.548-3	1.144-3
6.89+3	5.531-2	2.074-2	5.443-3	1.343-3
7.26+3	3.504-2	1.239-2	2.837-3	1.446-4
7.64+3		1.422-2	4.498-3	1.446-3
7.85+3		1.271-2	5.030-3	7.931-4

* 9.94+1 ≙ $9.94 \cdot 10^{1}$

Table 11.5 Energy limits of energy groups in EURLIB structure

Group	Energy range (eV)	Group	Energy range (eV)
1	1.3499E 07 – 1.4918E 07	51	1.3569E 05 – 1.4996E 05
2	1.2214E 07 – 1.3499E 07	52	1.2277E 05 – 1.3569E 05
3	1.1052E 07 – 1.2214E 07	53	1.1109E 05 – 1.2277E 05
4	1.0000E 07 – 1.1052E 07	54	8.6517E 04 – 1.1109E 05
5	9.0484E 06 – 1.0000E 07	55	6.7379E 04 – 8.6517E 04
6	8.1873E 06 – 9.0484E 06	56	5.2475E 04 – 6.7379E 04
7	7.4082E 06 – 8.1873E 06	57	4.0868E 04 – 5.2475E 04
8	7.0469E 06 – 7.4082E 06	58	3.1828E 04 – 4.0868E 04
9	6.7032E 06 – 7.0469E 06	59	2.6050E 04 – 3.1828E 04
10	6.3763E 06 – 6.7032E 06	60	2.4788E 04 – 2.6050E 04
11	6.0653E 06 – 6.3763E 06	61	2.3570E 04 – 2.4788E 04
12	5.4881E 06 – 6.0653E 06	62	2.1870E 04 – 2.3570E 04
13	4.9659E 06 – 5.4881E 06	63	1.9305E 04 – 2.1870E 04
14	4.7240E 06 – 4.9659E 06	64	1.5034E 04 – 1.9305E 04
15	4.4933E 06 – 4.7240E 06	65	1.1709E 04 – 1.5034E 04
16	4.0657E 06 – 4.4933E 06	66	9.1188E 03 – 1.1709E 04
17	3.6788E 06 – 4.0657E 06	67	7.1017E 03 – 9.1188E 03
18	3.3287E 06 – 3.6788E 06	68	5.5308E 03 – 7.1017E 03
19	3.0112E 06 – 3.3287E 06	69	4.3074E 03 – 5.5308E 03
20	2.7253E 06 – 3.0112E 06	70	3.3546E 03 – 4.3074E 03
21	2.4660E 06 – 2.7253E 06	71	2.6126E 03 – 3.3546E 03
22	2.3460E 06 – 2.4660E 06	72	2.0347E 03 – 2.6126E 03
23	2.2313E 06 – 2.3460E 06	73	1.5846E 03 – 2.0347E 03
24	2.0190E 06 – 2.2313E 06	74	1.2341E 03 – 1.5846E 03
25	1.8268E 06 – 2.0190E 06	75	9.6112E 02 – 1.2341E 03
26	1.6530E 06 – 1.8268E 06	76	7.4852E 02 – 9.6112E 02
27	1.4957E 06 – 1.6530E 06	77	5.8295E 02 – 7.4852E 02
28	1.3534E 06 – 1.4957E 06	78	4.5400E 02 – 5.8295E 02
29	1.2246E 06 – 1.3534E 06	79	3.5357E 02 – 4.5400E 02
30	1.1080E 06 – 1.2246E 06	80	2.7536E 02 – 3.5357E 02
31	1.0026E 06 – 1.1080E 06	81	2.1445E 02 – 2.7536E 02
32	9.0718E 05 – 1.0026E 06	82	1.6702E 02 – 2.1445E 02
33	8.2085E 05 – 9.0718E 05	83	1.3007E 02 – 1.6702E 02
34	7.4274E 05 – 8.2085E 05	84	1.0130E 02 – 1.3007E 02
35	6.7206E 05 – 7.4274E 05	85	7.8893E 01 – 1.0130E 02
36	6.0810E 05 – 6.7206E 05	86	6.1442E 01 – 7.8893E 01
37	5.5023E 05 – 6.0810E 05	87	4.7851E 01 – 6.1442E 01
38	4.9787E 05 – 5.5023E 05	88	3.7267E 01 – 4.7851E 01
39	4.5049E 05 – 4.9787E 05	89	2.9023E 01 – 3.7267E 01
40	4.0762E 05 – 4.5049E 05	90	2.2603E 01 – 2.9023E 01
41	3.6883E 05 – 4.0762E 05	91	1.7603E 01 – 2.2603E 01
42	3.3373E 05 – 3.6883E 05	92	1.0677E 01 – 1.7603E 01
43	3.0197E 05 – 3.3373E 05	93	8.3153E 00 – 1.0677E 01
44	2.7324E 05 – 3.0197E 05	94	5.0435E 00 – 8.3153E 00
45	2.4724E 05 – 2.7324E 05	95	3.0592E 00 – 5.0435E 00
46	2.2371E 05 – 2.4724E 05	96	1.8554E 00 – 3.0592E 00
47	2.0242E 05 – 2.2371E 05	97	1.1254E 00 – 1.8554E 00
48	1.8316E 05 – 2.0242E 05	98	6.2500E-01 – 1.1254E 00
49	1.6573E 05 – 1.8316E 05	99	4.1399E-01 – 6.2500E-01
50	1.4996E 05 – 1.6573E 05		

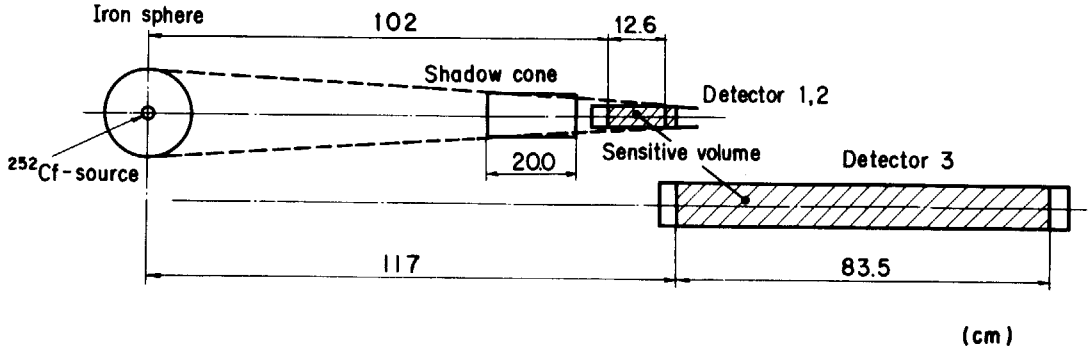
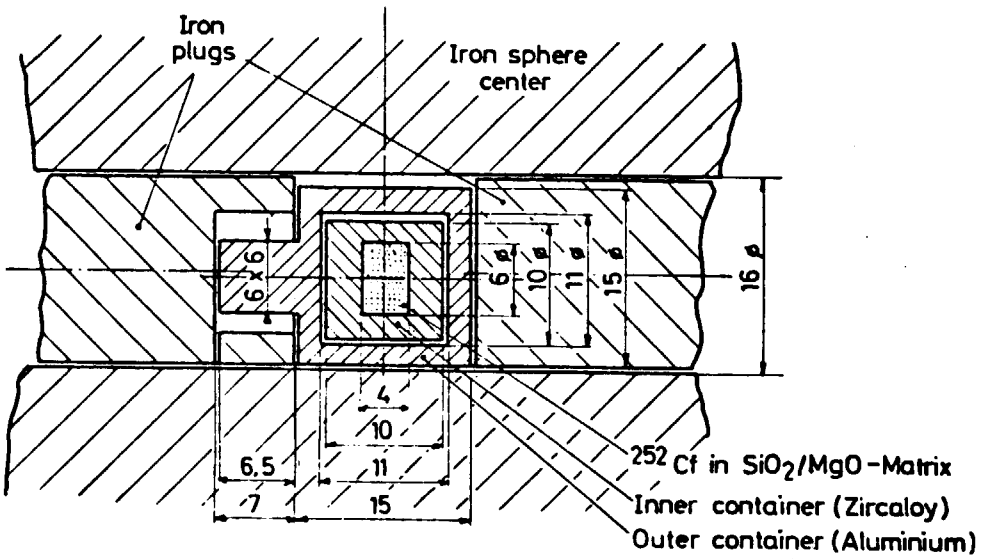
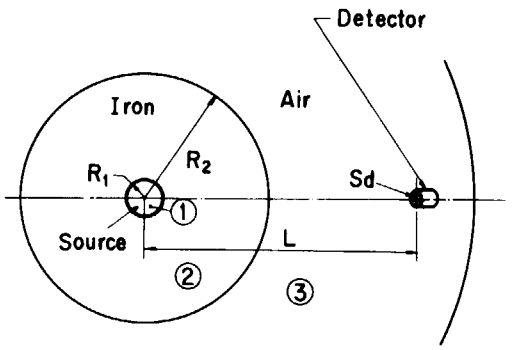


Fig. 11.1 Lay out of the leakage spectra measurements



Dimensions in mm.

Fig. 11.2 Details of the neutron source



① R = 0.88 cm
② R = 7.5 ~ 20 cm

Fig. 11.3 Calculational model for one-dimensional sphere geometry

12. 中心にAm-Be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

12. Leakage Neutron Spectra from Some Materials with an Am-Be Source in the Center

(Reference)

1) Bogart D., Shook D.F. and Fieno D.: "Transport Analysis of Measured Neutron Spectra from Sphere as Tests of Evaluated High Energy Cross Sections", Nucl. Sci. Eng., 53, 285-303 (1974)

(Summary)

a) Experimental type : Sphere Transmission
b) Source : Am-Be Neutron Source
c) Material : Be, CH_2, PB, Nb, Mo, Ta, W
d) Geometry : Sphere (one-dimension)
e) Instrument : NE-213 Liquid Scintillator, FERDOR Unfolding
f) Quantity measured : Fast Neutron Spectrum

12.1 実験配置

Fig.12.1 に配置図を示す。(α,n)線源は球形供試体の中心に置かれ，中心点と検出器との距離は正確に2mである。壁や床からの散乱成分の差し引きにはパラフィン製のshadow coneを用いた。

12.2 測定方法と測定器

実験に用いた球形供試体の種類および寸法 Table 12.1 に示す。球の中心に置いたAm−Be(α, n)線源からの透過スペクトルを，線源から2m離れた位置に固定した5ϕ×5cm NE213液体シンチレータで測定した。中性子ーガンマ線弁別はOwen型波形弁別回路を用いて行い，陽子エネルギにして200keV以上で弁別が可能であった。

12.3 線　源

実験に用いた線源は16.7gのAmと66.8gのBe粉末を混合して作った体積84.3cm^3のAm−Be線源である。線源は厚さが0.140cmと0.152cmのステンレスのshellの中に封入されており，その外径は6.10cm，内径は5.46cmである。線源強度はmanganese bath

activation 法で較正され，（1.30±0.08）×10^8（neutrons・sec^{-1}）を得た。この線源は形状が大きくしたがってその中に含まれるベリリウムの量が多いため，leakage spectrumは純粋の（α,n）線源スペクトルとは見なせないため，小型の標準Po−Be線源を使って，1.3ϕ×1.2−cm の高分解能NE 213シンチレータで測定した中性子スペクトルを（α,n）線源スペクトルとした。このスペクトルデータをTable 12.2に与える。Am−Be，Pu−Be，Po−Be からの線源スペクトルはα粒子エネルギがほぼ等しいことから事実上同一と見なすことができる。

12.4 測定結果

測定された波高分布はFERDOR によるunfolding 処理により，検出器位置における中性子スペクトルに変換された。これらのデータをTable12.3 に与える。

Fig.12.1 に示した実験配置において，線源中心から検出器までの距離r_dが球の半径にくらべて十分に大きい場合には，測定された中性子スペクトル$\phi_s(E, r_d)$は次式により球表面でのtotal current と関係づけられる。

$$\phi_s(E, r_d) = R^2 \int_0^{\pi/2} \phi(R, E, \theta) \cos\theta \cdot 2\pi \sin\theta \, d\theta / S_d$$

$$= R^2 \, \phi_t(R, E) / S_d \qquad \cdots\cdots (12.1)$$

ここで

R	：球の半径（cm）
$\phi(R, E, \theta)$	：angular flux（$n/cm^2 \cdot MeV \cdot sr$）
$\phi_t(R, E)$	：total current（$n/cm^2 \cdot MeV$）
S_d	：NE 213の検出断面積（$= 25\ cm^2$）

12.5 計算のためのモデル化

a．線源条件

直径5.40cm のベリリウム球内でTable 12.2で与えられるスペクトルを持つ中性子が一様に発生すると仮定する。この時の線源強度は1.542×10^6 neutrons/sec・cm^3 である。線源の外側には厚さ0.29cm のステンレスのshell，さらにその外側には厚さ0.16cmの空気のshell層があり，この外側を供試体がおおっている。線源領域のベリリウムの原子数密度は一様に5.295×10^{22} atoms/cm^3であると仮定する。

b. 幾何形状

供試体はすべて球形状であり，その中心部は直径6.15cm のボイド領域があり，この部分に上述の線源が設置されることになる（Fig.12.2参照）。計算体系としては2通り考えられる。その1つは，供試体表面までを体系として球表面でのカレントを計算する方法であり，もう1つは空気の層も含めて半径2mの球体系を想定して検出器位置での中性子束を計算する方法である。

c．物質組成

供試体に用いた物質はすべて純粋物質でその不純物の核的影響は無視できると仮定して各物質の原子数密度を決定した。それらの値をTable 12.4に与える。

12.6 実験値と計算値の規格化

Table 12.3 に示した測定結果は線源強度 1.542×10^{6} neutrons/sec・cm^{3} に対するスペクトルとして与えられている。また（12.1）式を用いることにより，線源強度で規格化した計算で得られたtotal current と測定値が比較できる。

（コメント：担当者）

測定値を計算値のtotal current と比較する方法は，線源から検出器までの距離が球半径にくらべて十分大きく，供試体半球面からのleakage spectrum が平行ビームとして検出器に入射する場合のみ正確に適用できるものである。本実験体系では最も大きいポリエチレン球で約5.8° の角度のひらきがあるのでこのことによる誤差を考慮する必要がある。

（コメント：担当者）

実験値と計算値との厳密な対応をとるためには，計算値をNE 213 の分解能 $\sigma(E)$を用いてガウス分布関数で平滑化する必要がある。本実験に用いたNE 213の $\sigma(E)$として，Burrus らのデータを引用しFig.12.3に示した。

Table 12.1 Compositions and sizes of test spheres

Material	Form	Density (g/cm^3)	Outside Diameter (cm)	Shell Thickness (cm)	Shell Thickness (total mean free paths at 4 MeV)
CH_2	Polyethylene	0.957	45.72	19.61	4.5
Be	Solid metal	1.84	30.32	7.00	1.7
Nb	Solid metal	8.4	25.4	9.61	2.0
Mo[a]	Powder	3.73	22.96	8.38	0.8
Ta	Solid metal	16.60	24.13	9.02	3.4
W	Fine balls	11.87	22.96	8.38	2.0
W	Fine balls	12.26	44.24	18.29	4.5
Pb	Solid metal	11.35	38.0	15.9	4.0

Table 12.2 Energy group structure and source spectrum

Group	High-Energy Boundary of Group (MeV)	Energy Width of Group (MeV)	Virgin Source Fraction	Group	High-Energy Boundary of Group (MeV)	Energy Width of Group (MeV)	Virgin Source Fraction
1	11.331	0.279	0.000330	35	4.274	0.208	0.034159
2	11.052	0.273	0.001699	36	4.066	0.199	0.031177
3	10.779	0.266	0.004010	37	3.867	0.188	0.029836
4	10.513	0.260	0.006221	38	3.679	0.180	0.033700
5	10.253	0.253	0.007526	39	3.499	0.170	0.032400
6	10.000	0.247	0.008642	40	3.329	0.163	0.026700
7	9.753	0.241	0.007721	41	3.166	0.154	0.023188
8	9.512	0.235	0.005624	42	3.012	0.147	0.021269
9	9.277	0.229	0.004591	43	2.865	0.140	0.018104
10	9.048	0.223	0.006684	44	2.725	0.133	0.015515
11	8.825	0.218	0.010140	45	2.592	0.126	0.013445
12	8.607	0.212	0.012271	46	2.466	0.120	0.012154
13	8.395	0.208	0.013867	47	2.346	0.115	0.009900
14	8.187	0.202	0.014402	48	2.231	0.108	0.008040
15	7.985	0.197	0.016120	49	2.123	0.104	0.007020
16	7.788	0.192	0.016170	50	2.019	0.192	0.011401
17	7.596	0.188	0.014484	51	1.827	0.174	0.006968
18	7.408	0.183	0.012698	52	1.653	0.157	0.006287
19	7.225	0.178	0.011839	53	1.496	0.143	0.006321
20	7.047	0.174	0.014082	54	1.353	0.128	0.006091
21	6.873	0.170	0.014806	55	1.225	0.117	0.007730
22	6.703	0.165	0.014282	56	1.108	0.105	0.008440
23	6.538	0.162	0.013805	57	1.003	0.182	0.017775
24	6.376	0.157	0.013378	58	0.821	0.149	0.016573
25	6.219	0.154	0.013948	59	0.672	0.122	0.015032
26	6.065	0.149	0.013832	60	0.550	0.100	0.012457
27	5.916	0.146	0.015370	61	0.450	0.081	0.010163
28	5.770	0.143	0.017200	62	0.369	0.067	0.008391
29	5.627	0.139	0.017426	63	0.302	0.078	0.009769
30	5.488	0.267	0.037562	64	0.224	0.058	0.007264
31	5.221	0.255	0.038803	65	0.166	0.055	0.006889
32	4.966	0.242	0.037056	66	0.111	0.111	0.014036
33	4.724	0.231	0.038848	67[a]	0.414×10^{-6}	0.414×10^{-6}	0
34	4.493	0.219	0.036369				

[a]Lower energy limit is 0.0001 eV.

Table 12.3 Measured neutron leakage spectra at 2 m from center of sphere containing an Am-Be neutron source

Energy (MeV)	Bare Source	Beryllium	Polyethylene (CH_2)	Lead	Niobium	Molybdenum	Tantalum	Tungsten	
								small	large
	Absolute Neutron Leakage Spectra, neutrons/(cm^2 sec MeV)								
0.4	---	---	14.5 ± 5.5	---	---	---	---	---	280 ± 40
0.5	44 ± 4	71 ± 6	10.0 ± 4.0	160 ± 10	190 ± 20	93 ± 8	---	---	165 ± 30
0.6	40 ± 3	65 ± 6	9.5 ± 2.5	150 ± 10	165 ± 20	84 ± 6	---	---	140 ± 20
0.7	39 ± 3	54 ± 5	7.5 ± 2.7	135 ± 7	147 ± 15	75 ± 6	---	---	105 ± 15
0.8	36 ± 3	48 ± 4	5.5 ± 0.7	120 ± 7	110 ± 10	65 ± 5	96 ± 9	92 ± 8	74 ± 11
0.9	35 ± 3	48 ± 4	3.9 ± 0.7	115 ± 7	91 ± 9	61 ± 5	70 ± 8	85 ± 8	70 ± 8
1.0	33 ± 3	46 ± 4	3.9 ± 0.7	100 ± 6	72 ± 8	56 ± 5	60 ± 7	75 ± 7	57 ± 8
1.1	28 ± 2	47 ± 4	4.2 ± 0.7	95 ± 5	56 ± 5	52 ± 5	52 ± 6	66 ± 7	46 ± 8
1.2	24 ± 2	49 ± 4	4.0 ± 0.6	85 ± 5	48 ± 5	50 ± 4	43 ± 3	58 ± 6	34 ± 7
1.3	24.5 ± 2.0	51 ± 3	3.9 ± 0.6	78 ± 5	39 ± 4	47 ± 4	37 ± 3	49 ± 6	29 ± 5
1.4	25 ± 2	52 ± 3	3.85 ± 0.50	73 ± 5	29 ± 3	43 ± 4	31 ± 2.5	41 ± 5	23.5 ± 4.0
1.5	23 ± 2	52 ± 3	3.6 ± 0.5	65 ± 4	24 ± 3	39 ± 4	24.5 ± 2.5	35 ± 4	18.5 ± 4.0
1.6	21.5 ± 2.0	51 ± 3	3.3 ± 0.4	58 ± 3	24.5 ± 3	36.5 ± 3.0	21.5 ± 2.0	29 ± 3	15.5 ± 3.0
1.7	21.5 ± 2.0	48 ± 3	3.25 ± 0.40	55 ± 3	26.5 ± 2	35 ± 3	19 ± 2	26 ± 2	12.5 ± 2.0
1.8	23 ± 2	46 ± 3	3.55 ± 0.40	52 ± 3	26.5 ± 2	34 ± 3	17 ± 2	24.5 ± 2.0	10.0 ± 1.5
1.9	25 ± 2	44 ± 3	3.8 ± 0.4	50 ± 3	24.5 ± 2	33 ± 3	15.5 ± 1.5	24.5 ± 2.0	9.0 ± 0.9
2.0	22 ± 2	42.5 ± 2.5	4.0 ± 0.4	49 ± 3	23 ± 2	32 ± 2.5	14 ± 1.5	23.5 ± 2.0	8.3 ± 0.9
2.1	30.0 ± 2.5	41 ± 2.5	3.8 ± 0.4	46 ± 3	21 ± 2	32 ± 2.5	12.5 ± 1.0	22.0 ± 1.0	7.4 ± 0.8
2.2	22 ± 3	39 ± 2.5	3.6 ± 0.4	42 ± 2	20 ± 1.5	31.5 ± 2.5	12.2 ± 1.0	19.5 ± 1.0	6.1 ± 0.7
2.3	32.5 ± 3.0	37 ± 2.5	3.3 ± 0.4	36.5 ± 2	17.7 ± 1.5	30.5 ± 2.5	11.2 ± 0.8	17.5 ± 1.0	5.5 ± 0.7
2.4	33 ± 3	35 ± 2	3.3 ± 0.4	33.0 ± 1.5	16.5 ± 1.5	29.5 ± 2.5	10.5 ± 0.8	16.0 ± 1.0	5.3 ± 0.7
2.5	34 ± 2.5	31 ± 2	3.5 ± 0.4	28.5 ± 1.5	15.3 ± 1.5	29.0 ± 2.0	9.5 ± 0.8	15.7 ± 0.8	5.4 ± 0.6
2.6	36 ± 2.5	27.5 ± 1.5	3.7 ± 0.4	25.5 ± 1.5	14.0 ± 1.5	29.5 ± 2.0	9.5 ± 0.6	15.2 ± 0.8	5.4 ± 0.6
2.7	36 ± 2.5	23 ± 2	3.8 ± 0.4	24.0 ± 1.5	15.0 ± 1.5	29.0 ± 2.0	9.5 ± 0.6	16.0 ± 0.8	5.1 ± 0.5
2.8	36 ± 2	21.5 ± 1.5	3.8 ± 0.4	22.0 ± 1.5	15.2 ± 1.5	28.0 ± 2.0	9.5 ± 0.6	16.2 ± 0.8	4.9 ± 0.5
2.9	36 ± 2	20 ± 2	3.65 ± 0.4	21.5 ± 1.5	16.5 ± 1.5	28.0 ± 2.0	9.5 ± 0.6	16.4 ± 0.8	4.9 ± 0.5
3.0	36.5 ± 2.0	18.5 ± 1.5	3.45 ± 0.35	20.5 ± 1.5	17.0 ± 1.5	27.5 ± 2.0	9.5 ± 0.6	16.4 ± 0.8	4.8 ± 0.5
3.2	37 ± 2	18.5 ± 1.5	3.3 ± 0.35	18.5 ± 1.5	17.0 ± 1.5	26.5 ± 2.0	9.4 ± 0.5	16.5 ± 0.7	4.5 ± 0.5
3.4	35 ± 2	18.5 ± 1.5	2.9 ± 0.30	16.5 ± 1.5	15.2 ± 1.5	26.5 ± 2.0	9.0 ± 0.5	16.5 ± 0.7	4.3 ± 0.4
3.6	35 ± 2	18.5 ± 1.5	2.45 ± 0.25	14.5 ± 1	13.5 ± 1.0	26.5 ± 2.0	8.9 ± 0.4	16.4 ± 0.7	4.3 ± 0.4
3.8	37 ± 2	19 ± 1	2.65 ± 0.25	13.2 ± 1	12.7 ± 1.0	26.0 ± 2.0	8.9 ± 0.4	16.3 ± 0.7	4.2 ± 0.4
4.0	37 ± 2	19 ± 1	3.0 ± 0.25	11.7 ± 1	12.7 ± 1.0	25.5 ± 2.0	8.8 ± 0.4	15.7 ± 0.7	3.9 ± 0.4
4.2	37 ± 2	18.5 ± 1.0	3.15 ± 0.25	10.2 ± 0.8	13.0 ± 1.0	25.5 ± 2.0	8.5 ± 0.4	15.2 ± 0.7	3.9 ± 0.4
4.4	37 ± 2	18.5 ± 1.0	3.15 ± 0.25	9.8 ± 0.8	13.0 ± 1.0	24.5 ± 1.5	8.4 ± 0.4	15.2 ± 0.7	3.8 ± 0.4
4.6	36.5 ± 2.0	18 ± 1	3.15 ± 0.25	9.3 ± 0.7	12.8 ± 1.0	24.0 ± 1.5	8.4 ± 0.4	15.0 ± 0.7	3.8 ± 0.4
4.8	35 ± 2	17.5 ± 1.0	3.15 ± 0.25	8.6 ± 0.7	12.7 ± 1.0	23.5 ± 1.5	8.4 ± 0.4	15.0 ± 0.7	3.75 ± 0.3
5.0	34.5 ± 2.0	16.5 ± 1.0	3.05 ± 0.2	7.8 ± 0.7	11.5 ± 1.0	22.5 ± 1.5	8.5 ± 0.4	14.5 ± 0.7	3.50 ± 0.3
5.2	33 ± 2	15 ± 1	2.80 ± 0.2	7.2 ± 0.7	11.0 ± 0.8	21.5 ± 1.5	7.7 ± 0.4	13.5 ± 0.6	3.30 ± 0.3
5.4	31.5 ± 2.0	13.7 ± 1.0	2.60 ± 0.20	6.7 ± 0.6	10.0 ± 0.8	21.0 ± 1.5	7.4 ± 0.4	12.5 ± 0.6	3.10 ± 0.3
5.6	29 ± 2	12.6 ± 0.8	2.50 ± 0.20	6.3 ± 0.6	9.5 ± 0.7	19.5 ± 1.5	6.8 ± 0.3	11.6 ± 0.6	2.90 ± 0.3
5.8	27.5 ± 2.0	12.0 ± 0.6	2.40 ± 0.15	6.0 ± 0.5	9.0 ± 0.6	19.0 ± 1.5	6.4 ± 0.3	11.0 ± 0.6	2.90 ± 0.3
6.0	25 ± 2	11.1 ± 0.6	2.35 ± 0.15	5.5 ± 0.5	8.5 ± 0.5	17.0 ± 1.5	5.9 ± 0.3	10.0 ± 0.6	2.65 ± 0.2
6.2	23.5 ± 2.0	10.5 ± 0.5	2.25 ± 0.15	5.0 ± 0.4	7.7 ± 0.5	16.0 ± 1.0	5.5 ± 0.3	9.0 ± 0.5	2.50 ± 0.2
6.4	20.5 ± 2.0	9.5 ± 0.5	2.20 ± 0.15	4.8 ± 0.4	6.8 ± 0.5	14.0 ± 1.0	5.0 ± 0.3	8.0 ± 0.5	2.30 ± 0.2
6.6	19.5 ± 1.5	8.7 ± 0.5	2.15 ± 0.15	4.6 ± 0.4	6.4 ± 0.4	13.5 ± 1.0	4.5 ± 0.3	7.2 ± 0.4	2.15 ± 0.15
6.8	18.0 ± 1.5	8.5 ± 0.5	2.05 ± 0.10	4.2 ± 0.3	6.2 ± 0.4	12.0 ± 1.0	4.1 ± 0.2	6.9 ± 0.4	2.00 ± 0.15
7.0	18.0 ± 1.5	8.0 ± 0.5	1.90 ± 0.10	4.0 ± 0.3	5.8 ± 0.4	11.7 ± 1.0	3.9 ± 0.2	6.9 ± 0.4	1.85 ± 0.15
7.2	17.5 ± 1	7.7 ± 0.5	1.85 ± 0.10	3.9 ± 0.3	5.7 ± 0.4	11.7 ± 1.0	3.9 ± 0.2	6.6 ± 0.3	1.80 ± 0.15
7.4	17.2 ± 1.0	7.4 ± 0.5	1.65 ± 0.10	3.70 ± 0.25	5.5 ± 0.4	11.4 ± 1.0	3.8 ± 0.2	6.5 ± 0.3	1.75 ± 0.15
7.6	16.5 ± 1.0	7.0 ± 0.4	1.52 ± 0.08	3.60 ± 0.25	5.3 ± 0.4	11.1 ± 1.0	3.4 ± 0.2	6.5 ± 0.3	1.75 ± 0.15
7.8	16.0 ± 1.0	6.6 ± 0.4	1.40 ± 0.08	3.40 ± 0.25	5.0 ± 0.3	10.7 ± 0.8	3.4 ± 0.2	6.1 ± 0.3	1.70 ± 0.15
8.0	15.5 ± 1.0	6.6 ± 0.4	1.30 ± 0.08	3.0 ± 0.2	4.8 ± 0.3	10.2 ± 0.8	3.6 ± 0.2	5.8 ± 0.3	1.65 ± 0.15
8.2	14.2 ± 1.0	6.1 ± 0.4	1.20 ± 0.07	2.75 ± 0.20	4.6 ± 0.3	9.4 ± 0.7	3.3 ± 0.2	5.3 ± 0.3	1.60 ± 0.10
8.4	13.7 ± 1.0	5.3 ± 0.3	1.09 ± 0.07	2.35 ± 0.15	4.0 ± 0.3	8.4 ± 0.6	2.9 ± 0.2	4.6 ± 0.3	1.40 ± 0.10
8.6	11.5 ± 0.8	4.6 ± 0.3	0.98 ± 0.07	2.15 ± 0.15	3.5 ± 0.3	7.3 ± 0.6	2.55 ± 0.15	3.9 ± 0.3	1.30 ± 0.10

Table 12.3 continued

Energy (MeV)	Bare Source	Beryllium	Polyethylene (CH_2)	Lead	Niobium	Molybdenum	Tantalum	Tungsten small	Tungsten large
	Absolute Neutron Spectra, neutrons/(cm² sec MeV)								
8.8	9.2 ± 0.8	3.8 ± 0.3	0.90 ± 0.07	1.90 ± 0.15	2.9 ± 0.3	6.5 ± 0.6	2.20 ± 0.15	3.35 ± 0.20	0.97 ± 0.09
9.0	7.7 ± 0.7	3.35 ± 0.3	0.84 ± 0.07	1.75 ± 0.15	2.65 ± 0.20	5.2 ± 0.4	2.00 ± 0.15	3.0 ± 0.2	0.87 ± 0.08
9.2	6.8 ± 0.5	2.90 ± 0.25	0.80 ± 0.07	1.56 ± 0.10	2.40 ± 0.20	4.7 ± 0.4	1.80 ± 0.10	2.7 ± 0.2	0.77 ± 0.08
9.4	6.5 ± 0.4	2.75 ± 0.25	0.78 ± 0.07	1.45 ± 0.10	2.30 ± 0.20	4.6 ± 0.3	1.65 ± 0.10	2.5 ± 0.2	0.73 ± 0.07
9.6	6.4 ± 0.4	2.62 ± 0.24	0.73 ± 0.06	1.35 ± 0.10	2.25 ± 0.20	4.4 ± 0.3	1.65 ± 0.10	2.5 ± 0.2	0.68 ± 0.07
9.8	6.2 ± 0.3	2.35 ± 0.2	0.68 ± 0.06	1.25 ± 0.10	2.05 ± 0.20	4.0 ± 0.3	1.55 ± 0.10	2.4 ± 0.2	0.65 ± 0.06
10.0	5.8 ± 0.3	2.20 ± 0.2	0.60 ± 0.05	1.15 ± 0.10	1.85 ± 0.15	3.6 ± 0.3	1.5 ± 0.1	2.2 ± 0.2	0.63 ± 0.06
10.2	5.2 ± 0.3	2.05 ± 0.15	0.50 ± 0.04	0.92 ± 0.09	1.50 ± 0.10	3.2 ± 0.3	1.4 ± 0.1	2.05 ± 0.15	0.56 ± 0.06
10.4	4.2 ± 0.3	1.65 ± 0.15	0.40 ± 0.04	0.75 ± 0.07	1.27 ± 0.10	2.9 ± 0.3	1.3 ± 0.1	1.85 ± 0.15	0.48 ± 0.05
10.6	3.4 ± 0.3	1.35 ± 0.15	0.31 ± 0.03	0.58 ± 0.07	0.92 ± 0.08	2.2 ± 0.3	1.0 ± 0.1	1.45 ± 0.10	0.39 ± 0.05
10.8	2.5 ± 0.3	1.00 ± 0.25	0.25 ± 0.025	0.42 ± 0.06	0.73 ± 0.07	1.7 ± 0.2	---	1.10 ± 0.08	0.34 ± 0.05
11.0	1.7 ± 0.2	---	0.165 ± 0.02	0.32 ± 0.05	0.55 ± 0.05	1.60 ± 0.25	---	---	0.26 ± 0.05
11.2	1.2 ± 0.2	---	0.125 ± 0.015	0.21 ± 0.04	0.39 ± 0.05	---	---	---	0.18 ± 0.05
11.4	---	---	---	0.10 ± 0.02	0.28 ± 0.05	---	---	---	0.11 ± 0.05
11.6	---	---	---	---	0.21 ± 0.05	---	---	---	---
11.8	---	---	---	---	0.16 ± 0.05	---	---	---	---
12.0	---	---	---	---	0.11 ± 0.05	---	---	---	---

Table 12.4 Atomic densities of test materials

Material	Nuclide	Atomic density (atoms/cm³)
CH_2	H	8.218×10^{22}
	C	4.109×10^{22}
Be	Be	1.230×10^{23}
Nb	Nb	5.445×10^{22}
Mo	Mo	2.341×10^{22}
Ta	Ta	5.525×10^{22}
Pb	Pb	3.299×10^{22}
W[a)]	W	3.888×10^{22}
W[b)]	W	4.016×10^{22}

a) density = 11.87 g/cm³

b) density = 12.26 g/cm³

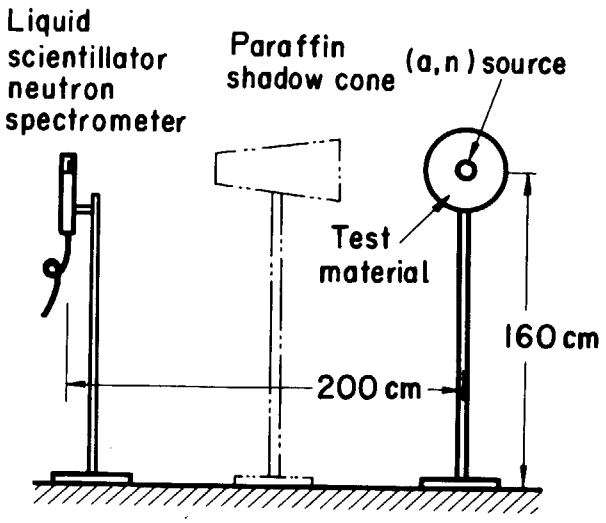
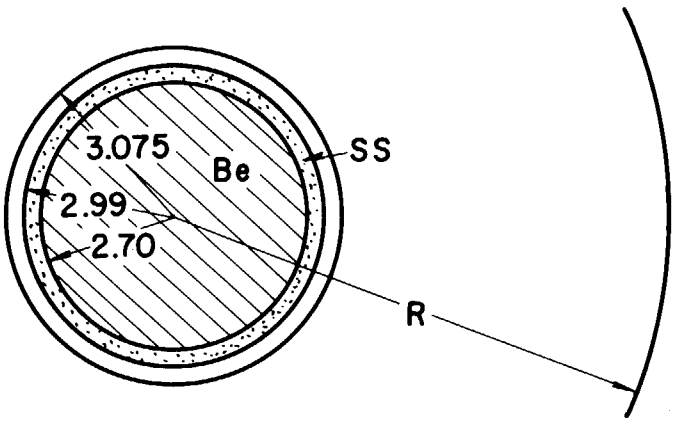


Fig. 12.1 Experimental arrangement for neutron leakage spectra measurements from test spheres



R : radius of sample sphere

Unit : cm

Fig. 12.2 Detailed representation of source and test spheres

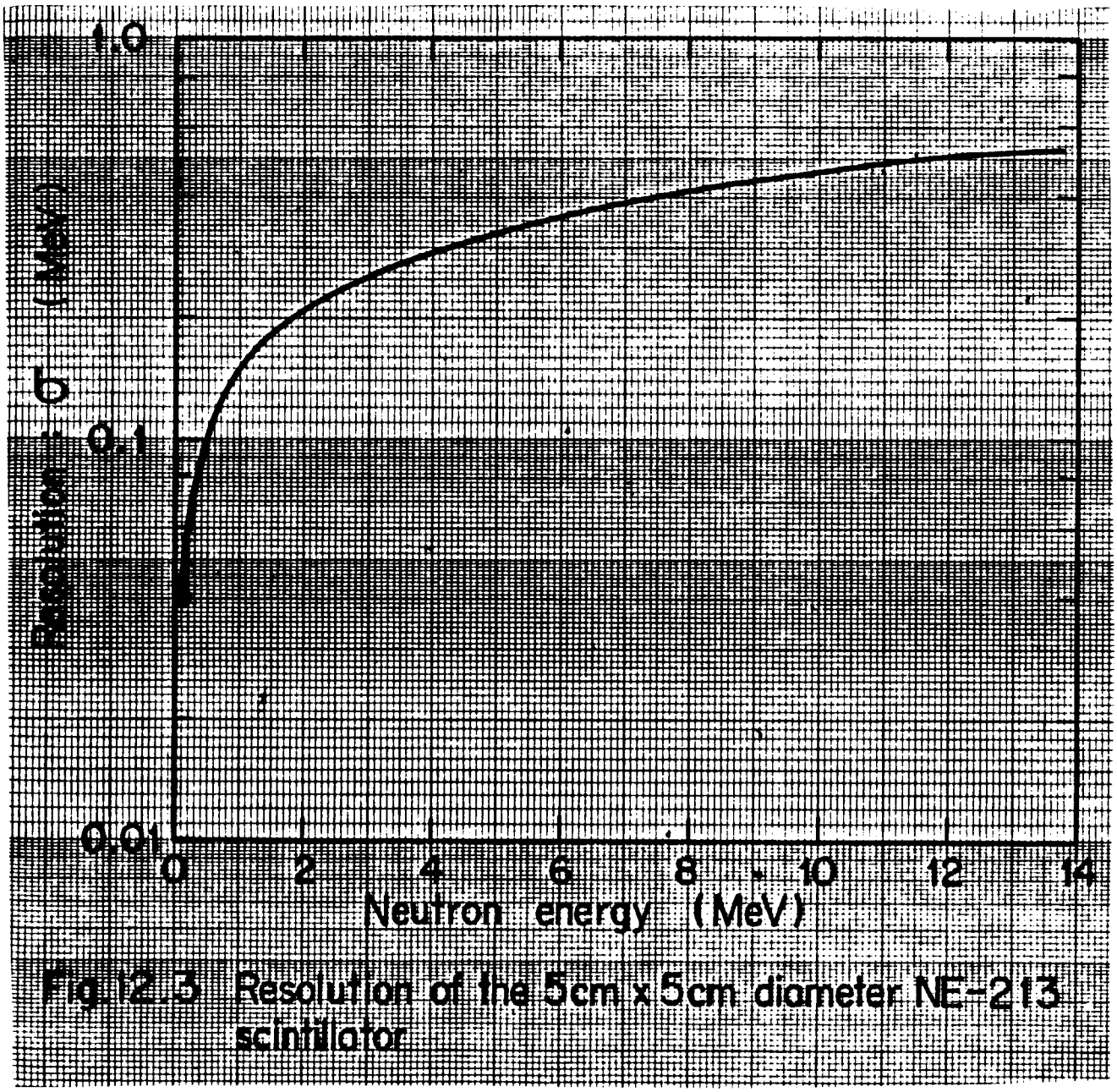


Fig.12.3 Resolution of the 5cm x 5cm diameter NE-213 scintillator

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

(References)

1) Hansen L.F., Anderson J.D., Goldberg E., Plechaty E.F., Stelts M.L. and Wong C.: "Time Spectra from Spheres Pulsed with 14 MeV Neutrons", Nucl. Sci. Eng., 35, 227-239 (1969)
2) Hansen L.F., Anderson J.D., Goldberg E., Kammerdiener J., Plechaty E. and Wong C.: "Predictions for Neutron Transport in Air, Based on Integral Measurements in Nitrogen and Oxygen at 14 MeV", Nucl. Sci. Eng., 40, 262-282 (1970)
3) Hansen L.F., Anderson A.D., Brown P.S., Howerton R.J., Kammerdiener J.L., Logan C.M., Plechaty E.F. and Wong C.: "Measurements and calculations of the Neutron Spectra from Iron Bombarded with 14 MeV Neutrons", Nucl. Sci. Eng., 51, 278-295 (1973)
4) Hansen L.F., Anderson J.D., Doyas R.J., Howerton R.J., Komoto T., Logan C.M. and Wong C.: "Measurements and Calculations of the Neutron Spectra Emitted from Concrete Spheres Bombarded with 14 MeV Neutrons", Nucl. Sci. Eng., 55, 345-348 (1974)
5) 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., 27-35 (1976)
6) 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
7) 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
8) 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	: Lowrence Livermore Laboratory d-T Neutron Source (ICT)
c)	Material	: Carbon, Liquid Oxygen, Aluminum, Titanium, Iron, Concrete, Polyethelene
d)	Geometry	: Sphere (one-dimension)
e)	Instrument	: NE-213 Liquid Scintillator, Pilot B Plastic Scintillator
f)	Quantity measured	: Total Current from Sphere (Leakage Neutron Spectrum)

13.1 実験配置

Lowrence 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(4) 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^+ イオンのエネルギは 400keV，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±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ィである。Ti に蒸着させたトリチウム層の厚さは約 4 mg／cm^2，面積は約 3 cm^2 である。なお，Ti－Tターゲットは2.06cm直径×0.051 cm厚のタングステンのバッキ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

ポリエチレン，炭素，液体酸素，アルミニウム，チタン，鉄，およびコンクリート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.13.23 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(4)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検出器の中心線の成す角度(H)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_s 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。

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

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

d ：球状試験体の半径（cm）

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

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

Fig.13.4～Fig.13.23 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2.06cm 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，この時の中性子エネルギと強度は，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(4)に示した形状で，中心に，2.06cm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.13.24またはFig.13.25 に示したように近似する。ただし，Fig.13.24 における試験体の外径はFig.13.3(3)と同じにする。

c　物質の組成

線源領域，および線源を囲むボイド領域は真空，または1気圧の空気とする。

領域の番号は，Fig.13.24 ,Fig.13.25 と同じである。

物質（領域No.）	核種	原子密度（atoms/cm^3）
ポリエチレン①	H	7.915×10^{22}
	C	3.957×10^{22}
炭　素　①	C	9.269×10^{22} *
アルミニウム①	Al	6.026×10^{22}
チタン　①	Ti	5.708×10^{22}
鉄　①	Fe	8.211×10^{22}
	C	4.727×10^{21}
	Mn	8.604×10^{20}
	P	1.068×10^{21}
	S	1.475×10^{20}
コンクリート　①	O	4.476×10^{22}
	H	1.213×10^{22}
	Si	1.197×10^{22}
	Ca	2.893×10^{21}
	Al	2.570×10^{21}
	C	2.491×10^{21}
	Mg	1.448×10^{21}
	Na	1.045×10^{21}
	K	8.035×10^{20}
	Fe	8.028×10^{20}
液体酸素　①	O	4.291×10^{22}
②	Fe	5.961×10^{22}
	Cr	1.738×10^{22}
	Ni	7.296×10^{21}
	Si	1.739×10^{21}
	Mn	8.683×10^{20}

* value for　ρ= 1.847g/cm^3

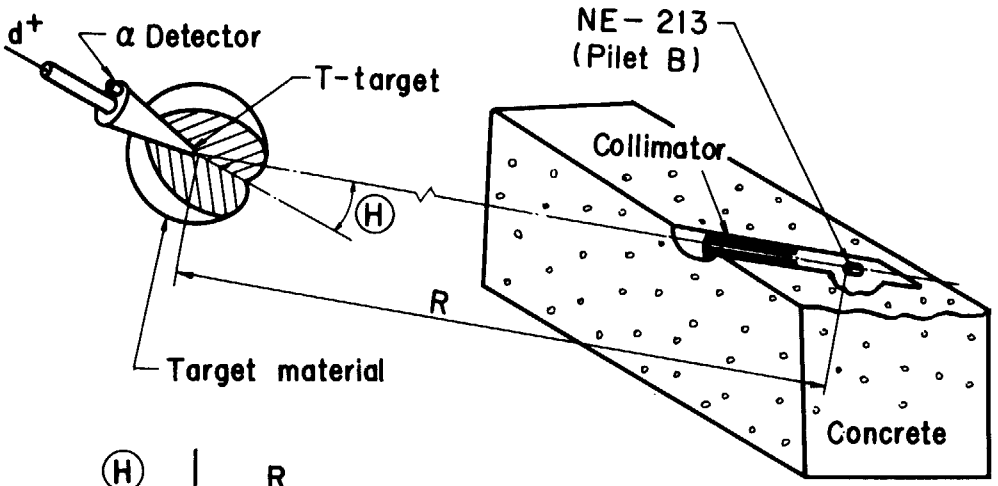
13.6　実験値と計算値の規格化

Fig.13.4～Fig.13.23 の実験結果は，（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実験条件と同じようにして，単位線源中性子あたりの検出器位置での中性子束（n/cm^2・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。

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			



Ⓗ	R
30 deg	766.0 cm
120 deg	975.2 cm

Fig. 13.1 Schematic drawing of the experimental setup

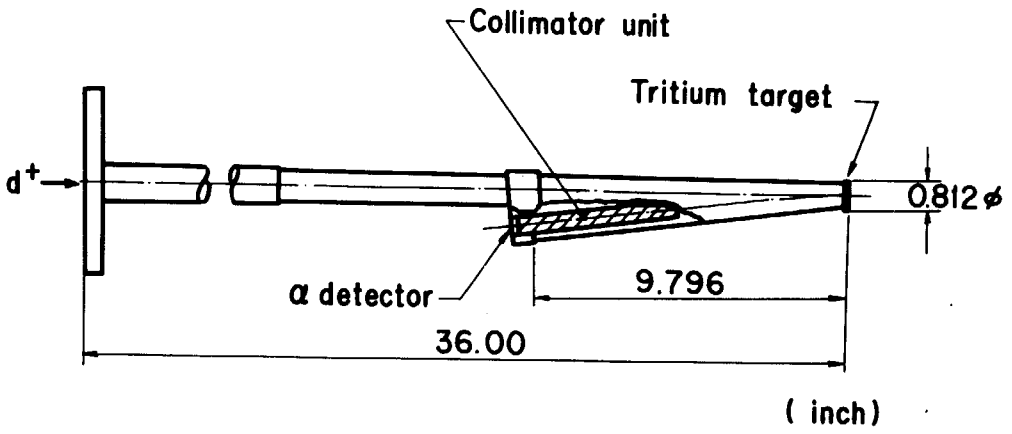


Fig. 13.2 Tritium target low-mass assembly

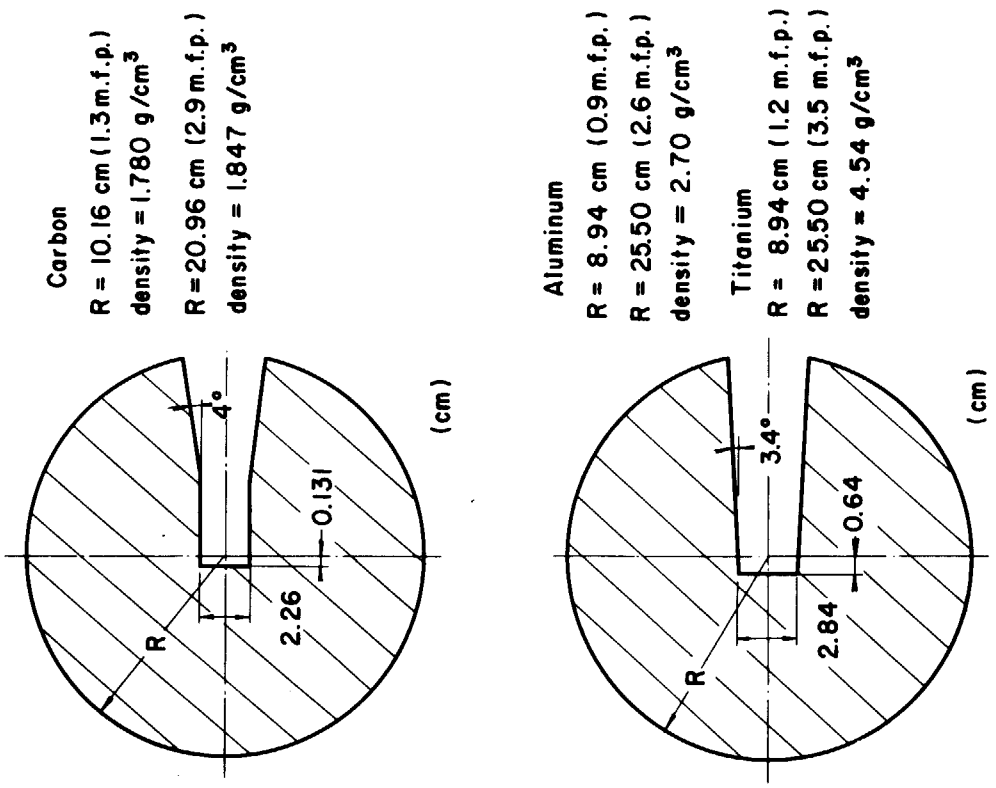


Fig. 13.3 (2) Geometry of the spherical targets

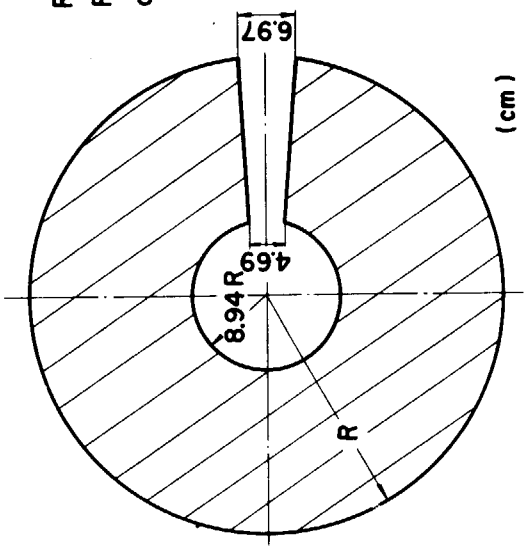
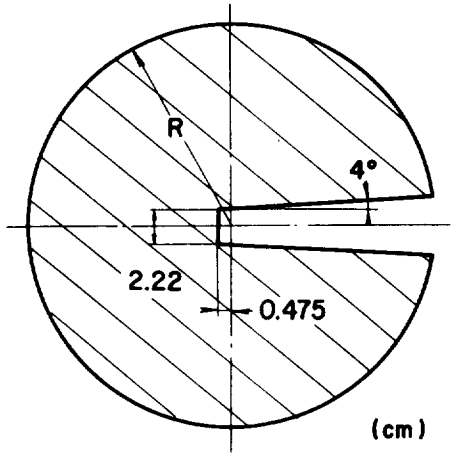
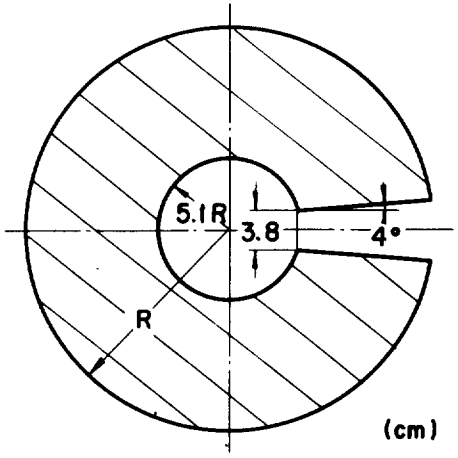


Fig. 13.3 (1) Geometry of spherical targets

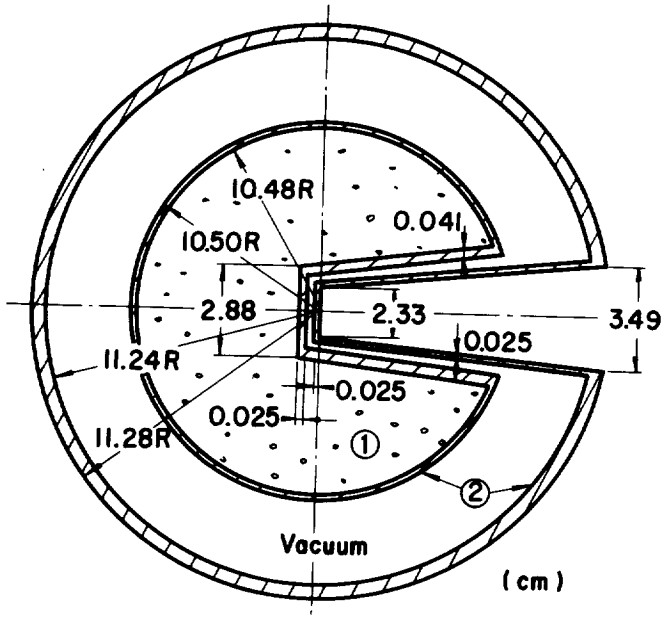


Iron
R = 4.46 cm (0.9 m.f.p.)
R = 13.41 cm (2.9 m.f.p.)
R = 22.30 cm (4.8 m.f.p.)
density = 7.85 g/cm^3



Concrete
R = 21.0 cm (2.0 m.f.p.)
R = 35.5 cm (3.8 m.f.p.)
density = 2.35 g/cm^3

Fig. 13.3(3) Geometry of the spherical targets



Liquid Oxygen (0.7 m.f.p.)

Zone	Density(g/cm^3)	Atomic %
①	1.14	O : 100
②	7.9	Fe : 68.6
		Cr : 20.0
		Ni : 8.4
		Si : 2.0
		Mn : 1.2

Fig. 13.3(4) Geometry of the spherical targets

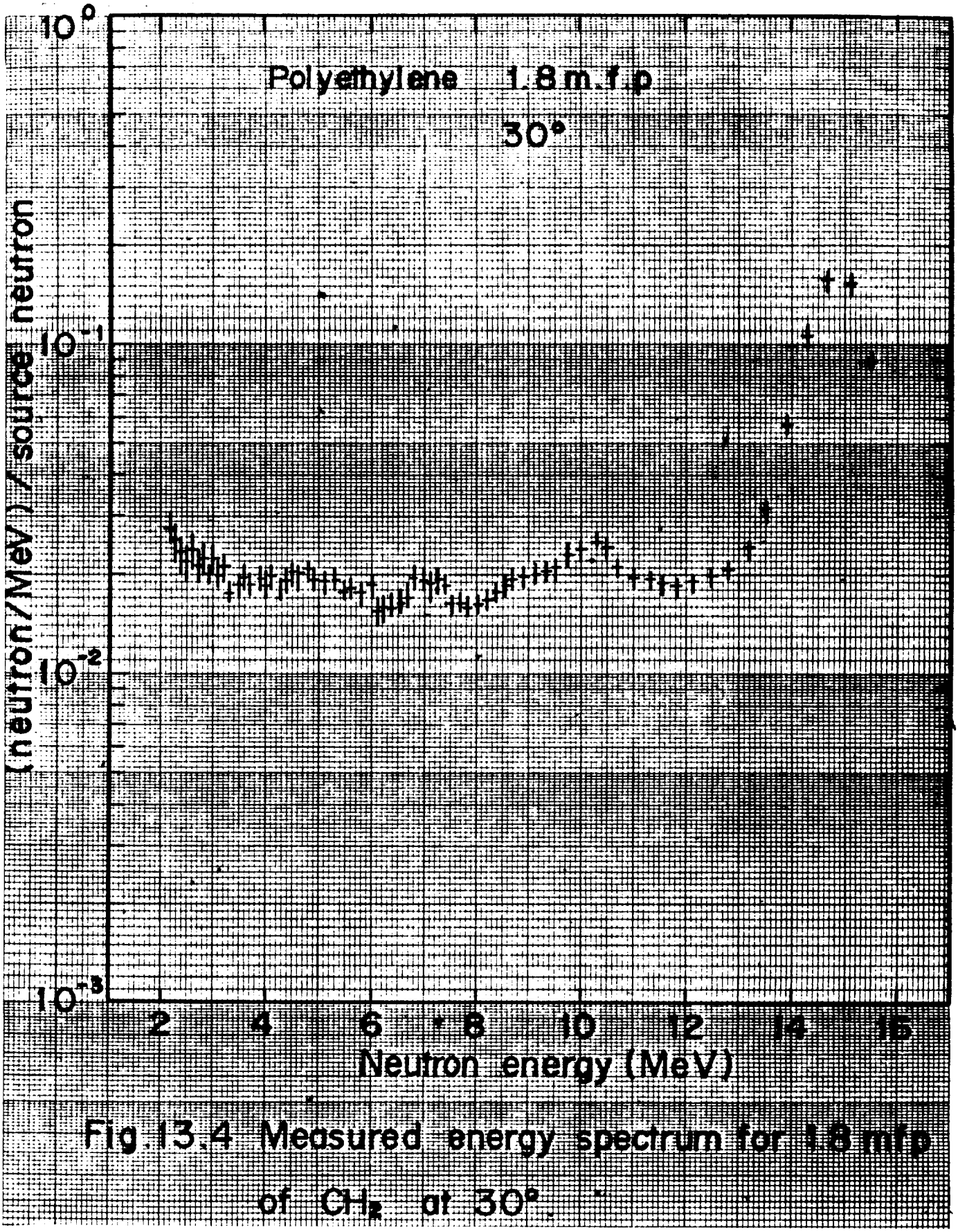


Fig.13.4 Measured energy spectrum for 1.8 m.f.p of CH_2 at 30°

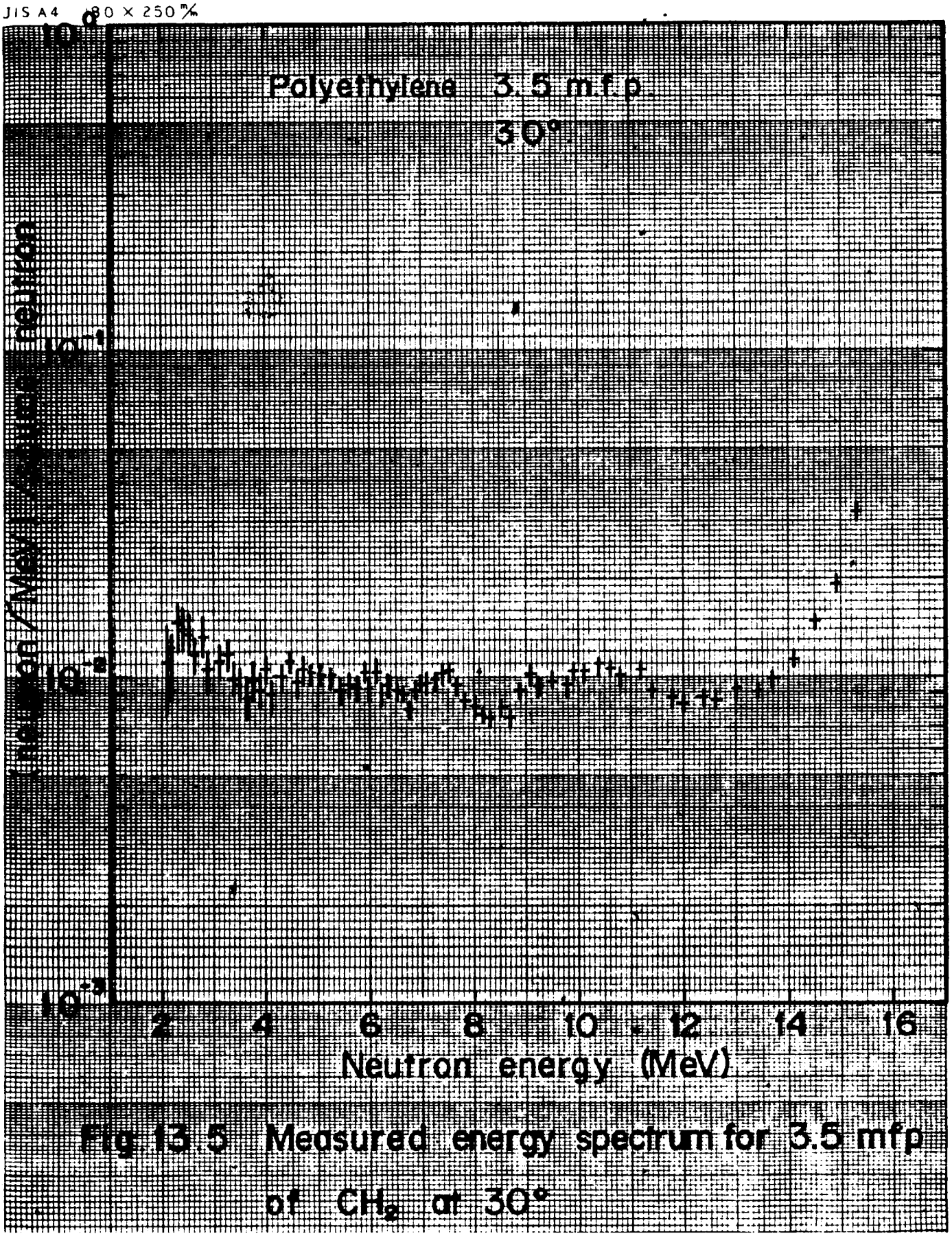


Fig 13.5 Measured energy spectrum for 3.5 mfp of CH_2 at 30°

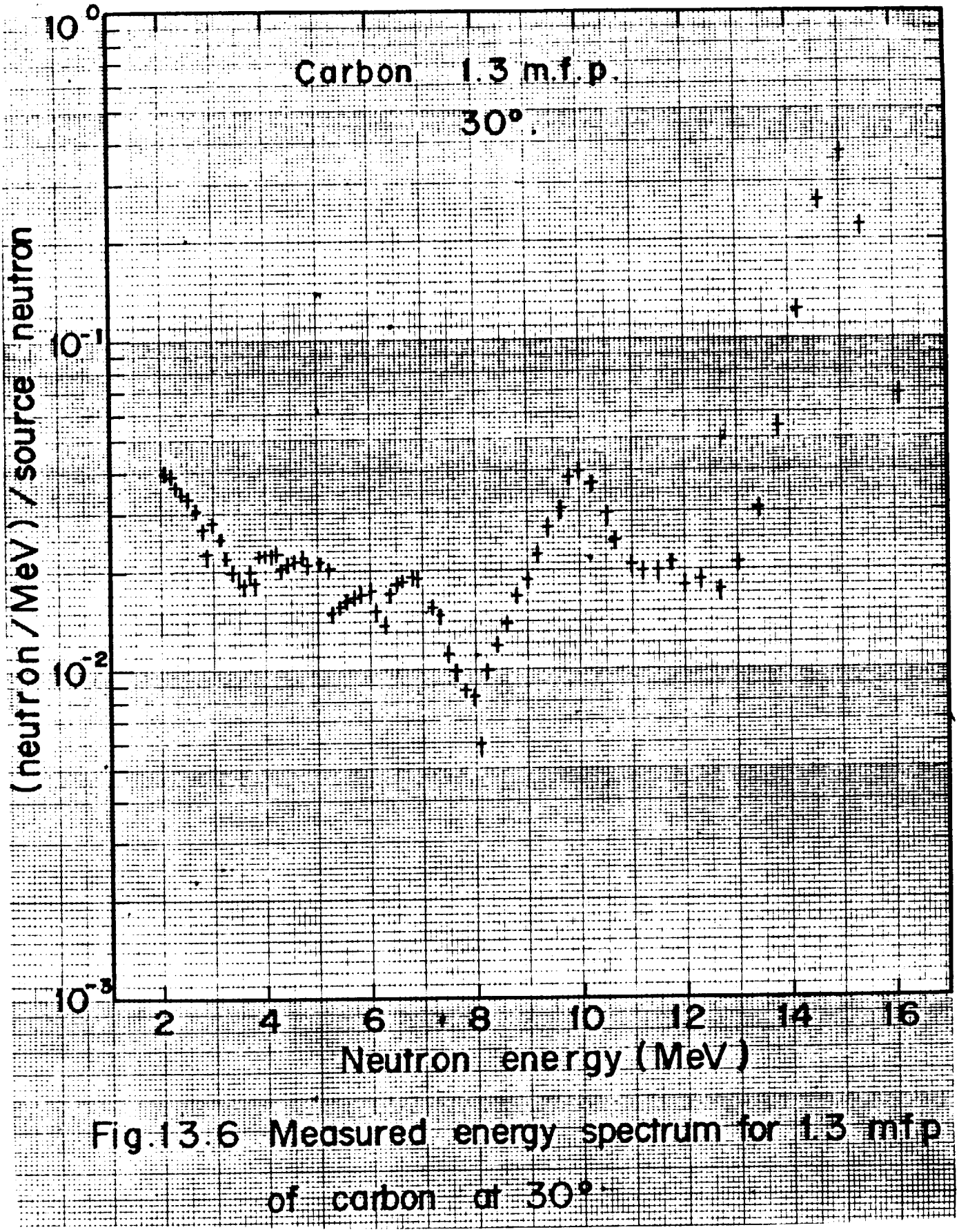


Fig.13.6 Measured energy spectrum for 1.3 mfp of carbon at 30°.

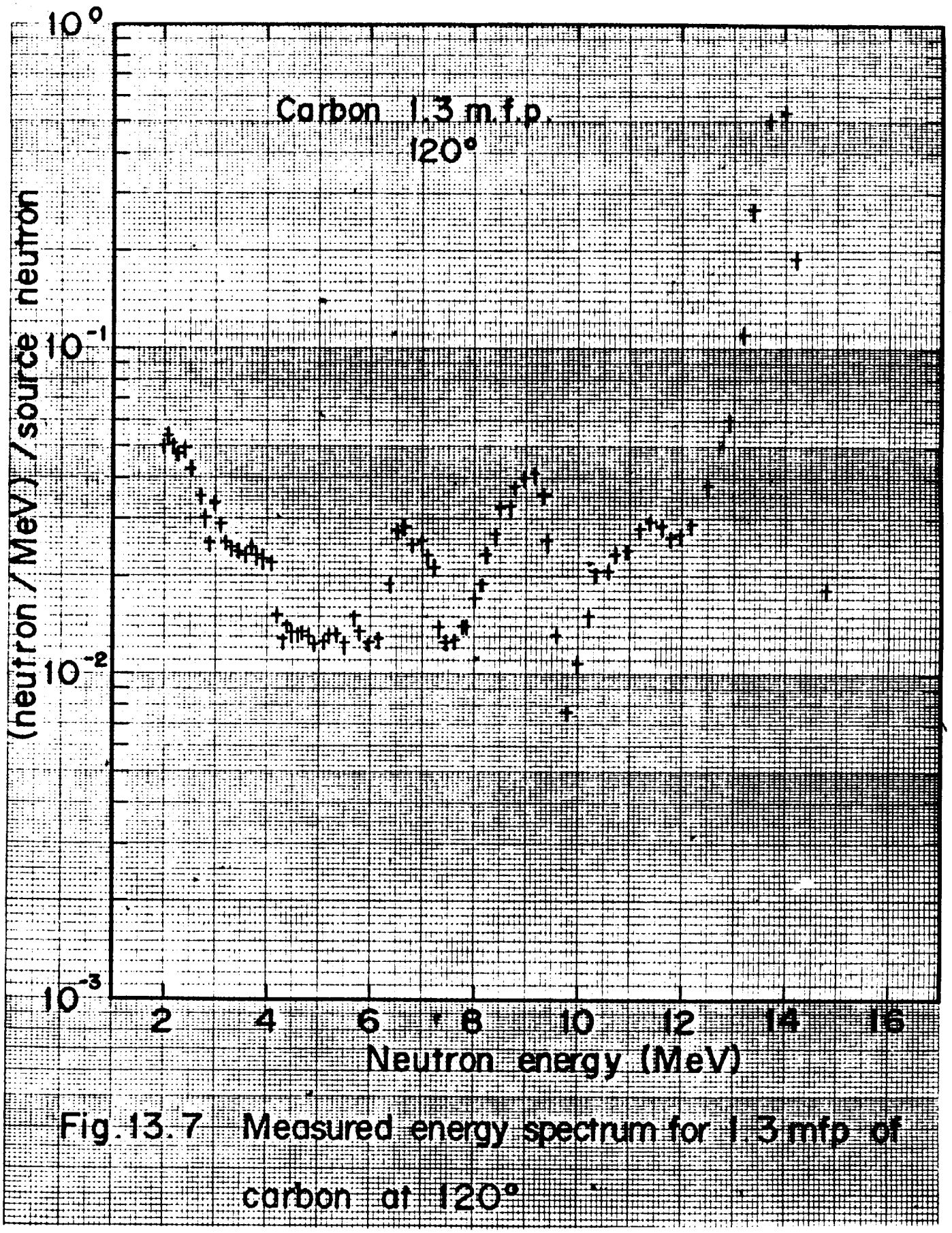


Fig. 13.7 Measured energy spectrum for 1.3 mfp of carbon at 120°

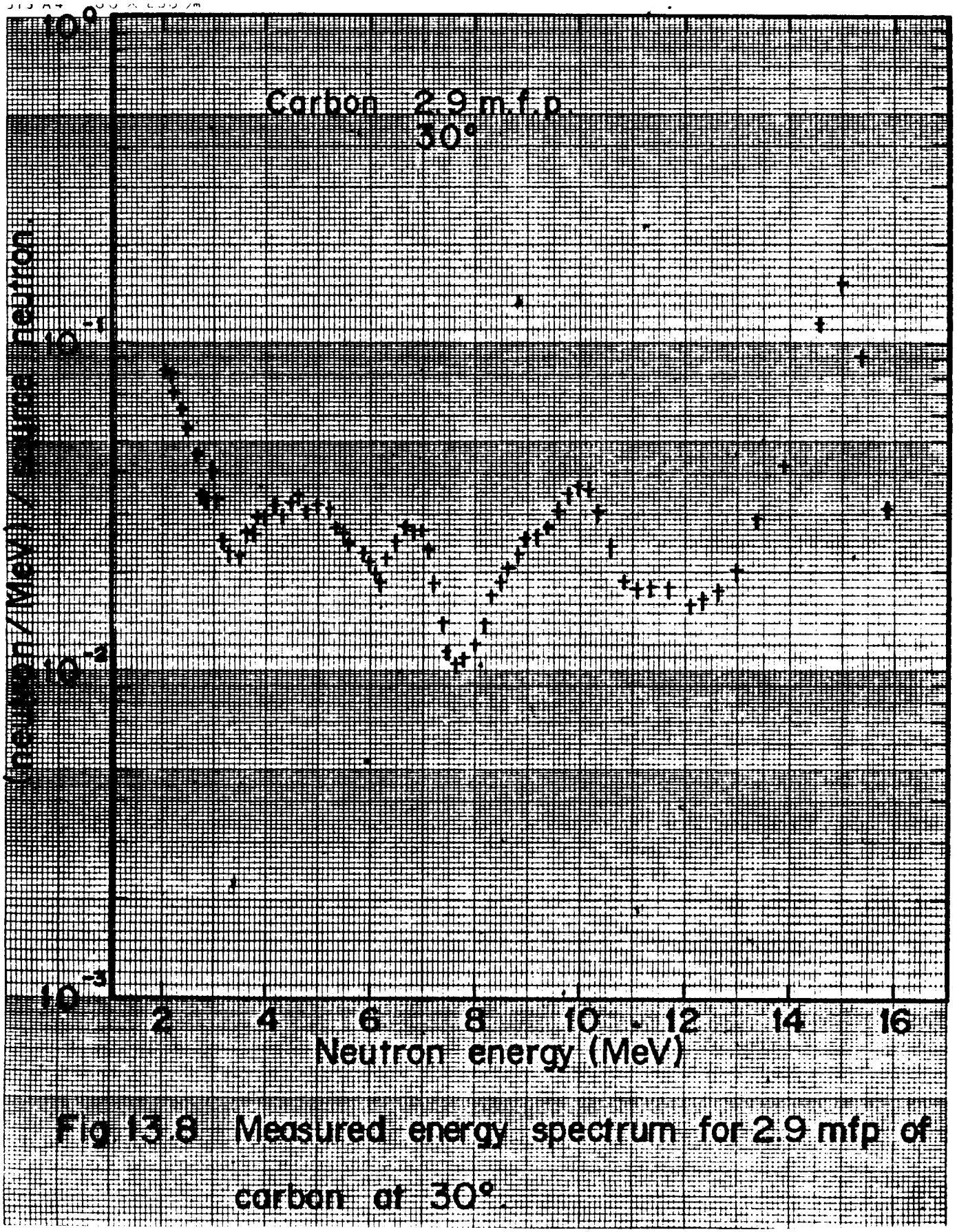


Fig 13.8 Measured energy spectrum for 2.9 mfp of carbon at 30°

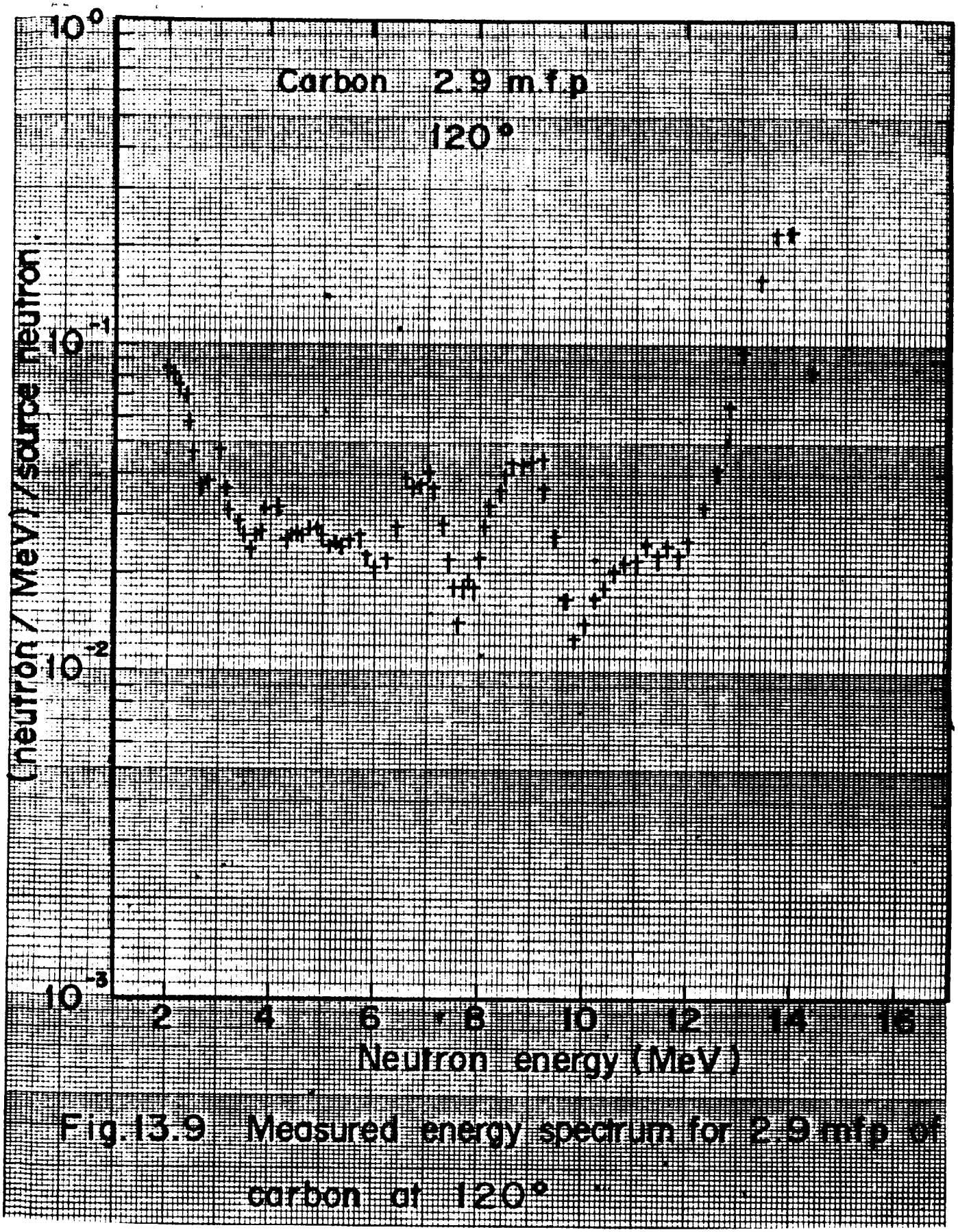


Fig.13.9 Measured energy spectrum for 2.9 m.f.p of carbon at 120°

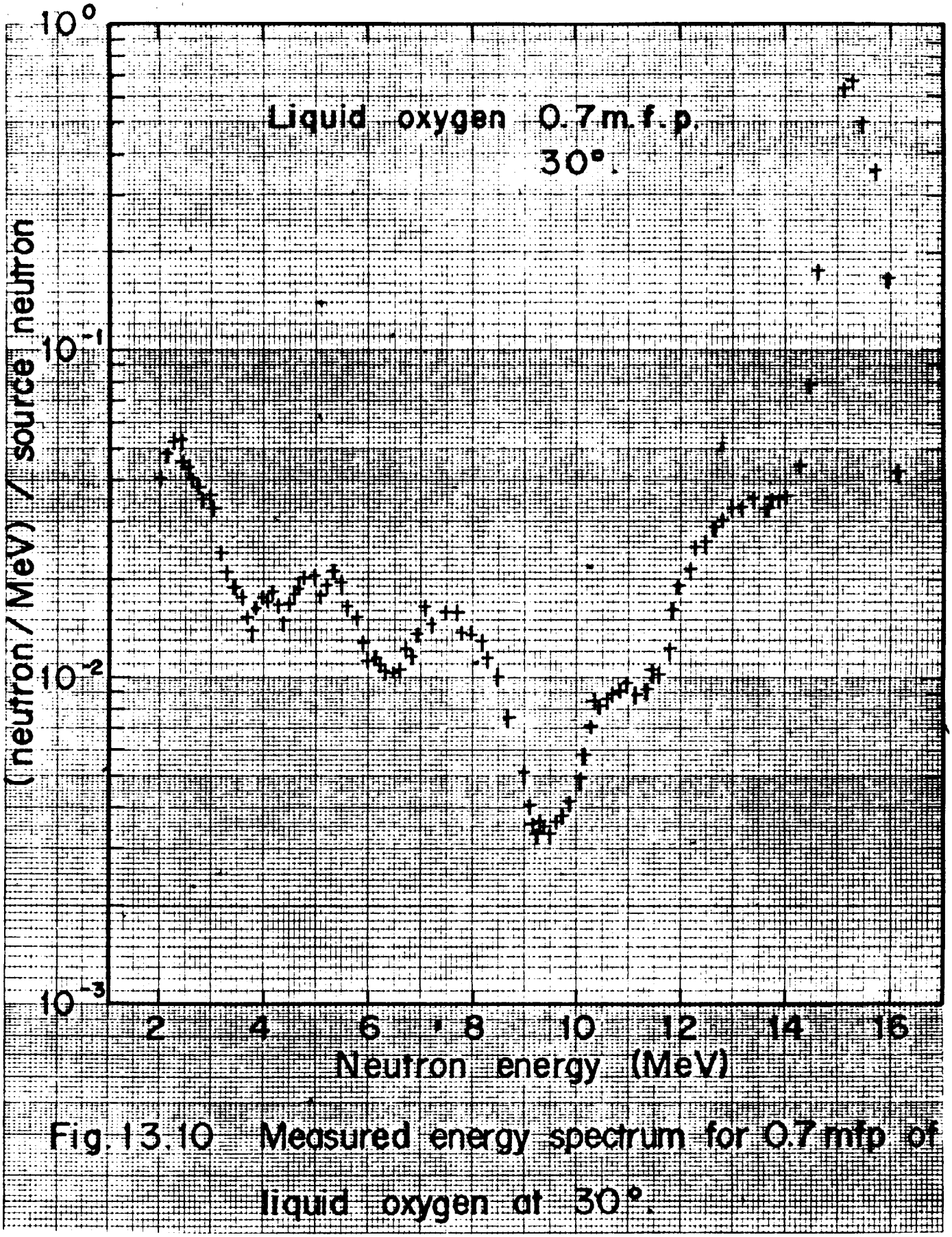


Fig. 13.10 Measured energy spectrum for 0.7 mfp of liquid oxygen at 30°.

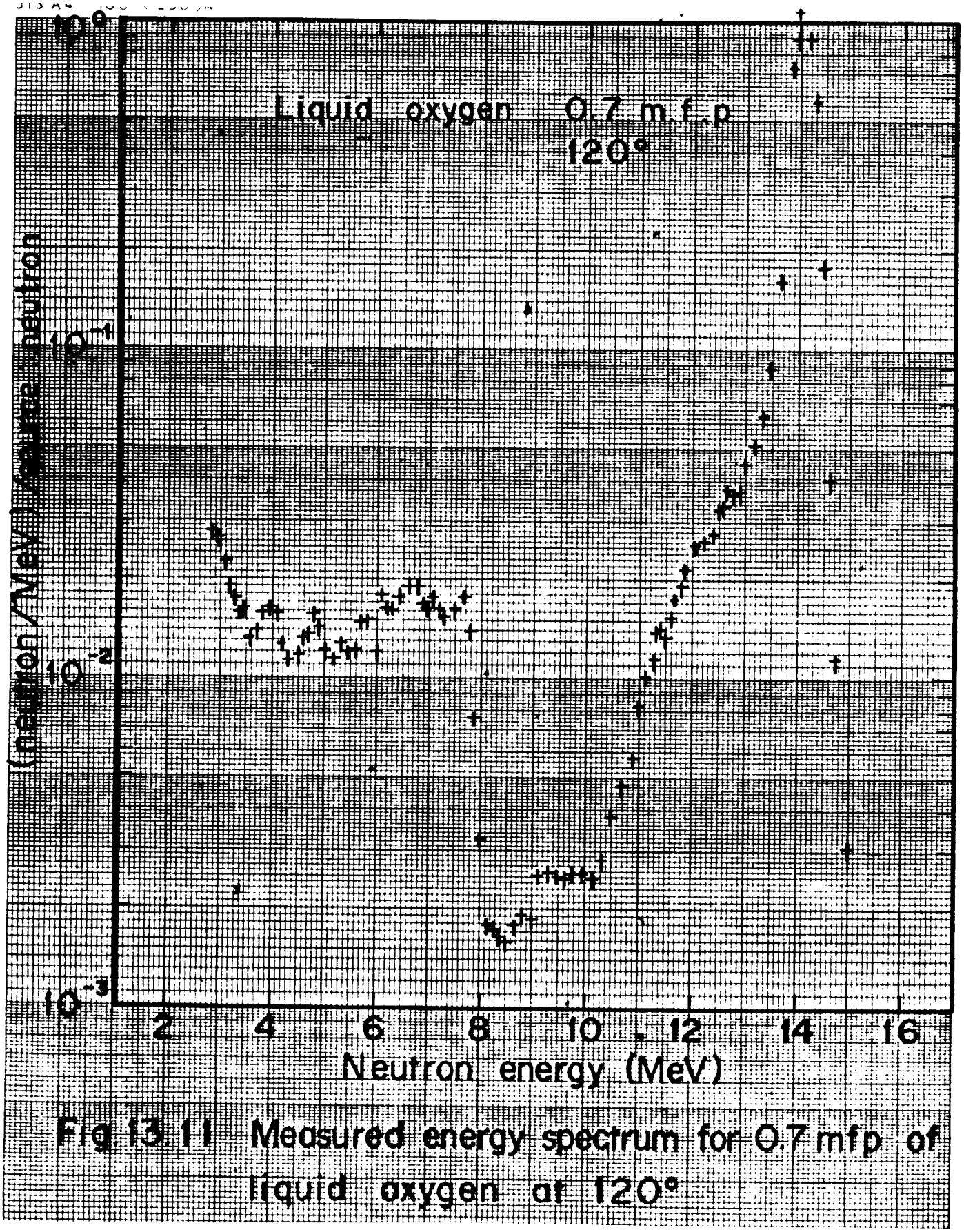


Fig 13.11 Measured energy spectrum for 0.7 mfp of liquid oxygen at 120°

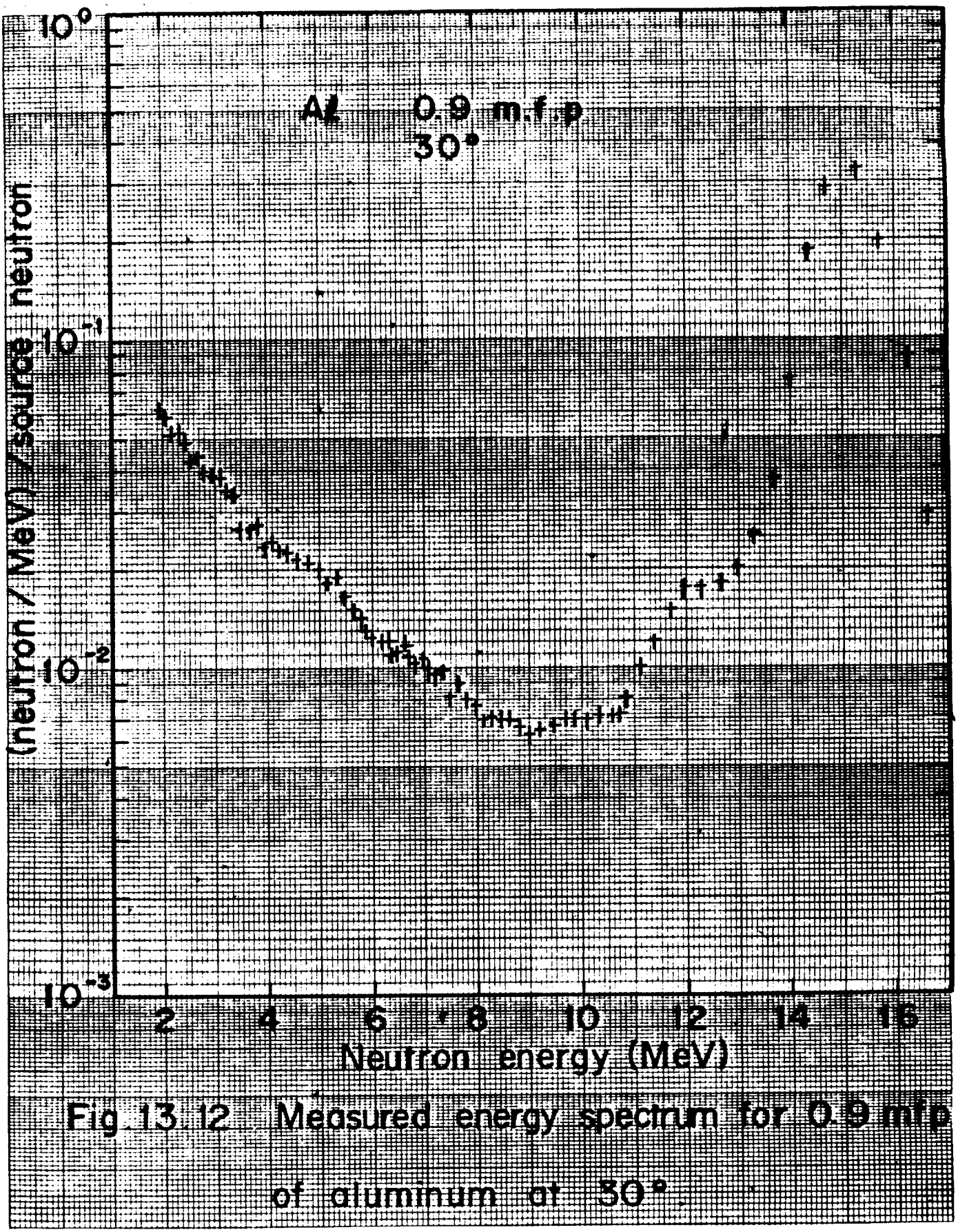


Fig 13.12 Measured energy spectrum for 0.9 mfp of aluminum at 30°.

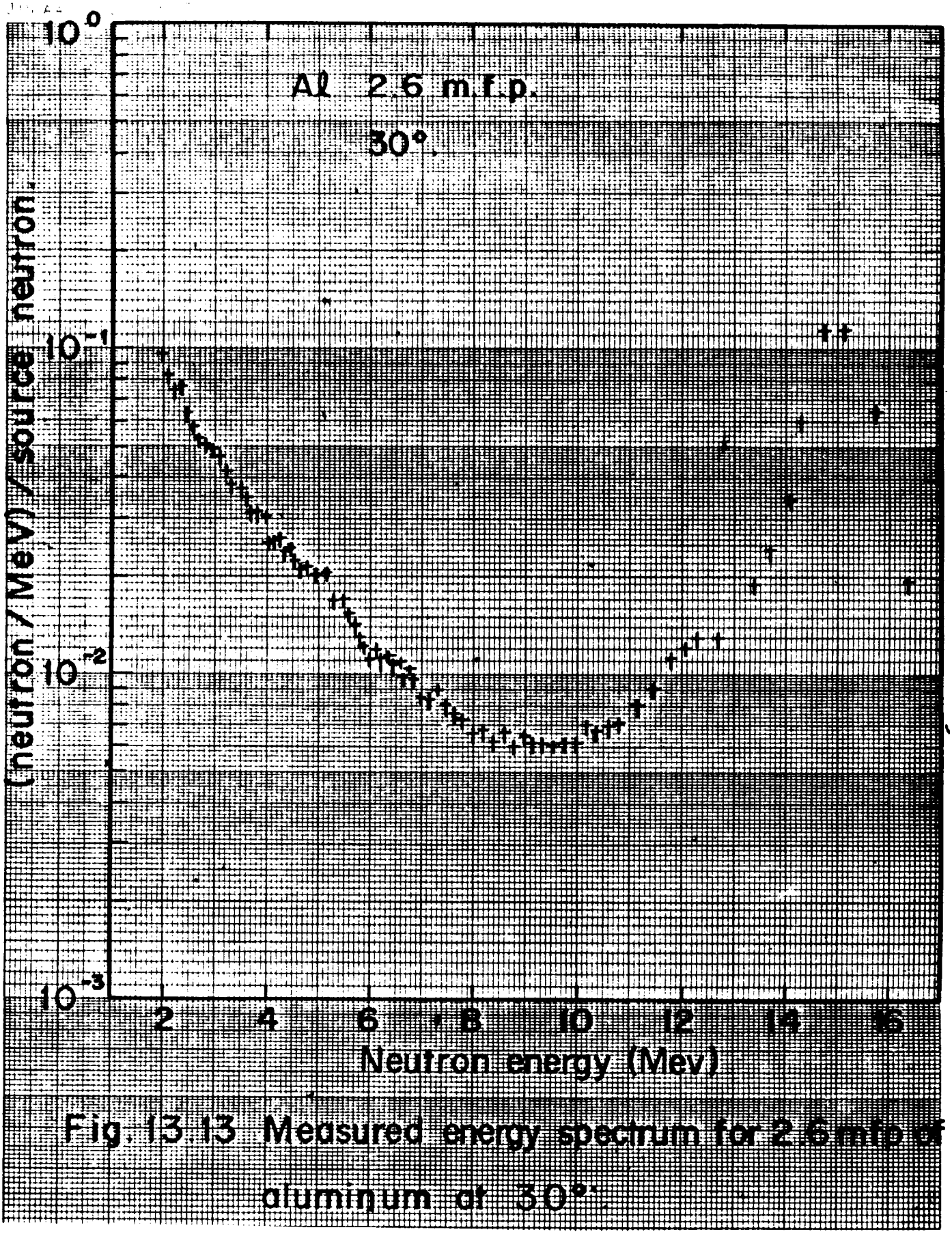


Fig. 13.13 Measured energy spectrum for 2.6 mfp of aluminum at 30°.

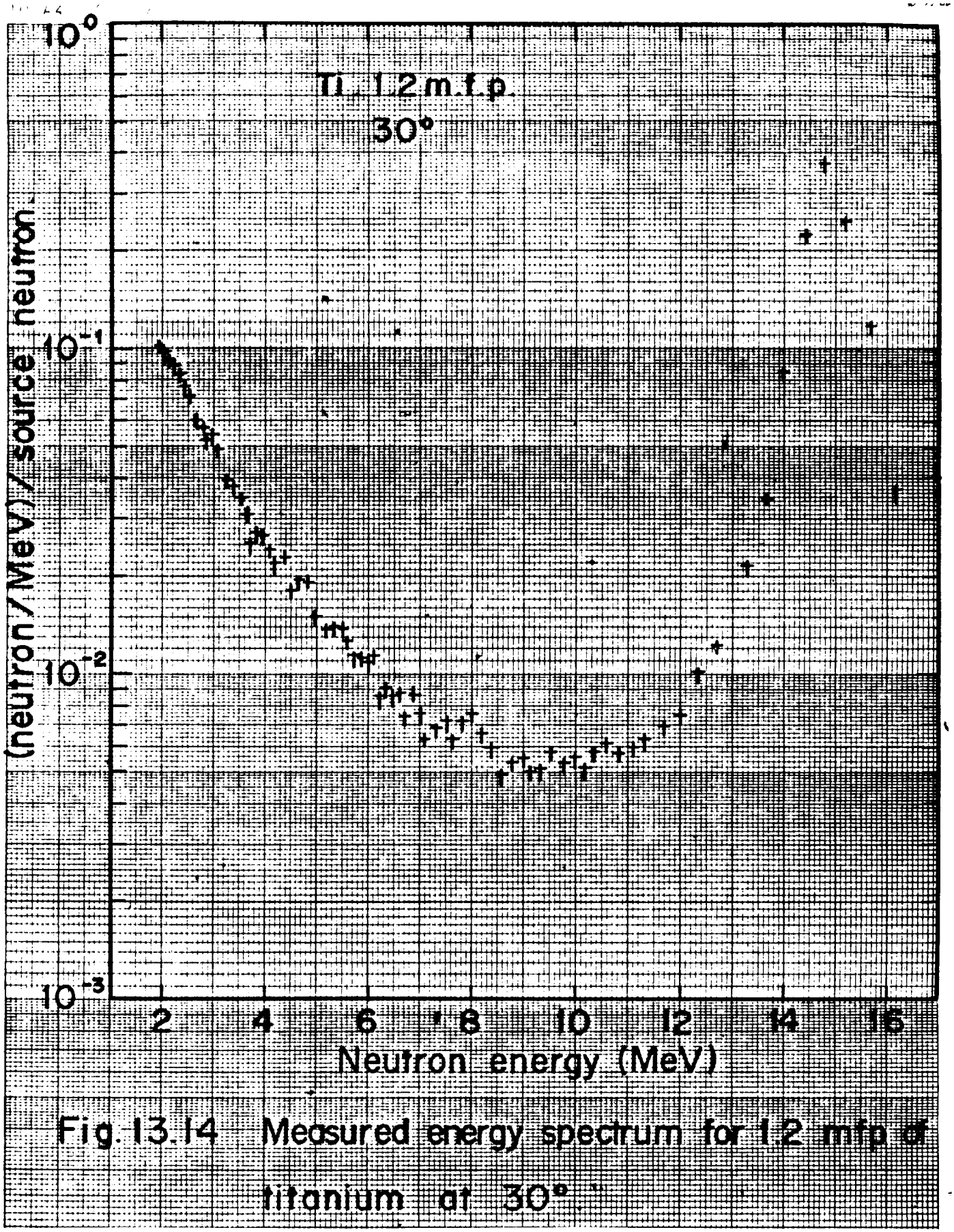


Fig. 13.14 Measured energy spectrum for 1.2 mfp of titanium at 30°.

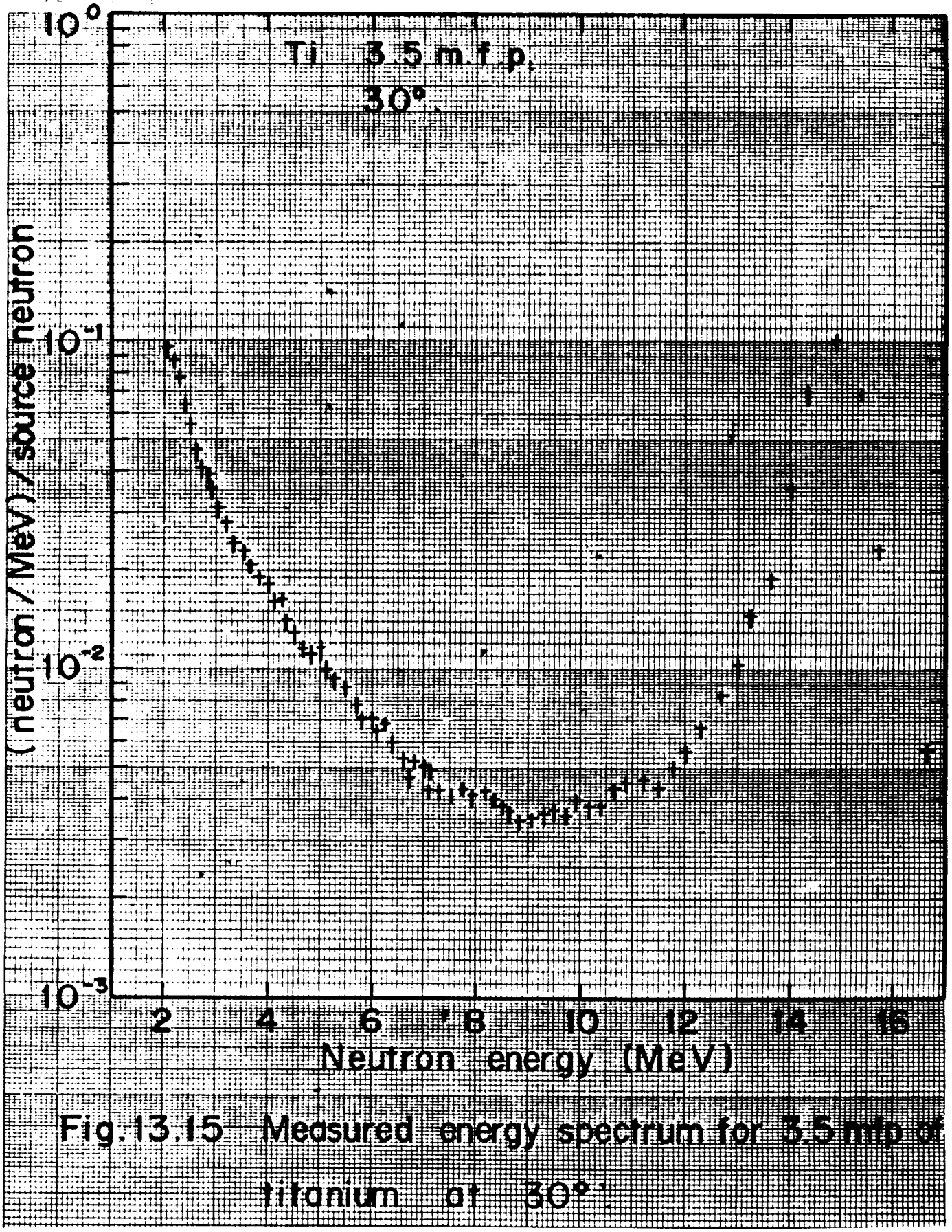


Fig.13.15 Measured energy spectrum for 3.5 mfp of titanium at 30°.

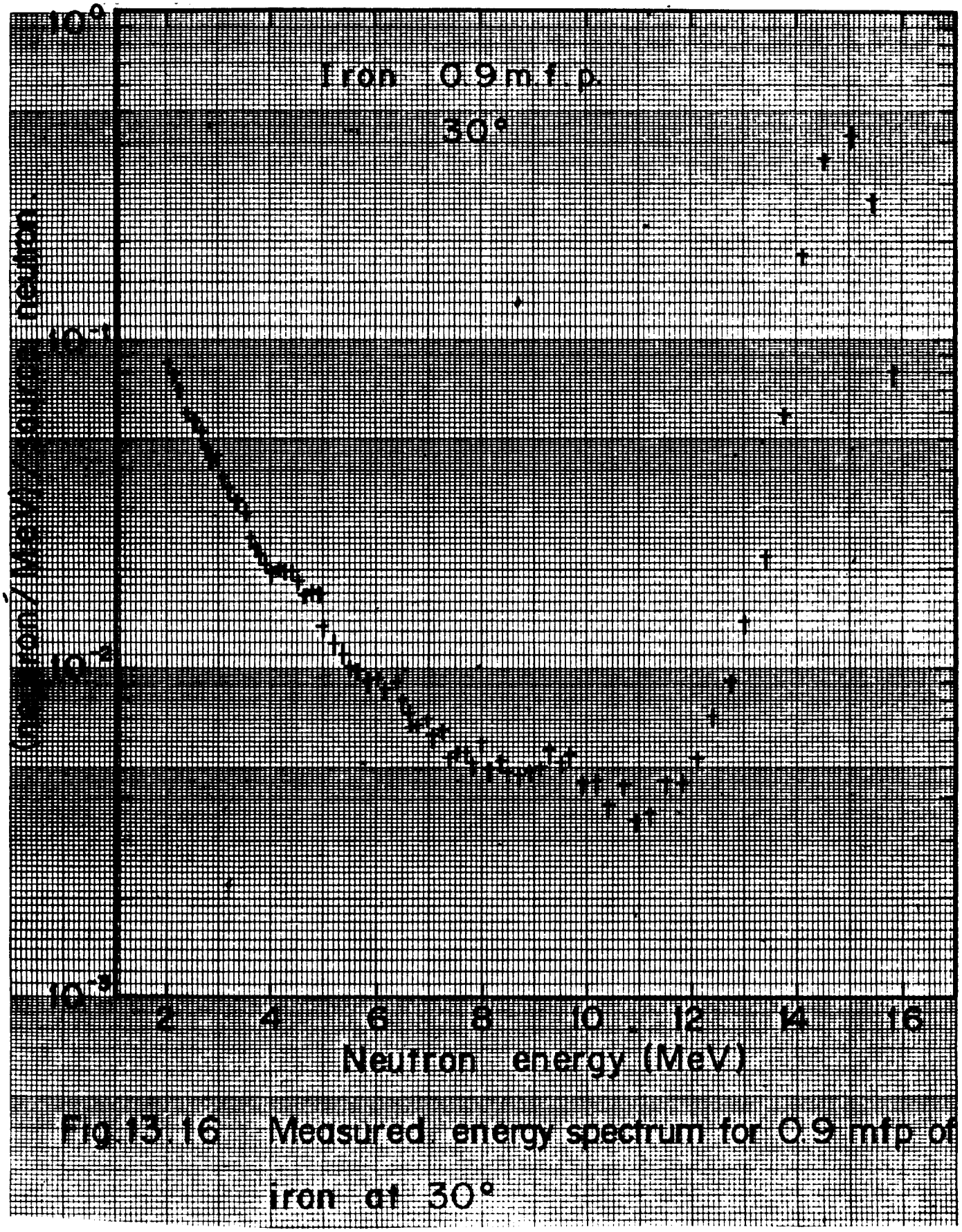


Fig. 13.16 Measured energy spectrum for 0.9 mfp of iron at 30°

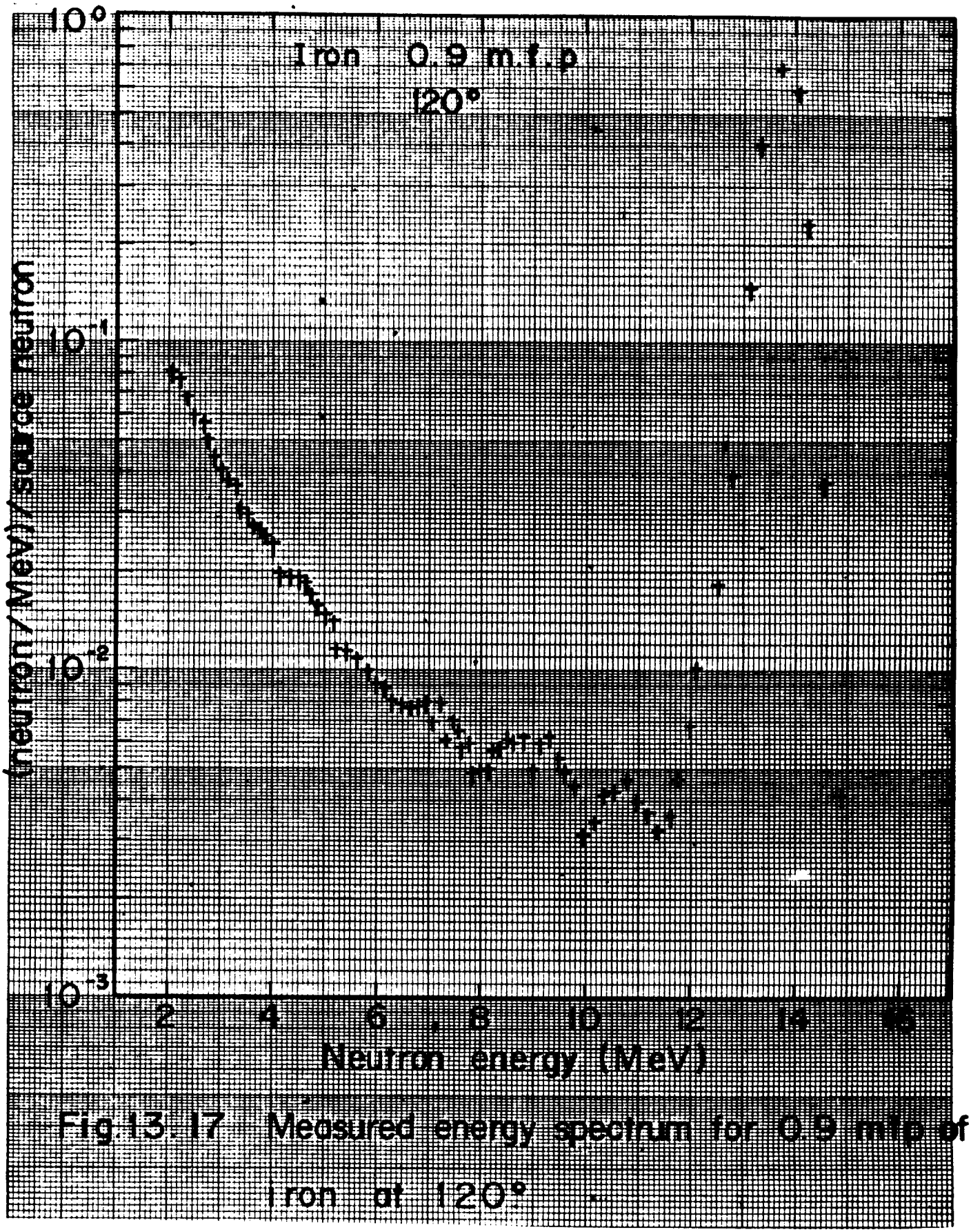


Fig.13.17 Measured energy spectrum for 0.9 m.f.p of iron at 120°

JIS A4 (210 × 250 %)

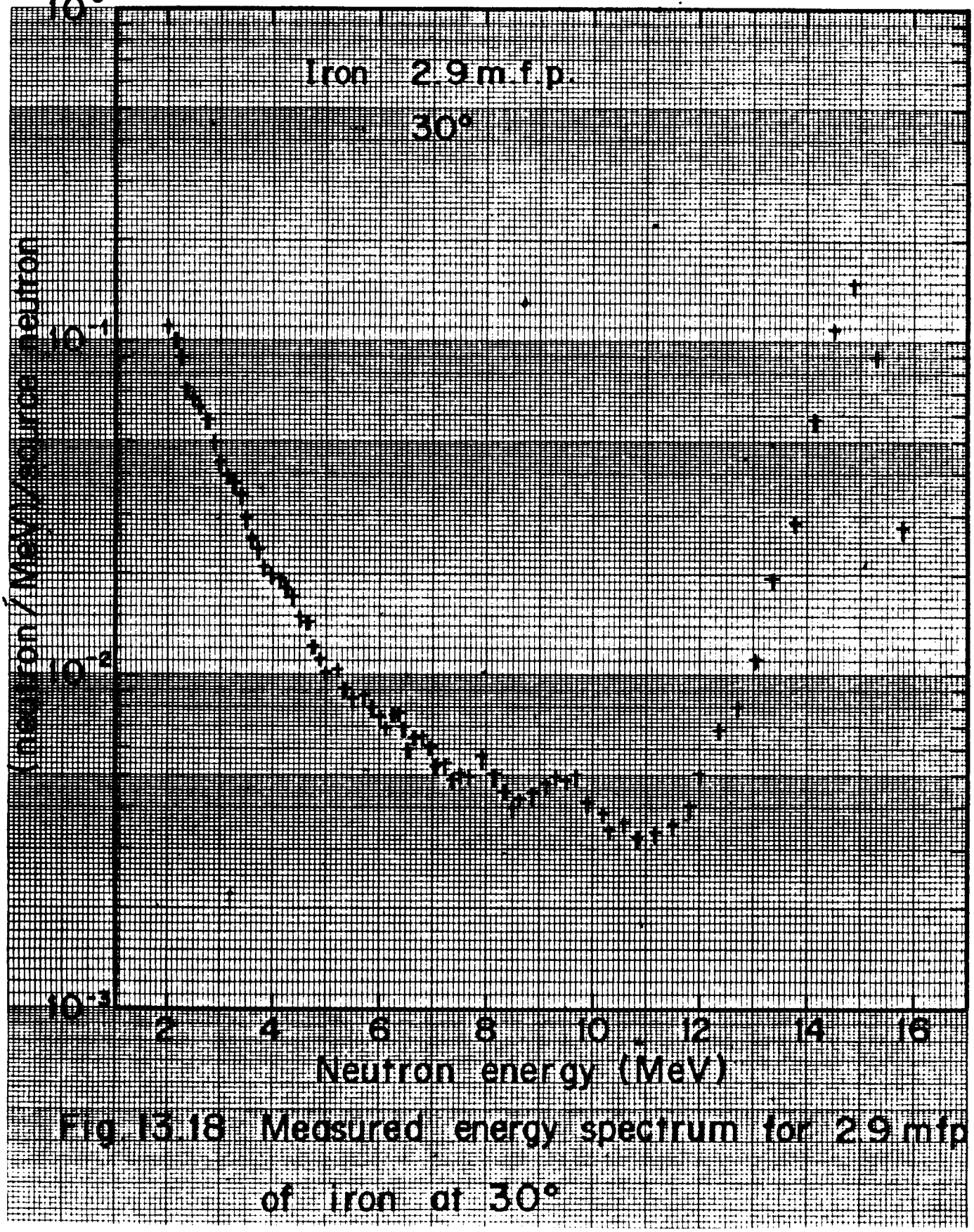


Fig. 13.18 Measured energy spectrum for 2.9 mfp of iron at 30°

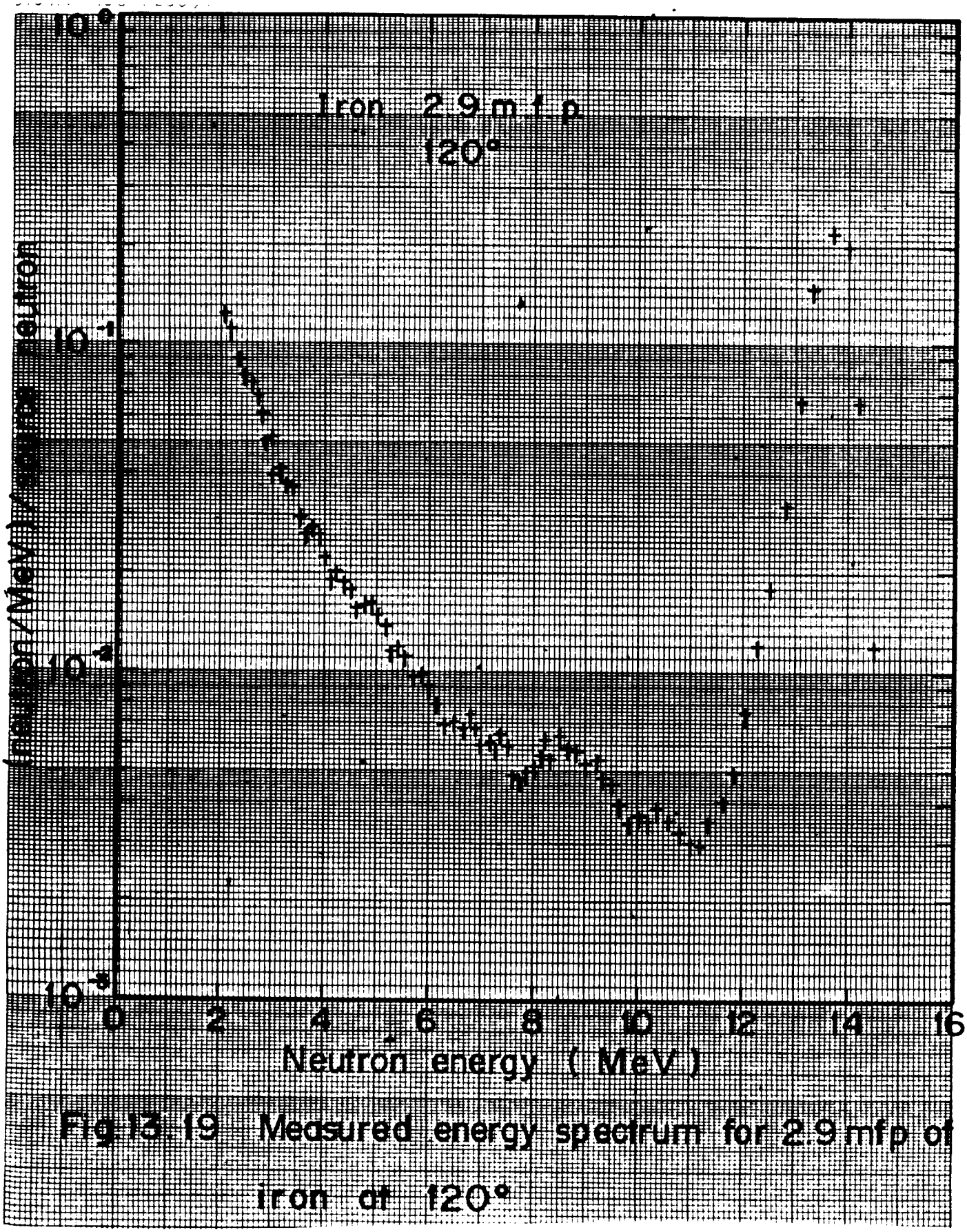


Fig 13.19 Measured energy spectrum for 2.9 mfp of iron at 120°

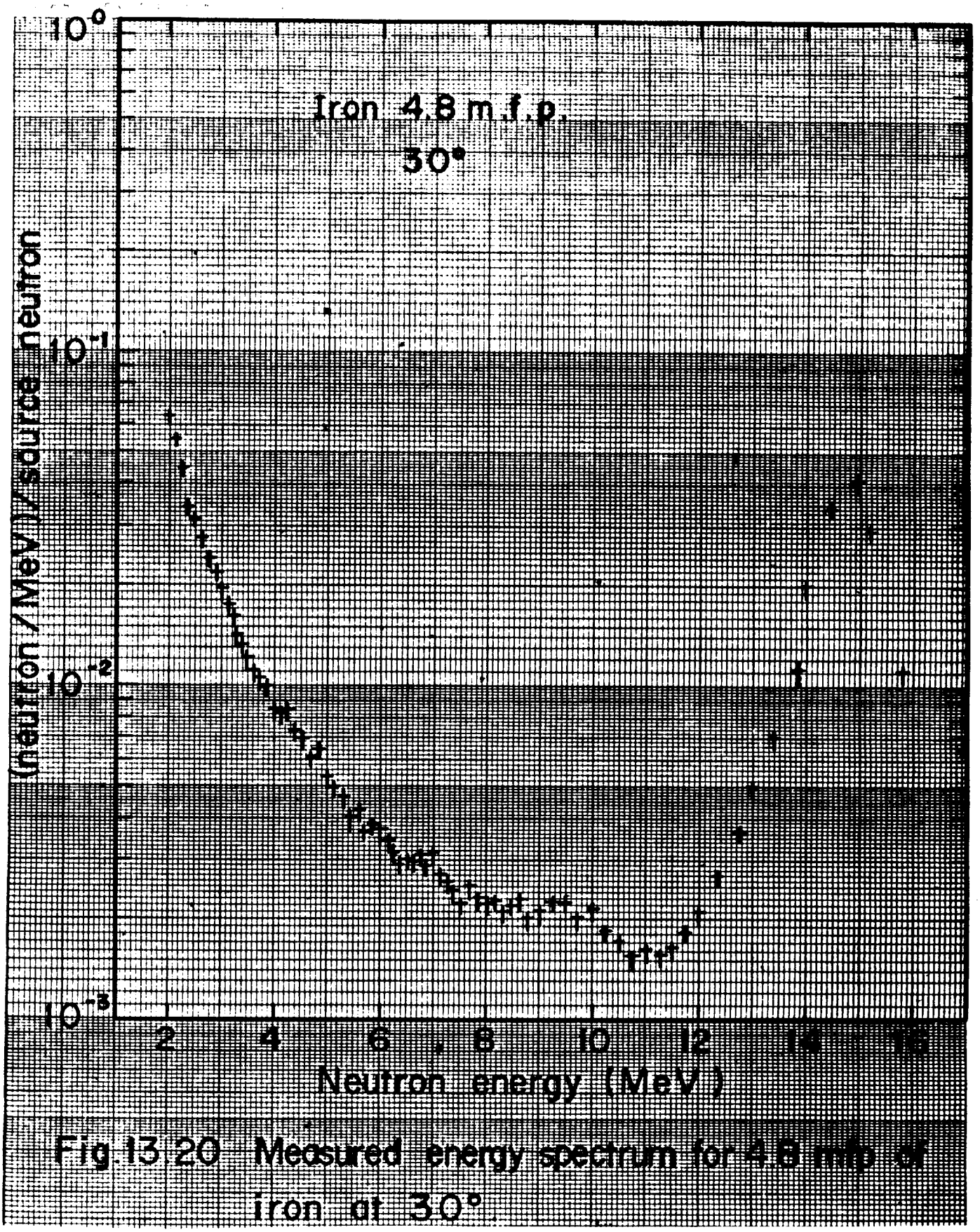


Fig.13.20 Measured energy spectrum for 4.8 mfp of iron at 30°

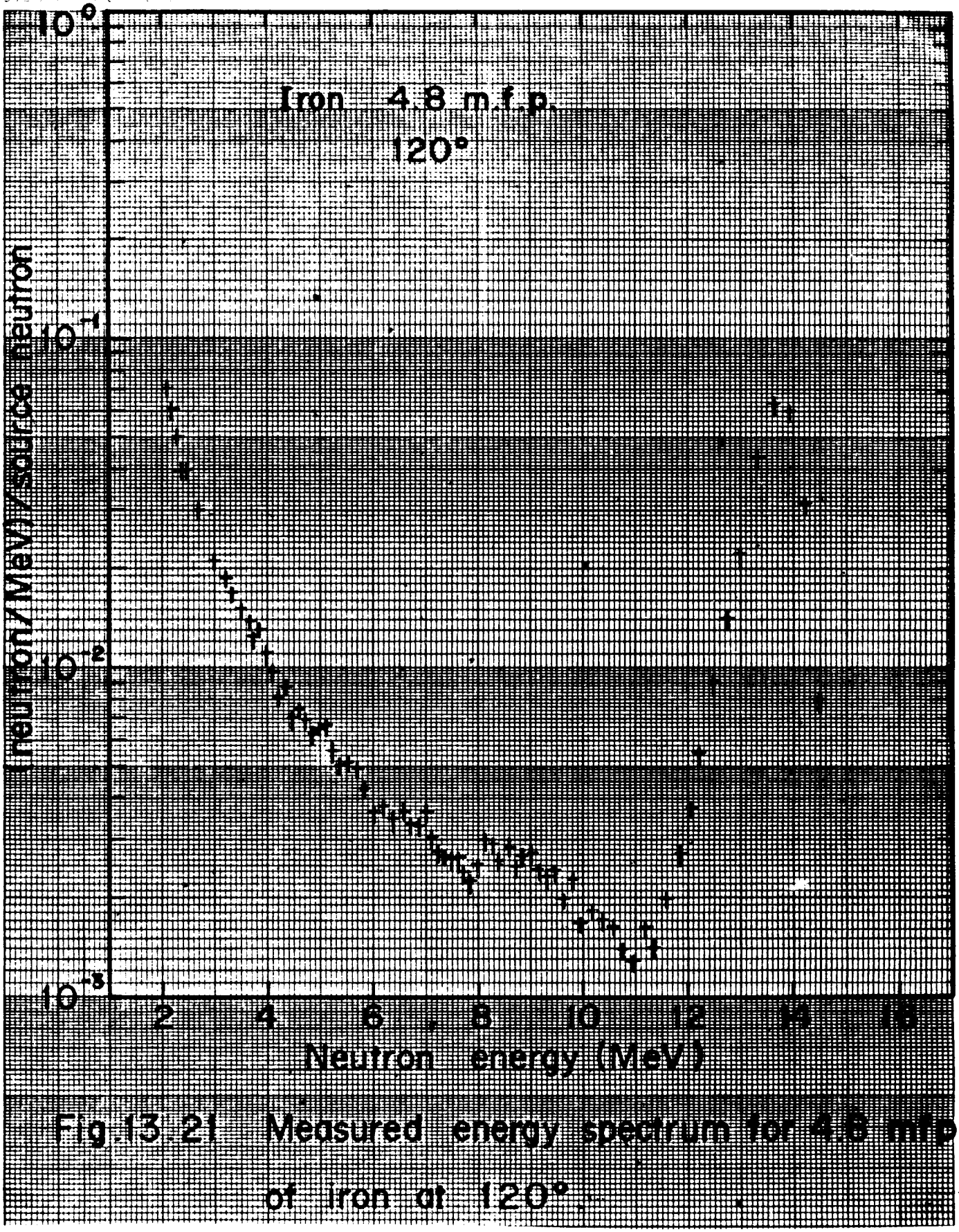


Fig.13.21 Measured energy spectrum for 4.8 m.f.p of iron at 120°.

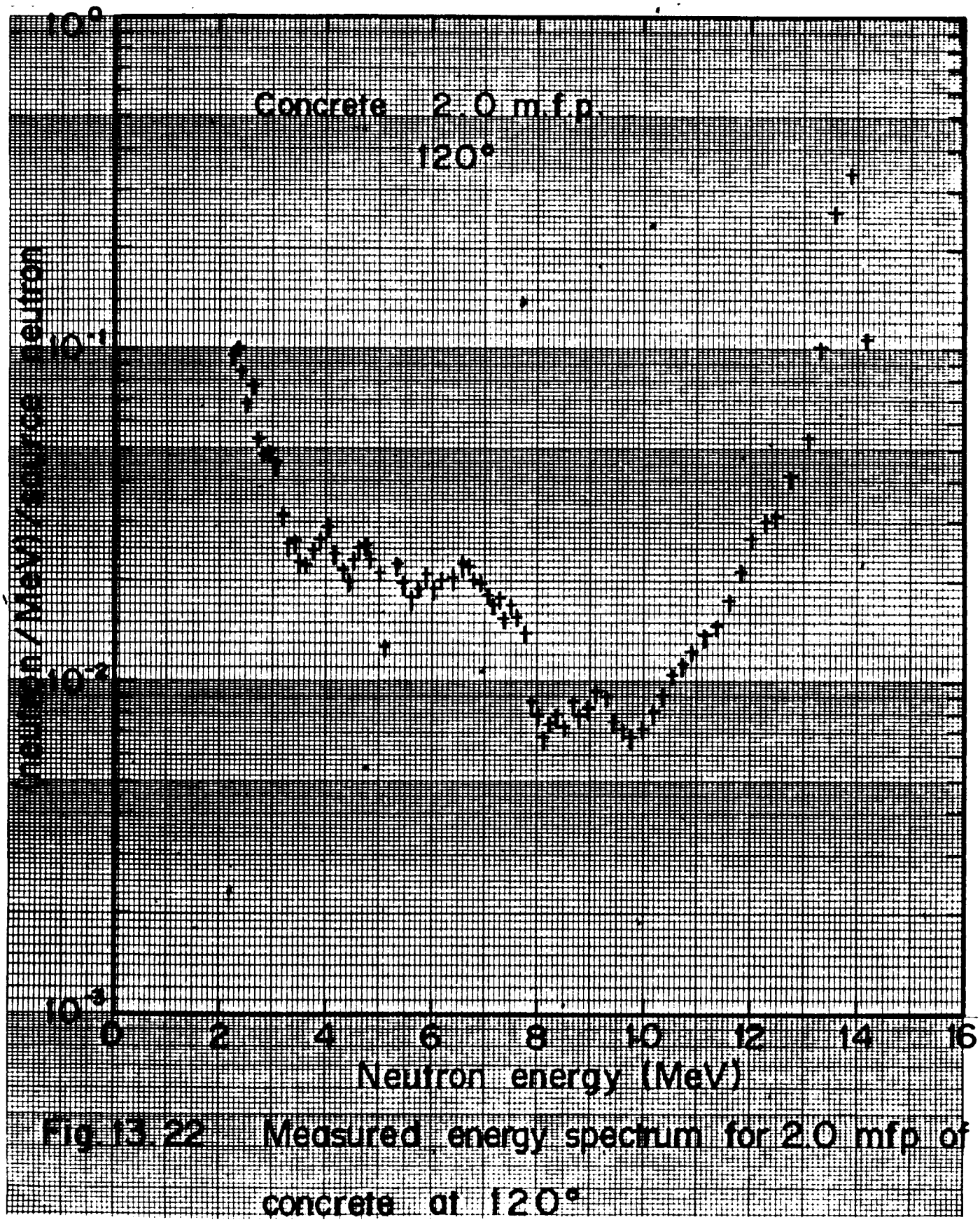


Fig.13.22 Measured energy spectrum for 2.0 mfp of concrete at 120°

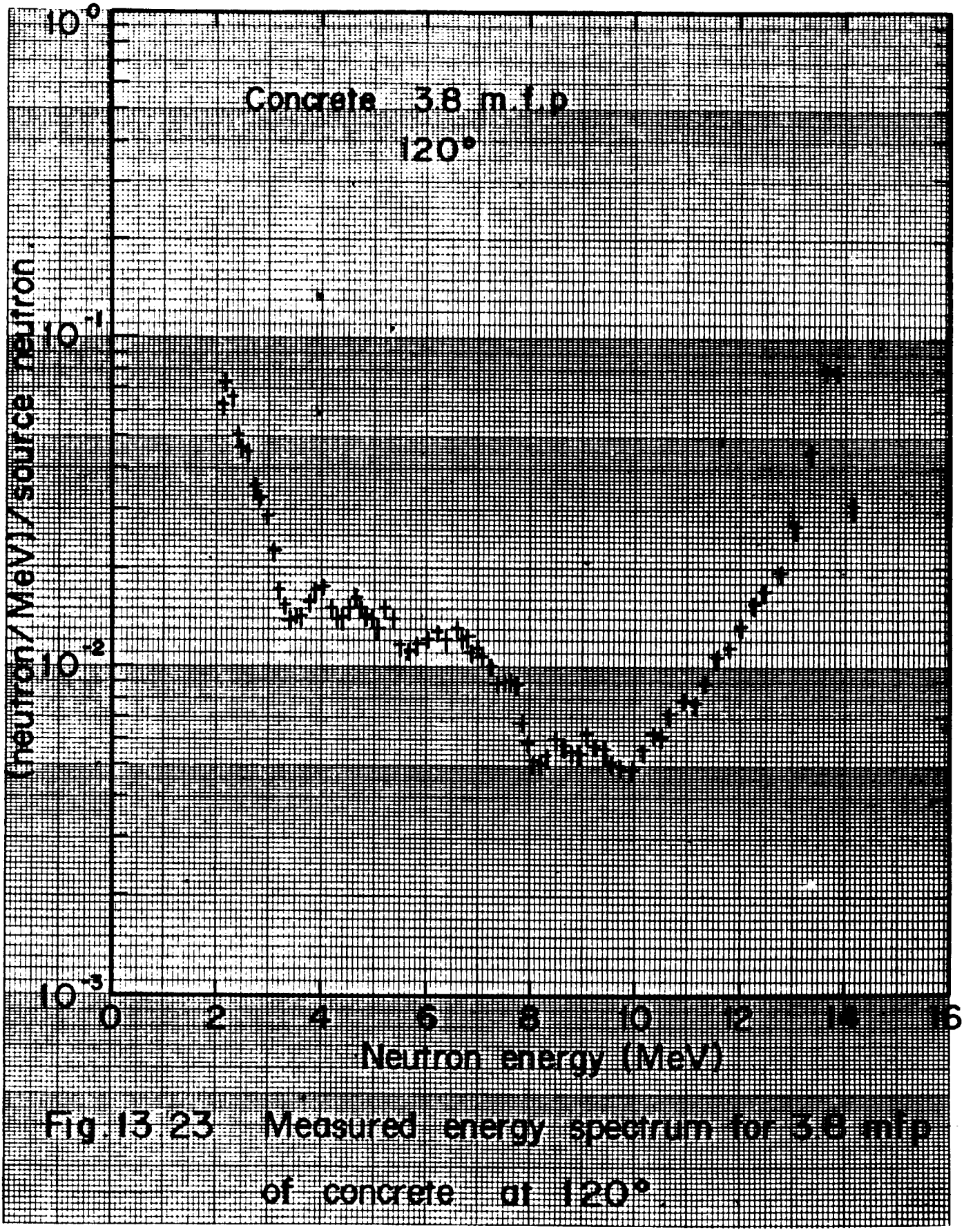
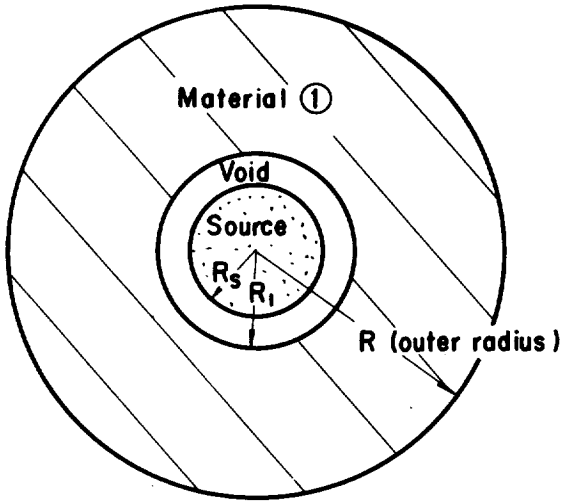
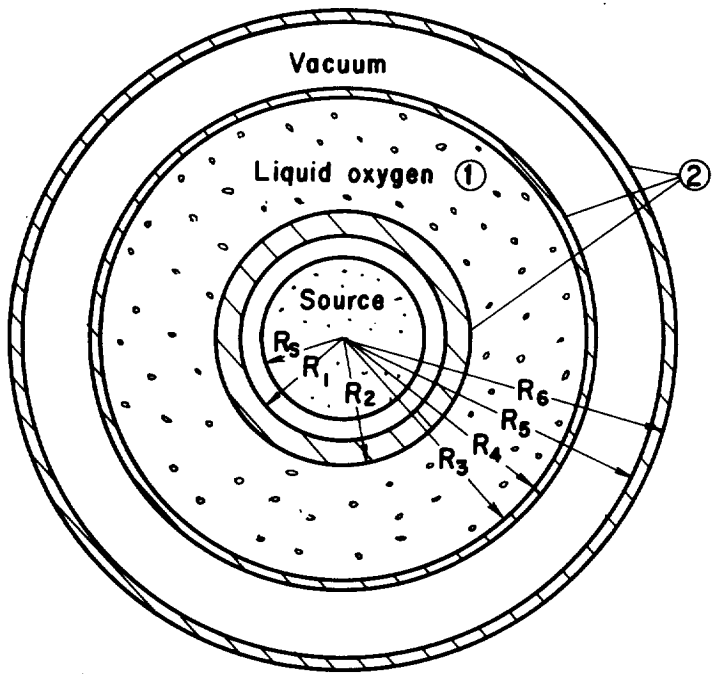


Fig. 13.23 Measured energy spectrum for 3.8 m.f.p of concrete at 120°.



Material	Source (R_S)	R_1
Polyethylen	1.03	8.94 cm
Carbon	1.03	1.13
Aluminum	1.03	1.42
Titanium	1.03	1.42
Iron	1.03	1.11
Concrete	1.03	5.10

Fig. 13.24 Calculational model for one-dimensional geometry



R_S (source) = 1.03 cm
R_1 = 1.39
R_2 = 1.44
R_3 = 10.48
R_4 = 10.50
R_5 = 11.24
R_6 = 11.28

Fig. 13.25 Calculational model for one-dimensional geometry of liquid oxygen sphere

14. 14MeV中性子を線源とした液体空気中の中性子スペクトル

14. Neutron Spectra Originating from a 14 MeV Neutron Source in Liquid Air

(References)

1) Bröker B., Clausen K., Schneider-Kühnle P. and Weinert M.: "Measurement of the Neutron and Gamm-ray Spectra Originating from a 14 MeV Neutron Soruce in Liquid Nitrogen and Liquid Air", Nucl. Sci. Eng., 58, 226-238 (1975)

2) Clausen K., Bröker B., Schneider-Kühnle P. and Weinert M.: Measurement of the Angular Neutron Energy Spectra Originating from a 14MeV Neutron Source in Liquid Air", Nucl. Sci. Eng., 61, 507-520 (1976)

3) Bröker B., Clausen K., Schneider-Kühnle P. and Weinert M.: "Radiation Transport Measurements of 14 MeV Neutrons in Liquid Air", Atomkernenergie, 27, 263-266 (1976)

(Summary)

a) Experimental type : Transport in Air (Stohler Tank Experiment)
b) Source : d-T Neutron Source (14 MeV)
c) Material : Air (Liquid)
d) Geometry : Cylinder (two-dimension), Sphere (one-dimension)
e) Instrument : NE-213 Liquid Scintillator Hydrogen-Proportional Counter Differentiation Unfolding
f) Quantity measured : Fast and Intermediate Neutron Spectra Angular Neutron Spectra

14.1 実験配置

液体空気中の Neutron scalar flux測定に使用した実験配置を Fig.14.1 に，angular flux の測定に使用した実験配置を Fig.14.2に示す。円筒状のタンクの周囲は断熱材で包まれ，上部にのみ，長さ 280cm，幅 30 cm のスリットがあけられ，検出器の挿入孔として使用される。なお，検出器は直径 10cm の断熱用デュア瓶に入れて使用された。

14.2 測定方法と測定器

Angular fluxの測定に使用したコリメータをFig.14.3に示す。このコリメータのsolid angleは4.0×10^{-3} steradian，またacceptanceは7.85×10^{-2} cm・steradianである。

Scalar fluxの測定は，すべて中心軸上で，距離を変えて行われた。一方，angular fluxの測定は，Fig.14.2のRとθを変えて行われた。angular fluxの測定では，液体空気タンクは無限媒質で，線源から等距離での中性子密度が同じであることが仮定されている。

実験に使用された検出器の種類と，それぞれの検出器による中性子の測定範囲をTable 14.1に示す。NE−213シンチレータについてはパルス波形弁別法によりガンマ線と中性子を分け，中性子の波高分布を測定し，微分法を用いてエネルギスペクトルが求められた。なお，微分法の適用に際し，検出器内での中性子の2回散乱，反跳陽子のescape，それに非弾性散乱反応によるアルファ粒子の補正が行われた。反跳陽子比例計数管では20keV領域についてのみ，パルス波形弁別法によりガンマ線が除去された。また，エネルギスペクトルはSPEC 4コードで，波高分布をunfoldingすることにより求められた。

14.3 線　源

コッククロフト型加速器で，重陽子を160keVまで加速し，^{3}T(d，n)^{4}He反応により，14 MeV中性子源を得た。トリチウム回転ターゲットは，直径25 cm，長さ40 cmの導入孔（3 mm厚の銅製）の中に入れられ，タンク中に挿入された。Scalar fluxの測定に使用したターゲットの周辺部分をFig.14.4，angular fluxの測定に使用したターゲットの周辺部分をFig.14.5に示す。双方は，ほとんど同じものであるが，断熱材の厚さはわずかに違っている。

中性子源強度は，共役アルファ粒子をSi半導体検出器で常時測定し，求めた。また，中性子のモニタとしてlong counterも併用された。

14.4 測定結果

Table 14.2はscalar fluxの測定結果である。この場合の測定結果は，線源と測定器の距離Rを用いて，$4\pi R^2$を掛けた値で示してある。実際の測定は，Table 14.2に示した距離Rより，5 cm長い点で行われたが，トリチウムターゲットからタンク内面までの距離約10 cm（Fig.14.4参照）は，液体空気に換算すると5 cmに相当するという考え方に基づいている。

Table 14.3からTable 14.6は，トリチウムターゲットから60，90，120，150cmの点での$4\pi R^2$を掛けたangular fluxの測定結果である。この場合の距離Rは実際の測定と一致している。

14.5 計算のためのモデル化

a. 線源条件

トリチウムターゲットの重陽子のビーム半径は約1cm なので，点等方線源として近似する。また，中性子エネルギは14.7 MeVとする。

b．幾何形状

Fig.14.6 のように，線源，バッキングメタル，タンク容器，断熱材，液体空気等を一次元の球体系で近似する。

あるいは，Fig.14.7 に示すように，二次元形状で近似する。この場合の線源は，直径2cmの面積に一様分布する面線源とする。

c．物質の組成

各領域の番号は，Fig.14.6，Fig.14.7 と同じである。原論文では断熱材の組成が明示されていないので，石綿の主成分であるクリソタイルの組成を示した。

液体空気は液体酸素と液体窒素を混合したもので，酸素濃度は21.0～24.8 %，密度は0.869 g／cm^3である。

領域 (No)	核種	原子密度 ($\times 10^{24}$atoms/cm^3)
バッキングメタル ①	Cu	8.4916×10^{-2}
冷却水 ②	H	6.6738×10^{-2}
	O	3.3369×10^{-2}
ステンレススチール③	C	3.1729×10^{-4}
	Si	1.6962×10^{-3}
	Cr	1.7408×10^{-2}
	Mn	1.7343×10^{-3}
	Fe	5.7872×10^{-2}
	Ni	8.1116×10^{-3}
空気 ④	N	3.9099×10^{-5}
	O	1.0538×10^{-5}
断熱材 ⑤	H	4.7773×10^{-3}
(クリソタイル)	C	3.830×10^{-4}
	O	1.0082×10^{-2}
	Mg	3.242×10^{-3}
	Si	2.149×10^{-3}
	^{10}B	3.02×10^{-4}
	^{11}B	1.231×10^{-3}
液体空気 ⑥	N	2.866×10^{-2}
	O	7.620×10^{-3}

14.6 実験値と計算値の規格化

単位中性子源あたりのscalar fluence (n／cm^2・MeV)，angular fluence (n／cm^2・MeV・sr)に$4\pi R^2$ を乗じた値で比較する。

（コメント：原著者）

a. スペクトロメータの測定誤差は120keV以上で１０％以下，それ以下で１５％以下。

b. 有限のタンクで測定したangular flux の誤差は2～18 MeV で2％以下

c. 線源強度の誤差は5％以下

d. ターゲット周囲物質 10cm での線源中性子の減衰率は，共役アルファ粒子の測定とNE-213シンチレータの測定から約 0.91である。

（コメント：担当者）

a. 線源の角度分布は約１０％の非等方性がある。重陽子ビームの入射方向との角度をθとした時の，線源中性子のエネルギ$E_n(\theta)$MeV，強度分布$I(\theta)$ n／sr は次式で与えられる。

$$E_n(\theta) = 14.0 + 0.7\cos\theta \qquad (14.1)$$

$$I(\theta) = (1.00+0.069\cos\theta)/4\pi \qquad (14.2)$$

Table 14.1 Neutron energy range of the scintillator and proportional counters employed in the experiment

Detector	Neutron Energy Range (MeV)
NE 213 scintillator	1.5 - 18
Proportional counter (5 atm CH_4 + 2 atm Kr)	1.2 - 2.5
Proportional counter (4 atm H_2 + 2 atm Kr)	0.7 - 1.5
Proportional counter (5 atm H_2)	0.09 - 0.82
Proportional counter (3 atm H_2)	0.02 - 0.12

Table 14.2

Neutron spectra in liquid air for source detector distances of 55 cm (48 g/cm²), 115 cm (100 g/cm²), 175 cm (152 g/cm²), and 235 cm (204 g/cm²)

ENERGY GROUP (MEV)	$4\pi R^2$ FLUENCE (NEUTRONS/MEV/SOURCE N.) R=55(CM)	R=115(CM)	R=175(CM)	R=235(CM)	ENERGY GROUP (MEV)	$4\pi R^2$ FLUENCE (NEUTRONS/MEV/SOURCE N.) R=55(CM)	R=115(CM)	R=175(CM)	R=235(CM)
1.79E+01--1.81E+01	2.7E-04	1.2E-04	1.9E-05	2.7E-06	7.10E+00--7.30E+00	2.5E-02	7.2E-03	1.6E-03	2.8E-04
1.77E+01--1.79E+01	4.8E-04	1.6E-04	1.9E-05	3.2E-06	6.90E+00--7.10E+00	2.7E-02	7.5E-03	1.7E-03	3.1E-04
1.75E+01--1.77E+01	1.1E-03	1.3E-04	2.0E-05	5.0E-06	6.70E+00--6.90E+00	2.8E-02	7.9E-03	1.8E-03	3.2E-04
1.73E+01--1.75E+01	1.6E-03	2.4E-04	1.9E-05	5.3E-06	6.50E+00--6.70E+00	2.7E-02	8.2E-03	1.8E-03	3.1E-04
1.71E+01--1.73E+01	2.9E-03	3.5E-04	2.2E-05	5.4E-06	6.30E+00--6.50E+00	2.9E-02	8.8E-03	1.9E-03	3.0E-04
1.69E+01--1.71E+01	3.3E-03	4.1E-04	3.1E-05	4.4E-06	6.10E+00--6.30E+00	2.8E-02	9.7E-03	1.9E-03	2.9E-04
1.67E+01--1.69E+01	3.1E-03	5.6E-04	4.2E-05	4.9E-06	5.90E+00--6.10E+00	3.2E-02	1.0E-02	2.0E-03	3.3E-04
1.65E+01--1.67E+01	7.9E-03	7.5E-04	8.0E-05	6.3E-06	5.70E+00--5.90E+00	3.6E-02	1.2E-02	2.3E-03	3.9E-04
1.63E+01--1.65E+01	1.3E-02	1.2E-03	1.2E-04	9.9E-06	5.50E+00--5.70E+00	4.0E-02	1.3E-02	2.7E-03	4.7E-04
1.61E+01--1.63E+01	2.1E-02	2.0E-03	1.7E-04	1.4E-05	5.30E+00--5.50E+00	4.3E-02	1.4E-02	3.1E-03	5.7E-04
1.59E+01--1.61E+01	3.2E-02	3.0E-03	2.4E-04	2.0E-05	5.10E+00--5.30E+00	4.4E-02	1.5E-02	3.4E-03	6.3E-04
1.57E+01--1.59E+01	4.6E-02	4.3E-03	3.7E-04	2.6E-05	4.90E+00--5.10E+00	4.5E-02	1.6E-02	3.6E-03	6.7E-04
1.55E+01--1.57E+01	6.1E-02	6.3E-03	5.9E-04	4.1E-05	4.70E+00--4.90E+00	4.5E-02	1.5E-02	3.6E-03	6.9E-04
1.53E+01--1.55E+01	7.7E-02	8.2E-03	7.9E-04	6.0E-05	4.50E+00--4.70E+00	4.5E-02	1.5E-02	3.5E-03	6.9E-04
1.51E+01--1.53E+01	9.0E-02	1.0E-02	9.4E-04	8.2E-05	4.30E+00--4.50E+00	4.6E-02	1.5E-02	3.5E-03	6.9E-04
1.49E+01--1.51E+01	9.6E-02	1.1E-02	1.1E-03	1.1E-04	4.10E+00--4.30E+00	4.7E-02	1.6E-02	3.5E-03	6.8E-04
1.47E+01--1.49E+01	9.1E-02	1.1E-02	1.2E-03	1.2E-04	3.90E+00--4.10E+00	4.7E-02	1.5E-02	3.5E-03	6.7E-04
1.45E+01--1.47E+01	8.0E-02	1.1E-02	1.4E-03	1.4F-04	3.70E+00--3.90E+00	5.0E-02	1.6E-02	3.6E-03	6.9E-04
1.43E+01--1.45E+01	6.9E-02	1.0E-02	1.4E-03	1.5F-04	3.50E+00--3.70E+00	5.7E-02	1.7E-02	3.8E-03	7.3E-04
1.41E+01--1.43E+01	5.9E-02	9.8E-03	1.4E-03	1.4E-04	3.30E+00--3.50E+00	6.9E-02	1.9E-02	4.2E-03	8.2E-04
1.39E+01--1.41E+01	5.3E-02	9.6E-03	1.4E-03	1.6E-04	3.10E+00--3.30E+00	8.8E-02	2.2E-02	4.8E-03	9.5E-04
1.37E+01--1.39E+01	4.9E-02	9.7E-03	1.4E-03	1.7F-04	2.90E+00--3.10E+00	7.8E-02	2.6E-02	6.0E-03	1.2E-03
1.35E+01--1.37E+01	4.7E-02	9.8E-03	1.4E-03	1.8E-04	2.70E+00--2.90E+00	9.6E-02	3.2E-02	6.9E-03	1.6F-03
1.33E+01--1.35E+01	4.8E-02	9.6E-03	1.3E-03	1.9F-04	2.50E+00--2.70E+00	1.2E-01	4.0E-02	7.3E-03	2.0E-03
1.31E+01--1.33E+01	4.7E-02	8.9E-03	1.3E-03	1.8F-04	2.30E+00--2.50E+00	1.2E-01	4.3E-02	8.4E-03	2.3E-03
1.29E+01--1.31E+01	4.7E-02	8.6E-03	1.4E-03	1.7E-04	2.11E+00--2.30E+00	1.3E-01	4.3E-02	8.9E-03	2.4E-03
1.27E+01--1.29E+01	4.3E-02	8.3E-03	1.4E-03	1.6F-04	1.88E+00--2.11E+00	1.6E-01	4.7E-02	9.1E-03	2.3E-03
1.25E+01--1.27E+01	4.0E-02	8.6E-03	1.3E-03	1.6E-04	1.62E+00--1.88E+00	1.8E-01	5.5E-02	1.1E-02	2.8E-03
1.23E+01--1.25E+01	3.5E-02	8.2E-03	1.3E-03	1.8E-04	1.39E+00--1.62E+00	2.0E-01	6.8E-02	1.3E-02	3.2E-03
1.21E+01--1.23E+01	3.1E-02	7.5E-03	1.2E-03	1.9F-04	1.18E+00--1.39E+00	2.1E-01	8.3E-02	1.9E-02	3.8E-03
1.19E+01--1.21E+01	2.8E-02	6.7E-03	1.1E-03	1.8F-04	1.00E+00--1.18E+00	2.2E-01	9.2E-02	2.0E-02	2.8E-03
1.17E+01--1.19E+01	2.4E-02	6.2E-03	1.1E-03	1.6E-04	8.53E-01--1.00E+00	2.1E-01	1.2E-01	2.8E-02	4.3E-03
1.15E+01--1.17E+01	2.2E-02	5.8E-03	1.1E-03	1.5E-04	7.61E-01--8.53E-01	1.7E-01	1.0E-01	3.8E-02	5.9E-03
1.13E+01--1.15E+01	2.0E-02	5.4E-03	1.2E-03	1.5E-04	6.83E-01--7.61E-01	1.3E-01	1.0E-01	4.1E-02	6.5E-03
1.11E+01--1.13E+01	1.9E-02	5.3E-03	1.2E-03	1.6E-04	5.80E-01--6.83E-01	1.7E-01	2.1E-01	5.0E-02	8.3E-03
1.09E+01--1.11E+01	1.8E-02	4.9E-03	1.1E-03	1.6F-04	4.93E-01--5.80E-01	1.6E-01	2.2E-01	5.5E-02	9.2E-03
1.07E+01--1.09E+01	1.7E-02	5.1E-03	1.0E-03	1.6E-04	4.19E-01--4.93E-01	1.4E-01	2.0E-01	5.0E-02	8.3E-03
1.05F+01--1.07E+01	1.7E-02	4.9E-03	9.9E-04	1.6F-04	3.56E-01--4.19E-01	1.5E-01	2.2E-01	5.3E-02	9.0E-03
1.03E+01--1.05E+01	1.7E-02	4.1E-03	9.7E-04	1.7F-04	3.03E-01--3.56E-01	4.4E-01	2.8E-01	7.1E-02	1.2E-02
1.01E+01--1.03E+01	1.6E-02	4.6E-03	9.2E-04	1.7E-04	2.58E-01--3.03E-01	4.9E-01	3.3E-01	8.3E-02	1.5E-02
9.90E+00--1.01E+01	1.5E-02	4.6E-03	9.1E-04	1.6E-04	2.19E-01--2.58E-01	5.5E-01	4.0E-01	9.9E-02	1.7E-02
9.70F+00--9.90E+00	1.6E-02	5.2E-03	9.5E-04	1.6F-04	1.86E-01--2.19E-01	6.0E-01	4.5E-01	1.2E-01	1.8E-02
9.50E+00--9.70E+00	1.6E-02	5.0E-03	9.8E-04	1.6E-04	1.40E-01--1.86E-01	7.1E-01	5.0E-01	1.3E-01	2.3E-02
9.30F+00--9.50E+00	1.6E-02	4.6E-03	9.9E-04	1.8F-04	1.01E-01--1.40E-01	1.3E+00	9.1E-01	2.0E-01	4.0E-02
9.10E+00--9.30E+00	1.6E-02	5.1E-03	1.0E-03	1.9F-04	8.58E-02--1.01E-01	1.4E+00	9.3E-01	2.3E-01	4.1E-02
8.90F+00--9.10E+00	1.5E-02	5.1E-03	1.1E-03	1.9E-04	7.29E-02--8.58E-02	1.5E+00	8.8E-01	2.9E-01	4.3E-02
8.70E+00--8.90E+00	1.7E-02	6.0E-03	1.2E-03	2.0F-04	6.20E-02--7.29E-02	1.8E+00	8.8E-01	3.2E-01	5.4E-02
8.50E+00--8.70E+00	1.8E-02	6.1E-03	1.2E-03	2.1E-04	5.25E-02--6.20E-02	1.9E+00	7.3E-01	3.3E-01	6.1E-02
8.30F+00--8.50E+00	1.9E-02	6.1E-03	1.2E-03	2.2E-04	4.45E-02--5.25E-02	1.8E+00	4.0E-01	4.0E-01	6.3E-02
8.10E+00--8.30E+00	2.0E-02	6.2E-03	1.3F-03	2.3E-04	3.78E-02--4.45E-02	2.1E+00	8.0E-01	4.0E-01	6.8E-02
7.90E+00--8.10E+00	2.0E-02	6.4F-03	1.4E-03	2.4F-04	3.21E-02--3.78E-02	2.6E+00	6.1E-01	4.0E-01	1.1E-01
7.70E+00--7.90E+00	2.2E-02	6.7E-03	1.5E-03	2.5E-04	2.73E-02--3.21E-02	3.0E+00	5.8E-01	4.2E-01	0.0
7.50E+00--7.70E+00	2.2E-02	6.9E-03	1.5F-03	2.6F-04	2.25E-02--2.73E-02	0.0	4.9E-01	0.0	0.0
7.30E+00--7.50E+00	2.4E-02	7.3E-03	1.6E-03	2.7E-04					

Table 14.3

The Angular Energy Neutron Spectra [$4\pi R^2$ · fluence (E,θ) at R = 60 cm (≙52 g/cm^2)]

(n per MeV/sr · source neutron)

Energy (MeV)	Angle 0 deg	Angle 7 deg	Angle 15 deg	Angle 30 deg	Angle 45 deg	Angle 60 deg	Angle 75 deg	Angle 90 deg
16.0	4.48E-02	3.34E-02	1.03E-02	9.77 E-04	1.46E-04	2.50E-05	1.23E-05	-5.09E-07
15.6	8.74E-02	6.45E-02	2.22E-02	2.42E-03	3.59E-04	4.67E-05	2.38E-05	1.07E-05
15.2	1.66E-01	1.25E-01	4.51E-02	5.41E-03	8.53E-04	1.01E-04	4.44E-05	2.70E-05
14.8	2.23E-01	1.75E-01	6.93E-02	9.40E-03	1.74E-03	2.70E-04	1.01E-04	6.85E-05
14.4	2.34E-01	1.91E-01	8.28E-02	1.30E-02	2.98E-03	6.51E-04	2.55E-04	1.25E-04
14.0	2.02E-01	1.72E-01	7.91E-02	1.49E-02	4.27E-03	1.31E-03	5.52E-04	2.18E-04
13.6	1.47E-01	1.30E-01	6.49E-02	1.47E-02	5.27E-03	2.14E-03	9.76E-04	3.98E-04
13.2	1.06E-01	9.53E-02	4.94E-02	1.33E-02	5.69E-03	2.84E-03	1.42E-03	6.58E-04
12.8	8.35E-02	7.30E-02	3.94E-02	1.13E-02	5.52E-03	3.19E-03	1.68E-03	9.42E-04
12.4	6.48E-02	5.61E-02	3.34E-02	9.69E-03	5.09E-03	3.20E-03	1.79E-03	1.13E-03
12.0	4.74E-02	4.02E-02	2.57E-02	8.32 E-03	4.56E-03	3.00E-03	1.78E-03	1.17E-03
11.6	2.97E-02	2.59E-02	1.76E-02	7.01E-03	3.94E-03	2.71E-03	1.61E-03	1.12E-03
11.2	1.81E-02	1.74E-02	1.27E-02	6.17E-03	3.45E-03	2.47E-03	1.53E-03	1.04E-03
10.8	1.33E-02	1.25E-02	9.62E-03	4.99E-03	2.91E-03	2.14E-03	1.39E-03	9.63E-04
10.4	1.16E-02	1.18E-02	8.47E-03	4.13 E-03	2.45E-03	1.86E-03	1.22E-03	8.80E-04
10.0	1.12E-02	1.14E-02	8.06E-03	3.50 E-03	2.16E-03	1.67E-03	1.12E-03	8.32E-04
9.6	1.27E-02	1.19E-02	7.50E-03	3.31E-03	2.08E-03	1.49E-03	9.92E-04	8.01E-04
9.2	1.43E-02	1.22E-02	7.88E-03	3.55E-03	2.03E-03	1.43E-03	9.40E-04	7.79E-04
8.8	1.54 E-02	1.30E-02	9.25E-03	3.70 E-03	2.03E-03	1.35E-03	9.10E-04	7.17 E-04
8.4	1.61 E-02	1.44E-02	1.04E-02	4.08E-03	2.19E-03	1.38E-03	9.22E-04	7.13E-04
8.0	1.83 E-02	1.66E-02	1.21E-02	4.77E-03	2.62E-03	1.63E-03	1.05E-03	8.04E-04
7.6	2.04 E-02	1.86E-02	1.30E-02	5.19 E-03	3.06E-03	1.82E-03	1.13E-03	8.60E-04
7.2	2.10 E-02	1.93E-02	1.29E-02	5.52 E-03	3.20E-03	1.93E-03	1.20E-03	9.31E-04
6.8	2.30 E-02	2.17 E-02	1.40E-02	5.99 E-03	3.49E-03	2.26E-03	1.55E-03	1.20E-03
6.4	2.57E-02	2.42E-02	1.58 E-02	6.72E-03	3.92E-03	2.77 E-03	2.09E-03	1.61E-03
6.0	2.84E-02	2.59E-02	1.71E-02	7.32E-03	4.38E-03	3.11E-03	2.49E-03	1.94E-03
5.6	2.87E-02	2.66E-02	1.69E-02	7.53E-03	4.70 E-03	3.37 E-03	2.74E-03	2.16E-03
5.2	2.75E-02	2.63E-02	1.65E-02	7.95E-03	5.02E-03	3.60E-03	2.86E-03	2.30E-03
4.8	2.59E-02	2.57E-02	1.58E-02	8.07E-03	5.18E-03	3.80E-03	3.00E-03	2.42 E-03
4.4	2.55E-02	2.48E-02	1.56E-02	8.22E-03	5.40 E-03	4.05E-03	3.22E-03	2.58E-03
4.0	3.11E-02	2.87E-02	1.71E-02	8.46E-03	5.60E-03	4.16E-03	3.33E-03	2.69E-03
3.6	3.57E-02	3.33E-02	2.04E-02	9.78E-03	6.62E-03	4.82E-03	3.80E-03	3.11E-03
3.2	4.05E-02	3.82E-02	2.47E-02	1.22E-02	8.25E-03	5.96E-03	4.52E-03	3.70E-03
2.8	4.84E-02	4.63E-02	3.22E-02	1.67E-02	1.15E-02	8.56E-03	6.33E-03	5.21E-03
2.4	7.26E-02	6.78E-02	4.63E-02	2.26E-02	1.79E-02	1.22E-02	8.91E-03	7.30E-03
2.0	9.46E-02	8.73E-02	5.81E-02	2.71E-02	2.32E-02	1.52E-02	1.10E-02	9.04E-03

Table 14.4

The Angular Energy Neutron Spectra [$4\pi R^2 \cdot$ fluence (E,θ) at R = 90 cm (278 g/cm^2)]

(n per MeV/sr · source neutron)

Energy (MeV)	Angle 0 deg	Angle 7 deg	Angle 15 deg	Angle 30 deg	Angle 45 deg	Angle 60 deg	Angle 75 deg	Angle 90 deg
16.0	1.38E-02	6.99E-03	1.24E-03	2.37E-04	1.49E-05	7.44E-06	1.62E-05	1.36E-05
15.6	3.41E-02	1.87E-02	3.61E-03	6.38E-04	3.61E-05	7.71E-06	1.17E-05	1.79E-05
15.2	6.65E-02	3.78E-02	8.71E-03	1.70E-03	1.23E-04	1.71E-05	2.17E-05	1.81E-05
14.8	9.51E-02	5.60E-02	1.58E-02	3.47E-03	3.27E-04	5.56E-05	6.02E-05	2.14E-05
14.4	1.02E-01	6.21E-02	2.08E-02	5.21E-03	7.32E-04	1.52E-04	1.26E-04	3.89E-05
14.0	8.86E-02	5.54E-02	2.15E-02	6.32E-03	1.25E-03	3.53E-04	3.12E-04	8.07E-05
13.6	6.43E-02	4.26E-02	1.90E-02	6.47E-03	1.74E-03	6.66E-04	5.26E-04	1.76E-04
13.2	4.62E-02	3.21E-02	1.53E-02	5.99E-03	2.10E-03	9.78E-04	7.18E-04	2.91E-04
12.8	3.70E-02	2.60E-02	1.29E-02	5.30E-03	2.22E-03	1.24E-03	8.51E-04	4.70E-04
12.4	2.93E-02	2.00E-02	1.12E-02	4.73E-03	2.20E-03	1.35E-03	8.80E-04	5.92E-04
12.0	2.24E-02	1.45E-02	9.37E-03	3.94E-03	2.08E-03	1.33E-03	8.42E-04	6.51E-04
11.6	1.49E-02	1.03E-02	7.47E-03	3.29E-03	1.86E-03	1.22E-03	7.78E-04	6.39E-04
11.2	9.84E-03	8.14E-03	6.01E-03	2.98E-03	1.71E-03	1.14E-03	7.49E-04	6.06E-04
10.8	7.44E-03	7.11E-03	4.46E-03	2.64E-03	1.49E-03	1.03E-03	6.84E-04	5.72E-04
10.4	6.06E-03	5.95E-03	3.53E-03	2.38E-03	1.26E-03	8.99E-04	6.23E-04	5.46E-04
10.0	6.24E-03	5.33E-03	3.14E-03	2.03E-03	1.10E-03	7.98E-04	5.69E-04	5.01E-04
9.6	7.16E-03	5.21E-03	3.35E-03	1.93E-03	1.02E-03	7.13E-04	5.27E-04	4.89E-04
9.2	8.11E-03	5.73E-03	3.77E-03	1.95E-03	1.02E-03	6.73E-04	5.17E-04	4.74E-04
8.8	9.16E-03	6.29E-03	3.91E-03	2.17E-03	1.02E-03	6.79E-04	4.87E-04	4.16E-04
8.4	9.66E-03	7.16E-03	4.28E-03	2.33E-03	1.07E-03	7.12E-04	5.00E-04	4.57E-04
8.0	1.11E-02	8.29E-03	5.13E-03	2.70E-03	1.23E-03	7.82E-04	5.79E-04	4.93E-04
7.6	1.23E-02	9.04E-03	5.87E-03	2.90E-03	1.36E-03	8.07E-04	6.36E-04	5.29E-04
7.2	1.23E-02	9.08E-03	5.96E-03	2.91E-03	1.47E-03	8.26E-04	6.59E-04	5.56E-04
6.8	1.41E-02	9.79E-03	6.46E-03	3.37E-03	1.70E-03	9.44E-04	6.89E-04	6.02E-04
6.4	1.42E-02	1.05E-02	6.28E-03	3.59E-03	1.83E-03	1.09E-03	7.35E-04	6.40E-04
6.0	1.16E-02	1.01E-02	6.23E-03	3.75E-03	1.84E-03	1.22E-03	8.23E-04	7.09E-04
5.6	1.04E-02	9.94E-03	6.55E-03	3.95E-03	1.91E-03	1.38E-03	1.00E-03	8.95E-04
5.2	1.04E-02	1.02E-02	7.17E-03	4.30E-03	2.15E-03	1.62E-03	1.21E-03	1.09E-03
4.8	1.14E-02	1.03E-02	7.67E-03	4.61E-03	2.43E-03	1.83E-03	1.36E-03	1.28E-03
4.4	1.23E-02	1.03E-02	7.68E-03	4.83E-03	2.64E-03	1.99E-03	1.46E-03	1.41E-03
4.0	1.48E-02	1.12E-02	7.53E-03	4.83E-03	2.64E-03	2.06E-03	1.49E-03	1.47E-03
3.6	1.90E-02	1.41E-02	8.77E-03	5.64E-03	2.96E-03	2.39E-03	1.71E-03	1.76E-03
3.2	2.34E-02	1.80E-02	1.08E-02	7.16E-03	3.55E-03	2.92E-03	2.00E-03	2.20E-03
2.8	2.96E-02	2.24E-02	1.44E-02	9.60E-03	5.03E-03	3.93E-03	2.81E-03	2.63E-03
2.4	3.24E-02	2.42E-02	1.68E-02	1.13E-02	6.12E-03	4.62E-03	3.40E-03	2.85E-03
2.0	2.98E-02	2.05E-02	1.57E-02	1.03E-02	6.07E-03	4.34E-03	3.46E-03	2.24E-03

Table 14.5

The Angular Energy Neutron Spectra [$4\pi R^2 \cdot$fluence (E,θ) at R = 120 cm (≒104 g/cm^2)]

(n per MeV/sr · source neutron)

Energy (MeV)	Angle 0 deg	Angle 7 deg	Angle 15 deg	Angle 30 deg	Angle 45 deg	Angle 60 deg	Angle 75 deg	Angle 90 deg
16.0	7.60E-03	3.17E-03	9.81E-04	2.56E-04	2.52E-05	1.07E-05	1.54E-05	1.66E-05
15.6	1.62E-02	7.46E-03	2.42E-03	5.87E-04	6.27E-05	1.52E-05	3.79E-06	1.68E-05
15.2	2.70E-02	1.30E-02	4.64E-03	1.12E-03	1.36E-04	5.32E-05	1.04E-05	1.06E-05
14.8	3.32E-02	1.68E-02	6.68E-03	1.69E-03	2.73E-04	1.34E-04	3.05E-05	1.02E-05
14.4	3.22E-02	1.74E-02	7.62E-03	2.17E-03	4.92E-04	2.44E-04	7.60E-05	1.08E-05
14.0	2.60E-02	1.48E-02	7.19E-03	2.36E-03	7.00E-04	4.06E-04	1.49E-04	5.54E-05
13.6	1.88E-02	1.13E-02	5.94E-03	2.27E-03	8.70E-04	5.57E-04	2.09E-04	1.42E-04
13.2	1.47E-02	9.15E-03	4.96E-03	2.15E-03	9.72E-04	6.48E-04	3.02E-04	1.88E-04
12.8	1.25E-02	7.60E-03	4.43E-03	1.91E-03	9.16E-04	6.37E-04	3.41E-04	2.31E-04
12.4	1.04E-02	6.60E-03	3.91E-03	1.65E-03	8.48E-04	5.40E-04	3.75E-04	2.55E-04
12.0	7.81E-03	5.59E-03	3.35E-03	1.47E-03	7.93E-04	4.91E-04	4.24E-04	2.37E-04
11.6	5.34E-03	4.53E-03	2.74E-03	1.28E-03	7.29E-04	4.90E-04	3.86E-04	2.30E-04
11.2	3.96E-03	3.60E-03	2.32E-03	1.19E-03	7.08E-04	5.13E-04	3.61E-04	2.30E-04
10.8	3.44E-03	2.80E-03	2.02E-03	1.02E-03	6.35E-04	4.98E-04	2.86E-04	1.95E-04
10.4	3.49E-03	2.36E-03	1.70E-03	8.56E-04	5.30E-04	4.26E-04	2.38E-04	2.71E-04
10.0	3.33E-03	2.17E-03	1.50E-03	8.44E-04	5.21E-04	3.96E-04	2.83E-04	2.72E-04
9.6	3.61E-03	2.45E-03	1.60E-03	8.87E-04	5.09E-04	3.73E-04	3.20E-04	2.41E-04
9.2	3.85E-03	2.61E-03	1.87E-03	9.80E-04	5.08E-04	3.29E-04	2.99E-04	2.68E-04
8.8	4.09E-03	2.90E-03	1.97E-03	1.01E-03	5.47E-04	3.70E-04	2.62E-04	1.96E-04
8.4	4.46E-03	3.26E-03	2.10E-03	1.06E-03	5.45E-04	3.94E-04	2.68E-04	1.89E-04
8.0	4.52E-03	3.68E-03	2.24E-03	1.18E-03	6.53E-04	4.41E-04	2.97E-04	2.28E-04
7.6	4.67E-03	3.92E-03	2.42E-03	1.28E-03	6.94E-04	5.35E-04	2.98E-04	2.36E-04
7.2	4.45E-03	3.77E-03	2.51E-03	1.35E-03	6.78E-04	5.36E-04	2.98E-04	
6.8	4.85E-03	3.94E-03	2.59E-03	1.63E-03	7.15E-04	6.01E-04	3.16E-04	
6.4	5.16E-03	4.08E-03	2.65E-03	1.66E-03	7.68E-04	6.66E-04	4.09E-04	
6.0	5.49E-03	4.32E-03	2.71E-03	1.67E-03	8.74E-04	6.76E-04	5.12E-04	
5.6	6.35E-03	4.72E-03	3.13E-03	1.80E-03	1.04E-03	7.95E-04	6.34E-04	
5.2	7.04E-03	5.41E-03	3.65E-03	1.96E-03	1.24E-03	9.20E-04	6.99E-04	
4.8	7.14E-03	5.52E-03	3.83E-03	2.20E-03	1.36E-03	1.06E-03	7.53E-04	
4.4	6.53E-03	5.22E-03	3.70E-03	2.23E-03	1.44E-03	1.12E-03	7.75E-04	
4.0	6.78E-03	4.86E-03	3.50E-03	2.16E-03	1.40E-03	1.10E-03	7.98E-04	
3.6	8.50E-03	5.56E-03	4.05E-03	2.49E-03	1.62E-03	1.27E-03	9.57E-04	
3.2	1.18E-02	7.40E-03	5.16E-03	3.17E-03	1.93E-03	1.55E-03	1.14E-03	
2.8	1.16E-02	9.47E-03	6.84E-03	4.28E-03	2.66E-03	2.19E-03	1.43E-03	
2.4	1.01E-02	1.06E-02	7.88E-03	5.04E-03	3.14E-03	2.63E-03	1.59E-03	
2.0	3.18E-03	8.82E-03	7.11E-03	4.54E-03	3.10E-03	2.54E-03	1.39E-03	

Table 14.6 The Angular Energy Neutron Spectra [$4\pi R^2 \cdot$ fluence (E,θ) at R = 150 cm (≒130 g/cm^2)]

(n per MeV/sr · source neutron)

Energy (MeV)	Angle 0 deg	Angle 7 deg	Angle 15 deg	Angle 30 deg	Angle 45 deg	Angle 60 deg	Angle 75 deg
16.0	1.08E-03	3.30E-04	1.35E-04	4.99E-05	5.15E-06	4.81E-06	-4.47E-06
15.6	2.36E-03	6.66E-04	3.51E-04	1.06E-04	6.56E-06	6.02E-06	5.93E-06
15.2	4.73E-03	1.57E-03	8.87E-04	2.34E-04	2.49E-05	1.36E-05	2.81E-05
14.8	7.18E-03	2.84E-03	1.54E-03	4.37E-04	8.22E-05	2.34E-05	5.12E-05
14.4	8.59E-03	4.02E-03	2.28E-03	6.28E-04	1.47E-04	5.31E-05	5.45E-05
14.0	8.43E-03	4.58E-03	2.71E-03	7.49E-04	2.34E-04	9.23E-05	9.68E-05
13.6	7.23E-03	4.46E-03	2.81E-03	7.75E-04	3.14E-04	1.47E-04	1.21E-04
13.2	5.74E-03	3.96E-03	2.58E-03	7.41E-04	3.82E-04	2.57E-04	1.27E-04
12.8	4.60E-03	3.34E-03	2.22E-03	7.33E-04	4.02E-04	2.62E-04	1.50E-04
12.4	3.86E-03	2.97E-03	1.98E-03	7.01E-04	3.68E-04	2.78E-04	1.10E-04
12.0	3.25E-03	2.39E-03	1.78E-03	7.10E-04	3.26E-04	2.68E-04	1.37E-04
11.6	2.69E-03	1.98E-03	1.59E-03	6.55E-04	3.10E-04	2.04E-04	1.93E-04
11.2	2.23E-03	1.67E-03	1.29E-03	6.07E-04	3.27E-04	2.48E-04	1.81E-04
10.8	1.69E-03	1.29E-03	1.06E-03	4.92E-04	3.37E-04	2.43E-04	1.78E-04
10.4	1.39E-03	1.21E-03	8.69E-04	3.87E-04	2.80E-04	2.62E-04	1.53E-04
10.0	1.50E-03	1.06E-03	8.17E-04	3.81E-04	2.31E-04	2.90E-04	1.65E-04
9.6	1.62E-03	1.13E-03	8.37E-04	4.07E-04	1.72E-04	2.96E-04	1.90E-04
9.2	1.85E-03	1.34E-03	1.01E-03	4.46E-04	1.80E-04	3.58E-04	1.47E-04
8.8	2.03E-03	1.40E-03	1.19E-03	4.48E-04	2.24E-04	3.12E-04	8.45E-05
8.4	2.13E-03	1.54E-03	1.28E-03	4.85E-04	2.49E-04	3.11E-04	5.19E-05
8.0	2.45E-03	1.75E-03	1.34E-03	6.16E-04	2.92E-04	3.06E-04	1.15E-04
7.6	2.56E-03	1.79E-03	1.28E-03	6.96E-04	2.62E-04	2.94E-04	1.77E-04
7.2	2.69E-03	1.97E-03	1.35E-03	7.07E-04	2.77E-04		
6.8	3.04E-03	2.21E-03	1.52E-03	8.32E-04	4.08E-04		
6.4	3.44E-03	2.52E-03	1.72E-03	1.04E-03	6.82E-04		
6.0	3.58E-03	2.70E-03	1.85E-03	1.09E-03	8.89E-04		
5.6	3.53E-03	2.60E-03	1.89E-03	1.12E-03	1.01E-03		
5.2	3.61E-03	2.63E-03	1.91E-03	1.14E-03	1.05E-03		
4.8	3.33E-03	2.52E-03	1.88E-03	1.17E-03	9.88E-04		
4.4	2.99E-03	2.28E-03	1.84E-03	1.20E-03	9.83E-04		
4.0	2.69E-03	2.03E-03	1.59E-03	1.21E-03	9.53E-04		
3.6	2.97E-03	2.12E-03	1.80E-03	1.32E-03	1.01E-03		
3.2	4.07E-03	2.83E-03	2.21E-03	1.58E-03	1.17E-03		
2.8	5.83E-03	4.20E-03	3.13E-03	2.14E-03	1.57E-03		
2.4	8.45E-03	5.87E-03	4.29E-03	2.61E-03	2.43E-03		
2.0	1.04E-02	7.10E-03	5.11E-03	2.95E-03	3.17E-03		

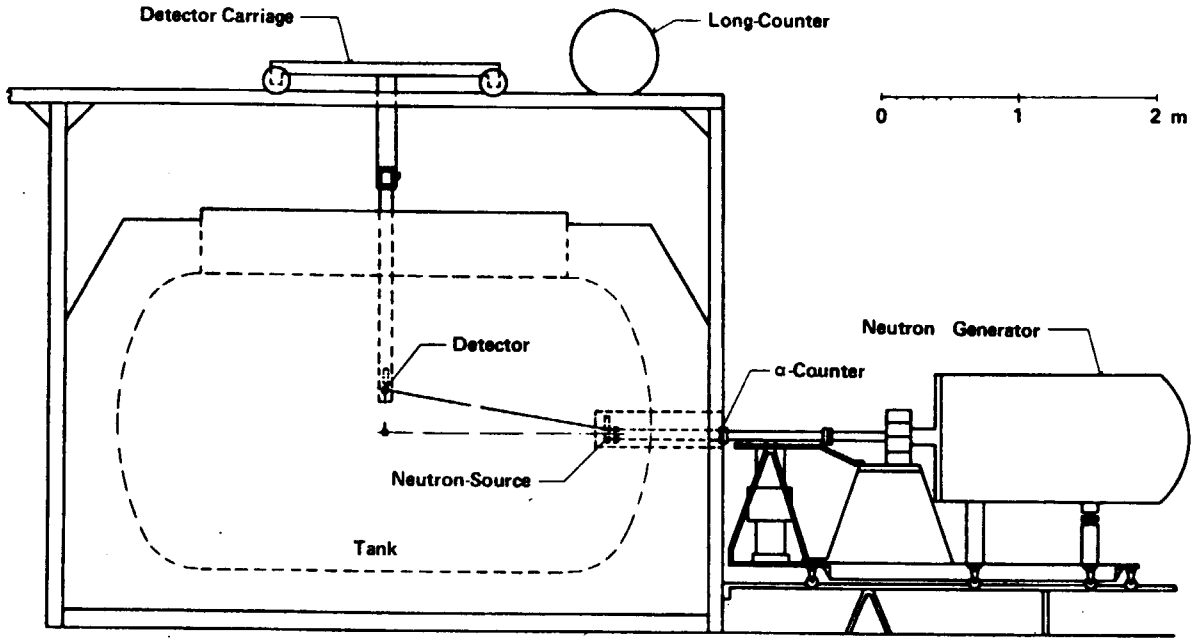


Fig.14.1 Experimental setup of the tank experiment at Stohl

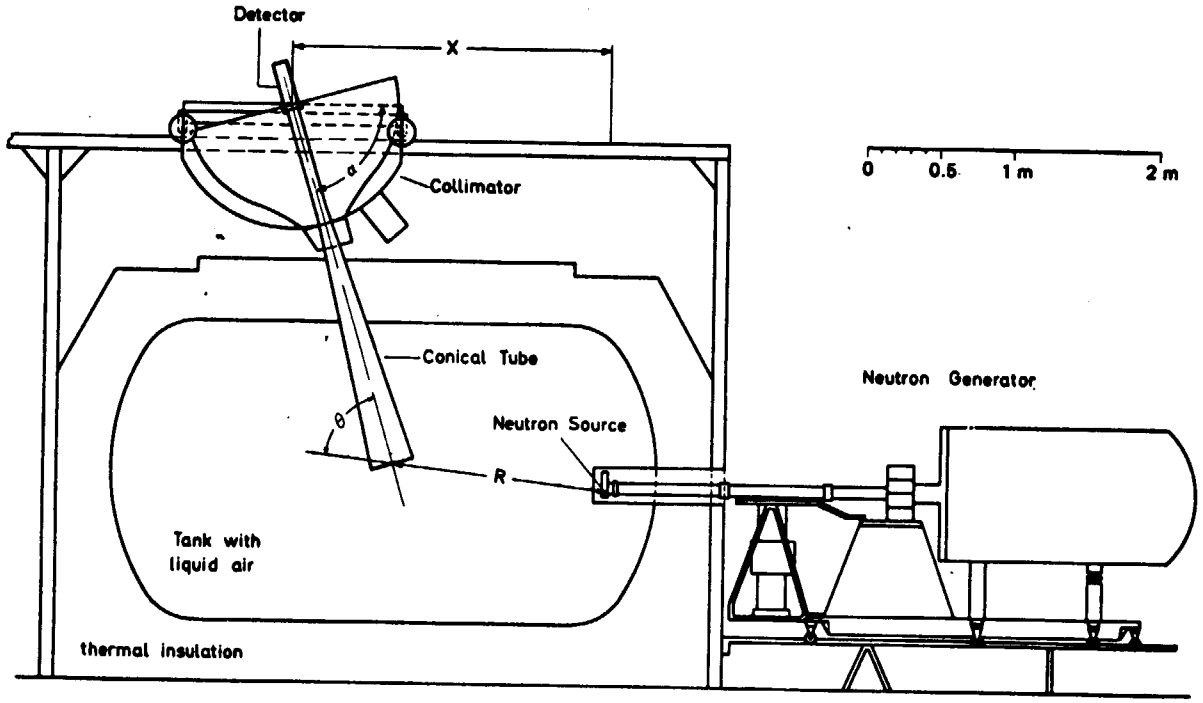


Fig.14.2 Experimental setup for the measurements of the angular neutron spectra

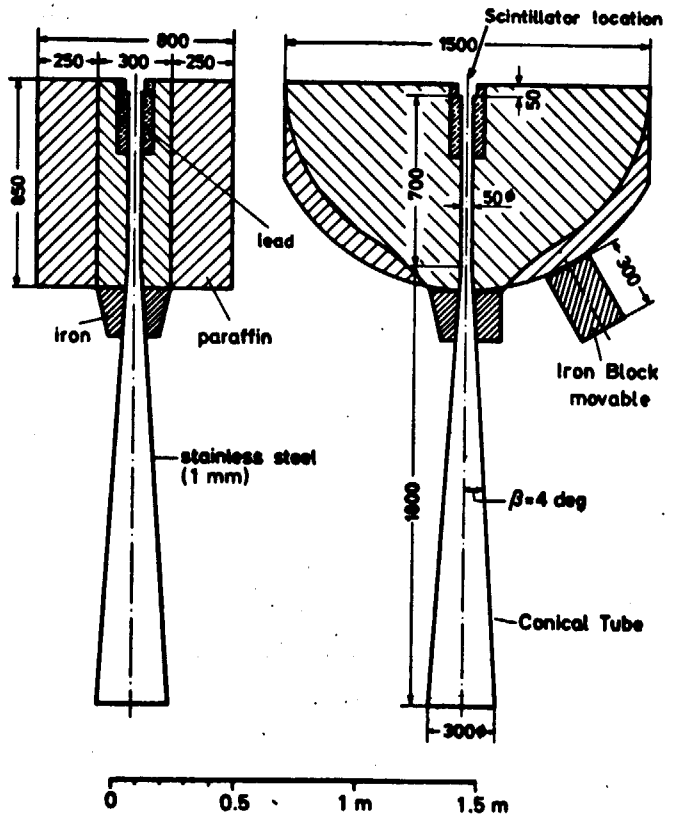


Fig.14.3 Physical dimensions of the collimator and the conical tube (all dimensions in millimeters)

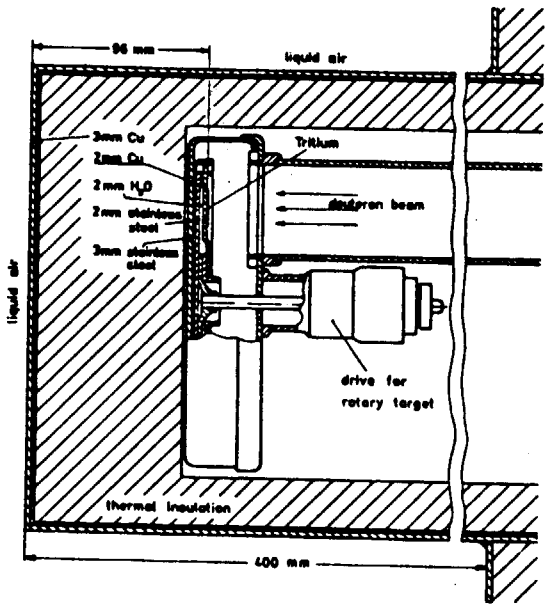
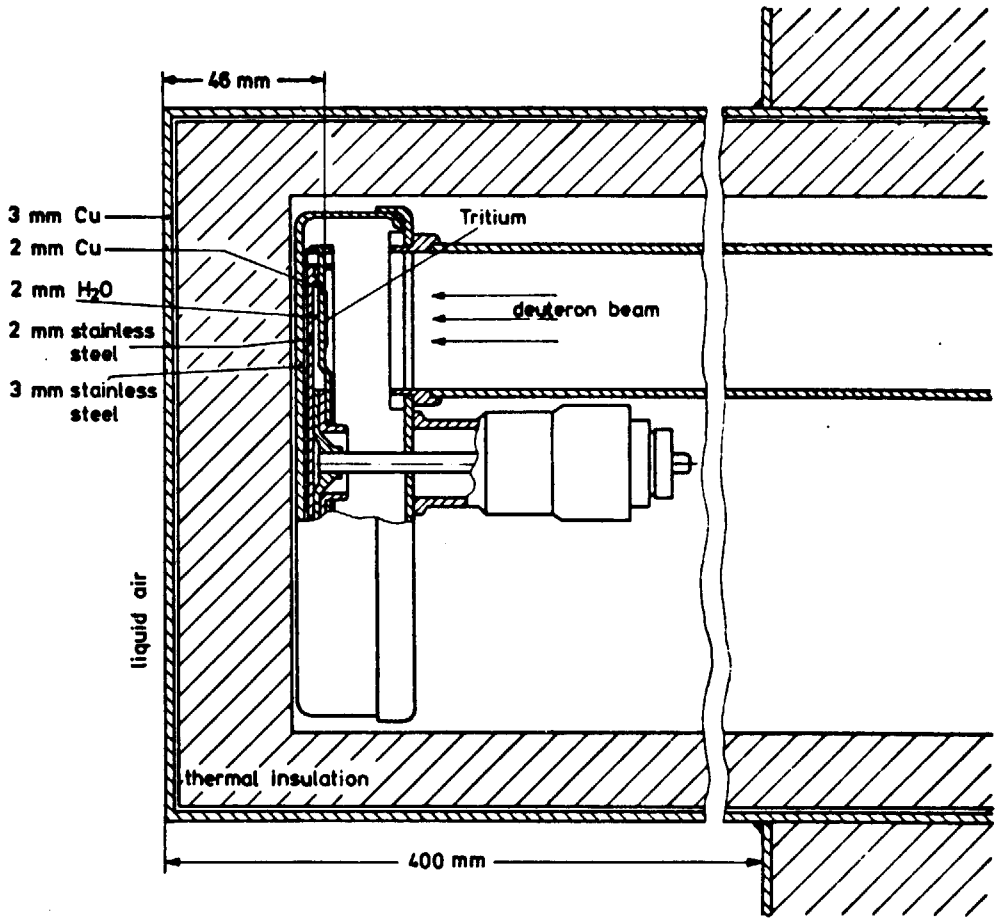
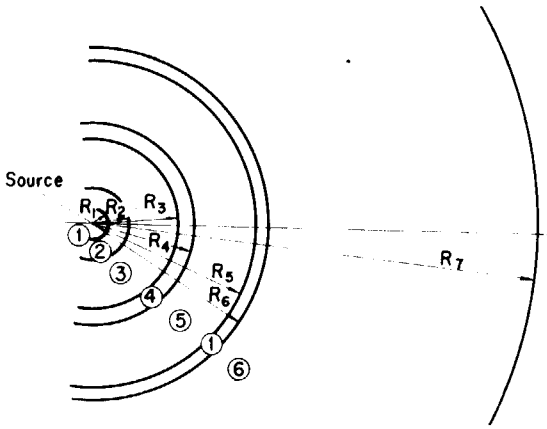


Fig.14.4 Sectional drawing of the target housing of the neutron generator

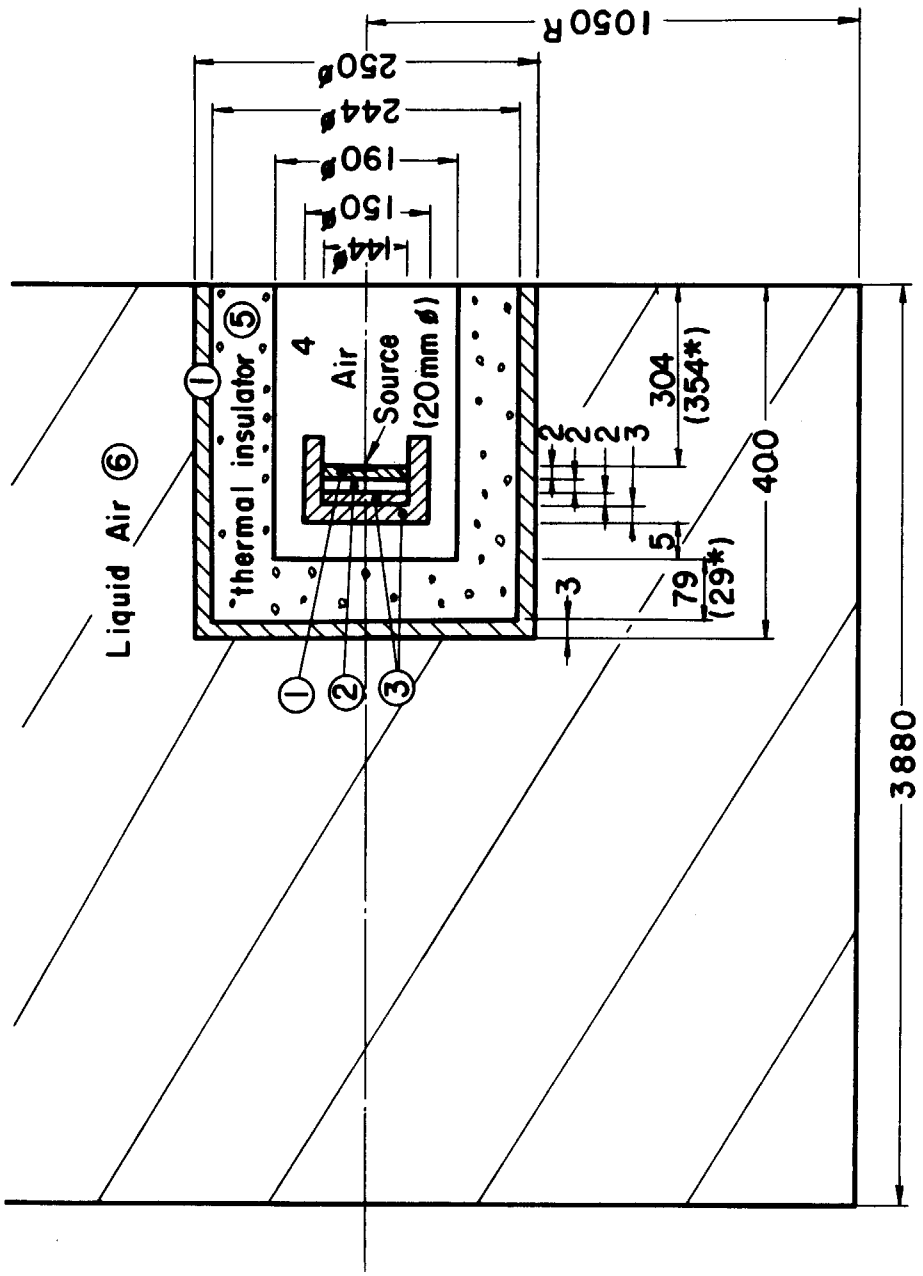


Fig,14.5 Side view of rotary target housing and tank inlet



	Scalar Flux	Angular Flux
①	R = 2.0	R = 2.0
②	R = 4.0	R = 4.0
③	R = 9.0	R = 9.0
④	R = 14.0	R = 14.0
⑤	R = 93.0	R = 43.0
①	R = 96.0	R = 46.0
⑥	R = 3500.0	R = 3500.0 (mm)

Fig. 14.6 Calculational model for one-dimensional approximation



* Dimension for Angular Flux Experiments (mm)

Fig. 14.7 Calculational model for two-dimension approximation

15. コリメートされた核分裂中性子が鉄およびステンレススチール遮蔽体に入射した時の遮蔽体内外での中性子分布

15. Neutron Transport in Iron and Stainless Steel from Collimated Fission Neutron Source

(Reference)

1) Maerker R.E. and Muckenthaler F.J.: "A Benchmark Experiment for Neutron Transport in Iron and Stainless Steel", Nucl. Sci. Eng., 52, 227-246 (1973)

(Summary)

a) Experimental type : Neutron Transport
b) Source : Tower Shielding Facility,Collimated Beam
c) Material : Iron, Stainless Steel
d) Geometry : Cylinder (two-dimension)
e) Instrument : Benjamin Type H-Proportional Counter, NE-213 Liquid Scintillator, Bonner Ball
f) Quantity measured : Neutron Spectrum, Reaction Rate

15.1 実験配置

本実験はTower Shielding Facility（TSF）からの中性子を十分コリメートしたものを線源として，種々の厚さの鉄平板およびステンレススチール平板を透過した中性子のスペクトルと反応率を測定したものである。最大供試体厚さは鉄およびステンレスでそれぞれ3ftと18inであり，平板の大きさは5×5ftである。Fig.15.1および15.2にモデル化した実験配置を示す。18in厚ステンレススチールの透過実験はFig.15.2，それ以外の実験はすべてFig. 15.1の配置で行われた。なおFig.15.2においてステンレススチールの供試体はコンクリート面と密着してコリメータ出口に設置された。

15.2 測定方法と測定器

実験に用いられた測定器は，a)NE-213シンチレータ，b)Benjamin反跳陽子型スペクトロメータ，c)^{10}B スペクトロメータ，d)直径3in，6in，10inのbonner ball（直径2inの球型BF_3カウンタをそれぞれ0.515in.，1.91in.，3.90in.厚のポリエチレン球で囲みその上を0.03in厚のCdで覆ったもの）である。NE-213は，アンフォールディングコードFERDORを用いて0.8～15 MeVの中性子スペクトルの測定に，Benjaminスペクトロメータはアンフォールディングコード SPEC 4を用いて80keV～1.5keV の中性子スペクトルの測定に，^{10}B スペクトロメータは熱エネルギから10keVの中性子スペクトルの測定に用いられ

た。検出器はビーム中心軸上および軸に対して供試体外表面の中心を15° 45° 50°の角度で見込む位置に置かれた。Bonner ball のレスポンスはS_NコードANISN を用いたadjoint計算により数%の精度で求められ，それらのデータはTable 15.1～15.3 で与えられている。Table 15.4および15.5は鉄およびステンレス透過実験が行われた供試体厚さ，検出器位置，種類の組合わせである。

15.3 線　源

18in.厚のステンレススチールの透過実験を除くすべての実験では，十分にコリメートされたビームが供試体表面に垂直に入射して半径 8.26 cmの円形線源を形成した。ビーム出口での線源強度分布の測定から，コリメータ出口から 68in.内側の位置上等方点線源を仮定できることが示された。線源の中性子スペクトルの絶対値は，NE -213，Benjamin スペクトロメータ，^{10}B スペクトロメータにより測定され，100eV 以下はMaxwellian と 1／E スペクトルが仮定された。このよう して得られた220群表示の線源スペクトルをTable 15.6に示す。

18in.厚のステンレススチール，透過実験で用いたコリメータの出口でのスペクトルはTable 15.6に与えた値よりも 7.4倍大きい強度で，相対分布は同じである。この体系ではコリメータ出口から測って内側へ 5.95in. の位置に等方点線源を仮定することができる。この場合コリメータ出口での中性子ビームは半径 7.63in.の円形線源になる。

15.4 測定結果

鉄透過実験についてはTable 15.4 に示した実験条件に対して，中性子スペクトルの測定値をTable 15.7～15.14 に示す。またbonner ball の測定値をTable 15.15 に示す。

ステンレススチールの透過実験についてはTable 15.5に示した実験条件に対して，中性子スペクトルをFig.15.3～15.6に示し，bonner ballの測定値をTable 15.16 に示す。

15.5 計算のためのモデル化

a. 線源条件

18in.ステンレススチール透過実験以外のすべての実験に対する線源条件は，1)供試体面上の半径 8.26 cmの円形領域にTable 15.6 に与えられたスペクトルをもつ中性子が垂直に入射する，または2)コリメータ出口の前方 68in.の中心軸上にコリメータ方向にのみ中性子を放出する等方点線源を想定する。ただし，供試体上でのビームの強度と拡がりは1)と同じとする，の2種類を考えることができる。

18in.ステンレススチール透過実験に対する線源条件としては，1)供試体面上の半径 19.2cmの円形領域に Table 15.6で与えた値の 7.2倍の強度をもつスペクトルの中性子が垂直に入射する，または2)コリメータ出口の前方 59.5in. の中心軸上にコリメータ方向にのみ中性子を放出する等方点線源を想定し，供試体上でのビームの強度と拡がりは1)と同じとする，の2種類を考え

ることができる。

b. 幾何形状

18in.ステンレススチール透過実験以外の実験に対しては，モデル化した実験体系と線源条件をFig. 15.7に示す。ここで 5×5ft の供試体平板はそれと等面積の半径 86.0cm の円板に置きかえた。18in.ステンレススチール透過実験に対しては，モデル化した体系と線源条件をFig. 15.8 に与える。

c 物質組成

実験供試体である鉄およびステンレススチール（Type-304）の物質組成をTable 15.17に示す。

15.6 実験値と計算値の規格化

供試体に入射する中性子ビームのスペクトルが炉出力1Watt あたり，1min あたりエネルギ群あたりのビーム方向の中性子束（neutrons・cm^{-2}・min^{-1}・$Watt^{-1}$・$group^{-1}$）で与えられており，実験値はこの入射スペクトル強度に対する測定値となっている。したがって，実験値と計算値は入射スペクトル強度で規格化する。

Table 15.1 Response for 3.09 inch diameter Bonner ball*

Group No.	Midpoint Energy(eV)	Response (counts/n·cm^2)	Group No.	Midpoint Energy(eV)	Response (counts/n·cm^2)
1	Thermal	Negligible	51	9.88(4)	2.57(-1)
2	4.73(-1)	4.81(-1)	52	1.17(5)	2.44(-1)
3	6.07(-1)	8.03(-1)	53	1.29(5)	2.36(-1)
4	7.79(-1)	9.95(-1)	54	1.43(5)	2.28(-1)
5	1.00(0)	1.11(0)	55	1.58(5)	2.20(-1)
6	1.29(0)	1.17(0)	56	1.74(5)	2.11(-1)
7	1.65(0)	1.19(0)	57	1.93(5)	2.03(-1)
8	2.12(0)	1.19(0)	58	2.13(5)	1.95(-1)
9	2.72(0)	1.18(0)	59	2.35(5)	1.86(-1)
10	3.49(0)	1.16(0)	60	2.60(5)	1.78(-1)
11	4.49(0)	1.14(0)	61	2.88(5)	1.69(-1)
12	5.76(0)	1.11(0)	62	3.18(5)	1.61(-1)
13	7.40(0)	1.08(0)	63	3.51(5)	1.52(-1)
14	9.50(0)	1.05(0)	64	3.88(5)	1.44(-1)
15	1.22(1)	1.02(0)	65	4.29(5)	1.36(-1)
16	1.57(1)	9.89(-1)	66	4.74(5)	1.28(-1)
17	2.01(1)	9.55(-1)	67	5.24(5)	1.20(-1)
18	2.58(1)	8.73(-1)	68	5.79(5)	1.12(-1)
19	3.31(1)	8.87(-1)	69	6.40(5)	1.04(-1)
20	4.26(1)	8.57(-1)	70	7.07(5)	9.71(-2)
21	5.46(1)	8.25(-1)	71	7.82(5)	9.01(-2)
22	7.01(1)	7.72(-1)	72	8.64(5)	8.34(-2)
23	9.01(1)	6.78(-1)	73	9.54(5)	7.69(-2)
24	1.16(2)	8.35(-1)	74	1.06(6)	7.08(-2)
25	1.49(2)	8.69(-1)	75	1.16(6)	6.50(-2)
26	1.91(2)	8.41(-1)	76	1.29(6)	5.95(-2)
27	2.45(2)	8.02(-1)	77	1.42(6)	5.44(-2)
28	3.14(2)	7.72(-1)	78	1.57(6)	4.96(-2)
29	4.04(2)	7.43(-1)	79	1.74(6)	4.51(-2)
30	5.18(2)	7.01(-1)	80	1.92(6)	4.09(-2)
31	6.66(2)	6.82(-1)	81	2.13(6)	3.71(-2)
32	8.55(2)	6.54(-1)	82	2.35(6)	3.35(-2)
33	1.10(3)	6.25(-1)	83	2.60(6)	3.01(-2)
34	1.41(3)	6.00(-1)	84	2.87(6)	2.71(-2)
35	1.81(3)	5.73(-1)	85	3.17(6)	2.43(-2)
36	2.32(3)	5.48(-1)	86	3.50(6)	2.18(-2)
37	2.98(3)	5.25(-1)	87	3.87(6)	1.95(-2)
38	3.83(3)	5.02(-1)	88	4.28(6)	1.73(-2)
39	4.92(3)	4.81(-1)	89	4.73(6)	1.53(-2)
40	6.32(3)	4.61(-1)	90	5.23(6)	1.48(-2)
41	8.11(3)	4.41(-1)	91	5.78(6)	1.34(-2)
42	1.04(4)	4.22(-1)	92	6.38(6)	1.19(-2)
43	1.34(4)	4.02(-1)	93	7.06(6)	9.83(-3)
44	1.72(4)	3.84(-1)	94	7.80(6)	9.03(-3)
45	2.20(4)	3.66(-1)	95	8.62(6)	7.95(-3)
46	2.83(4)	3.48(-1)	96	9.52(6)	7.12(-3)
47	3.63(4)	3.30(-1)	97	1.05(7)	6.35(-3)
48	4.67(4)	3.12(-1)	98	1.16(7)	5.57(-3)
49	5.99(4)	2.94(-1)	99	1.29(7)	4.98(-3)
50	7.69(4)	2.76(-1)	100	1.42(7)	4.40(-3)

* Radial thickness of polyethylene = 0.515 inches; Density of polyethylene= 0.951 g/cm^3.

Table 15.2 Response for 5.88 inch diameter Bonner ball*

Group No.	Midpoint Energy(eV)	Response (counts/n·cm^2)	Group No.	Midpoint Energy(eV)	Response (counts/n cm^2)
1	Thermal	Negligible	51	9.88(4)	1.22(0)
2	4.73(-1)	1.89(-1)	52	1.17(5)	1.23(0)
3	6.07(-1)	3.38(-1)	53	1.29(5)	1.24(0)
4	7.79(-1)	4.45(-1)	54	1.43(5)	1.25(0)
5	1.00(0)	5.28(-1)	55	1.58(5)	1.26(0)
6	1.29(0)	5.89(-1)	56	1.74(5)	1.27(0)
7	1.65(0)	6.36(-1)	57	1.93(5)	1.28(0)
8	2.12(0)	6.75(-1)	58	2.13(5)	1.28(0)
9	2.72(0)	7.09(-1)	59	2.35(5)	1.29(0)
10	3.49(0)	7.39(-1)	60	2.60(5)	1.30(0)
11	4.49(0)	7.67(-1)	61	2.88(5)	1.39(0)
12	5.76(0)	7.92(-1)	62	3.18(5)	1.31(0)
13	7.40(0)	8.17(-1)	63	3.51(5)	1.31(0)
14	9.50(0)	8.39(-1)	64	3.88(5)	1.31(0)
15	1.22(1)	8.61(-1)	65	4.29(5)	1.31(0)
16	1.57(1)	8.81(-1)	66	4.74(5)	1.30(0)
17	2.01(1)	8.98(-1)	67	5.24(5)	1.30(0)
18	2.58(1)	8.69(-1)	68	5.79(5)	1.29(0)
19	3.31(1)	9.31(-1)	69	6.40(5)	1.28(0)
20	4.26(1)	9.49(-1)	70	7.07(5)	1.26(0)
21	5.46(1)	9.63(-1)	71	7.82(5)	1.25(0)
22	7.01(1)	9.51(-1)	72	8.64(5)	1.23(0)
23	9.01(1)	8.81(-1)	73	9.54(5)	1.20(0)
24	1.16(2)	9.12(-1)	74	1.06(6)	1.18(0)
25	1.49(2)	9.99(-1)	75	1.16(6)	1.15(0)
26	1.91(2)	1.02(0)	76	1.29(6)	1.11(0)
27	2.45(2)	1.02(0)	77	1.42(6)	1.08(0)
28	3.14(2)	1.03(0)	78	1.57(6)	1.04(0)
29	4.04(2)	1.05(0)	79	1.74(6)	9.99(-1)
30	5.18(2)	1.04(0)	80	1.92(6)	9.56(-1)
31	6.66(2)	1.06(0)	81	2.13(6)	9.06(-1)
32	8.55(2)	1.07(0)	82	2.35(6)	8.65(-1)
33	1.10(3)	1.07(0)	83	2.60(6)	8.14(-1)
34	1.41(3)	1.08(0)	84	2.87(6)	7.55(-1)
35	1.81(3)	1.08(0)	85	3.17(6)	7.17(-1)
36	2.32(3)	1.09(0)	86	3.50(6)	6.57(-1)
37	2.98(3)	1.09(0)	87	3.87(6)	6.20(-1)
38	3.83(3)	1.09(0)	88	4.28(6)	5.84(-1)
39	4.92(3)	1.10(0)	89	4.73(6)	5.39(-1)
40	6.32(3)	1.10(0)	90	5.23(6)	5.09(-1)
41	8.11(3)	1.11(0)	91	5.78(6)	4.81(-1)
42	1.04(4)	1.11(0)	92	6.38(6)	4.52(-1)
43	1.34(4)	1.11(0)	93	7.06(6)	3.96(-1)
44	1.72(4)	1.12(0)	94	7.80(6)	3.69(-1)
45	2.20(4)	1.13(0)	95	8.62(6)	3.28(-1)
46	2.83(4)	1.14(0)	96	9.52(6)	2.94(-1)
47	3.63(4)	1.15(0)	97	1.05(7)	2.62(-1)
48	4.67(4)	1.16(0)	98	1.16(7)	2.28(-1)
49	5.99(4)	1.18(0)	99	1.29(7)	2.02(-1)
50	7.69(4)	1.20(0)	100	1.42(7)	1.80(-1)

* Radial thickness of polyethylene = 1.910 inches; Density of polyethylene = 0.925 g/cm^3.

Table 15.3 Response for 9.86 inch diameter Bonner ball*

Group No.	Midpoint Energy (eV)	Response (counts/n cm^2)	Group No.	Midpoint Energy (eV)	Response (counts/n cm^2)
1	Thermal	Negligible	51	9.88(4)	3.26(-1)
2	4.73(-1)	2.43(-2)	52	1.17(5)	3.44(-1)
3	6.07(-1)	4.36(-2)	53	1.29(5)	3.57(-1)
4	7.79(-1)	5.76(-2)	54	1.43(5)	3.71(-1)
5	1.00(0)	6.85(-2)	55	1.58(5)	3.86(-1)
6	1.29(0)	7.66(-2)	56	1.74(5)	4.02(-1)
7	1.65(0)	8.28(-2)	57	1.93(5)	4.20(-1)
8	2.12(0)	8.81(-2)	58	2.13(5)	4.39(-1)
9	2.72(0)	9.29(-2)	59	2.35(5)	4.61(-1)
10	3.49(0)	9.72(-2)	60	2.60(5)	4.84(-1)
11	4.49(0)	1.01(-1)	61	2.88(5)	5.10(-1)
12	5.76(0)	1.05(-1)	62	3.18(5)	5.35(-1)
13	7.40(0)	1.09(-1)	63	3.51(5)	5.63(-1)
14	9.50(0)	1.13(-1)	64	3.88(5)	5.97(-1)
15	1.22(1)	1.16(-1)	65	4.29(5)	6.29(-1)
16	1.57(1)	1.20(-1)	66	4.74(5)	6.65(-1)
17	2.01(1)	1.23(-1)	67	5.24(5)	7.03(-1)
18	2.58(1)	1.20(-1)	68	5.79(5)	7.42(-1)
19	3.31(1)	1.30(-1)	69	6.40(5)	7.82(-1)
20	4.26(1)	1.34(-1)	70	7.07(5)	8.25(-1)
21	5.46(1)	1.37(-1)	71	7.82(5)	8.68(-1)
22	7.01(1)	1.37(-1)	72	8.64(5)	9.12(-1)
23	9.01(1)	1.28(-1)	73	9.54(5)	9.56(-1)
24	1.16(2)	1.34(-1)	74	1.06(6)	9.98(-1)
25	1.49(2)	1.49(-1)	75	1.16(6)	1.04(0)
26	1.91(2)	1.53(-1)	76	1.29(6)	1.08(0)
27	2.45(2)	1.56(-1)	77	1.42(6)	1.12(0)
28	3.14(2)	1.60(-1)	78	1.57(6)	1.15(0)
29	4.04(2)	1.64(-1)	79	1.74(6)	1.18(0)
30	5.18(2)	1.65(-1)	80	1.92(6)	1.20(0)
31	6.66(2)	1.71(-1)	81	2.13(6)	1.20(0)
32	8.55(2)	1.75(-1)	82	2.35(6)	1.22(0)
33	1.10(3)	1.79(-1)	83	2.60(6)	1.22(0)
34	1.41(3)	1.83(-1)	84	2.87(6)	1.16(0)
35	1.81(3)	1.86(-1)	85	3.17(6)	1.19(0)
36	2.32(3)	1.90(-1)	86	3.50(6)	1.10(0)
37	2.98(3)	1.94(-1)	87	3.87(6)	1.11(0)
38	3.83(3)	1.98(-1)	88	4.28(6)	1.14(0)
39	4.92(3)	2.02(-1)	89	4.73(6)	1.12(0)
40	6.32(3)	2.07(-1)	90	5.23(6)	1.10(0)
41	8.11(3)	2.12(-1)	91	5.78(6)	1.06(0)
42	1.04(4)	2.18(-1)	92	6.38(6)	1.03(0)
43	1.34(4)	2.23(-1)	93	7.06(6)	9.81(-1)
44	1.72(4)	2.30(-1)	94	7.80(6)	9.13(-1)
45	2.20(4)	2.38(-1)	95	8.62(6)	8.74(-1)
46	2.83(4)	2.47(-1)	96	9.52(6)	8.05(-1)
47	3.63(4)	2.57(-1)	97	1.05(7)	7.40(-1)
48	4.67(4)	2.69(-1)	98	1.16(7)	6.61(-1)
49	5.99(4)	2.84(-1)	99	1.29(7)	6.05(-1)
50	7.69(4)	3.03(-1)	100	1.42(7)	5.52(-1)

* Radial thickness of polyethylene = 4.890 inches; Density of polyethylene = 0.951 g/cm^3.

Table 15.4 Experimental configulations for the iron transmission measurements

Iron slab thickness (inch)	Detector locations[$] L_C[*] (inch)	L_R[**] (inch)	ϕ[***] (deg.)	Detector type	Table
1.55	152	0	0	Bonner ball	Tab.15.15
"	146	39	15	"	"
"	107	107	45	"	"
4.05	158	42.5	15	NE-213	Tab.15.9
"	116	116	45	"	Tab.15.10
6.06	162	0	0	"	Tab.15.11
12.13	141	0	0	Bonner ball	Tab.15.15
"	136	36.5	15	"	"
"	100	100	45	"	"
"	156	0	0	NE-213	Tab.15.12
"	150	40.5	15	"	Tab.15.13
"	110	110	45	"	Tab.15.14
12.25	10	0	0	Benjamin	Tab.15.7
"	10	12	50	"	Tab.15.8
24.41	128	0	0	Bonner ball	Tab.15.15
"	124	33	15	"	"
"	90.5	90.5	45	"	"
36.56	115	0	0	"	"
"	111	30	15	"	"
"	81.5	81.5	45	"	"

$ Distances are measured to the geometric center of the Bonner balls, and to the center of detection for the other detectors.
* Centerline distance behind iron slab.
** Radial distanse from centerline.
*** The observation angle is defined as the angle between the centerline and a line connecting the detector with the mid-point of the emergent face of the slab. The vertex of this angle is the pivot point for the angular traverses.

Table 15.5 Experimental configulations for the stainless steel transmission measurements

Stainless steel slab thickness (inch)	Detector locations[$] L_C[*] (inch)	L_R[**] (inch)	ϕ[***] (deg.)	Detector type	Table or Figure
12.17	141	0	0	Bonner ball	Tab.15.16
"	136	36.5	15	"	"
"	100	100	45	"	"
"	10	0	0	Benjamin	Fig.15.4
"	10	12	50	"	Fig.15.5
18.33	12-144	0	0	Bonner ball	Tab.15.16
"	47.7	0	0	NE-213	Fig.15.3
"	12	0	0	Benjamin	Fig.15.6

$, *, **, *** same as those in Table 15.4

Table 15.6 Source spectrum at the end of the collimator in neutrons/cm^2 min. Watt group*

Group	Energy Interval	Intensity	Group	Energy Interval	Intensity
1	8-10 MeV	190	31	1.405-1.411 MeV	23.8
2	6-8	665	32	1.401-1.405	16.6
3	5-6	840	33	1.392-1.401	35.4
4	4-5	1426	34	1.382-1.392	40.1
5	3-4	2186	35	1.363-1.382	74.5
6	2.59-3	1479	36	1.339-1.363	93.5
7	2.38-2.59	887	37	1.313-1.339	98.2
8	2.35-2.38	130	38	1.306-1.313	25.9
9	2.262-2.35	384	39	1.291-1.306	56.8
10	2.232-2.262	130	40	1.285-1.291	22.5
11	1.943-2.232	1267	41	1.251-1.285	125
12	1.90-1.943	190	42	1.244-1.251	25.9
13	1.889-1.90	47.5	43	1.221-1.244	84.5
14	1.82-1.889	301	44	1.217-1.221	14.2
15	1.81-1.82	43.8	45	1.211-1.217	21.3
16	1.783-1.81	118	46	1.205-1.211	21.2
17	1.747-1.783	153	47	1.197-1.205	28.4
18	1.722-1.747	109	48	1.192-1.197	17.7
19	1.686-1.722	153	49	1.169-1.192	79.2
20	1.680-1.686	25.9	50	1.155-1.169	48.6
21	1.6465-1.680	143	51	1.136-1.155	65.0
22	1.638-1.6465	39.1	52	1.130-1.136	20.1
23	1.587-1.638	219	53	1.1195-1.130	34.3
24	1.567-1.587	85.0	54	1.1165-1.1195	10.0
25	1.522-1.567	190	55	1.1135-1.1165	10.0
26	1.506-1.522	67.6	56	1.107-1.1135	23.8
27	1.497-1.506	38.0	57	1.098-1.107	29.6
28	1.472-1.497	104	58	1.090-1.098	26.0
29	1.442-1.472	125	59	1.084-1.090	20.1
30	1.411-1.442	124	60	1.029-1.084	177

Table 15.6 (continued-1)

Group	Energy Interval	Intensity	Group	Energy Interval	Intensity
61	1.023-1.029 MeV	20.1	91	825-830 keV	20.1
62	1.020-1.023	10.0	92	820-825	20.6
63	1.013-1.020	23.8	93	769-820	216
64	0.998-1.013	49.6	94	767-769	8.98
65	992-998 keV	19.5	95	752.5-767	67.6
66	982-992	32.8	96	751-752.5	6.85
67	974-982	26.4	97	741-751	47.5
68	960-974	46.5	98	739-741	9.49
69	957-960	10.0	99	732-739	33.8
70	951-957	20.1	100	710-732	107
71	946-951	16.9	101	700-710	48.6
72	944-946	6.85	102	697-700	14.8
73	941.5-944	8.44	103	693-697	19.5
74	939.5-941.5	6.85	104	691-693	9.49
75	936-939.5	12.1	105	663-691	134
76	932-936	13.7	106	659-663	19.0
77	927-932	17.4	107	652.5-659	30.6
78	919-927	28.0	108	648-652.5	21.1
79	917-919	7.39	109	644-648	18.5
80	898.5-917	65.5	110	638-644	28.0
81	891-898.5	27.5	111	620-638	82.9
82	882-891	33.3	112	616.5-620	15.8
83	878-882	14.8	113	612.5-616.5	18.0
84	855.5-878	85.5	114	607.5-612.5	22.2
85	852.5-855.5	11.6	115	590.5-607.5	75.5
86	846.5-852.5	23.2	116	580-590.5	45.9
87	839-846.5	29.6	117	576-580	16.9
88	836-839	12.1	118	569.6-576	27.5
89	834-836	7.93	119	560.5-569.5	38.0
90	830-834	15.8	120	559-560.5	6.34

Table 15.6 (continued-2)

Group	Energy Interval	Intensity	Group	Energy Interval	Intensity
121	557.5-559 keV	6.34	151	330.7-331.4 keV	3.66
122	552.5-557.5	21.1	152	314-330.7	87.3
123	546.5-552.5	24.8	153	309.5-314	23.7
124	543-546.5	14.2	154	300-309.5	50.2
125	540-543	12.7	155	275-300	135
126	536-540	16.4	156	271-275	21.9
127	534-536	8.12	157	267-271	21.9
128	515-534	77.1	158	262-267	27.5
129	510.5-515	18.0	159	244.8-262	94.7
130	503-510.5	29.6	160	244-244.8	4.41
131	498-503	19.5	161	243.2-244	4.41
132	493-498	19.0	162	232-243.2	61.8
133	469.1-493	90.6	163	219.8-232	65.5
134	467.5-469.1	5.99	164	218.6-219.8	6.34
135	464-467.5	13.2	165	208-218.6	56.0
136	437.7-464	99.2	166	200=208	42.2
137	436.5-437.7	4.52	167	185.2-200	78.2
128	433-436.5	13.5	168	182-185.2	16.8
139	378-433	229	169	175-182	36.4
140	377.2-378	3.73	170	168.5-175	34.5
141	375-377.2	10.2	171	167.5-168.5	5.38
142	373.5-375	6.98	172	164-167.5	18.9
143	359.3-373.5	68.3	173	155-164	49.6
144	358.8-359.3	2.42	174	144-155	63.9
145	357.8-358.8	4.81	175	139.5-144	27.4
146	357.5-357.8	2.39	176	138.3-139.5	7.45
147	354.5-357.3	13.8	177	136.2-138.3	13.3
148	250.5-354.5	20.1	178	134-136.2	14.0
149	348.2-350.5	11.5	179	130-134	26.1
150	331.4-348.2	85.4	180	129.2-130	5.29

Table 15.6 (continued-3)

Group	Energy Interval	Intensity	Group	Energy Interval	Intensity
181	127.5-129.2 keV	11.3	203	15-19 keV	158
182	110-127.5	127	204	10-15	264
183	87-110	193	205	[illegible]	81.3
184	83-87	37.1	206	[illegible]-8.8	44.3
185	82.7-83	2.85	207	6.7-8.2	126
186	82.4-82.7	2.85	208	5.8-6.7	87.6
187	81.4-82.4	9.49	209	4.3-5.8	174
188	80-81.4	13.3	210	3.7-4.3	86.6
189	77-80	29.2	211	1.16-3.7	640
190	72-77	51.0	212	1.14-1.16	8.98
191	68-72	44.1	213	[illegible].3167-1.14	616
192	.62-68	72.4	214	88-316.7 eV	565
193	38-62	354	215	24.4-88	554
194	31-38	143	216	6.79-24.4	554
195	27-31	97.4	217	1.89-6.79	555
196	25.7-27	34.3	218	0.524-1.89	576
197	25.2-25.7	13.7	219	0.145-0.524	1542
198	24.5-25.2	19.9	220	0-0.145	6580
199	23.75-24.5	21.5	Totals, 1-220	0-10 MeV	3.186×10^4
200	23.25-23.75	14.8			
201	22-23.25	38.3			
202	19-22	100			

*For other group structures, interpolation in this table should follow the rule that Intensity/$\ln[E_u/E_\ell]$ is constant within the interval $\Delta E = E_u - E_\ell$, where ΔE is the tabulated energy interval.

Table 15.7 Benjamin counter spectrum on the centerline at 10 in. behind 12 in. iron

Energy Interval (keV)	Flux*)	Standard Error(%)
10 Atmosphere Counter		
1379.3-1500	20.4	9.6
1277.1-1379.3	32.3	7.4
1184.2-1277.1	46.4	5.8
1091.3-1184.2	52.4	5.2
1017.0-1091.3	52.4	6.7
933.4-1017.0	65.7	4.6
868.4-933.4	59.2	6.6
803.4-868.4	54.8	6.8
738.4-803.4	91.6	3.9
682.7-738.4	158	2.7
636.2-682.7	195	2.7
589.8-636.2	182	2.9
3 Atmosphere Counter		
644.7-700	228	3.5
597.9-644.7	233	4.2
551.1-597.9	133	7.0
512.8-551.1	108	10.4
474.5-512.8	118	8.8
436.2-474.5	98.7	9.7
406.4-436.2	129	9.2
372.3-406.4	233	4.1
346.8-372.3	309	4.1
321.3-346.8	351	3.5
295.7-321.3	372	3.1
274.5-295.7	340	4.0
253.2-274.5	254	5.0
236.2-253.2	220	6.8
214.9-236.2	180	6.0
1 Atmosphere Counter		
275.5-300	380	4.0
255.4-275.5	291	6.3
237.5-255.4	215	9.2
219.7-237.5	204	8.9
201.9-219.7	179	9.2
186.2-201.9	273	6.5
172.9-186.2	384	5.1
159.5-172.9	312	5.9
148.3-159.5	334	6.2
137.2-148.3	592	3.3
126.0-137.2	528	3.5
117.1-126.0	317	6.8
108.2-117.1	192	10.3
99.3-108.2	129	14.0
92.6-99.3	156	14.0
85.9-92.6	222	9.1

*) neutrons/cm^2/MeV/min/watt

Table 15.8 Benjamin counter spectrum at 12 in. off the centerline and at 10 in. behind 12 in. of iron

Energy Interval (keV)	Flux*)	Standard Error (%)
10 Atmosphere Counter		
1379.3-1500	4.97	12.0
1277.1-1379.3	6.81	10.6
1184.2-1277.1	10.3	7.9
1091.3-1184.2	12.4	6.6
1017.0-1091.3	14.7	7.4
933.4-1017.0	18.6	5.0
868.4-933.4	21.4	5.9
803.4-868.4	20.7	6.0
738.4-803.4	20.7	6.0
738.4-803.4	31.3	3.9
682.7-738.4	52.7	2.8
636.2-682.7	74.8	2.5
589.8-636.2	72.4	2.6
3 Atmosphere Counter		
645.0-700	69.2	4.4
598.5-645.0	95.8	4.0
552.0-598.5	70.0	5.5
509.7-552.0	54.5	7.6
471.6-509.7	60.8	7.3
437.8-471.6	54.3	8.8
403.9-347.8	51.6	8.6
374.3-403.9	95.4	5.2
344.7-374.3	131	3.6
319.3-344.7	157	3.5
294.0-319.3	167	3.1
272.8-294.0	152	4.1
251.7-272.8	133	4.4
234.7-251.7	120	5.8
217.8-234.7	97.4	6.7
1 Atmosphere Counter		
275.6-300	165	5.7
255.7-275.6	147	7.8
235.8-255.7	119	9.0
218.1-235.8	107	10.7
202.6-218.1	83.2	14.9
187.1-202.6	130	8.8
173.8-187.1	175	7.3
160.5-173.8	164	7.3
147.2-160.5	159	6.9
136.2-147.2	273	4.6
127.3-136.2	268	5.7
116.2-127.3	189	6.0
107.4-116.2	119	11.0
100.7-107.4	81.3	19.7
91.9-100.7	80.9	13.7
85.2-91.9	113	11.8
78.6-85.2	149	8.4

*) neutrons/cm^2/MeV/min/Watt

Table 15.9 NE-213 spectrum 15 deg off the centerline behind 4 in. iron

Energy (MeV)	Flux*)		Energy (MeV)	Flux*)	
	Upper Lmt.	Lower Lmt.		Upper Lmt.	Lower Lmt.
0.8	1.11	1.03	4.8	0.128	0.120
0.9	1.04	0.97	5.0	0.120	0.113
1.0	0.98	0.92	5.2	0.107	0.100
1.1	0.92	0.86	5.4	0.092	0.085
1.2	0.82	0.78	5.6	0.082	0.076
1.3	0.74	0.70	5.8	0.079	0.073
1.4	0.68	0.64	6.0	0.076	0.070
1.5	0.65	0.61	6.2	0.070	0.064
1.6	0.62	0.58	6.4	0.064	0.059
1.7	0.57	0.54	6.6	0.060	0.0545
1.8	0.52	0.48	6.8	0.0535	0.049
1.0	0.48	0.45	7.0	0.045	0.041
2.0	0.46	0.44	7.2	0.037	0.033
2.1	0.46	0.43	7.4	0.032	0.028
2.2	0.45	0.43	7.6	0.0283	0.0248
2.3	0.44	0.41	7.8	0.026	0.0225
2.4	0.43	0.41	8.0	0.0232	0.020
2.5	0.41	0.39	8.2	0.020	0.0173
2.6	0.40	0.38	8.4	0.0177	0.015
2.7	0.37	0.36	8.6	0.016	0.0133
2.8	0.345	0.305	8.8	0.0144	0.0119
3.0	0.285	0.272	9.0	0.013	0.010
3.2	0.235	0.22	9.2	0.0117	0.0094
3.4	0.20	0.19	9.4	0.0107	0.0086
3.6	0.185	0.175	9.6	0.0100	0.0080
3.8	0.185	0.175	9.8	0.0094	0.0076
4.0	0.185	0.175	10.0	0.0086	0.0069
4.2	0.177	0.167	10.2	0.0077	0.0060
4.4	0.158	0.150	10.4	0.0067	0.0052
4.6	0.140	0.132	10.6	0.0057	0.0043
			10.8	0.0046	0.0032
			11.0	0.0033	0.0019

*) neutrons/cm^2/MeV/min/ Watt

Table 15.10 NE-213 spectrum 45 deg off the centerline behind 4 in. iron

Energy (MeV)	Flux*)		Energy (MeV)	Flux*)	
	Upper Lmt.	Lower Lmt.		Upper Lmt.	Lower Lmt.
0.8	0.876	0.753	4.8	0.0296	0.0252
0.9	0.813	0.677	5.0	0.0252	0.0210
1.0	0.720	0.638	5.2	0.0244	0.0203
1.1	0.632	0.575	5.4	0.0225	0.0189
1.2	0.546	0.499	5.6	0.0190	0.0156
1.3	0.492	0.454	5.8	0.0153	0.0121
1.4	0.435	0.401	6.0	0.0145	0.0114
1.5	0.376	0.343	6.2	0.0140	0.0111
1.6	0.337	0.309	6.4	0.0124	0.00962
1.7	0.314	0.290	6.6	0.0104	0.00780
1.8	0.292	0.269	6.8	0.00931	0.00703
1.9	0.255	0.237	7.0	0.00856	0.00650
2.0	0.225	0.208	7.2	0.00674	0.00464
2.1	0.212	0.197	7.4	0.00564	0.00376
2.2	0.203	0.189	7.6	0.00582	0.00414
2.3	0.192	0.181	7.8	0.00501	0.00334
2.4	0.186	0.175	8.0	0.00312	0.00163
2.5	0.175	0.165	8.2	0.00226	0.00098
2.6	0.154	0.145	8.4	0.00233	0.00109
2.7	0.134	0.126	8.6	0.00223	0.00108
2.8	0.123	0.115	8.8	0.00235	0.00130
2.9	0.116	0.108	9.0	0.00271	0.00172
3.0	0.108	0.100	9.2	0.00256	0.00163
3.2	0.0843	0.0772	9.4	0.00190	0.00098
3.4	0.0669	0.0596	9.6	0.00133	0.00052
3.6	0.0580	0.0508	9.8	0.00113	0.00039
3.8	0.0543	0.0468	10.0	0.00100	0.00023
4.0	0.0491	0.0421	10.2	0.00080	0.00005
4.2	0.0480	0.0420	10.4	0.00075	0.00001
4.4	0.0486	0.0432	10.6	0.00082	0.00006
4.6	0.0400	0.0350	10.8	0.00079	0.00006

*) neutrons/cm^2/MeV/min/ Watt

Table 15.11 NE-213 spectrum on the centerline behind 6 in. thick iron.

Energy (MeV)	Flux*)		Energy (MeV)	Flux*)	
	Upper Lmt.	Lower Lmt.		Upper Lmt.	Lower Lmt.
0.8	24.7	22.9	4.8	0.945	0.90
0.9	23.6	21.8	5.0	0.82	0.74
1.0	22.6	21.3	5.2	0.68	0.64
1.1	22.1	21.0	5.4	0.605	0.57
1.2	21.0	20.2	5.6	0.56	0.52
1.3	19.0	18.3	5.8	0.52	0.485
1.4	17.1	16.3	6.0	0.49	0.455
1.5	15.5	14.8	6.2	0.44	0.415
1.6	14.3	13.8	6.4	0.39	0.36
1.7	13.4	12.9	6.6	0.345	0.32
1.8	12.2	11.7	6.8	0.325	0.297
1.9	11.0	10.4	7.0	0.300	0.275
2.0	9.8	9.4	7.2	0.268	0.243
2.1	9.0	8.6	7.4	0.222	0.200
2.2	8.2	7.9	7.6	0.190	0.170
2.3	7.5	7.3	7.8	0.175	0.155
2.4	6.85	6.6	8.0	0.165	0.147
2.5	6.2	6.0	8.2	0.154	0.137
2.6	5.65	5.55	8.4	0.143	0.126
2.7	5.15	5.0	8.6	0.134	0.117
2.8	4.65	4.55	8.8	0.124	0.108
2.9	4.2	4.1	9.0	0.113	0.098
3.0	3.8	3.7	9.2	0.104	0.089
3.2	2.97	2.86	9.4	0.095	0.080
3.4	2.32	2.23	9.6	0.084	0.070
3.6	1.90	1.82	9.8	0.071	0.058
3.8	1.60	1.55	10.0	0.060	0.047
4.0	1.45	1.38	10.2	0.050	0.038
4.2	1.30	1.25	10.4	0.042	0.031
4.4	1.18	1.14	10.6	0.039	0.028
4.6	1.07	1.03	10.8	0.041	0.029
			11.0	0.044	0.033
			11.2	0.046	0.035

*) neutrons/cm^2/MeV/min/Watt

Table 15.12 NE-213 spectrum on the centerline behind 12 in. iron

Energy (MeV)	Flux*)		Energy (MeV)	Flux*)	
	Upper Lmt.	Lower Lmt.		Upper Lmt.	Lower Lmt.
0.8	4.8	4.6	5.0	0.0123	0.0105
0.9	4.2	4.0	5.2	0.0117	0.0097
1.0	3.9	3.8	5.4	0.0109	0.0091
1.1	3.65	3.55	5.6	0.0096	0.0080
1.2	3.35	3.25	5.8	0.0080	0.0065
1.3	2.7	2.6	6.0	0.0075	0.0060
1.4	2.1	2.0	6.2	0.0068	0.0052
1.5	1.65	1.55	6.4	0.0063	0.0046
1.6	1.35	1.3	6.6	0.0060	0.0043
1.7	1.12	1.08	6.8	0.0058	0.0042
1.8	0.94	0.92	7.0	0.0054	0.0040
1.9	0.78	0.76	7.2	0.0051	0.0038
2.0	0.66	0.64	7.4	0.0051	0.0037
2.1	0.54	0.52	7.6	0.0050	0.0037
2.2	0.46	0.44	7.8	0.0044	0.0032
2.3	0.38	0.37	8.0	0.0039	0.0028
2.4	0.315	0.305	8.2	0.0038	0.0026
2.5	0.255	0.250	8.4	0.0036	0.0025
2.6	0.210	0.205	8.6	0.0033	0.0022
2.7	0.170	0.165	8.8	0.0027	0.0017
2.8	0.143	0.138	9.0	0.0025	0.0014
2.9	0.119	0.115	9.2	0.0026	0.0016
3.0	0.097	0.094	9.4	0.0028	0.0018
3.2	0.068	0.065	9.6	0.0028	0.0018
3.4	0.050	0.046	9.8	0.0026	0.0016
3.6	0.037	0.035	10.0	0.0023	0.0013
3.8	0.030	0.027	10.2	0.0022	0.0012
4.0	0.027	0.024	10.4	0.0021	0.0013
4.2	0.0245	0.0220	10.6	0.0021	0.0013
4.4	0.0205	0.0180	10.8	0.0020	0.0011
4.6	0.017	0.015			
4.8	0.014	0.012			

*) neutrons/cm^2/MeV/min/Watt

Table 15.13 NE-213 spectrum 15 deg off the centerline behind 12 in. iron

Energy (MeV)	Flux*)		Energy (MeV)	Flux*)	
	Upper Lmt.	Lower Lmt.		Upper Lmt.	Lower Lmt.
0.8	0.50	0.49	4.8	0.0037	0.0028
0.9	0.39	0.38	5.0	0.0032	0.0025
1.0	0.31	0.30	5.2	0.00270	0.00215
1.1	0.250	0.245	5.4	0.00265	0.00195
1.2	0.21	0.20	5.6	0.00265	0.00200
1.3	0.165	0.160	5.8	0.0030	0.0023
1.4	0.140	0.135	6.0	0.0031	0.0024
1.5	0.115	0.110	6.2	0.00260	0.00195
1.6	0.095	0.092	6.4	0.0020	0.0014
1.7	0.079	0.077	6.6	0.0017	0.0011
1.8	0.068	0.065	6.8	0.00160	0.00105
1.9	0.058	0.055	7.0	0.00155	0.00102
2.0	0.050	0.046	7.2	0.00155	0.00100
2.1	0.042	0.039	7.4	0.00148	0.00098
2.2	0.036	0.034	7.6	0.00135	0.00089
2.3	0.0310	0.0295	7.8	0.00117	0.00076
2.4	0.0275	0.0255	8.0	0.00108	0.00066
2.5	0.0240	0.0225	8.2	0.00110	0.00068
2.6	0.0215	0.0205	8.4	0.00117	0.00076
2.7	0.0195	0.0180	8.6	0.00120	0.00081
2.8	0.0175	0.0160	8.8	0.00110	0.00070
2.9	0.0160	0.0140			
3.0	0.0135	0.0120			
3.2	0.0088	0.0077			
3.4	0.0072	0.0059			
3.6	0.0064	0.0054			
3.8	0.0061	0.0050			
4.0	0.0059	0.0048			
4.2	0.0061	0.0051			
4.4	0.0056	0.0046			
4.6	0.0045	0.0036			

*) neutrons/cm^2/MeV/min/$\sqrt{\text{Watt}}$

Table 15.14 NE-213 spectrum 45 deg off the centerline behind 12 in. iron

Energy (MeV)	Flux*)		Energy (MeV)	Flux*)	
	Upper Lmt.	Lower Lmt.		Upper Lmt.	Lower Lmt
0.8	0.430	0.410	4.8	0.00170	0.00110
0.9	0.335	0.315	5.0	0.00146	0.00090
1.0	0.265	0.255	5.2	0.00124	0.00066
1.1	0.210	0.200	5.4	0.00090	0.00051
1.2	0.160	0.150	5.6	0.00079	0.00034
1.3	0.117	0.110	5.8	0.00071	0.00026
1.4	0.096	0.092	6.0	0.00076	0.00033
1.5	0.065	0.062	6.2	0.00082	0.00039
1.6	0.052	0.049	6.4	0.00068	0.00029
1.7	0.0425	0.040	6.6	0.00052	0.00012
1.8	0.036	0.034	6.8	0.00044	0.00006
1.9	0.0290	0.0275	7.0	0.00048	0.00012
2.0	0.024	0.022	7.2	0.00050	0.00017
2.1	0.0195	0.0180	7.4	0.00040	0.00011
2.2	0.0163	0.0148			
2.3	0.0140	0.0123			
2.4	0.0115	0.0100			
2.5	0.0102	0.0092			
2.6	0.0087	0.0078			
2.7	0.0075	0.0067			
2.8	0.0067	0.0057			
2.9	0.0056	0.0048			
3.0	0.0048	0.0040			
3.2	0.0041	0.0033			
3.4	0.00355	0.00275			
3.6	0.0031	0.0024			
3.8	0.00280	0.00215			
4.0	0.00245	0.00170			
4.2	0.00175	0.00115			
4.4	0.00140	0.00080			
4.6	0.00160	0.00102			

*) neutrons/cm^2/MeV/min/ Watt

Table 15.15 Bonner ball counting rates on and off the centerline behind iron slabs

(counts/min.Watt)

Iron slab thickness (inch)	3-in. Bonner ball			6-in. Bonner ball			10-in. Bonner ball		
	0-deg.	15deg.	45-deg.	0-deg.	15-deg.	45-deg.	0-deg.	15-deg.	45-deg.
1.5	57.8	1.02	0.68	607	5.22	2.82	587	4.74	1.99
12	2.32	0.577	0.411	18.5	3.54	2.39	9.89	1.58	1.04
24	0.604	0.367	0.245	3.49	1.70	1.13	1.40	0.600	0.405
36	0.243	0.181	0.128	1.08	0.700	0.475	0.368	0.227	0.151

Table 15.16 Bonner ball counting rates behind stainless steel slab

(counts/min. Watt)

Stainless steel slab thickness (inch)	Detector locations$ L_C* (inch)	L_R** (inch)	ϕ*** (deg.)	3-in. Bonner ball	6-in. Bonner ball	10-in. Bonner ball
12.17	141	0	0	0.783	5.97	3.51
"	136	36.5	45	0.496	2.74	1.28
"	100	100	45	0.327	1.77	0.797
18.33	12	0	0	428	2500	1008
"	72	0	0	36.6	218	83.8
"	144	0	0	9.67	59.8	22.4

$,*,**,*** same as those in Table 15.4

Table 15.17 Composition of slabs in (atoms·10^{24}·cm^{-3})

Nuclide	Iron Slabs	Stainless-Steel Slab
Carbon	9.815×10^{-4}	-
Manganese	5.150×10^{-4}	1.14×10^{-3}
Iron	8.372×10^{-2}	5.995×10^{-2}
Chromium	-	1.686×10^{-2}
Nickel	-	7.90×10^{-3}

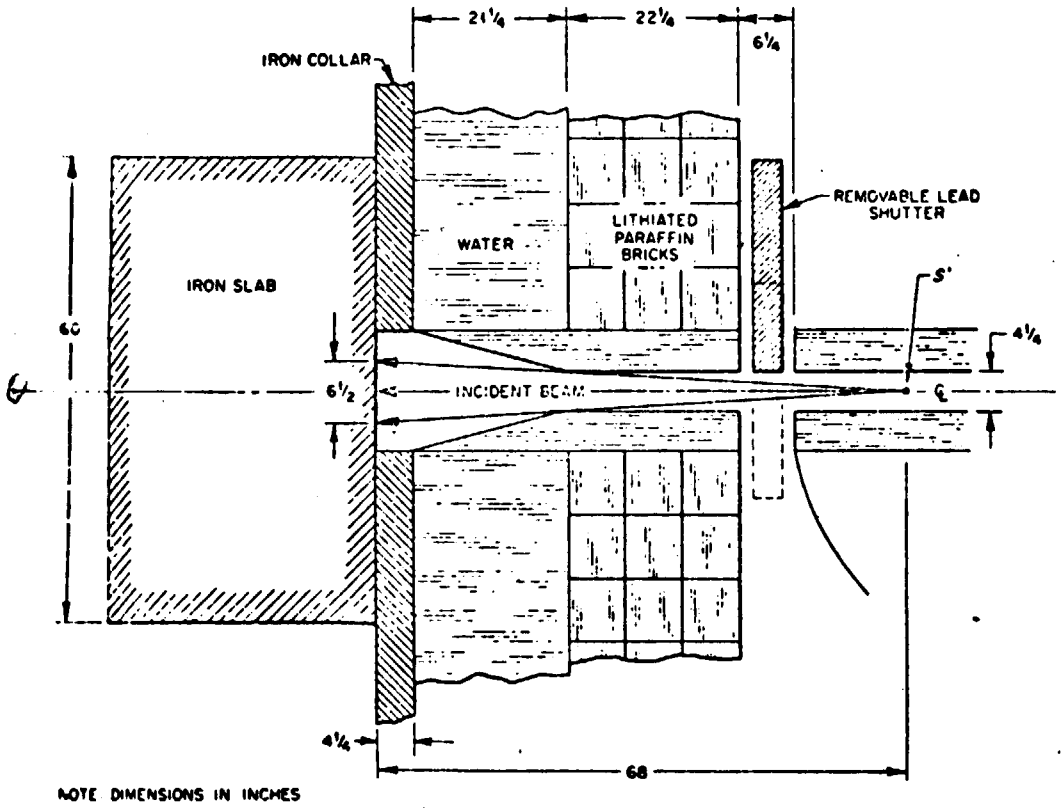


Fig.15.1 Experimental configuration for the 4.25 inch diam. collimator with the 3-ft thick iron slab in place. (This collimator was used for all of the measurements except those made behind 18 inch of stainless steel)

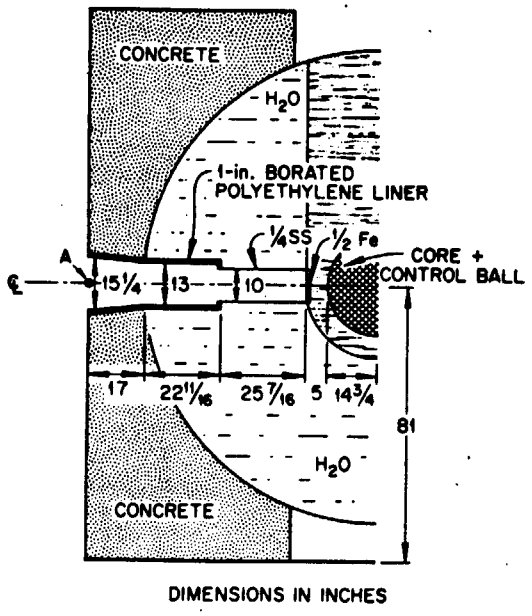


Fig.15.2 Experimental configuration for the 15.25 inch diam. collimator used for the measurements made behind 18 inch of stainless steel.

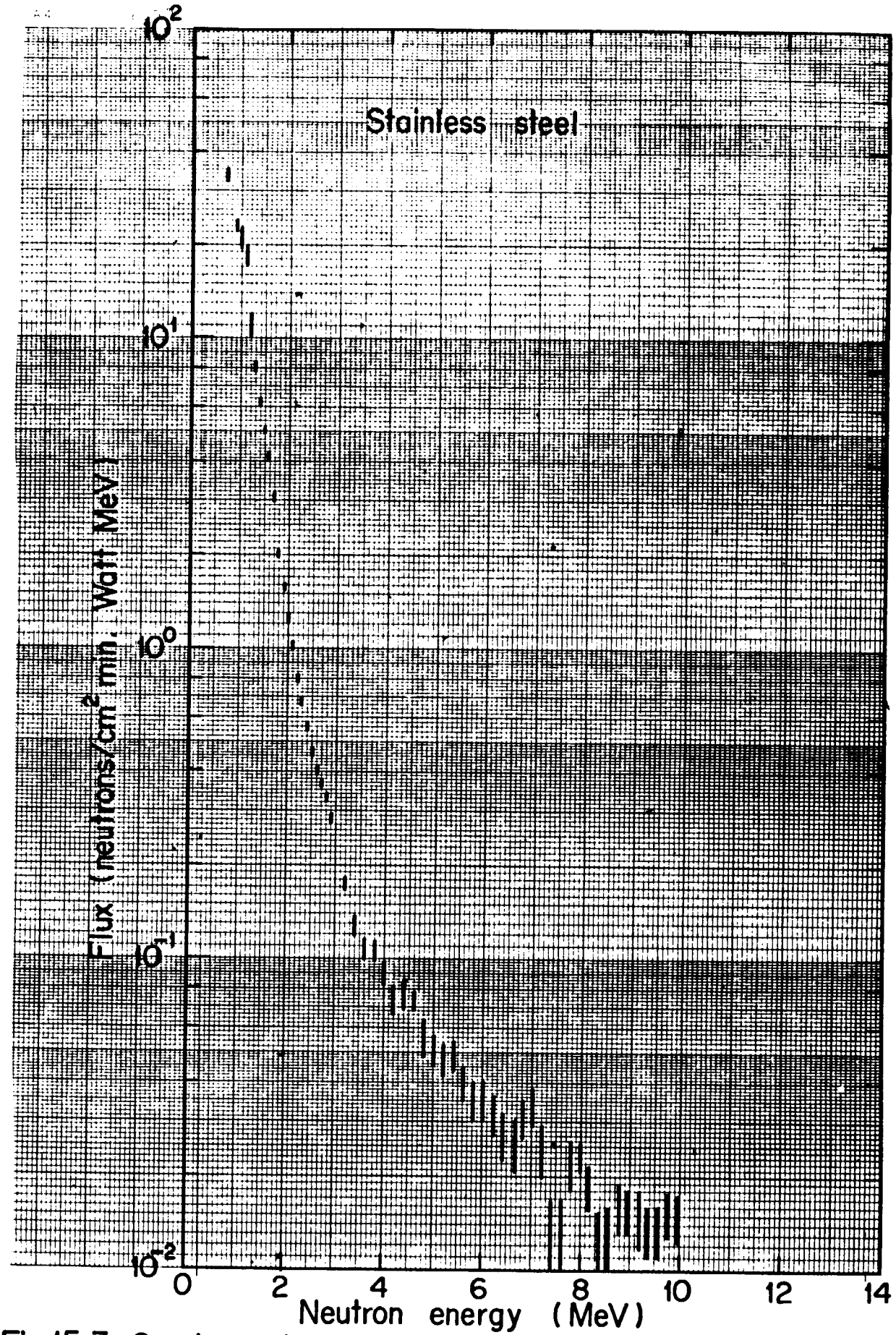


Fig.15.3 Spectra on the centerline behind 18 in. stainless steel slab

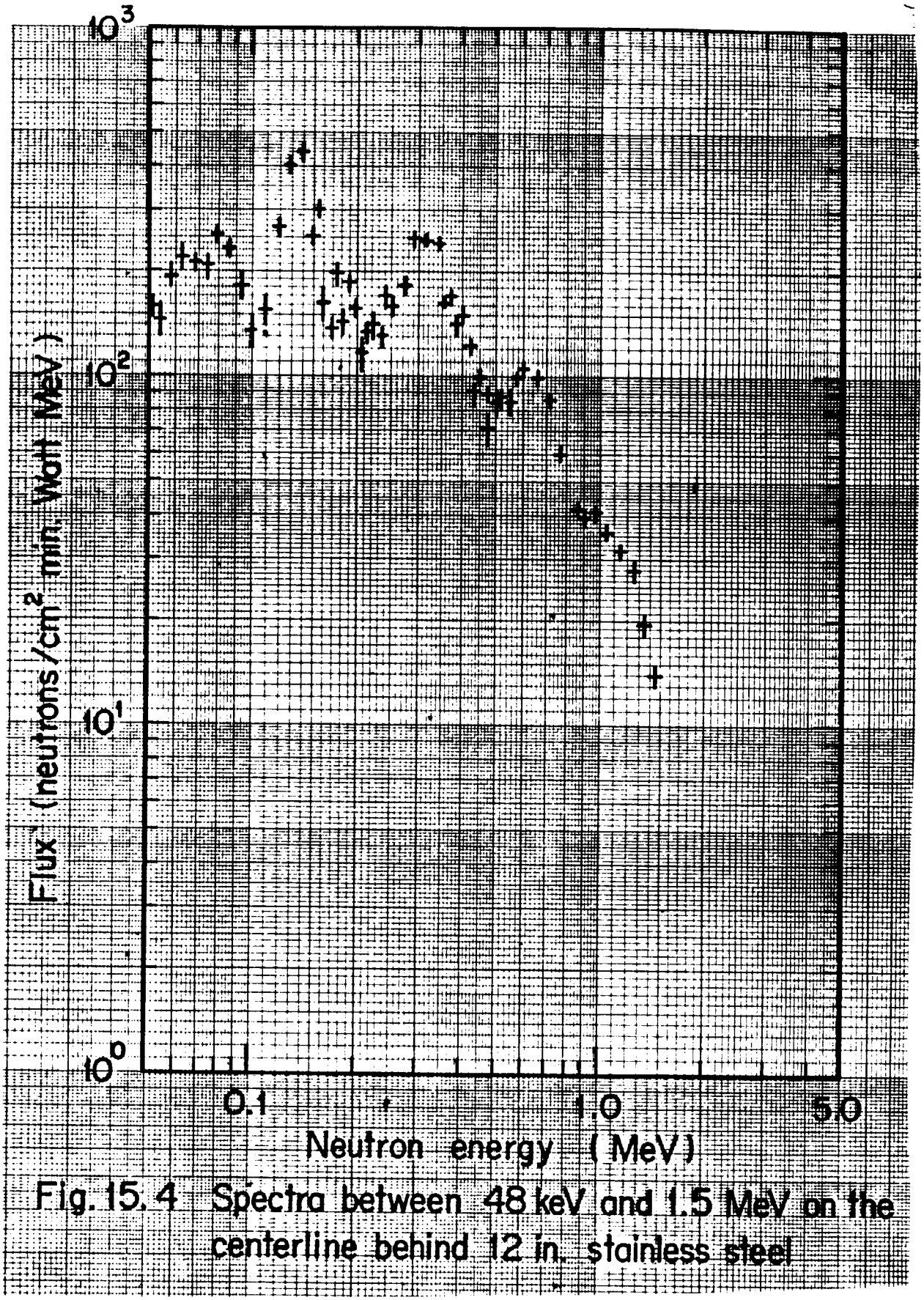


Fig. 15.4 Spectra between 48 keV and 1.5 MeV on the centerline behind 12 in. stainless steel

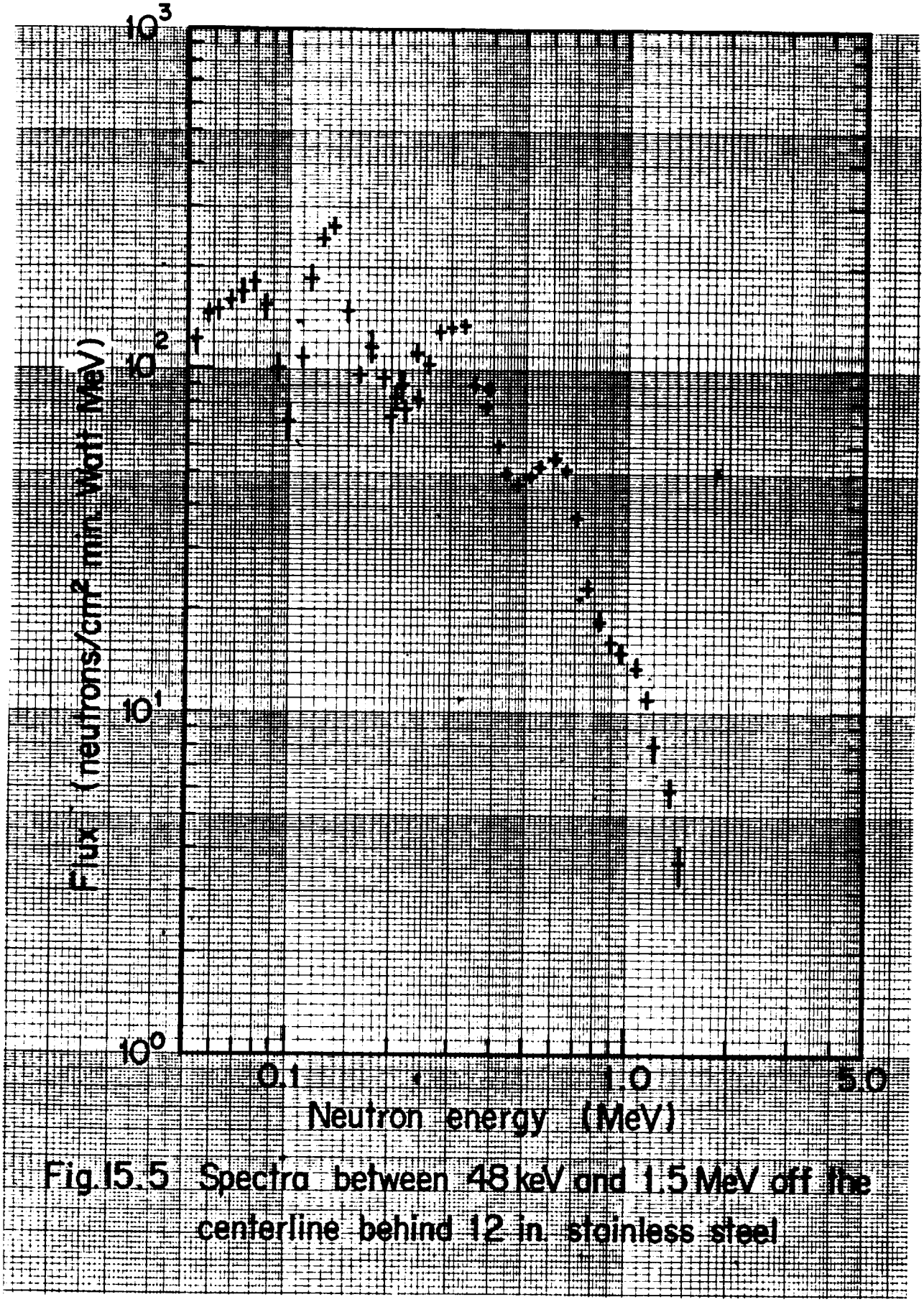


Fig.15.5 Spectra between 48 keV and 1.5 MeV off the centerline behind 12 in. stainless steel

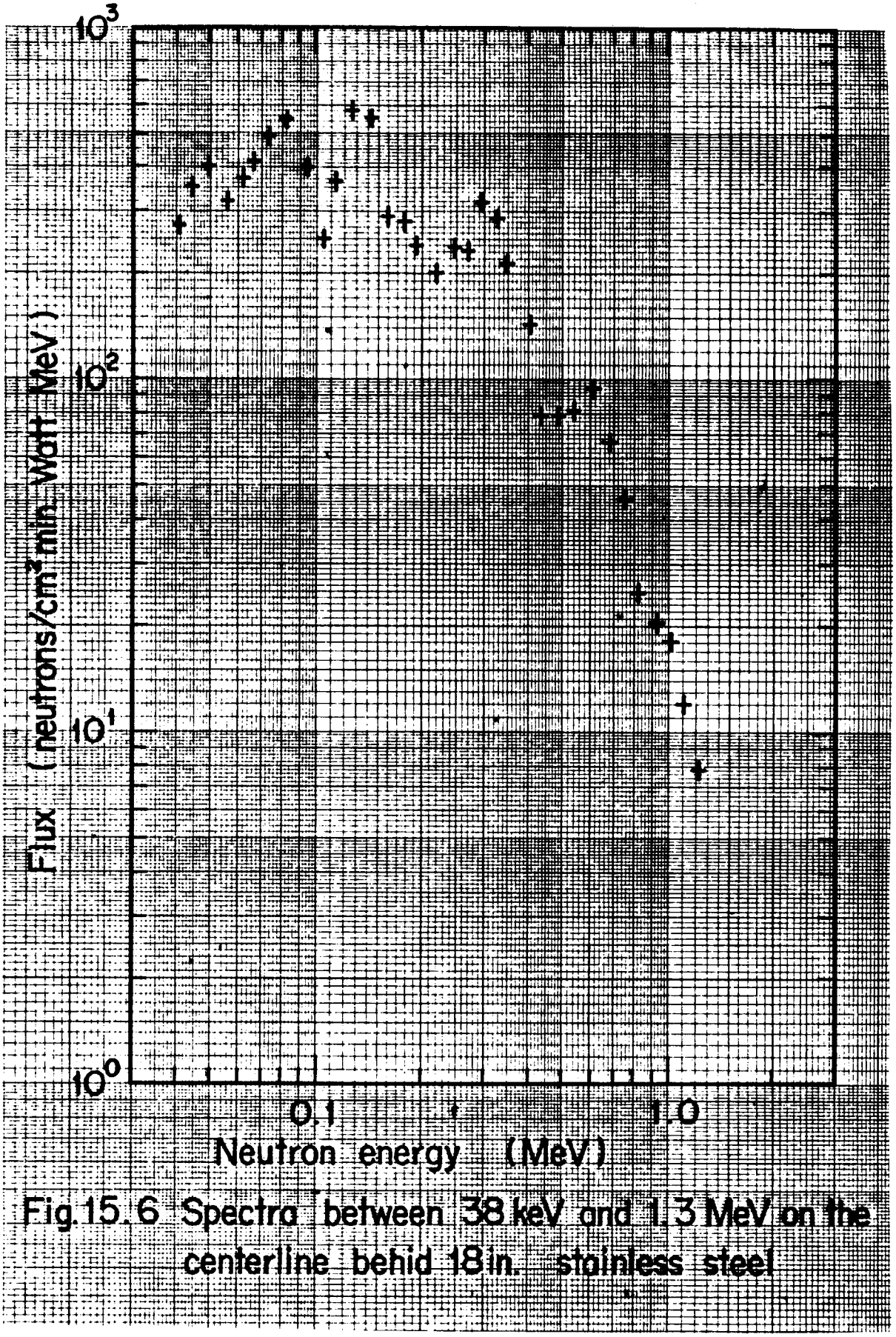


Fig. 15.6 Spectra between 38 keV and 1.3 MeV on the centerline behid 18 in. stainless steel

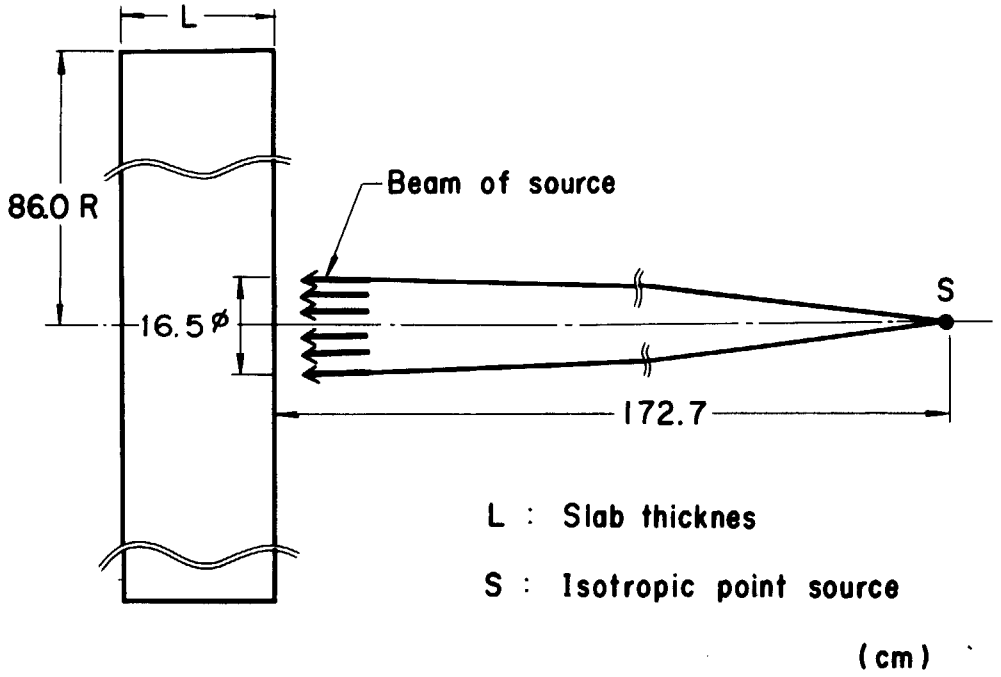


Fig. 15.7 Modeled configuration for iron and 12-in. stainless-steel transmission measurements

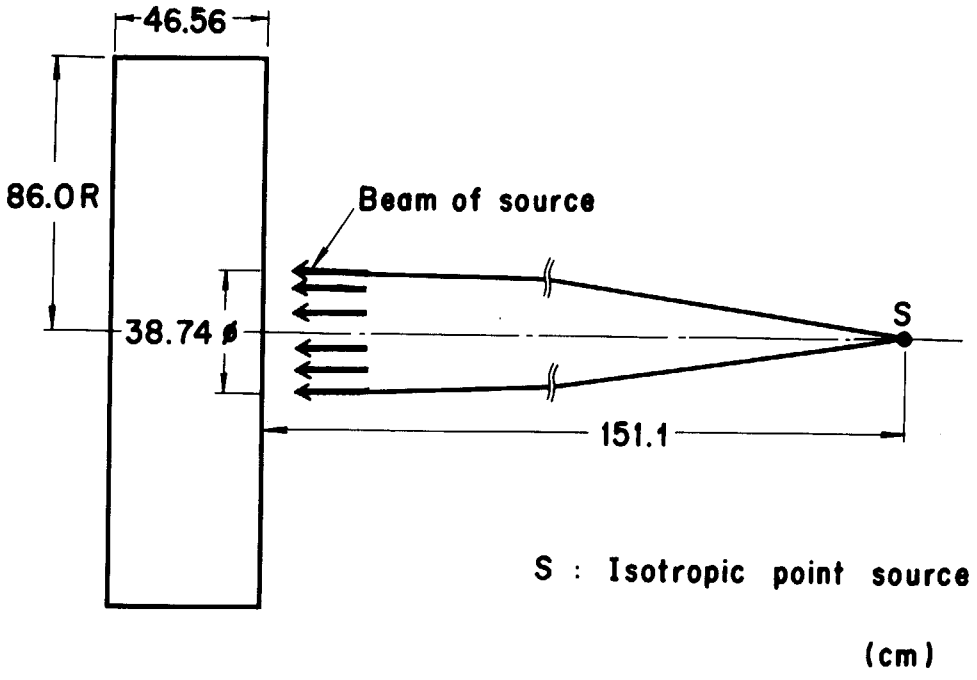


Fig. 15.8 Modeled configuration for 18-in. stainless-steel transsmission measurements

16. コリメートされた核分裂中性子がナトリウム遮蔽体に入射した時の遮蔽体内外での中性子分布

16. Neutron Transport in Sodium from Collimated Fission Neutron Source

(Reference)

1) Maerker R.E., Muckenthaler F.J. and Childs R.L.: "The ORNL Benchmark Experiment for Neutron Transport in Thick Sodium", Nucl. Tech., 22, 275-297 (1974)

(Summary)

a) Experimental type : Neutron Transport
b) Source : Tower Shielding Facility Collimated Beam
c) Material : Sodium
d) Geometry : Cylinder (two-dimension)
e) Instrument : Benjamin Type H-Proportional Counter, NE-213 Liquid Scintillator, Bonner Ball
f) Quantity measured : Neutron Spectrum, Reaction Rate

16.1 実験配置

本実験はTower Shielding Facility (TSF)からのビーム状中性子を厚いナトリウム円板上に入射させ，その透過中性子のスペクトルおよび反応率を測定したものである。実験配置図をFig. 16.1に示す。ナトリウム供試体は直径 11feetの円筒形のアルミタンクに入っており，タンクの外側を少なくとも 1.5feet厚のコンクリートが取り囲んでおり，バックグランドの遮蔽および中性子の漏洩の効果を減少させる役目をしている。

16.2 測定方法と測定器

使用した測定器はa)NE-213 液体シンチレータ，b) Benjamin反跳陽子型スペクトロメータ，c)球型BF_3 検出器である。このうちでNE-213 の測定値からはFERDORコードを用いたunfoldingにより約1 MeV から10 MeVの領域のスペクトルが得られ，Benjamin スペクトロメータの測定値からはunfoldingコードSPEC 4 より約70keV～1.5 MeVの領域のスペクトルが得られた。 BF_3 検出器は0～5in の種々の厚さのポリエチレンおよびCd 被覆して実験に用いられた。これらのいわゆるBonner ball 検出器のレスポンスをFig. 16.2に示す。これらのレスポンスはANISNを用いたadjoint 計算により数%の精度で求められた。測定器はナトリウム供試体後方の中心軸上および中心軸から一定距離はなれた位置に設置して測

定が行われたが，ここでは中心軸上のデータだけを採用する。実験構成と使用した測定器の種類をTable 16.1に示す。

16.3 線　源

入射中性子ビームのスペクトル測定はコリメータ出口の点でNE-213，Benjamin スペクトロメータおよび^{10}Bスペクトロメータを用いて行われ熱中性子領域から14MeVまでの範囲の絶対エネルギスペクトルが得られた。またビームの径方向および軸方向の線源強度分布の測定によって，コリメートされた中性子ビームは実質的にはコリメータの出口から炉心側へ59.5in 入った位置に点等方線源が仮定できることが示された。コリメータ出口での入射中性子スペクトルをTable 16.2に示す。

16.4 測定結果

Na 供試体の厚さを60in.から180in. の間で変えた場合，供試体の表面から中心軸上で24in. はなれた位置で測定した4種類のBonner ballの計数率をTable 16.3に示す。またBenjamin spectrometerおよびNE 213シンチレータにより得られた中性子スペクトルをTable 16.4～16.7に示す。さらにBonner ball の計数率を供試体を取り除いてコリメータ出口から軸上で24in離れた位置で測定した計数率で規格化した場合の空間分布をFig.16.3に示す。

16.5 計算のためのモデル化

a. 線源条件

半径19.4cmの強度の一定したビーム状線源が円筒形状のナトリウム供試体の平面中心部に垂直に入射する。この時入射ビームのスペクトルはTable 16.2で与えられたデータを用いる。または原著者が指摘しているようにコリメータ出口から59.5in炉心側へ入った位置にコリメータの開き角に相当する方向のみに仮想的点線源から等方的に中性子が放出されるとする。この場合は線源の強度とスペクトルを供試体入口での測定値であるスペクトルで規格化する。

b. 幾何形状

ナトリウム供試体およびそれを取り囲むコンクリート壁は円筒近似とし，またナトリウムを収納するアルミタンク壁は，曲面壁は無視して平面壁の部分だけを考慮する。実験は4種類の厚さのナトリウム供試体について行われているので，厚さが60in.，120in.，150in.，180in.の体系のそれぞれについてモデル化した形状をFigs. 16.4～16.7に示す。同図において検出器記号D_1, D_2, D_3 はそれぞれBenjamin spectrometer ，NE 213，Bonner ball を表わす。

c. 物質組成

ナトリウム供試体，アルミ壁，コンクリートそれぞれの原子密度表示の物質組成をTable 16.8に示す。

16.6 実験値と計算値の規格化

供試体に入射する中性子ビームのスペクトルが炉出力1 Watt あたり1 minあたりのビーム方向の中性子束（neutrons／cm^2・min・Watt）で与えられており，実験値はこのビームスペクトル強度に対するデータとして与えられている。

（コメント：原著者）

ナトリウム中の最大不純物濃度（重量%）が，H；60ppm，O；200ppm，K；150ppm，Ca ；400ppmあり，この中で水素不純物が計算結果におよぼす影響は大きい。

Table 16.1 Experimental configuration and detectors

Sodium Slab Thickness (in.)	Detector Loc. (on centerline) (in.)	Detector Type	Table or Figure No.
60	24	Benjamin	Table 16.4
"	"	Bonner Ball	Fig. 16.3
"	359	Benjamin	Table 16.4
"	"	NE-213	Table 16.5
120	24	Benjamin	Table 16.6
"	"	NE-213	Table 16.7
"	"	Bonner Ball	Fig. 16.3
150	"	Benjamin	Table 16.6
"	"	Bonner Ball	Fig. 16.3
180	"	Bonner Ball	Fig. 16.3

Table 16.2 Source spectrum at the exit of the collimater

Group	Energy Interval	Intensity (neutrons/cm² min/W)	Group	Energy Interval	Intensity (neutrons/cm² min/W)
1	13.5-14.9 MeV	14	51	67.4-86.5	1790
2	12.2-13.5	32	52	52.5-67.4	1730
3	11.05-12.2	73	53	40.9-52.5	1650
4	10.0-11.05	199	54	31.8-40.9	1590
5	9.04-10.0	312	55	24.8-31.8	1530
6	8.19-9.04	545	56	19.3-24.8	1490
7	7.41-8.19	846	57	15.0-19.3	1440
8	6.70-7.41	1375	58	11.7-15.0	1370
9	6.07-6.70	2070	59	9.12-11.7	1340
10	5.49-6.07	2585	60	7.10-9.12	1310
11	4.97-5.49	3180	61	5.53-7.10	1260
12	4.49-4.97	3665	62	4.31-5.53	1220
13	4.07-4.49	4420	63	3.35-4.31	1200
14	3.68-4.07	4880	64	2.61-3.35	1180
15	3.33-3.68	4825	65	2.03-2.61	1150
16	3.01-3.33	5315	66	1.58-2.03	1120
17	2.73-3.01	6570	67	1.23-1.58	1100
18	2.47-2.73	7075	68	961-1230 eV	1030
19	2.23-2.47	6955	69	749-961	1020
20	2.02-2.23	6190	70	583-749	1010
21	1.83-2.02	5570	71	454-583	990
22	1.65-1.83	5175	72	354-454	970
23	1.50-1.65	4200	73	275-354	960
24	1.35-1.50	4000	74	214-275	940
25	1.22-1.35	3170	75	167-214	920
26	1.11-1.22	2485	76	130-167	900
27	1.00-1.11	2350	77	101-130	900
28	0.907-1.00	2135	78	78.9-101	900
29	0.821-0.907	2215	79	61.4-78.9	900
30	0.743-0.821	2345	80	47.9-61.4	900
31	0.672-0.743	2320	81	37.3-47.9	900
32	0.608-0.672	1990	82	29.0-37.3	900
33	0.550-0.608	1700	83	22.6-29.0	900
34	0.497-0.550	1425	84	17.6-22.6	900
35	0.450-0.497	1210	85	13.7-17.6	900
36	0.408-0.450	1130	86	10.7-13.7	930
37	0.369-0.408	1170	87	8.32-10.7	960
38	0.334-0.369	1175	88	6.48-8.32	990
39	0.302-0.334	1130	89	5.04-6.48	1035
40	0.273-0.302	1055	90	3.93-5.04	1035
41	0.247-0.273	955	91	3.06-3.93 eV	1035
42	0.224-0.247	837	92	2.38-3.06	1035
43	0.202-0.224	777	93	1.86-2.38	1060
44	0.183-0.202	926	94	1.44-1.86	1100
45	0.166-0.183	845	95	1.13-1.44	1170
46	0.150-0.166 MeV	827	96	0.876-1.13 eV	1250
47	0.136-0.150	785	97	0.683-0.876	1350
48	0.123-0.136	798	98	0.532-0.683	1565
49	0.111-0.123	799	99	0.414-0.532	1900
50	86.5-111 keV	1870	100	0.000-0.414	9.50×10^4
			Totals 1-100	0.000-14.9 MeV	2.702×10^6

Table 16.3 Measured bonner ball counting rates on the centerline at 24 in. behind various depths of sodium in counts/(min.W)

Sodium Thickness	Bonner ball			
	3 in.	6 in.	12 in.	3 in.(mod.)
60 in.	295	551	71.8	6.92
120	17.3	16.7	1.09	3.08-2
150	2.51	2.11	0.141	1.77-3
180	0.391	0.289	1.89-2	1.27-4

Table 16.4 Benjamin counter spectrum on the centerline behind 5 ft of sodium

Counter	24 in. behind Sodium			359 in. behind Sodium		
	Energy Interval (keV)	Flux $\left(\frac{1}{cm^2\text{-MeV-min-W}}\right)$	Error (%)	Energy Interval (keV)	Flux $\left(\frac{1}{cm^2\text{-MeV-min-W}}\right)$	Error (%)
10 Atmos-phere	1186-1350	12.3	6.7	1180-1350	0.200	11.5
	1031-1186	11.8	7.4	1038-1180	0.180	14.3
	919-1040	9.9	10.2	914-1038	0.201	13.5
	807- 919	12.6	7.9	806- 914	0.176	16.7
	712- 807	9.8	11.0	708- 806	0.195	14.7
	625- 712	13.7	7.8	628- 708	0.200	16.1
	548- 625	26.9	4.1	548- 628	0.402	7.1
3 Atmos-phere	614- 700	16.9	9.4		0.257	22.8
	541- 614	25.8	7.0		0.278	
	474- 541	52.9	3.4		0.857	7.8
	419- 473	52.8	4.3		0.617	13.3
	369- 419	59.5	3.9		0.742	11.3
	324- 369	85.0	2.9		1.21	7.2
	283- 324	131	2.0		2.02	4.6
	251- 283	138	2.4		1.99	6.0
	220- 251	116	2.7		1.66	6.7
1 Atmos-phere	264- 300	148	3.6		2.32	11.1
	233- 264	134	4.7		2.21	14.0
	203- 232	119	5.2		1.58	21.1
	180- 203	157	4.7		1.88	17.5
	158- 180	181	4.2		2.56	16.0
	140- 158	240	3.6		3.47	10.7
	123- 140	330	2.8		4.68	9.5
	107- 123	360	2.4		5.36	9.0
	94- 107	355	3.0		4.86	10.7
	83- 54	446	2.7		5.67	10.1
	74- 83	645	2.1		9.19	5.9

Table 16.5 NE-213 spectrum on the centerline 359 in.behind 5 ft sodium

Energy (MeV)	Flux (neuts/cm^2/MeV/min/watt) Upper Limit	Lower Limit	Energy (MeV)	Flux (neuts/cm^2/MeV/min/watt) Upper Limit	Lower Limit
1.0	2.35(-1)[a]	1.95(-1)	5.2	6.2(-2)	5.2(-2)
1.1	2.38(-1)	2.05(-1)	5.4	5.6(-2)	4.7(-2)
1.2	2.30(-1)	2.08(-1)	5.6	5.1(-2)	4.1(-2)
1.3	2.20(-1)	1.95(-1)	5.8	5.3(-2)	4.4(-2)
1.4	2.25(-1)	2.00(-1)	6.0	5.6(-2)	4.7(-2)
1.5	2.25(-1)	2.05(-1)	6.2	5.8(-2)	4.9(-2)
1.6	2.00(-1)	1.78(-1)	6.4	5.4(-2)	4.5(-2)
1.7	1.73(-1)	1.53(-1)	6.6	5.2(-2)	4.4(-2)
1.8	1.70(-1)	1.40(-1)	6.8	4.9(-2)	4.1(-2)
1.9	1.50(-1)	1.35(-1)	7.0	4.1(-2)	3.3(-2)
2.0	1.24(-1)	1.10(-1)	7.2	3.6(-2)	2.9(-2)
2.1	1.02(-1)	8.7(-2)	7.4	3.7(-2)	3.0(-2)
2.2	8.1(-2)	6.5(-2)	7.6	3.5(-2)	2.9(-2)
2.3	8.3(-2)	6.8(-2)	7.8	3.0(-2)	2.4(-2)
2.4	9.2(-2)	7.8(-2)	8.0	2.55(-2)	1.95(-2)
2.5	9.6(-2)	8.4(-2)	8.2	2.2(-2)	1.65(-2)
2.6	1.03(-1)	9.1(-2)	8.4	2.15(-2)	1.65(-2)
2.7	1.19(-1)	1.06(-1)	8.6	2.25(-2)	1.8(-2)
2.8	1.33(-1)	1.20(-1)	8.8	2.4(-2)	1.95(-2)
2.9	1.37(-1)	1.27(-1)	9.0	2.3(-2)	1.9(-2)
3.0	1.32(-1)	1.22(-1)	9.2	1.9(-2)	1.47(-2)
3.2	1.01(-1)	9.0(-2)	9.4	1.44(-2)	1.08(-2)
3.4	7.7(-2)	6.4(-2)	9.6	1.22(-2)	9.9(-3)
3.6	6.4(-2)	5.2(-2)	9.8	1.17(-2)	9.1(-3)
3.8	7.1(-2)	5.7(-2)	10.0	1.04(-2)	8.0(-3)
4.0	8.4(-2)	7.3(-2)	10.2	9.0(-3)	5.9(-3)
4.2	9.2(-2)	8.0(-2)	10.4	7.7(-3)	4.7(-3)
4.4	9.0(-2)	7.8(-2)	10.6	6.4(-3)	3.4(-3)
4.6	8.5(-2)	7.4(-2)	10.8	5.7(-3)	2.85(-3)
4.8	7.2(-2)	6.2(-2)	11.0	5.8(-3)	2.9(-3)
5.0	6.5(-2)	5.5(-2)	11.2	5.4(-3)	2.7(-3)

[a] Read: 2.35×10^{-1}.

Table 16.6 Benjamin counter spectrum on the centerline at 24 in behind sodium

Counter	10 ft of Sodium			12.5 ft of Sodium		
	Energy Interval (keV)	Flux $\left(\frac{1}{cm^2\text{-MeV-min-W}}\right)$	Error (%)	Energy Interval (keV)	Flux $\left(\frac{1}{cm^2\text{-MeV-min-W}}\right)$	Error (%)
10 Atmosphere	1313-1500	0.0288	13.2		1.97(-5)[a]	16.0
	1154-1313	0.0277	15.6		1.69(-3)	22.1
	1023-1154	0.0250	20.0		1.31(-3)	33.2
	893-1023	0.0346	12.9		8.92(-4)	42.8
	790- 893	0.0287	18.7		1.11(-3)	40.6
	696- 790	0.0310	17.2		1.43(-3)	31.0
	612- 696	0.0501	10.8		2.08(-3)	21.5
	537- 612	0.0917	6.3		4.28(-3)	11.1
3 Atmosphere	474- 541	0.140	10.6	478- 539	5.16(-3)	28.3
	419- 473	0.143	13.1	417- 478	6.98(-3)	19.5
	396- 419	0.160	12.2	369- 417	6.65(-3)	25.9
	324- 369	0.261	8.0	325- 369	1.13(-2)	16.0
	283- 324	0.468	4.9	286- 325	1.91(-2)	10.4
	251- 283	0.436	6.9	251- 286	2.35(-2)	9.5
	220- 251	0.385	7.3	220- 251	1.78(-2)	13.8
				194- 220	1.97(-2)	13.8
1 Atmosphere	263- 300	0.455	12.7	264- 300	1.93(-2)	26.3
	232- 263	0.490	14.4	231- 264	2.45(-2)	22.9
	204- 232	0.275	27.6	204- 231	1.92(-2)	34.8
	180- 204	0.489	17.0	179- 204	2.15(-2)	31.0
	158- 180	0.609	13.9	159- 179	2.42(-2)	34.3
	139- 158	0.921	10.8	139- 159	3.92(-2)	19.6
	123- 139	1.33	8.1	122- 139	6.04(-2)	15.5
	108- 123	1.38	8.7	108- 122	8.24(-2)	12.6
	95- 108	1.29	10.1	95- 108	6.47(-2)	17.9
	84- 95	1.86	7.9	83- 95	7.18(-2)	14.9
	73- 84	3.00	4.7	73- 83	1.56(-1)	9.6

[a] Read 1.97×10^{-5}.

Table 16.7 NE-213 spectrum on the centerline 24 in. behind 10 ft of sodium

Energy (MeV)	Flux (neuts/cm^2/MeV/min/watt)		Energy (MeV)	Flux (neuts/cm^2/MeV/min/watt)	
	Upper Limit	Lower Limit		Upper Limit	Lower Limit
1.1	4.0(-2)[a]	3.4(-2)	4.8	4.3(-3)	2.8(-3)
1.2	4.2(-2)	3.7(-2)	5.0	4.7(-3)	3.2(-3)
1.3	4.55(-2)	4.1(-2)	5.2	3.65(-3)	2.15(-3)
1.4	4.4(-2)	4.0(-2)	5.4	2.15(-3)	7.4(-4)
1.5	3.7(-2)	3.3(-2)	5.6	2.35(-3)	1.0(-3)
1.6	3.2(-2)	2.75(-2)	5.8	3.4(-3)	2.05(-3)
1.7	2.8(-2)	2.45(-2)	6.0	3.3(-3)	2.05(-3)
1.8	2.45(-2)	2.0(-2)	6.2	2.0(-3)	7.4(-4)
1.9	2.3(-2)	1.9(-2)	6.4	1.0(-3)	<1.0(-4)
2.0	2.05(-2)	1.7(-2)	6.6	1.65(-3)	4.5(-4)
2.1	1.55(-2)	1.23(-2)	6.8	2.5(-3)	1.35(-3)
2.2	1.28(-2)	9.6(-3)	7.0	2.5(-3)	1.45(-3)
2.3	1.37(-2)	1.08(-2)	7.2	2.3(-3)	1.25(-3)
2.4	1.44(-2)	1.17(-2)	7.4	2.3(-3)	1.33(-3)
2.5	1.42(-2)	1.17(-2)	7.6	1.87(-3)	9.5(-4)
2.6	1.27(-2)	1.04(-2)	7.8	1.04(-3)	1.65(-4)
2.7	1.04(-2)	8.3(-3)	8.0	6.25(-4)	<1.0(-4)
2.8	9.4(-3)	7.2(-3)	8.2	7.2(-4)	<1.0(-4)
2.9	1.0(-2)	8.0(-3)	8.4	9.8(-4)	1.83(-4)
3.0	1.1(-2)	9.0(-3)	8.6	1.25(-3)	4.7(-4)
3.2	9.2(-3)	7.3(-3)	8.8	1.31(-3)	5.9(-4)
3.4	7.4(-3)	5.4(-3)	9.0	1.22(-3)	5.4(-4)
3.6	6.0(-3)	4.0(-3)	9.2	1.13(-3)	4.4(-4)
3.8	7.2(-3)	5.2(-3)	9.4	1.07(-3)	4.0(-4)
4.0	7.0(-3)	5.0(-3)	9.6	9.6(-4)	3.66(-4)
4.2	4.8(-3)	3.1(-3)	9.8	8.25(-4)	2.1(-4)
4.4	4.3(-3)	2.6(-3)			
4.6	4.3(-3)	2.75(-3)			

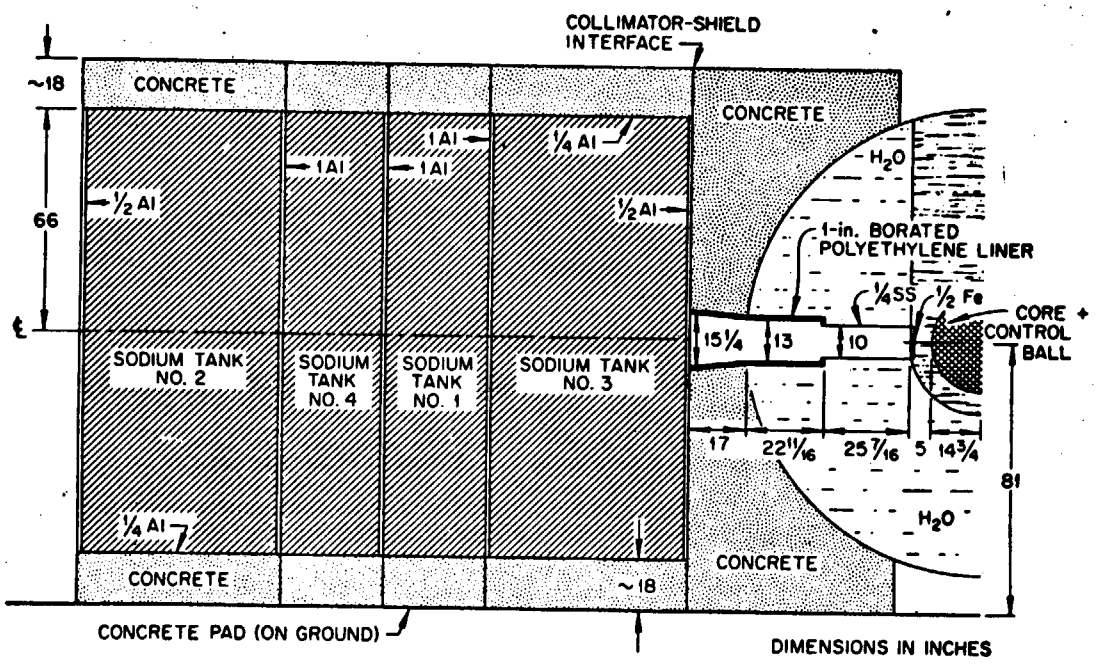
[a] Read as 4.0×10^{-2}.

Table 16.8 Atomic number dnesity of materials

核 種	原子数密度 (atoms·cm^{-3})		
	Na 供試体*)	Al 壁	コンクリート
H	3.387×10^{19}		1.213×10^{22}
C			2.491×10^{21}
O	7.114×10^{18}		4.476×10^{22}
Na	2.473×10^{22}		1.045×10^{21}
Mg			1.448×10^{21}
Al		6.024×10^{22}	2.570×10^{21}
Si			$1,197 \times 10^{22}$
K	2.183×10^{18}		8.035×10^{20}
Ca	5.679×10^{18}		2.893×10^{21}
Fe			8.028×10^{20}

*) $\rho = 0.945$ g/cm^3

Fig. 16.1 Side view of reactor and sodium shield geometry



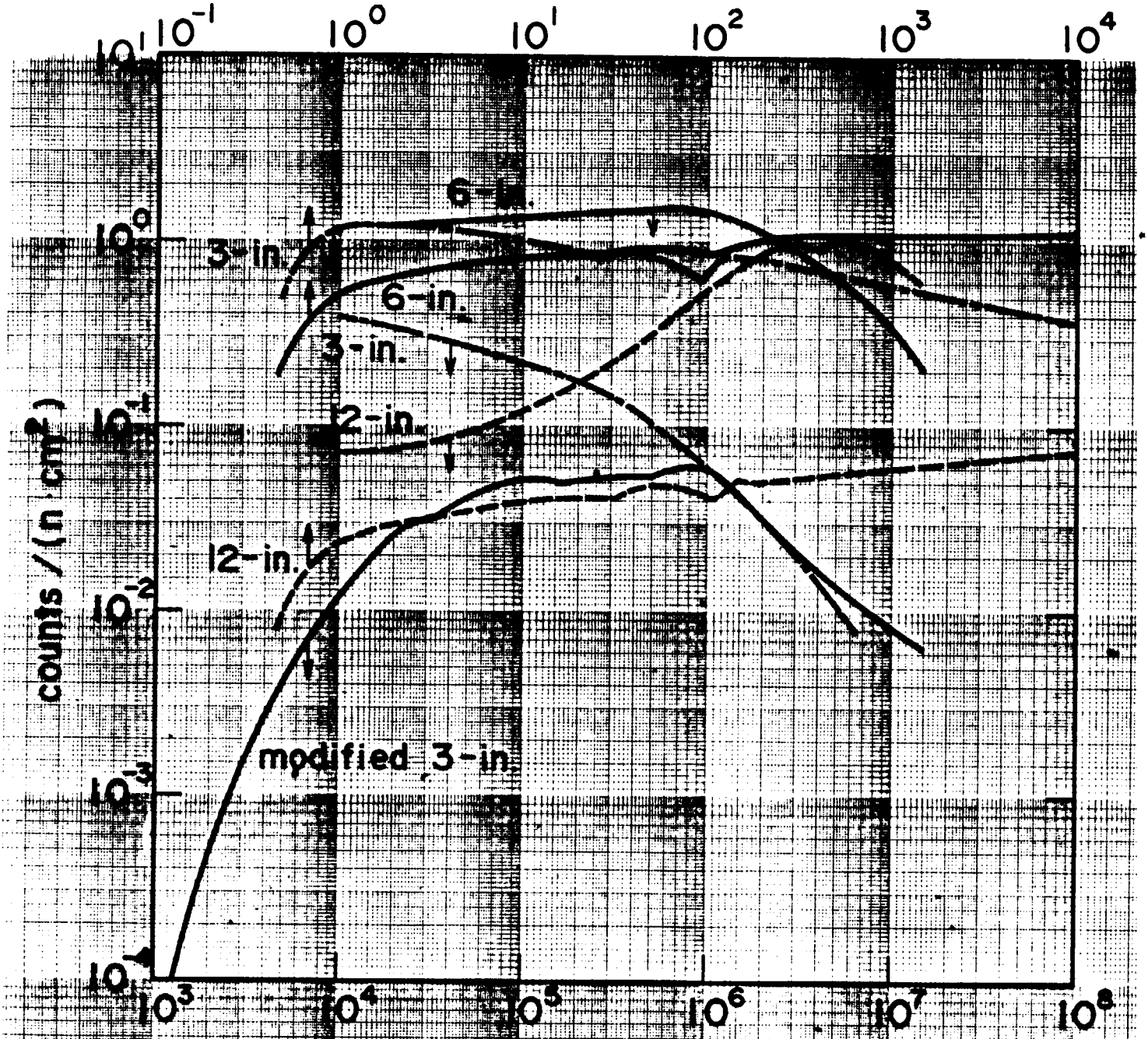


Fig. 16.2 Response functions for the 3 in., 6 in., 12 in. and 3 in. (mod.) Bonner balls.

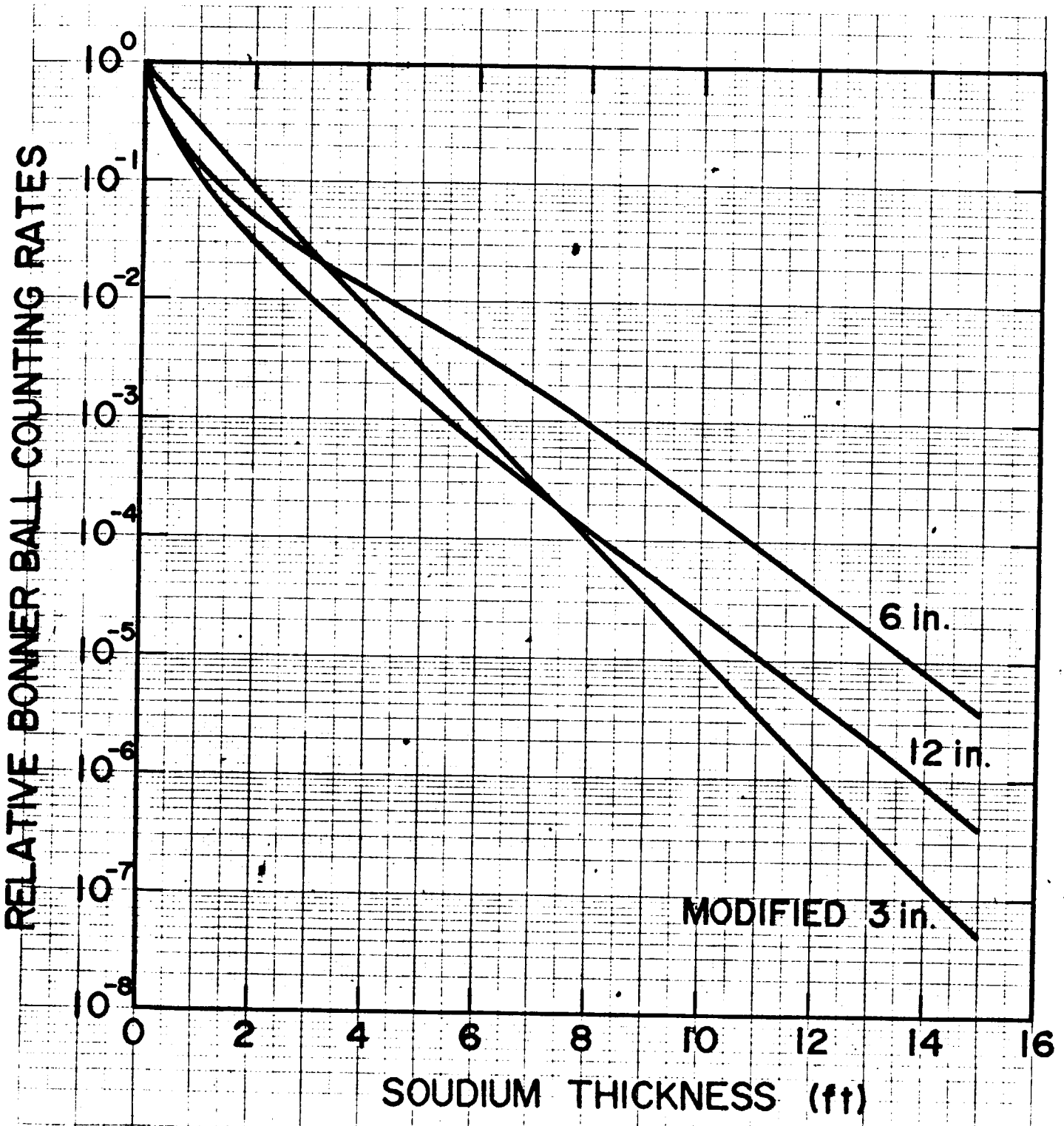


Fig.16.3 Measured centerline Bonner ball counting rates 24 in. behind the sodium slabs relative to those measured at 24 in. from the edge of the collimator with no slab present.

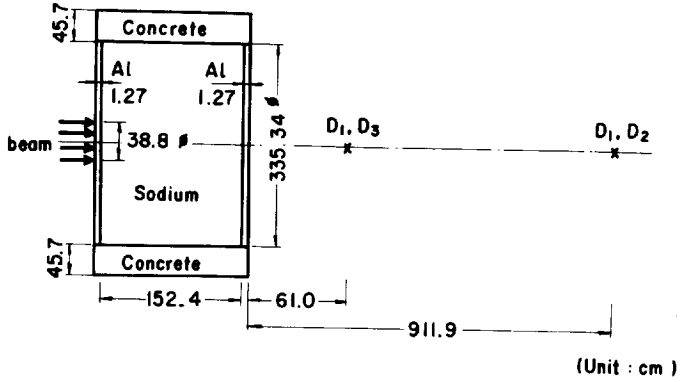


Fig. 16.4 Experimental Configuration with the 5-ft-Thick Sodium.

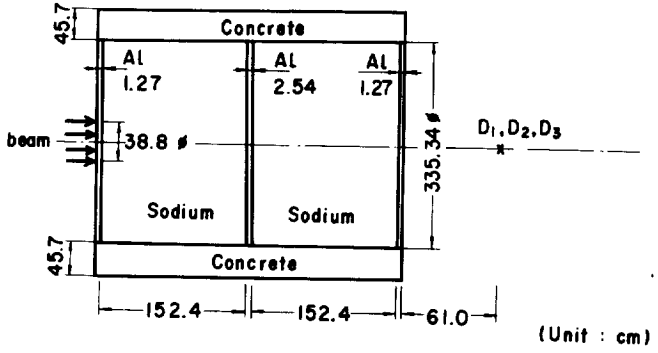


Fig. 16.5 Experimental Configuration with the 10-ft-Thick Sodium.

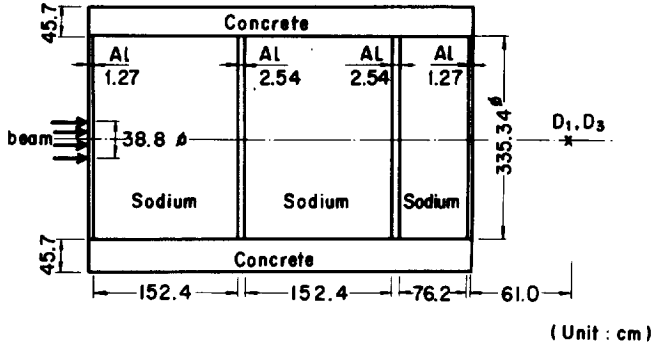


Fig. 16.6 Experimental Configuration with the 12.5-ft-Thick Sodium.

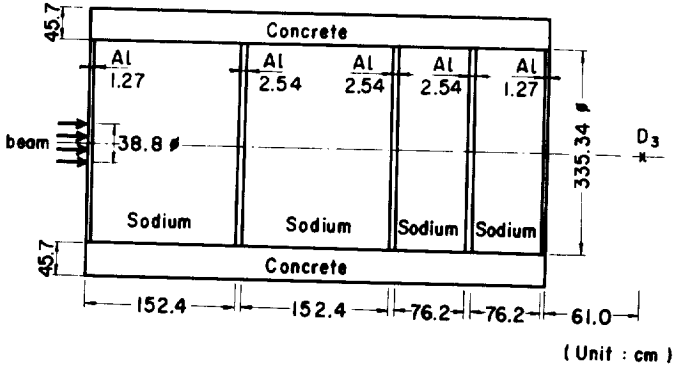


Fig. 16.7 Experimental Configuration with the 15-ft-Thick Sodium.

17. 鉄，鉛，およびコンクリート中でのガンマ線の減衰

17. Gamma-ray Attenuation in Iron, Lead, and Concrete

(Reference)

1) Johnson W.R., Risher D.H., Rogers J.E. and Thompson W.L.: "Gamma-ray Attenuation at Energies of Approximately 6 and 8 MeV", Nucl. Sci. Eng., 43, 32-41 (1971)

(Summary)

a) Experimental type : Slab Gamma-ray Penetration
b) Source : Thermal Neutron Capture Gamma Rays
c) Material : Fe, Pb, Concrete
d) Geometry : Slab (one-dimension)
e) Instrument : Pair Spectrometer, Anthracene Scintillator
f) Quantity measured : Exposure Dose

17.1 実験配置

全体の実験配置をFig.17.1に示す。Fig.17.1のtarget boxで発生した熱中性子捕獲ガンマ線はビームフィルタを通り，collimatedビームとして遮蔽体に入射する。遮蔽体は入射角度が変えられるよう回転台上に設置されている。

17.2 測定方法と測定器

平板透過計算を評価する上で最も都合のよい実験データはFig.17.2に示したように，平行ビームが無限平板に入射した後，平板の後の1点で測定されたものである。Fig.17.2とFig.17.3の体系は同じことがわかっているので，本実験ではFig.17.3の体系で実験が行われた。なお，plane detectorの代りに1つの測定器で遮蔽体後方のある平面のmappingを行い，その積分量をplane detectorの測定量とした。

線源スペクトル測定のための1″φ×1／2″tのアントラセン結晶をlucite で覆った測定器が用いられた。線量計のエネルギ依存のレスポンスは100keV以上で，ほぼair－kermaに比例することから測定量はほぼ照射線量に比例する。

（コメント：原著者）

本実験で用いた線量計のレスポンスは100keV以下のエネルギで急激に下がる。この影響はモンテカルロ計算により調べられたが，低エネルギのガンマ線の線量の全線量に対する割合が小さいことから，この測定器で得られる照射線量の誤差は2％以下である。

17.3 線　源

ガンマ線線源としてNi またはTi の熱中性子捕獲ガンマ線を用いる。Fig.17.1のビームフィルタを変えることにより，それぞれのターゲットに対して2種類のわずかに異ったスペクトルを持つ線源が作られ，Table 17.1に示すように，全部で4種類のガンマ線線源スペクトルが用いられた。これらの線源スペクトルはターゲット物質（Ni またはTi ）とビームフィルタの違いを意味するSeries AまたはB によって区別される。

17.4 測定結果

測定値は照射線量であり，遮蔽体がある場合と無い場合の比の形で求められている。測定は入射角度が0°，30°および45°の場合について遮蔽体の物質および厚さを変えて行われた。その結果はFig.17.5 からFig.17.10 に示す。各測定値は遮蔽体の中で測定されたものでなく，それぞれの厚さの遮蔽体の後方で測定されたものである。なお，それぞれのグラフの測定値に対応する遮蔽体の厚さは，鉄と鉛の最も厚い遮蔽体の場合を除いてTable 17.2に示した厚み（shield thickness）に対応している。

また，線源スペクトルおよびガンマ線の全断面積をチェックするため，Fig.17.4 に示す"good geometry"での実験が行われており，Table 17.1 はその結果である。

17.5 計算のためのモデル化

a．線源条件

測定された線源スペクトルをグループ化し，それぞれのグループj の平均エネルギ（MeV）およびグループj の光子数としてまとめられた。Table 17.1 に示したガンマ線スペクトルを有する平行ビームとして扱う。

b．幾何条件

無限平板に平行ビームが入射するFig.17.2の形状で扱う。入射角度0°，30°，45°に対する計算はFig.17.11 のθを0°，30°，45° にとった形状で行う。

c．物質の組成

物質	比　重 (g/cm^3)	原子密度 ($atoms/cm^3$)
鉄	7.86	8.48×10^{22}
鉛	11.35	3.30×10^{22}

コンクリートの組成はANL−5800のType−1相当のもので，成分，比重はTable 17.3 に示す。

17.6 実験値と計算値の規格化

遮蔽体の厚さ0cm で実験値と計算値を規格化し，照射線量で比較する。

（コメント：原著者）

a・ 全断面積の評価は "good geometry" の測定結果を用いて行うことができる。

b・ plane detectorとして2ft×2ftの検出器を用いた時，無限大のplane detector と比べ，平均4%の数え落し誤差がある。

c・ 消滅ガンマ線の全線量率に及ぼす影響は，エネルギや遮蔽体によらず2～4%である。

Table 17.1 Average energies and intensities assigned to few-group spectrum representations of the capture gamma-rays beam

Source Name	Ni-Series A		Ni-Series B		Ti-Series A		Ti-Series B	
Number of Groups	E_j (MeV)	N_j	E_j (MeV)	N_j	E_j (MeV)	N_j	E_j (MeV)	N_j
4 or 5	8.8	0.58	8.9	0.59	7.4	0.06	7.7	0.04
	7.9	0.21	7.8	0.17	6.6	0.79	6.8	0.42
	6.9	0.13	6.7	0.16	6.0	0.10	6.4	0.34
	5.9	0.060	4.8	0.08	4.8	0.04	4.8	0.09
	4.3	0.02			3.1	0.01	1.8	0.11
2	8.6	0.8			6.6	0.94		
	6.5	0.2			4.5	0.06		
1	8.2	1.0	8.0	1.0	6.5	1.0	6.0	1.0

Table 17.3 Elemental composition of the Type-1 concrete refered to ANL-5800

Nuclide	Atomic density (atoms/cm^3)	Nuclide	Atomic density (atoms/cm^3)
H	2.892×10^{21}	Al	2.657×10^{20}
O in water	1.446×10^{21}	Si	9.394×10^{21}
O in dry mix	4.182×10^{22}	S	3.607×10^{19}
C	6.521×10^{21}	Ca	8.733×10^{21}
Mg	1.204×10^{20}	Fe	7.831×10^{19}

Density = 2.33 g/cm^3

Table 17.2 The results of narrow beam measurement in a good geometry

Shield Thickness (g/cm^2)	Ti - Series A	Ni - Series B
Concrete Shield		
0	1	1
25.5	0.49(2.3)*	0.52(2.3)
50.0	0.27(2.6)	0.29(2.6)
74.4	0.14(2.8)	0.16(2.8)
98.9	0.073(3.3)	0.086(3.3)
147.7	0.020(4.5)	0.027(4.5)
197.0	0.0058(6.1)	0.0078(6.0)
241.1	0.0017(8.4)	0.0029(7.8)
Iron Shield		
0	1	1
19.7	0.55(2.3)	0.56(2.3)
39.5	0.30(2.6)	0.31(2.6)
79.0	0.092(3.6)	0.094(3.5)
118.6	0.027(5.1)	0.028(5.1)
158.1	0.0079(7.3)	0.0086(7.4)
177.9	0.0045(8.6)	0.0048(8.6)
197.6	0.0024(10)	0.0025(10)
Lead Shield		
0	1	1
29.2	0.28(2.5)	0.26(2.5)
58.3	0.075(3.0)	0.066(3.0)
87.5	0.021(4.3)	0.017(4.4)
116.7	0.0055(5.8)	0.0041(5.9)
145.8	0.0016(8.0)	0.0011(8.5)

*Numbers in parentheses are fractional standard deviations in percent.

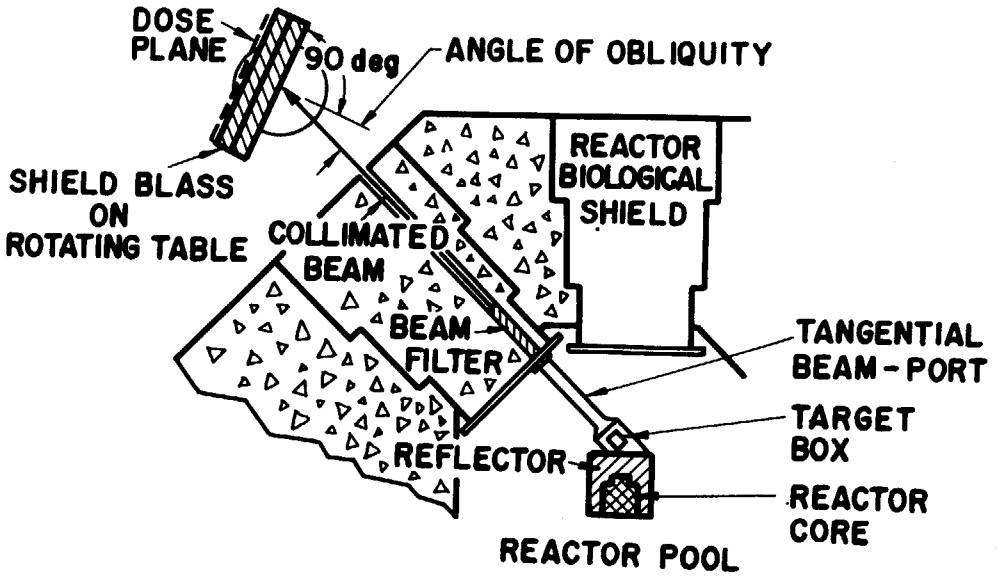


Fig. 17.1 A cutaway view of the University of Virginia Reactor showing the tangential beam port and the experimental shielding area

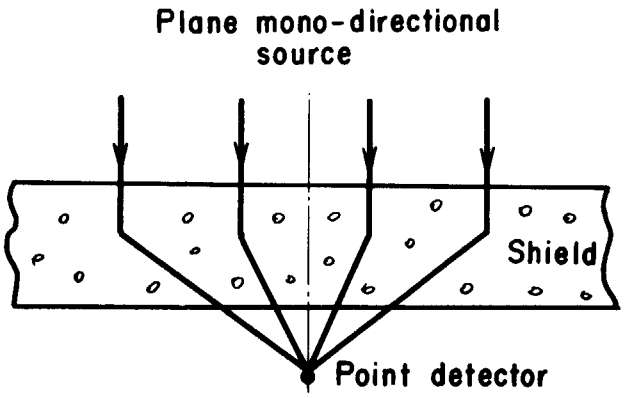


Fig. 17.2 Plane mono-directional source, uniformly incident on a slab shield of infinite lateral extent with a point detector

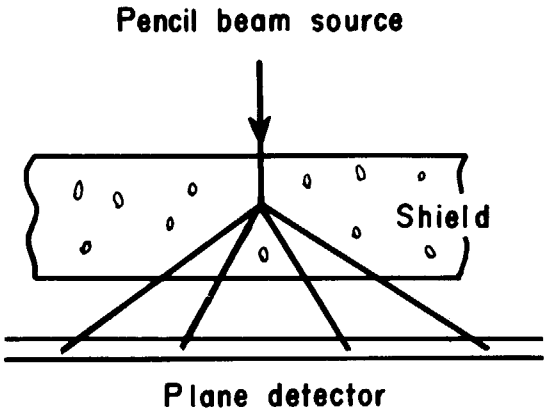


Fig. 17.3 Pencil beam, monodirectional, on a slab shield with an infinite plane detector

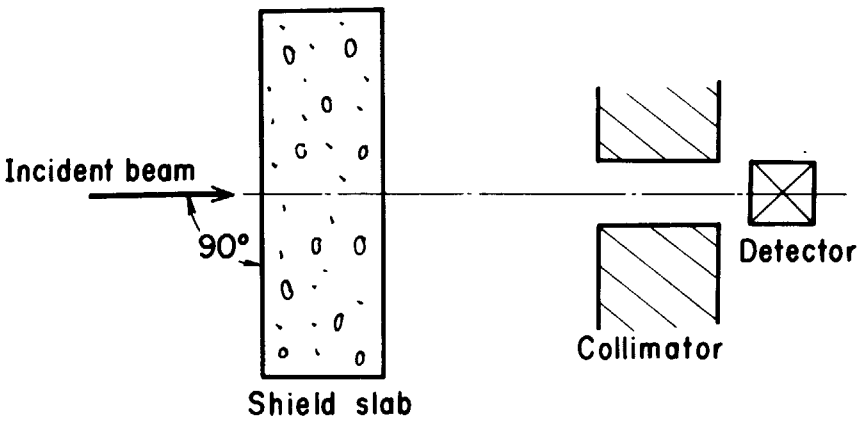


Fig. 17.4 Narrow beam experiment a good geometry

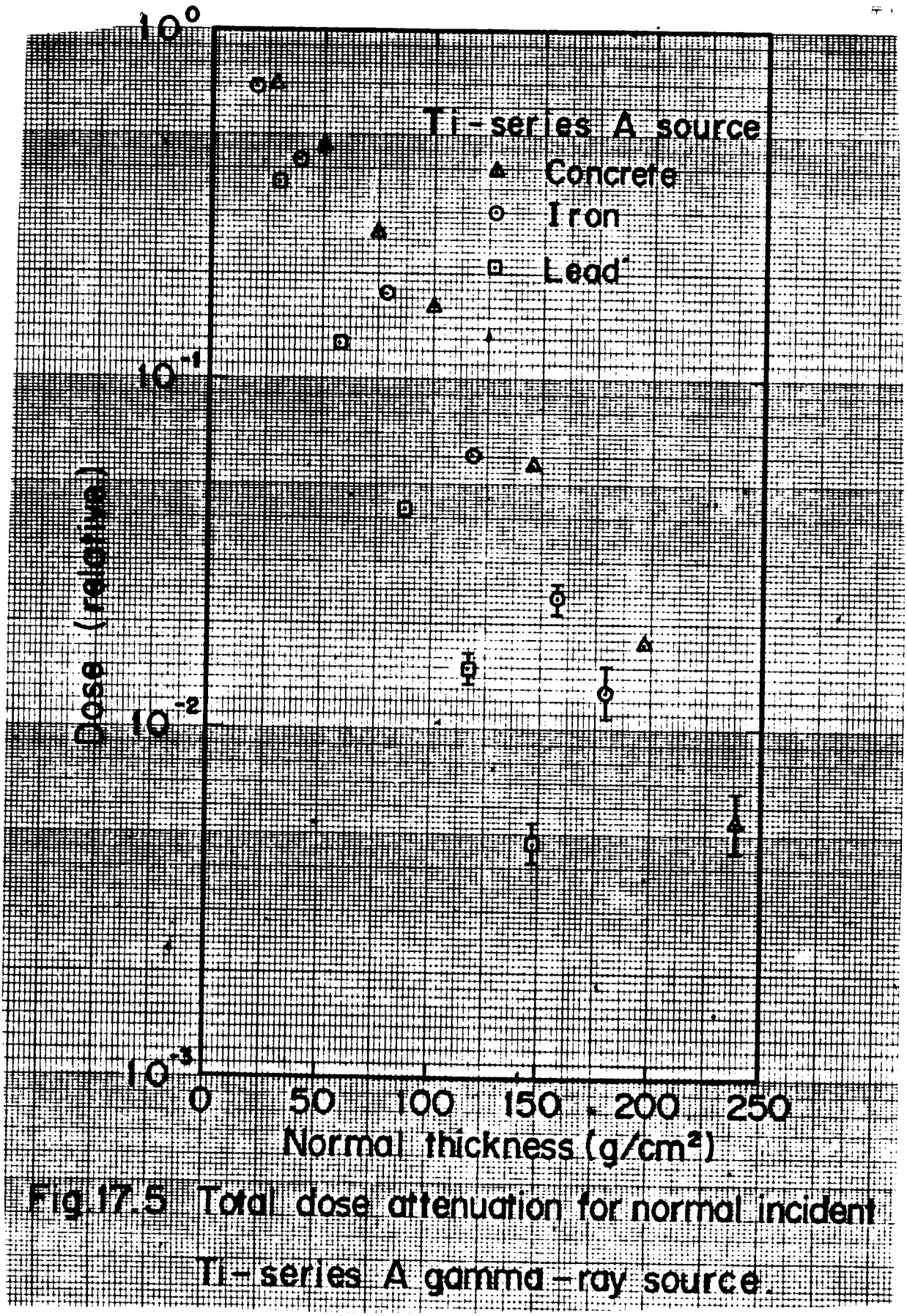


Fig.17.5 Total dose attenuation for normal incident Ti-series A gamma-ray source.

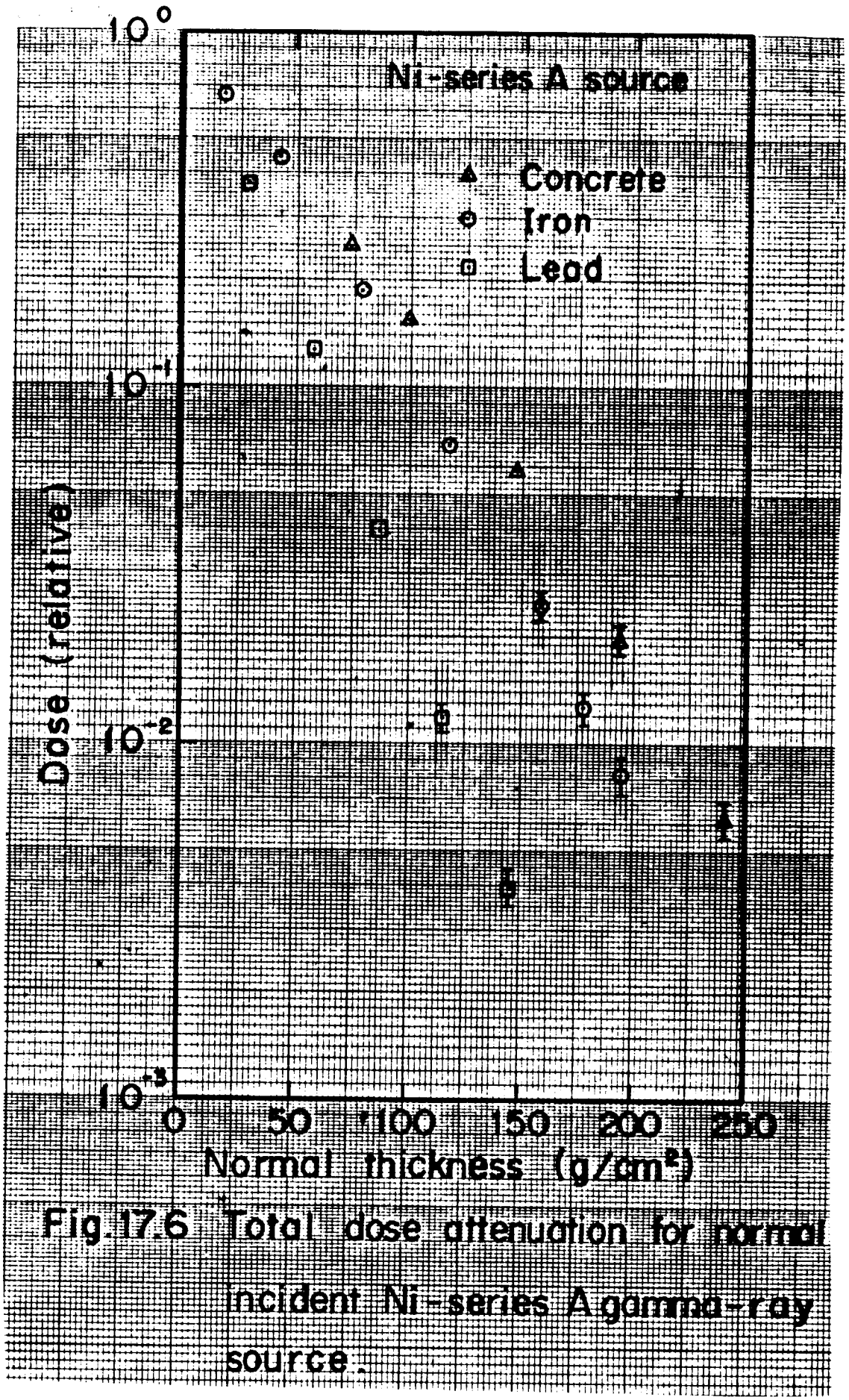


Fig.17.6 Total dose attenuation for normal incident Ni-series A gamma-ray source.

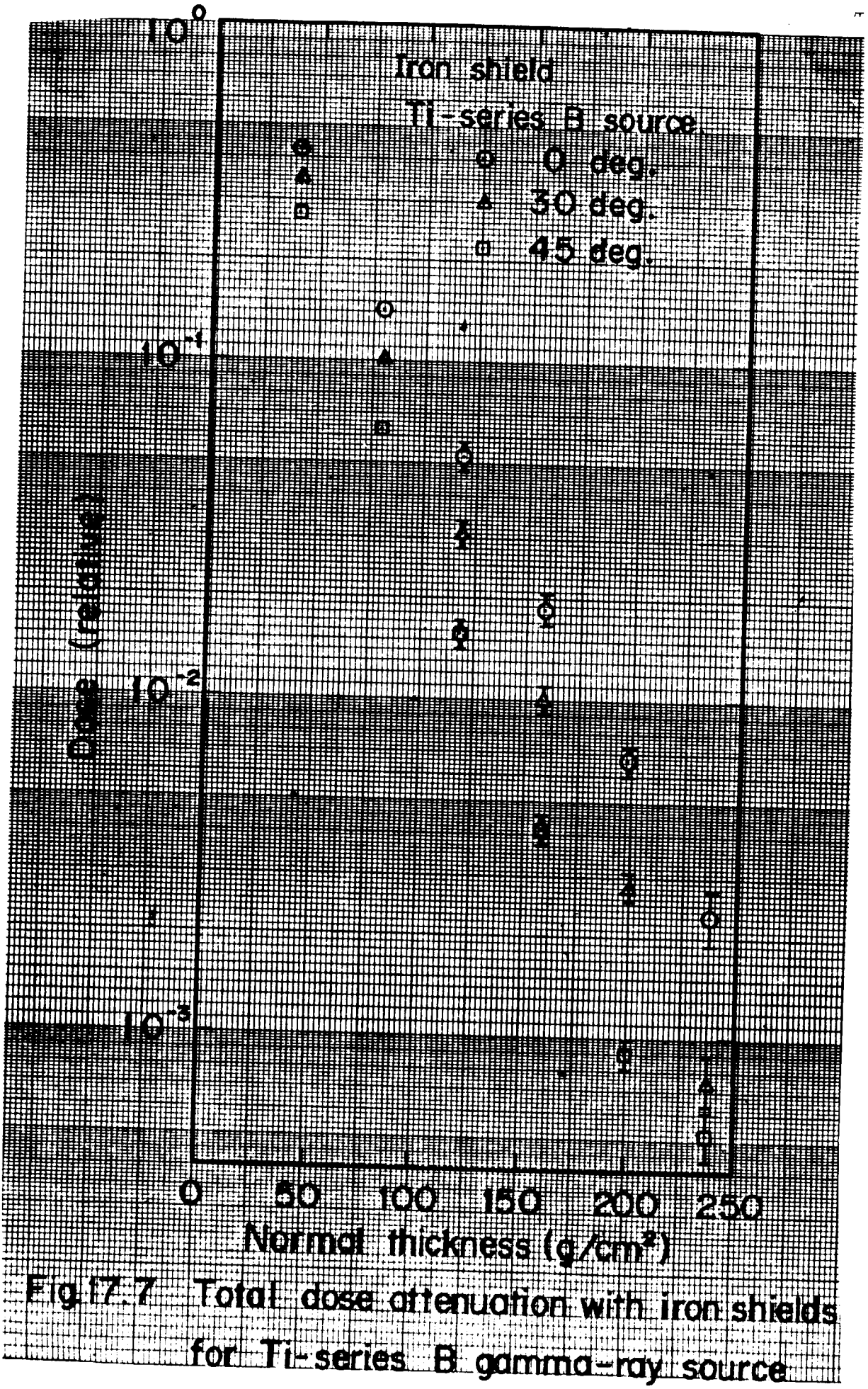


Fig.7.7 Total dose attenuation with iron shields for Ti-series B gamma-ray source

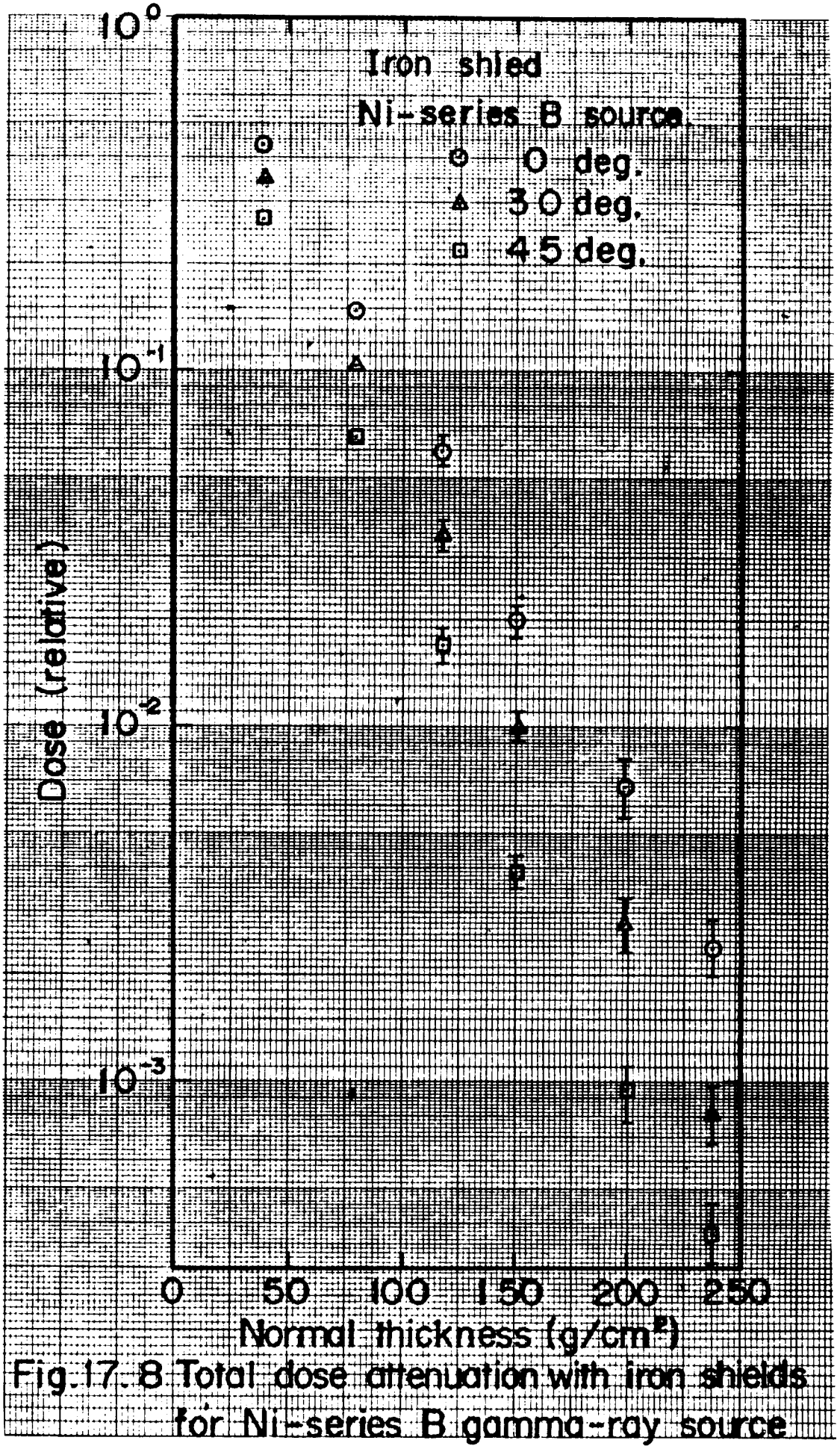


Fig.17.8 Total dose attenuation with iron shields for Ni-series B gamma-ray source

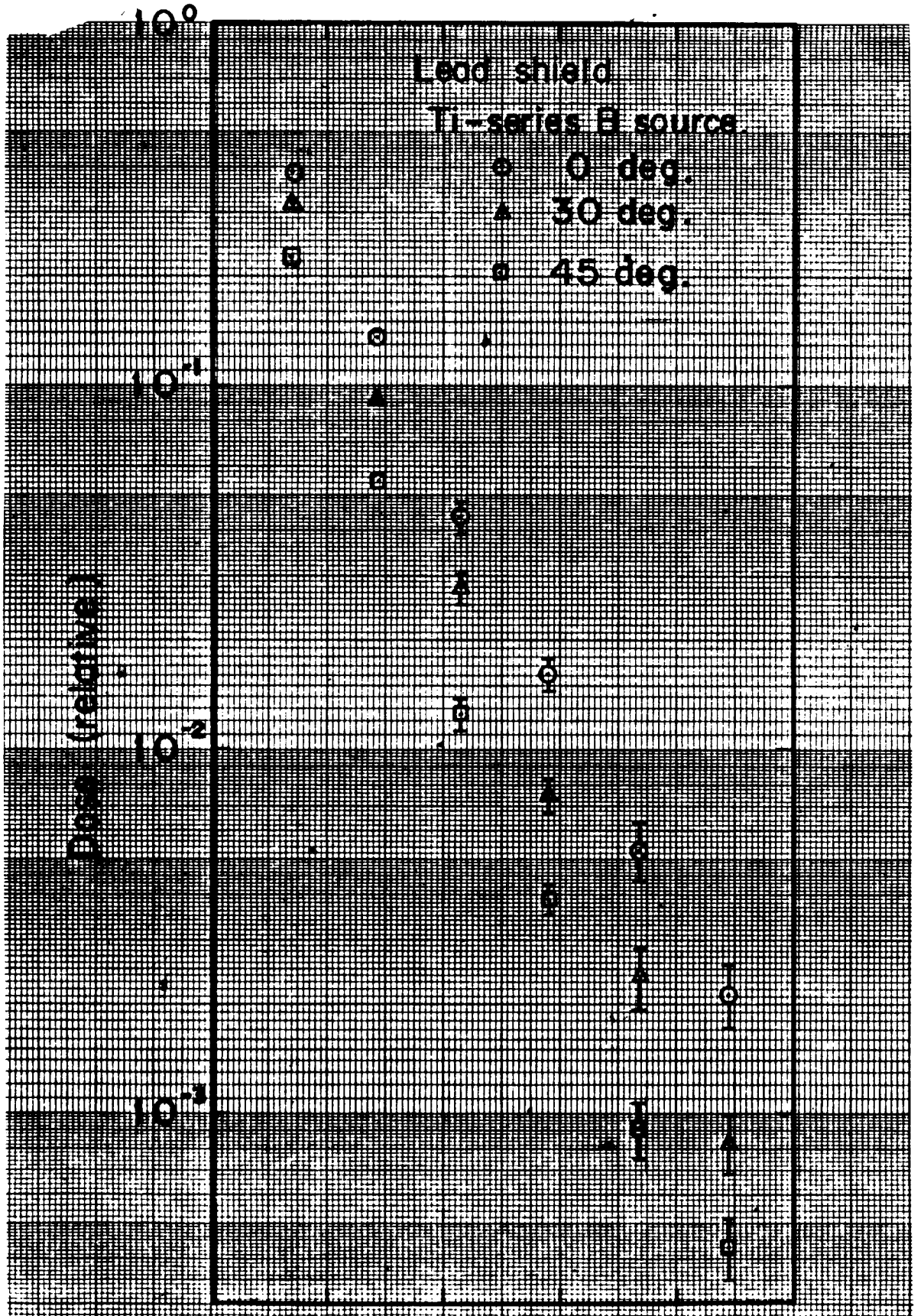


Fig 17.9 Total dose attenuation with lead shield for Ti-series B gamma-ray source.

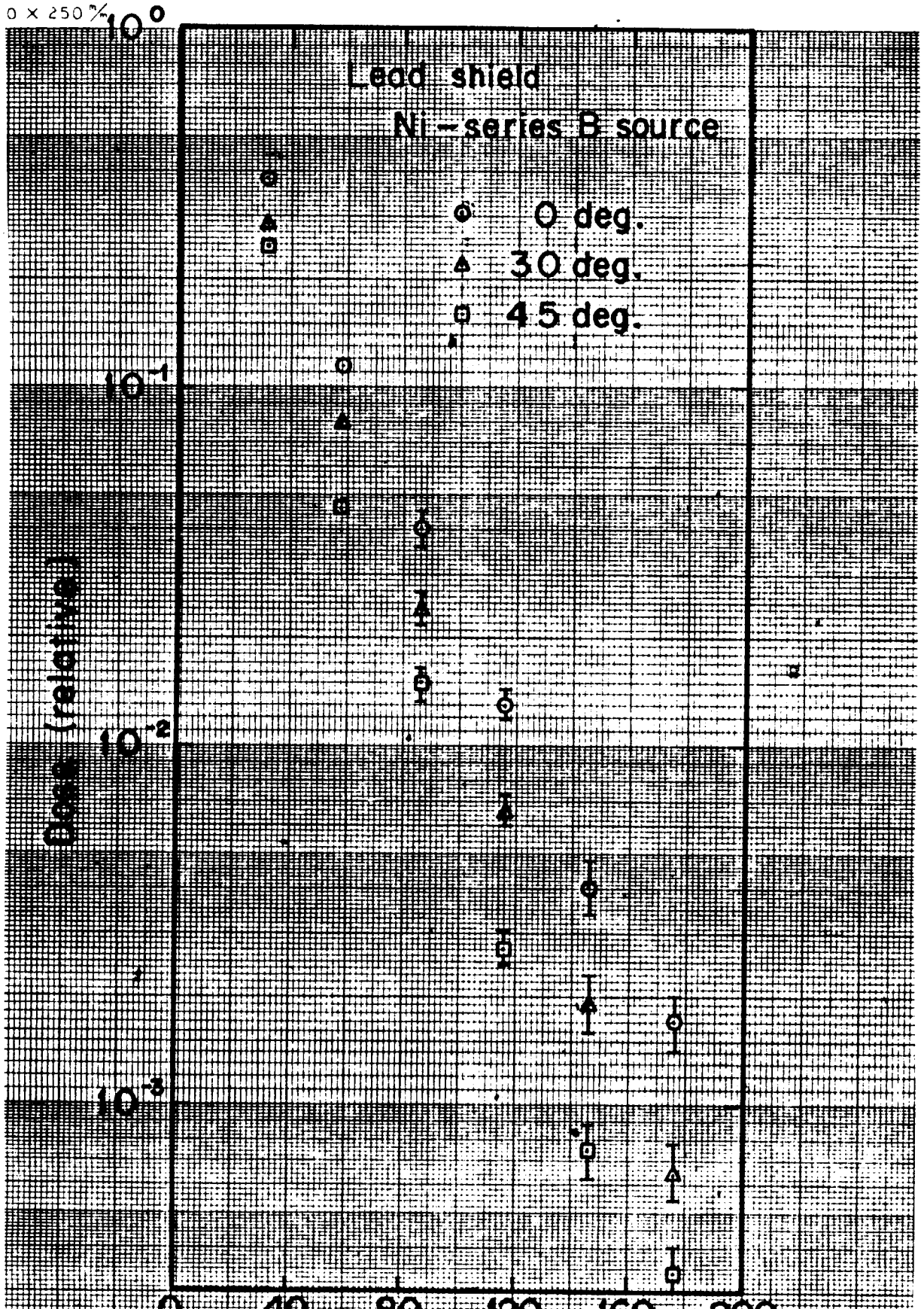


Fig. 17.10 Total dose attenuation with lead shields for Ni-series B gamma-ray source

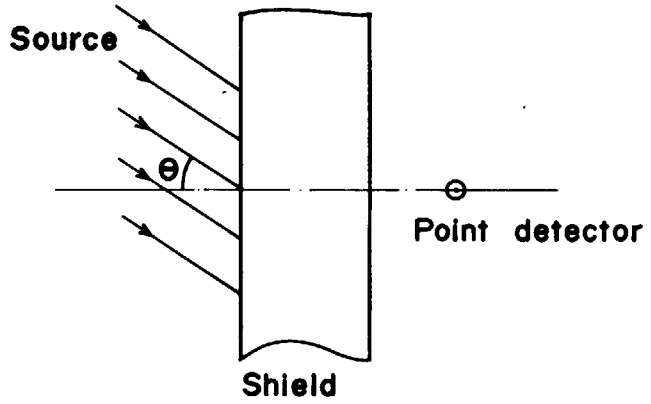


Fig. 17.11 Calculational mode in one-dimension geometry

18. Al-Pb多重層を透過したガンマ線の照射線量ビルドアップ係数

18. Dose Build-Up Factors for Gamma Rays Penetrating Multi-Layered Slabs

(Reference)

1) Burke G.P. and Beck H.L.: "Calculated and Measured Dose Build-Up Factors for Gamma Rays Penetrating Multi-Layered Slabs", Nucl. Sci. Eng., 53, 109-112 (1974)

(Summary)

a) Experimental type : Slab Gamma-ray Penetration
b) Source : ^{137}Cs Gamma-ray Source
c) Material : Al-Pb
d) Geometry : Slab (one-dimension)
e) Instrument : TLD
f) Quantity measured : Exposure Dose

18.1 実験配置

Fig.18.1に実験配置を示す。

18.2 測定方法と測定器

4Ci の ^{137}Cs ガンマ線源から5m離れた位置に，Fig.18.1に示した供試体を設置し，透過後のガンマ線線量率がTLDにより測定された。ガンマ線線量率はLiFTLD(TLD 700 : Harshow 製) 10個を8.9×8.9×0.32t cm の2枚の methacrylate プラスチック($H_8C_5O_2$)の間に入れ，荷電粒子平衡が成立つようにして測定された。LiFTLDのガンマ線に対するレスポンスは100keV 以下でわずかに空気のそれより大きいが，それ以外ではほぼ空気のレスポンスと同じである。

18.3 線　源

4Ci の ^{137}Cs 点状密封線源で，線源を封入しているステンレスカプセルは薄いので，ほぼ662keVの単色エネルギのガンマ線源と見なされる。また，Fig.18.1に示す通り入射ビームの広がりは供試体の入射面で最大3.5°である。

18.4 測定結果

Al とPb の各種の多重層配列で得られたdose ビルドアップ係数の測定結果をTable 18.1に示す。

18.5 計算のためのモデル化

a. 線源条件

662keV の単色エネルギのガンマ線が平行ビームとして供試体に垂直に入射すると仮定する。

b. 幾何形状

Al およびPb の多重層の無限平板として扱う。

c. 物質の組成と物理定数

662keVのガンマ線に対する線吸収係数(μ)と比重(ρ)は次の通りである。

Al : $\rho = 2.702$ g/cm^3*, $\mu = 0.201$cm^{-1}**

Pb : $\rho = 11.34$ g/cm^3*, $\mu = 1.191$cm^{-1}**

*Handbook of Chemistry and Physics, 54th Edition, 1973-1974, CRC Press

**NBS-29 (1969)

18.6 実験値と計算値の規格化

Dose ビルドアップの値で比較する。

Table 18.1 Transmission dose build-up factors for normally incident 662 keV gamma rays on multi-layer Al-Pb slabs

Case	Multi-layer combination	Dose Build-up factor
1	1.040mfp(Al)	1.86
2	2.080mfp(Al)	2.97
3	3.120mfp(Al)	3.78
4	1.040mfp(Al)-1.028mfp(Pb)	1.81
5	1.040mfp(Al)-2.056mfp(Pb)	1.72
6	1.040mfp(Al)-3.084mfp(Pb)	2.16
7	1.028mfp(Pb)-1.040mfp(Al)	2.34
8	1.028mfp(Pb)-2.080mfp(Al)	3.40
9	1.028mfp(Pb)-3.120mfp(Al)	4.62
10	2.080mfp(Al)-1.028mfp(Pb)	2.30
11	2.080mfp(Al)-2.056mfp(Pb)	2.19
12	2.056mfp(Pb)-1.040mfp(Al)	2.77
13	2.056mfp(Pb)-2.080mfp(Al)	3.82
14	3.120mfp(Al)-1.028mfp(Pb)	2.60
15	3.084mfp(Pb)-1.040mfp(Al)	2.84
16	1.040mfp(Al)-1.028mfp(Pb)-1.040mfp(Al)	2.80
17	1.028mfp(Pb)-1.040mfp(Al)-1.028mfp(Pb)	1.97
18	1.028mfp(Pb)-1.040mfp(Al)-1.028mfp(Pb)-1.040mfp(Al)	3.44
19	1.040mfp(Al)-1.028mfp(Pb)-1.040mfp(Al)-1.028mfp(Pb)	2.50
20	1.040mfp(Al)-2.056mfp(Pb)-1.040mfp(Al)	2.94
21	1.028mfp(Pb)-2.080mfp(Al)-1.028mfp(Pb)	2.56

1.0 mfp(Al) = 4.975 cm (μ = 0.201 cm^{-1})
1.0 mfp(Pb) = 0.840 cm (μ = 1.191 cm^{-1})

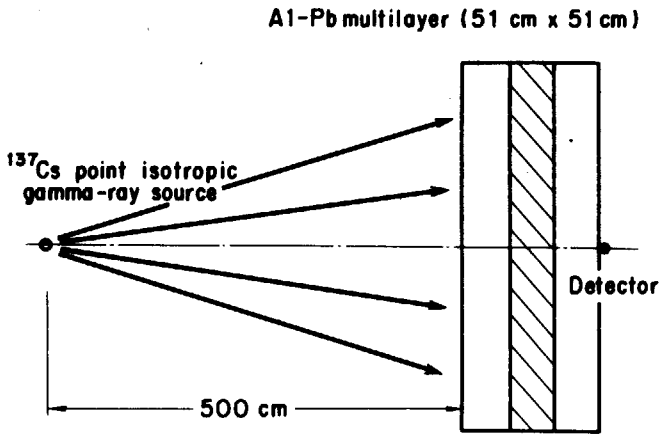


Fig. 18. 1 Geometrical configuration used in measurements of dose build-up factor

19. 水，鉄，および鉛透過のガンマ線スペクトル

19. Gamma-ray Spectra through Water, Iron and Lead

(Reference)

1) Bishop G.B. et al.: "Benchmark Data for High Energy Gamma Penetration", 4th Int. Conf. Reactor Shielding, E-8 (1972)

(Summary)

a)	Experimental type	: Slab Gamma-ray Penetration
b)	Source	: ^{16}N Facility at LIDO Reactor, ^{16}N Gamma Rays (disk source)
c)	Material	: Water, Fe, Pb
d)	Geometry	: Cylinder (two-dimension)
e)	Instrument	: NaI(Tl) Scintillator, GAMAK Unfolding
f)	Quantity measured	: Scalar Flux Spectrum

19.1 実験配置

全体の実験配置をFig.19.1に示す。Activation tank 内で^{16}O(n, p)^{16}N反応によって生じた^{16}N($T_{1/2}$ = 7.3 sec)はshielded pipingを通ってdisk source部に送られdisk状のガンマ線線源となる。遮蔽体は鉄，鉛の実験ではトロリー上に設置されcauttyの中へ挿入され，一方，水の実験ではFig.19.1の右端のwater tankが用いられている。

19.2 測定方法と測定器

遮蔽体が鉄，鉛の場合は遮蔽体透過後の，また水の時は水中でのscalar flux spectraを裸の7.6 cm φ×7.6 cm NaI (Tl)シンチレータで測定し，GAMAK コードによりunfoldingし，スペクトルを求めた。NaI(Tl)シンチレータのレスポンスの方向依存性は±5%以上の精度で補正された。エネルギの分解能は1 MeVで約7%，6 MeVで約4%である。

19.3 線　源

半径方向に±10%以内の強度で一様に分布する半径38 cmのdisk sourceである。(ただし，中心部は他の部分に比べ線源強度が大きいがscalar fluxの測定では，その影響は小さい)。^{16}Nからは6.127 MeVと7.117 MeV のガンマ線が93：7の割合で放出される。

19.4 測定結果

水遮蔽体の測定結果をFig.19.2に，鉄，鉛遮蔽体に対する測定結果をFig. 19.3，Fig.19.4に示す。

19.5 計算のためのモデル化

a．線源条件

半径方向に一様に分布した。半径38cmのisotropic disk sourceとし，6.129 MeVと7.117 MeVのガンマ線が93：7の割合で放出されるものとする。

b．幾何形状

Fig.19.5に示したように，2次元円筒形状で近似する。線源の半径は38 cmとし，遮蔽体の半径は11.28 cmとする。

c．物質の組成

遮蔽体	比　重 (g/cm^3)	原子密度 ($atoms/cm^3$)
水	1.0	6.70×10^{22}
鉄	7.85	8.48×10^{22}
鉛	11.35	3.30×10^{22}

19.6 実験値と計算値との規格化

鉄，鉛についての実験値は遮蔽体透過後のスペクトルで，水についての実験値は遮蔽体中のスペクトルである。線源強度と実験値は絶対値で関係づけられていないので，実験値と計算値は線源に最も近い測定位置で規格化し，scalar flux（photon/cm^2・sec・MeV）で比較する。

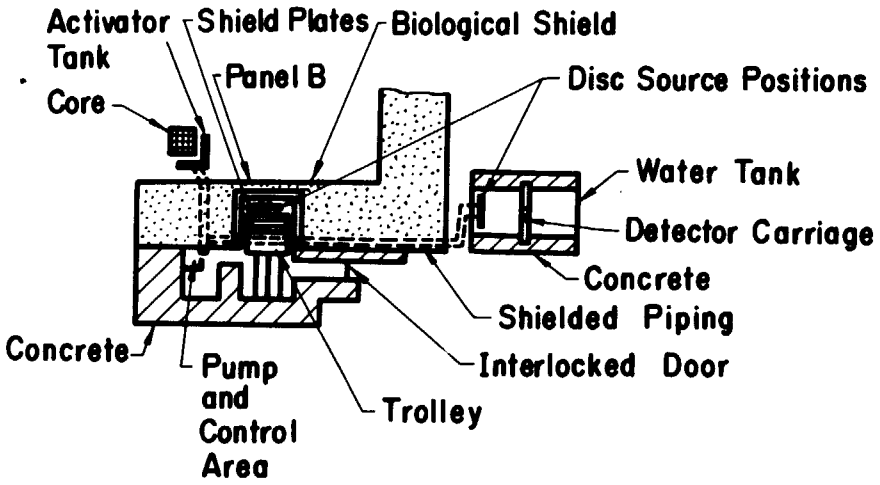
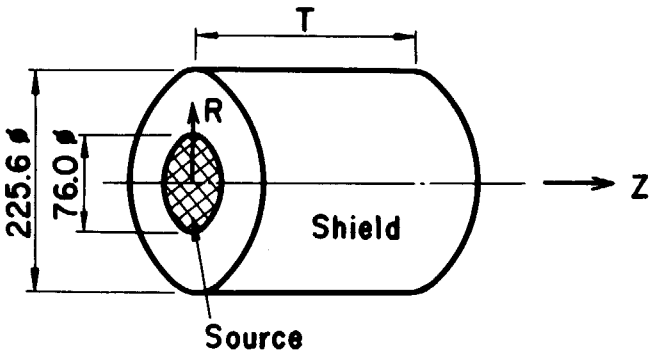


Fig. 19.1 Layout of LIDO ^{16}N facility



T = 5, 10, 15, 20, 25 cm for Iron
T = 5, 10, 15 cm for Lead
T = 170 cm for Water

Fig. 19.5 Geometric configuration for calculation

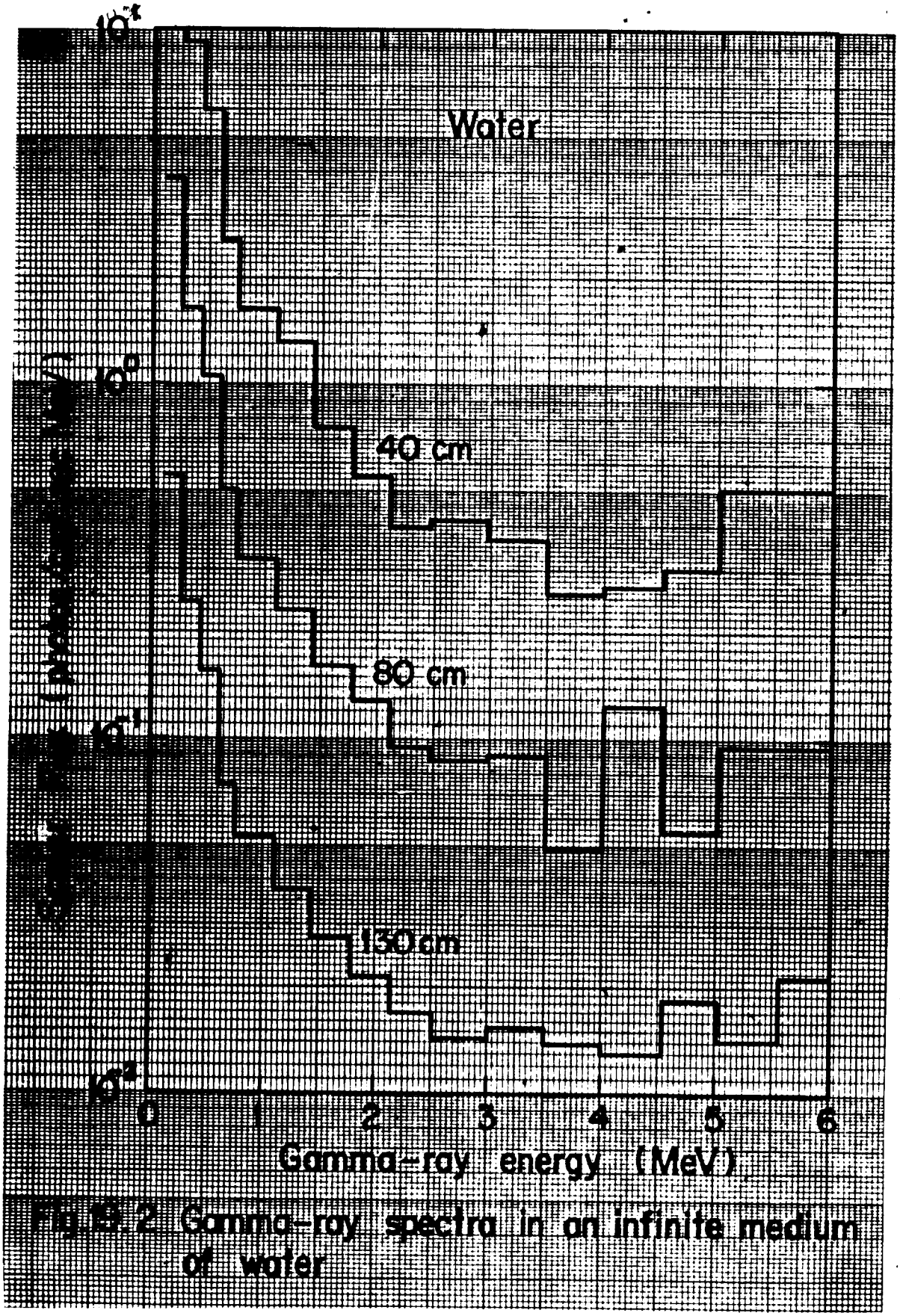


Fig.3.2 Gamma-ray spectra in an infinite medium of water

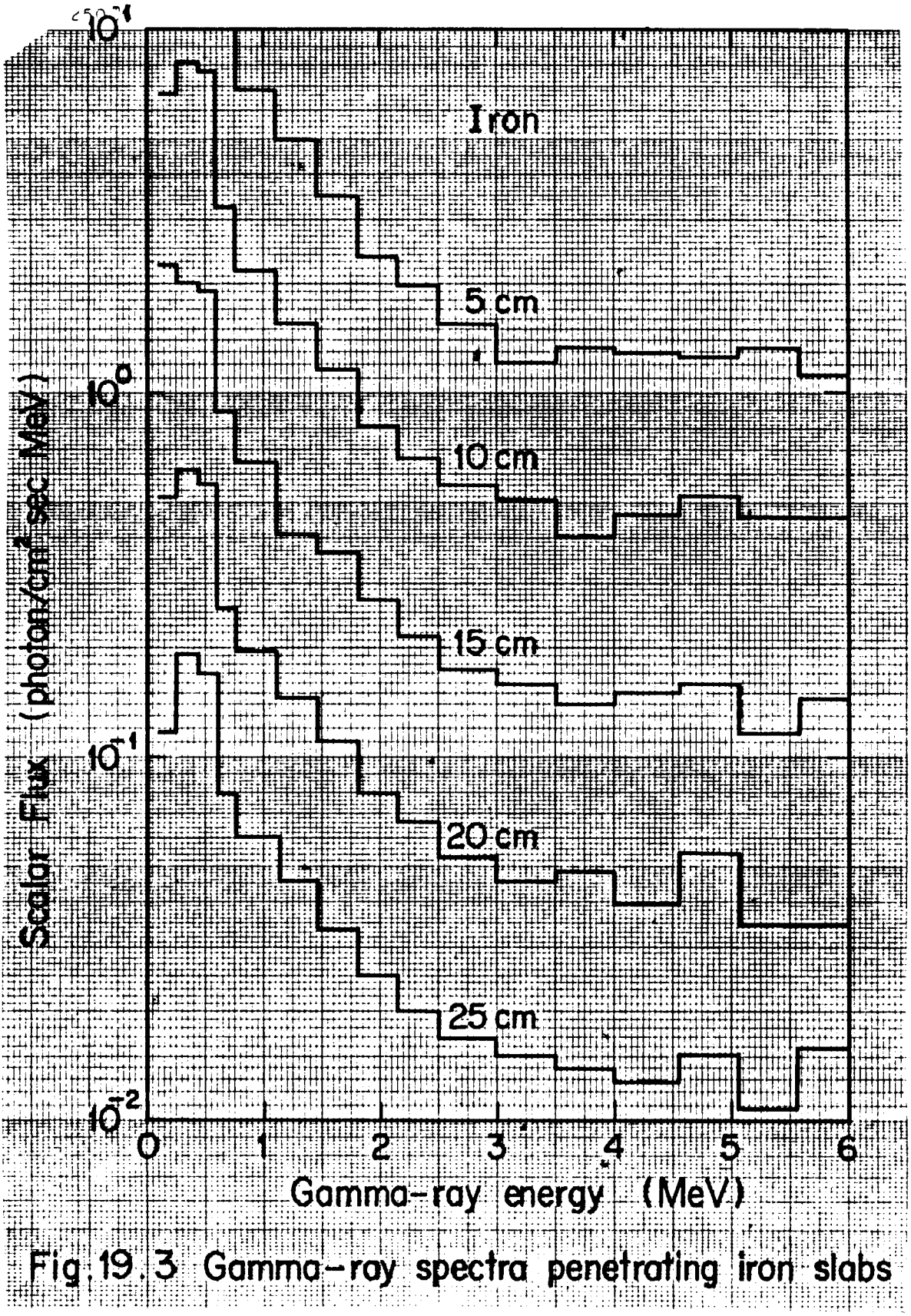


Fig. 19.3 Gamma-ray spectra penetrating iron slabs

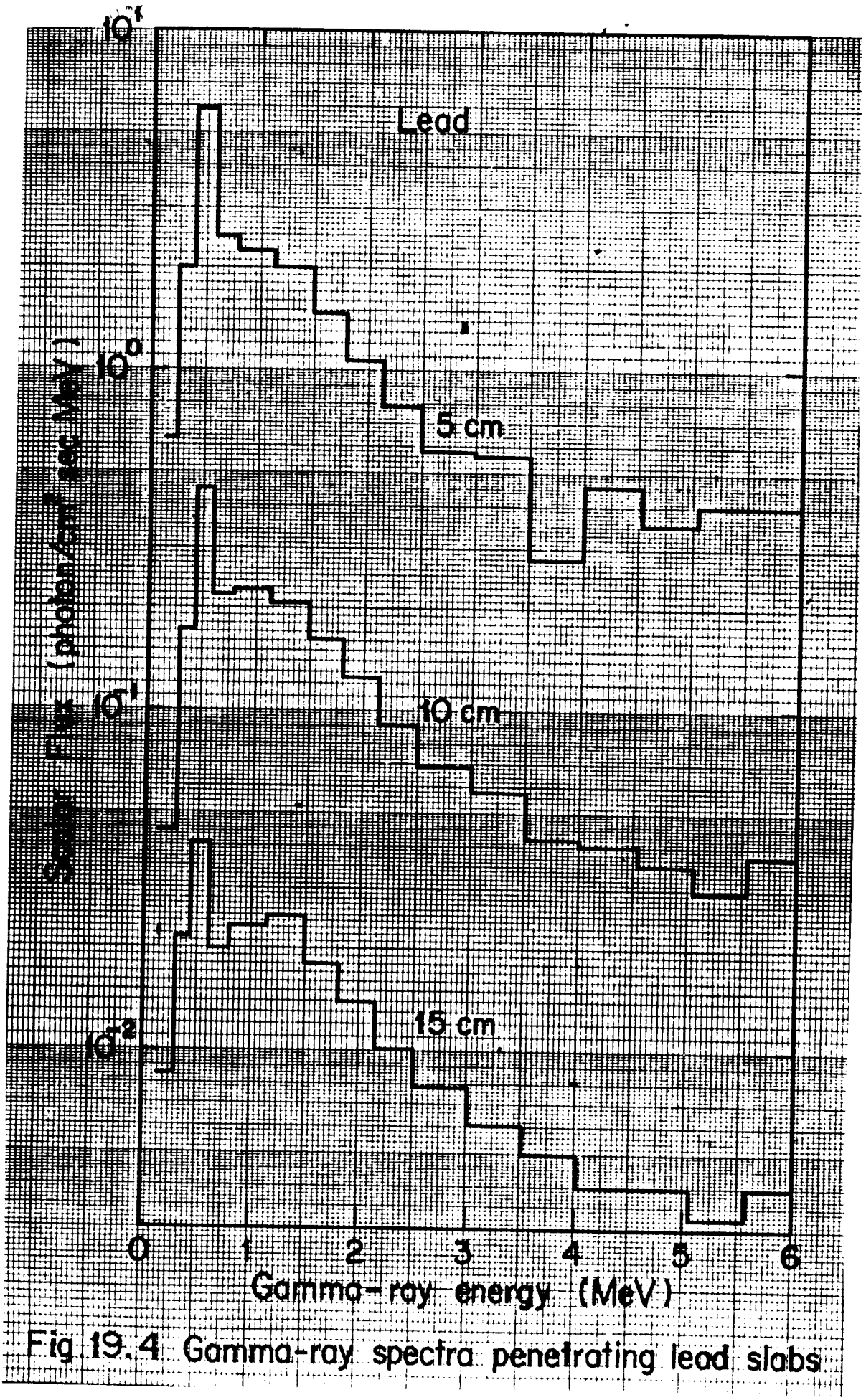


Fig. 19.4 Gamma-ray spectra penetrating lead slabs

20. 鉄およびコンクリートを透過した時のガンマ線の角度依存スペクトル

20. Gamma-ray Angular Spectra Penetrating Bulk Shields

(Reference)

1) Johnson D.M. and Woolam P.B.: "Experimental Evidence of an Equilibrium Property in Gamma-ray Angular Spectra Penetrating Bulk Shield", Nucl. Sci. Eng., 54, 254-262 (1974)

(Summary)

a) Experimental type : Slab Transmission
b) Source : ^{60}Co Gamma-ray Source
c) Material : Fe, Concrete
d) Geometry : Slab (one- and two-dimension)
e) Instrument : NaI(Tl) Scintillator
f) Quantity measured : Angular Gamma-ray Spectrum

20.1 実験配置

実験配置図をFig. 20.1に示す。実験供試体は鉄板，コンクリート板およびそれらの2重層の3種類を考え，平板の縦横の長さはそれぞれ8mfp以上とってありedge効果は無視できる。測定は供試体裏面中心のピボット点を中心にsecondary collimator A，Bとprimary collimatorを回転することにより行われた。回転角θの範囲は0°～55°，角度間隔$\Delta\theta$は5°である。線源は^{60}Coであり，線源位置を2種類のsource blow tube X，Yで変えることにより近似的に供試体前面に点線源と面線源を得ている。この測定系での角度分解能は^{60}Coを点Oに設置して測定され，±1.5°であることが明らかにされている。

20.2 測定方法と測定器

検出器として7.5cmφ×7.5 cm t NaI(Tl)を用いて，ピボット点Oを中心に検出器をコリメータと一体にして回転させガンマ線透過スペクトルの角度分布が測定された。バックグラウンドの差し引きは，コリメータの穴にプラグを詰めた場合と取り除いた場合のデータの差をとることにより行われた。NaI(Tl)シンチレータで測定された波高分布はunfoldingによりガンマ線スペクトルに変換された。このスペクトルのエネルギ群幅は0.05 MeVである。

20.3 線　源

線源は90 mCi，3.5Ci，21.5Ciの^{60}Coガンマ線源を用い，source blow tube Xにより，線源を供試体前方2.75cmの中心軸上に設置することにより点等方線源を得，source blow tube Yにより線源をピボット点Oの前方163.5cmにあるsource collimator内に設置することによりほぼ一様な面線源を得た。面線源の場合，面に沿って分布を測定したところ中心点と末端部とで3.4%の差が見られた。

20.4 測定結果

点線源の場合の角度依存透過スペクトルをTable 20.1に示した体系に対して求め，それらをFig.20.2，Fig.20.3，Fig.20.4に示した。また面線源の場合の角度依存透過スペクトルはTable 20.2で与えたケースについて求め，それぞれをFig.20.5，Fig.20.6，Fig.20.7に示した。

20.5 計算のためのモデル化

a．線源条件

点線源はFig.20.8に示したように点状等方とし，その平均エネルギ1.25 MeVの単色エネルギのガンマ線源とする。面線源はFig.20.8においてABは1.25 MeVの単色エネルギのガンマ線とする。

b．幾何形状

モデル化した形状をFig.20.8に示す。同図においてℓ_2はコンクリートも鉄もそれぞれ1.25 MeVのガンマ線に対して4 mfp以上の長さをもっている。面線源に対してはℓ_2を無限大と考えて一次元問題とすることができるが，点線源の際にはℓ_2としてコンクリートでは半径30cm，鉄では半径10cmの円筒形状の二次元問題となる。

c．物質の組成

普通コンクリートの密度$\rho = 2.3 g/cm^3$，鉄の密度を$7.87 g/cm^3$として計算した各実験供試体の物質組成をTable 20.3に示す。また1.25 MeVのガンマ線の線吸収係数μ（cm^{-1}）はそれぞれμ（Fe）$= 0.428\ cm^{-1}$，μ（concrete）$= 0.136\ cm^{-1}$である。

20.6 実験値と計算値の規格化

角度依存ガンマ線線束（photons/cm^2・sec・sr）の実験値と線源強度の関係がわからないので，0.05 MeVのエネルギ幅を持った各エネルギ群の角度依存ガンマ線線束分布を相対値で比較する。

Table 20.1 Angular penetration measurements from a point source of ^{60}Co

Exp. No.	Material	Depth(cm)	θ(deg.)	Fig.No.
1	Fe	10.0	10° - 55°	Fig.20.2
2	concrete	30.0	10° - 55°	Fig.20.3
3	Fe/concrete	7.7/9.6	10° - 55°	Fig.20.4

Table 20.2 Angular penetration measurements from a plane monodirectional source of ^{60}Co

Exp. No.	Material	Depth(cm)	θ(deg.)	Fig.No.
1	Fe	10.0	5° - 55°	Fig.20.5
2	concrete	30.0	5° - 55°	Fig.20.6
3	Fe/conrete	7.7/9.6	5° - 55°	Fig.20.7

Table 20.3 Material compositions of test materials

Shield Material	Element	Atomic Number Density ($x10^{24}/cm^3$)
Iron	Fe	$8.487x10^{-2}$
Ordinary Concrete	O	$4.580x10^{-2}$
	Si	$1.662x10^{-2}$
	H	$1.375x10^{-2}$
	Al	$1.764x10^{-3}$
	Ca	$1.521x10^{-3}$
	Na	$9.641x10^{-4}$
	K	$4.606x10^{-4}$
	Fe	$3.743x10^{-4}$
	C	$1.153x10^{-4}$
	Mg	$1.140x10^{-4}$

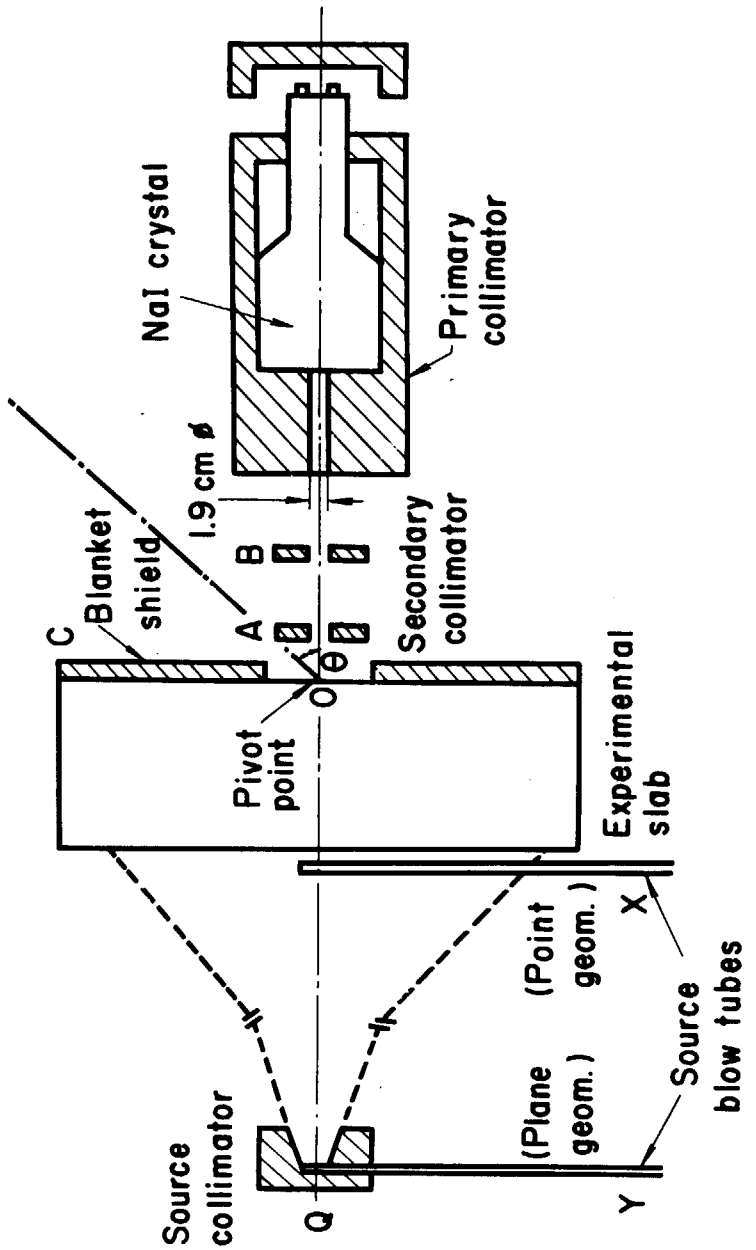


Fig. 20.1 Experimental configuration

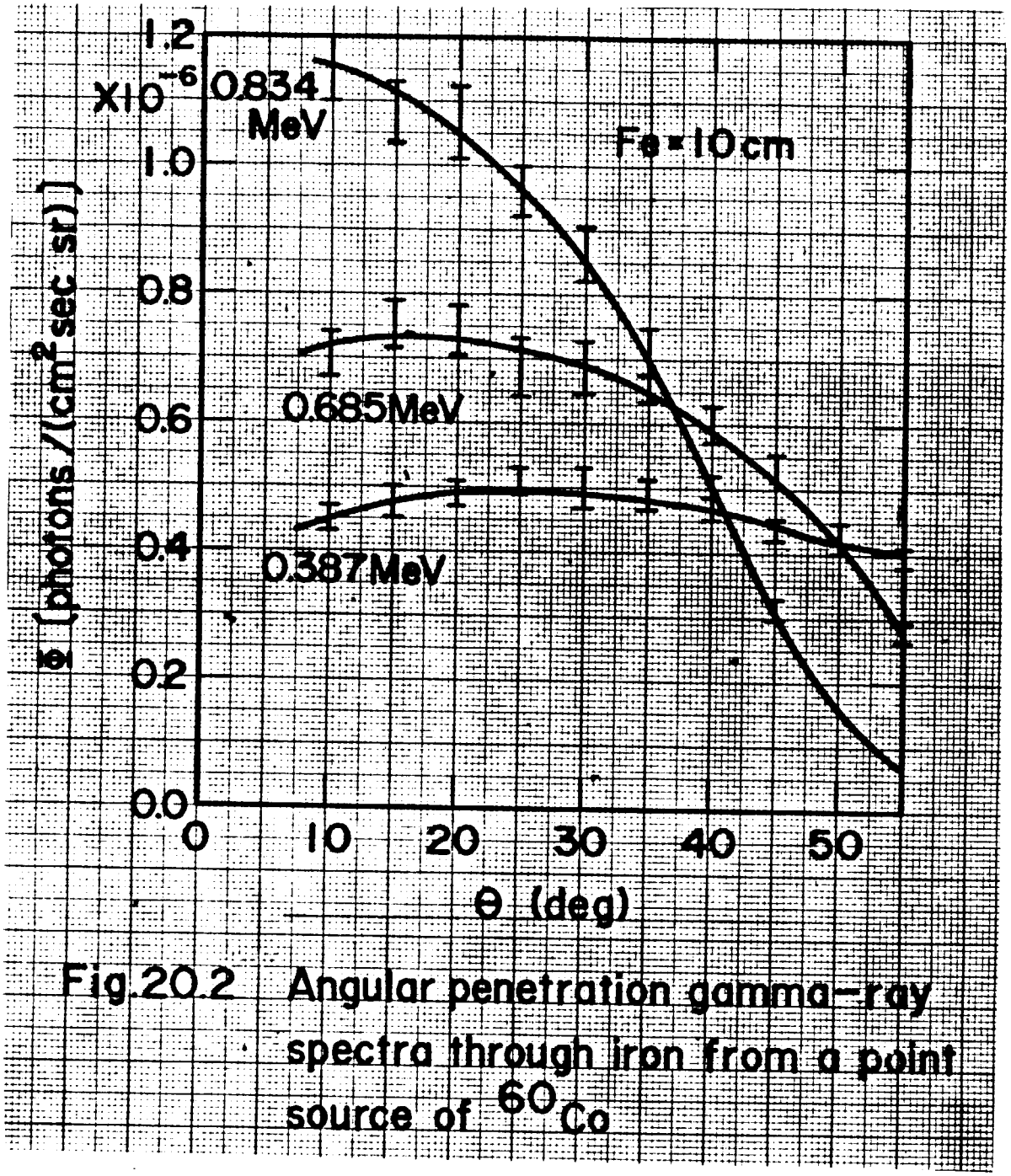


Fig.20.2 Angular penetration gamma-ray spectra through iron from a point source of ^{60}Co

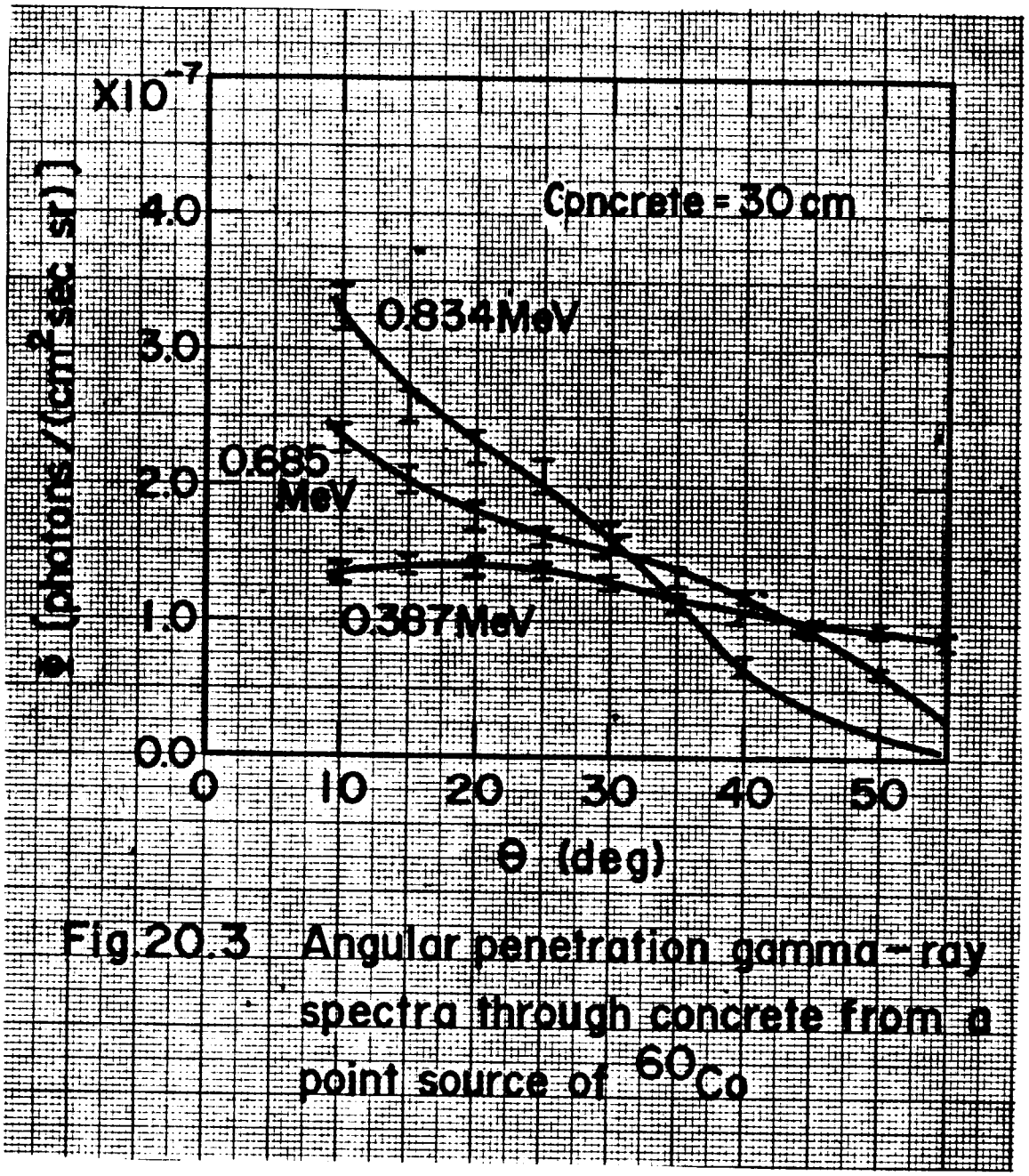


Fig.20.3 Angular penetration gamma-ray spectra through concrete from a point source of ^{60}Co

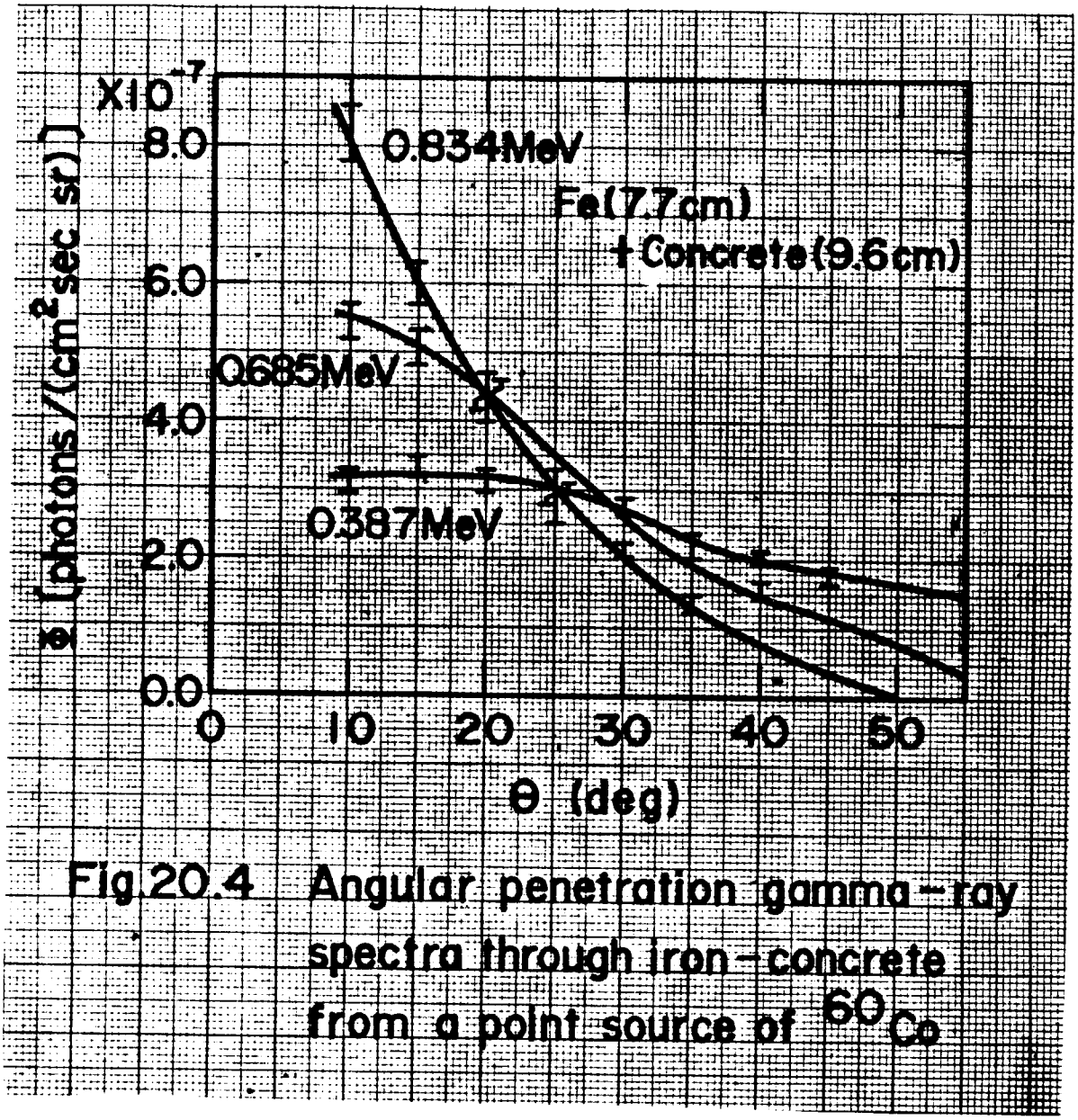


Fig.20.4 Angular penetration gamma-ray spectra through iron-concrete from a point source of ^{60}Co

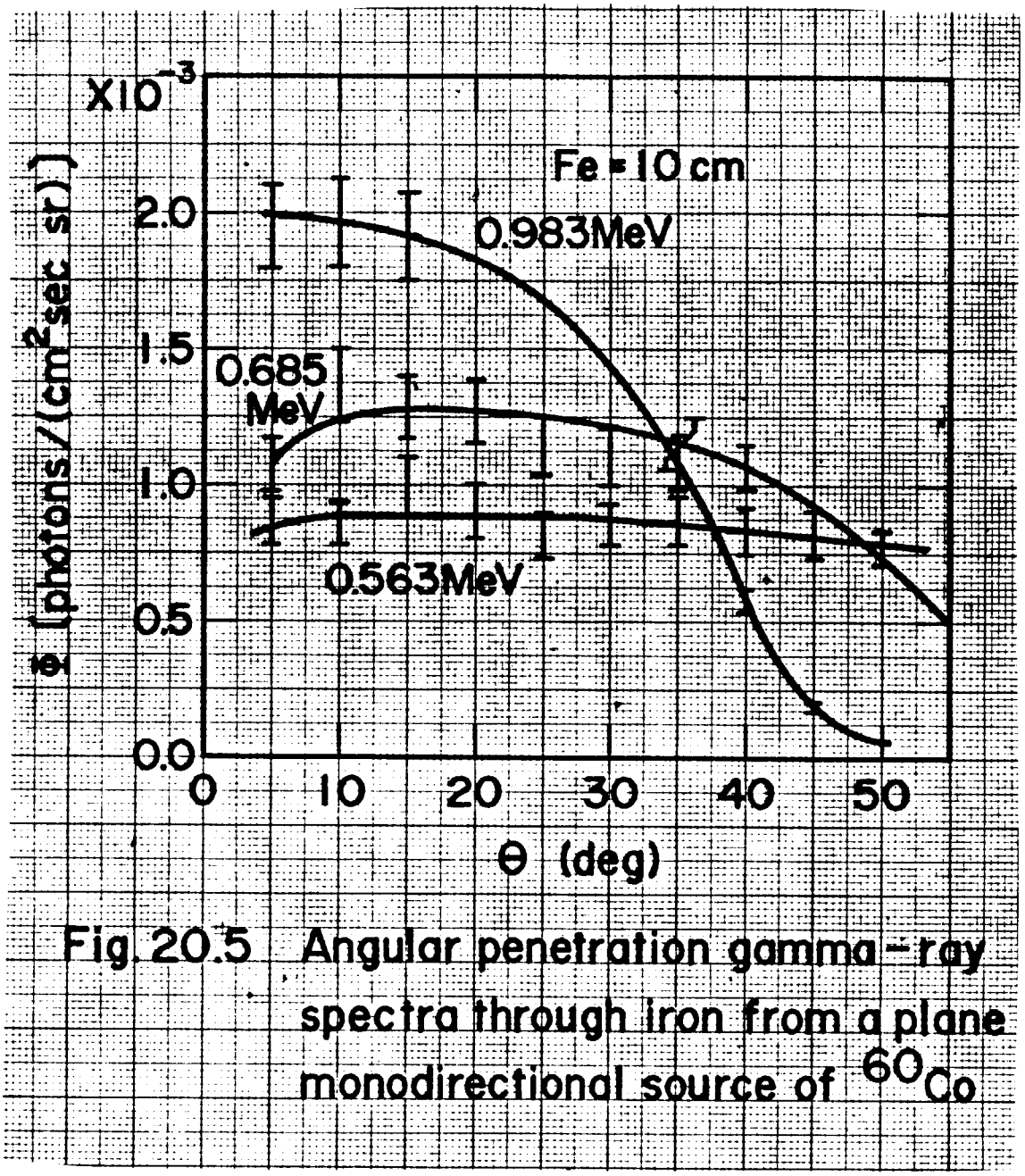


Fig. 20.5 Angular penetration gamma-ray spectra through iron from a plane monodirectional source of ^{60}Co

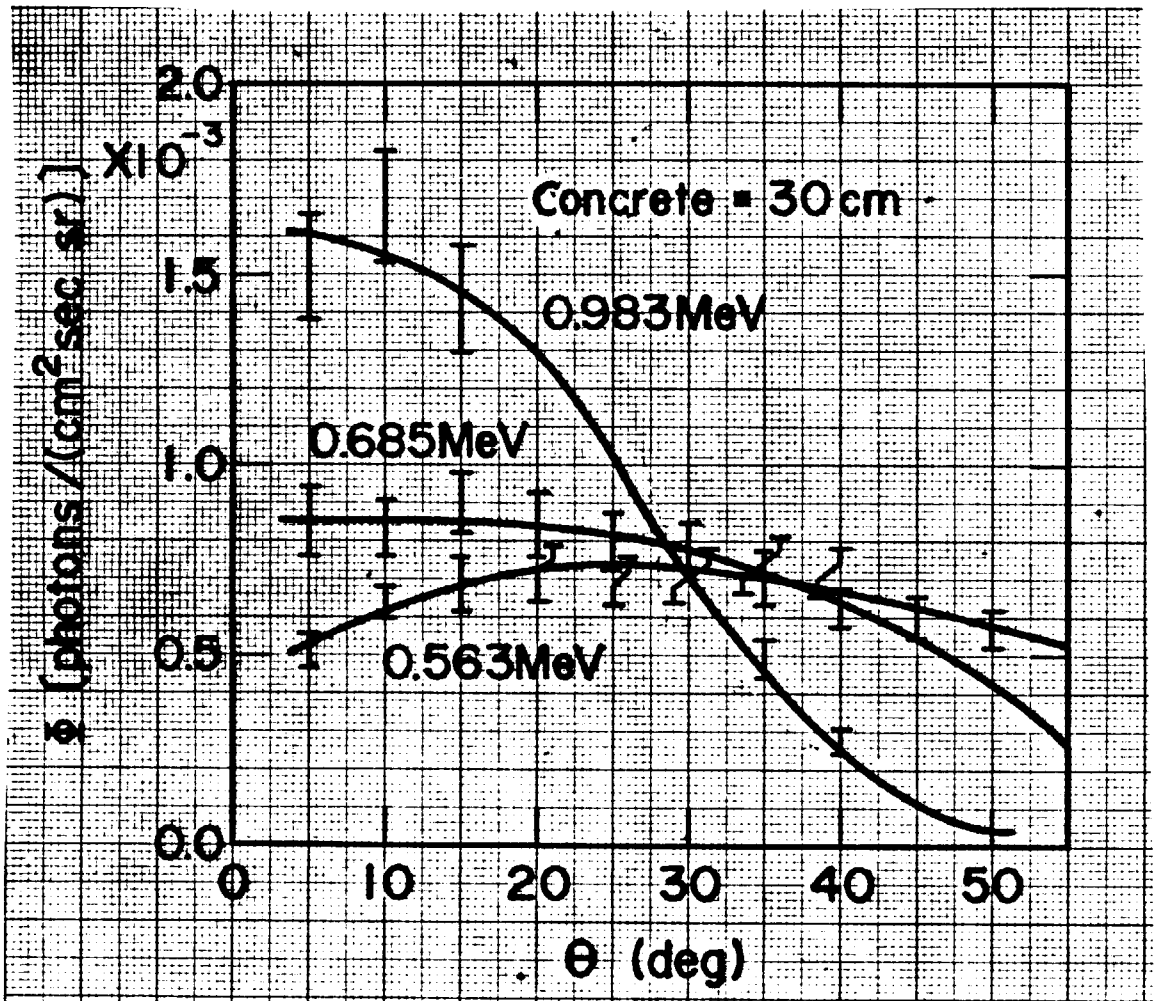


Fig.20.6 Angular penetration gamma-ray spectra through concrete from a plane monodirectional source of ^{60}Co

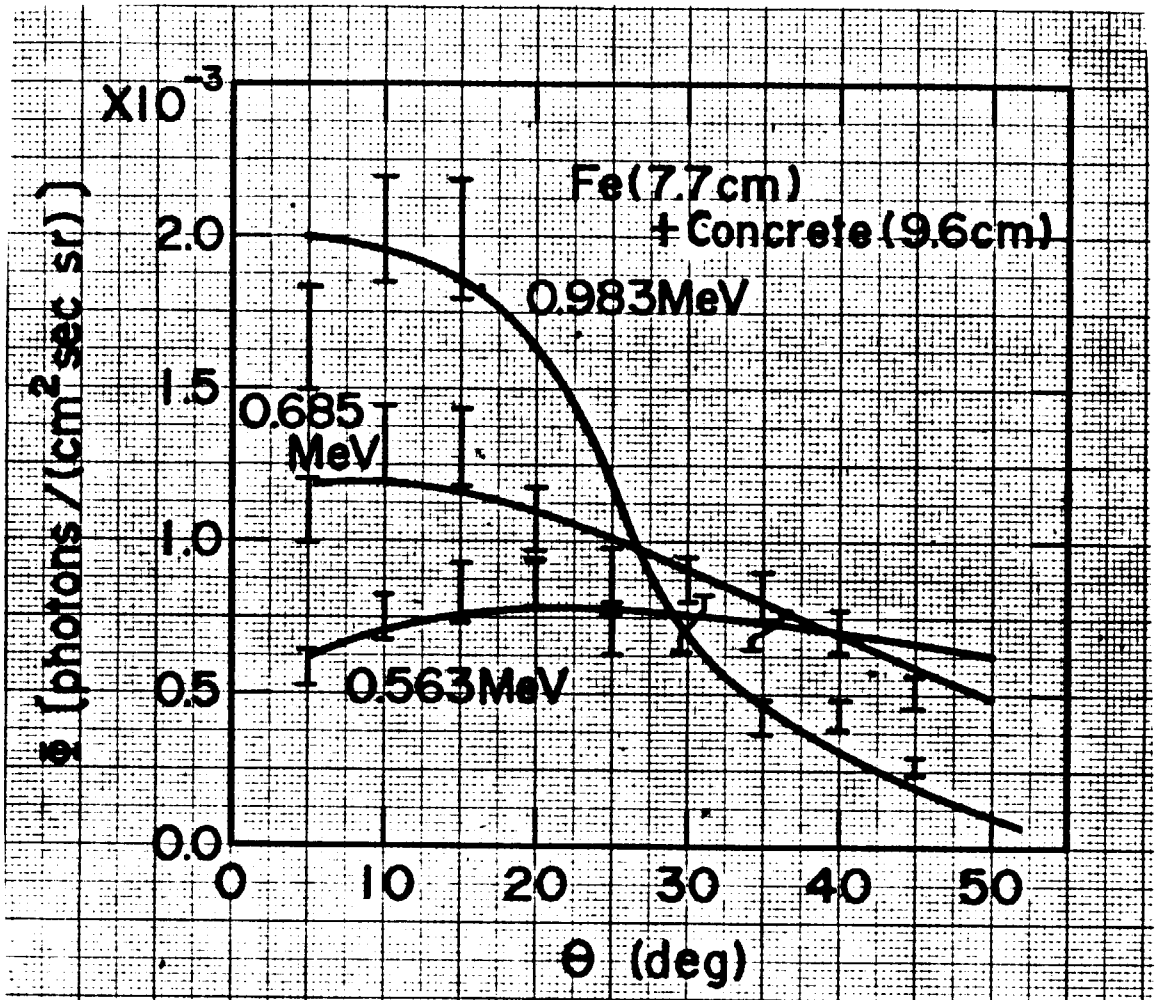


Fig.20.7 Angular penetration gamma-ray spectra through iron-concrete from a plane monodirectional source of ^{60}Co

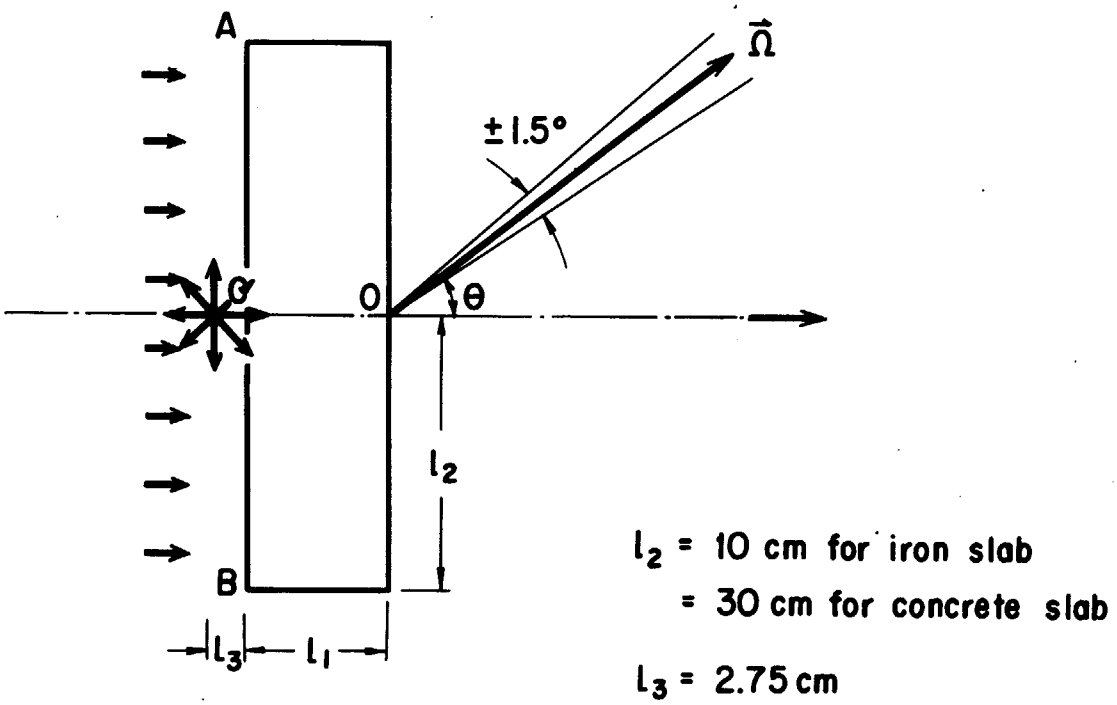


Fig. 20.8 Calculational model experimental configuration

21. オットハーン号の一次遮蔽タンク内の中性子の減衰

21. Neutron Attenuation in Primary Shield Tank of OTTO HAHN

(Reference)

1) Fiebig R., Frisius F., Hackbarth H. and Richter G.: "Untersuchungen über das Strahlungsfeld in der Reaktorabschirmung an Bord der OTTO HAHN", Atomkernenergie, 18[1], 71-78 (1971)

(Summary)

a) Experimental type : Primary Shield Tank Penetration
b) Source : OTTO HAHN Reactor
c) Material : Primary Shield of OTTO HAHN
d) Geometry : Sphere (one-dimension)
e) Instrument : Threshold Detector, Resonance Detector, Activation Detector
f) Quantity measured : Reaction Rate of Neutrons, Epithermal Neutron Flux, Thermal Neutron Flux

21.1 実験配置

本実験は，西独の原子船 "オットハーン号" で行われたものである。

原子炉，遮蔽タンク，実験装置の配置を Fig.21.1，Fig.21.2 に示す。測定軸は船首から 17° の方向で，高さは炉心中心から 20cm 下に位置している。この高さで初期の制御棒位置では放射線強度が最大になると算出されている。

21.2 測定方法と測定器

Table 21.1 実験に使用した検出器の種類，形状，測定量率等をまとめたものである。熱中性子束の測定に使用した Al -Dy foil は必要に応じて，裸の foil 以外に，Cd カバーした foil も照射し，熱外中性子の影響を除いた。その他の検出器は熱中性子の影響を避けるため，すべて Cd カバーされた。熱外中性子（約 5eV の中性子）は Au foil を用いて測定された。

原子炉出力のモニタは，測定方向の炉心側の一番前に Ni foil を置き $^{58}Ni(n,p)^{58}Co$ 反応を用いて行われた。

Activation foil の放射線は β 計数装置，$4\pi\beta$ 計数装置，3″φ×3″ NaI(Tl) シンチレータを用いてアンチコインシデンス法，コインシデンス法により測定された。

2 1.3 線　源

Fig. 2 1.3 は，原子炉炉心の寸法で，同体積の球形状で近似すると半径 57 cm の炉心になる。

2 1.4 測定結果

Fig.2 1.4 から Fig.2 1.9 は，それぞれの検出器で得られた測定結果である。これらの値はすべて原子炉出力３８MWあたりで表わされている。

（コメント：原著者）

a　炭素鋼内部の測定点に僅かながら水が入り込み，熱中性子束の測定値が幾分大きくなっていると推定される。

2 1.5 計算のためのモデル化

a・ 線源条件

半径 57cm の球で炉心を近似し，核分裂スペクトルを有する中性子が炉心内で一様に分布しているもとする。

b・ 幾何形状

炉心，遮蔽体を含めて，球形状で近似する。炉心から一次遮蔽体の外側までの遮蔽の配列と寸法は Table 2 1.2 の通りである。

c・ 物質の組成

Table 21.2 に示した各領域の Material No.の組成は以下の通りである。

領　域 (Material No.)	核　種	原子密度 (atoms/cm^3)
炉心 (1)	H	2.599×10^{22}
	O	2.535×10^{22}
	Fe	2.653×10^{21}
	Ni	2.530×10^{20}
	Cr	7.170×10^{20}
	Zr	3.860×10^{21}
	^{238}U	5.688×10^{21}
	^{235}U	2.170×10^{20}
鉄 (2)	Fe	8.464×10^{22}
冷水 (3)	H	6.691×10^{22}
	O	3.346×10^{22}
温水 (4)	H	5.152×10^{22}
	O	2.576×10^{22}
鋳鉄 (5)	C	1.258×10^{22}
	Si	2.610×10^{21}
	Fe	7.319×10^{22}

2 1.6 実験値と計算化との規格化

原子炉出力が３８MWになるように線源強度を決め，それぞれの検出器の測定値（反応率，Flux ）と計算値とを絶対値で比較する。

Table 21.1 Specification of detectors

Detector	Geometry (mm)	Reaction	Measured Value
In	49ϕ × 1 28ϕ × 1	$^{115}In(n,n')^{115m}In$	Reaction Rate/gIn
$Ca(PO_3)_2$	49ϕ × 3 28ϕ × 3 10ϕ × 1	$^{31}P(n,p)^{31}Si$	Reaction Rate/g$Ca(PO_3)_2$
Zn	49ϕ × 3 28ϕ × 3	$^{64}Zn(n,p)^{64}Cu$	Reaction Rate/gZn
Al	49ϕ × 3 28ϕ × 3	$^{27}Al(n,\alpha)^{24}Na$	Reaction Rate/gAl
Dy (90%Al+10%Dy)	49ϕ × 0.05 10ϕ × 0.05	$^{164}Dy(n,\gamma)^{165}Dy$	Thermal Neutron Flux
Au	49ϕ × 0.02 10ϕ × 0.02	$^{197}Au(n,\gamma)^{198}Au$	Epi-thermal Neutron Flux/lethargy

Table 21.2 Shiled sequence in the measuring line

Region No.	Designation	Material No.	Outer radius(cm)	Thickness (cm)	Distance from core surface (cm)
1	Core	1	57.0	57.0	0
2	Primary water	4	69.25	12.25	12.25
3	Support skirt	2	70.75	1.5	13.75
4	Primary water	4	77.5	6.75	20.5
5	Support skirt	2	79.5	2.0	22.5
6	Primary water	4	103.0	23.5	46.0
7	Thermal shiled	2	106.0	3.0	49.0
8	Primary water	4	118.0	12.0	61.0
9	Reactor vessel	2	124.85	6.85	67.85
10	Insulation	-	133.14	8.29	76.14
11	Shield tank inner wall	2	135.5	2.36	78.5
12	Shield water	3	160.5	25	103.5
13	Cast iron shield	5	190.5	30	133.5
14	Shield water	3	200.5	10	143.5
15	Cast iron shield	5	225.5	25	168.5
16	Shield water	3	265.5	40	208.5

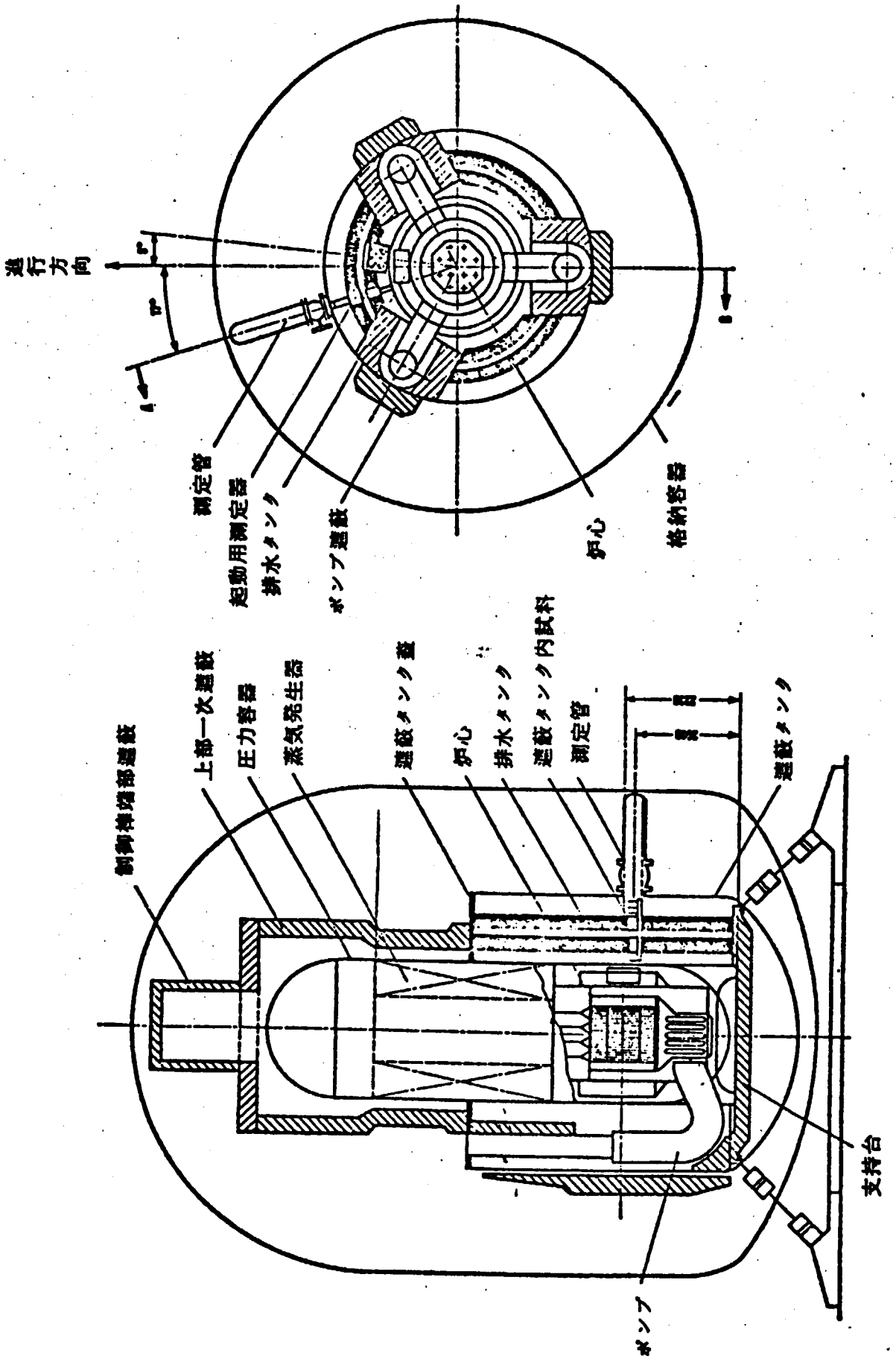


Fig. 21.1 Position of the measuring device for Otto Hahn reactor

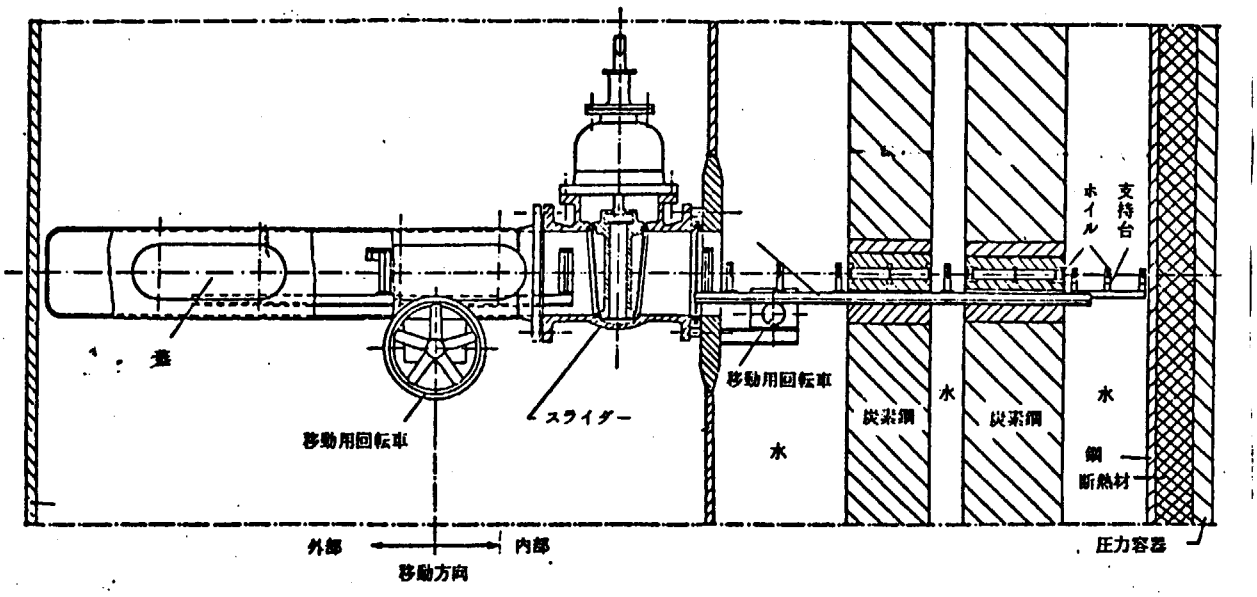
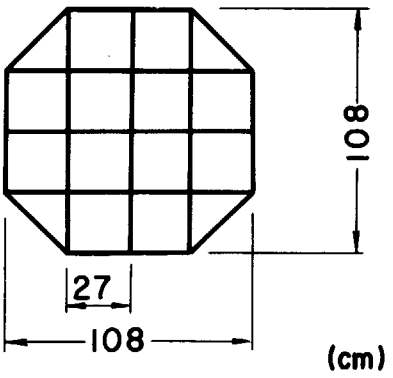


Fig. 21.2 Arrangement of the measuring device



Active fuel length = 112 cm

Fig. 21.3 Dimension of core

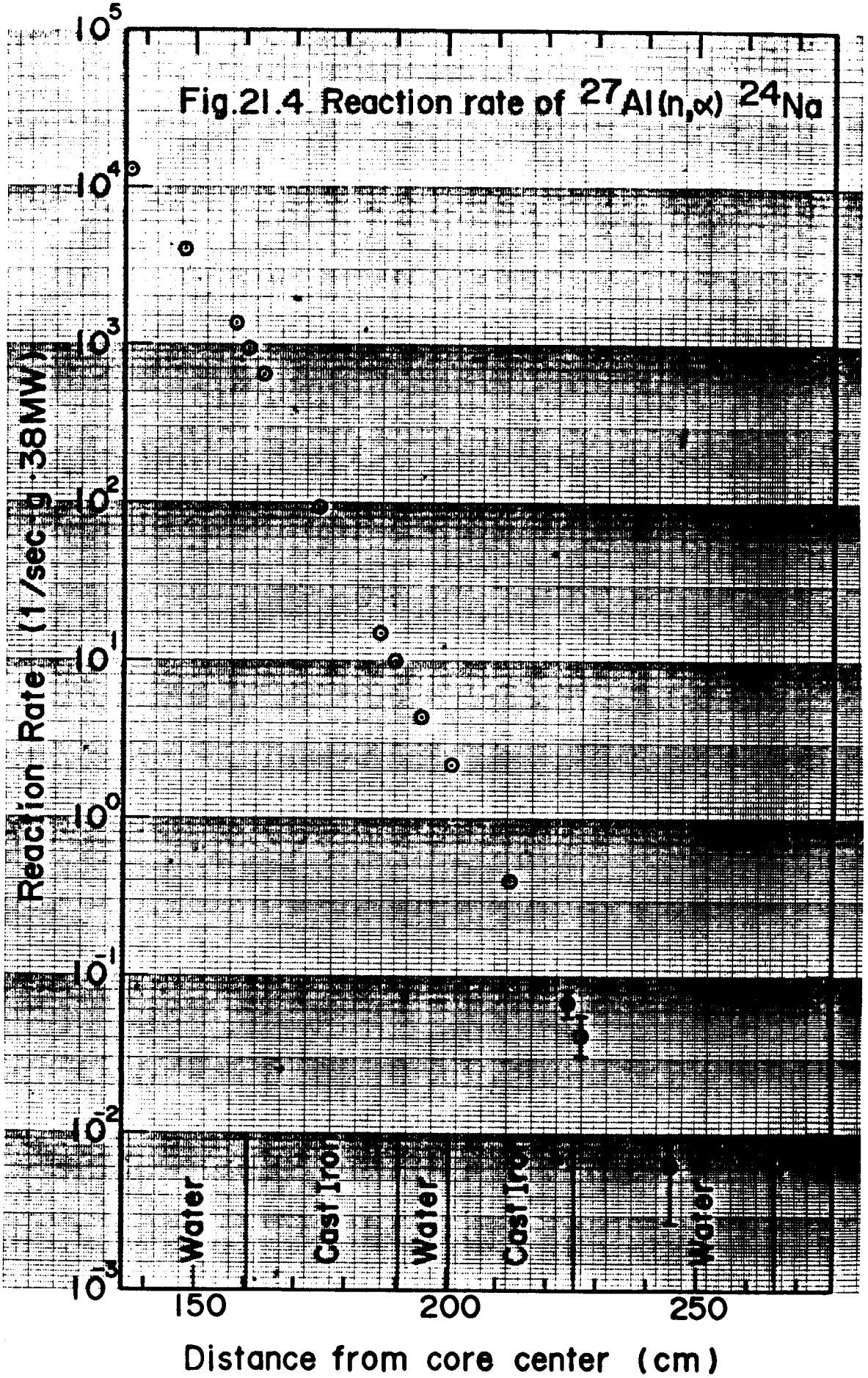


Fig.21.4 Reaction rate of $^{27}Al(n,\alpha)\,^{24}Na$
Reaction Rate (1/sec·g·38MW)
10^{5}
10^{4}
10^{3}
10^{2}
10^{1}
10^{0}
10^{-1}
10^{-2}
10^{-3}
Water
Cast Iron
Water
Cast Iron
Water
150
200
250
Distance from core center (cm)

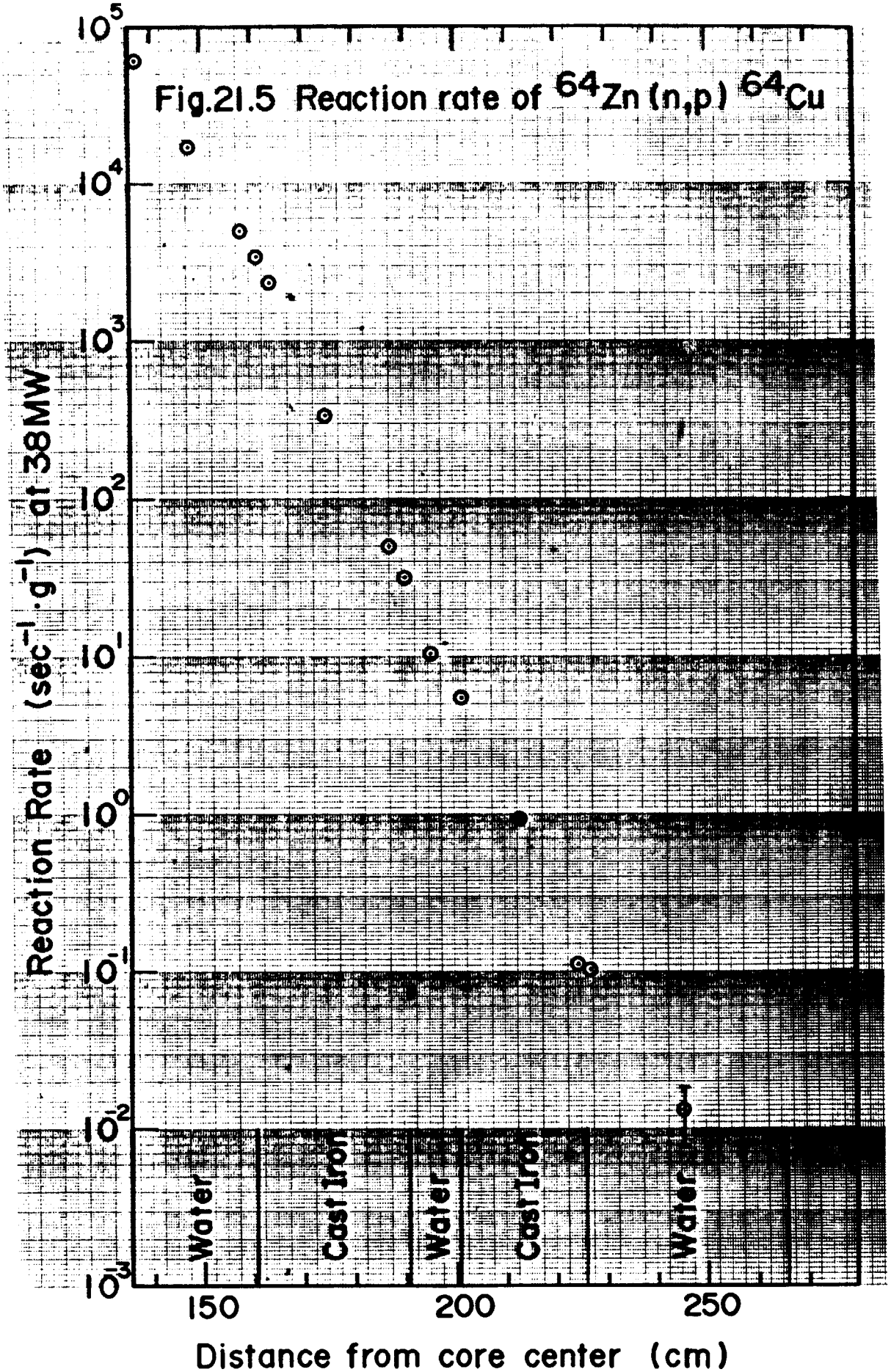


Fig.21.5 Reaction rate of $^{64}Zn(n,p)^{64}Cu$
Reaction Rate (sec^{-1}·g^{-1}) at 38MW
10^{5}
10^{4}
10^{3}
10^{2}
10^{1}
10^{0}
10^{-1}
10^{-2}
10^{-3}
Water
Cast Iron
Water
Cast Iron
Water
150
200
250
Distance from core center (cm)

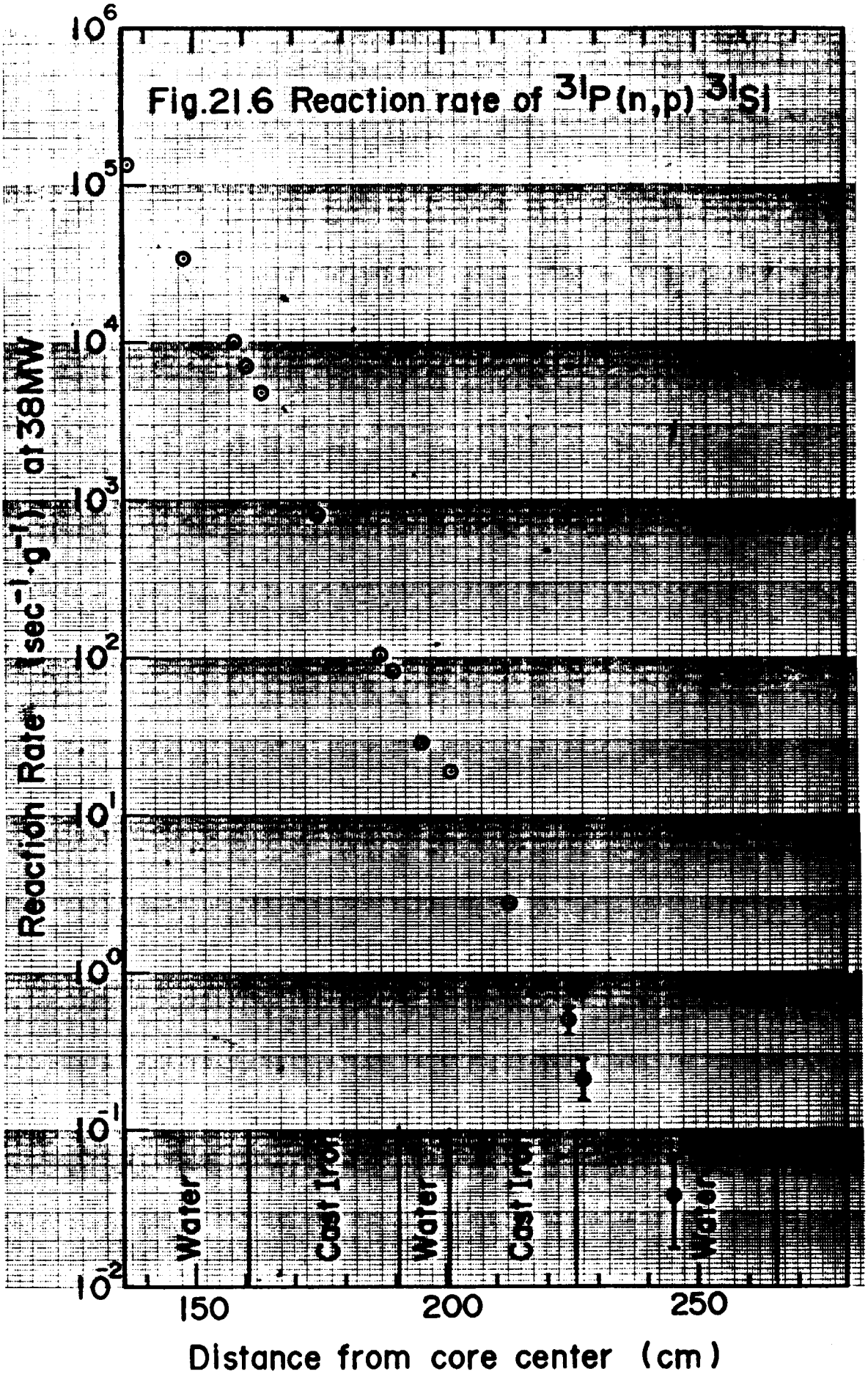


Fig.21.6 Reaction rate of $^{31}P(n,p)^{31}Si$
Reaction Rate (sec^{-1}·g^{-1}) at 38MW
10^{6}
10^{5}
10^{4}
10^{3}
10^{2}
10^{1}
10^{0}
10^{-1}
10^{-2}
Water
Cast Iron
Water
Cast Iron
Water
150
200
250
Distance from core center (cm)

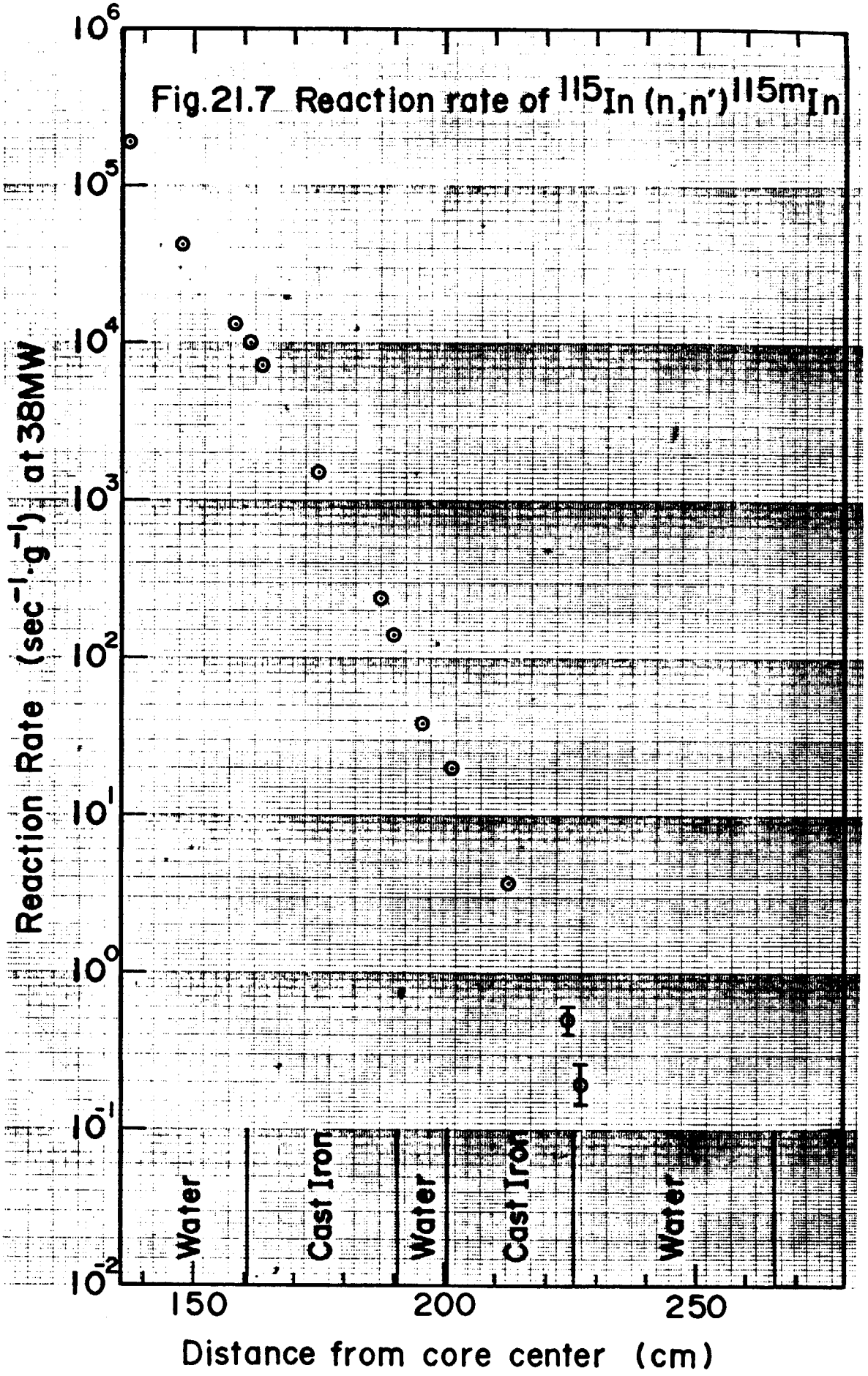


Fig.21.7 Reaction rate of 115In (n,n')115mIn
Reaction Rate (sec-1·g-1) at 38MW
10^6
10^5
10^4
10^3
10^2
10^1
10^0
10^-1
10^-2
Water
Cast Iron
Water
Cast Iron
Water
150
200
250
Distance from core center (cm)

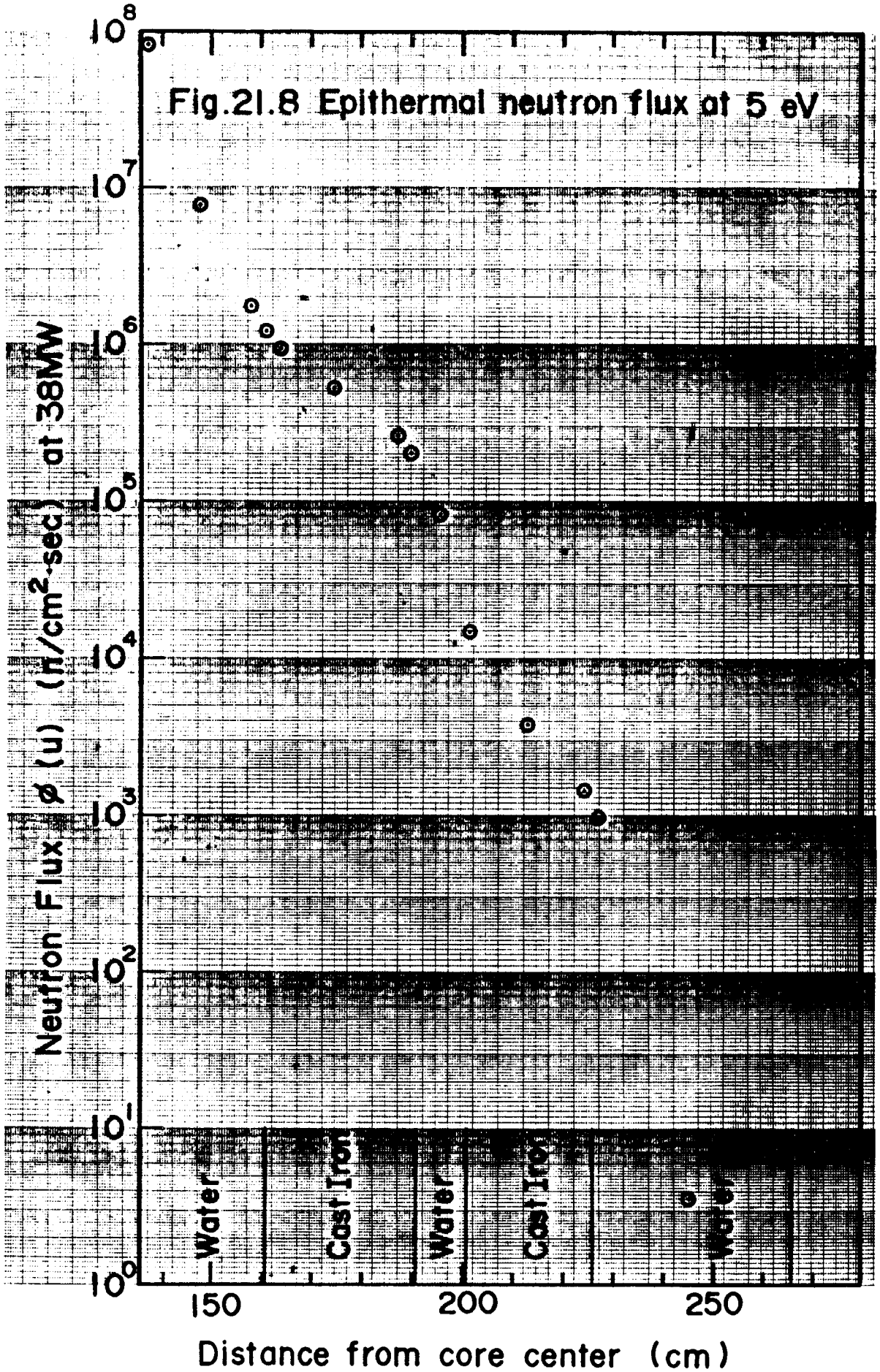


Fig.21.8 Epithermal neutron flux at 5 eV
Neutron Flux ø (u) (n/cm²-sec) at 38MW
10⁸
10⁷
10⁶
10⁵
10⁴
10³
10²
10¹
10⁰
Water
Cast Iron
Water
Cast Iron
Water
150
200
250
Distance from core center (cm)

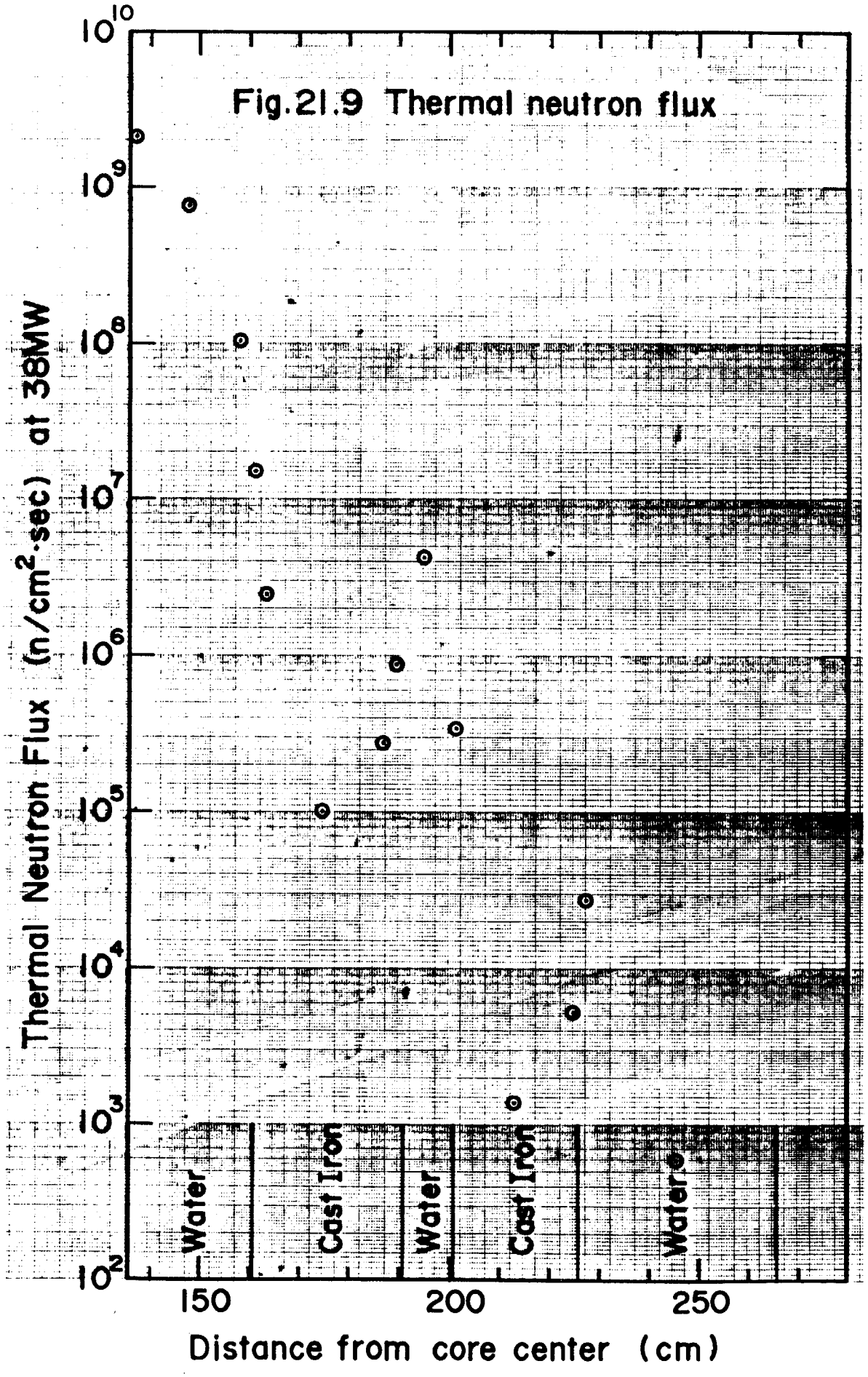


Fig.21.9 Thermal neutron flux
Thermal Neutron Flux (n/cm²-sec) at 38MW
10¹⁰
10⁹
10⁸
10⁷
10⁶
10⁵
10⁴
10³
10²
Water
Cast Iron
Water
Cast Iron
Water
150
200
250
Distance from core center (cm)