

JAERI-Research

99-045



JP9950529



作業環境下における種々の中性子標準場  
に関する研究

1999年8月

浅野芳裕

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布を行っております。

This report is issued irregularly.  
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1999

編集兼発行 日本原子力研究所

作業環境下における種々の中性子標準場に関する研究

日本原子力研究所関西研究所放射光利用研究部

浅野 芳裕

(1999年7月1日受理)

加速器施設周辺や原子力施設周辺における作業環境のような微弱放射線場での中性子挙動を調べるために、種々の微弱中性子線量標準場について議論した。ここでは、(1) 微弱線量中性子測定の基礎となる標準熱中性子場、(2) 数 MeV の中性子が種々の遮蔽材(鉄、パラフィン、コンクリート)によって減速された中性子場、(3) 数百 MeV までの中性子を含む加速器施設周辺の環境中性子場、の3標準中性子場について、整備した測定器も含めて議論した。特に減速場は3種類の中性子線量 (Effective dose equivalent, ambient dose equivalent, effective dose) について、まったく異なった2種類の方法 (アンフォールディング法、ED2M 法) で場の線量を導出し、各線量間および2種類の方法によって得られた線量値に良い一致を得た。

整備された技術を用いて、大型放射光施設 SPring-8 サイトでの宇宙線による環境中性子線スペクトルを測定するとともに東海研究所研究棟の建屋床面におけるスペクトルと比較した。

A Study on Various Neutron Standard Fields for Workplace

Yoshihiro ASANO

Department of Synchrotron Radiation Research  
Kansai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Mikatuki-cho, Sayou-gun, Hyogo-ken

(Received July 1, 1999)

Various neutron standard fields with weak intensity were discussed to investigate the behavior of neutron transportation in the workplace such as the outside of the shield wall at accelerator facilities and nuclear power plants, and to keep the traceability of the detectors for radiation dosimetry.

Three neutron fields, (1) thermal neutron fields for fundamentals of neutron measurement with weak intensity, (2) moderated neutron fields which constructed with several MeV neutrons and three kinds of shield material (iron, paraffin and ordinary concrete), and (3) environmental neutron fields around an accelerator facility, were investigated by using  $4\pi\beta\text{-}\gamma$  coincidence counter,  $\text{BF}_3$  counters, and  $^3\text{He}$  high sensitivity counters. In the moderated fields, neutron spectra were measured with unfolding method and compared with Error Evaluation on 2 Detector Methods (ED2M) in three dosimetric quantities (effective dose equivalent, ambient dose equivalent, and effective dose). The differences between the doses have been clarified to be quite small in this study and results of the unfolding methods are in good agreement with ED2M method.

Based on the present methods, the neutron spectrum within the extremely low intensity field due to cosmic-ray were successfully measured at environment of the Spring-8 site and compared with the fields within the building of JAERI as the function of the number of the concrete floor.

Keywords: Neutron Field, Unfolding, Error Evaluation Method, Cosmic Ray, Dose

## 目 次

1 序論	1
1.1 背景	1
1.2 本研究の目的	2
1.3 物理量と実用量	3
1.4 本論文の概要	4
1.5 参考文献	6
2 熱中性子場の構築と特性試験	8
2.1 緒言	8
2.2 装置および測定方法	8
2.3 測定結果	15
2.4 考察	16
2.5 結論	19
2.6 参考文献	19
3 球形減速材付BF <sub>3</sub> 比例計数管のエネルギー応答特性の評価	33
3.1 緒言	33
3.2 実験および方法	33
3.3 実験および計算結果	35
3.4 実験および計算結果の検討	36
3.5 検出器感度の評価ならびに <sup>252</sup> Cf中性子に対する適用結果	37
3.6 検出器感度の評価に対する結論	38
3.7 参考文献	38
4 減速中性子場の構築とその特性試験	48
4.1 緒言	48
4.2 減速中性子場	49
4.3 減速中性子場のスペクトル	50
4.4 誤差最小評価法による中性子線量の算定	51
4.5 結論	52
4.6 参考文献	53
5 自然環境における中性子スペクトル	77
5.1 緒言	77
5.2 検出器製作及び測定手順	78
5.3 結果	79
5.4 結論	80
5.5 参考文献	80
6 結論	93

付録-1 熱中性子束密度 .....	95
付録-2 中性子束密度補正項 .....	96
付録-3 $4\pi\beta\gamma$ 同時計数装置における絶対測定の補正值 .....	98

## Contents

1. Introduction	1
1.1 Background	1
1.2 Object of this Study	2
1.3 Radiation Quantity and Dosimetric Quantity	3
1.4 Outline of this Study	4
1.5 Reference	6
2. Construction of Thermal Neutron Standard Field and its Characteristics	8
2.1 Introduction	8
2.2 Thermal Neutron Field and Measurement Method	8
2.3 Measured Result	15
2.4 Discussion	16
2.5 Conclusion	19
2.6 Reference	19
3. Neutron Response Functions of the Multi-sphere Moderated BF <sub>3</sub> Counter	33
3.1 Introduction	33
3.2 Experimental Method	33
3.3 Measured Result	35
3.4 Discussion	36
3.5 Evaluation of Energy Response Function and Sensitivity for <sup>252</sup> Cf Neutrons	37
3.6 Conclusion	38
3.7 Reference	38
4. Construction of Moderated Neutron Field and its Characteristics	48
4.1 Introduction	48
4.2 Moderated Neutron Field	49
4.3 Neutron Spectrum of Moderated Field	50
4.4 Neutron Dose Estimation by Using Error Evaluation on 2 Detector Methods	51
4.5 Conclusion	52
4.6 Reference	53
5. Environmental Neutron Energy Spectrum	77
5.1 Introduction	77
5.2 Detector and Experimental Procedure	78
5.3 Result and Discussion	79
5.4 Conclusion	80
5.5 Reference	80
6. Summary	93
Appendix 1	95
Appendix 2	96
Appendix 3	98

This is a blank page.



# 1 序論

## 1.1 背景

中性子標準場は種々の物理量、たとえば各種物質の中性子に対する反応断面積や、材料などの照射損傷を定量的に測定するために必要である。また、中性子線治療のための照射量制御用検出器や吸収線量の同定、放射線防護のための管理機器の信頼性確保のためにもその重要性は高い。特に作業環境のような微弱中性子に対する標準場は測定器校正のためにもその需要は高い。

中性子標準場は加速器を用いた単色エネルギー場と熱中性子や減速中性子などの連続エネルギー分布の場に大別される。加速器を利用した単色エネルギー中性子は ${}^7\text{Li}(p, n){}^7\text{Be}$ 、 ${}^2\text{H}(d, n){}^3\text{He}$ 、 $\text{T}(d, n){}^4\text{He}$ 、 ${}^51\text{V}(p, n){}^51\text{Cr}$ などの核反応を利用して発生させる。最近の加速器技術の進展により数10 MeVあるいは数百 MeVのエネルギーを持つ準単色エネルギー中性子場が開発されている<sup>(1-1)</sup>。これらの単色エネルギー中性子場は検出器の特性等を研究する上で非常に有効ではあるが、大掛かりな装置を必要とする点、または運転費用が高額になる等の問題があり、測定器の校正や信頼性確保のために常に提供されているわけではない。一方連続エネルギー分布の場は原子炉や RI 中性子源と適当な減速材との組み合わせで構築される場合がほとんどである。このうち RI 中性子源は安価であり、また運転資金もほとんど必要がないので微弱中性子標準場としていくつかの施設で用いられている<sup>(1-2)</sup>。

単色エネルギー中性子場と同様、RI 中性子源と適当な減速材との組み合わせで構築される中性子場の場合、場をあらわす中性子強度やエネルギー分布などの特性が国家標準<sup>(1-3)</sup>や国際相互比較値<sup>(1-4)</sup>といかにトレーサビリティを確保しているのかが問題となる。多くの中性子場では、このトレーサビリティを確保していな

いか、確保していても、ごくかぎられた点、たとえばレムカウンター<sup>(1-5)</sup>などの測定器を相互比較しているに過ぎない。

測定器の校正や中性子被曝防護のための研究に供される、トレーサビリティーの確保された、作業環境のような微弱線量標準中性子場を構築する必要性が叫ばれている<sup>(1-6)</sup>。

## 1. 2 本研究の目的

近年、発電に代表される原子力産業だけでなく、中性子捕捉療法<sup>(1-7)</sup>に見られるように、医療の分野などにおいても中性子が身近なものになってきている。今後、益々中性子利用が増大することが考えられる。また、加速器などの普及により一般環境における中性子挙動の解明は益々その重要性を高めつつある。

中性子は電荷が0の物質透過力の強い粒子で、熱領域から数 MeV のエネルギーを持つ核分裂中性子あるいは宇宙線起源等による数百 MeV 以上のエネルギーを持つ中性子まで、そのエネルギー範囲は広範囲におよぶ。また、中性子は無電荷なので直接電離作用は行わず、核反応や反跳粒子、衝突粒子を通じてそのエネルギーや強度を決定しなければならない等の困難さが付きまとう。その上、人が立ち入ることの出来る中性子場は強度が低いことが予想される。この強度が低い、人間環境における中性子場を精度良く評価することは今後中性子を利用するうえで絶対必要である。

従来より中性子挙動に関する研究は原子炉等の臨界問題等、多くの研究がなされてきた。また、中性子スカイシャイン問題<sup>(1-7)</sup>等、被曝防護関連の中性子挙動研究も数多くなされてきている。最近、被曝量算定の考え方が変わったのに伴い<sup>(1-8)</sup>、多くの人体内中性子輸送計算がなされた<sup>(1-9)</sup>。これらは中性子場を数値計算上の問題として理想化して取り扱い、現実の中性子場を再現しているものではない。被曝量算定基準の変遷に伴い、現実の中性子場としてどのように被曝量が変わるのか調べることは有意義であり、被曝管理

上からも必要である。また、正確に値付けされた人間環境下での種々の中性子場を構築することは、中性子の特性を調べることから必要である。そこで本研究は以下のことを目的として遂行された。

- (1) 中性子利用に伴う、現実に近い種々の中性子場を構築する。
- (2) トレーサビリティーの確保された中性子場を構築すること。
- (3) 作業環境で使用される種々の検出器の校正が出来る中性子場を提供すること。

また、本研究を通じて得られた技術を用いて、種々の場所における宇宙線起源の環境中性子スペクトル測定を実施し、今後益々利用が増大すると思われる加速器周辺の環境中性子線量率測定の確立を目指す。

### 1.3 物理量と実用量

中性子場を記述する場合、基本的な物理量であるフルエンスやフラックス、エネルギーフラックス（スペクトル）であらわすことが一般的である。本論文でも熱中性子に対してはフルエンス率およびフルエンス率分布であらわしている。熱外領域以上の中性子については単位レサジーあたりのエネルギーフラックス（スペクトル）で記述した。このような物理量は中性子自身のエネルギー、角度分布などの性質や強度のみに依存し、場の周囲を囲む物質によって値が変化することはない。それに対して、吸収線量は場に存在する物質がどの程度のエネルギーを受け取ったかを記述する量であり、同じ中性子でも物質が異なれば値が異なってくる。

吸収線量とともに、作業環境などでは人に対する防護を目的とした実用的な線量を用いて場をあわらすことも必要である。この目的で国際放射線防護委員会 (ICRP) はいままで数々の実用量である防護量を勧告してきた<sup>(1-10)</sup> <sup>(1-11)</sup> <sup>(1-8)</sup>。これらは人に対する放射線影響の研究の成果を取り入れた結果である<sup>(1-12)</sup>。本論文で取り扱う防護量は (1) ICRP 21<sup>(1-13)</sup> に中性子線量当量換算係数

が掲載されている線量当量で次式であらわされる量

$$H = QDN \quad (1-1)$$

ここでHは線量当量、QはLET(線エネルギー付与)と関係づけられた線質係数、Dは吸収線量である。Nは修飾係数で通常N=1である。

(2) ICRP26<sup>(1-11)</sup>で勧告された次式で表される実効線量当量 $H_E$ を基本に、場をあらわす防護量として導入された線量当量指標

$$H_E = \sum_T w_T H_T \quad (1-2)$$

$H_{TD}$ を用いる。

ここで $w_T$ は組織の荷重係数、 $H_T$ は組織Tの平均線量当量である。換算係数はICRP51<sup>(1-14)</sup>に掲載されている。

(3) 実効線量当量の概念を基に、線質係数(放射線荷重係数と名称変更)とLETとの関係の見直し、組織荷重係数の見直しなどがおこなわれ<sup>(1-8)</sup>、それに基づいて人体形状ファントムを用いて次式で表される実効線量(実効線量当量の名称変更)計算が行われ、換算係数が求められている<sup>(1-9)</sup>。この場合、本論文で使用するデータは前方からの平行照射を線源条件(AP条件)とした。

$$E = \sum_T W_T H_T \quad (1-3)$$

$$H_T = \sum_R W_R D_{TR} \quad (1-4)$$

ここでEは実効線量、 $w_T$ は組織Tの荷重係数、 $H_T$ は組織Tの等価線量、 $w_R$ は放射線種Rの放射線荷重係数、 $D_{TR}$ は組織Tについての平均化された放射線Rに起因する吸収線量である。

#### 1.4 本論文の概要

第1章では、本研究の目的と背景、中性子場を記述するのに適した物理量と実用量である防護量についての説明および概要を述べる。

第2章では、はじめに黒鉛パイルを用いた熱中性子場の構築について述べ、次に $4\pi\beta\text{-}\gamma$ 同時計数装置を用いた熱中性子束絶対測定

方法について、装置も含めて議論する。続いて $4\pi\beta\text{-}\gamma$ 同時計数装置を用いて得られた熱中性子束の値についてトレーサピリテーの確保と共に検討結果を記す<sup>(1-15)</sup><sup>(1-16)</sup>。

第3章では、減速領域での中性子を効率良く測定するために球形減速材付検出器を8種類制作し、加速器を用いた実験および計算によってそのエネルギー応答特性を決定した。その検討結果について述べる<sup>(1-17)</sup>。

第4章では、鉄、パラフィン、およびコンクリートと $^{242}\text{Am}\text{-Be}$ および $^{252}\text{Cf}$ を用いた減速場を構築した。球形減速材付検出器を用いて構築した場の減速中性子スペクトルをアンフォールディング法により求めた。また実用量である3種類の防護量についてアンフォールディング法と誤差最小評価法で評価した。その検討結果について述べる。

第5章では、高感度の中性子検出器を制作し、宇宙線による種々の場所での環境中における中性子スペクトルを測定した。これらの検討結果について述べる<sup>(1-18)</sup>。

第6章は結論で、本研究で得られた成果、熱中性子領域から数MeVまでの特徴ある中性子スペクトル場についての利用法および2次標準場としてのトレーサピリテーの確保への貢献などを述べる。

## 1.5 参考文献

- (1-1) T.Nakamura et.al., Development of Mono-energetic Neutron Fields and Present Status of Neutron Experiments, J. of the Atomic Energy Society of Japan vol.40 No.3 p192-206 (1998) (in Japanese)
- (1-2) K.Nakanura et .al., :Development of Simple neutron Reference calibration fields and its Evaluation, INS-T-453 Tokyo Univ. (1986) (in Japanese)
- (1-3) K.Kudo Precise Measurement Techniques for establishment of Fast Neutron Standard and their Applications, ISSN0366-9106 ETL (1982) (in Japanese)
- (1-4) Huynh,V.D. :Metrologia vol.16 No.1 p 31 (1980)
- (1-5) I.O.Andersson, J.Braun, A Neutron Rem Counter Nukleonik vol.6 (1964)
- (1-6) A.Sekiguchi et.al., Study on low level neutron dose field to standardization. Tokyo Univ. (1981) (in Japanese)
- (1-7) Stevenson ,G.R. and Thomas, R.H., Health Physics, vol.46 p115-122 (1984)
- (1-8) ICRP Pub.60,:1990 recommendations of the Int. Commission on Radiological Protection, Annals of the ICRP,21 (1991)
- (1-9) ICRP Pub 74,: Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, (1996)
- (1-10) ICRP Pub.9, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, (1966)
- (1-11) ICRP Pub.26, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection (1978)
- (1-12) UN report, :Sources and Effects of Ionizing radiation, UNSCEAR 1993 report to the general assembly, with

scientific annexes, New York (1993)

- (1-13) ICRP Pub.21 (1971)
- (1-14) ICRP Pub.51,: Annals of the ICRP,17 (1987)
- (1-15) Y.Asano and M.Yoshida,: Development of Thermal neutron Field for Routine Calibration of radiation Protection Instruments, Hoken-Buturi (J.Health Physics Society of Japan) Vol.19 p.341 (1984) (in Japanese)
- (1-16) Y.Asano,: Relation of personal dosimeters for thermal neutron with new ICRP recommendations, FILM BADGE NEWS No.137 (1988) (in Japanese).
- (1-17) Y.Asano,: Neutron Response Functions of the Multi-sphere Moderated BF<sub>3</sub> Counter. Hoken-Buturi (J.Health Physics Society of Japan) Vol.22 p.445 (1987) (in Japanese)
- (1-18) Y.Asano,: Environmental Neutron Spectrum due to Cosmic Ray, The report of the committee of the environmental radiation monitoring. Japan Atomic Energy Industry Forum-Kansai, (1997) (in Japanese)

## 2 熱中性子場の構築と特性試験

### 2-1 緒言

現在、個人被曝線量の管理のための熱中性子測定器としては、フィルムバッチ線量計、熱ルミネッセンス線量計、熱中性子用ポケット線量計などが用いられている。また、放射線管理を目的とした中性子測定器としては、BF<sub>3</sub>計数管などが用いられている。これらの測定器の測定精度を維持するためには、国家標準とトレーサビリティを確保した標準熱中性子場を整備し、定期的に測定器を校正する必要がある。

現在、日常的に測定器の校正を行うことを目的とした標準熱中性子場は少ない。そこで新たに黒鉛パイルを設置し、簡便かつ精度よく熱中性子測定器の校正が実施できる標準熱中性子場を構築した。この標準熱中性子場は、黒鉛パイルに装着されているプラグの交換と中性子線源の装荷方法の変更とにより、黒鉛パイル内に比較的大きな等方熱中性子照射場と黒鉛パイル外に疑似平行ビーム状熱中性子照射場を構築することができる。

被校正熱中性子測定器を照射場に挿入することにより校正位置の熱中性子フルエンス率が大きく変わる可能性がある。また、中性子線源の種類と装荷位置に対応して熱中性子場を標準化する必要がある。したがって、金箔を用いて誘導放射能を測定し、熱中性子フルエンス率の絶対測定を行った。次に国家標準とのトレーサビリティを確保するため、工業技術院電子技術総合研究所（以下、「電総研」と略記）と金箔誘導放射能の絶対測定に関する相互比較を実施した。

### 2-2 装置および測定方法

#### (1) 標準熱中性子場

構築した黒鉛パイルは測定器の校正の目的、被校正測定器の形状に対して照射場を変更できる特徴を持つ。この黒鉛パイルは黒鉛ブロックを積み重ねたもので、全体の大きさは縦1640mm、横1500mm、高さ1160mmである。黒鉛パイルの写真を Fig. 2-1 に示す。

#### (a) 等方照射場

熱中性子の等方照射を行う場合の黒鉛パイルの構成断面図を Fig. 2-2 (A) に示す。等方照射場として、黒鉛パイルの中心部に縦300mm、横270mm、



空洞の両側の対象な位置に一对の中性子線源を装荷することにより、被校正測定器に適した熱中性子フルエンス率、カドミウム比などの校正条件を選択することが可能である。使用中性子線源は $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ ,  $^{239}\text{Pu}-\text{Be}$  各 $3.7 \times 10^{10}\text{Bq}$  (1Ci) である。

#### (b) 疑似平行ビーム状照射場

熱中性子の疑似平行ビーム状照射を行うための黒鉛パイルの構成断面図を Fig. 2-2 (B) に示す。縦270mm, 横970mm, 高さ270mmの空洞を通して熱中性子は黒鉛パイル外部にビーム状に導かれる。照射場は、黒鉛パイル壁面より50cmの位置とした。部屋のコンクリート壁、床等からの散乱熱中性子の影響を除くため、黒鉛パイルの空洞に面した部分を除いて厚さ1mmのカドミウム板で遮蔽した。中性子源には1981年3月18日現在で $1.96 \times 10^9 \text{ Bq}$  (53mCi) の $^{252}\text{Cf}$ を使用した。

### (2) 熱中性子フルエンス率の測定法

#### (a) 熱中性子フルエンス率の絶対測定

熱中性子フルエンス率は金箔の放射化に基づき絶対測定法により決定した。黒鉛パイル空洞内の同一場所に設置された金箔検出器の誘導飽和放射能をそれぞれ $A_{Al}^0$ ,  $A_{Cd}^0$ とする。ここで $A_{Al}^0$ はアルミニウムでカバーされた裸の状態の金箔検出器の誘導飽和放射能、 $A_{Cd}^0$ はカドミニウムでカバーされた金箔検出器の誘導飽和放射能である。熱中性子場に各々の検出器を設置することにより引き起こされる場の乱れを考慮すると、熱中性子束密度 $\Phi_0$ は

$$\Phi_0 = n_{\text{TH}} \cdot V_0 = A \{ A_{Al}^0 - A_{Cd}^0 \cdot F_{\text{CD}} / F_{\text{Al}} \} / (F \cdot G_{\text{AL}} \cdot G \sigma_0 \cdot N_0 \cdot W) \quad (2-1)$$

と表される。ここで

$\Phi_0$ : カドミカットオフエネルギー<sup>(註)</sup>以下の $2200 \text{ m/s}$ 中性子

束密度 $[\text{n/cm}^2/\text{s}]$  (付録A-1参照)

$n_{\text{TH}}$ : カドミカットオフエネルギー以下の中性子密度 $[\text{n/cm}^3]$

$V_0$ : 熱中性子の速度 ( $2.2 \times 10^5 \text{ cm/s}$ )

$A$ : 金の原子量 ( $196.9665^{(2-1)}$ )

$A_{Al}^0$ : アルミニウムでカバーされた金箔の誘導飽和放射能 $[\text{Bq}]$

$A_{Cd}^0$ : カドミニウムでカバーされた金箔の誘導飽和放射能 $[\text{Bq}]$

$F_{CD}$  : 金箔検出器をカドミニウムでカバーすることによる熱外中性子の共鳴吸収に対する補正值 ( $CD$  1MM厚さに対して  $1.01^{(2-2)}$ )

$F_{AL}$  : 金箔検出器をアルミニウムでカバーすることによる熱外中性子の共鳴吸収に対する補正值 ( $AL$  1MM厚さに対して  $1.00$ )

$F$  : 金箔検出器による熱中性子束密度の減少<sup>(2-3)</sup>、自己遮蔽、端効果に関する補正值 (付録A-2参照)

$G_{AL}$  : アルミニウムカバーによって吸収される熱中性子に対する補正值 ( $1/1.003$ )

$G\sigma_0$  : 中性子が温度  $20.44^\circ\text{C}$  でマックスウェル分布をしているときの金の実効吸収断面積

$g$  : 熱中性子領域における吸収断面積の  $1/v$  則に関する非  $1/v$  補正因子 (室温に対して  $1.0053^{(2-4)}$ )

$\sigma_0$  : 中性子温度  $20.44^\circ\text{C}$  (中性子速度  $2200\text{ m/s}$ ) のときの金の吸収断面積 ( $98.65 \pm 0.09\text{ barn}^{(2-5)}$ )

$N_0$  : アボガドロ数 ( $6.022045 \times 10^{23}$ )

$W$  : 金箔検出器の重量である。

(注) カドミニウムの厚さに依存するが、等方的な中性子束密度の場合、厚さ  $1\text{ mm}$  のカドミニウムの実効カドミカットオフエネルギーは  $0.68\text{ eV}^{(2-6)}$  である。

ここで  $F_{cd}$  の値は  $1.01$  の他に  $1.045 \pm 0.01^{(2-7)}$  が使用されることがあるが、本測定では国際比較<sup>(2-8)</sup>、<sup>(2-9)</sup>、<sup>(2-10)</sup>、<sup>(2-11)</sup> で採用された  $1.01$  を用いた。 $G_{AL}$  も同様に  $1/1.003$  を用いた。

金箔の誘導放射能の測定に用いた  $4\pi\beta\text{-}\gamma$  同時計数装置の概略を Fig. 2-3 に示す。 $4\pi\beta\text{-}\gamma$  同時計数装置の写真を Fig. 2-4 に示す。金箔検出器の保持は外形  $38\phi$ 、内径  $28\phi$ 、厚さ  $0.3\text{ mm}$  のアルミニウム製の保持板に VINS 膜 5 枚重ね (約  $40\mu\text{g}/\text{cm}^2$ ) のものを用い、その両面に金を厚さ約  $15\mu\text{g}/\text{cm}^2$  蒸着したものを使用した。 $\beta$ 線検出器として、ピルボックス型  $4\pi\beta$  比例計数管を使用した。数え落としを正確に補正するために図に示したように、各検出系毎に強制的に不感時間を設定した。計数ガスとして  $\text{CH}_4$  ガスを使用した。 $4\pi\beta$  比例計数管のプラトー特性を Fig. 2-5 に示す。プラトー領域は約  $500\text{ V}$ 、プラトー勾配は  $0.1\%/100\text{ V}$  以下である。 $\gamma$ 線検出器として  $4\text{ in}\phi \times 1\text{ in}$  の

NaI(Ta)シンチレーション検出器を用いた。4πβ 比例計数管および NaI(Ta)シンチレーション検出器は厚さ 7 cm の鉛と各々 1 mm 厚さのカドミニウム、銅で遮蔽されている。また、各々の前値増幅器は遮蔽体内で検出器と直結している。本 4πβ-γ 同時計数装置における  $^{198}\text{Au}$  の γ 線 (エネルギー 412 keV) の全エネルギー吸収ピークに対する計数効率 は 7.62%、バックグランド計数率は 1.36cps であった。測定に使用した金箔は 20 mm φ, 厚さ 20 μm である。本 4πβ-γ 同時計数装置の分解時間測定結果を Fig. 2-6 に示す。

分解時間、不感時間等の補正をすると各計数値は

$$N_{\gamma} = N_{\gamma}^0 / (1 - \tau N_{\gamma}^0) - N_{\gamma b} \text{-----} (2-2)$$

$$N_{\beta} = N_{\beta}^0 / (1 - \tau N_{\beta}^0) - N_{\beta b} \text{-----} (2-3)$$

$$N_c = \frac{(N_c^0 - 2\tau \cdot N_{\beta}^0 \cdot N_{\gamma}^0) \left\{ 1 - \frac{1}{2} (N_{\beta}^0 + N_{\gamma}^0) \tau_d \right\}}{(1 - N_{\beta}^0 \tau_d) \cdot (1 - N_{\gamma}^0 \tau_d) \left\{ 1 - \frac{1}{2} (N_{\beta}^0 + N_{\gamma}^0) (\tau_d + 2\tau) + N_c^0 \tau_d \right\}} - N_{cd} \text{---} (2-4)$$

ここで

- $N_{\gamma}^0$  : γ線チャンネルの計数率 (cps)
- $N_{\beta}^0$  : β線チャンネルの計数率 (cps)
- $N_c^0$  : 同時計数チャンネルの計数率 (cps)
- $\tau_d$  : γ線およびβ線測定系の不感時間 (s)
- $\tau$  : 分解時間 (s)
- $N_{\gamma b}$  : γ線チャンネルの自然計数率 (cps)
- $N_{\beta b}$  : β線チャンネルの自然計数率 (cps)
- $N_{cb}$  : 偶然同時計数率 (cps)
- $N_{\gamma}$  :  $^{198}\text{Au}$  のγ線による計数率 (cps)
- $N_{\beta}$  :  $^{198}\text{Au}$  のβ線による計数率 (cps)
- $N_c$  : 同時計数率 (cps)

である。

放射化された金箔検出器の真の崩壊率を  $C_0$  とする。絶対測定を行ううえで内

部転換電子の影響および  $4\pi\beta$  比例計数管の  $\gamma$ 線感度などの補正を行うと、 $C_0$ と (2-2)、(2-3)、(2-4) 式で補正された  $N_\gamma$ 、 $N_\beta$ 、 $N_c$  は次の関係式で表される。

$$N_\gamma = \frac{C_0 \epsilon_\gamma}{(1+\alpha)} \text{-----}(2-5)$$

$$N_\beta = C_0 \left\{ \epsilon_\beta + \frac{(1-\epsilon_\beta)\epsilon_\beta}{1+\alpha} + \frac{(1-\epsilon_\beta)\alpha\epsilon_{ce}}{1+\alpha} \right\} \text{-----}(2-6)$$

$$N_c = C_0 \left\{ \frac{\epsilon_\beta \epsilon_\gamma}{1+\alpha} + \frac{(1-\epsilon_\beta)\epsilon'_{\beta\gamma}\epsilon'_\gamma}{1+\alpha} \right\} \text{-----}(2-7)$$

ここで

$\epsilon_\gamma$  : Na I (T1) 検出器の  $^{198}\text{Au}$   $\gamma$ 線に対する検出効率

$\epsilon_\beta$  :  $4\pi\beta$  比例計数管の  $^{198}\text{Au}$   $\beta$ 線に対する検出効率

$\epsilon_{\beta\gamma}$  :  $4\pi\beta$  比例計数管の  $^{198}\text{Au}$   $\gamma$ 線に対する検出効率

$\epsilon_{ce}$  :  $4\pi\beta$  比例計数管の内部転換電子に対する検出効率

$\alpha$  : 0.412 MeV  $\gamma$ 線に対する内部転換係数

$\epsilon'_{\beta\gamma}$  :  $4\pi\beta$  比例計数管内で相互作用した後の  $\gamma$ 線に対する Na I

(T1) 検出器の感度

$\epsilon'_{\beta\gamma}$  :  $4\pi\beta$  比例計数管内で相互作用した後の  $\gamma$ 線による 2 次電子の

$\epsilon_{\beta\gamma}$  に対する寄与率

である。

(2-5)、(2-6)、(2-7) 式より

$$N_\beta \cdot N_\gamma / N_c = C_0(1+k) \text{-----}(2-8)$$

$$k = \frac{(1 - \epsilon_\beta)}{\epsilon_\beta} \left\{ \frac{\epsilon_\beta + \alpha \epsilon_\alpha}{1 + \alpha} - \epsilon'_{\beta\gamma} \frac{\epsilon'_\gamma}{\epsilon_\gamma} \right\} \text{-----} (2-9)$$

と表される。

ここで  $\epsilon'_{\beta\gamma} \frac{\epsilon'_\gamma}{\epsilon_\gamma}$  は他の項に比較して十分に小さいので無視できる。よって  $k$  は

$$k = \frac{(1 - \epsilon_\beta)}{\epsilon_\beta} \left\{ \frac{\epsilon_\beta + \alpha \epsilon_\alpha}{1 + \alpha} \right\} \text{-----} (2-10)$$

と表すことができる (付録-3 参照)。

標準偏差  $\sigma$  は

$$\sigma = \left[ \frac{1}{N_c} \left\{ \epsilon_\beta \epsilon_\gamma - \epsilon_\beta - \epsilon_\gamma + 1 + 2 \epsilon_\beta \frac{N_\beta}{N_\gamma} \right\}^{1/2} \right] \text{-----} (2-11)$$

で表される (2-12)。

金箔誘導放射能は半減期 2.696 日 (2-13) で  $\beta$  崩壊する。よって金箔の誘導飽和放射能  $A^0$  と中性子照射直後の崩壊率  $C_1$  とは次式で表される。

$$C_1 = A^0 (1 - e^{-\lambda T_b}) \text{-----} (2-12)$$

ここで

$\lambda$  :  $^{198}\text{Au}$  の崩壊定数

$T_b$  : 中性子照射時間

である。また、照射直後から測定を開始するまでの時間を  $T_1$ 、測定終了時刻を  $T_2$  とすると、測定中の  $^{198}\text{Au}$  の崩壊数  $C$  と中性子照射直後の  $^{198}\text{Au}$  の崩壊率  $C_1$  は

$$C_1 = \lambda C / (e^{-\lambda T_1} - e^{-\lambda T_2}) \text{-----} (2-13)$$

と表される。ただし

$$C = \int_{T_1}^{T_2} C_0 dt \text{-----}(2-14)$$

(2-12) 式と (2-13) 式より誘導飽和放射能  $A^0$  は

$$A^0 = \lambda C / \left\{ e^{-\lambda T_1} - e^{-\lambda T_2} \right\} \cdot (1 - e^{-\lambda T_0}) \text{-----}(2-15)$$

で与えられる。

### (b) 熱中性子フルエンス率分布の測定

等方照射場および疑似平行ビーム状照射場の熱中性子フルエンス率分布は、 $2 \text{ in } \phi$  の球形 BF<sub>3</sub> 比例計数管を用いて測定した。この比例計数管のプラトー領域は 200V 以上、プラトー勾配は 3% / 100V 以下である。この測定器の中性子感度は、金箔を用いて絶対測定した黒鉛パイル空洞中心における熱中性子フルエンス率に基づいて決定した。球形 BF<sub>3</sub> 比例計数管の入力感度は 12.5 mV に設定した。この場合の  $\gamma$  線感度は  $6^\circ \text{C}$  で  $5.0 \times 10^{-3} \text{ cps / R/hr}$  以下である。

等方照射場の熱中性子フルエンス率分布の測定においては、Fig. 2-2 (A) に示されている位置 2 に中性子線源を装荷した。空洞の中心を座標原点、線源を含む水平面上で、線源を結ぶ軸と直交する軸を X 軸、線源を結ぶ軸を Y 軸、鉛直軸を Z 軸とし、各軸上において熱中性子フルエンス率を測定した。一方、疑似平行ビーム状照射場の熱中性子フルエンス率分布の測定においては、ビーム方向に垂直な面上の Y 軸および Z 軸上において測定した。熱中性子フルエンス率分布の測定にあたっては、統計誤差が 0.5% (3 $\sigma$ ) 以下になるように測定時間を設定した。

### (c) 比較測定

電子技術総合研究所 (電総研) と日本原子力研究所 (原研) で実施した金箔誘導放射能の絶対測定の相互比較は、双方の  $4\pi\beta\text{-}\gamma$  同時計数装置を用いて行った。その比較方法の概略を Fig. 2-7 に示す。使用した金箔は  $19 \text{ mm } \phi$ 、厚さ  $25 \mu\text{m}$  である。第 1 段階として、 $4\pi\beta\text{-}\gamma$  同時計数装置の比較を目的として、アルミニウムで被覆した 2 枚の金箔を電総研の黒鉛パイルにおいて照射し、その誘導放射能を双方の  $4\pi\beta\text{-}\gamma$  同時計数装置で測定した。第 2 段階では、

相互比較済みの  $4\pi\beta-\gamma$  同時計数装置を用い、原研の黒鉛パイルで照射した金箔の誘導放射能を測定することにより熱中性子フルエンス率の評価を行い、等方照射場のトレーサビリティを確保することとした。金箔のうち、1枚はアルミニウム、他の1枚はカドミニウムで被覆することにより、熱外中性子の影響を除外できるようにした。中性子線源は Fig. 2-2 (A) に示される (2) の位置に装荷した。

## 2-3 測定結果

### (1) 熱中性子フルエンス率の絶対測定

金箔の誘導放射能の絶対測定に基づいて決定した等方照射場の中心における熱中性子フルエンス率およびカドミニウム比を Table 2-1 に示す。空洞中心との距離が最も近い位置に線源を装荷した場合の熱中性子フルエンス率は  $3330 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$  である。距離を離すに従い、熱フルエンス率は低下し、線源の位置を4にすると、 $1350 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$  になる。他方、カドミニウム比は反対に 3.8 から 8.1 まで増加した。疑似平行ビーム状照射場の原点の位置における熱中性子フルエンス率は  $850 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$  (1984年1月1日現在)、カドミニウム比は 2.9 である。

### (2) 熱中性子フルエンス率分布の測定

#### (a) 等方照射場の熱中性子フルエンス率分布

各軸上における熱中性子フルエンス率分布の測定結果を Fig. 2-8 に示す。各測定値は座標原点の値に規格化されている。各軸上での測定値はいずれも座標原点の値に対して  $\pm 1.2\%$  以内である。また、X軸上での熱中性子フルエンス率の各測定値は座標原点の両側  $100 \text{ mm}$  の範囲で良く一致している。一方、Y軸上での測定値は  $^{239}\text{Pu}$  線源側で  $1\%$  程度大きな値を示した。Z軸上では、黒鉛壁に近い位置で測定値が低下する傾向を示している。

#### (b) 疑似平行ビーム状照射場の熱中性子フルエンス率分布

本照射場でのY軸上、Z軸上における熱中性子フルエンス率分布を Fig. 2-9 に示す。各測定値は座標原点の値に規格化されている。各軸上とも座標原点より  $\pm 80 \text{ mm}$  の範囲内では測定値は  $\pm 1.3\%$  以内で一致した。座標原点より  $120 \text{ mm}$  離れた位置においては、各軸上ともに熱中性子の強度は約  $10\%$  減少し

た。Y軸上の熱中性子フルエンス率分布は原点を中心としてほぼ対称であった。Z軸上では、上方に比較して、原点より下方の熱中性子フルエンス率が高い傾向がみられる。

### (3) 熱中性子フルエンス率の比較測定

4 $\pi\beta$ - $\gamma$ 同時計数装置を用いて、金箔の誘導放射能を比較測定した結果をTable2-2に示す。表中に示される試料番号1および試料番号2は電総研で照射した金箔である。両試料とも誘導飽和比放射能の測定値の差は1%以下であった。

試料番号3および4は本黒鉛パイルで照射した金箔である。試料番号3はアルミニウムカバーを装着した、試料番号4はカドミニウムカバーを装着した金箔である。両者とも測定値は統計誤差(3 $\sigma$ )範囲内で一致している。

試料番号3および4の金箔誘導放射能の絶対測定結果より得られた熱中性子フルエンス率をTable2-3に示す。熱中性子フルエンス率の測定値は0.6%以内で一致している。

## 2-4 考察

### (1) 熱中性子フルエンス率の測定結果の検討

本黒鉛パイルを用いた等方照射場の熱中性子フルエンス率はTable2-1に示したように、3330から1350 n/cm<sup>2</sup>·sまで、カドミニウム比は3.8から8.1まで変化させることが可能である。これらの熱中性子フルエンス率を線量当量率に換算すると、0.128から0.0519 Sv/hr (0.128から0.0519 mrem/hr)まで分布しており、熱中性子用個人被曝線量計などの校正に際し、十分なフルエンス強度を有している。

Table2-1に示した線源位置2の測定値について行った誤差評価の結果をTable2-4に示す。ここで $A_{A_1}$ はアルミニウムケースに装着された金箔誘導放射能、 $A_{Cd}$ はカドミニウムケースに装着された金箔誘導放射能である。金箔誘導放射能の絶対測定に係わる系統誤差は内部転換電子の影響および $\gamma$ 線に対する $\beta$ 線検出器の感度に対する補正に伴う誤差<sup>(2-8)</sup>である。<sup>197</sup>Auの熱中性子実効吸収断面積 $g\sigma_0$ の誤差としては $\sigma_0$ の誤差0.09 barn<sup>(2-5)</sup>に $g$ 因子(310°Kに対して1.0064)<sup>(2-4)</sup>の熱中性子温度による変動幅を加えた値を使用した<sup>(\*注)</sup>。また、金箔による熱中性子の自己遮蔽および減少



効果の補正項Fの誤差としては、国際度量衡局の第1回国際比較<sup>(2-8)</sup>、<sup>(2-9)</sup>、<sup>(2-10)</sup>、<sup>(2-11)</sup>で評価された値(0.3%)に熱中性子温度による変動幅を加えた値を使用した。カドミニウム補正值 $F_{Cd}$ についても上記国際比較における評価値を用いた。その他の線源位置についてもTable2-4と同様な評価を行った。その結果、熱中性子フルエンス率の測定誤差は $\pm 2\%$ 以内であり、本標準熱中性子場は熱中性子測定器の校正に際し、十分な精度で値付けされているものと考えられる。

等方照射場での熱中性子フルエンス率分布では、Fig. 2-8で示したように、Y軸上の測定結果において $^{239}\text{Pu}-\text{Be}$ 線源側の熱中性子フルエンス率が高い。その原因は、2つの異なる中性子線源を同時使用しており、 $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ 線源と比較して、 $^{239}\text{Pu}-\text{Be}$ 線源の中性子放出率が11%高いことによるものと考えられる。Z軸上において、黒鉛壁に最も近い位置での測定値が低下した原因は、測定位置が中性子線源から最も離れているため熱中性子フルエンスが低下したためと考えられる。以上の結果より、等方照射場の熱中性子フルエンス率分布は、黒鉛壁から50mm以上離れた位置では $\pm 3\%$ 以内で十分均一である。

疑似平行ビーム状照射場における照射野は、Fig. 2-8に示された測定結果より、座標原点を中心として一辺が160mmの正方形の範囲とした。この照射野では、縦70mm、横50mmのフィルムパッチを最高6個、一度に照射することができる。また、本照射場における照射野内の熱中性子フルエンス率分布は $\pm 3\%$ 以内で十分均一である。

## (2) 熱中性子以外の放射線の影響の評価

熱中性子測定器に対する熱外中性子の影響を調査するために、本黒鉛パイロットと同体積の球形の黒鉛パイロットを仮定し、1次元輸送計算を行い、中性子エネルギー分布を評価した。線源は球の中心に装荷するものとし、線源の装荷位置(直径10mm)を除き空隙は無いものと仮定した。計算コードおよび核データとして、ANISN-Jr<sup>(2-14)</sup>、ENDF/B-IV<sup>(2-15)</sup>を使用した。線源から240mmの位置における計算結果をFig. 2-10に示す。1MeV以上のエネルギー範囲を除いて、エネルギー分布は $E^{-1}$ 分布に良く一致する。同様に線源から140mm以上離れた位置においてもエネルギー分布は $E^{-1\pm 0.1}$ 分布の範囲内で一致した。この計算結果から、各照射場での熱外中性子エネルギー分布を $E^{-1}$ 分布と仮定した。これらに基づいて全熱外中性子フルエンス率

を、熱中性子フルエンス率、カドミニウム比、 $^{197}\text{Au}$ の共鳴積分断面積 $1550\text{ barn}^{(2-5)}$ を用いて計算した。Fig. 2-2 (A) の2の位置に線源が装荷された等方照射場および疑似平行ビーム状照射場における全熱外中性子フルエンス率を Table2-5 に示す。この結果、 $^{10}\text{B}$ 、 $^6\text{Li}$ と熱中性子との $(n, \alpha)$ 核反応および熱外中性子に基づく核反応との割合は、等方照射場の場合、約 $1/750$  ( $^{10}\text{B}$ )、約 $1/1900$  ( $^6\text{Li}$ )、疑似平行ビーム状照射場の場合、約 $1/410$  ( $^{10}\text{B}$ )、約 $1/1000$  ( $^6\text{Li}$ )である。従って、熱中性子と上記の核反応を利用する測定器が熱外中性子により受ける影響は $0.3\%$ 以下であり、無視できるものと考えられる。

熱中性子照射場においては、中性子線源からの $\gamma$ 線、中性子捕獲 $\gamma$ 線および核反応に起因した $\gamma$ 線が混在する。従って、 $\gamma$ 線に感度を有する熱中性子測定器に対してはその影響を考慮する必要がある。このため、 $\gamma$ 線測定用熱ルミネッセンス線量計 (TLD) およびフィルムバッチを利用して Fig. 2-2 (A) に示される2の位置に線源が装荷された等方照射場と (B) の疑似平行ビーム状照射場の $\gamma$ 線線量を測定した。結果を Table2-5 に合わせて示す。

熱中性子用TLDおよび熱中性子用フィルムバッチ線量計は $\gamma$ 線+熱中性子線の総線量値と $\gamma$ 線の線量測定値の差をとり、熱中性子線量を測定する。これらの熱中性子測定器を本標準熱中性子場において校正する場合、総線量に対する $\gamma$ 線線量の割合が過大で無いので十分な精度で熱中性子線量を評価することができる。また、熱中性子用ポケット線量計の $\gamma$ 線感度は約 $40\mu\text{Sv/R}$  ( $4\text{ mrem/R}$ )である。BF3計数管の場合、波高弁別の設定値に依存するが、通常 $\gamma$ 線感度は $0.2\text{ cps/5 R/hr}$ 以下である。従って、これらの熱中性子測定器を本標準熱中性子において校正する場合、 $\gamma$ 線の影響は無視できるものと考えられる。

### (3) 比較測定結果の検討

Table2-2 に示した比較測定結果において、No.3とNo.4の測定値の差は、No.1とNo.2の双方の測定値の差に比較して大きい。この原因は、本黒鉛パイルで照射した金箔は熱中性子フルエンス率が小さいことにより、金箔の誘導放射能が少ないことおよび絶対測定における測定時間が短いため、原研の測定値に対する統計誤差が大きくなったためと思われる。しかし、電総研で測定した結果と統計誤差範囲内で良い一致を示しており、本報告で行った金箔の誘導放射能の絶対測定法は十分信頼性があると判断できる。

\*注) 熱中性子温度は黒鉛パイプ内において熱中性子スペクトルが十分平衡に達した点で310°K、線源近傍で330°Kであることが報告されている<sup>(2-16)</sup>。本測定では熱中性子温度は測定していない。よって熱中性子温度は $310 \pm 20^{\circ}\text{K}$ と推定した。

## 2-5 結論

種々の熱中性子測定器を容易に、かつ精度よく校正できる熱中性子照射場を構築した。金箔の誘導放射能の絶対測定によって、熱中性子フルエンス率の測定を行った結果、等方照射場においては熱中性子フルエンス率の分布が空洞内の広い範囲にわたって均一で、かつ測定誤差が2%以内の校正用熱中性子照射場を得た。また、熱中性子フルエンス率分布が均一な疑似平行ビーム状照射場も得ることができた。

金箔誘導放射能の絶対測定を通して、電総研と熱中性子フルエンス率の比較測定を実施した。熱中性子フルエンス率の測定値は誤差(2%)範囲内で一致した。

この熱中性子照射場を用いることにより、熱中性子測定器を定期的に校正し、その信頼性を維持することが容易になった。また、確立された金箔の絶対測定を用いることにより、種々の熱中性子場を精度よく測定できるようになった。

## 2-6 参考文献

- (2-1) Tokyo astronomical observatory; Data table of science, Maruzen Tokyo (1978)
- (2-2) Hargrove C. K. and K. W. Geiger; Can. J. Phys. Vol. 42 p1593 (1964)
- (2-3) K. H. Bekurts & K. Wirts; Neutron physics, Springer-Verlag p. 257 (1964)
- (2-4) C. H. Westcott; AECL Report No. 1101, 15 (1960)
- (2-5) N. E. Holden; CONF-791058 Natl. Bur. Stand (SU), Spec. Publ., 594, 743 (1980)
- (2-6) IAEA; IAEA Technical Reports Series No. 107 (1970)
- (2-7) J. E. Powell and C. L. Beck, Nucl. Sci. & Eng. vol. 25 p204 (1966)
- (2-8) T. Michikawa; ETL Reports No. 746 !2 (1974)
- (2-9) Y. Inoue et. al., Bull. Electrotech. Lab., 31(8), 60 (1967)

- (2-10) E. J. Axton; *Metrologia*, 6(1), 25 (1970)
- (2-11) W. M. Murphey and R. S. Caswell; *Metrologia*, 6(4), 111 (1970)
- (2-12) Y. Kawada; *Researches of the Electrotechnical Lab. No. 730, ETL* (1972)
- (2-13) Shirley et. al., *Table of Isotopes 7th edition, Lawrence Berkely Lab.* (1978)
- (2-14) K. Koyama et. al., *JAERI-M-6954, Japan Atomic Energy Research Institute*(1977)
- (2-15) H. C. Honeck; *BNL-50066 (T-467) (ENDF-102), Brookhaven National Lab.* (1966)
- (2-16) T. Michikawa, *Bull. Electrotech. Lab. No. 47(9, 10), 134* (1983)

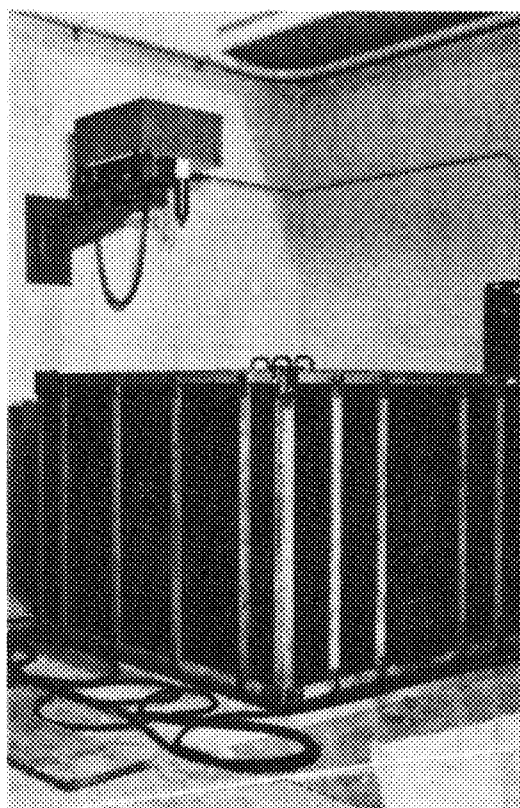


Fig. 2-1 Photograph of the graphite pile for neutron calibration.

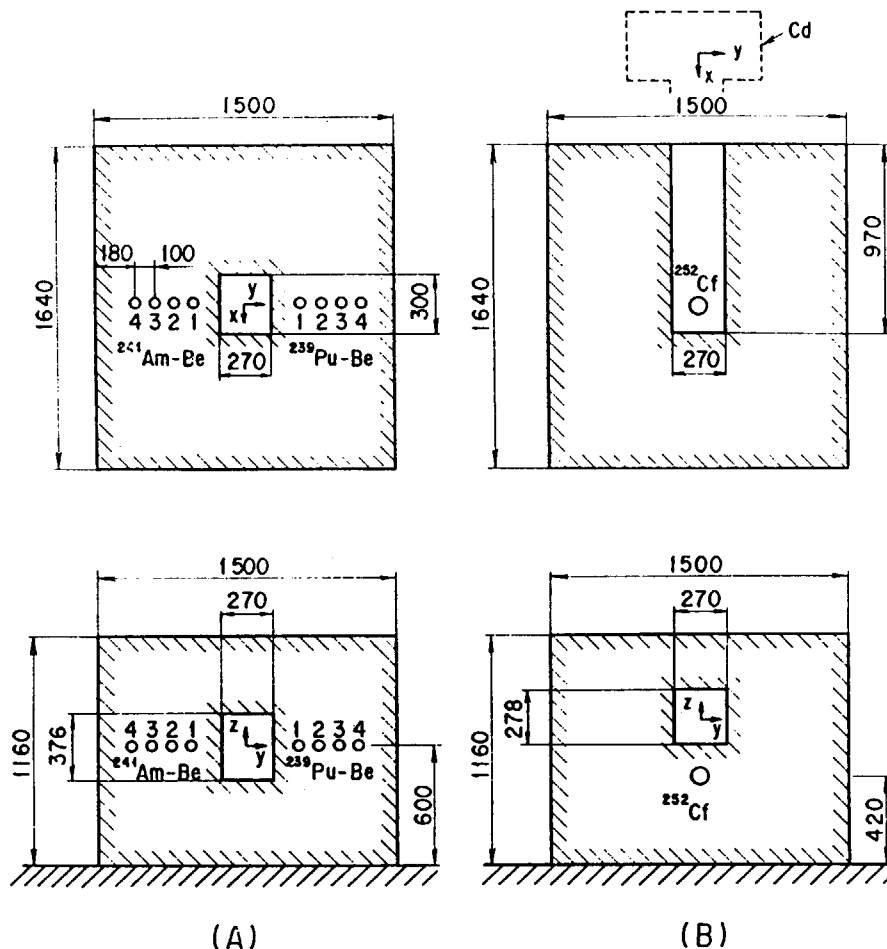


Fig. 2-2 Cross sectional view of graphite pile for thermal neutron irradiation fields. (A) Isotropic neutron irradiation field. 1-4, positions where a pair of neutron sources are set up. (B) Collimated neutron irradiation field.

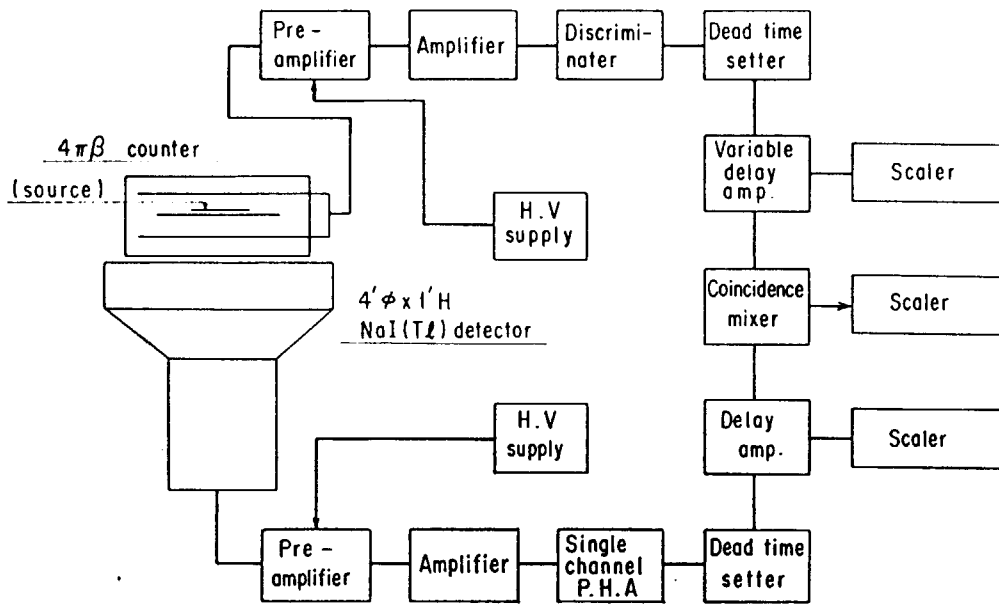


Fig. 2-3 Schematic diagram of  $4\pi$   $\beta$ - $\gamma$  coincidence counting system

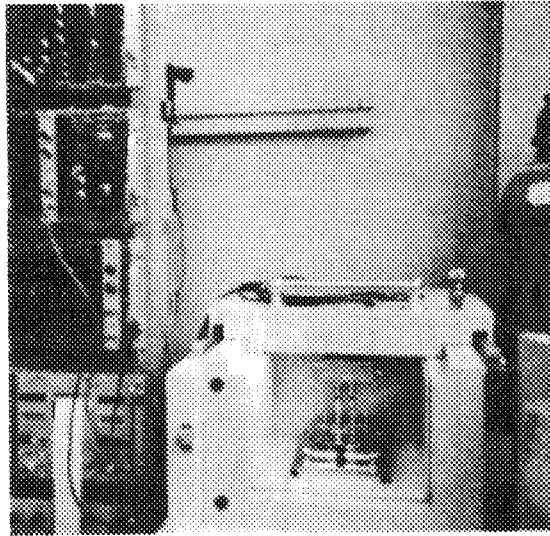


Fig.2-4 Photograph of  $4\pi \beta-\gamma$  coincidence counter.



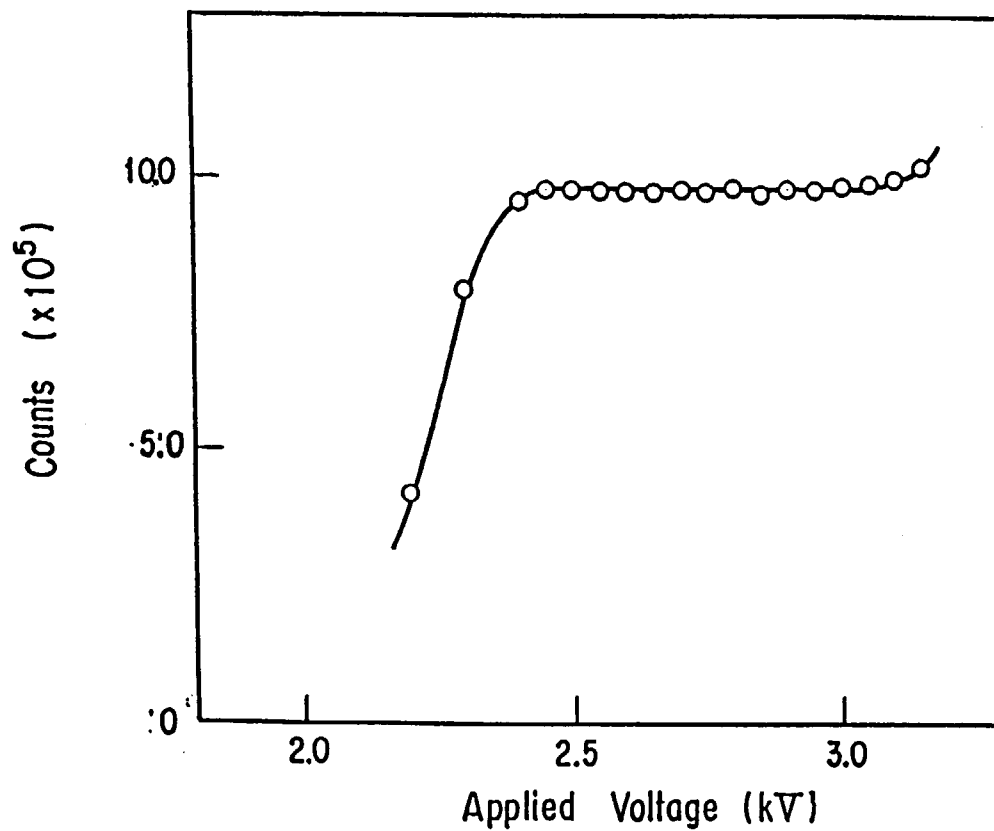


Fig. 2-5 Plateau curve of  $4\pi\beta$  proportional counter.

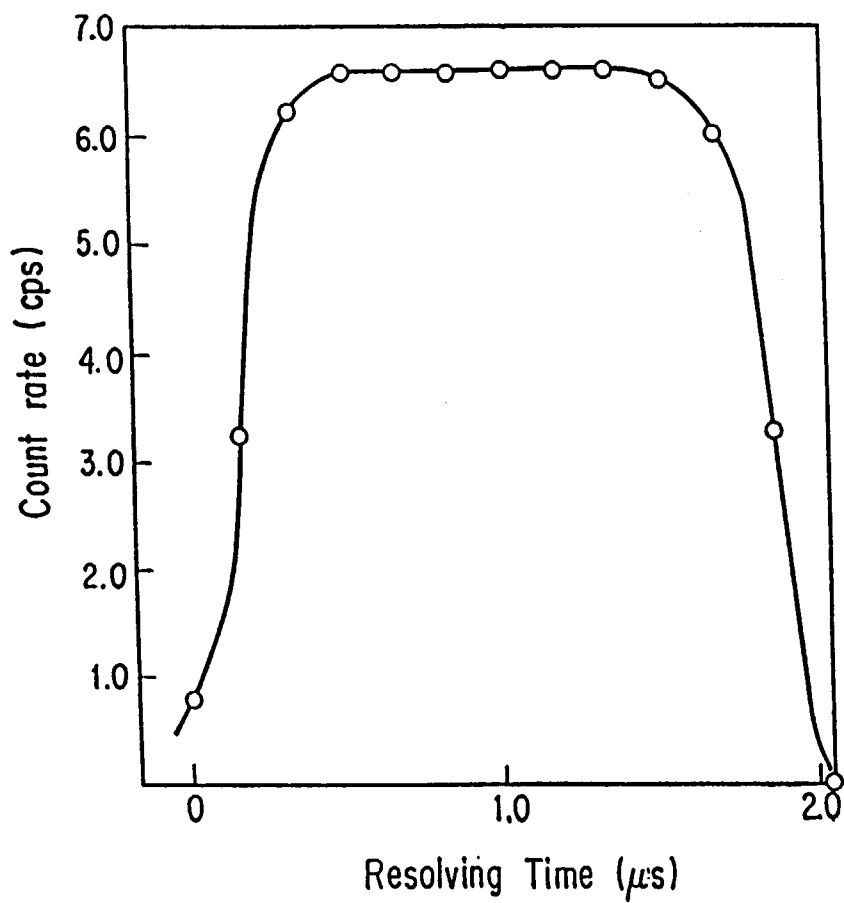


Fig. 2-6 Resolving time of  $4\pi \beta-\gamma$  coincidence counting system.

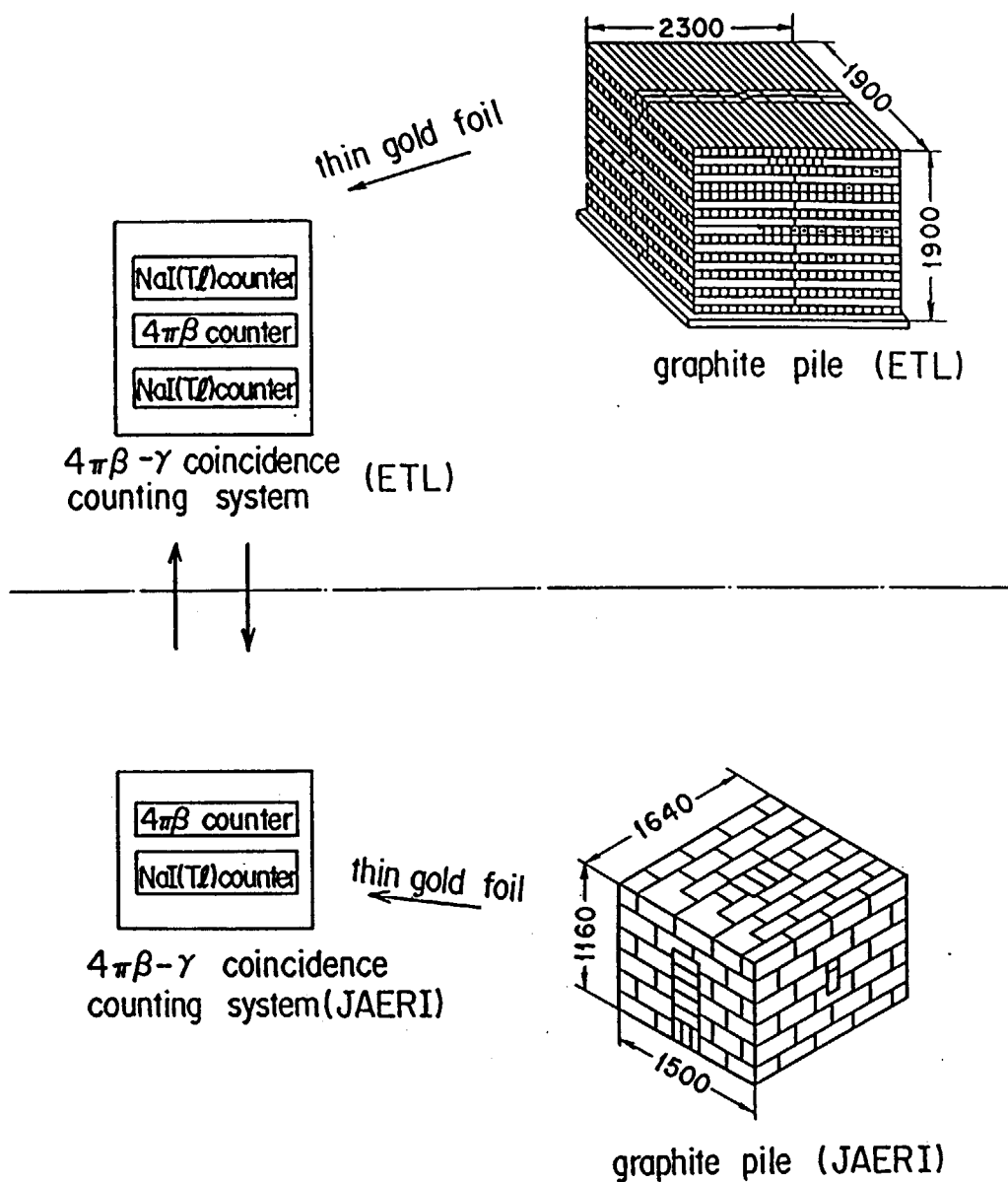


Fig. 2-7 Procedures for inter-comparison between ETL and JAERI on absolute measurements of (1) induced Au activity and (2) thermal neutron fluence rate in the cavity of JAERI graphite pile.

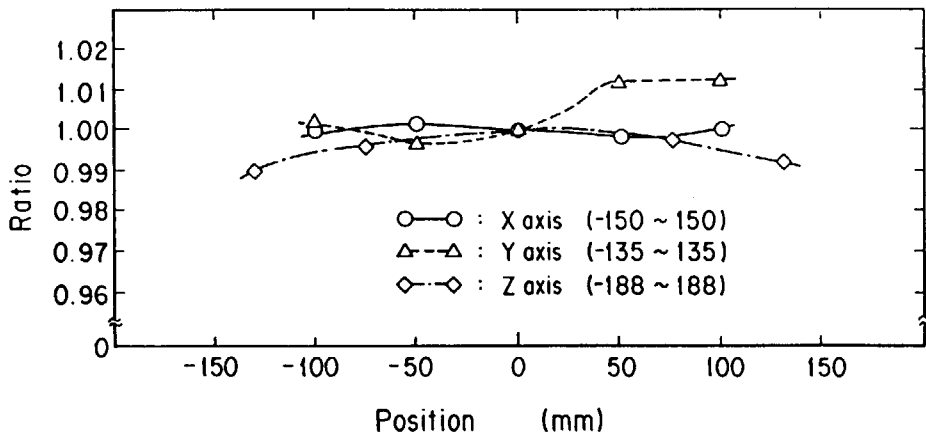


Fig. 2-8 Ratio of thermal neutron fluence rate on each axis to the fluence rate at the center of the cavity in the graphite pile (isotropic neutron Irradiation field).

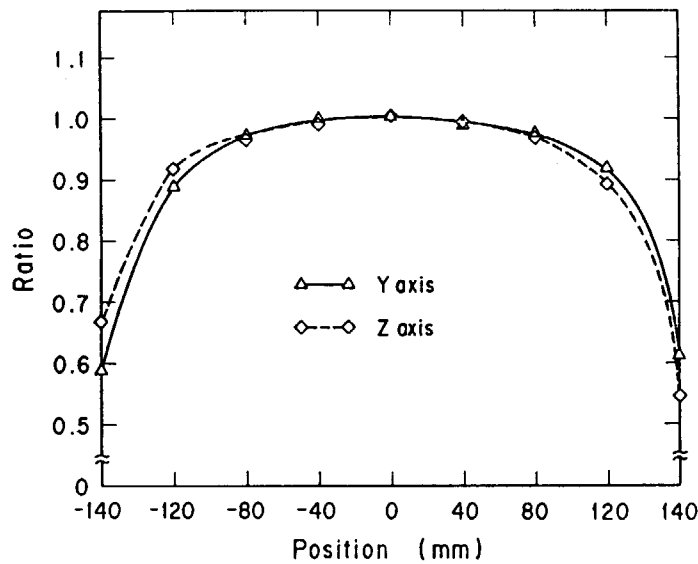


Fig. 2-9 Ratio of thermal neutron fluence rate on each axis to the fluence rate at the center of the collimated neutron beam irradiation field.

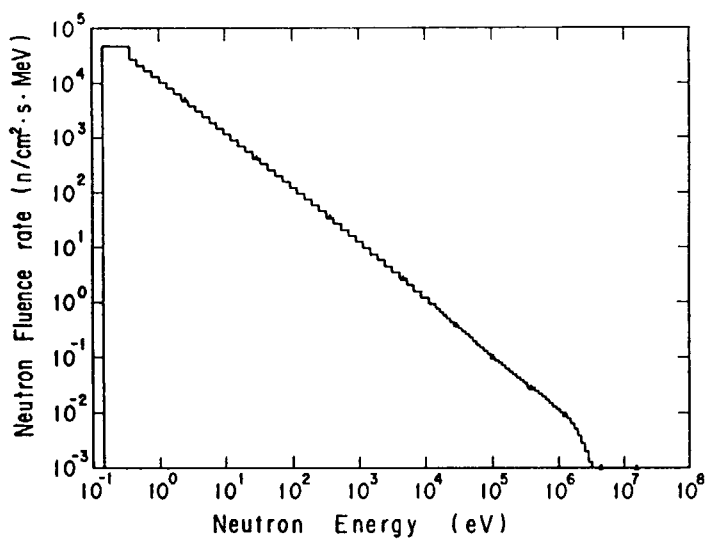


Fig. 2-10 Result of neutron energy spectrum calculation in the 88cm radius spherical graphite pile at 24cm distance from the center of the pile.

Table 2-1 Thermal neutron fluence rate at the center of the isotropic neutron irradiation fields (neutron emission rates,  $^{241}\text{Am-Be}$   $2.26 \times 10^6$  n/s,  $^{239}\text{Pu-Be}$   $2.7 \times 10^6$  n/s)

Source position	Fluence rate (n/cm <sup>2</sup> ·s)	Cd ratio	Dose equivalent (mrem/hr)
1	$3.33 \times 10^3$	3.8	12.8
2	$2.80 \times 10^3$	4.7	10.8
3	$2.09 \times 10^3$	5.8	8.02
4	$1.35 \times 10^3$	8.1	5.19

Table 2-2 Results of ETL and JAERI absolute measurements of induced Au activities inter-comparison.

Sample No.	measurer (Laboratory)	Saturation Specific activity (Bq/g)	Ratio	error (%)
1	ETL	$3.35_2 \times 10^3$	1.0018	±0.5
	JAERI	$3.34_6 \times 10^3$		±0.5
2	ETL	$3.38_3 \times 10^3$	1.0048	±0.5
	JAERI	$3.36_7 \times 10^3$		±0.5
3	ETL	$1.02_3 \times 10^3$	1.0094	±0.5
	JAERI	$1.01_4 \times 10^3$		±1.3
4	ETL	$2.05_6 \times 10^2$	1.022	±0.5
	JAERI	$2.01_1 \times 10^2$		±3.1

Table 2-3 Results of ETL and JAERI measurements of thermal neutron fluence rate inter-comparison.

Measurer (Laboratory)	Fluence rate (n/cm <sup>2</sup> ·s)
ETL	$2.80 \times 10^3$
JAERI	$2.79 \times 10^3$

Table 2-4 Estimated errors for the absolute measurements of thermal neutron fluence rate.

Parameter	Weighting factor $W$	Standard deviation $\sigma_1$ (%)	Systematic error $\sigma_2$ (%)
$A_{Al}$	1.2	0.30	0.2
$A_{Cd}$	0.2	0.56	0.2
$F_{Cd}$	0.2		1.0
$g\sigma_0$	1.0		0.2
$F$	1.0		0.4

$$\sqrt{\sum (W\sigma_1)^2} = 0.38, \quad \sum W\sigma_2 = 1.08.$$

Total error 1.46%.

Table 2-5 Estimated values for epi-thermal neutron fluence rates and exposure rates of isotropic and collimated neutron irradiation fields.

Neutron irradiation field	Thermal neutron fluence rate (n/cm <sup>2</sup> . s)	Epi-thermal neutron fluence rate E>Ecd(n/cm <sup>2</sup> . s)	Exposure rate (mR/h)
Isotropic (source position 2)	2,800	1,800	3
Collimated	850	800	10



### 3 球形減速材付BF<sub>3</sub>比例計数管のエネルギー 応答特性の評価

#### 3.1 緒言

原子力施設等における中性子場の測定を行う場合、通常その対象とする中性子エネルギー範囲は熱領域から10数MeVにおよぶことがある。このような広いエネルギー範囲の中性子を比較的簡易に測定する場合、ボナーカウンタの様なポリエチレンなどの減速材を持った中性子検出器が良く用いられる<sup>(3-1)</sup><sup>(3-2)</sup>。また、減速材の厚さを変化させたときの計数率の差を利用して線量当量率や中性子エネルギースペクトル分布を測定する方法も広く採用されている。この様な方法により、線量当量率や中性子エネルギースペクトル分布を測定するためには、減速材をつけた各測定器の感度を精度良く評価しておくことが重要である。

現在までに数々の減速材付中性子検出器の感度が示されている<sup>(3-2)</sup>、<sup>(3-3)</sup>、<sup>(3-4)</sup>。これらのうち、角度依存性の小さい球形減速材付中性子検出器の多くは検出器として<sup>6</sup>LiF(Eu)シンチレータや<sup>3</sup>He比例計数管が使用されている。一方、取り扱いが簡単で $\gamma$ 、n弁別に優れ、現在でも中性子サーベイメータ等として多数使用されている<sup>10</sup>BF<sub>3</sub>比例計数管を用いた減速材付中性子検出器の多くは円筒形状である。減速材が球状の場合でも<sup>10</sup>BF<sub>3</sub>比例計数管は円筒形の場合が多く、従って輸送計算等を行うことにより感度を求めた場合には<sup>10</sup>BF<sub>3</sub>比例計数管を球形に模擬したものが一般的である。また、球形の<sup>10</sup>BF<sub>3</sub>比例計数管を用いた、同一形状の球形減速材付き中性子検出器の感度をモンテカルロ法によって求めた場合でも、その感度には報告者によってかなりの差が存在する<sup>(3-5)</sup> <sup>(3-6)</sup>。従って、現在でも球形の<sup>10</sup>BF<sub>3</sub>比例計数管を内蔵した球形減速材付中性子検出器の感度を評価することは重要なことである。そこで、感度が中性子サーベイメータ等と同程度であり、安定性に優れた球形の<sup>10</sup>BF<sub>3</sub>比例計数管を内蔵した厚さの異なる8種類の球形減速材付中性子検出器を製作し、その感度を実験および計算によって評価した。

#### 3.2 実験および方法

製作した球形減速材付中性子検出器の断面図および寸法をFig. 3-1に示す。球形減速材付中性子検出器は中心部に5.08cmφの球形<sup>10</sup>BF<sub>3</sub>比例計数

管（米国LND社、特注品）を配置し、球殻の減速材（ポリエチレン製、密度 $0.948\text{ g/cm}^3$ ）を組み合わせたものである。減速材の厚さがそれぞれ1、2、3、4、6、8、10、14 cmとなるように8種類製作した。減速材は製作の容易さ、および $^{10}\text{BF}_3$ 比例計数管の装脱着を容易に行うために半球殻に2分割できる構造となっている。

熱中性子に対する球形減速材付中性子検出器の感度試験は、測定器校正用標準熱中性子場<sup>(3-7)</sup>を用いて実施した。標準熱中性子場は黒鉛パイルと $^{252}\text{Cf}$ 線源（1986年1月1日現在 $6.03 \times 10^8\text{ Bq}$ （16.3 mCi））とで構成され、本実験には黒鉛パイルから漏洩する熱中性子を利用する照射場（レムカウンタ用熱中性子照射場<sup>(3-8)</sup>）を用いた。熱中性子フルエンス率および熱中性子フルエンス率分布は球形 $^{10}\text{BF}_3$ 比例計数管を用いて測定した。この球形 $^{10}\text{BF}_3$ 比例計数管は金箔放射化法によって値付けされている標準熱中性子場であらかじめ校正を行った<sup>(3-7)</sup>。使用した照射場の熱中性子フルエンス率は $2.843 \times 10^2\text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \pm 2.0\%$ （1986年1月1日現在）である。照射場の熱中性子フルエンス率分布をFig. 3-2に示す。50 keV以上の単色中性子線に対する感度試験は電子技術総合研究所の4MVバンデグラフ型加速器による標準速中性子場<sup>(3-9)</sup>で実施した。照射した中性子エネルギーは51、144、350、565 keV（以上 $^7\text{Li}(p, n)^7\text{Be}$ 反応）、1.20、2.5 MeV（以上 $\text{T}(p, n)^3\text{He}$ 反応）、5.0 MeV（以上 $\text{D}(d, n)^3\text{He}$ 反応）、15.2 MeV（以上 $\text{T}(d, n)^4\text{He}$ 反応）の8点である。このうち、中性子エネルギーが51 keVの場合は加速陽子ビームに対して60度方向、他のエネルギーの場合はすべて加速ビームに対して0度方向で照射を行った。ターゲット-検出器間距離は130-150 cmに設定した。中性子フルエンス量は電子技術総合研究所・標準ロングカウンタを基準モニターとして求めた。散乱中性子線は厚さ50 cm（20 cm Fe + 30 cm  $^{10}\text{B}$ 入りパラフィン）のシャドウコーンを用いて一次中性子線を遮断することにより評価した。この場合、各種球形減速材付中性子検出器に形状が合ったシャドウコーンを用意することは困難であり、また、シャドウコーンが存在しない場合の散乱中性子のみに対する感度を測定することは困難である。そこでシャドウコーンの存在しない場合で散乱中性子のみに対する検出器の感度推定を行うために、散乱中性子線に対する感度が大きいと予想される減速材の厚さが1 cmの検出器（カウンタNo1）と2 cmの検出器（カウンタNo2）に対して立体角の

異なる2種類のシャドウコーンを用い、発生中性子のエネルギーが5.0 MeVのときの散乱中性子に対する感度測定を行った。この時得られた値(\*)により、シャドウコーンが無い場合の散乱中性子線のみに対する各球形減速材付検出器の感度推定を行い、実際にシャドウコーンを用いて測定した感度との差を散乱中性子線に対する球形減速材付中性子検出器の感度誤差とした。

(\*) このときのシャドウコーンが存在しない場合を想定して外挿した散乱線のみ推定感度とシャドウコーンを用いたときの感度比はそれぞれカウンタNo.1に対して1.01、カウンタNo.2に対して1.04であった。

現状では実験が困難な50 keV以下の熱外中性子領域の各球形減速材付中性子検出器の感度情報を得るために、1次元輸送計算を行った。使用した計算コードは1次元SNコードであるANISN-JR<sup>(3-10)</sup> (A j o i n t t y p e 計算)である。断面積データライブラリーは評価済核データENDF/B-IVより作成されたMGCL-137群と原子数密度を用いてMAILコード<sup>(3-11)</sup>により実効的な巨視的断面積セットを作成することによって得た。なお中性子137群の内、熱中性子領域(0.5 eV以下)は35群である。ルジャンドル展開にはP<sub>5</sub>近似を用いた。また、各位置における中性子フルエンスの収束判定条件を10<sup>-4</sup>以下となるように計算を行った。各球形減速材付中性子検出器の感度計算値は、減速材の存在しない裸状態の<sup>10</sup>B F<sub>3</sub> 比例計数管の熱中性子感度の実測値により規格化を行った。

### 3.3 実験および計算結果

熱中性子および50 keV以上の単色中性子線を用いて求めた各球形減速材付中性子検出器の感度および感度誤差をTable 3-1の上段に示す。ここでカウンタNo.0の検出器は減速材の装着されていない裸の球形<sup>10</sup>B F<sub>3</sub> 比例計数管である。

各球形減速材付中性子検出器の熱中性子に対する感度誤差には熱中性子フルエンス率の絶対測定に係わる誤差、熱中性子照射場の不均一性に係わる誤差および統計誤差が含まれている。このうち熱中性子フルエンス率の絶対測定に係わる誤差は±2.0%である。熱中性子照射場の均一性に係わる誤差にはFig. 3-2に示されている熱中性子フルエンス率分布の球形減速材付中性子検出器の大きさに相当する範囲の変動幅を用いた。従って、球形減速材付中性子検出器の外形が大きくなるほど、場の不均一性に係わる誤差の割合が大きくなっている。50 keV以上の単色中性子に対する実験誤差には照射中性子フルエ

ンス量の絶対測定に係わる誤差、散乱中性子線に対する球形減速材付中性子検出器の感度評価誤差および統計誤差を含む。この場合、発生中性子の角度分布に係わる誤差は含まれていない。ここで、照射中性子フルエンス量の絶対測定に係わる誤差は発生中性子エネルギー毎に2-7%の範囲内で評価されている<sup>(3-9)</sup>。また、散乱中性子線に対する各球形減速材付中性子検出器の感度評価誤差をシャドウコーンの無いときの散乱中性子線のための推定感度とシャドウコーンを用いたときの感度の差としたことにより、全体の誤差成分のなかでマイナス成分が大きくなった。

1次元輸送計算の結果、得られた各球形減速材付中性子検出器の感度をTable3-1の下段に示す。減速材の厚さが1cmの検出器(カウンタNo.1)で中性子のエネルギー2.5MeV以上の場合を除き、実験値と比較的よい一致を示した。

各球形減速材付中性子検出器の実験値と計算値の比をFig.3-3に示す。ここで点線で示された直線は実験値と計算値の比の平均値を示す。減速材厚が1cmの検出器(カウンタNo.1)の感度の実験値と計算値の比は他の検出器の実験値と計算値の比に比較して大きな値を示した。また、減速材の厚さを増すことによって実験値と計算値の比の平均値が1.0に近づいているように、実験値と計算値は一致する傾向にある。同様に、実験値と計算値の比の変動幅は小さくなる傾向が認められる。また、中性子エネルギーが144keV-5.0MeVの範囲で球形減速材付中性子検出器の直径が大きい場合(カウンタNo.6以上)、実験値の感度が計算値に比較して中性子エネルギーが増加するとともに小さくなる傾向がみとめられた。

### 3.4 実験および計算結果の検討

Table3-1に示されているように、熱中性子による感度試験の場合には比較的誤差が大きい。この原因の大半は照射場の熱中性子フルエンス率分布の不均一によるものであり、検出器の実効中心の考え方を導入すれば誤差は大幅に改善されるものと思われる。また、減速材の厚さが薄い場合にも同様に比較的誤差が大きい。この原因は、中性子エネルギーにたいして減速材の厚さが薄いため検出器は十分な感度を有せず、従って統計誤差が増加したためである。また、散乱線に対する感度が高くなるため、相対的に散乱中性子線に対する感度評価誤差が高くなるためでもある。Fig.3-3に示されているように、減速材の厚さが薄く、また中性子エネルギーが高い場合、実験値と計算値が大きく異なる理

由は中性子の平均自由行程に比較して減速材などの厚さが薄いためであると考えられ、計算で使用した減速材の自己遮蔽計数等を再検討する必要があると思われる。また、球形減速材付中性子検出器の直径が大きい場合、中性子のエネルギーが増加するに伴い実験値の感度が計算値に比較して小さくなる傾向が存在する原因は、ターゲットから放出される発生中性子の角度分布の影響と思われる。即ち、中性子フルエンスの絶対測定は加速ビームに対して0度方向で求められており、本実験条件下では中性子エネルギーが5.0 MeVのときで減速材厚が14 cmの場合（カウンタNo. 8）、検出器の接線方向の反応断面積は0度方向に比較しておよそ6%減少する<sup>(3-12)</sup>。

### 3.5 検出器感度の評価ならびに $^{252}\text{Cf}$ 中性子に対する適用結果

第3.3および3.4章の結果より、減速材厚が1 cmの検出器（カウンタNo. 1）の感度を除き、他の検出器の感度は実験値と、計算値に実験値と計算値の比の平均値を乗じた値が熱エネルギーから15 MeVまでの広いエネルギー領域でよく一致していることが示された。したがって、各検出器の感度に対する実験値の内挿法として計算値に実験値と計算値の比の平均値を乗じた値を使用してもよいものと判断できる。また、減速材厚が1 cmの検出器（カウンタNo. 1）の感度は以下のようにして求めた。実験値と計算値が比較的一致しているエネルギーが565 keV以下の中性子に対する感度は、他の検出器の感度を求めた方法と同様の方法により得た。また、565 keV以上のエネルギー領域では比較的实验値の数が多いことにより、このエネルギー領域の中性子に対する感度は実験値を内挿することにより求めた。得られた各球形減速材付中性子検出器の感度をFig. 3-4 (A), (B), (C)に示す。実測値も合わせて Fig. 3-4に示した。ここで裸の球形 $^{10}\text{BF}_3$ 比例計数管の感度についても減速材厚が0 cmの検出器（カウンタNo. 0）として記載した。

Fig. 3-4に示された球形減速材付中性子検出器の感度の信頼性を確認する目的で、放出中性子スペクトルが比較的明らかにされている $^{252}\text{Cf}$ 中性子に対する各球形減速材付中性子検出器の感度を計算で求め、実測値との比較を行った。計算では $^{252}\text{Cf}$ から放出される中性子エネルギースペクトルとしてマックスウェル分布<sup>(3-13)</sup>を使用した。実験および計算に使用した $^{252}\text{Cf}$ 中性子源の放出率は国家標準<sup>(3-14)</sup>と比較測定を行うことにより±2.5%の精度で求められている。

実験は床面より5 mの高さの位置にグレーチング構造の床が敷設されてい

る12m(幅) x 12m(奥行き) x 11.2m(高さ)の部屋の中心部に252Cf線源を置いて行った。また、検出器と線源との距離を変化させて各検出器の計数率測定を行い、計数率が距離の逆2乗に比例することを利用して散乱中性子線による影響の評価を行った。得られた結果をTable3-2に示す。計算値と実測値が良い一致を示していることがTable3-1に示されている。この結果、各球形減速材付中性子検出器の感度は高い信頼性で評価されていることが確認できた。

### 3.6 検出器感度の評価に対する結論

角度依存性が少なく、中性子サーベイメータ等と同程度の感度を有し、安定でかつ使用勝手の良い、球形 $^{10}\text{BF}_3$ 比例計数管を用いた8種類の球形減速材付中性子検出器を製作し、その感度を熱中性子および単色エネルギー中性子を用いて測定した。あわせて1次元輸送計算を行い、比較検討を行った。この結果、種々の感度が提案されていた $^{10}\text{BF}_3$ 比例計数管内蔵型の球形減速材付中性子検出器の感度を十分高い精度で評価することができた。そしてこれらの検出器を放射線防護上、特に必要と思われる熱領域から15MeVまでの中性子エネルギー範囲の環境監視用サーベイメータ等の校正用基準器として利用できることが確認された。製作された2種類以上の本検出器を用いることにより、球形 $^{10}\text{BF}_3$ 比例計数管内蔵型の検出器の特徴を生かした精度の高い線量当量値等を得ることができ、本検出器は中性子場の測定を実施するうえで有効であると考えられる。また、1次元SNコードANISN—JRでMGCL—137群を用い、Adjointタイプで計算を行えば、熱領域から15MeVの中性子エネルギー範囲で、良い精度で感度が得られることが確認できた。

### 3.7 参考文献

- (3-1) M. Awschalom and R. S. Sanna; Applications of bonner sphere detectors In neutron field dosimetry, Radiat. Prot. Dosimet., 10, 89(1985)
- (3-2) D. Nachtigall and G. Burger; Dose equivalent determinations In neutron fields by means of moderator techniques, In "Topics In Radiation Dosimetry, suppl. 1 to Radiation Dosimetry" (ed. by Attix and Roesch), p. 385 (1972), Academic Press Inc., New York
- (3-3) A. Sekiguchi et. al.,; Fundamental study of standardization for low level neutron dose measurement, Tokyo Univ. Faculty of Eng. P. 33

(1981) (in Japanese)

(3-4) Y. Uwamino and T. Nakamura; Two types of multi-moderator neutron spectrometers: Gamma-ray Insensitive type and high efficiency type, Nucl. Inst. & Meth. Phys. Res. A239, 299(1985)

(3-5) M. P. Dhairyaman, P. S. Nagarajan and G. Venkataraman; Response functions of spherically moderated neutron detectors. Nucl. Instrum. & Methods. 169, 115(1980)

(3-6) C. E. Burgart and M. B. Emmet; Monte Carlo calculations of the response functions of Bonner Ball Neutron Detectors, ORNL-TM-3739 (1972)

(3-7) Y. Asano & M. Yoshida ; Development of thermal neutron field for routine calibration of radiation protection instrument, Journal of J. Sociat. of Health Physics, 19 p341(1984) (in Japanese)

(3-8) Y. Asano ; Calibration of neutron monitor by using some standard thermal neutron irradiation fields, JAERI-M 85-134, p181 (1985) (in Japanese)

(3-9) T. Michikawa; International intercomparison of recent neutron standard, Journal of J. Sociat. of Health Physics, 19 p188(1984) (in Japanese)

(3-10) Ward W. Engle Jr. ; A users manual for ANISN, K-1693 (1963)

(3-11) Y. Naito, S. Tsuruta, T. Matsumura and T. Ohuchi; MGCL-PROCESSOR; A computer code system for processing multigroup library MGCL, JAERI-M 9396 (1981)

(3-12) H. Liskien; Neutron production cross sections and energies, Atomic Data & Nuclear Data Tables 15 p57 (1975); Nuclear Data Tables 11, p569 (1973)

(3-13) David G. Madland, Raphael J. Labauve and J. Raytord Nix; Differential and Integral comparisons of three representations of the prompt neutron spectrum for the spontaneous fission of  $^{252}\text{Cf}$ , LA-UR-84 3557 (1984)

(3-14) K. Kudo; International intercomparison of  $\text{Cf} - 252$  neutron emission rate, Journal of J. Atomic Energy Society 27 p829 (1985) (in Japanese)

Counter No.	Moderator thickness $(\phi_0 - \phi_d)/2$ [mm]	$\phi_0$ [mm]	$\phi_d$ [mm]
0	0 (Bare)	—	—
1	10	110 $\phi$	90 $\phi$
2	20	130	90
3	30	150	90
4	40	170	90
5	60	210	90
6	80	217	57
7	100	257	57
8	140	337	57

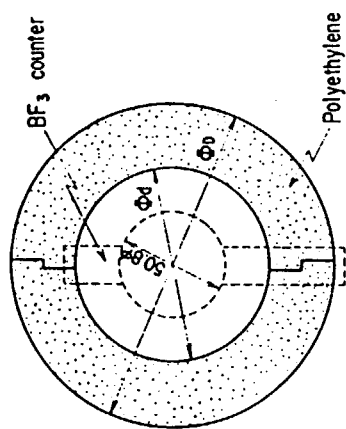


Fig. 3-1 Cross-sectional view and dimensions of multisphere moderated BF<sub>3</sub> counter.



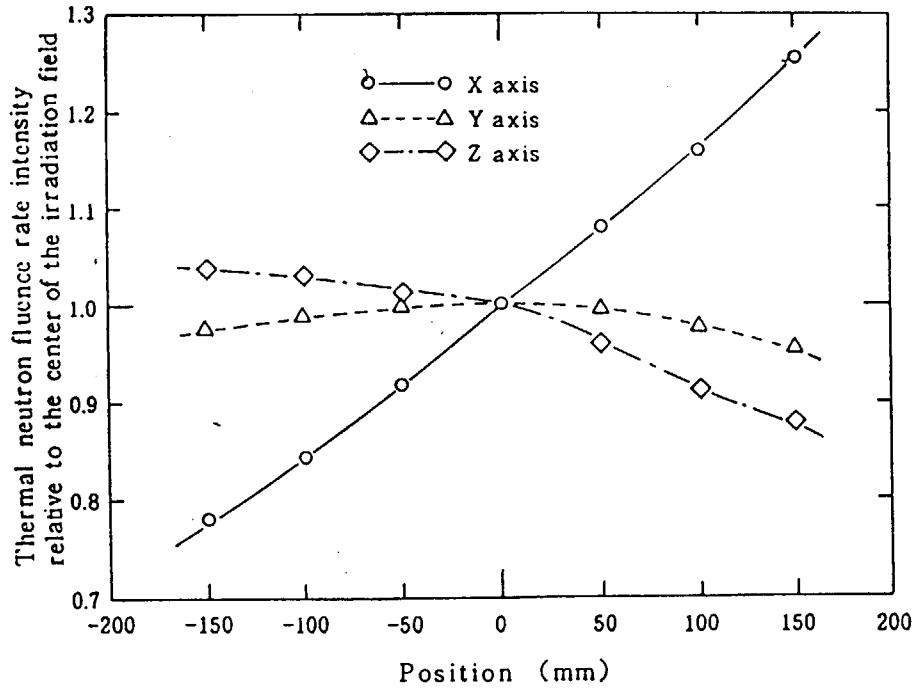


Fig. 3-2 Ratio of thermal neutron fluence rate on each axis to the fluence rate at the center of the irradiation field for Rem-Counter calibration. X axis intersert at right angles to the graphite pile. Y axis is the horizontal one and Z axis is the vertical one.

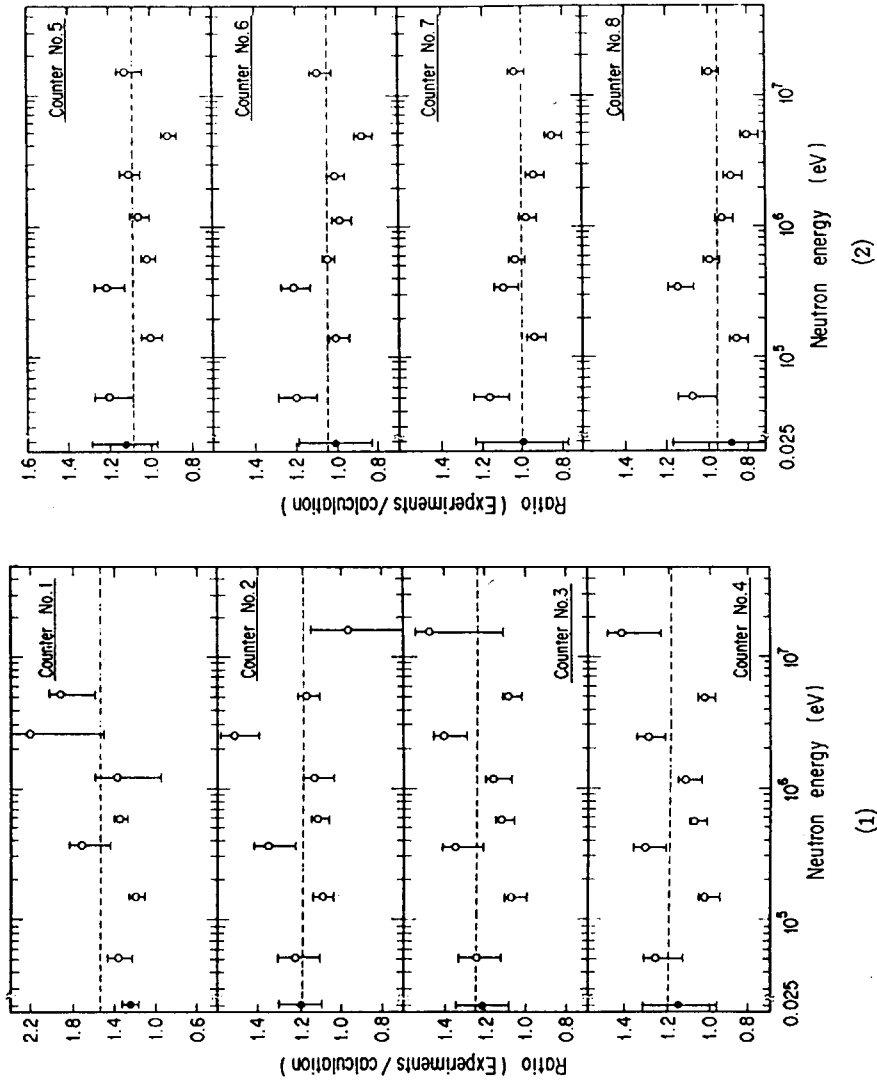


Fig. 3-3 Ratio of experimental and calculated results of multisphere moderated BF<sub>3</sub> counter response. Dashed lines indicate average ratio.

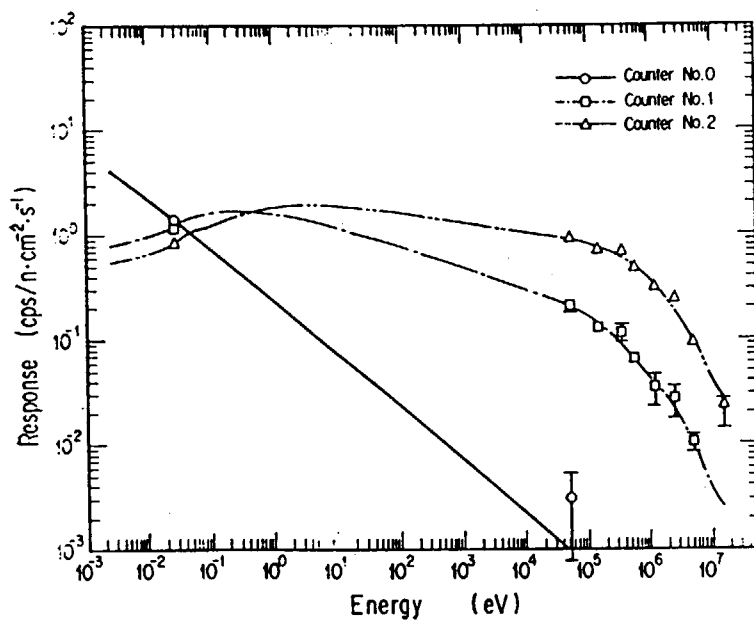


Fig. 3-4(a) Energy response of multisphere moderated BF<sub>3</sub> counter. Counters No. 0, No. 1, and No. 2.

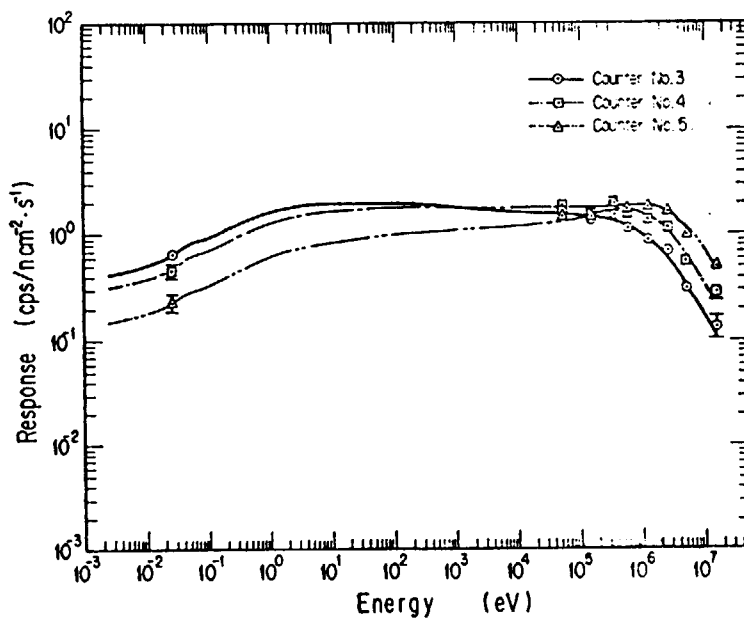


Fig. 3-4(b) Energy response of multisphere moderated BF<sub>3</sub> counter. Counters No. 3, No. 4, and No. 5.

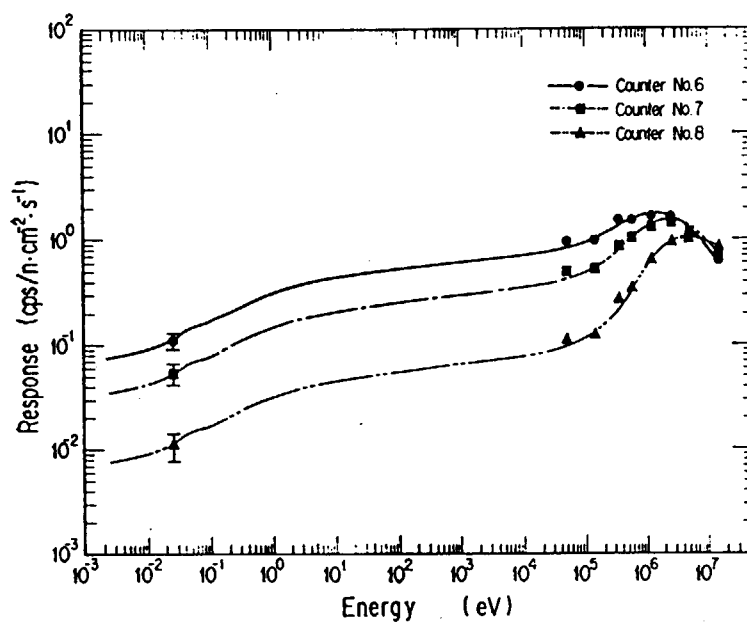


Fig. 3-4(c) Energy response of multisphere moderated  $\text{BF}_3$  counter. Counters No. 6, No. 7, and No. 8.

Table 3-1(a) Neutron sensitivities (cps/cm<sup>2</sup>.s<sup>-1</sup>) of multisphere moderated BF<sub>3</sub> counter. Counters No. 0, No. 1, No. 2, and No. 3.

(Experimental and calculated results are shown in the upper and lower columns, respectively. Calculated results are normalized with experimental one at thermal neutron energy of counter No. 0.)

Neutron energy	Counter			
	0	1	2	3
Thermal (0.025 eV)	$\frac{1.42_{\pm 2.0\%}}{1.42}$	$\frac{1.17_{\pm 7.5\%}}{9.44 \times 10^{-1}}$	$\frac{8.47 \times 10^{-1}_{\pm 9.5\%}}{7.06 \times 10^{-1}}$	$\frac{6.51 \times 10^{-1}_{\pm 12.5\%}}{5.35 \times 10^{-1}}$
51 keV	$\frac{3.14 \times 10^{-3}_{\pm 67.9\%}}{2.16 \times 10^{-3}}$	$\frac{2.12 \times 10^{-1}_{\pm 7.5\%}}{1.56 \times 10^{-1}}$	$\frac{9.22 \times 10^{-1}_{\pm 7.2\%}}{7.51 \times 10^{-1}}$	$\frac{1.58_{\pm 9.9\%}}{1.26}$
144 keV		$\frac{1.32 \times 10^{-1}_{\pm 4.0\%}}{1.10 \times 10^{-1}}$	$\frac{7.21 \times 10^{-1}_{\pm 3.8\%}}{6.45 \times 10^{-1}}$	$\frac{1.28_{\pm 5.6\%}}{1.19}$
350 keV		$\frac{1.18 \times 10^{-1}_{\pm 7.0\%}}{6.88 \times 10^{-2}}$	$\frac{6.99 \times 10^{-1}_{\pm 6.1\%}}{5.14 \times 10^{-1}}$	$\frac{1.48_{\pm 9.5\%}}{1.09}$
565 keV		$\frac{6.67 \times 10^{-2}_{\pm 3.4\%}}{4.95 \times 10^{-2}}$	$\frac{4.79 \times 10^{-1}_{\pm 2.9\%}}{4.28 \times 10^{-1}}$	$\frac{1.11_{\pm 4.2\%}}{9.81 \times 10^{-1}}$
1.20 MeV		$\frac{3.58 \times 10^{-2}_{\pm 16.8\%}}{2.62 \times 10^{-2}}$	$\frac{3.18 \times 10^{-1}_{\pm 4.8\%}}{2.80 \times 10^{-1}}$	$\frac{8.70 \times 10^{-1}_{\pm 4.0\%}}{7.45 \times 10^{-1}}$
2.50 MeV		$\frac{2.74 \times 10^{-2}_{\pm 17.4\%}}{1.24 \times 10^{-2}}$	$\frac{2.40 \times 10^{-1}_{\pm 5.0\%}}{1.58 \times 10^{-1}}$	$\frac{6.75 \times 10^{-1}_{\pm 4.0\%}}{4.80 \times 10^{-1}}$
5.0 MeV		$\frac{1.06 \times 10^{-2}_{\pm 6.2\%}}{5.52 \times 10^{-3}}$	$\frac{9.47 \times 10^{-2}_{\pm 3.5\%}}{8.02 \times 10^{-2}}$	$\frac{2.98 \times 10^{-1}_{\pm 3.3\%}}{2.71 \times 10^{-1}}$
15.2 MeV			$\frac{2.35 \times 10^{-2}_{\pm 18.4\%}}{2.38 \times 10^{-2}}$	$\frac{1.32 \times 10^{-1}_{\pm 5.9\%}}{8.92 \times 10^{-2}}$

Table 3-1(b) Neutron sensitivities (cps/cm<sup>2</sup>.s<sup>-1</sup>) of multisphere moderated BF3 counter. Counters No. 4, No.5, No.6, No.7 and No.8.

(Experimental and calculated results are shown in the upper and lower columns, respectively. Calculated results are normalized with experimental one at thermal neutron energy of counter No.0.)

No.				
4	5	6	7	8
$4.54 \times 10^{-1} \pm 15.5\%$	$2.30 \times 10^{-1} \pm 17.5\%$	$1.10 \times 10^{-1} \pm 17.5\%$	$5.39 \times 10^{-2} \pm 22.5\%$	$1.10 \times 10^{-2} \pm 27.5\%$
$3.95 \times 10^{-1}$	$2.06 \times 10^{-1}$	$1.10 \times 10^{-1}$	$5.41 \times 10^{-2}$	$1.24 \times 10^{-2}$
$1.80^{+7.3\%}_{-9.5\%}$	$1.45^{+7.3\%}_{-9.4\%}$	$9.47 \times 10^{-1} \pm 7.2\%$	$4.90 \times 10^{-1} \pm 7.2\%$	$1.08 \times 10^{-1} \pm 7.2\%$
1.45	1.21	$7.89 \times 10^{-1}$	$4.21 \times 10^{-1}$	$1.01 \times 10^{-1}$
$1.53^{+3.7\%}_{-5.2\%}$	$1.37^{+3.6\%}_{-5.0\%}$	$9.67 \times 10^{-1} \pm 3.5\%$	$5.15 \times 10^{-1} \pm 3.6\%$	$1.19 \times 10^{-1} \pm 3.3\%$
1.49	1.37	$9.70 \times 10^{-1}$	$5.49 \times 10^{-1}$	$1.39 \times 10^{-1}$
$1.96^{+5.6\%}_{-8.5\%}$	$1.93^{+5.6\%}_{-8.0\%}$	$1.51^{+5.6\%}_{-7.7\%}$	$8.64 \times 10^{-1} \pm 5.5\%$	$2.64 \times 10^{-1} \pm 6.6\%$
1.48	1.58	1.25	$7.93 \times 10^{-1}$	$2.32 \times 10^{-1}$
$1.53^{+2.4\%}_{-3.7\%}$	$1.72^{+2.7\%}_{-3.7\%}$	$1.49^{+2.6\%}_{-3.4\%}$	$1.03^{+2.9\%}_{-3.4\%}$	$3.38 \times 10^{-1} \pm 2.4\%$
1.42	1.68	1.43	$9.98 \times 10^{-1}$	$3.42 \times 10^{-1}$
$1.36^{+5.4\%}_{-7.5\%}$	$1.79^{+3.7\%}_{-5.1\%}$	$1.64^{+3.7\%}_{-5.0\%}$	$1.33^{+4.0\%}_{-4.9\%}$	$6.13 \times 10^{-1} \pm 3.5\%$
1.20	1.69	1.66	1.37	$6.60 \times 10^{-1}$
$1.13^{+3.8\%}_{-5.9\%}$	$1.59^{+3.7\%}_{-5.1\%}$	$1.58^{+3.7\%}_{-4.7\%}$	$1.42^{+3.6\%}_{-4.4\%}$	$9.09 \times 10^{-1} \pm 3.5\%$
$8.61 \times 10^{-1}$	1.43	1.57	1.52	1.03
$5.54 \times 10^{-1} \pm 3.3\%$	$9.48 \times 10^{-1} \pm 3.4\%$	$1.08^{+3.3\%}_{-3.8\%}$	$1.17^{+3.3\%}_{-3.7\%}$	$1.01^{+3.6\%}_{-3.9\%}$
$5.33 \times 10^{-1}$	1.03	1.24	1.39	1.26
$2.76 \times 10^{-1} \pm 5.1\%$	$4.92 \times 10^{-1} \pm 3.4\%$	$6.23 \times 10^{-1} \pm 2.7\%$	$7.42 \times 10^{-1} \pm 2.8\%$	$8.43 \times 10^{-1} \pm 2.3\%$
$1.91 \times 10^{-1}$	$4.34 \times 10^{-1}$	$5.65 \times 10^{-1}$	$7.19 \times 10^{-1}$	$8.54 \times 10^{-1}$

Table 3-2 The measured and calculated sensitivities of multisphere moderated BF<sub>3</sub> counter for <sup>252</sup>Cf neutrons.

Counter No.	1	2	3	4	5	6	7	8
Thickness of moderator (mm)	10.0	20.0	30.0	40.0	60.0	80.0	100.0	140.0
C (Calculation)* (cps/n·cm <sup>-2</sup> ·s <sup>-1</sup> )	0.039 <sub>s</sub>	0.30 <sub>6</sub>	0.79 <sub>9</sub>	1.2 <sub>3</sub>	1.5 <sub>9</sub>	1.5 <sub>8</sub>	1.2 <sub>5</sub>	0.73 <sub>0</sub>
E (Measurement) (cps/n·cm <sup>-2</sup> ·s <sup>-1</sup> )	0.039 <sub>s</sub>	0.31 <sub>s</sub>	0.83 <sub>s</sub>	1.3 <sub>1</sub>	1.6 <sub>0</sub>	1.5 <sub>8</sub>	1.3 <sub>s</sub>	0.76 <sub>1</sub>
C/E	1.01	0.98	0.96	0.94	0.99	0.97	0.95	0.96

\*  $C = \int R(E) \phi(E) dE$ .

$R(E)$  : Counter response functions.

$\phi(E)$  : Neutron energy spectrum emitted from <sup>252</sup>Cf (Maxwellian  $T=1.42$  MeV<sup>19</sup>).

## 4 減速中性子場の構築とその特性試験

### 4.1 緒言

原子力施設や加速器施設、医療も含めた放射線施設など、中性子を使用する施設では、通常、人が立ち入る区域での中性子場は、鉄やコンクリートなどで減速されたエネルギースペクトルを持つ状態がほとんどである。また、このエネルギー領域（熱外領域から数MeV領域）においては、人体に対する影響を示す目安となる線質係数<sup>(4-1)</sup>、<sup>(4-2)</sup>が大きく変化する領域である。従って、このエネルギー領域の中性子場の特徴を把握することは極めて重要なことである。

第3章の減速材付球形比例計数管を校正するときに述べた、加速器を用いて単色化された中性子場を構築するだけでなく、実際に減速された中性子スペクトル場を構築することは、減速領域の中性子スペクトルを研究するのに必要なだけでなく、測定器を簡便に校正するなどの実用面からも有用である。

熱外領域から数MeV領域までの中性子は、 $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ や $^{252}\text{Cf}$ などの中性子源から発生した中性子を減速材などで減速させることによって容易に得ることができる。この中性子源と減速材を組み合わせ、中性子減速場を設置し、標準中性子場として構築することは、測定器の校正など、実用の面からも重要である。この観点から、Nakamura<sup>(4-3)</sup>やISO<sup>(4-4)</sup>等は $^{252}\text{Cf}$ 等の中性子放出核種と重水や、パラフィン、鉄などの各種球形減速材を組み合わせ、中性子減速場を提案している。この球形減速材と中性子放出核種を組み合わせ、減速中性子場は、比較的簡便に構築できるなど、多数の利点がある。しかし、中性子ストリーミングを考えた場合、ある一定の厚さの減速材を必ず通過した後のスペクトルを持つなど、現実の減速中性子場を再現しているとは言い難い。そこで、実際の中性子減速場を良く再現できるように、ダクト形状を持つ中性子減速材と中性子放出核種を用いて、中性子減速場を構築した。使用した減速材は、鉄、ポリエチレン、およびコンクリートである。

一方、この中速中性子が支配的となる減速領域では、中性子スペクトルを直接測定することは困難であり、測定手段が限られてくる。そこで、構築した中性子減速場は、第3章で述べられている、多種類の球形減速材付BF<sub>3</sub>比例計数管を用いて測定し、アンホールディングすることにより求めた。また、実際の応用例として、得られた中性子スペクトルから線量当量を計算した結果、および2種類の検出器を用いて線量当量を測定する方法<sup>(4-5)</sup>、<sup>(4-6)</sup>、から線量当量を計算した結果と比較した。



## 4.2 減速中性子場

減速装置の概略図を Fig. 4-1 に示す。各々減速材として、(1) 鉄、(2) パラフィン、(3) コンクリート を用いた。これらは 各々原子力関係で中性子減速材、あるいは遮蔽材として、一般に広く使用されている。図に示されているように、減速装置はダクト+迷路構造をなしている。線源からの直接線が観測点に到達しないように、途中に同じ構造材の遮蔽壁を置き、迷路構造とした。観測点は減速装置の内部および外側に設定した。使用した線源は $^{252}\text{Cf}$  自発核分裂中性子と $^{241}\text{Am}-\text{Be}$  ( $\alpha, n$ ) 中性子である。線源は Fig. 4-1 に示した、減速装置内の所定の位置に自動的に設置される。

各減速装置での中性子スペクトル情報を得るために、最初に3次元中性子輸送計算を行った。計算は汎用モンテカルロ輸送計算コード MCNP 4 a<sup>(4-7)</sup> + D L C 1 0 5 ライブラリー<sup>(4-8)</sup> を用いて行った。計算結果を(1) 鉄、(2) パラフィン、(3) コンクリートの場合について、各々 Fig. 4-2、Fig. 4-3、および Fig. 4-4 に示す。合わせて計算に使用した、 $^{241}\text{Am}-\text{Be}$  ( $\alpha, n$ ) 中性子スペクトル<sup>(4-9)</sup> と $^{252}\text{Cf}$  自発核分裂中性子スペクトル<sup>(4-10)</sup> を Fig. 4-1 に合わせて示した。

使用した $^{252}\text{Cf}$  自発核分裂中性子と $^{241}\text{Am}-\text{Be}$  ( $\alpha, n$ ) 中性子の放出率は通産省工業技術院電子技術総合研究所と比較測定することによりトレーサビリティを確保した<sup>(4-11)</sup>。電子技術総合研究所では中性子放出率の標準測定を循環式マンガンバス法<sup>(4-12)</sup>により行っている。また、線源を黒鉛パイル中心部に挿入したときの単位放出率あたりの熱中性子フルエンス率は線源の種類のみ依存することを利用して中性子放出率の測定を行っている<sup>(4-13)</sup>。

本研究では電子技術総合研究所と日本原子力研究所の黒鉛パイルを用いて中性子放出率の比較測定を行った。比較測定は放射線源の輸送等の問題もあり、以下の方法で実施した。

- (1)  $^{252}\text{Cf}$  線源は電子技術総合研究所の黒鉛パイルにて $9.7\ \mu\text{Ci}$  の線源の放出率の値付けを行い、次に日本原子力研究所の黒鉛パイルにて $9.7\ \mu\text{Ci}$  と $5.3\ \text{mCi}$  の線源とを第2章で述べた金箔放射化法により比較測定した。
- (2)  $^{241}\text{Am}-\text{Be}$  線源は直接、電子技術総合研究所の黒鉛パイルにて測定を実施した。

各々の測定値を Table 4-1 に示す。

### 4. 3 減速中性子場のスペクトル

第3章で述べた、エネルギー応答関数が正確に決定された、多種類の減速材付き球形 BF<sub>3</sub> 比例計数管を用いて各減速材での中性子計数率を測定しアンフォールディングすることによって中性子スペクトルを得た。用いたアンフォールディングコードは、金属箔等の放射化法により得られる測定値から逐次近似的に中性子スペクトルを求める SAND II コード<sup>(4-14)</sup>である。ここで、初期スペクトルに上記で得られた計算スペクトルを用いることとした。測定場所はすべて減速材の外側 (Fig. 4-1 の E の位置) で行った。また、厚さ 1 mm のカドミニウム板で検出器を覆い、熱中性子の影響を避けた。比較のため、一辺が 1.2 m の直方体の部屋の中心部 (床から 5 m の位置にグレーチング構造の中空床が設置されている) に中性子線源をおいて、距離を変化させた場合の中性子スペクトルも合わせて求めた。

鉄減速場で <sup>241</sup>Am-Be 線源及び <sup>252</sup>Cf 線源を用いた場合の中性子スペクトル測定結果を各々 Fig. 4-5 (1)、(2) に示す。同様にパラフィン減速場に対して Fig. 4-6 (1)、(2) およびコンクリート減速場に対して Fig. 4-7 (1)、(2) に示す。図には比較のため使用した初期スペクトルも掲載した。Fig. 4-5 については、初期スペクトルの影響を評価するため、(1) 鉄減速材のみで得られた計算スペクトル、(2) 1 辺が 1.2 m の直方体のコンクリートに囲まれた部屋に鉄減速材を置いたときに得られた計算スペクトル、を各々初期スペクトルとしてアンフォールディングした結果、得られた中性子スペクトルと合わせて示してある。また、中性子線源を直接測定した結果、得られたスペクトルをそれぞれの線源に対して Fig. 4-8 (1)、(2) に示す。この時の初期スペクトルには Fig. 4-4 に示されているスペクトルを 1 m の位置のフラックスに規格化して用いた。得られたスペクトルの平均エネルギー、アンフォールディングしたときの標準偏差および第 1 章第 3 項で述べた、ICRP 21<sup>(4-15)</sup>、ICRP 51<sup>(4-16)</sup>、ICRP 74<sup>(4-17)</sup> で与えられているそれぞれの中性子線量換算係数を用いて算定された線量当量値を Table 4-2 に示す。ここで、ICRP 21 では最大深部線量当量を、ICRP 51 では線量当量指標を、ICRP 74 においては AP 条件における実効線量を用いた。

Fig. 4-5 に示されているように、<sup>241</sup>Am-Be および <sup>252</sup>Cf 線源とも減速中性子スペクトルは想定した初期スペクトルにはあまり依存しない結果が得られた。このことは収束が良いこと、結果が信頼できることを示していると考えられる。また、鉄の吸収ピークである 4.0 KeV 付近にスペクトルの落ち込みが見られる特

徴をしめしている。Fig. 4-6 および Fig. 4-7 も同様に、各々パラフィンおよびコンクリートによる減速中性子の特徴を示している。

Fig. 4-8 に示されているように、 $^{241}\text{Am-Be}$  および  $^{252}\text{Cf}$  線源とも距離が離れるに従い、相対的に低エネルギー側の中性子成分が増加していることが示された。これは測定に 1.2 m 四方の部屋からの散乱成分を含んでいるためである。散乱成分を除去するためには、(1) 距離を変化させて測定を実施し、測定値と距離の逆 2 乗とが直線近似できることを利用する方法、および (2) 線源から検出器を見込む、見込み角に直接線を吸収するシャドウコーンを設置して散乱成分のみの計数率を得る方法がある。(1)の方法で得た測定例を Fig. 4-9 に示す。周囲をカドミニウムで覆った 20 cm 鉄 + 30 cm ポリエチレン製シャドウコーンを用いた散乱成分による計数率と (1)の方法で得られた散乱成分による計数率は良い一致を示した。散乱成分を引いて得られたスペクトルは初期スペクトルと良い一致が見られた。

Table 4-2 に示されている、各勧告に基づく中性子線量値は 1.3% の範囲内で一致した。このことは第 1 章第 3 項で述べた、線量当量の概念の違い、および線質係数、組織荷重係数の違いに係わらず、構築した減速中性子場の中性子スペクトルの変化の範囲内では、中性子線量に大きな差異が存在しないことを示している。

#### 4. 4 誤差最小評価法による中性子線量の算定

前項で示された方法は目的量である線量評価値を得るまでのステップが多く、多大の労力を要する。また、アンフォールディングする過程において選択された初期スペクトルに結果が大きく左右されることが多い。一方、作業空間においては感度の異なる 2 つの検出器を用いて計数率の比より中性子線量を求める方法<sup>(4-18)</sup>が利便性が高く、良く用いられている。しかし、何れの方法においても対象となる中性子場のスペクトルが単一エネルギースペクトルか、または適当に選んだ基底関数の一次結合で近似できることが条件であり、この制限を越えると急激に誤差が大きくなることが知られている<sup>(4-19)</sup><sup>(4-20)</sup>。そこでこのような制限を無くした誤差最小評価法が Ryufuku<sup>(4-5)</sup>、<sup>(4-6)</sup>によって開発されている。この方法は、線量当量などの目的量は検出感度特性と中性子スペクトル場の特性空間内の点集合であらわされ、その解は単一エネルギースペクトルに対応する目的量の点集合を結んだ有限長の曲線を含む最小の凸集合(基本凸集合と呼ぶ)となることを利用する。即ち、ある測定値に対して得ら

れる目的量（ここでは線量当量値）はこの基本凸集合に含まれる無数の点であらわされることになり、この無数の点を誤差が最小となる1点で表現する方法である。一例として、第3章で述べたカウンター No. 4 と No. 7 の出力から得られる、中性子エネルギー 10 MeV まで考慮したときの基本凸集合を Fig. 4-10 に示す。

構築した減速場は線源に $^{241}\text{Am-Be}$  および $^{252}\text{Cf}$  線源を用いている。したがって、目的量は上記に示した基本凸集合の部分凸集合（簡略凸集合と呼ぶ）となることは明らかである。そこで部分凸集合を考えるために考慮する中性子スペクトルを $^{241}\text{Am-Be}$  および $^{252}\text{Cf}$  放出スペクトル、第2項で得られた各減速場での減速スペクトルおよび $1/E$  スペクトルとした簡略凸集合を求めた。カウンター No. 4 とカウンター No. 7 であらわされる、各々 ICRP 21、ICRP51 および ICRP74 で示されている線量当量を目的量とした簡略凸集合を各々 Fig. 4-11、Fig. 4-12 および Fig. 4-13 に示す。この結果から得られた誤差最小値を基に算出された線量当量値を Table 4-3 に示す。

Table 4-2 と Table 4-3 の値を比較すると全般に誤差最小評価法で得た値が低い値となっている。またその差は $^{252}\text{Cf}$  を用いたコンクリート減速場での ICRP74 線量値が最大であり、約 49%、その他は 30% 以内であり、大半が 10% 以内であることが示されている。

#### 4. 5 結論

鉄、パラフィンおよびコンクリート3種類の代表的な中性子減速材と $^{241}\text{Am-Be}$  および $^{252}\text{Cf}$  中性子放出線源を用いて、熱外領域から数 MeV までの幅広いスペクトルを持つ中性子場を構築し、中性子スペクトルの決定および中性子線量の算定を行った。

中性子スペクトルを求めるにあたって、アンフォールディングに用いた初期スペクトルに代表的な2例を考慮し、求めたスペクトルに差異がないことを確認した。また、実用量としての防護量である中性子線量の算定には全く異なった2つの方法、(1) アンフォールディングして得られた中性子スペクトルから線量に換算する方法、(2) 検出器感度特性と中性子スペクトル場の特性空間内で示される簡略凸集合を用いた誤差最小評価法、で評価した。得られた値は最大でも 50% 以内の差で良い一致を示した。この結果、構築した中性子減速

場の特徴を明らかにすることができた。

いままで中性子に対して勧告された線量当量の考え方、および線質係数、組織荷重係数の違いによる中性子線量を ICRP21, ICRP51、および最新の勧告値である ICRP74 を用いて各々の中性子線量を得た。その結果、熱外中性子から数 MeV までの減速領域スペクトルを持つ中性子の線量は 10% 以内で一致することを示し、実際の線量当量値に変更の必要がないことを確認した。

#### 4. 6 参考文献

- 4-1) ICRP Pub. 26, :Recommendations of the ICRP., Annals of the ICRP 1 (1987)
- 4-2) ICRP Pub. 60, : 1990 Recommendations of the ICRP., Annals of the ICRP 21 (1991)
- 4-3) T.Nakamura et.al., : Development of Simple Neutron reference Calibration Field and Its Evaluation, INS-T-453 Institute for Nuclear Study, University of Tokyo (1980) in Japanese
- 4-4) ISO /TC85/SC/2/WG 2/SG 3 (1983)
- 4-5) H. Ryufuku and T. Nakayama., :Error Evaluation on Multi-Detector Methods in Neutron Measurements, Japan J. of Applied Physics p.1242(1969)
- 4-6) H. Ryufuku., :Application of the Multidetector method to Neutron Dosimetry, JAERI-M 5875 Japan Atomic Energy Research Institute (1974)
- 4-7) J.F.Briesmeister, CCC-200 ORNL(1993)
- 4-8) R.Kinsey BNL-NCS-50496 (1979)
- 4-9) K.W.Geiger and K.Weise, Int. Journal of Applied Radiation and Isotopes, vol.21 p193 (1970)
- 4-10) D.G.Madland et.al., LA-UR-84-3557 (1984)
- 4-11) Y.Asano, JAERI-memo 61-011 Japan Atomic Energy Research Institute (1986) in Japanese
- 4-12) K.Kudo, Report of ETL No.825 ISS No.0366-9106 (1982) in Japanese
- 4-13) T.Michikawa, Report of ETL Vol.47 No.910 (1983) in Japanese
- 4-14) W.N.Mcelroy and S.Berg.,:A Computer-Automated Iterative Method

for Neutron Flux Spectra Determination by Foil Activation, AFWL-TR-67-41 (1967)

4-15) ICRP Pub.21,: Data for Protection against Ionizing Radiation from External Sources (1973)

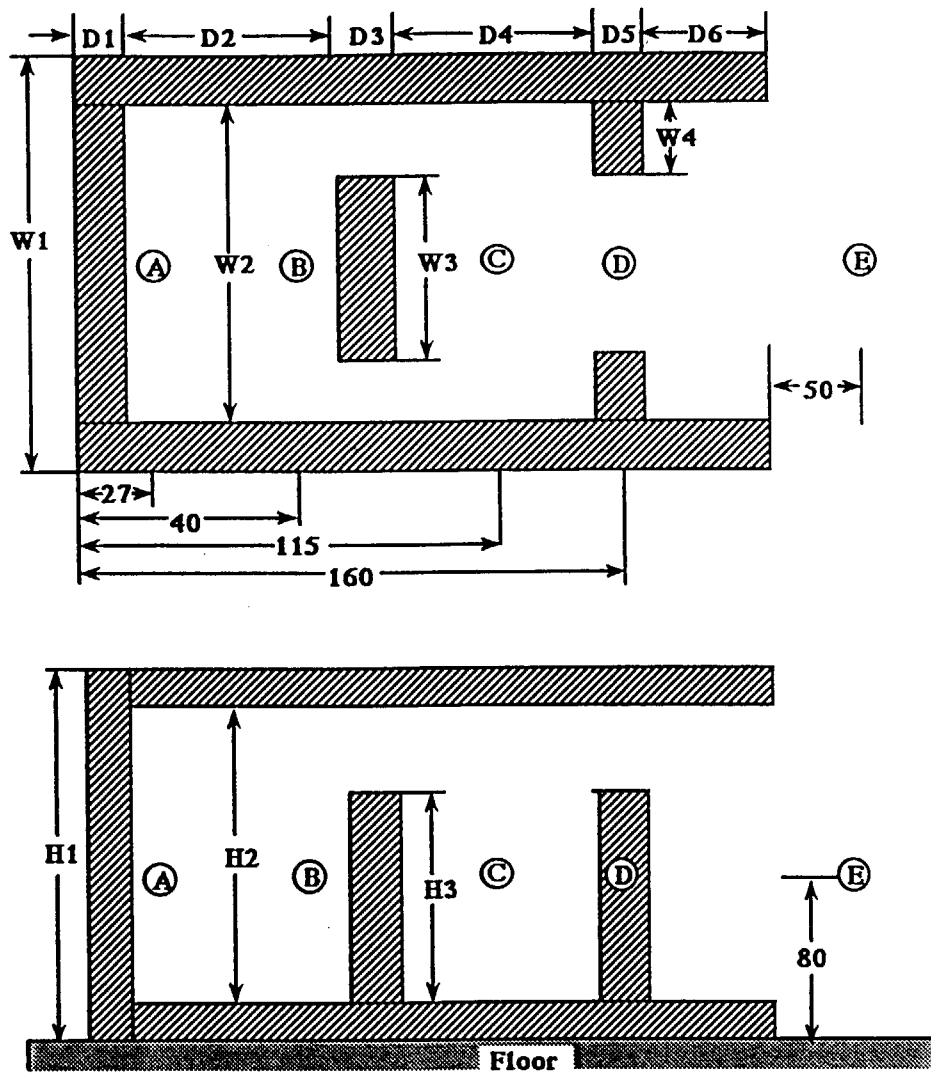
4-16) ICRP Pub.51,: Data for Use in Protection Against External Radiation, Annals of the ICRP 17 (1987)

4-17) ICRP Pub.74,: Conversion Coefficients for use in radiological Protection Against External Radiation, ISSN 0146-6453 (1996)

4-18) Y.Yoshida et.al., J.Nucl.Sci. Technol. Vol.3 p.473 (1966)

4-19) H.Ryufuku et. al., Japan J. Appl. Physics vol.5 p.914 (1966)

4-20) H.Ryufuku, Japan J. Appl. Physics vol.5 p.910 (1966)



	D1	D2	D3	D4	D5	D6	W1	W2	W3	W4	H1	H2	H3
Mod1	10	58	10	70	10	42	100	80	60	20	140	130	100
Mod2	20	37	10	80	20	40	100	60	40	20	140	120	100
Mod3	20	26	30	70	20	40	120	80	40	20	150	140	100

[cm]

Fig. 4-1 Cross sectional view of the moderated neutron field by using iron, paraffin and ordinary concrete. A indicates the source position and B,C,D,E are evaluated points. D1-D6, W1-W4, and H1-H3 indicate the size in cm.

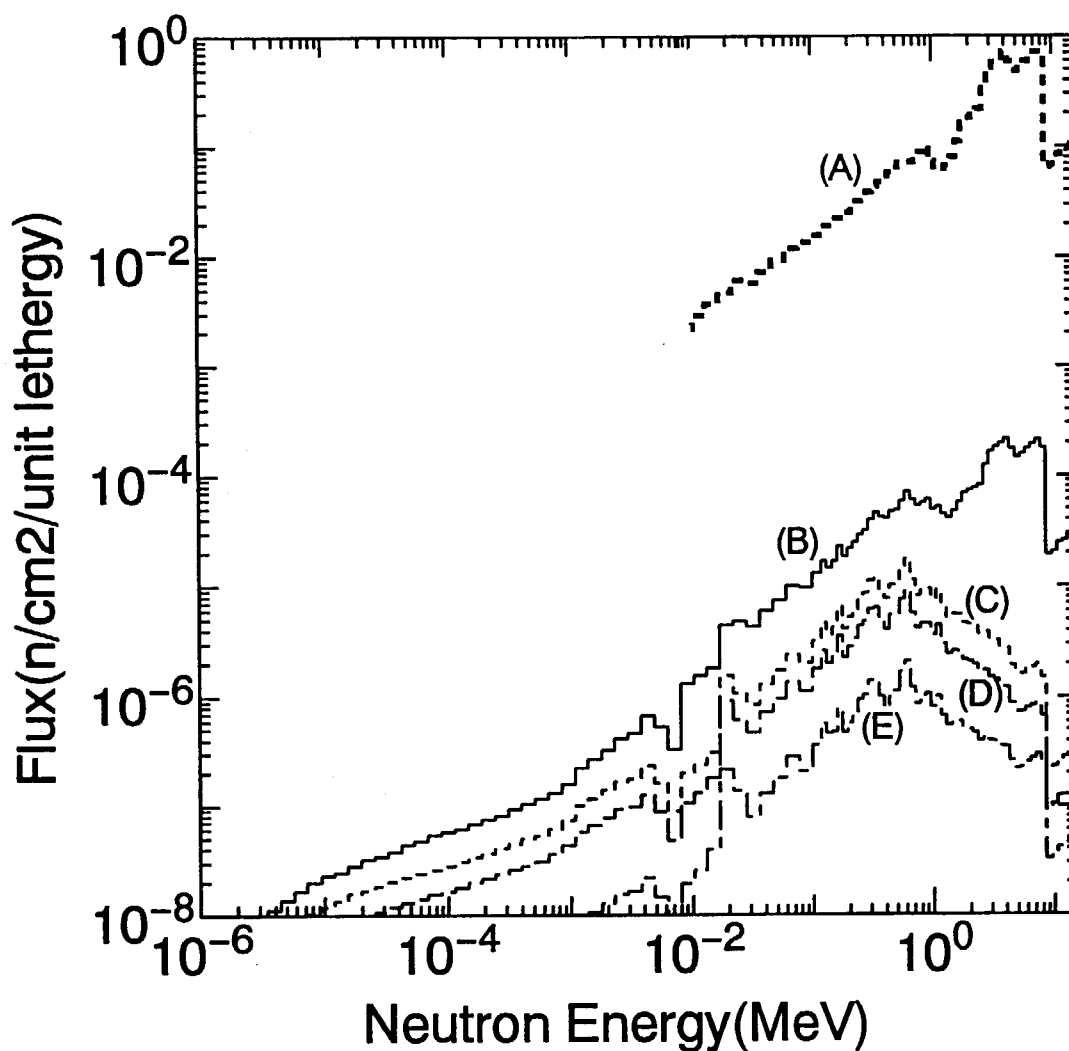


Fig. 4-2(1) Calculational results of the moderated spectrum with iron by using emitted neutron from  $^{241}\text{Am}$ -Be isotopes. A is the source spectrum and each B,C,D,E are the spectra at the positions in the moderator fields as illustrated in Fig. 4-1.



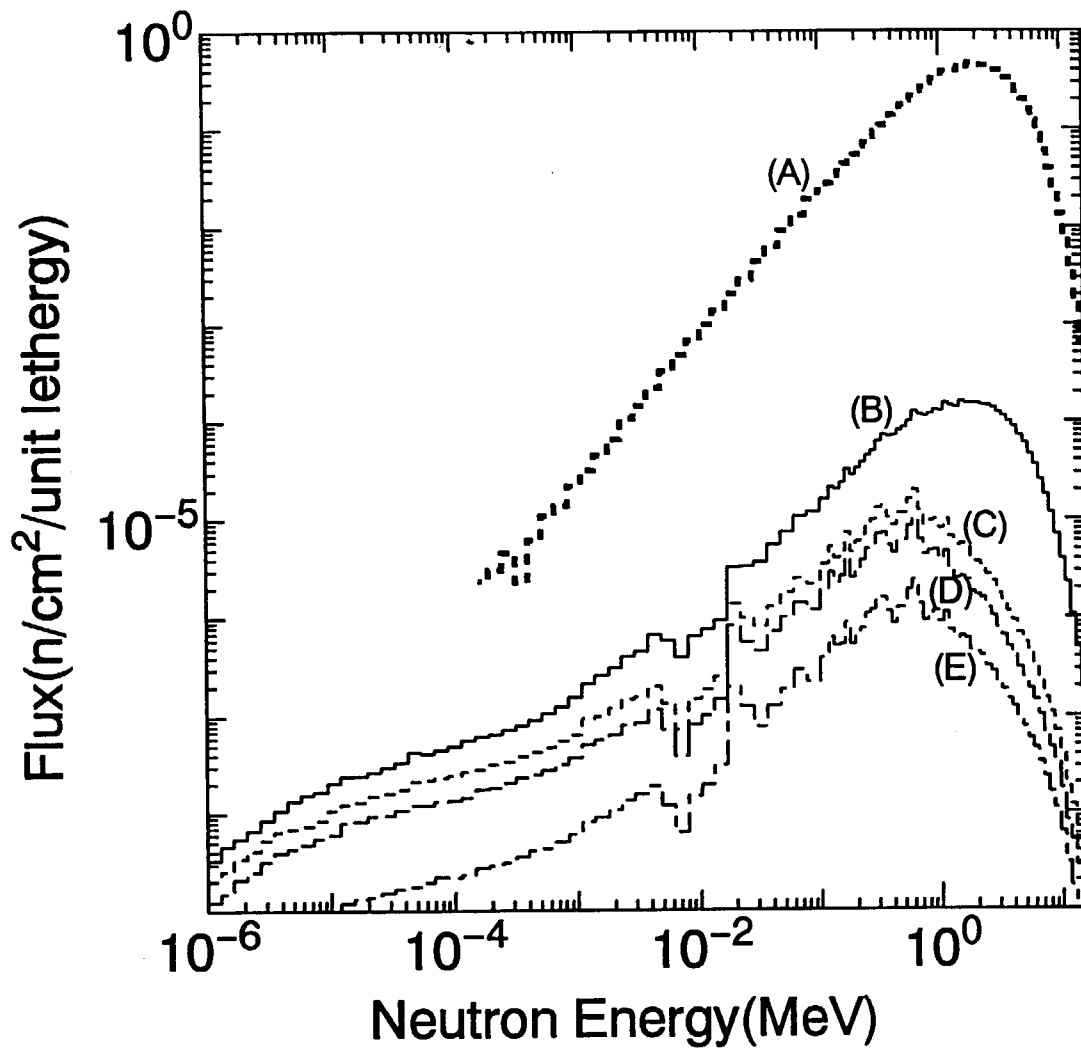


Fig. 4-2(2) Calculational results of the moderated spectrum with iron by using emitted neutron from  $^{252}\text{Cf}$  isotopes. A is the source spectrum and each B,C,D,E are the spectra at the positions in the moderator fields as illustrated in Fig. 4-1.

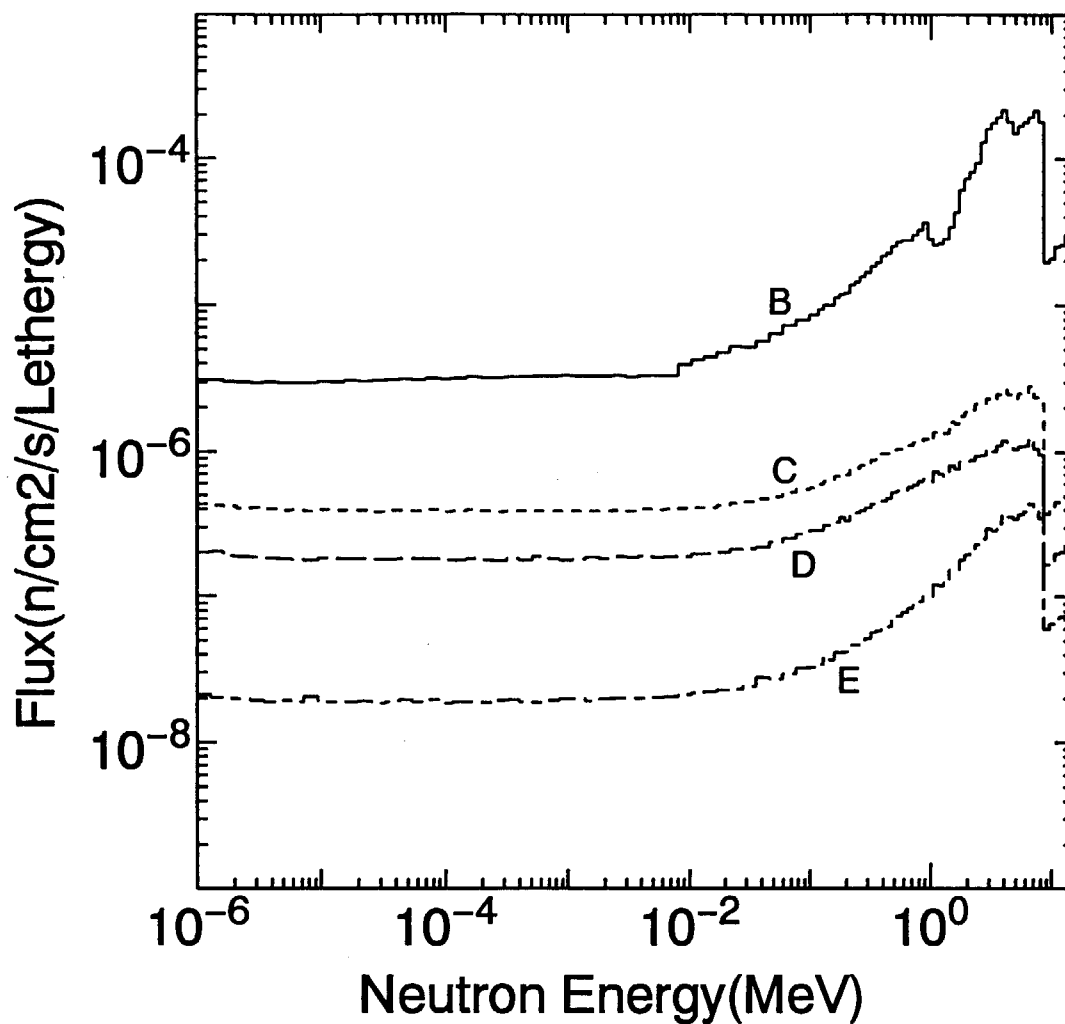


Fig. 4-3(1) Calculational results of the moderated spectrum with paraffin by using emitted neutron from  $^{241}\text{Am}$ -Be isotopes. Each B,C,D,E are the spectra at the positions in the moderator fields as illustrated in Fig. 4-1.

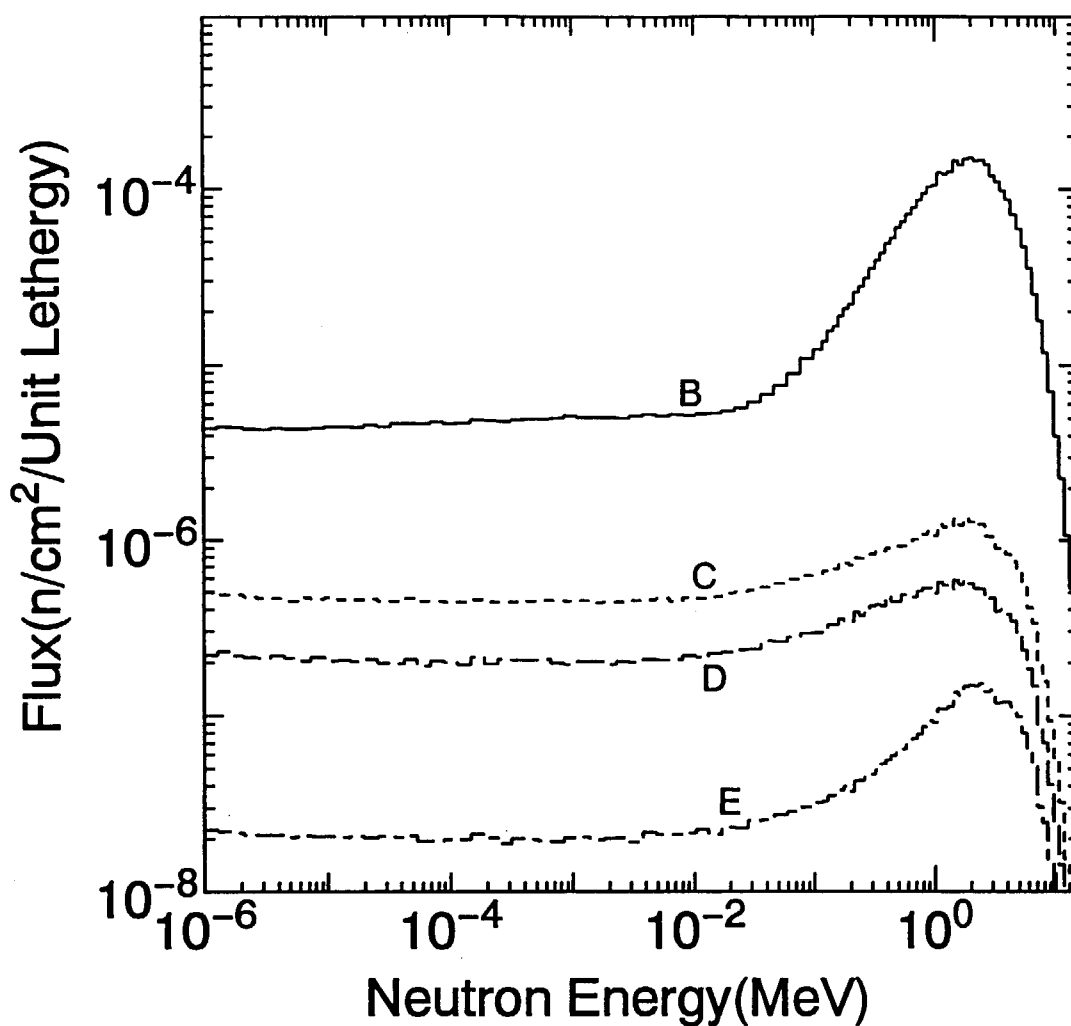


Fig. 4-3(2) Calculational results of the moderated spectrum with paraffin by using emitted neutron from <sup>252</sup>Cf isotopes. Each B,C,D,E are the spectra at the positions in the moderator fields as illustrated in Fig. 4-1.

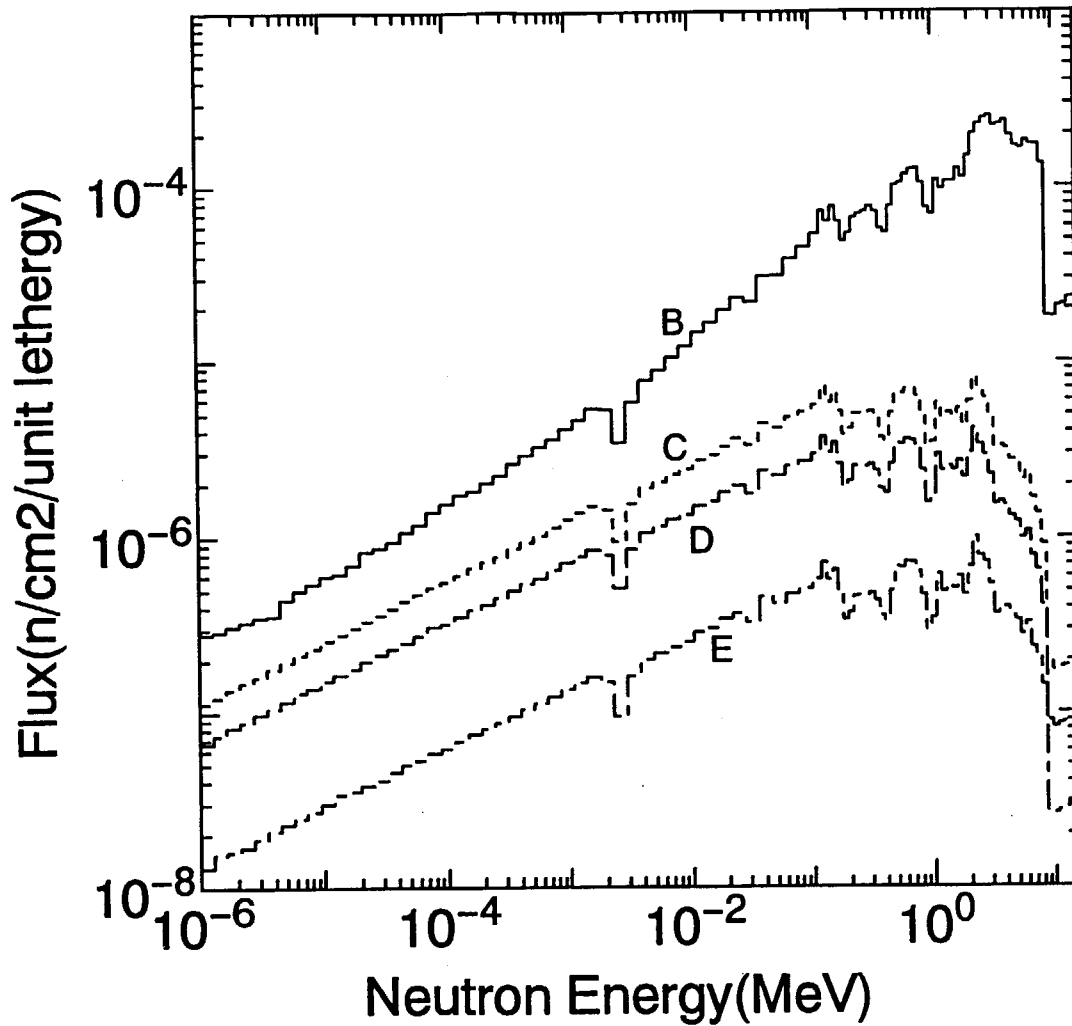


Fig. 4-4(1) Calculational results of the moderated spectrum with ord. concrete by using emitted neutron from  $^{241}\text{Am}$ -Be isotopes. Each B,C,D,E are the spectra at the positions in the moderator fields as illustrated in Fig. 4-1.

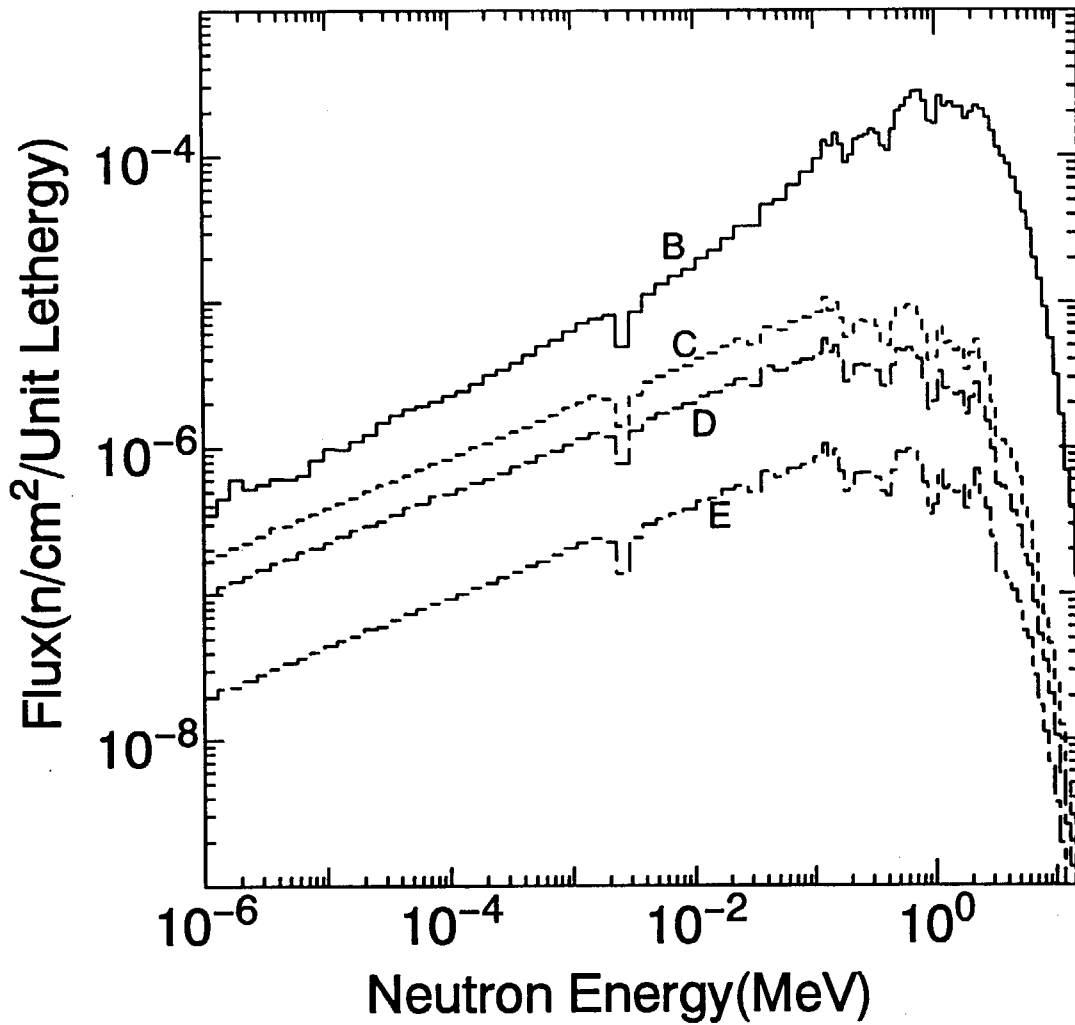


Fig. 4-4(2) Calculational results of the moderated spectrum with ord. concrete by using emitted neutron from  $^{252}\text{Cf}$  isotopes. Each B,C,D,E are the spectra at the positions in the moderator fields as illustrated in Fig. 4-1.

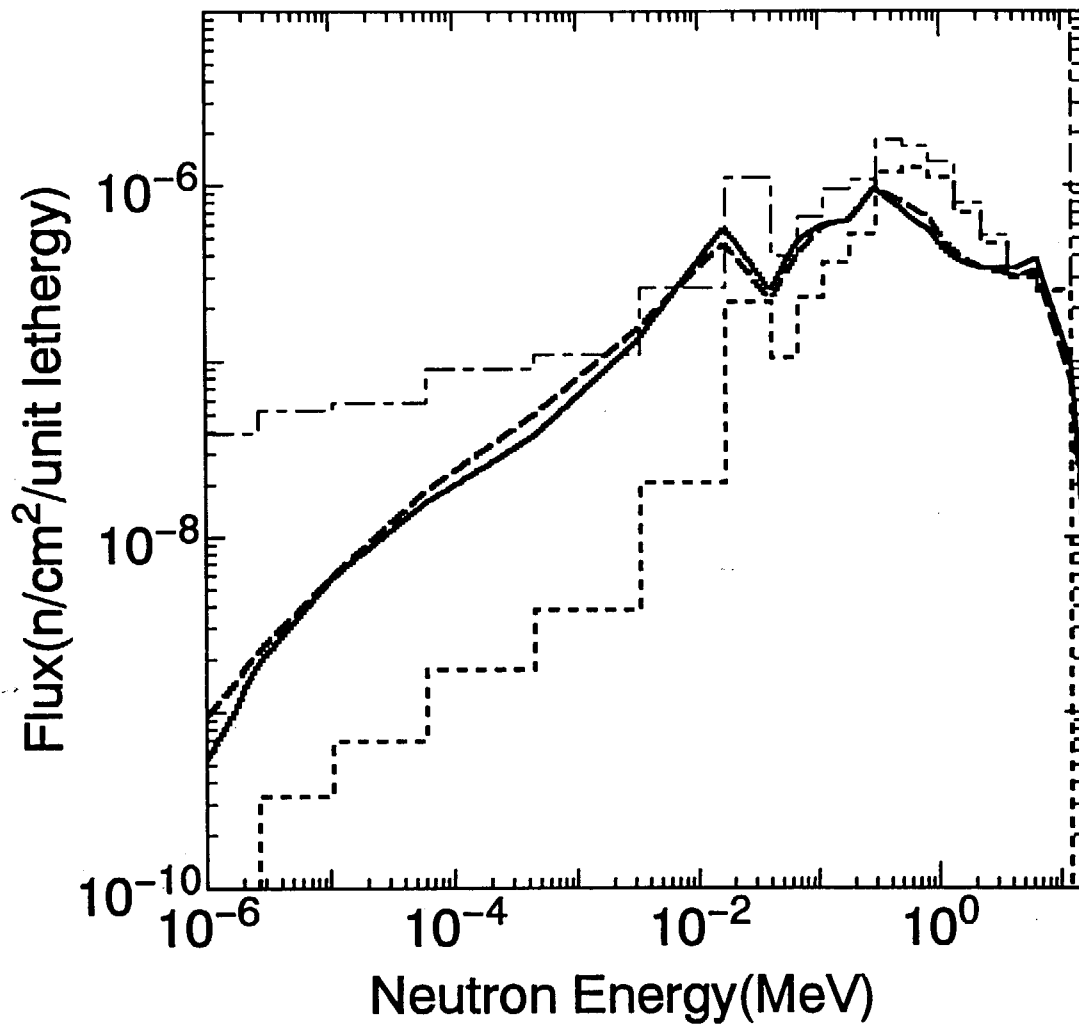


Fig. 4-5(1) Measurement result of neutron spectrum for iron moderator field with  $^{241}\text{Am}$ -Be isotope by using unfolding method. Solid line is measured spectrum with dot line which is initial guess spectrum considering with no scattering from the room wall. Dashed line is measured spectrum with dot-dashed line which is initial guess spectrum with scattering component from the room wall.

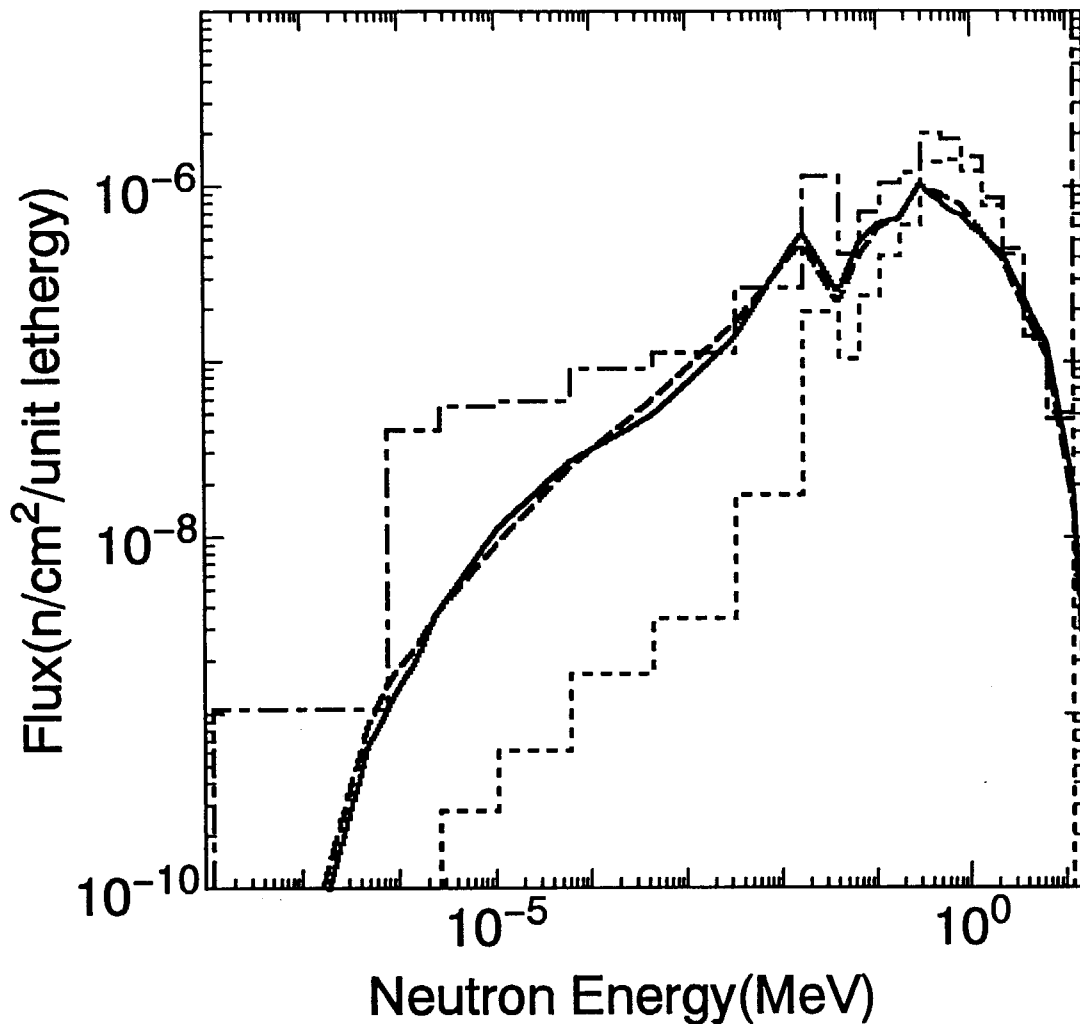


Fig. 4-5(2) Measurement result of neutron spectrum for iron moderator field with  $^{252}\text{Cf}$  isotope by using unfolding method. Solid line is measured spectrum with dot line which is initial guess spectrum considering with no scattering from the room wall. Dashed line is measured spectrum with dot-dashed line which is initial guess spectrum with scattering component from the room wall.

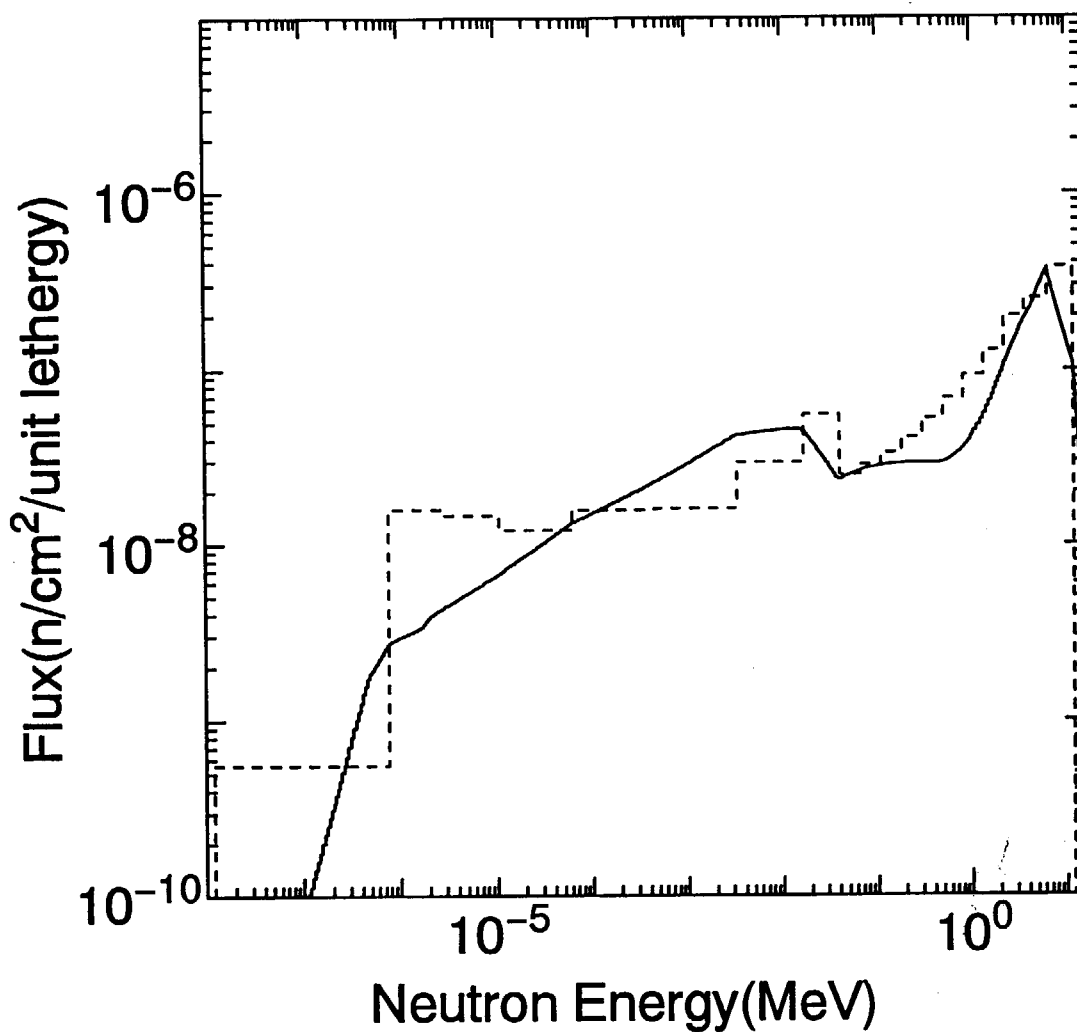


Fig. 4-6(1) Measurement result of neutron spectrum for paraffin moderator field with  $^{241}\text{Am}$ -Be isotope by using unfolding method. Solid line is measured spectrum and dot line is initial guess spectrum.



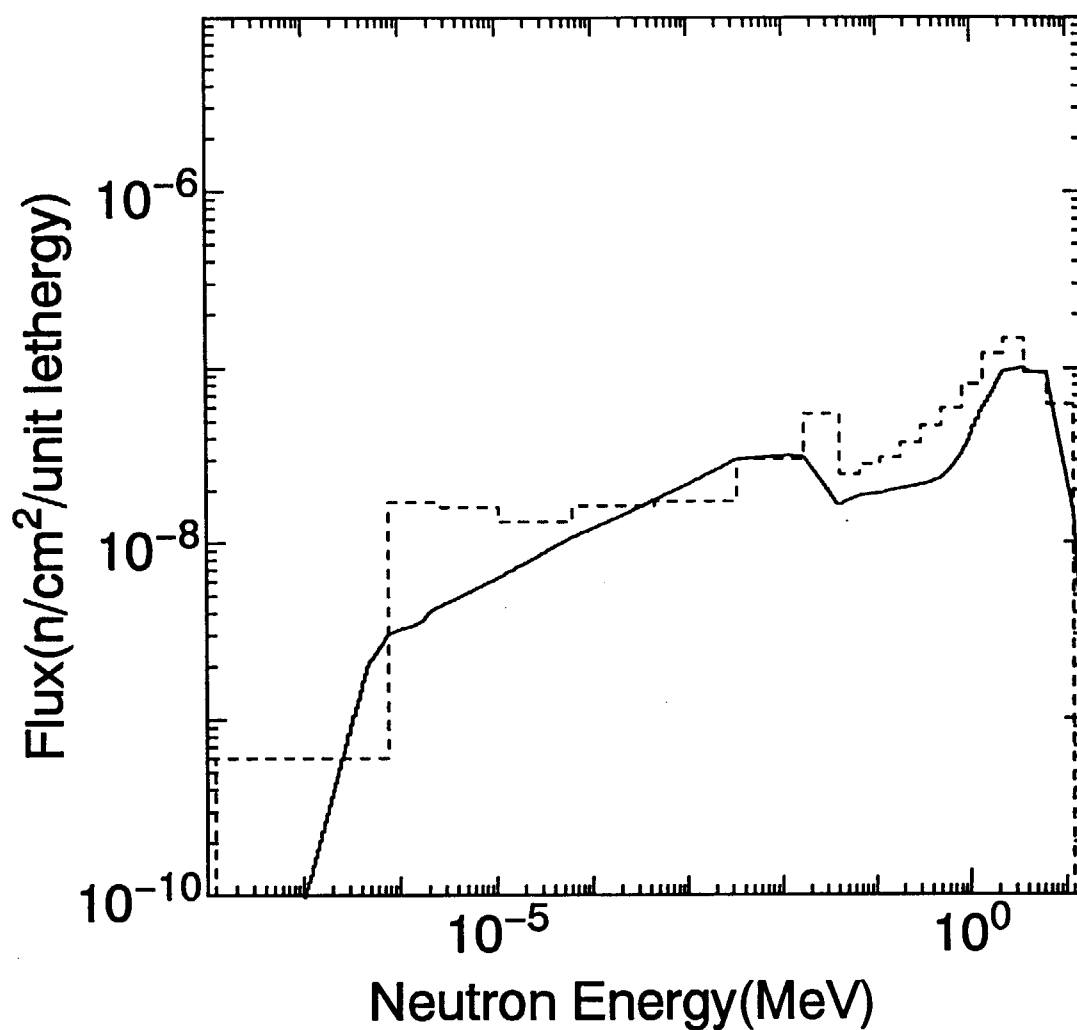


Fig. 4-6(2) Measurement result of neutron spectrum for paraffin moderator field with  $^{252}\text{Cf}$  isotope by using unfolding method. Solid line is measured spectrum and dot line is initial guess spectrum.

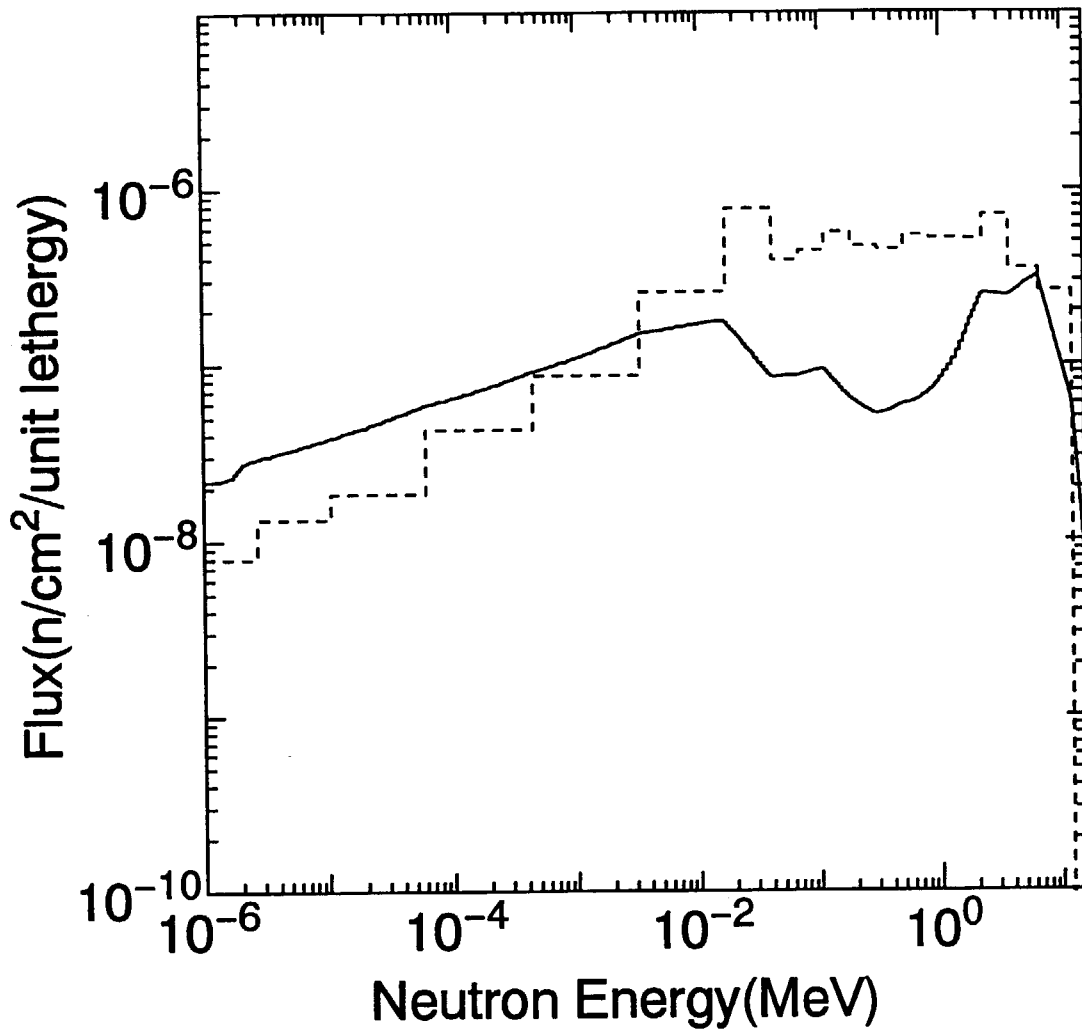


Fig. 4-7(1) Measurement result of neutron spectrum for ord. concrete moderator field with <sup>241</sup>Am-Be isotope by using unfolding method. Solid line is measured spectrum and dot line is initial guess spectrum.

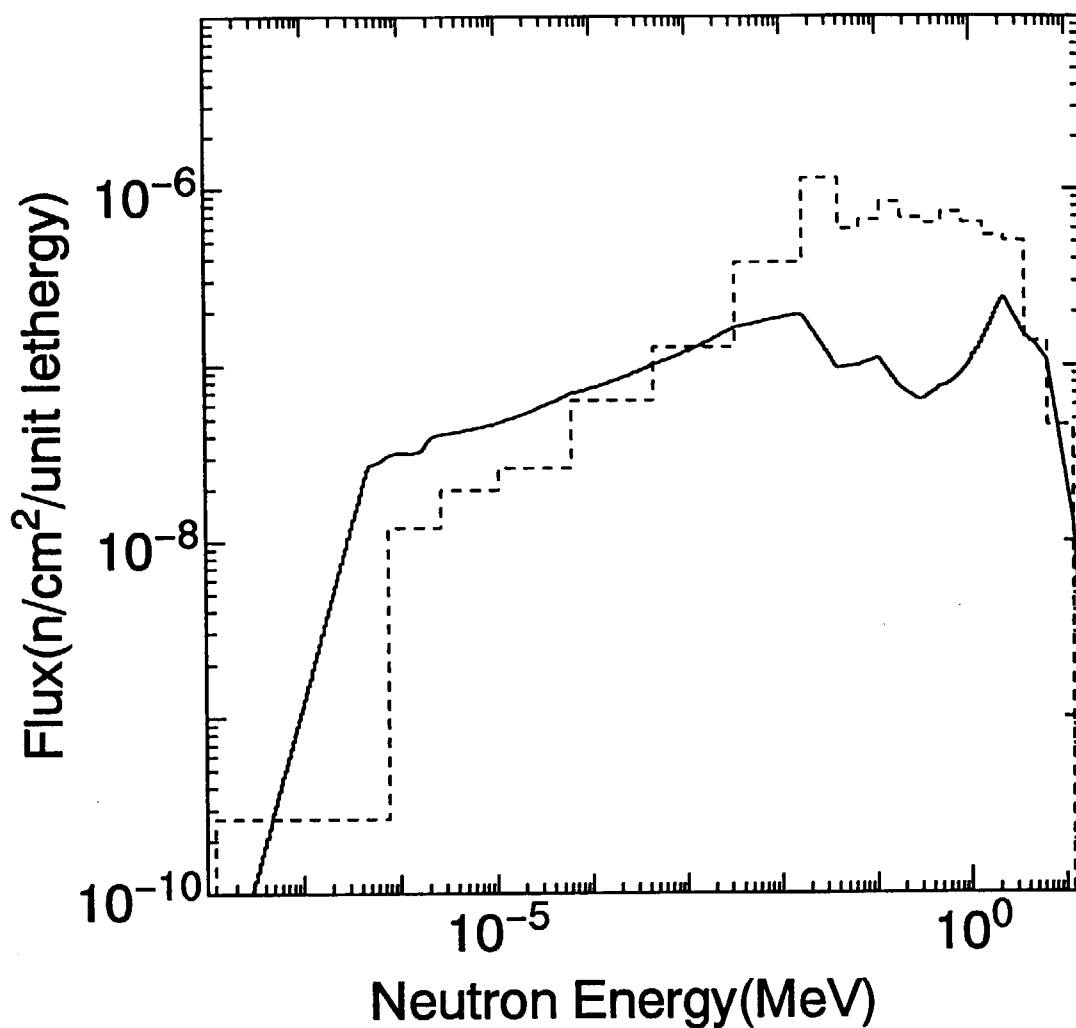


Fig. 4-7(2) Measurement result of neutron spectrum for ord. concrete moderator field with <sup>252</sup>Cf isotope by using unfolding method. Solid line is measured spectrum and dot line is initial guess spectrum.

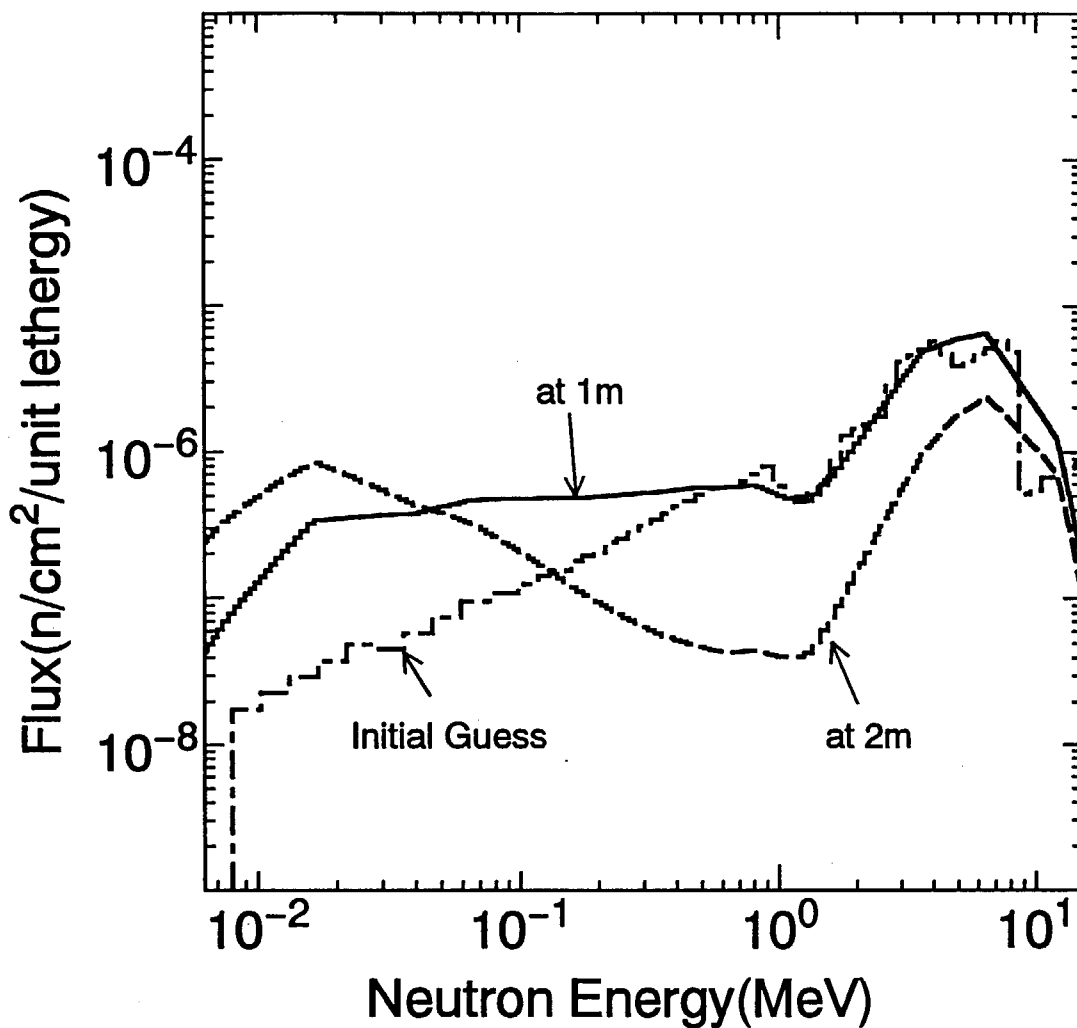


Fig. 4-8(1) Measured spectra of neutron emitted from  $^{241}\text{Am}\text{-Be}$  in free air. Solid line is at the position 1m distance from the source. Dashed line is at 2m and dot-dashed line initial guess spectrum.

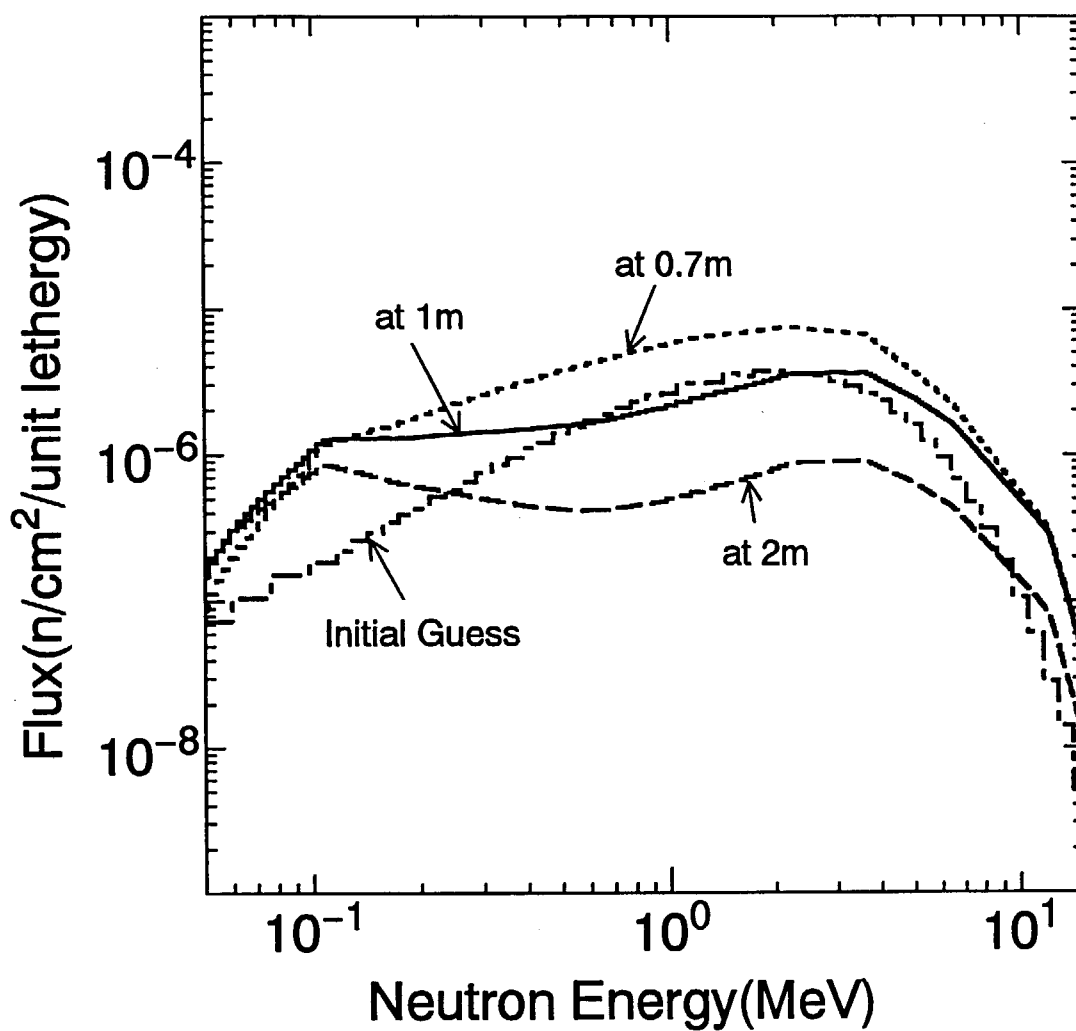


Fig. 4-8(2) Measured spectra of neutron emitted from  $^{252}\text{Cf}$  in free air. Dot line is at the position 0.7m distance from the source. Solid line and Dashed line are at 1m and 2m, respectively. Dot-dashed line is initial guess spectrum.

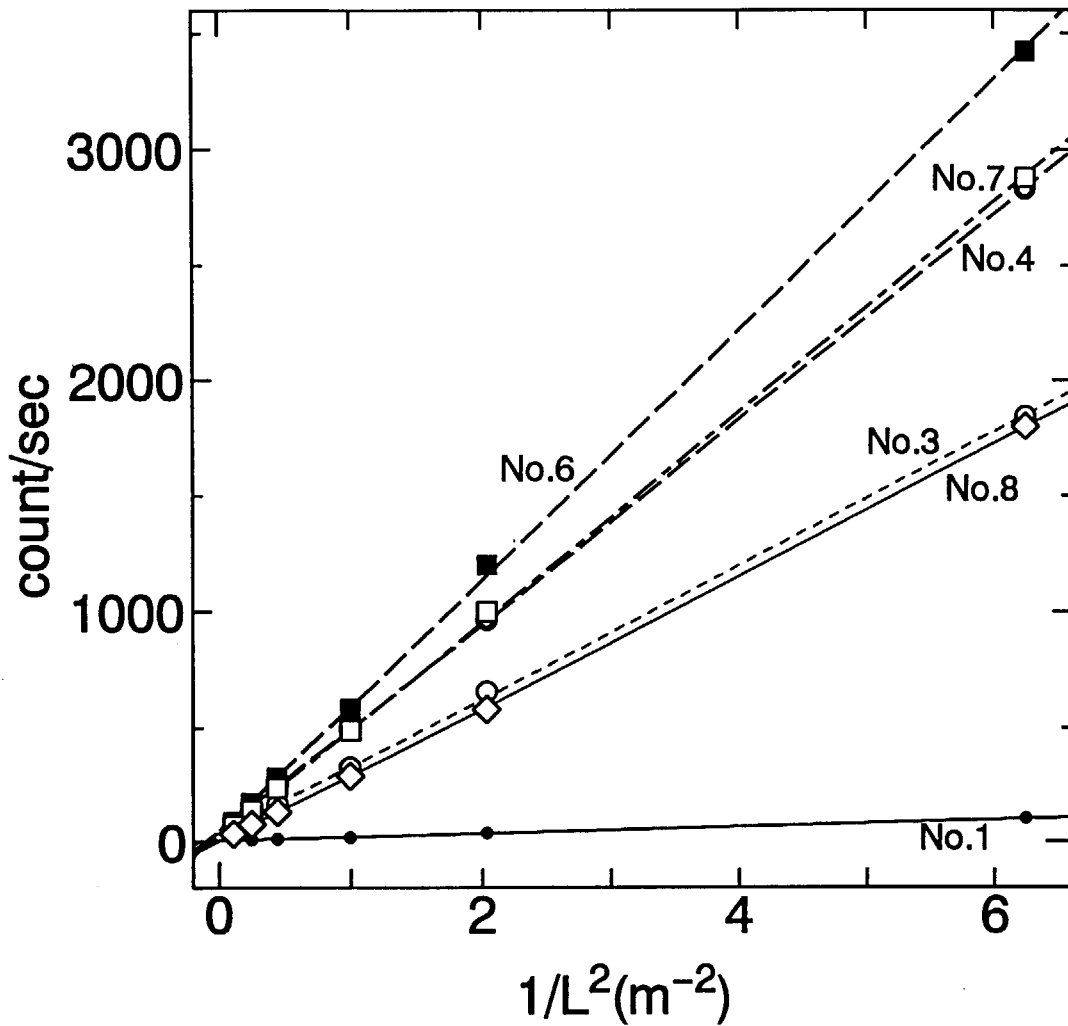


Fig. 4-9 Relationship between each counting ratio of detector and inverse square distance,  $1/L^2$ . The constant values of each line are indicated the counting due to scattered neutron.

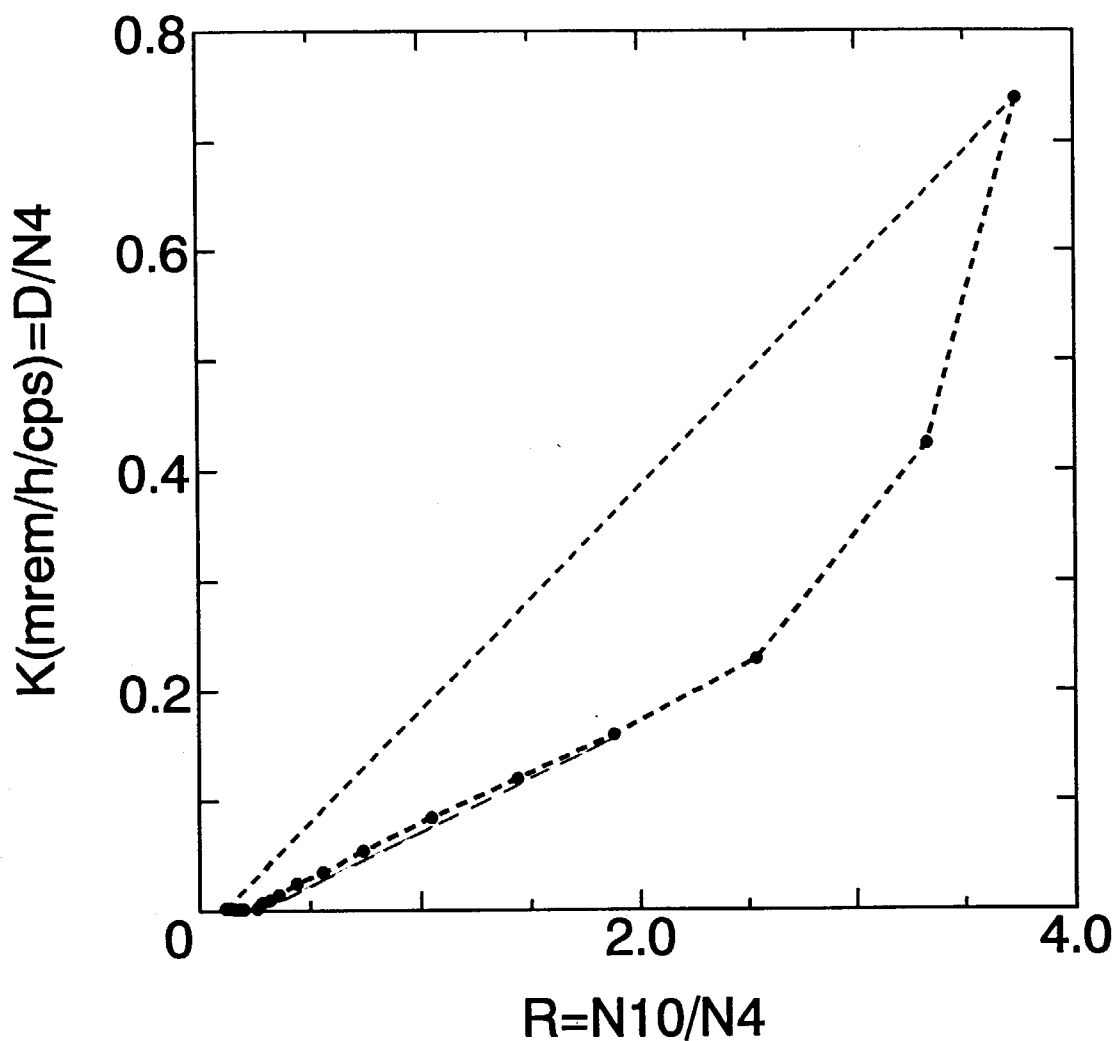


Fig. 4-10 Projection of the fundamental characteristic functional for two detector method on R-K plane. R is the sensitive ratio between counter No.10 and No.4. K is the conversion factor from counting rate of counter No.4 to neutron dose based on ICRP21. The error is given by the vertical distance from the intermediate point to the curve of the boundary that indicate the dot line.

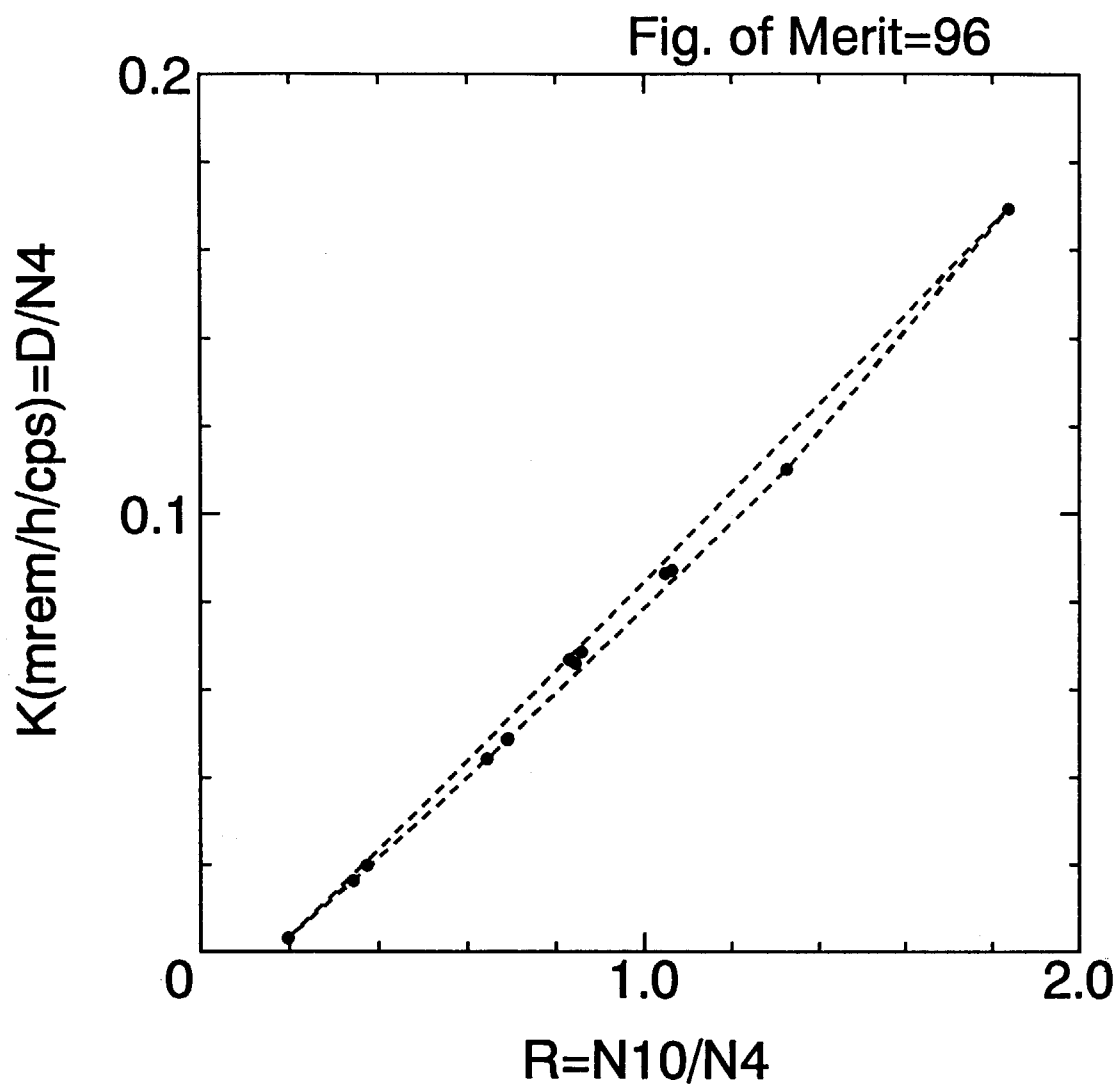


Fig. 4-11 Projection of the simple convex set for two detector method on R-K plane based on the ICRP21 dose equivalent.



Fig. of Merit=94

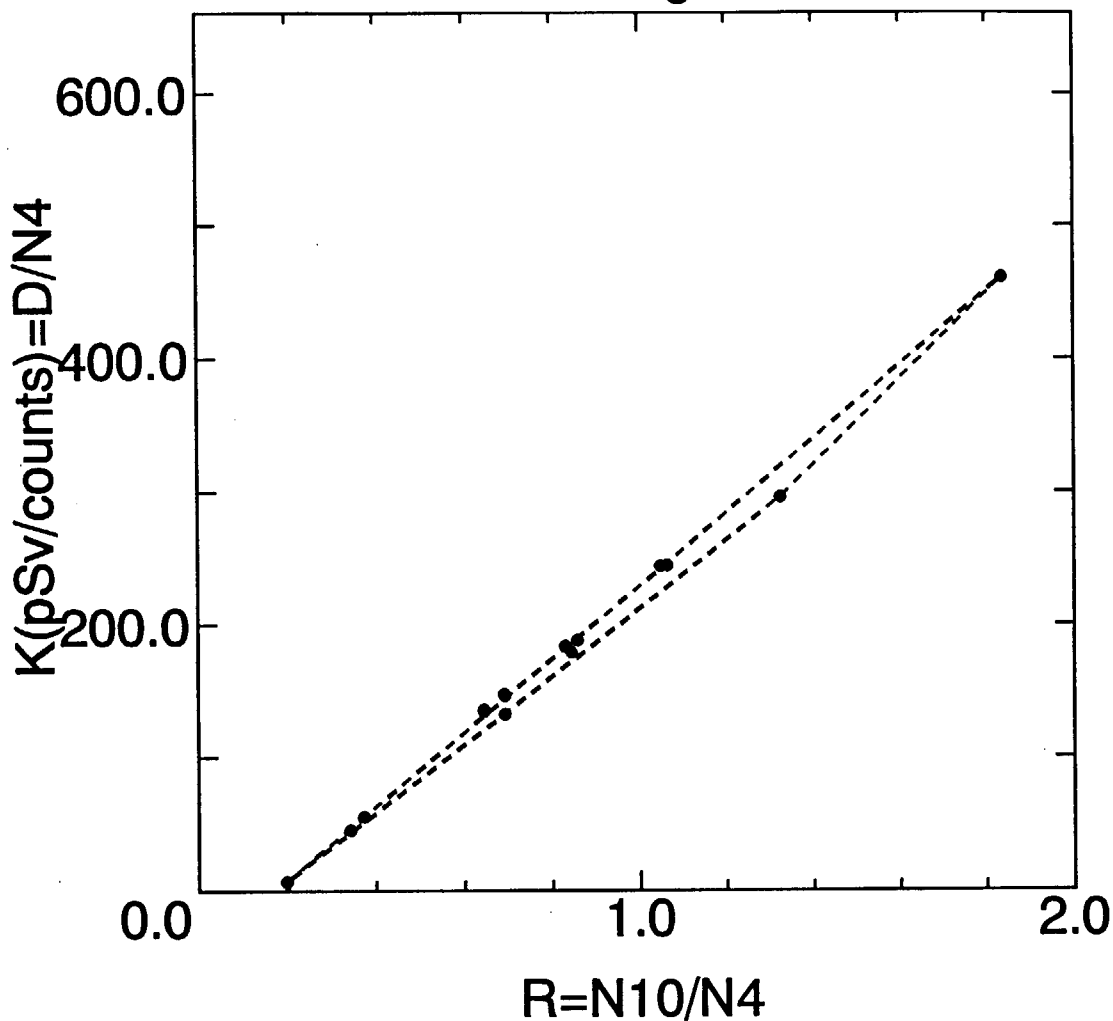


Fig. 4-12 Projection of the simple convex set for two detector method on R-K plane based on the ICRP51 ambient dose equivalent.

Fig. of Merit=87

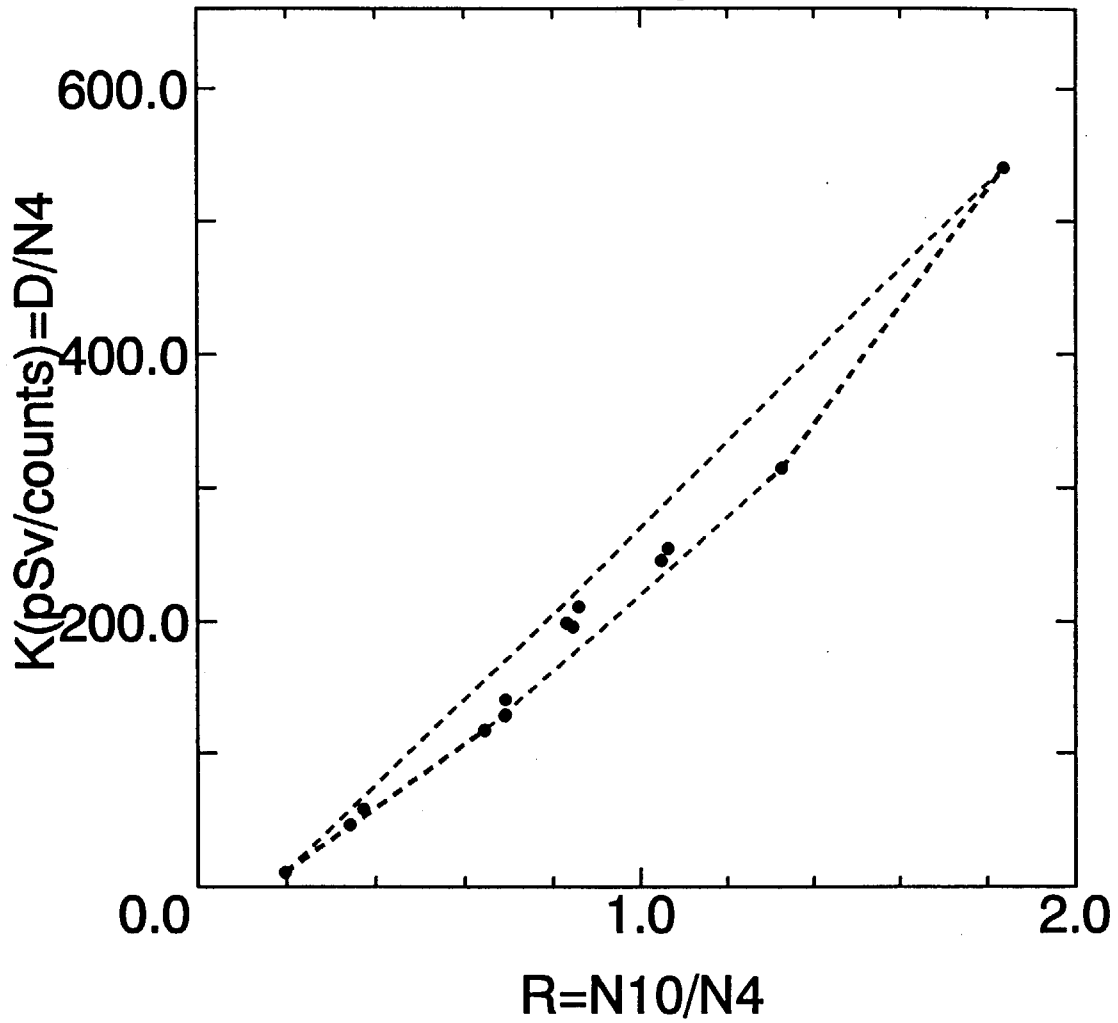


Fig. 4-13 Projection of the simple convex set for two detector method on R-K plane based on the ICRP74 equivalent dose.

Table 4-1 Measured results of neutron emission rate from  $^{241}\text{Am-Be}$  and  $^{252}\text{Cf}$  isotopes

Isotope	Date	Emission rate( $\text{s}^{-1}$ )
$^{241}\text{Am-Be}(1\text{Ci})$	Aug.15 1985	$2.44 \times 10^6 \pm 2\%$
$^{252}\text{Cf}(53\text{mCi})$	Aug.29 1985	$8.39 \times 10^7 \pm 3.5\%$
$^{252}\text{Cf}(97\mu\text{Ci})$	Aug.15 1985	$4.09 \times 10^5 \pm 3.5\%$

Table 4-2 Neutron dose rate per emission rate ( $\text{s}^{-1}$ ) based on ICRP21, ICRP51, and ICRP74 recommendations at the various moderated neutron fields by using unfolding method. ( $1\text{mrem/h} \sim 10\mu\text{Sv/h}$ )

Source	Field	Av. Egy (MeV)	$\sigma$ (%)	ICRP21 (mrem/h)	ICRP51 ( $\mu\text{Sv/h}$ )	ICRP74 ( $\mu\text{Sv/h}$ )
$^{241}\text{Am-Be}$	Free Air at 1 m(*1)					
		4.3	4.9	$1.17 \times 10^{-6}$	$1.17 \times 10^{-5}$	$1.32 \times 10^{-5}$
	Mod1 (*2)	0.70	4.9	$2.16 \times 10^{-7}$	$2.33 \times 10^{-6}$	$2.22 \times 10^{-6}$
	Mod2 (*3)	2.2	5.9	$6.57 \times 10^{-8}$	$6.56 \times 10^{-7}$	$7.40 \times 10^{-7}$
	Mod3 (*4)			$8.51 \times 10^{-8}$	$8.39 \times 10^{-7}$	$9.33 \times 10^{-7}$
$^{252}\text{Cf}$	Free Air at 1 m(*1)					
		2.2	5.0	$1.04 \times 10^{-6}$	$1.06 \times 10^{-5}$	$1.07 \times 10^{-5}$
	Mod1(*2)	0.56	4.9	$2.09 \times 10^{-7}$	$2.28 \times 10^{-6}$	$2.07 \times 10^{-6}$
	Mod2 (*3)	1.1	4.0	$3.04 \times 10^{-8}$	$3.01 \times 10^{-7}$	$3.25 \times 10^{-7}$
	Mod3 (*4)			$6.30 \times 10^{-8}$	$6.24 \times 10^{-7}$	$6.65 \times 10^{-7}$

(\*1) The distance from the source is 1m (\*2) Iron moderator field (E)

(\*3) Paraffin moderator field (E) (\*4) Ordinary concrete field (E)

Table 4-3 Neutron dose rate estimation based on ICRP21, ICRP51 and ICRP74 recommendations at the various moderated neutron fields by using Error Evaluation on 2 Detector Methods. (1mrem/h=10 $\mu$ Sv/h)

Source	Field	ICRP21 (mrem/h)	ICRP51 ( $\mu$ Sv/h)	ICRP74 ( $\mu$ Sv/h)
<sup>241</sup> Am-Be	Free Air at 1 m <sup>(*1)</sup>	9.43 $\times 10^{-7}$	9.37 $\times 10^{-6}$	1.05 $\times 10^{-5}$
	Free Air at 2 m <sup>(*1)</sup>	2.75 $\times 10^{-7}$	2.74 $\times 10^{-6}$	3.03 $\times 10^{-6}$
	Mod1 <sup>(*2)</sup>	1.94 $\times 10^{-7}$	2.01 $\times 10^{-6}$	1.89 $\times 10^{-6}$
	Mod2 <sup>(*3)</sup>	5.28 $\times 10^{-8}$	5.31 $\times 10^{-7}$	5.64 $\times 10^{-7}$
	Mod3 <sup>(*4)</sup>	7.38 $\times 10^{-8}$	7.63 $\times 10^{-7}$	7.12 $\times 10^{-7}$
<sup>252</sup> Cf	Free Air at 0.7 m <sup>(*1)</sup>	1.91 $\times 10^{-6}$	1.91 $\times 10^{-5}$	2.09 $\times 10^{-5}$
	Free Air at 1 m <sup>(*1)</sup>	9.47 $\times 10^{-7}$	9.48 $\times 10^{-6}$	1.03 $\times 10^{-5}$
	Free Air at 2 m <sup>(*1)</sup>	2.60 $\times 10^{-7}$	2.61 $\times 10^{-6}$	2.80 $\times 10^{-6}$
	Mod1 <sup>(*2)</sup>	1.98 $\times 10^{-7}$	2.06 $\times 10^{-6}$	1.91 $\times 10^{-6}$
	Mod2 <sup>(*3)</sup>	2.68 $\times 10^{-8}$	2.72 $\times 10^{-7}$	2.76 $\times 10^{-7}$
	Mod3 <sup>(*4)</sup>	5.25 $\times 10^{-8}$	5.59 $\times 10^{-7}$	4.46 $\times 10^{-7}$

(\*1) The distances from the source is 0.7m , 1m and 2m ,

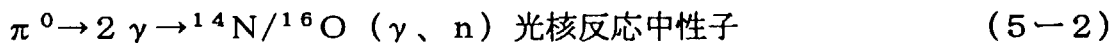
(\*2) Iron moderator field (E), (\*3) Paraffin moderator field (E)

(\*4) Ordinary concrete field (E)

## 5 自然環境における中性子スペクトル

### 5.1 緒言

中性子それ自体は宇宙空間に存在せず、宇宙線（主成分、陽子）が大気圏に突入すると、酸素や窒素といった大気原子との核反応を起こして、種々の2次宇宙線が発生し、その2次宇宙線 $\pi^-$ 、 $\pi^0$ 、 $\mu^-$ による以下の反応および発生した高エネルギー中性子による核破砕(spallation)反応で中性子が発生する。



中性子は衝突を通じて十分エネルギーが減衰すると窒素原子核に吸収され、 ${}^{14}\text{N} (n, p) {}^{14}\text{C}$ 反応で ${}^{14}\text{C}$ を作る。このため、自然環境中には、宇宙線に起因する中性子が存在する。2次宇宙線による中性子も含めて、宇宙線強度は地磁気緯度および高度に依存することがよく知られており<sup>(5-1)</sup>、また、太陽フレア活動状況によっても変動する。この自然環境における中性子測定は、環境放射線の研究の一環として現在まで研究がなされている。しかしながら、2次宇宙線に起因する中性子強度はそれほど高くなく、測定には特種な技術を要することなどから、環境ガンマ線研究等と比較して、その測定例は少ない。

一方、最近のICRP勧告<sup>(5-2)</sup>にみられるように、線量限度勧告値や組織荷重係数の変更および放射線荷重係数の導入など種々の改正が行われている。このなかで、中性子に対する線量評価の重要性は益々増加すると思われる。特に原子力施設や大型放射線発生施設での敷地境界線量を出来るだけ低くすることが求められている現在、周辺環境における中性子線量を含む自然放射線を正確に把握しておくことは重要である。

施設敷地境界線量を評価する場合、便宜上スカイシャイン線量を中性子で代表させることが良くなされている。大型加速器施設スプリング8でも、安全を見込んで、スカイシャイン線量評価を中性子で代表させている<sup>(5-3)</sup>。そこで、大型加速器施設などの周辺環境における中性子線量に対する情報をあらかじめ得ておくことは有意義であると考えられる。特に、上記のような線量換算係数の変更が行われているとき、中性子スペクトル情報は重要である。

宇宙線による環境中の中性子スペクトルは、現在までにいくつかの報告がなされている<sup>(5-4)</sup>、<sup>(5-5)</sup>、<sup>(5-6)</sup>。日本でも理化学研究所グループ及び東北大学中村グループ<sup>(5-7)</sup>、<sup>(5-8)</sup>等が測定を行っている。特に中村等は日本上空4,880m、11,280m、地上の3点における中性子スペクトルを測定し、O'Brien<sup>(5-9)</sup>の計算値との比較を示している。得られた中性子スペクトルを用いて線量当量が示されており、地上でのICRP21<sup>(5-10)</sup>に基づく

線量当量率3.3nSv/hが与えられている。

今回、特に周辺環境における中性子線量およびスペクトルを測定することを目的として、できるだけ中性子感度の高い測定器を製作し、地上におけるいくつかの環境下での中性子スペクトルを測定した。製作した測定器は、中村等が用いた検出器の約10倍の感度を持つ、厚さの異なった4種類の減速材付検出器である。

## 5.2 検出器製作及び測定手順

Figure 5-1に測定手順を示す。ここで、測定器の製作には中性子に対して高い感度を持つことを第1に考えた。検出器には8気圧に加圧された大容量の円筒型 $^3\text{He}$ カウンター(米国reuter-stokes社製)を用い、ポリエチレン製の減速材を4種類、用意した。検出器の形状をFig. 5-2に示す。ここで、熱中性子感度は第2章で述べた標準熱中性子場を用いて校正した結果である。このとき、円筒型 $^3\text{He}$ カウンターは熱中性子に対して196CPS/NVの感度を有することを確認した。

検出器のエネルギー応答特性は、熱中性子から20MeVまでのエネルギー範囲に対してMCNP-4Aモンテカルロコード<sup>(5-11)</sup>+DLC105Cライブラリー<sup>(5-12)</sup>、400MeVまでのエネルギー範囲に対して1次元SNコードANISN<sup>(5-13)</sup>+HILO86Rライブラリー<sup>(5-14)</sup>(MORSE-CGモンテカルロコード<sup>(5-15)</sup>+HILO86R)を用いて計算した。感度校正は国家標準とトレーサビリティの取れた $252\text{Cf}$ を用い、日本原子力研究所東海研究所放射線標準施設棟第4照射室にて行った。その時の校正結果をFig. 5-3に示す。ここで、第4照射室は縦12M、横12M、高さ6Mの照射室であり、床は散乱線を減じるためにグレーチング構造となっている。また、図の縦軸に計数率、横軸に線源からの距離の逆2乗をとり、散乱線の影響を評価した。測定した感度とMCNP-4Aの計算結果の比較をTable 5-1に示す。得られた検出器のエネルギー応答特性をFig. 5-4に示す。

測定地点として、(A)兵庫県西播磨科学公園都市スプリング8サイト内(北緯35度、地磁気緯度24度付近、標高280-290M)と、(B)日本原子力研究所東海研究所(北緯36度、地磁気緯度26度付近、標高海拔0M)第1研究棟地階、(C)1階、(D)2階、(E)3階および(F)第4研究棟1階を選んだ。また、比較のため(G)第4研究棟1階の鉄室(厚さ20cm)内での測定も行った。ここで、スプリング8サイトでは屋外、日本原子力研究所東海研究所第1研究棟及び第4研究棟は4階建て鉄筋コンクリート構造のビルディング内での測定である。それぞれ、スプリング8サイトおよび日本原子力研究所東海研究所の位置をFig. 5-5に、第1研究棟の概略図と測定位置をFig. 5-6に、第4研究棟の概略図と測定位置をFig. 5-7に示す。

第4章で示されたと同様のスペクトル算出方法により、各測定値をSAND IIコード<sup>(5-16)</sup>でアンフォールディングすることにより、スペクトルを得た。この時の初期分布として1/E分布を仮定した。

線量当量の計算方法は第4章と同じ方法を用いた。具体的には、各々20 MeV以下の中性子に対して、ICRP 51<sup>(5-17)</sup>(1 cm線量当量)及びICRP 60勧告基準の実効線量(YAMAGUCHI データ<sup>(5-18)</sup>)、20 MeV以上400 MeV以下の中性子に対してMRI (YOSHIZAWA等) データ(実効線量)<sup>(5-19)</sup>に対する換算係数を用いて線量当量を算出した。

### 5.3 結果

A、B、C、D及びE地点で得られた中性子スペクトルをFig. 5-8に示す。F地点及びG地点で得られた中性子スペクトルをFig. 5-9に示す。比較のため、A地点での中性子スペクトルもFig. 5-9に載せた。図に示されているように、各測定位置でのスペクトルは明確に区別されている。その特徴は、

(1) スプリング8サイトでの測定値は他の測定値よりスペクトルは高くなっている。(2) 日本原子力研究所東海研究所第1研究棟での各階での測定では、上の階の測定地点程スペクトルは高くなっている。(3) 厚さ20 cmの鉄室内での測定では、中性子スペクトルは他と比較して大きく異なり、中エネルギー領域(約1 eV—100 keV)でスペクトルは高くなり、低エネルギー領域および高エネルギー領域では逆に他と比較して低くなっている。

この理由は(1) スプリング8サイトは標高280—290 mと高度がある。(2) 研究棟では床、屋根が鉄筋コンクリート製であり、中性子遮蔽効果が各階の測定位置までの床、屋根通過枚数に依存することと一致している。

(3) 鉄室内では、ここまで到達した宇宙線が鉄内で反応を起こし、中性子を発生させていることと一致する。

スプリング8サイト内での線量当量計算値をTable 5-2に示す。また、各測定位置での線量当量計算値をFig. 5-10に示す。ここでICRP 60で示されているデータの換算係数は前方方向からの平行ビーム照射の場合の値を用いている。

Table 5-2より、400 MeVまで評価した場合の高エネルギー中生子による線量当量は、20 MeVまで評価した場合に比較して1.7倍程度(ICRP 60)高い値を示した。このことは、宇宙線に起因する中生子による線量当量を評価するときには、原子力施設等で通常評価されている20 MeVまでのエネルギー範囲では不十分であることを示している。また、宇宙線に起因する中生子線量率はおよそ5 nSv/h程度であり、原子力施設等の敷地境界線量目標値50  $\mu$ Sv/yと同程度の線量となる。

## 5.4 結論

多種類の減速材厚を組み合わせた高感度円筒型中性子検出器を製作し、建設前のスプリング8サイト内での中性子スペクトル及び日本原子力研究所東海研究所、研究棟ビル内での中性子スペクトルを測定した。その結果は中村等の示した地上0 mでのスペクトルと比較的良く一致した。また、線量当量換算係数を用いることにより、ICRP 51 (1 cm線量当量) 及びICRP 60 (前方照射下) ベースでの環境における中性子線量を算出した。今回算出した中性子線量で示されたとおり、高エネルギー中性子成分による線量当量値は中性子線量全体に占める割合が大きく、環境中の中性子を評価する上で重要である。また、自然環境における中性子スペクトルを精度良く求めておくことは、原子力施設および大型放射線発生施設からの環境への寄与を精度良く分離評価するうえでも重要である。

環境における中性子スペクトルを問題とする場合において、今後の課題は

- (1) 高感度検出器の開発 (携帯性、高エネルギー中性子にも高感度)、
- (2) 検出器の感度計算に必要な、高エネルギー中性子に対する評価済み断面積ライブラリーの整備、
- (3) 校正用高エネルギー中性子線源の開発、

等が考えられる。

## 5.5 参考文献

- (5-1) J.G.Wilson: Progress In Cosmic Ray Physics, Vol.III North-Holland Pub. Co. Amsterdam (1956)
- (5-2) ICRP Pub. 60 ; 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press (1991)
- (5-3) N.Sasamoto and Y.Asano; Shielding Design Study for the Spring-8, Proceedings of the specialist's meeting on shielding aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities. OECD NEA Documents (1994)
- (5-4) Hajnel et.al HASL-241 (1971)
- (5-5) Hewit et.al CONF-780422 (1980)
- (5-6) UNSCEAR 1993 REPORT
- (5-7) E.Tajima et.al J.Phys.Soc. Japan 22 (2) (1967)
- (5-8) T.Nakamura et.al Health Physics 53(5) (1987)
- (5-9) O'brien, EML-338, U.S. Technical Information Center, VA (1978)
- (5-10) ICRP Pub.21;Data for Use In Protection Against External radiation ,Pergamon Press (1973)
- (5-11) J.F.Briesmeister CCC-200 ORNL (1993)
- (5-12) R.Kinsey BNL-NCS-50496 (1979)



- (5-13) W.W. Engle K-1693 (1967)
- (5-14) Kotegawa et. al JAERI-M 93-020 (1993)
- (5-15) Kinch et. al CCC-203 (1975)
- (5-16) S. Berg et. al AFWL-TR-67-41 CCC-112 (1969)
- (5-17) ICRP Pub. 51; Data for Use In Protection Against External radiation, Pergamon Press (1987)
- (5-18) Y. Yamaguchi Radi. Protection Dosimetry 55(4) (1994)
- (5-19) N. Yoshizawa et. al Proc. Int. Conf. Rad. Shielding 1994 Arlington

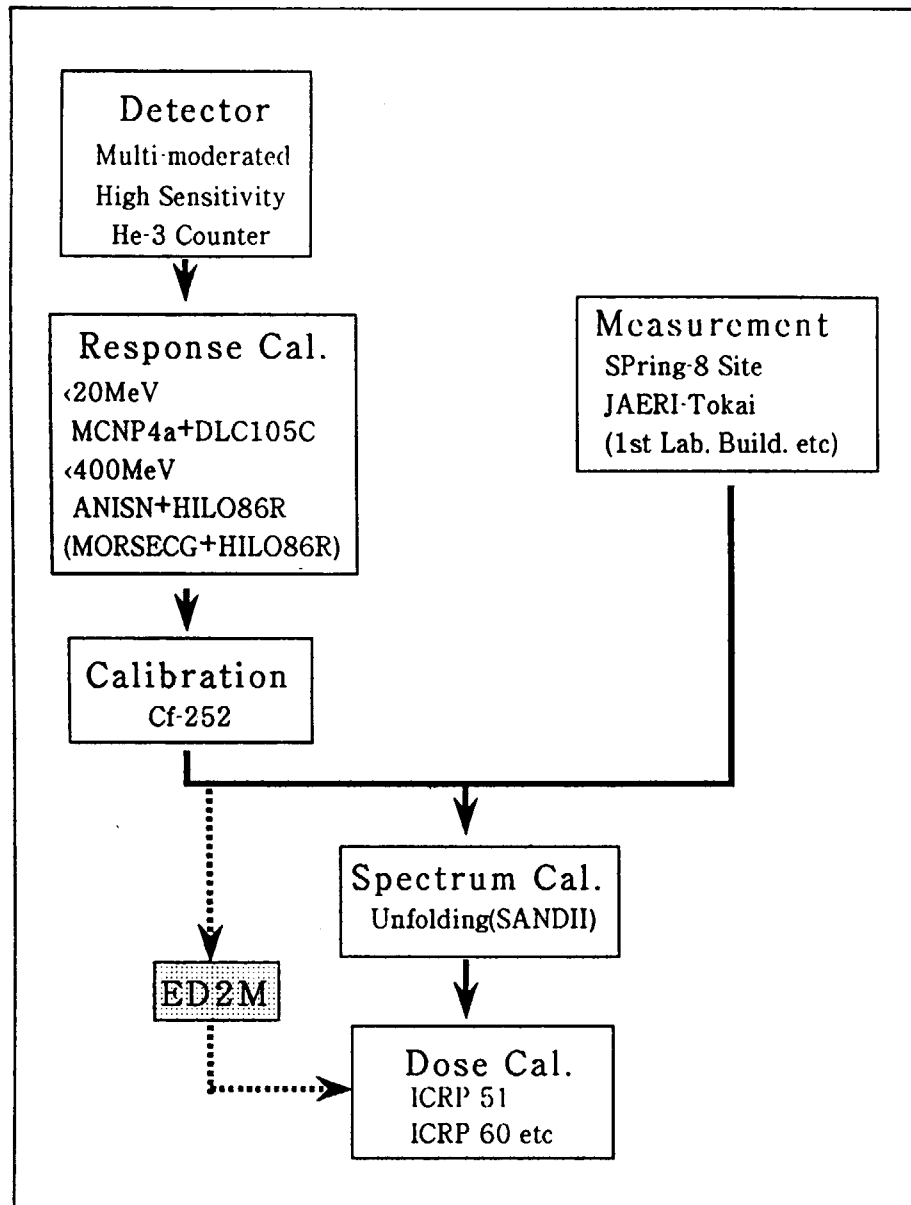


Fig. 5-1 Experimental procedure for measurement of environmental neutron spectrum due to cosmic ray.

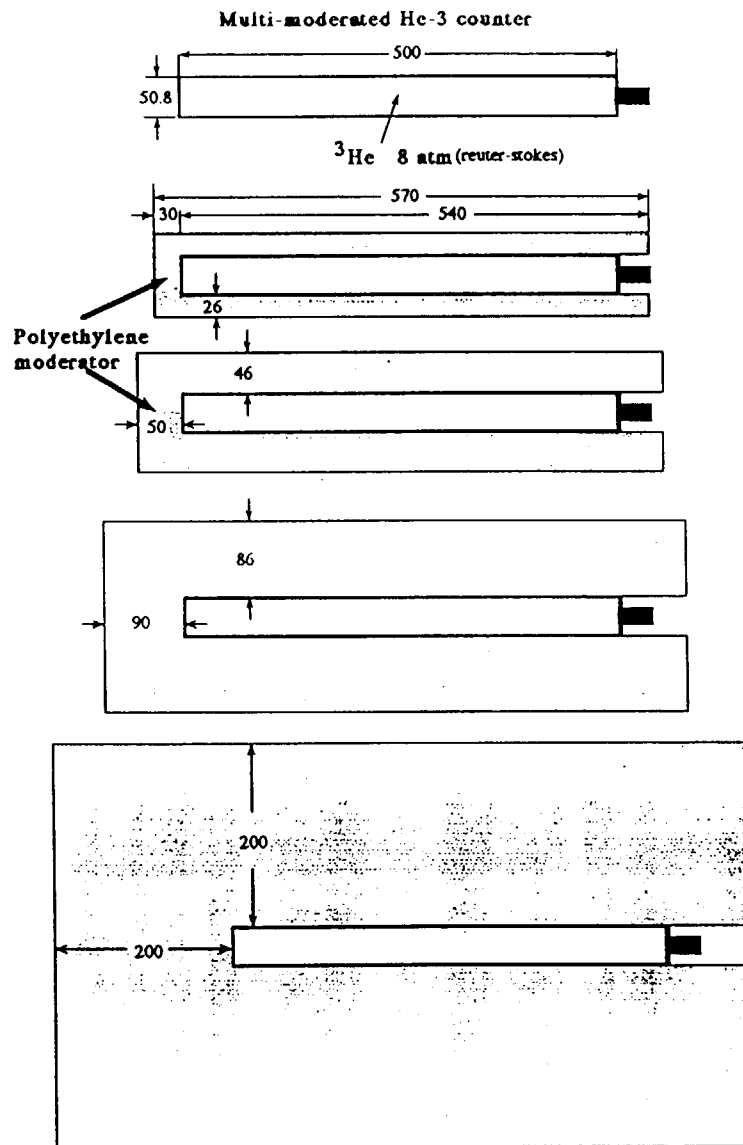


Fig.5-2 Cross sectional view of Cylindrical He-3 detectors with several Polyethylene Moderators

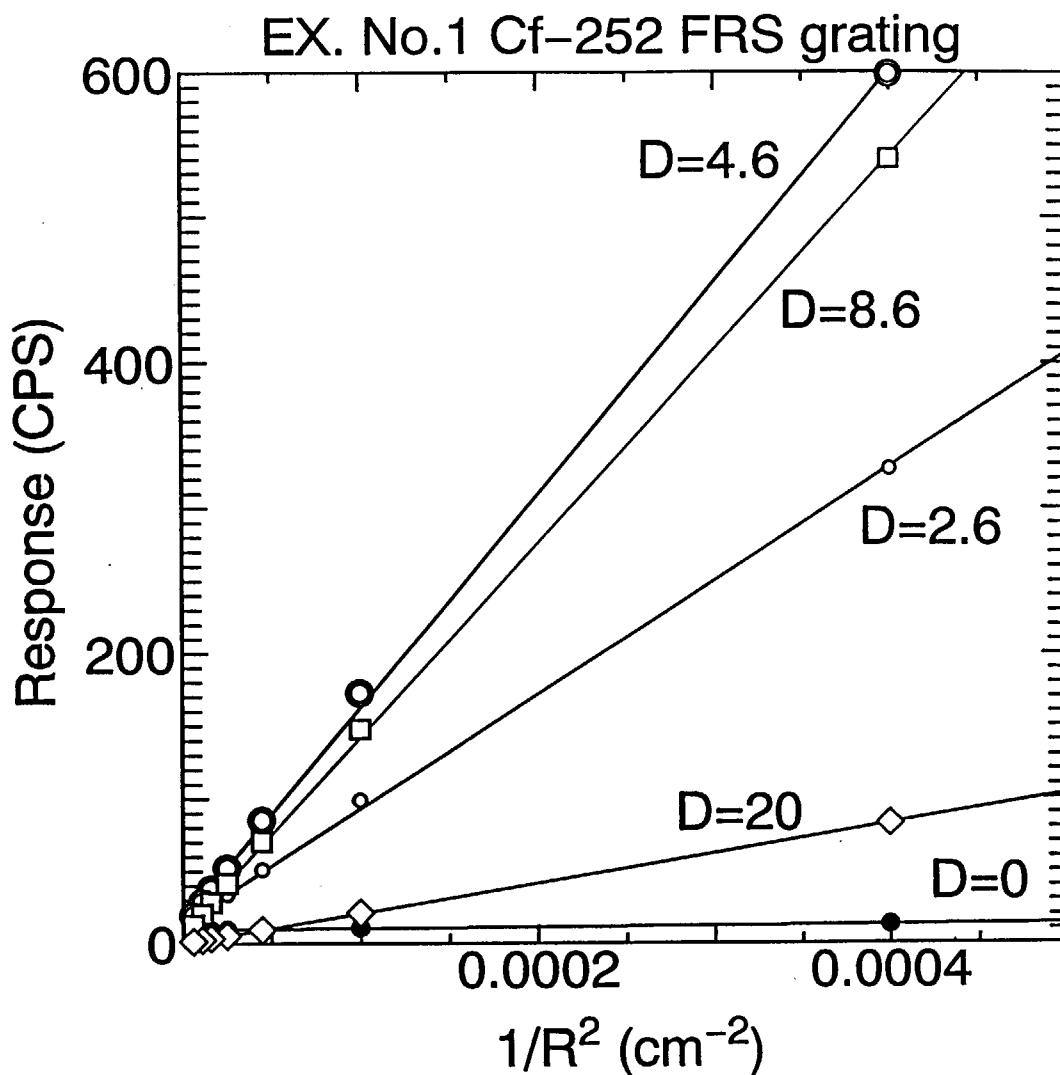


Fig. 5-3 Calibrated results of High Efficiency Neutron Detectors with Various Polyethylene Moderators by Using <sup>252</sup>Cf. (D indicates the thickness of moderators )

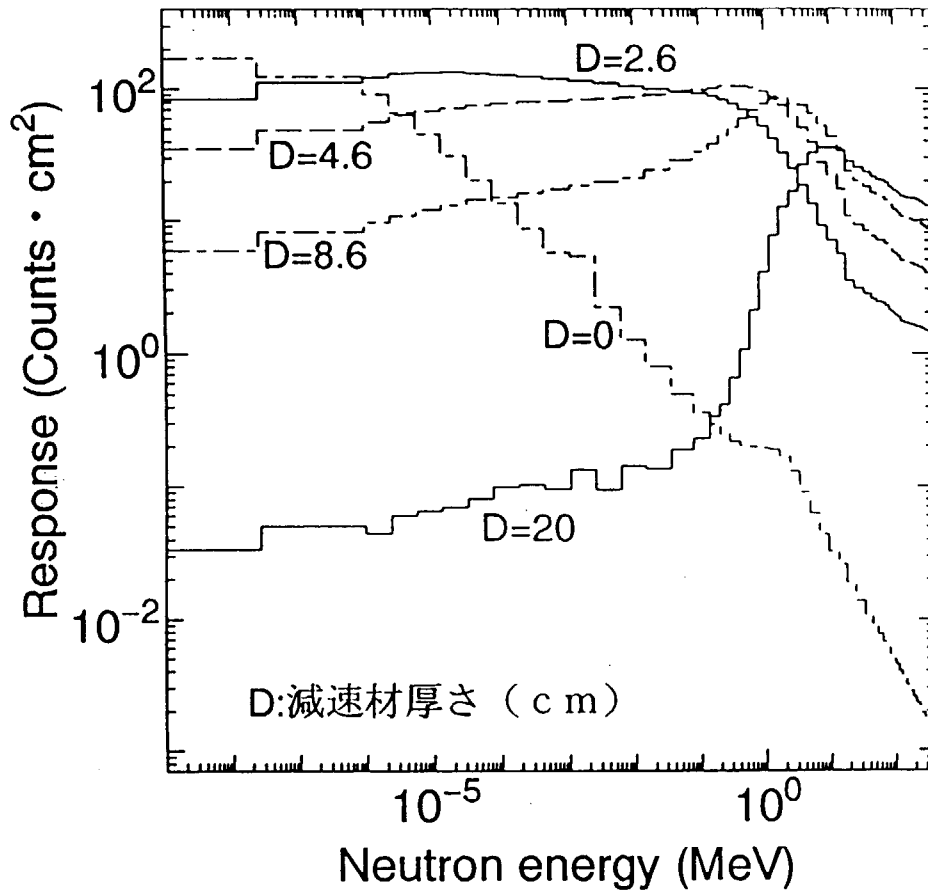


Fig. 5-4 Energy Response Functions of High efficiency Cylindrical Neutron Detectors with Polyethylene Moderators.

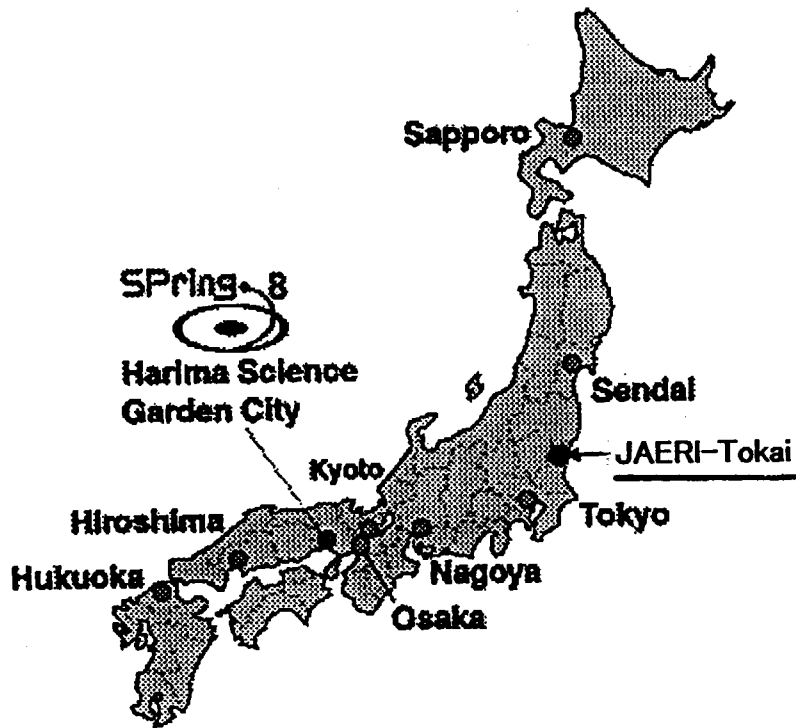


Fig.5-5 Location of the SPring-8 Site and Tokai Establishment of Japan Atomic Energy Research Institute(JAERI).

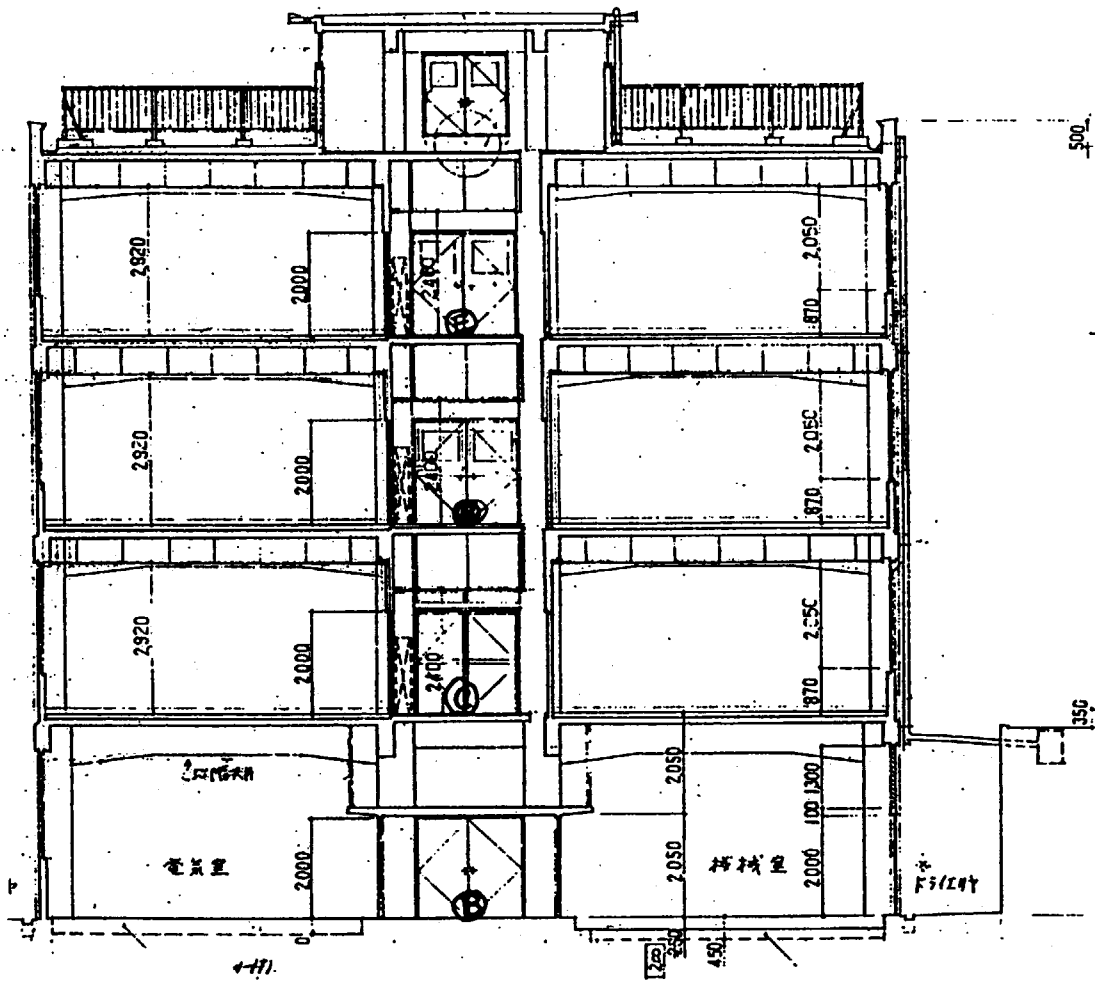


Fig.5-6 Cross sectional view of the first laboratory building of JAERI and measured points B,C,D and E.

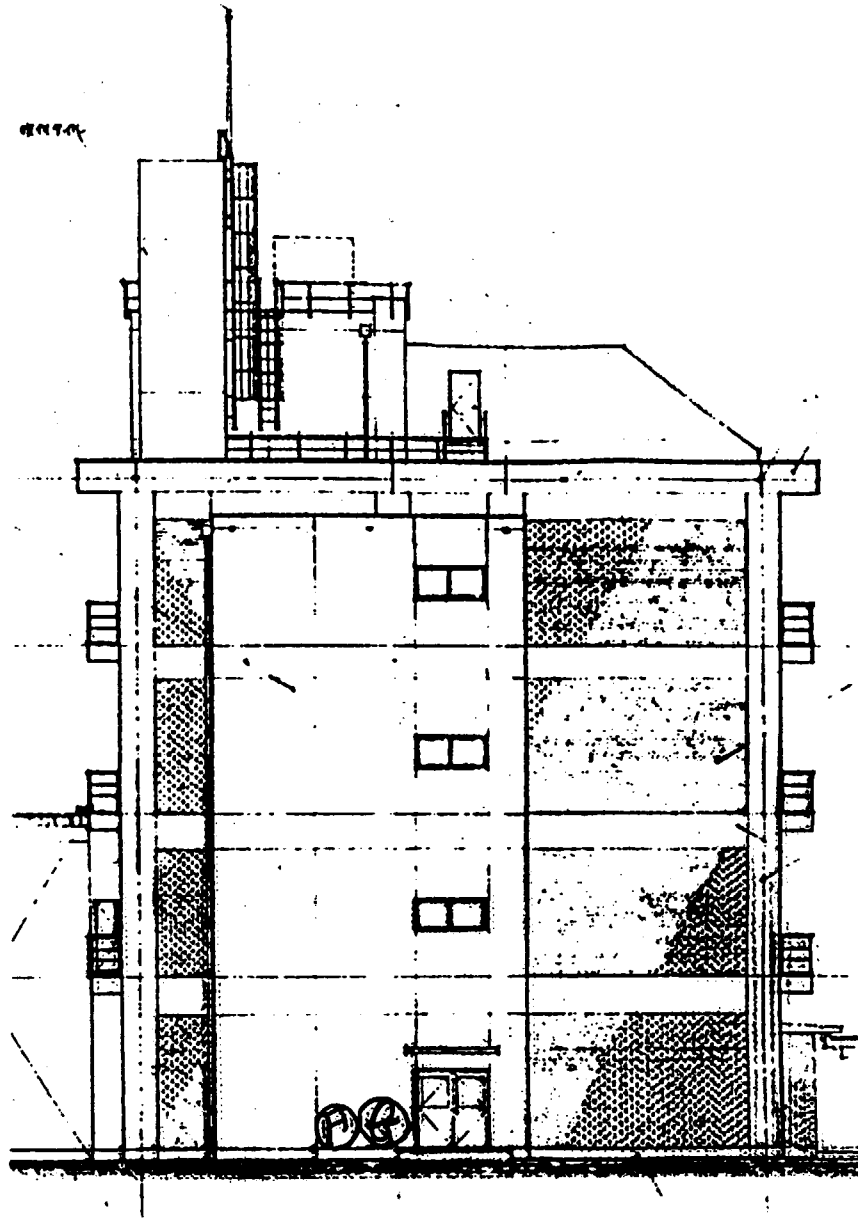


Fig.5-7 Cross sectional of the fourth laboratory building of JAERI and measured points F,G.



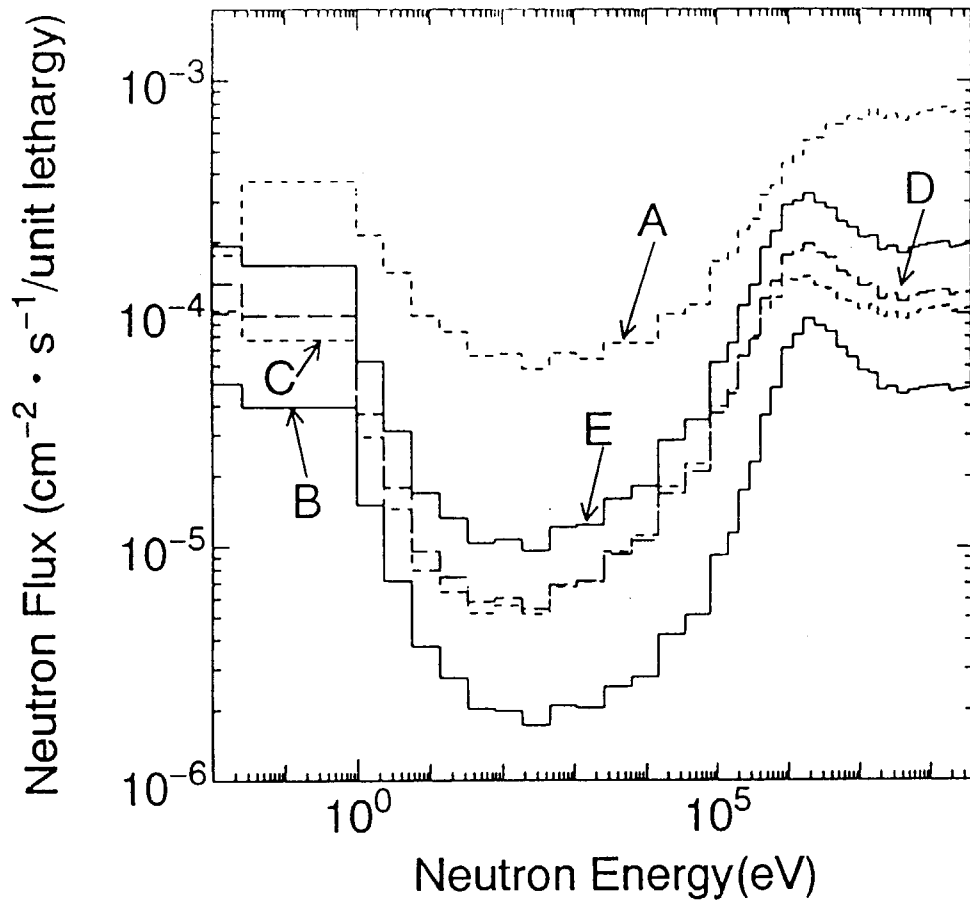


Fig.5-8 Measurement results of Environmental Neutron Spectra at the Spring-8 site and inside the 1st Laboratory Building. (Vertical axis is indicated by using unit lethargy. A:Spring-8 site, B: the basement of the 1st Lab., C: 1st floor, D: 2nd floor, E:3rd floor)

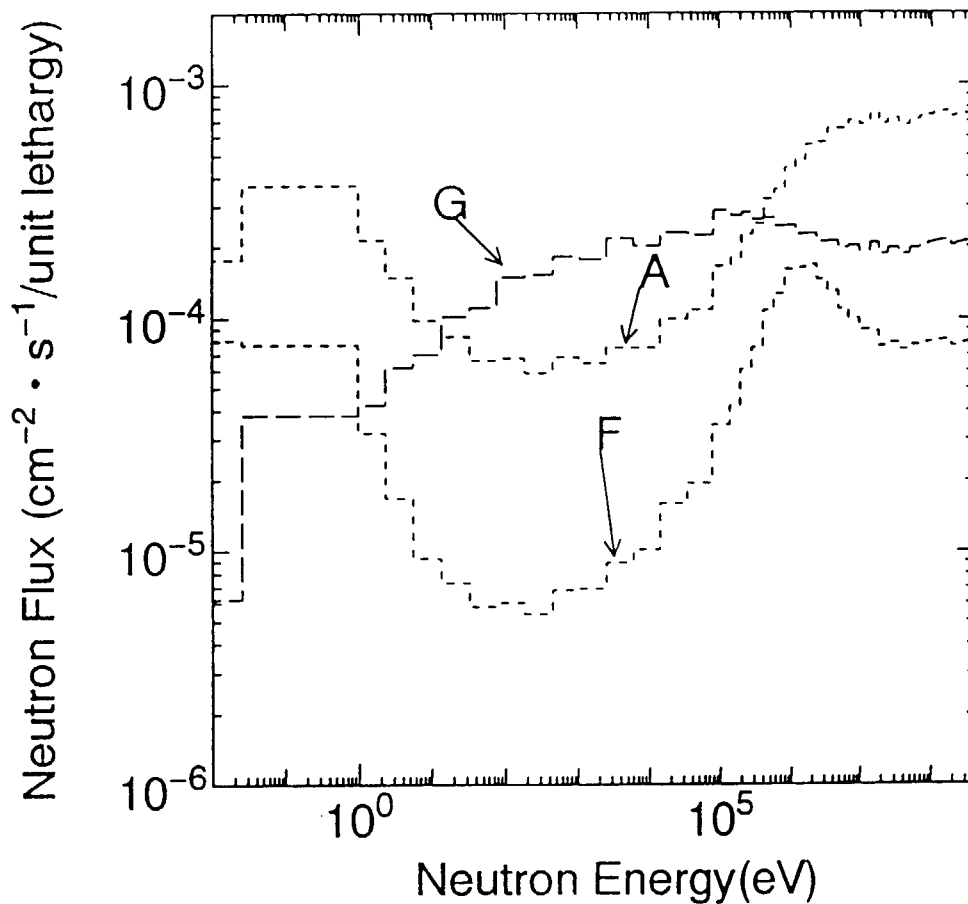


Fig. 5-9 Measurement results of Environmental Neutron Spectra at the Spring-8 site and inside the 4th Laboratory Building. (Vertical axis is indicated by using unit lethargy. A:Spring-8 site, F: the first floor of the 4th Lab., G:inside the iron box of which thickness is 20cm at the 1st floor of 4th Lab.)

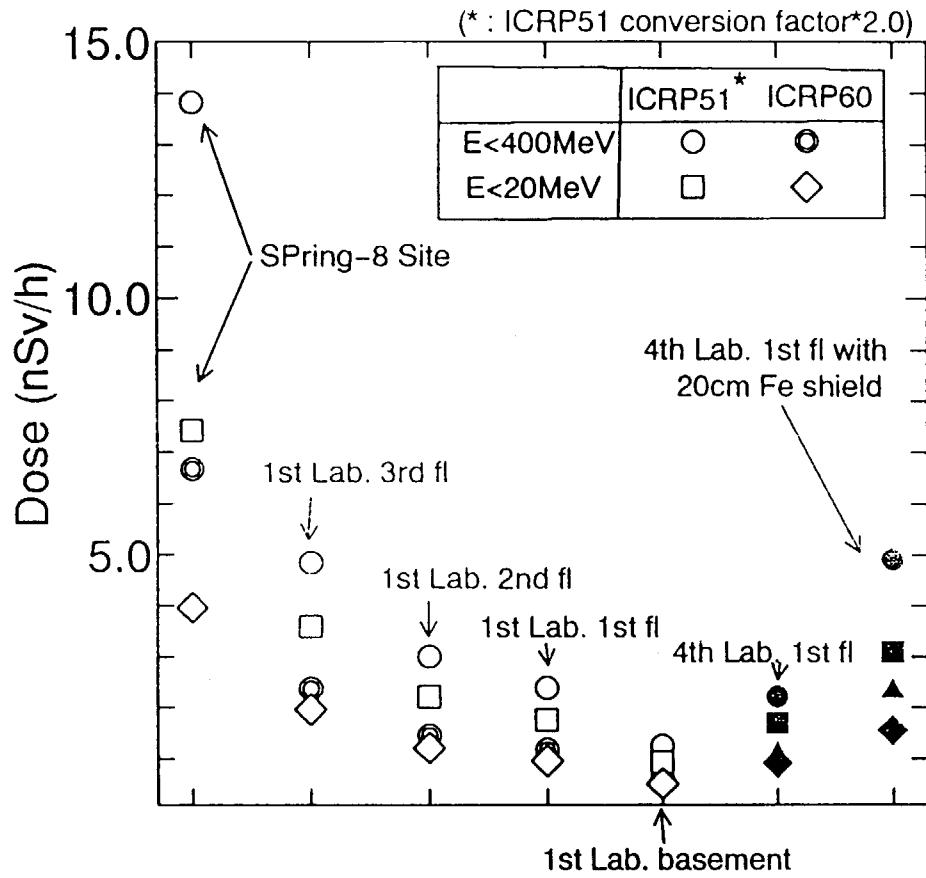


Fig.5-10 Estimated dose equivalents due to environmental neutron generated by cosmic ray at the SPring-8 site and inside the lab. buliding of JAERI.

Table 5-2 Environmental neutron dose due to cosmic ray at the SPring-8 site (altitude 280-290m)

	Neutron Dose	
	E<20MeV	E<400MeV
Present work (dose equivalent)	3.7 nSv/h (ICRP51)	6.9 nSv/h (ICRP51+MRI data)
	(7.4 nSv/h)*	(13.8 nSv/h)*
Present work (effective dose) (AP geometry)	4.0 nSv/h (ICRP60, Yamaguchi data)	6.7 nSv/h (Yamaguchi data+MRI data)
Nakamura et.al (Sea level, 1987)	2.7 nSv/h (ICRP21)	3.26 nSv/h

\* : ICRP51 conversion factor x 2.0

## 6 結論

本研究は作業環境下のような、人が通常立入ることができる微弱な中性子場を種々の減速材と放射性物質との組み合わせで構築し、中性子場の特徴を明らかにすること、あわせて国際比較された国家標準とトレーサビリティの確保された中性子場を提供し、放射線防護に用いられる個人線量計のような作業環境下で使用される種々の検出器の校正ができる場を提供することを目的としている。

これらの目的のため、グラファイトパイル、鉄、パラフィンおよびコンクリートと $^{239}\text{Pu-Be}$ 、 $^{241}\text{Am-Be}$ 、 $^{252}\text{Cf}$ 中性子放出線源を組み合わせる標準中性子場が構築され、合わせて中性子標準検出器を整備し、作業環境での中性子場研究を通じて次の成果を得た。

熱中性子場については、

- (1) グラファイトパイルを用いて、中性子を等方照射できる等方照射場と熱中性子を一方向から照射できる疑似平行ビーム状照射場を開発した。等方照射場は $^{239}\text{Pu-Be}$ 、と $^{241}\text{Am-Be}$ の2つの中性子線源間に縦が300mm、横270mm、高さ376mmの広い空洞が設けられ、その広い空間内で一様な熱中性子フルエンス率が得られる特徴を有す。疑似平行ビーム状照射場は、160mm四方の広い照射場が $\pm 3\%$ 以内の熱中性子フルエンス率分布で得られる特徴を有す。
- (2) 熱中性子フルエンス率を精度良く測定するために金箔放射化法が用いられ、 $4\pi\beta\text{-}\gamma$ 同時計数装置が制作された。この $4\pi\beta\text{-}\gamma$ 同時計数装置を通して、工業技術院電子技術総合研究所と熱中性子フルエンス率の比較測定を行い、非常に良い一致が得られた。その結果、
- (3)  $4\pi\beta\text{-}\gamma$ 同時計数測定技術を通して、熱中性子フルエンス率のトレーサビリティが確保された。

減速領域中性子場については

- (1) 鉄、パラフィン、普通コンクリートとトレーサビリティの確保された $^{241}\text{Am-Be}$ 、 $^{252}\text{Cf}$ 中性子放出線源を用いて、現実に即した中性子減速場を構築し、モンテカルロシミュレーション計算を実施した。
- (2) 球形減速材付 $\text{BF}_3$ 検出器8種類を制作し、バンデグラフ型加速器や熱中

中性子場を用いて、その中性子感度を測定した。その結果、精度の良いエネルギー応答関数を決定することにより基準測定器を得た。

- (3) 基準測定器とアンフォールディング法を用いて、構築した中性子減速場のエネルギースペクトルを決定した。
- (4) 実用量である防護量について、まったく異なる2つの方法、アンフォールディング法と誤差最小評価法、で評価し良好一致をみた。その結果、
- (5) 構築された減速中性子場は校正用標準減速場として確立された。

また、減速領域中性子について、防護量である線量当量の概念、換算係数の変遷にも係わらず、評価値（線量当量、実効線量当量、実効線量）に差違が存在しないことを具体的に示した。

構築された各種熱中性子場、減速中性子場は既に標準場として広く日本国内に開放されており、原子力発電所や医療機関、研究機関などの各種作業環境用中性子測定器のトレーサビリティの確保に貢献している。

整備された標準場を利用して、一般環境における宇宙線起源の中性子スペクトルを測定するための高感度検出器を制作、校正を行い、エネルギー応答関数を決定した。また、種々の環境下で測定を行い、一般環境での中性子スペクトルを決定した。これらは、大型加速器施設 SPring-8 の稼動前の貴重な環境放射線の基礎データとして活用されている。

以上のように、本研究によって作業環境下での種々の標準中性子場の構築、トレーサビリティの確保、そのための検出器開発、校正と多くの成果が得られた。

しかし、20 MeV 以上の中性子に関して、その研究課題は多く、特に最近の加速器技術の進捗に伴い高エネルギー中性子に対して残された研究課題は多い。本研究がこれらの研究の発展に貢献することを期待する。

## 付録一 1 熱中性子束密度

中性子速度を  $v$ 、中性子密度を  $n(v)$  とすると、中性子束密度  $\phi$  は

$$\phi = \int_0^{\infty} n(v) \cdot v dv = \frac{\int_0^{\infty} n(v) \cdot v dv}{\int_0^{\infty} n(v) dv} \int_0^{\infty} n(v) dv \equiv \bar{v} \int_0^{\infty} n(v) dv = n\bar{v} \text{-----} (A-1)$$

で表される。

ここで  $\bar{v}$  は中性子密度の速度分布  $n(v)$  について平均した速度である。 $n$  は  $n = \int_0^{\infty} n(v) dv$  で表される全中性子密度である。(A-1) 式で表される中

性子束密度は“真の中性子束密度”と呼ばれている。しかしこの中性子束密度を求めるためには媒質内での中性子エネルギースペクトルを求めなければならず、実際上困難が伴う。

今、吸収断面積  $\sigma(v)$  が  $1/v$  法則に完全に従う検出器を用いるとすると、吸収断面積  $\sigma(v)$  は

$$\sigma(v) = \sigma_0 \frac{v_0}{v} \text{-----} (A-2)$$

と表される。検出器の中性子に対する反応率 (1 原子核あたり)  $R$  は

$$\begin{aligned} R &= \int_0^{\infty} n(v) \cdot v \cdot \sigma(v) dv = \int_0^{\infty} n(v) \cdot v \cdot \sigma_0 v_0 / v dv \\ &= \sigma_0 v_0 \int_0^{\infty} n(v) dv = \sigma_0 \cdot n \cdot v_0 \text{-----} (A-3) \end{aligned}$$

で示される。したがって、吸収断面積  $\sigma(v)$  が  $1/v$  法則に従う検出器の反応率は、全中性子密度と比例する。ここで便宜的に  $v_0 = 2200 \text{ m/s}$ 、 $\sigma_0$  を中性子速度  $v_0 = 2200 \text{ m/s}$  のときの吸収断面積とすると、反応率  $R$  と  $\sigma_0$  から求まる  $n \cdot v_0$  を“ $2200 \text{ m/s}$  中性子束密度と呼ぶ。

一般に熱外領域では中性子と反応する原子核は大きな共鳴反応を起こす領域を持ち、反応断面積は  $1/v$  法則に従わない。したがって、(A-3) 式が成立するための積分の上限をカドミカットオフエネルギーにとり、それ以下のエネルギーを持つ中性子を熱中性子と言い、“カドミカットオフエネルギー以下の  $2200 \text{ m/s}$  中性子束密度  $\phi_0 = n_{th} \cdot v_0$ ”と呼ぶ。ここで  $n_{th}$  は熱中性子密度で

ある。

中性子が減速材と熱平行に達したとき、中性子エネルギー分布はマックスウエル、ボルツマン分布になることが知られている。このときの中性子密度分布  $n(v)$  は

$$n(v) = n \cdot \frac{4}{\sqrt{\pi}} \left(\frac{m}{2kT}\right)^{3/2} v^2 \exp(-mv^2 / 2kT) \text{-----} (A-4)$$

と表される。ここで

$m$  : 中性子質量

$T$  : 媒質の温度 ( $^{\circ}K$ )

$k$  : ボルツマン定数

である。(A-4) 式より熱中性子の速さの最確値は  $(2kT/m)^{1/2}$

であり、常温 ( $T_0 = 20.44^{\circ}C$ ) のとき、 $2200m/s$  となる。同様に平均熱中性子束密度と  $2200m/s$  熱中性子束密度  $\phi_0$  とは

$$\phi = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \phi_0 = 1.128 \phi_0 \text{-----} (A-5)$$

となる。中性子温度が媒質温度より高く、 $T(> T_0)$  度 のとき熱中性子密度は

$$\phi = \sqrt{\frac{4T}{\pi T_0}} \phi_0 \text{-----} (A-6)$$

と表される。

## 付録一 2 中性子束密度補正項

### (a) F ; 自己遮蔽、端効果および中性子束密度減少効果の補正

黒鉛パイル内の熱中性子場に金箔のような中性子吸収体を挿入すると熱中性子場にみだれが生ずる。

金箔検出器が配置されていない、熱中性子場に乱れが生じていないときの熱中性子束密度を  $\phi_0$ 、金箔検出器内の平均熱中性子束密度を  $\bar{\phi}$  とすると、熱中性

子束密度はマックスウエル分布に従うとして、

$$F = \frac{\bar{\phi}}{\phi_0} = \frac{\phi_0 (\sum_{\text{eff}} \cdot d)}{2 \sum_{\text{eff}} \cdot d} \cdot \frac{1 + \varepsilon}{1 + k_c} \text{.....} (A-7)$$



と表される。ここで

$\varphi_0(\sum_{\text{eff}} \cdot d) / 2 \sum_{\text{eff}} \cdot d$  : 自己遮蔽係数

$\sum_{\text{eff}}$  : 実効巨視的断面積

$d$  : 検出器の厚さ

$1 + \varepsilon$  : 検出器の端効果に関する係数

$1 + k_c$  : 中性子束減少効果に関する係数

である。

実効巨視的断面積  $\sum_{\text{eff}}$  は

$$\sum_{\text{eff}} = 1.08 \sqrt{T_0 / T} \sum_0 \dots \dots \dots (A-8)$$

で表される。ここで  $T_0$  は媒質の温度、 $T$  は中性子温度、 $\sum_0$  は中性子速度 2200m/s のときの巨視的断面積である。中性子が金箔内で散乱される割合が少ない場合、 $\varphi(\sum_{\text{eff}} \cdot d) = \varphi_0(x)$  は

$$\varphi_0(x) = 1 - e^{-d}(1-x) + x^2 E_i(-x) \dots \dots \dots (A-9)$$

と表される。端効果に関する補正項のうち  $\varepsilon$  は

$$\varepsilon = \frac{2 \sum_a (kT) \cdot d}{\varphi_0(\sum_a (kT) \cdot d)} \cdot \frac{d}{\pi R} \left\{ 1 - \frac{\sqrt{\pi}}{3} \sum_a (kT) \cdot d \right\} \dots \dots \dots (A-10)$$

$\sum_a (kT)$  : 巨視的断面積

$R$  : 検出器の半径

である。中性子束減少効果の内、 $k_c$  も同様に

$$k_c = \frac{R}{\sqrt{\pi} \lambda_s} \cdot h(\sum_a (kT) \cdot d) \varphi_0(\sum_a (kT) \cdot d) \dots \dots \dots (A-11)$$

$$\lambda_s = 1 / \sum_s$$

$\sum_s$  : 媒質の巨視的散乱断面積 である。

$h(\sum_a (kT) \cdot d)$  の値は Fig. A-1 に示した。これらの補正值の計算結果を Table A-1 に示す。

### 付録-3 $4\pi\beta\gamma$ 同時計数装置における絶対測定の補正值 ( $\epsilon_\beta, \epsilon_{\beta\gamma}, \epsilon_\gamma$ の計算)

#### (a) $\beta$ 線計数効率 $\epsilon_\beta$

放射化された金箔から逃れでた電子は全て計数されるとする。単色エネルギー  $E$  keV の電子が厚さ  $x$ 、原子番号  $z$ 、質量数  $A$  の吸収体に垂直入射したとき  $\beta$ 線の透過率  $T$  は

$$T = (1 + \exp(-\mu x_0)) / (1 + \exp \mu(x - x_0)) \dots \dots \dots (A-12)$$

$$\mu = nR_p^{-1}, \quad x_0 = n_0 R_p, \quad R_p : \text{実用飛程}$$

$$n = 9.2z^{-0.2} + 16z^{-2.2} \quad (\text{Au} : 3.841)$$

$$n_0 = 0.63(z/A) + 0.27 \quad (\text{Au} : 0.5226)$$

$$R_p = (166 \times 10^{-5} / Z^{0.33}) E^{2.579} - 0.219 \log_{10} E (mg \cdot cm^{-2})$$

で表される。電子が箔から逃れでる確率は電子の後方散乱を考慮して、

$$Pu(E, d) = \frac{1}{2d} \int_0^d dz \left\{ 2 \int_0^{\pi/2} T(z / \cos \theta) \sin \theta d\theta \right. \\ \left. + \int_{\pi/2}^\pi \int_0^{\pi/2} 1 - \int_0^{\pi/2} T(z / \cos \theta) \sin \theta d\theta \cdot T(z / \cos \theta) \sin \theta d\theta \right. \\ \left. + \int_0^{\pi/2} \int_{\pi/2}^\pi 1 - \int_{\pi/2}^\pi T(z / \cos \theta) \sin \theta d\theta \cdot T(z / \cos \theta) \sin \theta d\theta \right\} \\ \dots \dots \dots (A-13)$$

で表される。 $^{198}\text{Au}$  の  $\beta$ 線スペクトルは

$$f(E) = 1 - 0.33W + 0.074W^2 \quad (W = E / m_0 C^2) \text{で示される。}$$

よって  $\beta$ 線計数効率  $\epsilon_\beta$  は

$$\varepsilon_{\beta} = \int_0^{E_{\max}} f(E)Pu(E, d)dE / \int_0^{E_{\max}} f(E)dE \quad \dots\dots\dots(A-14)$$

である。

計算値と実験値を Fig. A-2 に示す。

(b)  $\gamma$ 線に対する $\beta$ 線検出器の計数効率  $\varepsilon_{\beta\gamma}$

$\gamma$ 線に対する $\beta$ 線検出器の計数効率  $\varepsilon_{\beta\gamma}$  は $\gamma$ 線との相互作用の対象によって以下の3つに大別される。

(1)  $\gamma$ 線と計数ガスとの相互作用による  $\varepsilon_{\beta\gamma}$  への寄与

この相互作用の確率は極めて小さく、 $\varepsilon_{\beta\gamma}$  への寄与は十分無視

できる。

(2)  $\gamma$ 線と  $4\pi\beta$ 比例計数管の管壁による相互作用による  $\varepsilon_{\beta\gamma}$  への寄与、 過去の実験データより、何れもこの相互作用による  $\varepsilon_{\beta\gamma}$  への寄与は小さく、0.412 MeV  $\gamma$ 線に対して真鍮製計数管による  $\varepsilon_{\beta\gamma}$  への寄与は  $0.0005 \pm 0.0005$  程度である。

(3)  $\gamma$ 線と金箔との相互作用による  $\varepsilon_{\beta\gamma}$  への寄与

0.412 MeV  $\gamma$ 線の金箔内での減衰係数を $\mu$ 、金箔の厚さを  $d$  とすると、金箔表面から深さ  $z$  の点での $\gamma$ 線束  $\phi(z)$  は

$$\phi(z) = \frac{C(1 - e^{-\mu z})}{\mu} + \frac{Cz}{2} \left\{ -E_i(-\mu z) + E_i(-\mu(d - z)) \right\} - \frac{Cd}{2} E_i(-\mu(1 - z)) \quad \dots\dots\dots(A-15)$$

ここで  $C$  は金箔の単位体積あたりの線源強度である。 $\gamma$ 線が金箔と相互作用して生じた2次電子のエネルギー分布  $f(E)$  はコンプトン電子のエネルギー分布  $C$

( $E$ ) と光電効果による2次電子の $\delta$ 関数状のエネルギー分布との線形結合で次式で与えられる。

$$f(E) = k_1 C(E) + k_2 \delta(E - 0.412) \quad \dots\dots\dots(A-16)$$

ここで、 $E$  は2次電子のエネルギー、 $k_1$ 、 $k_2$  は規格化定数である。

$C(E)$  は反跳電子のエネルギーと $\gamma$ 線の散乱角 $\varphi$ との関係および微分断面積から、

$$C(E) = \frac{1}{E_{\gamma}^2} \left\{ 1 + \cos^2 \varphi + \frac{\left(\frac{E_{\gamma}}{m_0 C^2}\right)^2 (1 - \cos \varphi)^2}{1 + \frac{E_{\gamma}}{m_0 C^2} (1 - \cos \varphi)^2} \right\} \quad \dots(A-17)$$

$$E = E\gamma \frac{\frac{E\gamma}{m_0 C^2} (1 - \cos \varphi)}{1 + \frac{E\gamma}{m_0 C^2} (1 - \cos \varphi)} \dots\dots\dots(A-18)$$

と表される。ここで $E\gamma$ は $\gamma$ 線のエネルギー、 $m_0 C^2$  は電子の静止エネルギーである。ここで、箔内の2次電子の角度分布は全体として等方であると仮定している。これより、金箔と $\gamma$ 線との相互作用の結果、 $\epsilon_{\beta\gamma}$  への寄与率は

$$\epsilon_{\beta\gamma} = \frac{\mu_t}{d \cdot C} \int_0^d dz \int_0^{E_{\max}} \phi(z) f(E) \cdot Pu(E, z) dE \dots\dots(A-19)$$

で与えられる。ここで $\mu_t$ は0.412 MeV  $\gamma$ 線に対する金の全吸収係数である。

(c) 内部転換電子に対する $\beta$ 線検出器の計数効率 $\epsilon_{ce}$

内部転換電子が厚さ $d$ の金箔から逃れでる確率と計数効率 $\epsilon_{ce}$ は等しいと見做すことができる。したがって $\epsilon_{ce}$ は

$$\epsilon_{ce} = \frac{a_k}{a} Pu(E_k, d) + \frac{a_{L,M}}{a} Pu(E_{L,M}, d) \dots\dots(A-20)$$

で与えられる。ここで $a_k(300 \times 10^{-4})$ ,  $a_{L,M}(150 \times 10^{-4})$ ,  $a$ はそれぞれK殻の内部転換係数、LM殻の内部転換係数および全内部転換係数を表す。 $E_k(330keV)$ ,  $E_{LM}(400keV)$ はそれぞれの内部転換電子のエネルギーを表す。

(d) 補正係数 $k$

補正係数

$$k = \frac{(1 - \epsilon_{\beta})}{\epsilon_{\beta}} \left\{ \frac{\epsilon_{\beta\gamma} + \alpha \epsilon_{ce}}{1 + \alpha} \right\} \quad \text{の計算例を Fig. A-3 に示す。}$$

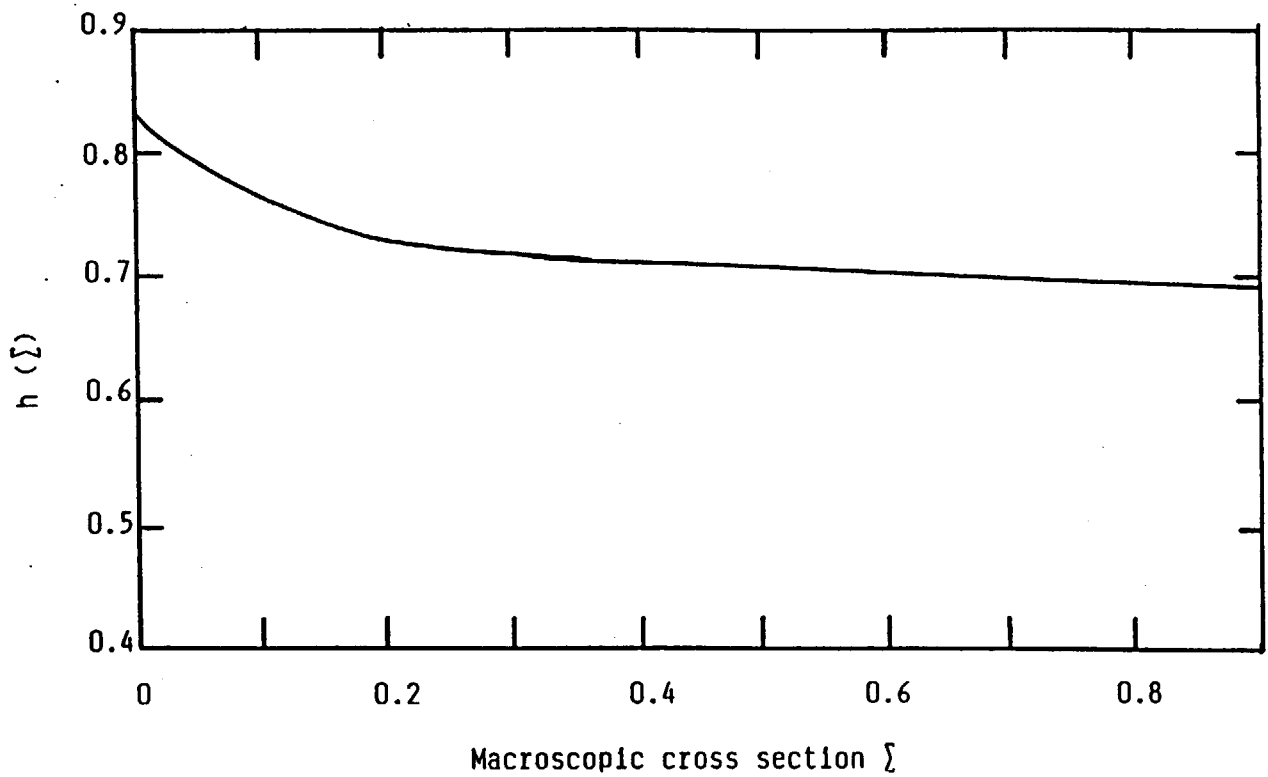


Fig.A-1  $h(\Sigma)$  function for flux depression correction factor<sup>(2-3)</sup>

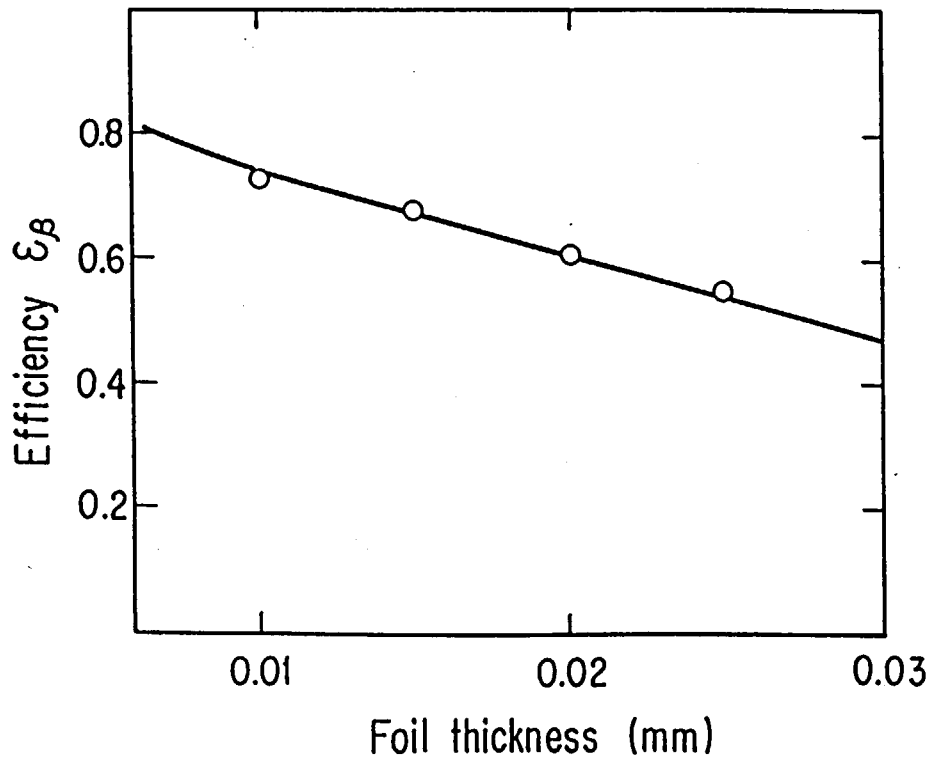


Fig. A-2 Detection efficiency for  $4\pi\beta$  counter  
 ( Solid line is calculated results and circles  
 are experimental results.)

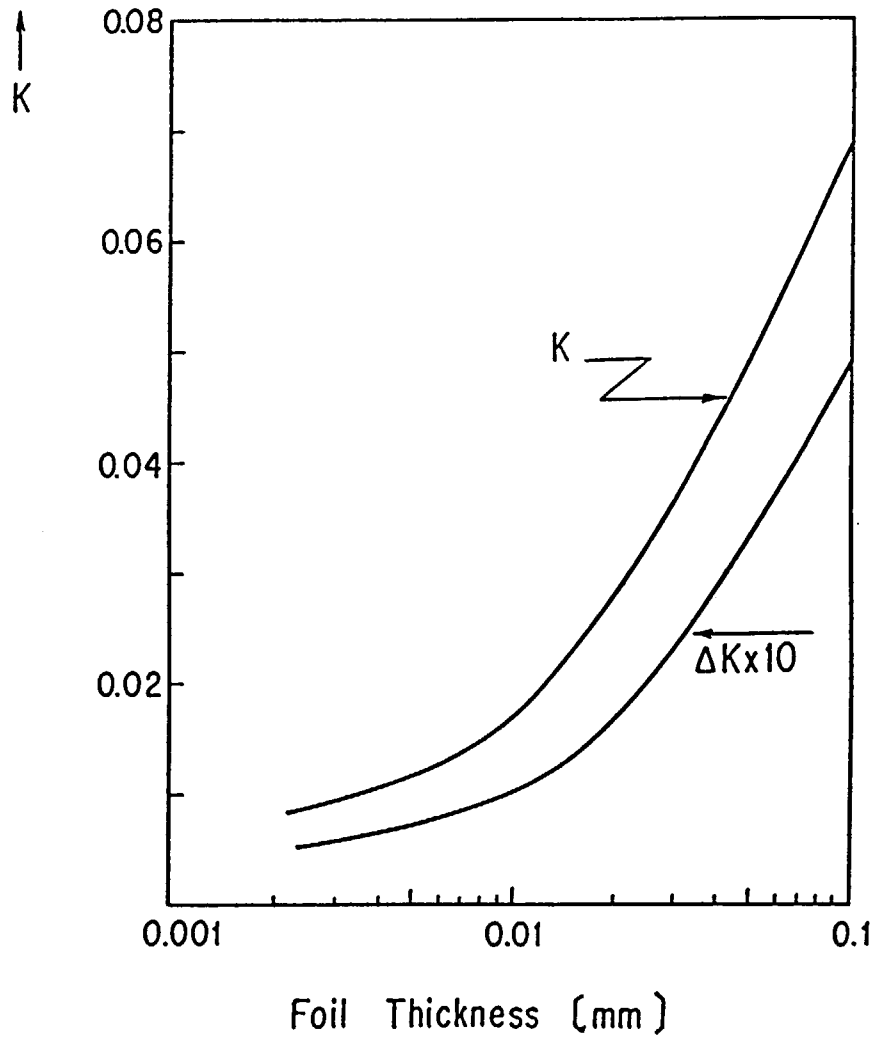


Fig. A-3 Correction factor of  $4\pi\beta\text{-}\gamma$  coincidence counting,  $K^{(2-7)}$ .

Table 5-1 Calculational results and measurements of the sensitivities of the neutron detector with various thickness of poethylene moderators(D indicate the thickness).

Detector	Response Cal. by MCNP4a cps/cm <sup>2</sup> .s	Measurement* cps/cm <sup>2</sup> .s	Ratio (M/C)
D=2.6	37.2	43.2	1.16
D=4.6	73.9	80.2	1.09
D=8.6	72.2	73.1	1.01
D=20.0	12.3	11.3	.921

\* source 1.82n/s.cm<sup>2</sup> at 1m



Table A-1 Correction factors of self-shielding, edge effect and flux depression for thermal neutron absolute measurement by using gold foil.

Gold foil thickness ( $\mu\text{m}$ )	Foil radius (cm)	Neutron temp. ( $^{\circ}\text{K}$ )	Self shielding	Edge effect	Flux depression
25	1.47	293.6	0.9601	1.0006	1.0047
25	1.13	293.6	0.9600	1.0007	1.0036
25	1.47	343.6	0.9625	1.0006	1.0043
25	1.13	343.6	0.9625	1.0007	1.0033
20	1.0	293.6	0.9667	1.0007	1.0026
20	1.0	343.6	0.9687	1.0007	1.0024
15	1.0	293.6	0.9737	1.0005	1.0020
15	1.0	343.6	0.9753	1.0005	1.0018
10	1.0	293.6	0.9812	1.0003	1.0013
10	1.0	313.6	0.9817	1.0003	1.0013
10	1.0	333.6	0.9821	1.0003	1.0013
10	1.0	353.6	0.9826	1.0003	1.0012
10	1.0	373.6	0.9830	1.0003	1.0012
10	1.0	393.6	0.9833	1.0003	1.0012
10	1.0	413.6	0.9838	1.0003	1.0011
10	1.0	433.6	0.9840	1.0003	1.0011

This is a blank page.

# 国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10<sup>-19</sup> J  
1 u = 1.66054 × 10<sup>-27</sup> kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バ	b
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10<sup>-10</sup> m  
1 b = 100 fm<sup>2</sup> = 10<sup>-28</sup> m<sup>2</sup>  
1 bar = 0.1 MPa = 10<sup>5</sup> Pa  
1 Gal = 1 cm/s<sup>2</sup> = 10<sup>-2</sup> m/s<sup>2</sup>  
1 Ci = 3.7 × 10<sup>10</sup> Bq  
1 R = 2.58 × 10<sup>-4</sup> C/kg  
1 rad = 1 cGy = 10<sup>-2</sup> Gy  
1 rem = 1 cSv = 10<sup>-2</sup> Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>15</sup>	ペタ	P
10 <sup>12</sup>	テラ	T
10 <sup>9</sup>	ギガ	G
10 <sup>6</sup>	メガ	M
10 <sup>3</sup>	キロ	k
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h
10 <sup>1</sup>	デカ	da
10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-18</sup>	アト	a

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 1 eV および 1 uの値は CODATA の1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- bar は, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	N (=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘 度 1 Pa·s (= N·s/m<sup>2</sup>) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m<sup>2</sup>/s = 10<sup>4</sup> St (ストークス) (cm<sup>2</sup>/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg (Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 <sup>3</sup>	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 <sup>-4</sup>	1.35951 × 10 <sup>-3</sup>	1.31579 × 10 <sup>-3</sup>	1	1.93368 × 10 <sup>-2</sup>
	6.89476 × 10 <sup>-3</sup>	7.03070 × 10 <sup>-2</sup>	6.80460 × 10 <sup>-2</sup>	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>
	9.80665	1	2.72407 × 10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487 × 10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082 × 10 <sup>19</sup>
	3.6 × 10 <sup>6</sup>	3.67098 × 10 <sup>5</sup>	1	8.59999 × 10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522 × 10 <sup>6</sup>	2.24694 × 10 <sup>25</sup>
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 <sup>-6</sup>	1	3.96759 × 10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272 × 10 <sup>19</sup>
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 <sup>21</sup>
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506 × 10 <sup>-3</sup>	1	8.46233 × 10 <sup>18</sup>
	1.60218 × 10 <sup>-19</sup>	1.63377 × 10 <sup>-20</sup>	4.45050 × 10 <sup>-26</sup>	3.82743 × 10 <sup>-20</sup>	1.51857 × 10 <sup>-22</sup>	1.18171 × 10 <sup>-19</sup>	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)  
= 4.184 J (熱化学)  
= 4.1855 J (15 °C)  
= 4.1868 J (国際蒸気表)  
仕事率 1 PS (仏馬力)  
= 75 kgf·m/s  
= 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 <sup>-11</sup>
	3.7 × 10 <sup>10</sup>	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 <sup>-4</sup>	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

作業環境下における種々の中性子標準場に関する研究