

JAERI-Tech
97-033



熱中性子校正場中の中速及び速中性子成分の影響評価
：計算シミュレーションによる評価

1997年7月

J.R. ドゥマイス*・吉澤道夫・山口恭弘

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。
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力公済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

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 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 (株)高野高速印刷

熱中性子校正場中の中速及び速中性子成分の影響評価
：計算シミュレーションによる評価

日本原子力研究所東海研究所保健物理部
J.R. ドゥマイス*・吉澤 道夫・山口 恒弘

(1997年6月17日受理)

日本原子力研究所・放射線標準施設棟には、中性子線量測定用の個人線量計やサーベイメータを校正するための熱中性子校正場が整備されている。この校正場では、中性子源を黒鉛パイアル内に設置し、中性子を減速させることによって熱中性子場を得ている。この熱中性子場には、十分に減速されない中速及び速中性子成分（以下、高エネルギー成分と呼ぶ）が混入しており、本熱中性子場で個人線量計の校正を行う場合、この高エネルギー成分が校正值に影響を与える可能性がある。そこで、モンテカルロ計算シミュレーションにより黒鉛パイアルによって減速された中性子のエネルギースペクトルを計算し、高エネルギー成分の影響を評価した。その結果、「パイアル外熱中性子照射場」における高エネルギー成分のフルエンスは熱中性子フルエンスの2%に相当し、線量当量に換算すると熱中性子の10~14%であることが分かった。また、この高エネルギー成分の影響は、個人線量計のエネルギーレスポンスにより大きく異なることが分かった。特に、中速及び速中性子領域に感度を有する個人線量計の場合は、高エネルギー成分を十分考慮して校正を行わなければ熱中性子に対する正しい校正結果は得られないことが判明した。また、熱中性子のみに感度を有する個人線量計をファントム上で校正する場合には、高エネルギー成分が校正結果に与える影響は無視できることも明らかになった。

Evaluation of Influence of Intermediate and Fast Neutrons Mixed in a Thermal Neutron
Calibration Field : Evaluation by Using Simulation

Johannes R. DUMAIS*, Michio YOSHIZAWA and Yasuhiro YAMAGUCHI

Department of Health Physics
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received June 17, 1997)

The Facility of Radiation Standard of the Japan Atomic Energy Research Institute (FRS-JAERI) is equipped with a thermal neutron calibration field in order to calibrate instruments for neutron dose measurement such as personnel dosimeter and surveymeter. The thermal neutron field is produced by using a neutron source which is placed in a graphite pile moderator. In case of calibrating a personnel dosimeter in this thermal neutron field, intermediate and fast neutrons (called as "higher energy component") are mixed in the field, and they can accordingly affect the calibration result. Thus, by using Monte Carlo calculation techniques, neutron energy spectra in the calibration field were calculated, and the influence of the higher energy component to the calibration result was evaluated. The higher energy component in "outside-pile thermal neutron irradiation field" was estimated as amount of 2% of the thermal neutron fluence, and it would be 10~14% of the dose equivalent due to thermal neutrons. The influence of the higher energy component depends on the energy response of personnel dosimeter. Especially in a case of neutron personnel dosimeters having an energy response even in the high energy region, the higher energy component should be taken into account to obtain a correct calibration result. In addition, in a case of on-phantom calibration of thermal neutron dosimeter, it can be concluded that the higher energy component have substantially no significant effect to the result.

Keywords : ^{252}Cf Neutron Source, Graphite Pile, Thermal Neutron Calibration Field,
Monte Carlo Calculation, Dosimeter, Phantom

* STA Fellow

目 次

1. 序 論	1
2. 原研F R S熱中性子校正場の概要	1
3. パイル外熱中性子照射場における高エネルギー成分の影響の評価方法	3
3.1 計算コード及び中性子断面積ライブラリー	3
3.2 計算体系	3
3.3 計算条件	4
3.3.1 線源スペクトル	4
3.3.2 評価用検出器	4
3.3.3 ヒストリー数	5
4. 計算結果	5
4.1 パイル外熱中性子照射場のエネルギースペクトル及び線量当量	5
4.2 ファントムを用いた校正時の影響評価	6
5. 考 察	6
5.1 パイル外熱中性子照射場の中性子スペクトル計算結果	6
5.2 パイル外熱中性子照射場中の高エネルギー成分の影響	7
5.3 ファントムを用いた校正時の影響評価	7
6. 結 論	8
参考文献	9
付 錄 NSFC 及び PDCSについて	33

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of Thermal Neutron Calibration Field in FRS-JAERI	1
3. Evaluation Method of Influence of Intermediate and Fast Neutrons to Calibration in Outside-pile Thermal Neutron Irradiation Field ...	3
3.1 Calculation Code and Cross Section Library	3
3.2 Geometry Model	3
3.3 Condition of Calculation	4
3.3.1 Energy Spectrum of Neutron Source.....	4
3.3.2 Tally	4
3.3.3 Number of History	5
4. Results	5
4.1 Energy Spectra and Dose Equivalents in Outside-pile Thermal Neutron Irradiation Field	5
4.2 Evaluation of Influence of Intermediate and Fast Neutrons to On-phantom Calibration	6
5. Discussion	6
5.1 Neutron Spectrum in Outside-pile Thermal Neutron Irradiation Field	6
5.2 Influence of Intermediate and Fast Neutrons to Calibration in Outside-pile Thermal Neutron Irradiation Field	7
5.3 Evaluation of Influence of Intermediate and Fast Neutrons to On-phantom Calibration	7
6. Conclusions	8
References	9
Appendix Outline of NSFC and PDCS	33

1. 序論

原子力施設や加速器施設等では、中性子に対する被ばく管理を行うために、様々な種類の個人線量計やサーベイメータ類が用いられている。個人線量計としてはフィルムバッジ、熱ルミネッセンス線量計、電子式ポケット線量計等が、また、サーベイメータ類として線量当量直読式線量率計（以下、レムカウンタと呼ぶ。）が広く普及している。これらの個人線量計やサーベイメータの指示精度を保証し維持するためには、これらの測定器を定期的に校正する必要がある。通常の原子力施設で被ばく源となる中性子のエネルギー範囲は、核分裂で発生する速中性子領域（100keV～20MeV）から熱中性子領域（0.5eV以下）まで（両者の中間のエネルギー領域（0.5eV～100keV）を中速中性子領域と呼ぶ）幅広い。これに対応するため、日本原子力研究所・放射線標準施設棟（Facility of Radiation Standard: FRS）では、中性子校正場として、²⁵²Cf 及び ²⁴¹Am-Be 中性子源を用いた速中性子校正場、²⁴¹Am-Be 線源をコンクリートブロックで散乱・減速させることによりエネルギースペクトルを軟化させた減速中性子場、黒鉛パイ尔を用いた熱中性子校正場を整備している⁽¹⁾。

原研 FRS の熱中性子場では、²⁵²Cf 等の RI 中性子源を黒鉛パイ尔中に設置し、線源から放出される速中性子を減速させることにより熱中性子を得ている。RI 中性子源を用いて実用上十分な熱中性子フルエンス率を得る際は、研究炉に設置されているサーマルカラムのようなカドミウム比が数千を超えるような良質な熱中性子場を構築することは不可能に近い。このため、熱中性子校正場中には、中速及び速中性子成分（本稿では、以下「高エネルギー成分」と呼ぶ。）が混入している。レムカウンタ等の検出器を校正する場合、カドミウム（Cd）カバーで被校正器を覆ったときの測定値を覆わないときの測定値から差し引くこと（カドミウム差法）により、高エネルギー成分の影響を補正している。しかし、個人線量計を校正する場合、Cd カバーが γ 線の放出源となること、同一の線量計で差し引きができないことなどの理由で、カドミウム差法を用いることが困難な場合が多い。したがって、本熱中性子場でファントムを用いた個人線量計の校正を行う場合、高エネルギー成分がどの程度の影響を与えるかを明らかにしておく必要がある。熱中性子場構築時に、金箔放射化法を用いて熱外中性子の影響評価を行っている⁽¹⁾。しかし、この評価は、近似計算から推定したスペクトルを仮定して行われたものであり、実際の黒鉛パイ尔をモデル化したスペクトル計算は行われていない。そこで、三次元連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-4A⁽²⁾（A General Monte Carlo Code for N-Particle Transport, Version 4A）を用いて、計算シミュレーションにより高エネルギー成分の影響評価を行った。

2. 原研 FRS 熱中性子校正場の概要

原研 FRS では、黒鉛パイ尔を用いた熱中性子場を整備している。黒鉛パイ尔の大きさは、164cm(縦) × 150cm(横) × 116cm(高) であり、黒鉛は原子炉級等方性高密度黒鉛である⁽¹⁾。

1. 序論

原子力施設や加速器施設等では、中性子に対する被ばく管理を行うために、様々な種類の個人線量計やサーベイメータ類が用いられている。個人線量計としてはフィルムバッジ、熱ルミネッセンス線量計、電子式ポケット線量計等が、また、サーベイメータ類として線量当量直読式線量率計（以下、レムカウンタと呼ぶ。）が広く普及している。これらの個人線量計やサーベイメータの指示精度を保証し維持するためには、これらの測定器を定期的に校正する必要がある。通常の原子力施設で被ばく源となる中性子のエネルギー範囲は、核分裂で発生する速中性子領域（100keV～20MeV）から熱中性子領域（0.5eV 以下）まで（両者の中間のエネルギー領域（0.5eV～100keV）を中速中性子領域と呼ぶ）幅広い。これに対応するため、日本原子力研究所・放射線標準施設棟（Facility of Radiation Standard: FRS）では、中性子校正場として、²⁵²Cf 及び ²⁴¹Am-Be 中性子源を用いた速中性子校正場、²⁴¹Am-Be 線源をコンクリートブロックで散乱・減速させることによりエネルギースペクトルを軟化させた減速中性子場、黒鉛パイ尔を用いた熱中性子校正場を整備している⁽¹⁾。

原研 FRS の熱中性子場では、²⁵²Cf 等の RI 中性子源を黒鉛パイ尔中に設置し、線源から放出される速中性子を減速させることにより熱中性子を得ている。RI 中性子源を用いて実用上十分な熱中性子フルエンス率を得る際は、研究炉に設置されているサーマルカラムのようなカドミウム比が数千を超えるような良質な熱中性子場を構築することは不可能に近い。このため、熱中性子校正場中には、中速及び速中性子成分（本稿では、以下「高エネルギー成分」と呼ぶ。）が混入している。レムカウンタ等の検出器を校正する場合、カドミウム（Cd）カバーで被校正器を覆ったときの測定値を覆わないときの測定値から差し引くこと（カドミウム差法）により、高エネルギー成分の影響を補正している。しかし、個人線量計を校正する場合、Cd カバーが γ 線の放出源となること、同一の線量計で差し引きができないことなどの理由で、カドミウム差法を用いることが困難な場合が多い。したがって、本熱中性子場でファントムを用いた個人線量計の校正を行う場合、高エネルギー成分がどの程度の影響を与えるかを明らかにしておく必要がある。熱中性子場構築時に、金箔放射化法を用いて熱外中性子の影響評価を行っている⁽¹⁾。しかし、この評価は、近似計算から推定したスペクトルを仮定して行われたものであり、実際の黒鉛パイ尔をモデル化したスペクトル計算は行われていない。そこで、三次元連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-4A⁽²⁾（A General Monte Carlo Code for N-Particle Transport, Version 4A）を用いて、計算シミュレーションにより高エネルギー成分の影響評価を行った。

2. 原研 FRS 熱中性子校正場の概要

原研 FRS では、黒鉛パイ尔を用いた熱中性子場を整備している。黒鉛パイ尔の大きさは、164cm(縦) × 150cm(横) × 116cm(高) であり、黒鉛は原子炉級等方性高密度黒鉛である⁽¹⁾。

黒鉛パイ爾の外観図を Fig.1 に示す。

黒鉛パイ爾の構造は、被校正器の種類及び目的に応じて変更することが可能である。黒鉛パイ爾に装着するプラグの種類及び挿入中性子源の位置を変更することにより、現在 2 種類の熱中性子場を利用することができます。一方は、黒鉛パイ爾内に設けた中心空洞を用いる場合（等方熱中性子照射場）であり、他方は、黒鉛パイ爾外部に漏洩する中性子を利用する場合（パイ爾外熱中性子照射場）である。両照射場の概要を以下に述べる。

①等方熱中性子照射場

本照射場は、黒鉛パイ爾の中心部に設けた空洞を用いているため、熱中性子の方向分布が等方で、空間分布も比較的均一である特徴を持つ。したがって、比較的小型で、熱中性子感度の方向依存性が少ない測定器（BF₃計数管、³He 計数管など）の校正に利用できる。等方照射場を利用する場合の黒鉛パイ爾構成断面図を Fig.2 に示す。中心空洞の大きさは、30cm(縦) × 27cm(横) × 37.6cm(高)である。使用する中性子源は、²⁴¹Am-Be と ²³⁹Pu-Be であり、2つの線源の中性子放出率はほぼ等しい。中性子源は、中心空洞に対して対称な位置(Fig.2 中に示す 1 - 4 の位置)に各々装荷される。本照射場の熱中性子フルエンス率^{*1} は、1.35～3.33 × 10³ (cm⁻² s⁻¹) の範囲で、線源位置を変えることにより変更できる。等方熱中性子場は、カドミウム比(金箔)が 3.8～8.1 と低いため、カドミウム差法により高エネルギー成分の影響を補正する必要がある。

②パイ爾外熱中性子照射場

本照射場は、黒鉛パイ爾外に被校正器を置き、パイ爾から漏洩してくる熱中性子を利用する場である。被校正器は、通常黒鉛パイ爾表面から 40cm の位置に線源と同じ高さ(床から 53.6cm)に設置される。この照射場は、等方熱中性子場よりも高エネルギー成分が少なく(カドミウム比: 28)、空間分布が均一で平行ビームに近い照射条件が得られるという特徴を有する。したがって、レムカウンタの校正や、ファントムを用いた個人線量計の校正に利用できる。パイ爾外熱中性子照射場を利用する場合の黒鉛パイ爾構成断面図を Fig.3 に示す。使用する中性子源は ²⁵²Cf(100 μg, 1.96GBq) であり、中性子放出率は 1990 年 12 月 4 日現在値で 2.07 × 10⁸ s⁻¹ (誤差: 4%) である⁽³⁾。線源は、黒鉛パイ爾のほぼ中心に置いた鉛容器(9cm^φ × 9.4cm^h)内に装荷される。本照射場の熱中性子フルエンス率^{*1} は、1990 年 9 月 26 日現在値で 1.00 × 10³ cm⁻² s⁻¹ である。

以下のエネルギースペクトル計算及び高エネルギー成分の影響評価は、ファントムを用いた校正に利用されるパイ爾外熱中性子照射場について行った。

^{*1} この熱中性子フルエンス率は、カドミウムカットオフエネルギー以下の 2200m/s 中性子フルエンス率である。

3. パイル外熱中性子照射場における高エネルギー成分の影響の評価方法

3.1 計算コード及び中性子断面積ライブラリー

計算は、次の2種類の場合について行った。

- ① 黒鉛パイアルから漏洩してくる中性子エネルギースペクトル及び線量当量の評価（ファントムは設置しない）
- ② ファントムを設置し、①で求めた中性子スペクトルがファントムに入射した場合のファントム表面でのエネルギースペクトルの評価

①の目的は、パイアル外熱中性子照射場のエネルギースペクトル及び線量当量を計算することにより、熱中性子フルエンスに対する高エネルギー成分の割合と線量当量への寄与分を評価することである。②は、ファントムを用いた校正の際、ファントム材質による散乱・減速により、中性子スペクトルがどのように変化するのかを調べることが目的である。これにより、高エネルギー成分がファントムで散乱・減速されることによって熱中性子領域のフルエンスをどの程度増加させるのかを評価する。

中性子エネルギースペクトルは、三次元連続エネルギーモンテカルロ輸送計算コード MCNP-4A を用いて計算した。①のパイアル外熱中性子照射場の計算では、MCNP-4A の入力データ作成並びに MCNP-4A 計算結果のデータ処理及び線量当量の計算のために、原研 FRS 中性子校正場の計算用に作成したプリプロセッサー及びポストプロセッサープログラム NSFC (Neutron Standard Field Calculation system) を用いた。また、②のファントムを用いた場合の影響評価を行う際には、ファントムを用いた個人線量当量計算用のプリプロセッサー及びポストプロセッサープログラム PDCS (Personal Dose Calculation System) を用いた。NSFC 及び PDCS の概要を付録 1 に示す。

使用した中性子反応断面積ライブラリーは、JENDL-3.2⁽⁴⁾に基づく連続エネルギー断面積ライブラリー FSXLIB-J3R2⁽⁵⁾ である。分子結合エネルギーを考慮した熱中性子散乱断面積 $S(\alpha, \beta)$ のデータとして ENDF-269 ライブラリー⁽⁶⁾ を用いた。

計算で求めた中性子スペクトルのエネルギー範囲は、 $1 \times 10^{-11} \text{ MeV}$ から 18 MeV までであり、スペクトル表示のためにこの間を 30 個のエネルギー群に分けた。使用した群構造を Table 1 に示す。群構造の決定において、中性子フルエンスから線量当量への換算係数が大きく変化するエネルギー領域 ($10 \text{ keV} \sim 18 \text{ MeV}$) で群を細かく分割した。

3.2 計算体系

パイアル外熱中性子照射場の計算に用いた体系を Fig.4 に示す。黒鉛パイアルの寸法は実物

と同じ 164cm(縦) × 150cm(横) × 116cm(高)である。黒鉛パイ尔を保持するためのアルミニウム枠は無視した。 ^{252}Cf 線源の位置、中性子源を入れる鉛容器の構造(外形 9cm ϕ × 9.4cm h 、線源挿入孔 4cm ϕ × 7cm h)、黒鉛パイ尔下部の鉄板(寸法 166cm(縦) × 152cm(横) × 2cm(厚)、鉄板とコンクリート床の隙間 4.5cm)は、実際の体系を忠実に模擬した。コンクリート床については、黒鉛パイ尔下部の部分 254cm(縦) × 240cm(横) × 50cm(厚)を計算上考慮した。なお、実際の床厚は 100cm であるが、計算効率の観点から 50cm とした。黒鉛パイ尔の外部空間は、その大きさを 600cm(縦) × 600cm(横) × 300cm(厚)とし、媒質は空気とした。周囲のコンクリート壁は無視した。

3.3 計算条件

3.3.1 線源スペクトル

^{252}Cf 中性子源から放出される自発核分裂中性子スペクトルデータとして、ISO 8529 (1989)⁽⁷⁾ のデータを用いた。これを Table 2 及び Fig. 5 に示す。

3.3.2 評価用検出器 (tally)

モンテカルロ計算では、中性子フルエンスや線量当量の情報を得るために、評価用の検出器を設定する必要がある。MCNP コードでは、これらの評価用検出器を tally と呼んでいる。MCNP-4A で使用できるフルエンス評価用の tally は、セル tally、面 tally 及び点 tally の 3 種類である。本計算においては、ファントム表面へ入射する中性子エネルギースペクトルを評価することが主たる目的であるため、面 tally を使用した。面 tally のサイズは、現在用いられている JIS ファントムの寸法 (40cm(縦) × 40cm(横) × 15cm(厚)) 及び計算効率を考慮して、40cm × 40cm とした。

面 tally を用いて、次式で中性子フルエンスを評価することができる。

$$\Phi = W \cdot |\mu|^{-1} \cdot A^{-1}$$

W : 面を横切る中性子の数(重み)、 μ : 方向余弦、A : 面 tally の面積

上式から明らかなように、面 tally のサイズは、フルエンス評価結果に直接影響を及ぼす。そこで、選択した面 tally のサイズが適切であるかどうかを確認するために、20cm × 20cm と 30cm × 30cm の面 tally を用いた計算も行い、得られた結果を比較した。比較計算では、黒鉛パイ尔の表面から 21cm, 31cm, 41cm 及び 51cm の 4 カ所の位置に面 tally を設定した。エネルギー領域を熱中性子 ($\leq 0.3\text{eV}$) と中速及び速中性子領域 ($0.3\text{eV} \sim 18\text{MeV}$) の 2 つに分割し、各領域について積分したフルエンスを相互に比較した。結果を Table 3 に示す。熱中性子領域についてみると、どの距離においても、tally サイズを変化させてもフルエンスは 2 ~ 4%しか変化していない。また、中速及び速中性子領域については、30cm

$\times 30\text{cm}$ と $40\text{cm} \times 40\text{cm}$ の結果は、計算誤差の範囲で、 $20\text{cm} \times 20\text{cm}$ と $40\text{cm} \times 40\text{cm}$ は誤差 2 % の範囲で一致している。Fig.6 に、tally サイズによる中性子スペクトルの変化を示す。この図から、tally サイズを変化させてもスペクトルの形に有意な差はないことがわかる。これらの結果から、面 tally のサイズを $40\text{cm} \times 40\text{cm}$ として問題ないことが確認できた。

3.3.3 ヒストリー数

ヒストリー数は、全中性子フルエンスの相対標準偏差が 1% 以下になり、かつ各領域のフルエンスの相対標準偏差が最大でも 10% 以下となるよう設定した。なお、線源から黒鉛パイアル表面までの領域を 8 つに分割し、スプリッティングによる分散低減法を適用した。

4. 計算結果

4.1 パイル外熱中性子照射場のエネルギースペクトル及び線量当量

この計算では、MCNP 計算のプリプロセッサー及びポストプロセッサーとして NSFC を使用した。中性子エネルギースペクトル及び線量当量は、黒鉛パイアルの表面から 20, 30, 40, 50 及び 60cm の 5 カ所で計算した。得られた中性子エネルギースペクトルの結果を Table 4-1 から Table 4-5 に、また、距離 40cm における中性子スペクトル（フルエンス及び線量当量）を Fig. 7 に示す。さらに、熱中性子のエネルギー領域 ($1 \times 10^{-11} \sim 3 \times 10^{-7}$ MeV) 及び高エネルギー成分のエネルギー領域 ($3 \times 10^{-7} \sim 18$ MeV) の 2 つのエネルギー範囲で積分したフルエンス及び線量当量を Table 5 に示す。これらの結果は、すべて発生中性子 1 個あたりに規格化されている。線量当量は、ICRP Publication 51⁽⁸⁾ の線量換算係数に基づく周辺線量当量 : H^* (10)_{old} (現行法令における 1 cm 線量当量に対応)、ICRP Publication 74⁽⁹⁾ の線量換算係数に基づく周辺線量当量 : H^* (10) (ICRP 1990 年勧告に基づくレムカウンタ等校正時の基準線量当量)、及び ICRP Publication 74⁽⁹⁾ の線量換算係数に基づく ICRU スラブに対する個人線量当量 : $H_{p,slab}$ (10) (ICRP 1990 年勧告に基づく個人線量計校正時の基準線量当量) について計算した。

計算結果から、熱中性子に対する高エネルギー成分の割合は、中性子フルエンスで熱中性子の 2 % である。これは、黒鉛パイアル表面からの距離に依存せず、どの距離でも同じであった。この高エネルギー成分を線量当量に換算した場合、10 ~ 14 % になった。

熱中性子フルエンスの黒鉛パイアル表面からの距離に対する依存性について、実験値と比較した。黒鉛パイアル表面から 30, 40, 50 及び 60cm の位置で計算した熱中性子フルエンスを実験結果⁽¹⁰⁾ と比較して Table 6 に示す。ここで、計算値及び実験値それぞれの熱中性子フルエンスを、黒鉛パイアル表面から 40cm の位置におけるフルエンスで規格化した。両者の差は 1 ~ 4 % であり、誤差範囲を考慮すると、熱中性子フルエンスの相対的な距離依存

$\times 30\text{cm}$ と $40\text{cm} \times 40\text{cm}$ の結果は、計算誤差の範囲で、 $20\text{cm} \times 20\text{cm}$ と $40\text{cm} \times 40\text{cm}$ は誤差 2% の範囲で一致している。Fig.6 に、tally サイズによる中性子スペクトルの変化を示す。この図から、tally サイズを変化させてもスペクトルの形に有意な差はないことがわかる。これらの結果から、面 tally のサイズを $40\text{cm} \times 40\text{cm}$ として問題ないことが確認できた。

3.3.3 ヒストリー数

ヒストリー数は、全中性子フルエンスの相対標準偏差が 1% 以下になり、かつ各領域のフルエンスの相対標準偏差が最大でも 10% 以下となるよう設定した。なお、線源から黒鉛パイアル表面までの領域を 8 つに分割し、スプリッティングによる分散低減法を適用した。

4. 計算結果

4.1 パイル外熱中性子照射場のエネルギースペクトル及び線量当量

この計算では、MCNP 計算のプリプロセッサー及びポストプロセッサーとして NSFC を使用した。中性子エネルギースペクトル及び線量当量は、黒鉛パイアルの表面から 20, 30, 40, 50 及び 60cm の 5 カ所で計算した。得られた中性子エネルギースペクトルの結果を Table 4-1 から Table 4-5 に、また、距離 40cm における中性子スペクトル（フルエンス及び線量当量）を Fig. 7 に示す。さらに、熱中性子のエネルギー領域 ($1 \times 10^{-11} \sim 3 \times 10^{-7}$ MeV) 及び高エネルギー成分のエネルギー領域 ($3 \times 10^{-7} \sim 18$ MeV) の 2 つのエネルギー範囲で積分したフルエンス及び線量当量を Table 5 に示す。これらの結果は、すべて発生中性子 1 個あたりに規格化されている。線量当量は、ICRP Publication 51⁽⁸⁾ の線量換算係数に基づく周辺線量当量 : $H^*(10)_{old}$ (現行法令における 1 cm 線量当量に対応)、ICRP Publication 74⁽⁹⁾ の線量換算係数に基づく周辺線量当量 : $H^*(10)$ (ICRP 1990 年勧告に基づくレムカウンタ等校正時の基準線量当量)、及び ICRP Publication 74⁽⁹⁾ の線量換算係数に基づく ICRU スラブに対する個人線量当量 : $H_{p,slab}(10)$ (ICRP 1990 年勧告に基づく個人線量計校正時の基準線量当量) について計算した。

計算結果から、熱中性子に対する高エネルギー成分の割合は、中性子フルエンスで熱中性子の 2% である。これは、黒鉛パイアル表面からの距離に依存せず、どの距離でも同じであった。この高エネルギー成分を線量当量に換算した場合、10 ~ 14% になった。

熱中性子フルエンスの黒鉛パイアル表面からの距離に対する依存性について、実験値と比較した。黒鉛パイアル表面から 30, 40, 50 及び 60cm の位置で計算した熱中性子フルエンスを実験結果⁽¹⁰⁾ と比較して Table 6 に示す。ここで、計算値及び実験値それぞれの熱中性子フルエンスを、黒鉛パイアル表面から 40cm の位置におけるフルエンスで規格化した。両者の差は 1 ~ 4% であり、誤差範囲を考慮すると、熱中性子フルエンスの相対的な距離依存

性に関して計算結果と実験結果は一致している。しかし、黒鉛パイ尔表面から 40cm における中性子フルエンス率の絶対値について、今回の計算値と金箔放射化法で測定された実験値⁽¹¹⁾とを比較すると、計算結果の方が 26% 大きい (Table 7 参照)。

4.2 ファントムを用いた校正時の影響評価

この計算では、MCNP 計算のプリプロセッサーとポストプロセッサーとして PDCS を使用した。この計算は、ファントムを用いた校正の際、ファントム材質による散乱・減速により、中性子スペクトルがどう変化するかを調べることが目的である。

この計算では、前項 4.1 で得られた黒鉛パイ尔表面から 40cm の位置の中性子スペクトルをファントムの正面からファントム全体に面平行ビームとして入射させた。個人線量計の校正に用いられる次の 3 種類のスラブファントムについて計算した。

- ① アクリル (PMMA) 製の 40cm × 40cm × 15cm ファントム (JIS ファントム)
- ② アクリル (PMMA) 製の 30cm × 30cm × 15cm ファントム (ICRU ファントム)
- ③ 30cm × 30cm × 15cm アクリル容器入り水ファントム (ISO ファントム)

tally として、5cm × 7cm × 1cm のセル tally をファントム正面の中央に設置した。

得られたファントム表面の中性子フルエンスと入射中性子フルエンスを、熱中性子、中速中性子 (0.3eV~100keV) 及び速中性子 (100keV~18MeV) の 3 つのエネルギー領域について比較した結果を Table 8 に示す。また、JIS ファントムについて得られたファントム表面の中性子スペクトルを Table 9 に、入射スペクトルと比較した図を Fig.8 に示す。ファントムを用いた場合、中性子の散乱状態は、ファントムの種類に依らず、その表面の中性子フルエンスが、熱中性子 2.5 倍、中速中性子 1.4 倍、速中性子 1.2 倍になった。このように、熱中性子フルエンスの増加割合が中速及び速中性子の増加割合より大きいため、ファントム表面では、高エネルギー成分が熱中性子の約 1.1% となり (Table 10 参照)、ファントムを設置しない場合の比より小さくなることがわかった。

5. 考察

5.1 パイル外熱中性子照射場の中性子スペクトル計算結果

モンテカルロ計算シミュレーションにより、パイル外熱中性子照射場の中性子スペクトルの計算を黒鉛パイ尔をほぼ忠実に模擬して行った。全中性子フルエンスの相対標準偏差が 1% 以下、かつ、各領域の相対標準偏差が 10% 以下となるまで繰り返し計算を行った。したがって、得られた中性子スペクトルの計算精度は十分に高い。

得られた中性子スペクトルには、黒鉛パイ尔の表面から 30, 40, 50 及び 60cm の距離に対する中性子フルエンスの相対分布について、計算値と実験値は誤差の範囲内で一致した。

性に関して計算結果と実験結果は一致している。しかし、黒鉛パイ尔表面から 40cm における中性子フルエンス率の絶対値について、今回の計算値と金箔放射化法で測定された実験値⁽¹¹⁾とを比較すると、計算結果の方が 26% 大きい (Table 7 参照)。

4.2 ファントムを用いた校正時の影響評価

この計算では、MCNP 計算のプリプロセッサーとポストプロセッサーとして PDCS を使用した。この計算は、ファントムを用いた校正の際、ファントム材質による散乱・減速により、中性子スペクトルがどう変化するかを調べることが目的である。

この計算では、前項 4.1 で得られた黒鉛パイ尔表面から 40cm の位置の中性子スペクトルをファントムの正面からファントム全体に面平行ビームとして入射させた。個人線量計の校正に用いられる次の 3 種類のスラブファントムについて計算した。

- ① アクリル (PMMA) 製の 40cm × 40cm × 15cm ファントム (JIS ファントム)
- ② アクリル (PMMA) 製の 30cm × 30cm × 15cm ファントム (ICRU ファントム)
- ③ 30cm × 30cm × 15cm アクリル容器入り水ファントム (ISO ファントム)

tally として、5cm × 7cm × 1cm のセル tally をファントム正面の中央に設置した。

得られたファントム表面の中性子フルエンスと入射中性子フルエンスを、熱中性子、中速中性子 (0.3eV~100keV) 及び速中性子 (100keV~18MeV) の 3 つのエネルギー領域について比較した結果を Table 8 に示す。また、JIS ファントムについて得られたファントム表面の中性子スペクトルを Table 9 に、入射スペクトルと比較した図を Fig.8 に示す。ファントムを用いた場合、中性子の散乱状態は、ファントムの種類に依らず、その表面の中性子フルエンスが、熱中性子 2.5 倍、中速中性子 1.4 倍、速中性子 1.2 倍になった。このように、熱中性子フルエンスの増加割合が中速及び速中性子の増加割合より大きいため、ファントム表面では、高エネルギー成分が熱中性子の約 1.1% となり (Table 10 参照)、ファントムを設置しない場合の比より小さくなることがわかった。

5. 考察

5.1 パイル外熱中性子照射場の中性子スペクトル計算結果

モンテカルロ計算シミュレーションにより、パイル外熱中性子照射場の中性子スペクトルの計算を黒鉛パイ尔をほぼ忠実に模擬して行った。全中性子フルエンスの相対標準偏差が 1% 以下、かつ、各領域の相対標準偏差が 10% 以下となるまで繰り返し計算を行った。したがって、得られた中性子スペクトルの計算精度は十分に高い。

得られた中性子スペクトルには、黒鉛パイ尔の表面から 30, 40, 50 及び 60cm の距離に対する中性子フルエンスの相対分布について、計算値と実験値は誤差の範囲内で一致した。

しかし、熱中性子フルエンス率の絶対値については、測定値より計算値の方が 26%高い。この原因として黒鉛中にある不純物（水分など）の影響が考えられ、やはり実験による中性子スペクトルの評価が必要である。

5.2 パイル外熱中性子照射場中の高エネルギー成分の影響

パイル外熱中性子照射場の中性子スペクトルを評価した結果、熱中性子を除く高エネルギー成分は、熱中性子フルエンスの 2%であり、線量当量に換算すると熱中性子の 10 ~ 14%という結果が得られた。

この結果が、実際の中性子個人線量計の校正に及ぼす影響を評価するため、代表的な中性子個人線量計のレスポンスデータ⁽¹²⁾を用いて、本中性子校正場での熱中性子及び高エネルギー成分に対する線量計の感度を求めた。選択した線量計は、

- ① ^6LiF (Cd カバーなし)
- ② Cd カバー付 ^6LiF (Cd カバーは前面のみ)
- ③ ポリエチレン減速材付き ^6LiF (Cd カバー付)

である。①は熱中性子測定用素子として代表的なものであり、②及び③は熱中性子から速中性子まで感度を有する中性子線量計の代表例として選んだ。これら 3 種類の線量計のエネルギーレスポンスを Fig.9 に示す。なお、これらのレスポンスデータは、いずれも自由空間中の中性子フルエンスに対するファントム上に線量計を置いた場合のレスポンスである。したがって、各線量計の感度は、ファントム表面の中性子スペクトルではなく、パイル外熱中性子照射場中のスペクトルデータを用いて計算できる。

得られた結果を Table 11 に示す。 ^6LiF (Cd カバーなし)については、高エネルギー成分に対する感度は、熱中性子に対する感度の 0.7%であり、 ^6LiF のような $1/v$ 特性² を有する熱中性子測定素子については、高エネルギー成分の影響はほとんど無視できることがわかる。一方、Cd カバー付 ^6LiF では、高エネルギー成分に対する感度が熱中性子に対する感度の 33%であり、また、ポリエチレン減速材（厚さ 0.318cm）付き ^6LiF では、速中性子に対して高い感度を有するため、高エネルギー成分に対する感度が熱中性子に対するものの 168 倍もある。このように、線量計のエネルギーレスポンスの違いにより、高エネルギー成分の影響がかなり異なる。したがって、中速及び速中性子領域に感度を有する線量計については、高エネルギー成分の影響を補正しなければならないことがわかる。

5.3 ファントムを用いた校正時の影響評価

² 热中性子の測定に対する核反応断面積の特性であり、热中性子のエネルギー（速度）が低くなるほど反応断面積が大きくなる。

ファントムを用いた場合、ファントム表面の熱中性子フルエンスが入射熱中性子フルエンスの 2.5 倍になった。ファントム表面での熱中性子フルエンスの増加分を、その原因で分類すると、ファントムに入射した熱中性子が検出器領域に散乱されてくる成分（散乱成分）と、入射した中速及び速中性子がファントム中で散乱・減速されて熱中性子領域へ入ってくる成分（減速成分）とに分けられる。後者は、熱中性子に対する校正の観点から望ましくない成分である。そこで、この減速成分を定量的に評価するため、パイル外熱中性子照射場中の高エネルギー成分のみ（0.3eV ~ 18MeV のエネルギー範囲）をファントムに入射させて中性子スペクトルを計算した。3種類のファントムに対する計算結果を Table 12 に示す。この結果を見ると、3種類のファントムともほぼ同じ結果であり、入射した中速及び速中性子フルエンスの約 68%が熱中性子領域に減速されると解釈できる。したがって、この減速成分がファントム表面の全熱中性子フルエンスに占める割合は 0.6% である（Table 13 参照）。このことから、熱中性子に対して感度を有する個人線量計をファンтом に装着して校正する場合、パイル外熱中性子照射場中の高エネルギー成分が、ファンтом 中で散乱・減速されて熱中性子領域へ入ることによる影響は、無視できることがわかった。

6. 結論

MCNP-4A コードを用いた計算シミュレーションにより、原研 FRS の黒鉛パイ尔のパイル外熱中性子照射場の中性子スペクトルの計算を行った。この結果に基づき、本校正場の高エネルギー成分が中性子線量計校正に与える影響を評価し、以下の結論を得た。

- ① 黒鉛パイ尔の表面から 20, 30, 40, 50 と 60cm の位置では、熱中性子を除く高エネルギー成分は、熱中性子フルエンスの 2% であり、線量当量に換算すると熱中性子の 10~14% である。
- ② 上記高エネルギー成分の影響は、線量計のエネルギーレスポンスにより大きく異なる。 ^{6}LiF のような $1/v$ 特性を有する核反応を利用する熱中性子測定用素子に対しては無視することができるが、中速及び速中性子領域に感度を有する線量計の場合は、高エネルギー成分の及ぼす影響を補正しなければ熱中性子に対する校正結果は得られない。中性子個人線量計のエネルギーレスポンスは、線量計の種類により異なる。したがって、被校正線量計のエネルギーレスポンスの情報（特に中速及び速中性子に対する感度）をあらかじめ調査しておく必要がある。
- ③ ファントムを用いた校正を行う場合、パイル外熱中性子照射場中の高エネルギー成分がファンтом 中で散乱・減速されて熱中性子領域に寄与する割合は、ファンтом 表面における全熱中性子フルエンスのわずか 0.6% である。したがって、熱中性子測定用の線量計をファンтом 上で校正する場合、パイル外熱中性子照射場中の高エネルギー成分の影響は無視できる。

ファントムを用いた場合、ファントム表面の熱中性子フルエンスが入射熱中性子フルエンスの 2.5 倍になった。ファントム表面での熱中性子フルエンスの増加分を、その原因で分類すると、ファントムに入射した熱中性子が検出器領域に散乱されてくる成分（散乱成分）と、入射した中速及び速中性子がファントム中で散乱・減速されて熱中性子領域へ入ってくる成分（減速成分）とに分けられる。後者は、熱中性子に対する校正の観点から望ましくない成分である。そこで、この減速成分を定量的に評価するため、パイル外熱中性子照射場中の高エネルギー成分のみ（0.3eV ~ 18MeV のエネルギー範囲）をファントムに入射させて中性子スペクトルを計算した。3種類のファントムに対する計算結果を Table 12 に示す。この結果を見ると、3種類のファントムともほぼ同じ結果であり、入射した中速及び速中性子フルエンスの約 68%が熱中性子領域に減速されると解釈できる。したがって、この減速成分がファントム表面の全熱中性子フルエンスに占める割合は 0.6% である（Table 13 参照）。このことから、熱中性子に対して感度を有する個人線量計をファンтом に装着して校正する場合、パイル外熱中性子照射場中の高エネルギー成分が、ファンтом 中で散乱・減速されて熱中性子領域へ入ることによる影響は、無視できることがわかった。

6. 結論

MCNP-4A コードを用いた計算シミュレーションにより、原研 FRS の黒鉛パイ尔のパイル外熱中性子照射場の中性子スペクトルの計算を行った。この結果に基づき、本校正場の高エネルギー成分が中性子線量計校正に与える影響を評価し、以下の結論を得た。

- ① 黒鉛パイ尔の表面から 20, 30, 40, 50 と 60cm の位置では、熱中性子を除く高エネルギー成分は、熱中性子フルエンスの 2% であり、線量当量に換算すると熱中性子の 10~14% である。
- ② 上記高エネルギー成分の影響は、線量計のエネルギーレスポンスにより大きく異なる。 ^{6}LiF のような $1/v$ 特性を有する核反応を利用する熱中性子測定用素子に対しては無視することができるが、中速及び速中性子領域に感度を有する線量計の場合は、高エネルギー成分の及ぼす影響を補正しなければ熱中性子に対する校正結果は得られない。中性子個人線量計のエネルギーレスポンスは、線量計の種類により異なる。したがって、被校正線量計のエネルギーレスポンスの情報（特に中速及び速中性子に対する感度）をあらかじめ調査しておく必要がある。
- ③ ファントムを用いた校正を行う場合、パイル外熱中性子照射場中の高エネルギー成分がファンтом 中で散乱・減速されて熱中性子領域に寄与する割合は、ファンтом 表面における全熱中性子フルエンスのわずか 0.6% である。したがって、熱中性子測定用の線量計をファンтом 上で校正する場合、パイル外熱中性子照射場中の高エネルギー成分の影響は無視できる。

参考文献

- (1) 浅野 芳裕, 吉田 真: “測定器校正用熱中性子場の製作と特性試験”, 保健物理, 19, p.341-347 (1984).
- (2) J.F. Briesmeister, Ed., “MCNP - A General Monte Carlo Code for N-Particle, Version 4A”, LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory (1993).
- (3) 吉澤 道夫: “ ^{252}Cf 線源の中性子放出率測定”, 保健物理－管理と研究－No.33, p.221-222, JAERI-M 91-171 (1991).
- (4) T. Nakagawa, “JENDL-3 Revision 2”, Proc. of the 1993 Symposium on Nuclear Data, JAERI-M 94-019, p.68 (1994).
- (5) K. Kosako et.al., “FSXLIB-J3R2: A Continuous Energy Cross Section Library for MCNP based on JENDL-3.2”, JAERI-Data/Code 94-020 (December 1994).
- (6) J.U. Koppel and D.H. Houston, “Reference Manual for ENDF Thermal Neutron Scattering Data”, General Atomics report GA-8744, Revised (ENDF-269).
- (7) ISO 8529, “Neutron reference radiations for calibrating neutron-measuring devices used for radiation protection purposes and for determining their response as a function of neutron energy”, International Standard, First edition (1989).
- (8) ICRP Publication 51, “Data for Use in Protection Against External Radiation”, Annals of the ICRP 17(2/3) (1987).
- (9) ICRP Publication 74, “Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation”, The International Commission on Radiological Protection (1997).
- (10) 清水 滋, 私信。
- (11) 吉澤 道夫, 未発表データ。
- (12) Technical Reports Series No.318, “Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes”, IAEA (1990).

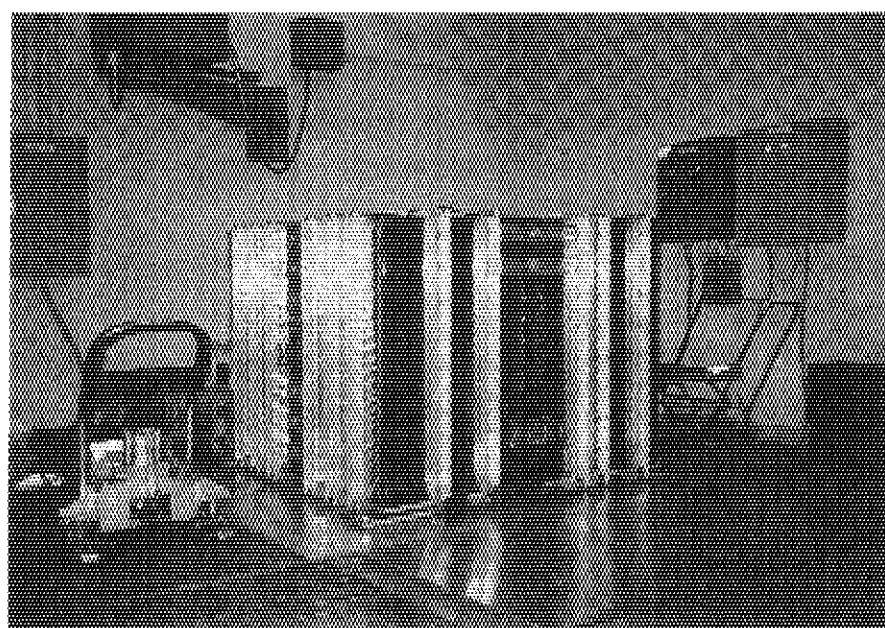


Fig.1 Photograph of graphite pile in FRS-JAERI

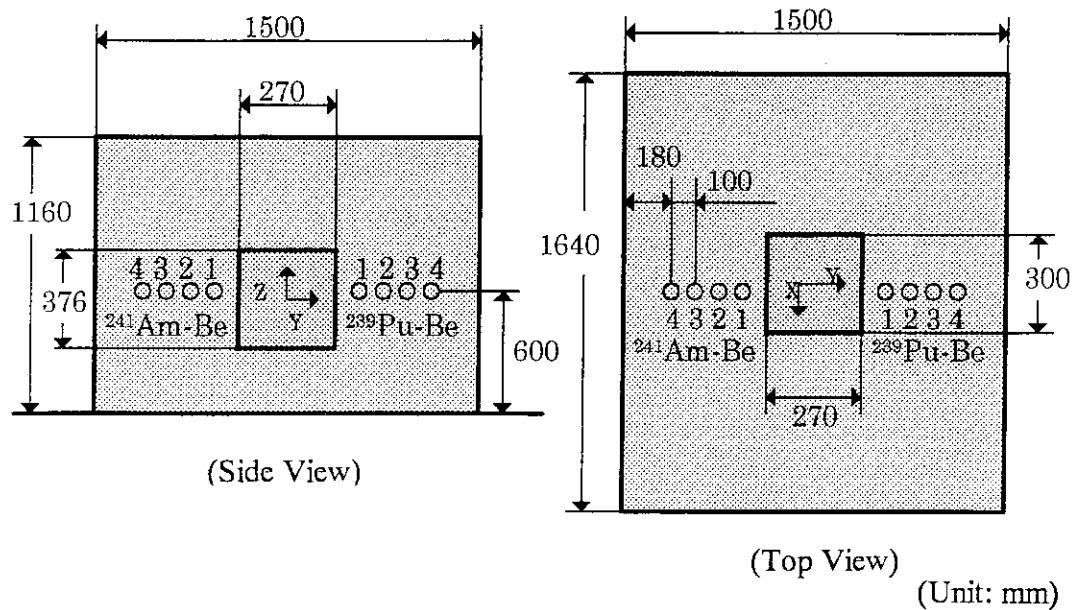


Fig.2 Cross sectional view of graphite pile in FRS-JAERI
for isotropic thermal neutron irradiation field

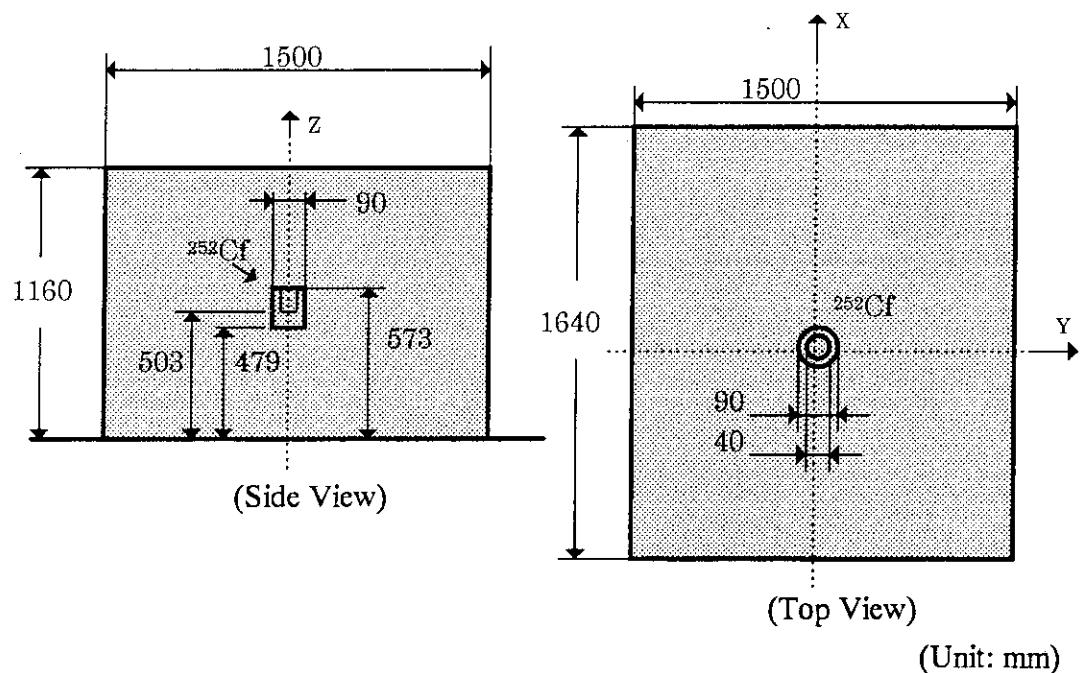


Fig.3 Cross sectional view of graphite pile in FRS-JAERI
for outside-pile thermal neutron irradiation field

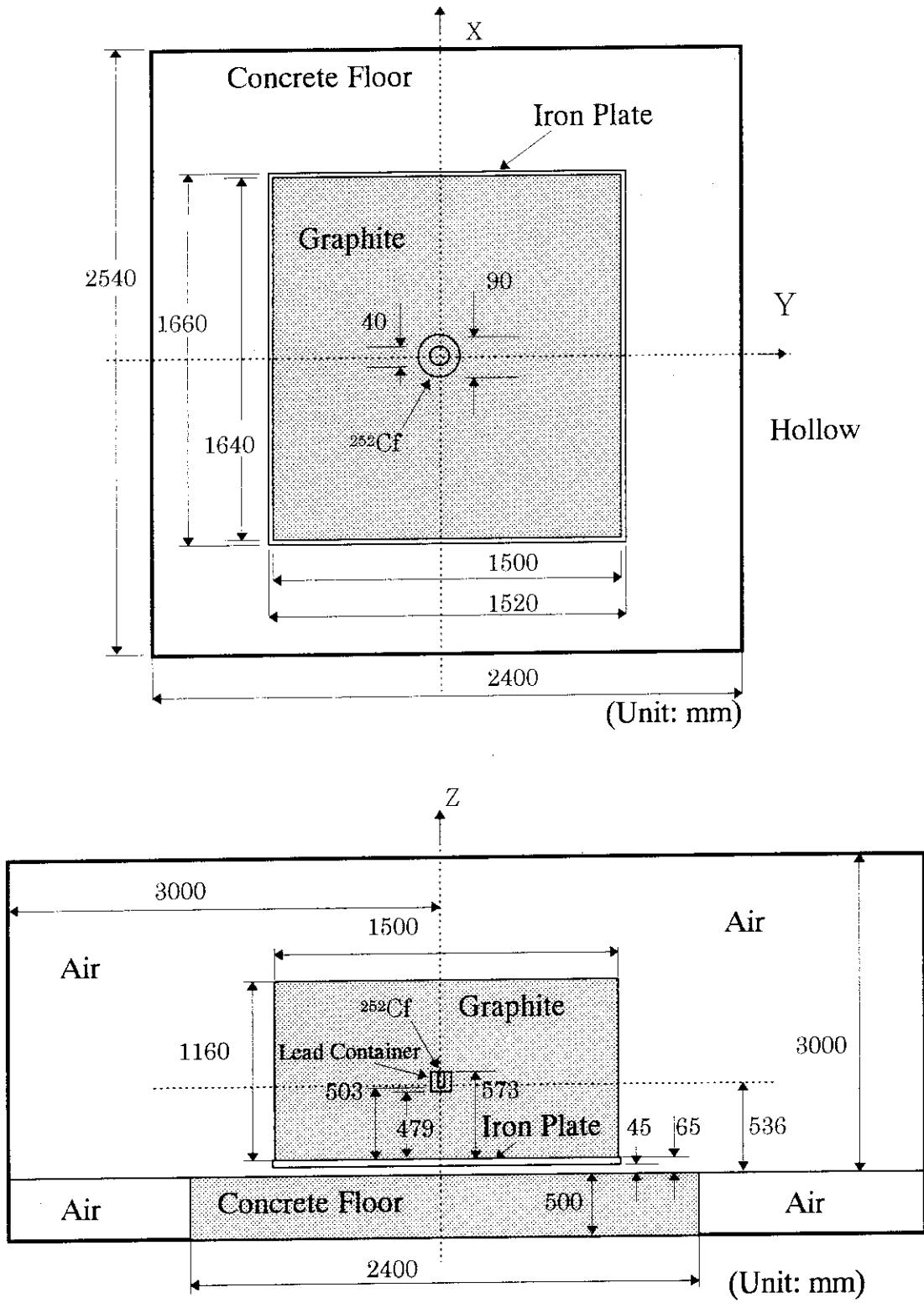


Fig.4 Geometry model used in the neutron spectrum calculation
 (Top figure: geometry for X-Yplane of graphite pile,
 bottom figure: geometry for Y-Z plane of graphite pile)

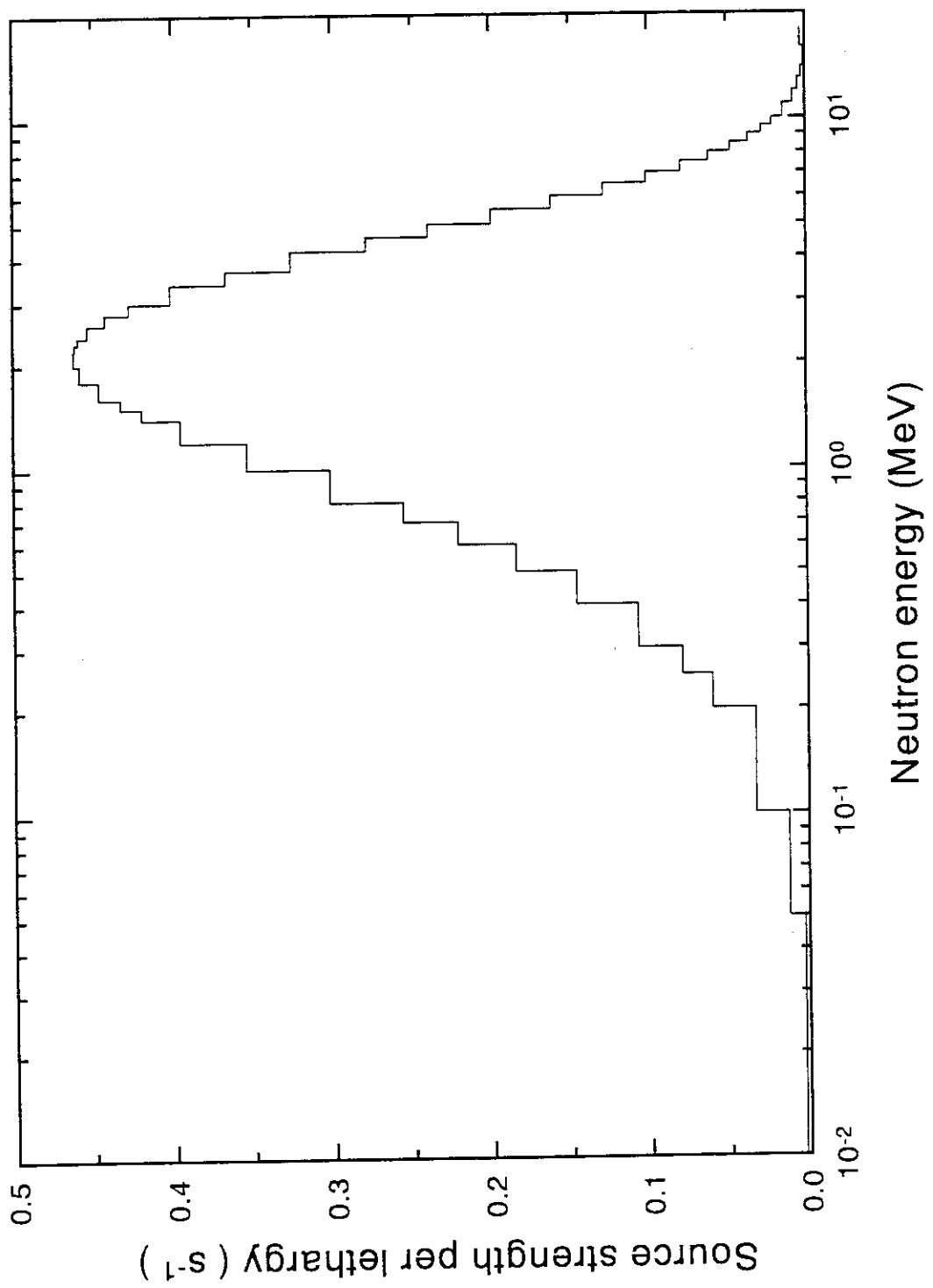


Fig.5 Neutron spectrum of ^{252}Cf source used in the calculation
(taken from Ref. 7)

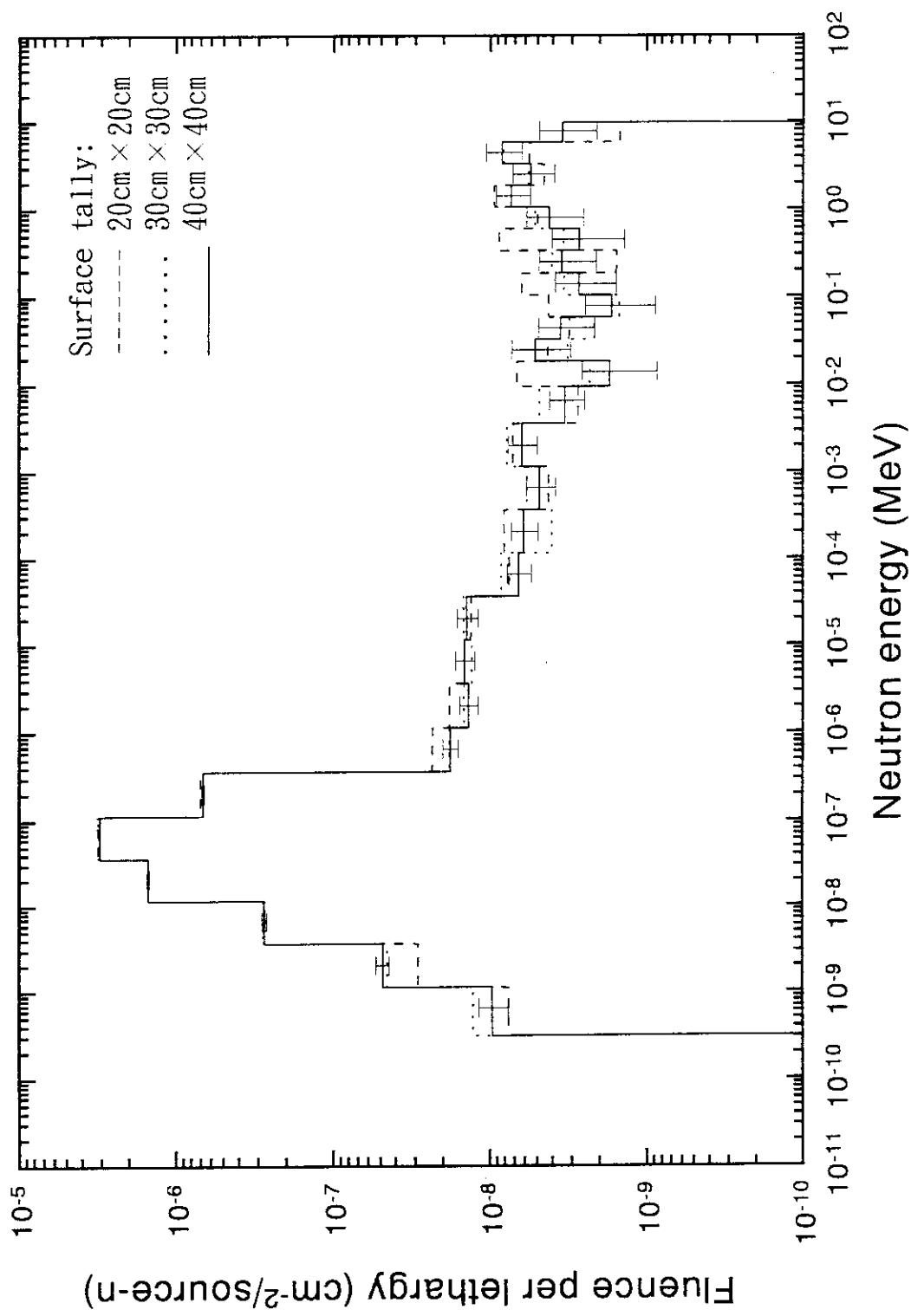


Fig. 6 Neutron spectra calculated in a phantom-free condition using three different sizes of surface tally at a distance of 40cm

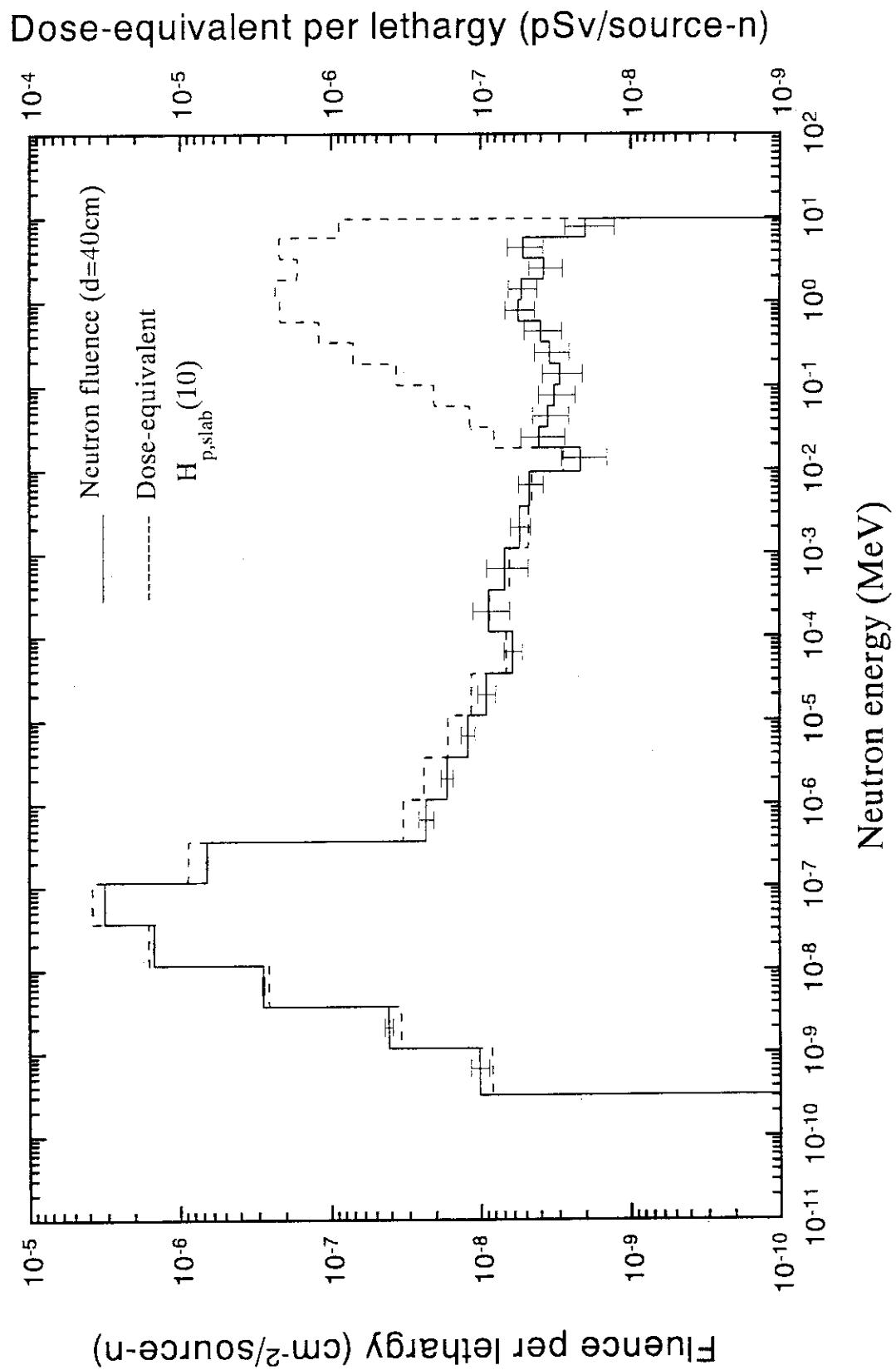


Fig.7 Spectra of neutron fluence and dose-equivalent calculated in a phantom-free condition at a distance of 40cm

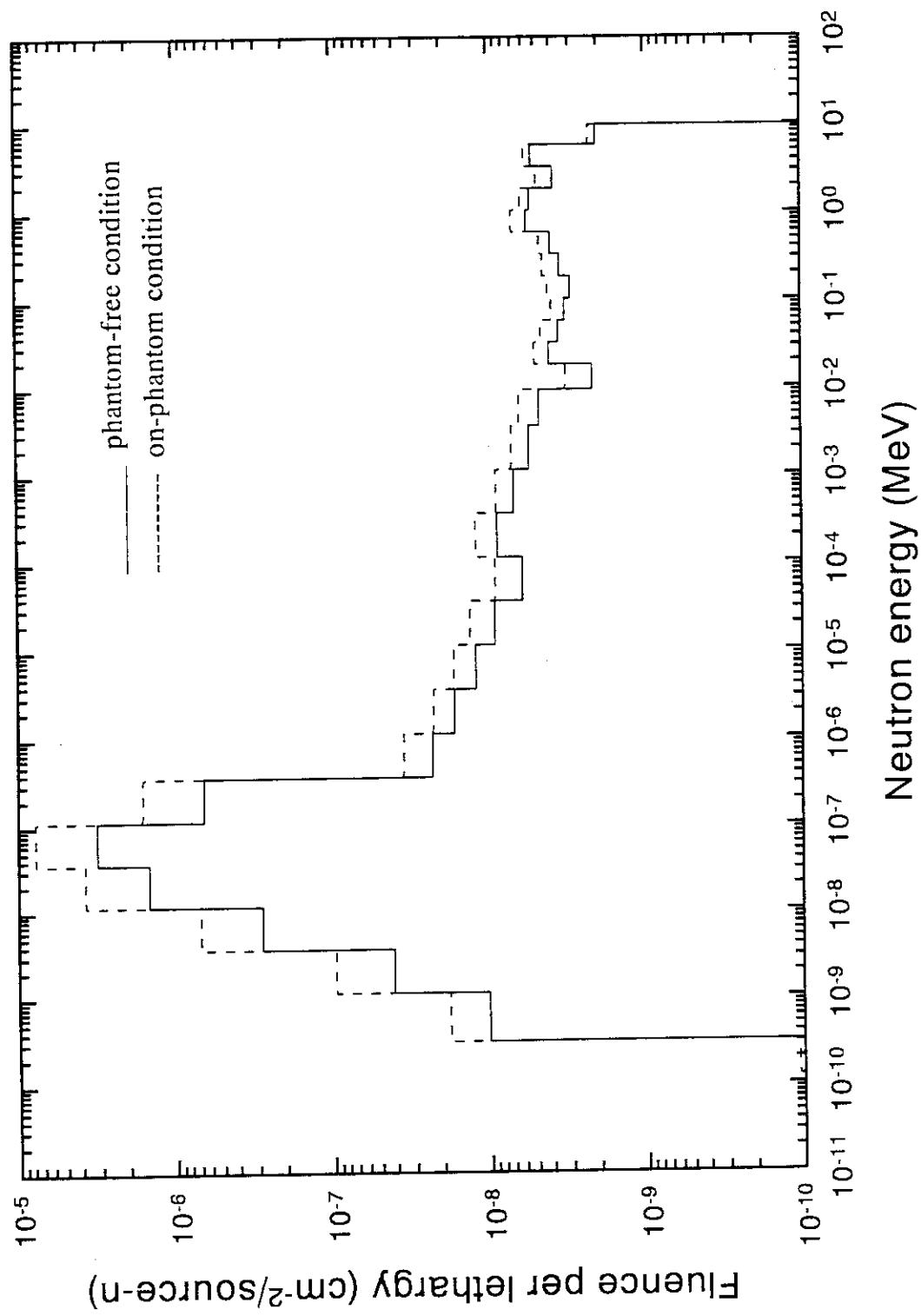


Fig.8 Comparison of neutron spectrum calculated in phantom-free and on-phantom conditions

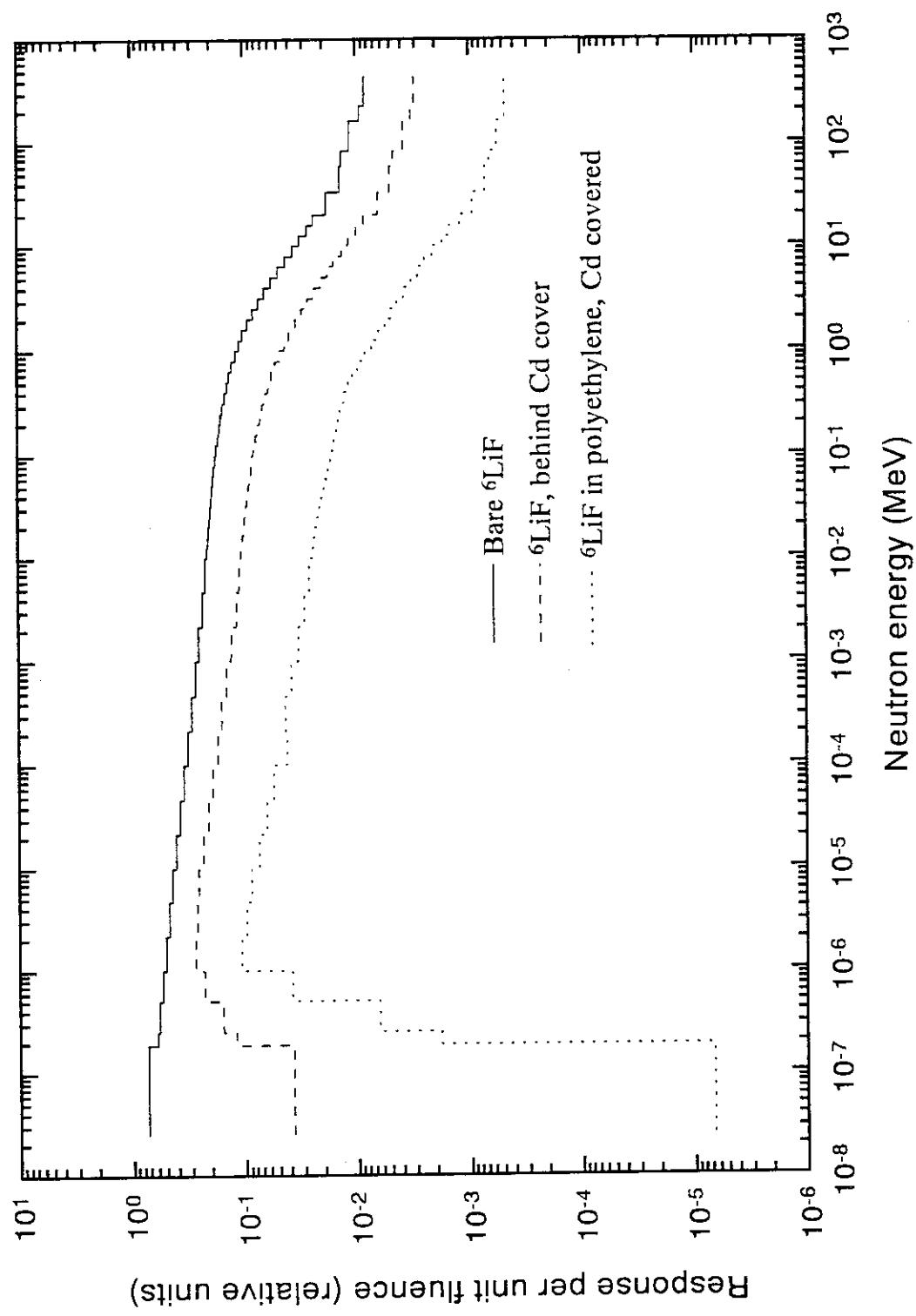


Fig.9 Energy responses of three neutron dosimeters

Table 1 Structure of energy bins used in the calculation

No.	Boundary energy (MeV)
1	1.000E-11
2	1.000E-10
3	3.000E-10
4	1.000E-09
5	3.000E-09
6	1.000E-08
7	3.000E-08
8	1.000E-07
9	3.000E-07
10	1.000E-06
11	3.000E-06
12	1.000E-05
13	3.000E-05
14	1.000E-04
15	3.000E-04
16	1.000E-03
17	3.000E-03
18	1.000E-02
19	3.000E-02
20	1.000E-01
21	3.000E-01
22	1.000E+00
23	3.000E+00
24	1.000E+01
25	3.000E+01
26	1.000E+02
27	3.000E+02
28	1.000E+03
29	3.000E+03
30	1.000E+04

Table 2 Neutron spectrum data of ^{252}Cf source used in the calculation

Boundary energy (MeV)	Source strength per lethargy (s^{-1})
4.14E-07	
0.01	4.40E-05
0.05	2.74E-03
0.10	1.24E-02
0.20	3.33E-02
0.25	6.04E-02
0.30	7.90E-02
0.40	1.07E-01
0.50	1.46E-01
0.60	1.84E-01
0.70	2.21E-01
0.80	2.55E-01
1.00	3.01E-01
1.20	3.53E-01
1.40	3.95E-01
1.50	4.19E-01
1.60	4.32E-01
1.80	4.46E-01
2.00	4.58E-01
2.20	4.62E-01
2.30	4.61E-01
2.40	4.59E-01
2.60	4.53E-01
2.80	4.42E-01
3.00	4.27E-01
3.40	4.01E-01
3.70	3.66E-01
4.20	3.25E-01
4.60	2.78E-01
5.00	2.39E-01
5.50	1.99E-01
6.00	1.61E-01
6.50	1.28E-01
7.00	1.01E-01
7.50	7.92E-02
8.00	6.16E-02
8.50	4.76E-02
9.00	3.65E-02
9.50	2.79E-02
10.00	2.13E-02
11.00	1.42E-02
12.00	8.04E-03
13.00	4.51E-03
14.00	2.50E-03
16.00	1.08E-03
18.00	3.20E-03

Table 3 Comparison of neutron fluences calculated using 20cm×20cm, 30cm×30cm and 40cm×40cm-surface tallies at graphite pile surface-to-detector distances of 21,31, 41 and 51cm.

Graphite pile surface-to- detector distance	Energy region of neutron	Neutron fluence ($\text{cm}^{-2}/\text{source-n}$) and its error (%)				Fluence ratio $30 \times 30 / 40 \times 40$
		20×20-surface tally	30×30-surface tally	40×40-surface tally	20×20/40×40	
21cm	Thermal	1.06E-05	0.55	1.06E-05	0.89	1.04 ± 0.01
	Intermediate	2.43E-07	3.47	2.21E-07	5.04	0.99 ± 0.06
	fast			2.22E-07	3.87	
	Thermal	8.34E-06	0.60	8.38E-06	0.95	1.03 ± 0.01
	Intermediate	1.86E-07	4.27	1.63E-07	5.59	1.13 ± 0.07
	fast			1.64E-07	4.43	
31cm	Thermal	6.58E-06	0.64	6.58E-06	0.99	1.02 ± 0.01
	Intermediate	1.50E-07	4.86	1.35E-07	6.21	1.16 ± 0.08
	fast			1.29E-07	4.86	
	Thermal	5.32E-06	0.67	5.32E-06	1.02	1.02 ± 0.01
	Intermediate	1.12E-07	4.78	1.01E-07	6.64	1.08 ± 0.08
	fast			1.03E-07	5.06	
41cm	Thermal	5.32E-06	0.67	5.32E-06	1.02	1.03 ± 0.01
	Intermediate	1.12E-07	4.78	1.01E-07	6.64	1.08 ± 0.08
	fast			1.03E-07	5.06	
	Thermal	5.32E-06	0.67	5.32E-06	1.02	1.03 ± 0.01
	Intermediate	1.12E-07	4.78	1.01E-07	6.64	1.08 ± 0.08
	fast			1.03E-07	5.06	
51cm	Thermal	5.32E-06	0.67	5.32E-06	1.02	1.03 ± 0.01
	Intermediate	1.12E-07	4.78	1.01E-07	6.64	1.08 ± 0.08
	fast			1.03E-07	5.06	
	Thermal	5.32E-06	0.67	5.32E-06	1.02	1.03 ± 0.01
	Intermediate	1.12E-07	4.78	1.01E-07	6.64	1.08 ± 0.08
	fast			1.03E-07	5.06	

Table 4-1 Spectra of neutron fluence and dose equivalent calculated in a phantom-free condition at a graphite pile surface-to-detector distance of 20cm

Boundary energy (MeV)	Fluence ($\text{cm}^{-2}/\text{source-n}$)	Error (%)	$H^*(10)_{\text{old}}^{(1)}$ (pSv/source-n)	$H^*(10)^{(2)}$ (pSv/source-n)	$H_{p,\text{slab}}(10)^{(3)}$ (pSv/source-n)
1.000E-11					
1.000E-10	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3.000E-10	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
1.000E-09	1.61E-08	12.0	1.29E-07	1.06E-07	1.32E-07
3.000E-09	7.38E-08	5.8	5.91E-07	5.12E-07	6.09E-07
1.000E-08	5.39E-07	1.8	4.31E-06	4.38E-06	4.94E-06
3.000E-08	2.59E-06	1.0	2.07E-05	2.57E-05	2.80E-05
1.000E-07	5.91E-06	0.8	4.73E-05	7.07E-05	7.15E-05
3.000E-07	1.19E-06	1.3	1.30E-05	1.59E-05	1.58E-05
1.000E-06	4.39E-08	6.4	4.98E-07	5.94E-07	6.24E-07
3.000E-06	3.02E-08	7.9	3.28E-07	3.92E-07	4.33E-07
1.000E-05	2.70E-08	8.2	2.65E-07	3.22E-07	3.70E-07
3.000E-05	1.82E-08	10.7	1.57E-07	1.96E-07	2.29E-07
1.000E-04	1.49E-08	11.3	1.13E-07	1.46E-07	1.65E-07
3.000E-04	1.23E-08	13.8	8.24E-08	1.10E-07	1.22E-07
1.000E-03	1.28E-08	12.7	8.03E-08	1.06E-07	1.19E-07
3.000E-03	1.05E-08	12.9	6.27E-08	8.13E-08	9.19E-08
1.000E-02	8.91E-09	14.4	6.07E-08	7.53E-08	8.59E-08
1.778E-02	3.40E-09	23.5	3.60E-08	4.25E-08	4.44E-08
3.162E-02	3.37E-09	22.7	5.74E-08	6.48E-08	6.74E-08
5.623E-02	3.60E-09	22.2	1.07E-07	1.23E-07	1.21E-07
1.000E-01	3.49E-09	22.7	1.82E-07	2.25E-07	2.24E-07
1.778E-01	2.71E-09	27.0	2.42E-07	3.18E-07	3.33E-07
3.162E-01	4.21E-09	19.7	6.15E-07	8.19E-07	8.67E-07
5.623E-01	3.03E-09	23.8	6.96E-07	8.82E-07	9.23E-07
1.000E+00	6.01E-09	18.2	1.86E-06	2.28E-06	2.35E-06
1.778E+00	5.45E-09	21.0	1.94E-06	2.32E-06	2.37E-06
3.162E+00	4.72E-09	20.3	1.71E-06	1.97E-06	2.06E-06
5.623E+00	4.16E-09	21.6	1.64E-06	1.69E-06	1.76E-06
1.000E+01	2.53E-09	31.0	1.03E-06	1.04E-06	1.12E-06
1.800E+01	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

#1) $H^*(10)_{\text{old}}$: Ambient dose equivalent using dose conversion factors based on ICRP Publication 51

#2) $H^*(10)$: Ambient dose equivalent using dose conversion factors based on ICRP Publication 74

#3) $H_{p,\text{slab}}(10)$: Personal dose equivalent in ICRU slab using dose conversion factors based on ICRP Publication 74

Table 4-2 Spectra of neutron fluence and dose equivalent calculated in a phantom-free condition at a graphite pile surface-to-detector distance of 30cm

Boundary energy (MeV)	Fluence (cm ⁻² /source-n)	Error (%)	H*(10) _{old} (pSv/source-n)	H*(10) (pSv/source-n)	H _{p,slab} (10) (pSv/source-n)
1.000E-11					
1.000E-10	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3.000E-10	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
1.000E-09	1.35E-08	13.2	1.08E-07	8.89E-08	1.10E-07
3.000E-09	5.53E-08	6.0	4.43E-07	3.84E-07	4.57E-07
1.000E-08	4.25E-07	2.0	3.40E-06	3.46E-06	3.90E-06
3.000E-08	2.04E-06	1.1	1.63E-05	2.03E-05	2.21E-05
1.000E-07	4.70E-06	0.8	3.76E-05	5.61E-05	5.68E-05
3.000E-07	9.11E-07	1.5	9.96E-06	1.22E-05	1.21E-05
1.000E-06	3.23E-08	7.2	3.66E-07	4.37E-07	4.59E-07
3.000E-06	2.30E-08	8.5	2.49E-07	2.98E-07	3.29E-07
1.000E-05	2.16E-08	9.2	2.12E-07	2.57E-07	2.96E-07
3.000E-05	1.72E-08	16.9	1.49E-07	1.85E-07	2.16E-07
1.000E-04	1.16E-08	11.8	8.80E-08	1.14E-07	1.29E-07
3.000E-04	9.25E-09	14.7	6.22E-08	8.32E-08	9.18E-08
1.000E-03	8.18E-09	14.4	5.12E-08	6.74E-08	7.55E-08
3.000E-03	8.08E-09	13.7	4.82E-08	6.25E-08	7.06E-08
1.000E-02	6.08E-09	16.2	4.15E-08	5.14E-08	5.86E-08
1.778E-02	2.28E-09	26.6	2.41E-08	2.84E-08	2.97E-08
3.162E-02	2.54E-09	26.1	4.34E-08	4.89E-08	5.09E-08
5.623E-02	3.19E-09	23.5	9.43E-08	1.09E-07	1.07E-07
1.000E-01	2.26E-09	25.0	1.18E-07	1.46E-07	1.45E-07
1.778E-01	2.01E-09	27.4	1.79E-07	2.36E-07	2.47E-07
3.162E-01	2.89E-09	22.2	4.22E-07	5.62E-07	5.94E-07
5.623E-01	3.03E-09	26.1	6.94E-07	8.81E-07	9.21E-07
1.000E+00	4.12E-09	22.7	1.28E-06	1.57E-06	1.62E-06
1.778E+00	3.30E-09	22.8	1.17E-06	1.40E-06	1.44E-06
3.162E+00	2.82E-09	22.9	1.02E-06	1.17E-06	1.23E-06
5.623E+00	4.61E-09	29.4	1.81E-06	1.88E-06	1.95E-06
1.000E+01	1.51E-09	36.4	6.18E-07	6.19E-07	6.66E-07
1.800E+01	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

Table 4-3 Spectra of neutron fluence and dose equivalent calculated in a phantom-free condition at a graphite pile surface-to-detector distance of 40cm

Boundary energy (MeV)	Fluence ($\text{cm}^{-2}/\text{source-n}$)	Error (%)	$H^*(10)_{\text{old}}$ (pSv/source-n)	$H^*(10)$ (pSv/source-n)	$H_{p,\text{slab}}(10)$ (pSv/source-n)
1.000E-11					
1.000E-10	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3.000E-10	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
1.000E-09	1.23E-08	13.7	9.83E-08	8.11E-08	1.01E-07
3.000E-09	4.53E-08	6.5	3.63E-07	3.14E-07	3.74E-07
1.000E-08	3.38E-07	2.0	2.71E-06	2.75E-06	3.10E-06
3.000E-08	1.63E-06	1.1	1.30E-05	1.61E-05	1.76E-05
1.000E-07	3.79E-06	0.9	3.04E-05	4.53E-05	4.58E-05
3.000E-07	7.27E-07	1.6	7.94E-06	9.72E-06	9.66E-06
1.000E-06	2.79E-08	11.2	3.16E-07	3.77E-07	3.96E-07
3.000E-06	1.83E-08	9.2	1.98E-07	2.37E-07	2.62E-07
1.000E-05	1.46E-08	10.5	1.43E-07	1.74E-07	2.00E-07
3.000E-05	1.01E-08	13.6	8.71E-08	1.08E-07	1.27E-07
1.000E-04	7.33E-09	13.8	5.55E-08	7.20E-08	8.11E-08
3.000E-04	9.65E-09	27.5	6.49E-08	8.69E-08	9.58E-08
1.000E-03	8.31E-09	31.2	5.20E-08	6.85E-08	7.67E-08
3.000E-03	5.99E-09	15.2	3.57E-08	4.63E-08	5.23E-08
1.000E-02	5.64E-09	19.0	3.84E-08	4.77E-08	5.44E-08
1.778E-02	1.23E-09	33.5	1.30E-08	1.54E-08	1.61E-08
3.162E-02	2.32E-09	32.8	3.96E-08	4.47E-08	4.65E-08
5.623E-02	2.03E-09	27.1	5.99E-08	6.90E-08	6.78E-08
1.000E-01	1.84E-09	27.9	9.62E-08	1.19E-07	1.18E-07
1.778E-01	1.70E-09	29.7	1.52E-07	2.00E-07	2.09E-07
3.162E-01	1.99E-09	26.1	2.90E-07	3.86E-07	4.09E-07
5.623E-01	2.28E-09	28.0	5.23E-07	6.63E-07	6.93E-07
1.000E+00	3.22E-09	22.2	9.96E-07	1.22E-06	1.26E-06
1.778E+00	3.07E-09	22.0	1.09E-06	1.31E-06	1.34E-06
3.162E+00	2.19E-09	25.5	7.95E-07	9.12E-07	9.58E-07
5.623E+00	3.00E-09	26.7	1.18E-06	1.22E-06	1.27E-06
1.000E+01	1.16E-09	36.4	4.75E-07	4.76E-07	5.13E-07
1.800E+01	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

Table 4-4 Spectra of neutron fluence and dose equivalent calculated in a phantom-free condition at a graphite pile surface-to-detector distance of 50cm

Boundary energy (MeV)	Fluence (cm ⁻² /source-n)	Error (%)	H*(10) _{old} (pSv/source-n)	H*(10) (pSv/source-n)	H _{p,slab} (10) (pSv/source-n)
1.000E-11					
1.000E-10	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3.000E-10	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
1.000E-09	1.02E-08	14.8	8.16E-08	6.73E-08	8.35E-08
3.000E-09	3.90E-08	7.2	3.12E-07	2.70E-07	3.22E-07
1.000E-08	2.73E-07	2.2	2.18E-06	2.22E-06	2.50E-06
3.000E-08	1.32E-06	1.2	1.06E-05	1.31E-05	1.43E-05
1.000E-07	3.06E-06	0.9	2.45E-05	3.66E-05	3.71E-05
3.000E-07	5.95E-07	1.6	6.50E-06	7.95E-06	7.91E-06
1.000E-06	1.92E-08	8.9	2.18E-07	2.61E-07	2.73E-07
3.000E-06	1.39E-08	10.4	1.51E-07	1.81E-07	1.99E-07
1.000E-05	1.15E-08	11.5	1.13E-07	1.37E-07	1.58E-07
3.000E-05	7.91E-09	14.2	6.83E-08	8.50E-08	9.93E-08
1.000E-04	8.11E-09	16.7	6.14E-08	7.97E-08	8.97E-08
3.000E-04	5.71E-09	17.2	3.84E-08	5.14E-08	5.67E-08
1.000E-03	5.50E-09	16.3	3.44E-08	4.54E-08	5.08E-08
3.000E-03	5.66E-09	17.1	3.38E-08	4.38E-08	4.94E-08
1.000E-02	4.36E-09	18.6	2.97E-08	3.69E-08	4.20E-08
1.778E-02	1.34E-09	34.7	1.42E-08	1.68E-08	1.75E-08
3.162E-02	9.16E-10	42.5	1.56E-08	1.76E-08	1.83E-08
5.623E-02	1.10E-09	36.0	3.26E-08	3.75E-08	3.68E-08
1.000E-01	1.00E-09	34.3	5.24E-08	6.48E-08	6.43E-08
1.778E-01	1.56E-09	29.0	1.39E-07	1.83E-07	1.92E-07
3.162E-01	1.68E-09	28.0	2.46E-07	3.27E-07	3.46E-07
5.623E-01	1.80E-09	29.3	4.13E-07	5.23E-07	5.47E-07
1.000E+00	2.58E-09	23.7	7.99E-07	9.81E-07	1.01E-06
1.778E+00	2.65E-09	23.7	9.43E-07	1.13E-06	1.16E-06
3.162E+00	2.13E-09	25.4	7.75E-07	8.89E-07	9.34E-07
5.623E+00	2.23E-09	30.4	8.76E-07	9.08E-07	9.42E-07
1.000E+01	1.30E-09	34.2	5.33E-07	5.34E-07	5.75E-07
1.800E+01	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

Table 4-5 Spectra of neutron fluence and dose equivalent calculated in a phantom-free condition at a graphite pile surface-to-detector distance of 60cm

Boundary energy (MeV)	Fluence ($\text{cm}^{-2}/\text{source-n}$)	Error (%)	$H^*(10)_{\text{old}}$ (pSv/source-n)	$H^*(10)$ (pSv/source-n)	$H_{p,\text{slab}}(10)$ (pSv/source-n)
1.000E-11					
1.000E-10	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3.000E-10	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
1.000E-09	8.99E-09	15.5	7.19E-08	5.94E-08	7.37E-08
3.000E-09	3.20E-08	7.9	2.56E-07	2.22E-07	2.64E-07
1.000E-08	2.22E-07	2.3	1.78E-06	1.81E-06	2.04E-06
3.000E-08	1.07E-06	1.2	8.53E-06	1.06E-05	1.15E-05
1.000E-07	2.51E-06	0.9	2.01E-05	2.99E-05	3.03E-05
3.000E-07	4.87E-07	1.7	5.32E-06	6.51E-06	6.47E-06
1.000E-06	1.62E-08	9.5	1.84E-07	2.19E-07	2.30E-07
3.000E-06	1.14E-08	11.7	1.24E-07	1.48E-07	1.63E-07
1.000E-05	8.43E-09	13.4	8.27E-08	1.00E-07	1.16E-07
3.000E-05	5.88E-09	16.5	5.07E-08	6.32E-08	7.38E-08
1.000E-04	5.76E-09	15.8	4.36E-08	5.66E-08	6.37E-08
3.000E-04	4.25E-09	18.1	2.86E-08	3.83E-08	4.22E-08
1.000E-03	5.55E-09	15.9	3.47E-08	4.57E-08	5.12E-08
3.000E-03	4.93E-09	17.1	2.94E-08	3.81E-08	4.30E-08
1.000E-02	4.37E-09	19.2	2.98E-08	3.69E-08	4.21E-08
1.778E-02	1.31E-09	34.8	1.39E-08	1.63E-08	1.71E-08
3.162E-02	6.55E-10	44.8	1.12E-08	1.26E-08	1.31E-08
5.623E-02	1.11E-09	36.0	3.28E-08	3.78E-08	3.71E-08
1.000E-01	1.13E-09	32.5	5.91E-08	7.31E-08	7.25E-08
1.778E-01	1.55E-09	29.0	1.38E-07	1.82E-07	1.91E-07
3.162E-01	1.09E-09	33.5	1.59E-07	2.12E-07	2.25E-07
5.623E-01	1.28E-09	33.6	2.94E-07	3.73E-07	3.90E-07
1.000E+00	2.29E-09	23.8	7.08E-07	8.69E-07	8.97E-07
1.778E+00	1.54E-09	30.3	5.46E-07	6.53E-07	6.69E-07
3.162E+00	1.96E-09	26.1	7.11E-07	8.16E-07	8.57E-07
5.623E+00	1.94E-09	30.4	7.62E-07	7.89E-07	8.19E-07
1.000E+01	8.97E-10	42.2	3.68E-07	3.68E-07	3.96E-07
1.800E+01	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

Table 5 Fluences and dose equivalent of thermal and intermediate+fast neutrons calculated in a phantom-free condition at a distance of 40cm

Energy region of neutron	Neutron fluence (cm ⁻² /source-n)	Error (%)	H*(10) _{old} ^{#1)} (pSv/source-n)	H*(10) ^{#2)} (pSv/source-n)	H _{p,slab} (10) ^{#3)} (pSv/source-n)
Thermal (T)	6.54E-06	0.62	5.45E-05	7.43E-05	7.67E-05
Intermediate + fast (F)	1.34E-07	4.60	6.70E-06	7.85E-06	8.24E-06
Ratio (F/T)	0.02		0.12	0.11	0.11

#1) H*(10)_{old} : Ambient dose equivalent using dose conversion factors based on ICRP Publication 51

#2) H*(10) : Ambient dose equivalent using dose conversion factors based on ICRP Publication 74

#3) H_{p,slab}(10) : Personal dose equivalent in ICRU slab using dose conversion factors based on ICRP Publication 74

Table 6 Comparison of calculated and measured thermal neutron fluences at graphite pile surface-to-detector distances of 30, 40, 50 and 60cm.
(values are normalized to the fluence at the distance of 40cm)

Graphite pile surface-to- detector distance	Relative value of thermal neutron fluence (normalized to fluence at d=40cm)		Ratio (C / E)
	Calculated (C)	Measured *) (E)	
30cm	1.24±0.01	1.23±0.07	1.01±0.06
40cm	< 1.00 >	< 1.00 >	< 1.00 >
50cm	0.81±0.01	0.82±0.05	0.99±0.06
60cm	0.66±0.01	0.69±0.04	0.96±0.06

*) Taken from Ref. 10

Table 7 Comparison of calculated and measured thermal neutron fluence rate
at a distance of 40cm.

Thermal neutron fluence rate at a distance of 40cm ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$)		Ratio (C/E)
Calculated (C)	Measured **) (E)	
1200.29±48.58	951.68 ±74.23	1.26±0.11

**) Taken from Ref. 11

Table 8 Comparison of neutron fluences on phantoms and incidence neutrons
(in thermal, intermediate and fast region)

Phantom	Ratio of neutron fluence (on phantom / incidence)		
	Thermal	Intermediate	Fast
PMMA phantom (40cm×40cm×15cm) (JIS)	2.48±0.02	1.44±0.12	1.26±0.14
PMMA phantom (30cm×30cm×15cm) (ICRU)	2.47±0.02	1.45±0.12	1.26±0.14
Water phantom (30cm×30cm×15cm) (ISO)	2.46±0.02	1.41±0.11	1.24±0.14

Table 9 Spectra of neutron fluence and dose equivalent calculated on the JIS phantom at a graphite pile surface-to-detector distance of 40cm

Boundary energy (MeV)	Fluence (cm ⁻² /source-n)	Error (%)	H*(10) _{old} ^{#1)} (pSv/source-n)	H*(10) ^{#2)} (pSv/source-n)	H _{p,slab} (10) ^{#3)} (pSv/source-n)
1.000E-11					
1.000E-10	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3.000E-10	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
1.000E-09	8.82E-09	13.7	7.05E-08	5.82E-08	7.22E-08
3.000E-09	4.54E-08	6.5	3.63E-07	3.15E-07	3.75E-07
1.000E-08	3.45E-07	2.0	2.76E-06	2.80E-06	3.16E-06
3.000E-08	1.69E-06	1.1	1.35E-05	1.67E-05	1.82E-05
1.000E-07	3.79E-06	0.9	3.04E-05	4.53E-05	4.59E-05
3.000E-07	7.21E-07	1.6	7.87E-06	9.63E-06	9.58E-06
1.000E-06	1.67E-08	11.2	1.89E-07	2.26E-07	2.37E-07
3.000E-06	9.42E-09	9.2	1.02E-07	1.22E-07	1.35E-07
1.000E-05	8.80E-09	10.5	8.64E-08	1.05E-07	1.21E-07
3.000E-05	5.81E-09	13.6	5.02E-08	6.24E-08	7.29E-08
1.000E-04	4.85E-09	13.8	3.67E-08	4.76E-08	5.36E-08
3.000E-04	5.29E-09	27.5	3.56E-08	4.76E-08	5.25E-08
1.000E-03	4.47E-09	31.2	2.80E-08	3.69E-08	4.13E-08
3.000E-03	3.26E-09	15.2	1.94E-08	2.52E-08	2.85E-08
1.000E-02	3.38E-09	19.0	2.30E-08	2.86E-08	3.26E-08
1.778E-02	6.86E-10	33.5	7.26E-09	8.56E-09	8.94E-09
3.162E-02	1.21E-09	32.8	2.06E-08	2.32E-08	2.42E-08
5.623E-02	1.01E-09	27.1	2.98E-08	3.43E-08	3.37E-08
1.000E-01	8.40E-10	27.9	4.39E-08	5.42E-08	5.38E-08
1.778E-01	9.46E-10	29.7	8.43E-08	1.11E-07	1.16E-07
3.162E-01	1.02E-09	26.1	1.49E-07	1.99E-07	2.11E-07
5.623E-01	9.62E-10	28.0	2.21E-07	2.80E-07	2.93E-07
1.000E+00	1.90E-09	22.2	5.87E-07	7.21E-07	7.44E-07
1.778E+00	1.43E-09	22.0	5.09E-07	6.09E-07	6.24E-07
3.162E+00	1.13E-09	25.5	4.11E-07	4.72E-07	4.95E-07
5.623E+00	1.60E-09	26.7	6.31E-07	6.53E-07	6.78E-07
1.000E+01	4.97E-10	36.4	2.04E-07	2.04E-07	2.20E-07
1.800E+01	0.00E+00	0.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

#1) H*(10)_{old} : Ambient dose equivalent using dose conversion factors based on ICRP Publication 51

#2) H*(10) : Ambient dose equivalent using dose conversion factors based on ICRP Publication 74

#3) H_{p,slab}(10) : Personal dose equivalent in ICRU slab using dose conversion factors based on ICRP Publication 74

Table 10 Fluences of thermal and intermediate+fast neutrons calculated on the JIS, ICRU and ISO phantoms

Phantom	Neutron fluence ($\times 10^{-8} \text{cm}^2/\text{source-n}$)		Ratio (F / T)
	Thermal (T)	Intermediate+ fast (F)	
PMMA phantom (40cm×40cm×15cm) (JIS)	1624.05 ± 10.07	18.46 ± 0.85	0.0114 ± 0.0005
PMMA phantom (30cm×30cm×15cm) (ICRU)	1615.60 ± 10.02	18.52 ± 0.86	0.0115 ± 0.0005
Water phantom (30cm×30cm×15cm) (ISO)	1609.11 ± 9.98	18.12 ± 0.85	0.0113 ± 0.0005

Table 11 Comparison of response of neutron dosimeter in intermediate+fast region of calculated neutron spectrum and that in thermal region

Neutron dosimeter	Response of dosimeter on the calculated neutron spectrum (relative value)		Ratio of response (F / T)
	Thermal (T)	Intermediate + fast (F)	
Bare ^6LiF	7.19E-06	5.09E-08	0.007
^6LiF , behind Cd cover	7.15E-08	2.38E-08	0.333
^6LiF in polyethylene, Cd covered	3.57E-11	5.99E-09	168

Table 12 Comparison of neutron fluences on JIS, ICRU, ISO phantoms (in thermal region) and incidence neutrons (in intermediate+fast region)

Phantom	Neutron fluence ($\times 10^{-8} \text{ cm}^{-2}/\text{source-n}$)		Fluence ratio (T / F)
	Intermediate+fast (incidence) (F)	Thermal (moderated by phantom) (T)	
PMMA phantom (40cm \times 40cm \times 15cm) (JIS)	13.4 ± 0.6	9.21 ± 0.06	0.69 ± 0.03
PMMA phantom (30cm \times 30cm \times 15cm) (ICRU)	13.4 ± 0.6	9.10 ± 0.06	0.68 ± 0.03
Water phantom (30cm \times 30cm \times 15cm) (ISO)	13.4 ± 0.6	9.00 ± 0.06	0.67 ± 0.03

Table 13 Thermal neutron fluences on the JIS, ICRU and ISO phantoms

Phantom	Thermal neutron fluence ($\times 10^{-8}$ cm $^{-2}$ /source-n)				Ratio (Mod./Tot.)
	Total (Tot.)	Incidence (Inc.)	Scattered from thermal region (Scat.)	Moderated from intermediate+fast (Mod.)	
PMMA phantom (40cm×40cm×15cm) (JIS)	1624.05±10.07	654.32±4.06	960.52±10.86	9.21±0.06	0.006 (±0.91%)
PMMA phantom (30cm×30cm×15cm) (ICRU)	1615.60±10.02	654.32±4.06	952.18±10.81	9.10±0.06	0.006 (±0.91%)
Water phantom (30cm×30cm×15cm) (ISO)	1609.11±9.98	654.32±4.06	945.79±10.77	9.00±0.06	0.006 (±0.91%)

付録 NSFC 及び PDCS について

NSFC は、原研 FRS に設置されている 5 つの中性子照射場（速中性子照射場、球形減速場、コンクリート減速場、等方熱中性子照射場、パイアル外熱中性子照射場）の中性子エネルギースペクトル及び線量当量を MCNP-4A を用いて評価するためのプリプロセッサー及びポストプロセッサーである。プリプロセッサーは MCNP-4A 用入力データを作成するものであり、ポストプロセッサーは MCNP-4A の計算結果を処理してスペクトルと線量当量を求めるものである。NSFC の基本的な計算フローを Fig.A に示す。この図より、最初にプリプロセッサーに計算条件を記述した入力データを与えることにより、MCNP-4A 用入力データ・ファイルを作成する。次に、それを MCNP-4A に入力して輸送計算を行い、継続実行用保存ファイル RUNTPE を作成する。最後に、RUNTPE ファイルをポストプロセッサーで処理して、計算リスト及びプロット図を得る。もし、MCNP-4A の計算精度が不十分であれば、プリプロセッサーにより継続実行用の MCNP-4A 用入力データファイルを作成し、再度 MCNP-4A を実行し RUNTPE を更新する。

PDCS は、ファントムを用いた個人線量当量を計算するために必要な MCNP-4A 用の入力データを作成し、それを用いて MCNP-4A コードにより粒子輸送計算を行い、その結果を編集するためのプリプロセッサー及びポストプロセッサーである。PDCS の計算フローは NSFC と同じである。

NSFC 及び PDCS のデータ入力はシンボリックパラメータ形式になっている。入力可能な全てのデータに対してデフォルト値が用意されている。入力データの種類を以下に示す。

NSFC プリプロセッサーの入力データ：

- 中性子標準場体系の指定
- 線源カプセルまたは球形体系用スタンド
- 計算する粒子型式
- 計算する線源粒子数
- MCNP の計算時間
- 線源型式
- 線源カプセル
- MCNP 一般形式による線源の定義
- 線源のエネルギー
- 線源の角度分布
- 線源相対強度
- セル tally
- 面 tally
- 点 tally
- 角度束面 tally 用の余弦
- 内部照射用黒鉛パイアルの分布 tally
- tally 用エネルギーービン
- tally 用電子エネルギーービン
- 線量当量 tally オプション
- $S(\alpha, \beta)$ 热中性子散乱断面積
- 電子カットオフエネルギー
- 反射境界面オプション

NSFC ポストプロセッサーの入力データ：

- ・ プロットオプション
- ・ X軸オプション
- ・ フルエンスのプロット範囲
- ・ 線量当量のプロット範囲
- ・ 線源強度
- ・ プロットデカード数指定

PDCS プリプロセッサーの入力データ：

- ・ 人体模型の幾何形状
- ・ 年輪型位置検出器
- ・ 計算する粒子型式
- ・ 眼線量当量検出器
- ・ 計算する線源粒子数
- ・ 検出器用エネルギーBIN
- ・ MCNP の計算時間
- ・ 検出器用電子エネルギーBIN
- ・ 面線源型式
- ・ 線量当量 tally オプション
- ・ 点線源の定義
- ・ 光子と電子のエネルギー付与
- ・ MCNP 一般形式による線源の定義
- ・ 評価オプション
- ・ 線源のエネルギー分布
- ・ 円形平面線源のサンプリング
- ・ 線源の角度分布
- ・ 位置バイアスオプション
- ・ 面線源の法線方向
- ・ $S(\alpha, \beta)$ 热中性子散乱断面積
- ・ 人体密着型線量計
- ・ 電子カットオフエネルギー
- ・ 人体密着型線量計の組成
- ・ 中性子線量当量オプション
- ・ 個人モニタリング用点検出器
- ・ 人体模型外周物質
- ・ 断面積ライブラリーオプション

PDCS ポストプロセッサーの入力データ：

- ・ 線量当量の出力
- ・ 電子阻止能のオプション
- ・ 検出器結果の出力
- ・ 検出器情報の出力
- ・ 増倍因子と線源条件による補正オプション
- ・ 中性子線量当量オプション

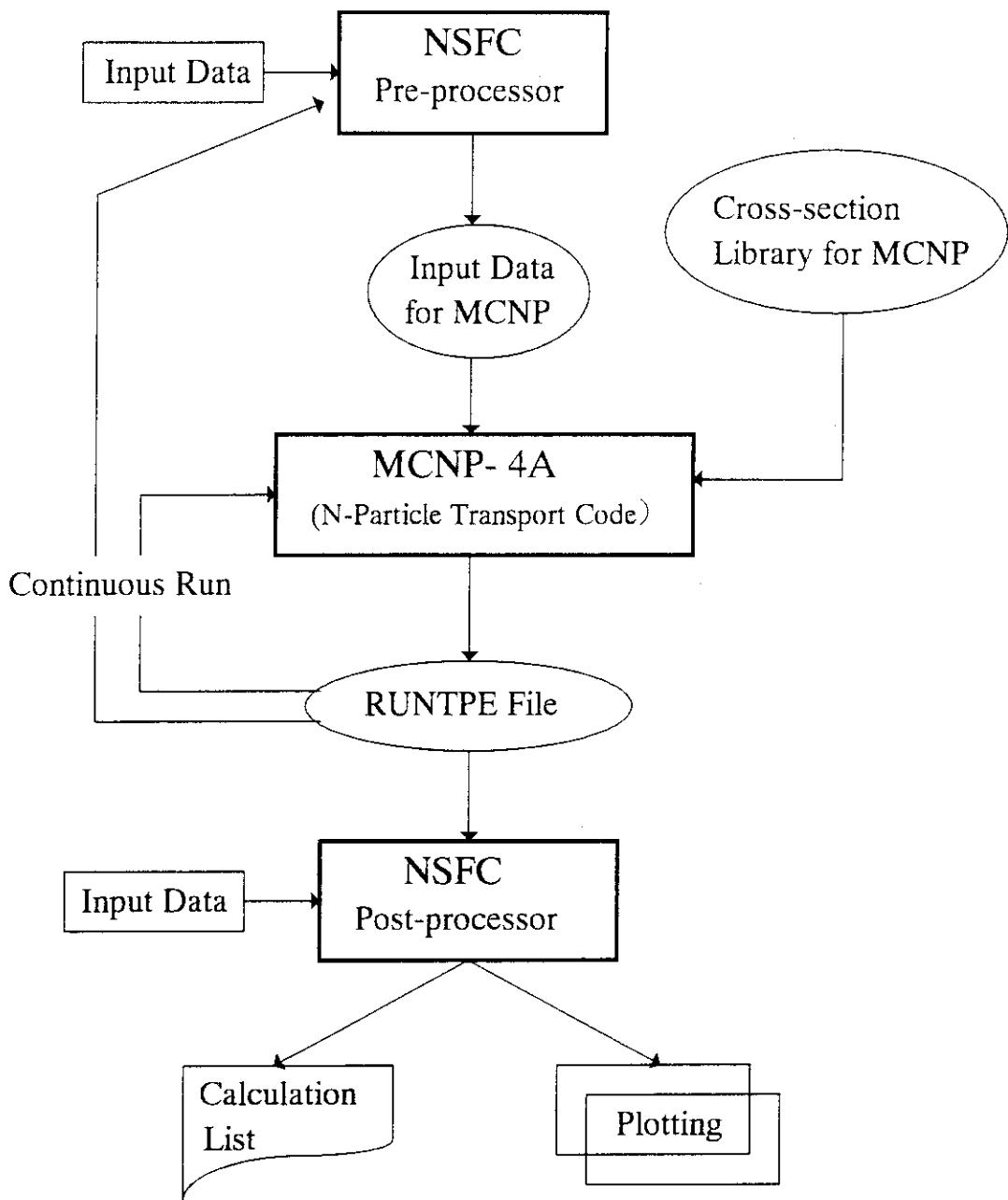


Fig.A Flow chart of neutron spectrum calculation
using NSFC processor and MCNP-4A