

JAERI-Research
2000-003



JP0050193



数10MeV領域中性子の平板ファントム内
における線量分布に関する研究

2000年2月

中根佳弘

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。

入手の問い合わせは、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、お申し越してください。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, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2000

編集兼発行 日本原子力研究所

数 10MeV 領域中性子の平板ファントム内における線量分布に関する研究

日本原子力研究所東海研究所中性子科学研究センター

中根 佳弘

(2000年 1月11日受理)

加速器施設などの中高エネルギー粒子場における放射線安全設計を行う上で、2次中性子による線量評価は重要である。しかしながら、高エネルギー粒子輸送計算コードを用いた線量評価計算において、中間エネルギー領域中性子入射における線量測定実験を用いた精度検証は行われていない。本研究は、数 10MeV 領域中性子入射における線量評価手法の確立を目的として、原研高崎研 TIARA の 40 及び 65MeV 準単色中性子入射における平板ファントム内での中性子束及び線量分布を固体飛跡検出器、核分裂計数管、TEPC、TEIC を用いて測定し、粒子輸送計算コード (HETC-3STEP, MORSE-CG) による計算結果と比較した。また解析に必要な中性子線源スペクトル及び検出器応答関数を評価した。その結果、ファントム内における中性子束及び吸収線量の計算値は実験値をよく再現し、線量当量においても計算値は実験値を概ね 20%以内で再現したことから、数 10MeV 領域中性子に対する線量評価計算が 20%程度の精度で可能であることを明らかにした。線源スペクトルの評価では、これまで測定されていなかった 10MeV 以下の線源スペクトルを測定し、計算による評価を行ったことで、今後の TIARA 実験及び解析においても非常に有益なデータとなる。また固体飛跡検出器の応答では、新たに開発した応答関数計算コード及び 100keV から 65MeV までの中性子単色場における応答測定実験の結果から、広範な中性子エネルギーに対する検出器の応答関数を決定した。

Study on Dose Distributions in a Slab Phantom Irradiated by Several Tens MeV Neutrons

Yoshihiro NAKANE

Center for Neutron Science
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 11, 2000)

From the viewpoint of radiation protection for high and intermediate energy radiation fields such as accelerator facilities, it is important to evaluate the effective dose due to secondary neutrons produced. As for the effective dose evaluation, the accuracy of high energy particle transport code system, however, has not been validated experimentally for intermediate energy neutrons. To establish a method of effective dose evaluation due to several tens MeV neutrons, neutron fluxes and dose distributions in a slab phantom were measured with SSNTDs (Solid State Nuclear Track Detectors), fission counter, TEPC and TEIC using 40- and 65-MeV quasi-monoenergetic neutrons at TIARA of JAERI. The measured distributions were compared with the calculated ones with the HETC-3STEP and MORSE-CG codes. In addition, for the purpose of applying them to the dose evaluation, the energy spectra of source neutrons and energy responses of detectors were determined. As a result, the calculated distributions of neutron flux and absorbed dose within the phantom were in good agreement with the experimental ones, and those of dose equivalent agreed with the measured ones within about 20%. It was found that the effective dose for several tens MeV neutrons could be evaluated with the accuracy of about $\pm 20\%$. Source spectra below 10 MeV were evaluated from the present measurements and calculations. The evaluated ones will be very useful for future experiments and calculations in TIARA because they have not been measured. The energy responses of SSNTDs were evaluated for neutrons of wide energy range, based on the newly developed computation code and the measured responses for neutrons ranging from 100 keV to 65 MeV.

Keywords: 40 and 65MeV Neutrons, Neutron Flux, Absorbed Dose, Dose Equivalent, TEPC, TEIC, Slab Phantom, Fission Counter, SSNTDs, HETC-3STEP, MORSE-CG

目 次

1. 序論.....	1
1.1 研究の背景と目的	1
1.2 過去の中高エネルギー領域中性子による線量測定.....	2
1.3 論文の内容と構成	3
2. 原研高崎 TIARA の準単色中性子場.....	6
2.1 TIARA 中性子場の概要.....	6
2.2 低エネルギー領域における中性子線源スペクトルの測定.....	7
2.2.1 概要	7
2.2.2 測定実験.....	7
2.2.3 測定データ解析.....	8
2.3 各実験条件における中性子線源スペクトルの評価計算	9
2.3.1 スペクトル計算	9
2.3.2 結果及び考察.....	9
2.4 まとめ	10
3. 固体飛跡検出器の応答特性評価.....	20
3.1 検出器概要.....	20
3.2 固体飛跡検出器応答関数の測定	20
3.2.1 検出器の概要.....	20
3.2.2 100keV~20MeV 領域中性子による応答関数測定実験	21
3.2.3 22 及び 33MeV 準単色中性子による応答関数測定実験.....	21
3.2.4 40 及び 65MeV 準単色中性子による応答関数測定実験.....	22
3.2.5 エッチング条件及び飛跡の計数.....	22
3.3 応答関数計算モンテカルロコード SSNRES の開発.....	22
3.3.1 計算コード概要.....	22
3.3.2 検出器内で生成する荷電粒子の計算	23
3.3.3 荷電粒子の素子及びラジエータ内での飛程の計算	23
3.3.4 検出可能なエッチピットの計算	24
3.3.5 計算条件.....	24
3.4 考察.....	24
3.4.1 数 10MeV 中性子入射による飛跡	24
3.4.2 応答関数計算結果から得られる粒子種類別の応答への寄与.....	25
3.4.3 応答関数計算結果と実験値の比較	25
3.5 まとめ	26
4. 平板ファントム内中性子束分布の評価.....	38
4.1 概要.....	38

4.2 検出器反応率分布測定実験	38
4.2.1 アクリル樹脂製平板ファントム	38
4.2.2 検出器概要	39
4.2.3 実験体系	40
4.2.4 核分裂計数管の感度測定	40
4.3 中性子束分布計算	40
4.3.1 計算の概要	41
4.3.2 計算体系	41
4.4 検出器反応率分布計算	42
4.4.1 核分裂反応率の計算	42
4.4.2 固体飛跡検出器反応率の計算	42
4.5 考察	42
4.5.1 ファントム内中性子束分布計算結果の相互比較	42
4.5.2 ファントム内核分裂反応率分布の比較	43
4.5.3 ファントム内固体飛跡検出器反応率分布の比較	43
4.6 まとめ	45
5. 平板ファントム内吸収線量分布の評価	58
5.1 概要	58
5.2 吸収線量分布測定実験	59
5.2.1 実験体系	59
5.2.2 組織等価型比例計数管 (TEPC)	59
5.2.3 組織等価型電離箱 (TEIC)	60
5.2.4 TEPC による測定データの解析	61
5.2.5 TEIC による測定データの解析	63
5.3 吸収線量分布計算	64
5.3.1 計算の概要	64
5.3.2 計算体系	65
5.3.3 中性子 Kerma 係数を用いた吸収線量分布計算	65
5.3.4 付与エネルギー分布による吸収線量分布計算	67
5.4 考察	67
5.5 まとめ	68
6. 数 10MeV 領域における中性子線量当量の評価	83
6.1 概要	83
6.2 ICRP-60 による線質係数の定義	83
6.3 TEPC 実験における線量当量測定	84
6.4 計算コードを用いた線量当量評価	85
6.4.1 HETC-3STEP コードにおける線量当量計算	85
6.4.2 MORSE コードにおける線量当量計算	86

6.5 考察.....	87
6.6 ICRP-60 による線質係数を用いた線量当量計算.....	89
6.7 数 10MeV 領域中性子による線量測定に関する提言.....	89
6.8 まとめ.....	91
7. 結論.....	101
謝辞.....	104
参考文献.....	105

Contents

1. Introduction.....	1
1.1 Objectives and Background of Present Study.....	1
1.2 Other Researches on Dose Measurements for Intermediate Energy Neutrons	2
1.3 Contents in This Paper.....	3
2. Quasi-Monoenergetic Neutron Field at TIARA Facility, JAERI.....	6
2.1 Characteristics of the Neutron Field.....	6
2.2 Measurements of Neutron Energy Spectra for Low Energy Region	7
2.2.1 Introduction	7
2.2.2 Measurements	7
2.2.3 Processing of Measured Data	8
2.3 Evaluation of Energy Spectra of Source Neutrons.....	9
2.3.1 Calculation of Energy Spectra.....	9
2.3.2 Results and Discussion	9
2.4 Conclusion	10
3. Evaluation of Neutron Energy Response of SSNTDs	20
3.1 Overview of the SSNTDs.....	20
3.2 Measurements of Neutron Energy Response of the SSNTDs.....	20
3.2.1 Characteristics of the SSNTDs.....	20
3.2.2 Measurements for Monoenergetic Neutrons from 100keV to 20MeV	21
3.2.3 Measurements for 22 and 33MeV Quasi-Monoenergetic Neutrons	21
3.2.4 Measurements for 40 and 65MeV Quasi-Monoenergetic Neutrons	22
3.2.5 Etching Condition and Counting of Tracks	22
3.3 Development of a Code, SSNRES, for Calculating the Energy Response of the SSNTDs.....	22
3.3.1 Characteristics of the Code.....	22
3.3.2 Calculation of Charged Particle Generation from Neutron Reactions.....	23
3.3.3 Calculation of Ranges for Charged Particles in the Detector	23
3.3.4 Calculation of Tracks	24
3.3.5 Calculation Conditions.....	24
3.4 Results and Discussion.....	24
3.4.1 Tracks Produced by Several Tens MeV Neutrons.....	24
3.4.2 Calculated Results for Contributions of Charged Particles to the Response	25
3.4.3 Comparison with Calculated and Measured Responses	25
3.5 Conclusion	26
4. Evaluation of Neutron Flux Distributions in the Phantom	38
4.1 Introduction.....	38

4.2 Measurements of Reaction Rate Distributions.....	38
4.2.1 Phantom Used in the Experiments.....	38
4.2.2 Characteristics of the Detectors.....	39
4.2.3 Experimental Setup	40
4.2.4 Measurement of the Response of Fission Counter.....	40
4.3 Calculation of Neutron Flux Distributions	40
4.3.1 Overview of Calculations	41
4.3.2 Calculation Geometry	41
4.4 Calculations of Reaction Rate Distributions.....	42
4.4.1 Calculation of Fission Rate Distributions	42
4.4.2 Calculation of Reaction Rate Distributions of the SSNTDs.....	42
4.5 Results and Discussion.....	42
4.5.1 Comparison of Calculated Neutron Spectra.....	42
4.5.2 Comparison of Calculated and Measured Fission Rate Distributions	43
4.5.3 Comparison of Calculated and Measured Reaction Rate Distributions of the SSNTDs	43
4.6 Conclusion	45
5. Evaluation of Absorbed Dose Distributions in the Phantom.....	58
5.1 Introduction.....	58
5.2 Measurements of Absorbed Dose Distributions.....	59
5.2.1 Experimental Setup	59
5.2.2 Tissue Equivalent Proportional Counter (TEPC)	59
5.2.3 Tissue Equivalent Ionization Chamber (TEIC)	60
5.2.4 Processing of Measured Data of the TEPC	61
5.2.5 Processing of Measured Data of the TEIC	63
5.3 Calculation of Absorbed Dose Distributions	64
5.3.1 Overview of Calculations	64
5.3.2 Calculation Geometry	65
5.3.3 Calculation of Absorbed Dose Distributions with a Neutron Kerma Factor	65
5.3.4 Calculation of Absorbed Dose Distributions from Energy Deposition	67
5.4 Results and Discussion.....	67
5.5 Conclusion	68
6. Evaluation of Dose Equivalent for Several Tens MeV Neutrons	83
6.1 Introduction.....	83
6.2 Definition of the Quality Factor in ICRP-60.....	83
6.3 Measurements of Dose Equivalent with the TEPC.....	84
6.4 Calculation of Dose Equivalent.....	85
6.4.1 Calculation of Dose Equivalent with the HETC-3STEP Code.....	85

6.4.2 Calculation of Dose Equivalent with the MORSE Code.....	86
6.5 Results and Discussion	87
6.6 Calculation of Dose Equivalent with the Quality Factor Defined in ICRP-60.....	89
6.7 Suggestions for Dose Measurements for Several Tens MeV Neutrons.....	89
6.8 Conclusion	91
7. Conclusions	101
Acknowledgements	104
References	105

1. 序論

1.1 研究の背景と目的

加速器は原子核研究, 物性研究, 医療診断・治療, 非破壊検査など様々な分野で利用されており, その数も年々増加の傾向にある. 近年では強力中性子源や長半減期核種の消滅処理等の目的で高エネルギー・大電流を得るための大型陽子加速器施設の建設が国内外で計画されている. たとえば原研における中性子科学研究計画, KEK における大型ハドロン計画(JHF), 米国オークリッジ国立研究所における SNS(Spallation Neutron Source)計画, 欧州の ESS(European Spallation Source)計画等である. 一方で, 200MeV 程度の陽子及び荷電粒子ビームによるがん治療用加速器施設も国内において数多く計画されており, 一部は既に稼働している. また近年, 超音速旅客機や宇宙ステーションなど航空・宇宙分野における開発が進展するにつれ, 搭乗員の被曝の問題が浮上してきている. この分野で線量評価上問題となるのは, 数 100MeV 以下の陽子及びこの陽子が大気や宇宙船の外壁などと反応して生成する中性子である¹⁻¹⁾.

一般に, 20MeV 以下の中性子の遮蔽及び線量評価については, 過去の豊富な実験値に裏付けされた核反応断面積データ及び遮蔽設計計算コードにより比較的精度の高い遮蔽設計を行うことが可能である. しかしながら 20MeV 以上の中性子に対しては, 測定実験が可能な標準場が少なく, また測定データも極めて少ないため, 中高エネルギー粒子輸送計算コードに導入されている核反応モデルや断面積データの精度について十分な検証が行われているとはいえないのが現状である. 粒子輸送計算コードは中高エネルギー粒子が関与する施設の放射線安全設計において重要な役割を担っており, 放射線防護及び建設コストの観点から安全かつ合理的な設計を行うためには計算コードの精度評価が不可欠である.

放射線安全設計における重要な項目として次の2点が挙げられる. 1つは中高エネルギー粒子ビーム入射により生成される2次粒子, 特に透過力のある中性子の生成及び中性子の遮蔽体中での輸送・透過の評価, もう1つは人体に中性子が入射したときの人体に与える影響の評価(線量評価)である. 前者については, 荷電粒子及び中性子による2次中性子の生成スペクトル測定並びに中高エネルギー中性子の遮蔽体透過に関する加速器遮蔽ベンチマーク問題¹⁻²⁾の解析¹⁻³⁾等により, 少ないながらも中高エネルギー中性子に対する輸送計算コードの精度評価が行われている. またこの結果に基づいた粒子輸送計算コードの改良¹⁻⁴⁾も行われるようになり, 今後の計算精度の向上が期待される. 一方, 後者の線量評価において, 高エネルギー・大電流の加速器施設による線量評価を考えた場合, 人が加速器本体からのビームを直接受ける可能性は低く, むしろ粒子ビームが加速器構成材もしくは遮蔽体に入射した際に生成され, 遮蔽体等の多重散乱により減速された中性子による被ばくの可能性が高いと考えられる. また医療, 宇宙分野における中性子による被ばくについても, 対象とする中性子のエネルギースペクトルは上述の加速器施設の場合と同様である¹⁻⁵⁾. 20MeV 以下の低エネルギー中性子に対する線量評価については中性子束評価と同様に, 多くの実験及び解析により比較的精度の高い計算が可能であると考えられる. 一方, 20MeV 以上の中性子に対する線量評価については, 近年, 中高エネルギー粒子輸送計算コードと数学ファントムモデルを組み合わせる中高エネルギー粒子に対する線量評価が行われるよ

うになった^{1-6, 1-7, 1-8)}. しかしながら, 評価計算に用いられている粒子輸送計算コードや算出された線量への換算係数の精度評価に用いることができる, 線源条件が明確な数 10MeV 領域中性子入射における人体組織等価物質中での中性子束及び線量分布測定実験は極めて少なく, 被ばく線量評価に関する実験データを用いた計算コードの精度検証は行われていないのが現状である.

以上の背景から, 数 10MeV 領域中性子に対する線量評価手法の精度検証に用いることのできる信頼度の高い実験データを取得し, このデータを用いて評価計算コードの精度検証を行うことは中高エネルギー粒子場の放射線安全設計や粒子線治療における被ばく線量評価において非常に重要である.

本研究の目的は, 数 10MeV 領域中性子に対する精度の高い線量評価手法を確立するために必要な実験値を取得することである. このため, 線量評価計算において線量当量評価に至るまでの, 中性子スペクトル, 吸収線量, 線量当量の各計算段階において数 10MeV 領域単色中性子入射による人体模擬物質内での分布を測定し, 得られた値を用いて精度検証を行った.

1.2 過去の中高エネルギー領域中性子による線量測定

人体組織等価型の小型検出器を用いた中性子線量分布測定例は 20MeV 以下の中性子については過去にも多く存在するが, 20MeV 以上の中性子に対しては少ない. その中で 20MeV 以上の中性子に対する中性子 Kerma 係数の測定¹⁻⁹⁾が比較的多く行われている. これは検出器壁として組織等価プラスチックの他にグラファイト等を用いたガス比例計数管を用いて, これらの物質に対する中性子 Kerma 係数を測定するものである. しかし, これらの実験は中性子スペクトルと吸収線量の関連づけである中性子 Kerma 係数を実測することが目的であり, 放射線の種類による生物効果の重み付けである線質係数と実験で得られた吸収線量から得られる線量当量の評価はなされていない. またファントム内における吸収線量分布測定も行われていないため, 輸送計算コードによる線量分布の検証はできない.

医療照射における被ばく線量評価の目的でファントム内における平均線質係数の測定実験が行われた例¹⁻¹⁰⁾がある. これは 50 及び 65MeV に加速した重陽子及び陽子を厚い Be ターゲットに入射することで発生する, 平均エネルギー 20~30MeV の白色中性子源を用いて 30cm 立方の平板ファントム内における平均線質係数の深度分布を測定したものである. TOF 法により線源スペクトルが明確な 20MeV 以上の中性子に対する測定である. ここでは TEPC による線量の y 分布の測定と ICRP-21¹⁻¹¹⁾による L の関数で定義された線質係数において $L=y$ と仮定した場合の平均線質係数の導出及び ICRP-21 における単色の中性子エネルギーに対する実効線質係数の推奨値との比較のみが行われており, 体系内における中性子束, 吸収線量及び線量当量分布に関する実験値の検討がなされていないことから, 線量評価計算の検証に用いるには不十分である. また ICRP-21 による線質係数の定義(値)はその後の ICRP-60 で改訂されており, この実験における平均線質係数の実験値をそのまま計算コードの検証に用いることはできない. さらに平均線質係数の実験値において低エネルギー中性子の寄与を弁別することができないため, 仮に ICRP 等の単色中性子に対する実効線質係数との直接的な比較を行うのであれば, 線源は可能な限り単色に近いことが望ましい.

遮蔽体後方での線量評価の例としては, 200-230MeV の陽子をアルミニウム, 鉄などの厚いターゲットに照射して生成した中性子による線量当量をコンクリート遮蔽体の内部及び遮蔽体後方で測定した実験^{1-12, 1-13)}がある. しかし, これらの測定ではターゲットで発生した中性子線源及び遮蔽体内外の線量測

定位置の中性子強度やエネルギースペクトルが測定されていないことから、仮に実験値と計算結果に差が生じた場合に最終的な線量当量計算に至るまでの、どの評価の段階で問題が生じているのかを検証することができず、この観点から線量評価手法の精度検証に用いるには不十分な実験と思われる。

1.3 論文の内容と構成

本研究では、線量当量評価において重要な中性子束及び吸収線量について、原研高崎 TIARA の 40 及び 65MeV 準単色中性子が入射した際の人体模擬物質内における分布を測定し、粒子輸送計算コードの精度評価を行った。またこれらの実験解析に必要な検出器応答関数及び中性子線源スペクトルの評価を行った。検出器応答関数の評価では、中性子束分布実験に用いる反跳陽子型の固体飛跡検出器について、これまで全く評価がなされていない 20MeV 以上の領域を含む 100keV から 80MeV までの入射中性子に対応した応答関数計算コードを開発するとともに、250keV から 65MeV までの単色中性子標準場における応答関数測定実験を行った。中性子線源スペクトルの評価では、平均線質係数が比較的大きく、TIARA 単色場においてこれまで測定されていなかった 10MeV 程度以下の低エネルギー中性子線源スペクトルについて、多減速材付き ^3He スペクトロメータを用いて測定した。以上の中性子束及び吸収線量の評価結果を基に、人体模擬物質内での吸収線量測定値から平均線質係数及び線量当量を求め、線量評価手法による結果と比較して計算精度を検証した。また人体模擬物質表面での線量測定における荷電平衡の問題から、数 10MeV 領域中性子における個人被ばく線量計を用いた線量評価に対する問題点を提起し、具体的な解決策について検討を行った。

本論文の構成は以下の通りである。

(1) 原研高崎 TIARA の準単色中性子場における低エネルギー領域中性子線源スペクトルの測定

原研高崎 TIARA の $^7\text{Li}(p,n)$ 反応による 40 及び 65MeV 準単色中性子場のスペクトルについて、7MeV 以上の領域については有機液体シンチレータを用いた飛行時間法により既に測定されているものの、それ以下の低エネルギー領域については検出効率やビームパルスの間引き等の制約から数 10MeV 領域での測定に用いた測定機器では精度良く測定することが困難であることから、これまで測定がなされていなかった。しかしながら本研究において線量当量計算に用いる平均線質係数は 10MeV 以下の中性子に対する値が比較的大きく、低エネルギー領域中性子束の影響を無視できないことから、線源の低エネルギー領域スペクトルを精度良く評価する必要がある。そこで本研究では TIARA の準単色中性子場における 10MeV 以下の低エネルギー領域線源スペクトルを球形多減速材付き ^3He スペクトロメータにより測定した。また ^7Li ターゲットからの距離、台車上ビームコリメータ厚さ、コリメータに設置したビームストップの有無などの線源スペクトルへの影響について MCNP4B コードを用いた計算を行い、異なる実験体系における低エネルギー領域を含む中性子線源スペクトルを評価した。

(2) 固体飛跡検出器応答関数の評価(中性子束分布測定手法の確立)

次に述べる(3)の実験において、数 10MeV 領域の中性子ビームが入射した際の体系内におけ

る中性子束分布を固体飛跡検出器により測定するためには、広範なエネルギー領域の入射中性子に対する検出器応答特性が必要である。しかしながら 20MeV 以上の応答関数についてはこれまでに測定値及び計算評価の何れも存在しない。そこで本研究ではポリエチレンラジエータの装着された反跳陽子型の固体飛跡検出器の応答関数を 250keV から 65MeV までの単色中性子標準場（東北大学 FNL 単色中性子場、東北大学 CYRIC 準単色中性子場、原研高崎 TIARA 準単色中性子場）を用いて測定した。また 100keV から 80MeV までの入射中性子がラジエータや検出素子内で反応して生成する荷電粒子の種類、エネルギー、反応位置、放出方向等から飛跡を形成する粒子を選別し、応答関数を計算するモンテカルロ計算コード SSNRES を開発し、計算結果を実験値と比較して精度検証を行った。

(3)ファントム内中性子束分布の評価

線量評価における人体模擬物質内での中性子束分布計算の精度検証を行うため、TIARA の 40 及び 65MeV 準単色中性子線源が、形状が単純で均質な 30cm 立方体のアクリル樹脂平板ファントムに入射した際の体系内における中性子束分布を、10MeV 以上の中性子に対する感度が大きい ^{238}U 小型核分裂計数管と、10MeV 以下の中性子に対する感度が大きい固体飛跡検出器を用いて測定した。解析計算では 15MeV 以上のエネルギー領域における中性子輸送計算に HETC-3STEP コード、それ以下のエネルギー領域での計算に MORSE-CG コードと JENDL-3.1 から作成した群定数を用い、体系内における中性子束分布及び反応率分布を算出した。また計算手法の比較のために、HETC と MORSE を 20MeV で接続計算した場合と、全てのエネルギー領域の中性子輸送を MORSE-CG コードのみで計算した場合についても中性子束分布及び反応率分布の計算を行い、結果を計算値及び実験値と比較した。

(4)ファントム内吸収線量分布の評価

線量評価における人体模擬物質内での吸収線量分布計算の精度検証を行うため、(3)と同様の実験条件で、ファントム内における吸収線量分布を人体組織等価型の比例計数管(TEPC)を用いて測定した。また 65MeV 中性子線源については、測定が容易で線量測定に広く用いられている人体組織等価型のガス電離箱(TEIC)を用いた吸収線量分布測定もを行い、実験値間の比較を行って測定値の精度を評価した。吸収線量分布の計算解析では、15MeV 以上の中性子に対しては HETC-3STEP コードにより反応で生成する2次荷電粒子の沈着エネルギー分布から吸収線量分布を算出し、15MeV 以下の中性子に対しては MORSE-CG コードで計算した中性子スペクトルと中性子 Kerma 係数から吸収線量分布を算出した。また比較のために 15MeV 以上を含む全てのエネルギーの中性子に対する吸収線量分布を中性子 Kerma 係数を用いた手法(中性子スペクトルは MORSE-CG コードで計算)により計算した。この2種類の計算手法による計算値間の比較及び実験値との比較を行うことで、吸収線量計算における精度検証及び中性子 Kerma 係数の適用性についての検討を行った。

(5)数 10MeV 領域における中性子線量当量評価

線量評価における人体模擬物質内での線量当量計算の精度検証を行うため、(4)の TEPC によ

る測定実験で得られたマイクロシメトリ量(吸収線量の微分量)に ICRU-40 の線質係数を用いて線量当量分布及び平均線質係数の実験値を求め、吸収線量分布計算に用いた HETC-3STEP/MORSE-CG コードシステムによる計算結果と比較した。この精度検証に用いた TEPC 測定量から線量当量実験値への換算手法、線量評価計算に用いた線質係数の導出に関する検討内容について詳細に述べる。また線量計算結果から中性子エネルギー領域による吸収線量、線量当量、平均線質係数への寄与の違い、荷電平衡の問題によるファントム表面での吸収線量及び線量当量への影響について検討し、この問題から数 10MeV 領域中性子における個人被ばく線量計を用いた線量評価に対する問題点を提起し、具体的な解決策について検討を行った。

2. 原研高崎 TIARA の準単色中性子場

2.1 TIARA 中性子場の概要

本研究の実験は主に原研高崎 TIARA の準単色中性子場において行った。準単色中性子発生装置が設置された TIARA サイクロトロン棟 LC コースの概略図を Fig. 2.1 に示す。AVF サイクロトロンにより加速された陽子を ${}^7\text{Li}$ ターゲットに入射することで ${}^7\text{Li}(p,n)$ 反応による準単色中性子を発生させる。本研究では 43MeV 及び 68MeV の陽子入射で発生する約 40MeV 及び 65MeV 付近にピークを持つ2種類の準単色中性子を実験に用いた。 ${}^7\text{Li}$ ターゲット(99.99% ${}^7\text{Li}$)厚は入射陽子が約 2MeV のエネルギー損失をする厚さで、陽子エネルギー43MeV 及び 68MeV に対してそれぞれ 3.6mm 及び 5.2mm である。生成した中性子はサイクロトロン本体室と照射室である第3軽イオン室との間の壁内に設けられた直径 10.9cm, 長さ 220cm の鉄コリメータを通過した後、遮蔽実験用の供試体を乗せる移動台車 (movable stand) 上に設置した直径 10.9cm, 長さ 40~80cm の追加の鉄コリメータを通過して第3軽イオン室内に入射する。一方で ${}^7\text{Li}$ ターゲットを通過した陽子ビームはクリアリングマグネットによりファラデーカップに導かれる。

第3軽イオン室に入射する中性子源スペクトルは直径 12.7cm, 長さ 12.7cm の BC501A 有機液体シンチレーションカウンタを用いた飛行時間法(TOF 法)により測定²⁻¹⁾されている(Fig. 2.2)。Fig. 2.2 から 43 及び 68MeV 陽子により、約 40 及び 65MeV にピークを持つ準単色中性子が得られていることがわかる。これらのピーク半値幅はそれぞれ 2.16 及び 2.43MeV である。液体シンチレーションカウンタを用いた飛行時間法による測定では、検出効率やビームパルスの間引き等の制約から 数 10MeV 領域での測定に用いた測定機器で 6~7MeV 以下の低エネルギー領域スペクトルを精度良く測定することができない。そのため、6~7MeV 以上のエネルギー領域の測定値のみが示されている。

線源の中性子束絶対値については、反跳陽子カウンターテレスコープ(PRT: Proton Recoil counter Telescope)を用いて準単色中性子源におけるピーク領域の中性子束絶対値が測定²⁻²⁾されている。中性子束の測定に関しては上記の飛行時間法による測定結果よりも精度が高い²⁻¹⁾ことから、中性子線源エネルギースペクトルのピーク部分の積分値を PRT による中性子束測定結果を用いて規格化したものを中性子線源スペクトルの絶対値とした。

実験中の入射中性子束モニタとしては、

1. ファラデーカップにおけるビーム電流の積算値
2. ${}^{238}\text{U}$ 核分裂計数管 (Fig. 2.1 における monitor 1)
3. ${}^{232}\text{Th}$ 核分裂計数管 (Fig. 2.1 における monitor 2)

の3種類のモニターを用いており、PRT によるピーク領域の中性子束絶対値測定実験によってこれらのモニタを値付けすることで測定中の照射量を決定している。本研究における中性子照射量の算出は主に 1. のビーム電流積算値を用いて行った。しかしながら加速器の状態によりファラデーカップへの入射ビーム到達率が著しく変動している場合や、次節に用いている ${}^3\text{He}$ 比例計数管による測定の様に入射陽子ビームが数 nA と極めて少なく、暗電流の影響によりビーム電流積算値の測定精度が悪化する場合などにおいては2種類の核分裂計数管によってビーム電流積算値に換算し、測定中の照射量を決定した。

2.2 低エネルギー領域における中性子線源スペクトルの測定

2.2.1 概要

TIARA の準単色中性子場ではこれまでに鉄、コンクリート及びポリエチレン遮蔽体透過スペクトル測定実験^{2-3, 2-4, 2-5)}や放射化検出器による断面積測定実験²⁻⁶⁾等が実施されており、これらの実験における中性子線源スペクトルとしては前節で述べた TOF 法による測定結果(7MeV 以下については 1/MeV で外挿したもの)が用いられている。これらの測定では高エネルギー領域中性子にのみ感度を有するか、あるいは高エネルギー領域中性子の寄与のみを取り出して測定することが可能な検出器を用いた測定であり、10MeV 以下の中性子線源スペクトルの精度はほとんど問題とならなかった。しかし本研究において線量当量計算に用いる平均線質係数は 10MeV 以下の中性子に対して値が大きいことから、低エネルギー中性子の影響を無視できない。第4章のファントム内中性子束分布評価において 10MeV 以下の中性子に対して感度の高い固体飛跡検出器を用いた測定を行っており、この様な測定を行うには中性子場における線源の低エネルギー領域スペクトルを精度良く評価することが必要である。前節で述べたように、数 10MeV 領域における中性子線源測定に用いた検出器では 6, 7MeV 以下の低エネルギー領域を精度良く測定することは困難であり、これまで測定がなされていなかった。本研究では広範なエネルギー領域の中性子スペクトルを測定できる球形の多減速材付きスペクトロメータを用いて 10MeV 以下の低エネルギー領域における中性子線源スペクトルの測定を行った。

2.2.2 測定実験

測定に用いた球形多減速材付きスペクトロメータ(ボナー検出器)は球形の ^3He 比例計数管と厚さの異なる4種類(1.5cm, 3.0cm, 5.0cm 及び 9.0cm)の高密度ポリエチレン減速材(密度 0.928 g/cm³)の組み合わせで構成されている(Fig. 2.3)。この比例計数管(米 LND 社製)は外径 5.08cm, 厚さ 0.0508cm のステンレス製球壁に 10atm(22°C)の ^3He ガスが封入されたもので、熱中性子に対して大きな断面積を持つ $^3\text{He}(n,p)^3\text{T}$ 反応によって生成する陽子及び3重陽子が充填ガスを電離することで中性子を検出する。ポリエチレン減速材の厚さを変えた測定を行うことで、広範なエネルギー領域中性子の測定を可能としている。

測定に用いた回路を Fig. 2.4 に示す。計数管からの出力パルスはプリアンプ及びメインアンプにより増幅、波形整形され、ADC を介して MCA により波高分布を収集した。収集された波高分布にはガンマ線による低い波高の領域も含まれており、ここではガンマ線との弁別位置より高い波高の $^3\text{He}(n,p)^3\text{T}$ 反応及び 1.02MeV 以上の中性子の弾性散乱による ^3He の反跳による波高領域のみを積分した。

TIARA 単色場における中性子線源スペクトル測定実験においては、ボナー検出器のうち最も大きい減速材(直径 23cm)がビーム照射野に収まることと室内壁からの散乱線の影響をできる限り少なくすることを考慮し、第3軽イオン室のほぼ中央付近、Li ターゲットからビーム軸上 1190cm の位置に検出器を設置した。またボナー検出器は方向依存性がないことから、測定位置における室内壁などからの散乱線の評価(測定)を行う必要がある。数 MeV 以下の低エネルギー中性子測定において一般的に用いられ

ているシャドーコーンを用いた散乱線の測定方法を中高エネルギー中性子入射実験に適用した場合、シャドーコーン自身が散乱体となることから散乱線の正確な評価ができないことが予想される。そこで本研究ではビーム軸上での測定位置にできるだけ近く、かつ最大の減速材においても直接線の照射を受けない、測定位置からビーム方向に対して鉛直方向に約 50cm ずらしたオフビーム位置での測定を行い、この位置における散乱線がビーム軸上の散乱線と同じであるとして、これをビーム軸上における散乱線と評価した。線源からの直接線のみによるカウント(ビーム軸上での測定値からオフビーム位置での測定値を差し引いたもの)及び室内散乱を含む中性子によるカウント(ビーム軸上での測定値)を Table 2.1 にまとめる。

2.2.3 測定データ解析

実験に用いたボナー検出器の応答特性については、上叢、石川らにより既に評価^{2-7, 2-8)}されており、本研究ではこの評価値を用いた(Fig. 2.5)。この応答特性から、10MeV 以上の高エネルギー領域においては各々の減速材による応答特性の傾向が類似しており、10MeV 以上の中性子スペクトルをボナー検出器実験値から精度良く求めることは極めて困難であることがわかる。そこで本研究では、飛行時間法による既知のスペクトルを用いて 10MeV 以上の中性子の寄与を実験値から差し引き、残りのカウント値のみをアンフォールディングすることにより 10MeV 以下の低エネルギー領域のみの中性子スペクトルを求めた。なお、差し引き計算に用いたボナー検出器位置における線源強度には、PRT による線源強度測定位置からボナー検出器位置までの距離の2乗則補正及び空気を透過することによる減衰を考慮した値を用いた。

アンフォールディング法にはいくつかのコードが存在するが、本研究では最も広く使われている SAND-II コード²⁻⁹⁾を用いた。このコードは繰り返し計算を行うことで与えられた初期スペクトルに最も近い解に収束させていく計算を行う。そのため一般的にアンフォールディング法による中性子スペクトル導出は、与える初期スペクトル(Guess Spectrum)に対する依存性があるといわれている。初期スペクトルに対する依存性を緩和するため、ここでは初期スペクトルとして減速型スペクトル(1/E スペクトル)及び 10MeV 以上の既知スペクトルから外挿したスペクトル(1/MeV スペクトル)の2種類を用意し、各々の初期スペクトルをアンフォールディングすることで得られる結果を比較した(Fig. 2.6)。その結果 40MeV, 65MeV の何れのエネルギーにおいても初期スペクトルの違いによる結果の差は小さいことが判った。そこで初期スペクトルの違う2つの結果を相乗平均したスペクトルを作成し、これを初期スペクトルとして2度目のアンフォールディングを行って最終的な結果とした。得られたスペクトルを Fig. 2.7 に示す。得られたスペクトルは 10MeV での TOF による測定値から外挿したスペクトルと比較して全体的に大きく、特に 100keV 以下の領域では顕著である。TIARA 中性子場のコリメータ形状は上流側と下流側のコリメータ径が同じであることから、円錐型のコリメータ形状の場合と比較してコリメータ内における散乱が多く、この領域の中性子も線源からの直接線がコリメータ内で散乱されることによって生成されたものと推定される。また室内散乱線を含む中性子スペクトルを直接線のみとのスペクトルと比較した結果、室内散乱線の寄与はそのほとんどが 1keV 以下の領域で、また絶対値も小さいことから、このエネルギー領域のスペクトルが重要となる検出器を用いた場合を除けば室内散乱線の寄与は比較的小さいことが判った。

ここで得られたスペクトルをボナー検出器による測定実験で得られた 10MeV 以下の領域の中性子線

源スペクトルとし、次節の評価計算における線源計算の初期条件とした。

2.3 各実験条件における中性子線源スペクトルの評価計算

2.3.1 スペクトル計算

前節で実験的に求められた中性子源スペクトルは、ボナー検出器位置における中性子源スペクトルの測定値であり、3章以降の実験体系における中性子源スペクトルについて連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-4B²⁻¹⁰⁾(以下、MCNP と略す)を用いた計算により評価した。次章以降の各測定における実験体系には ⁷Li ターゲットからの距離、台車上に設置した追加コリメータの厚さ、追加コリメータ出口に設置するビームストップ(3mm 厚の銅板)の有無、に違いがある(Table 2.2)ことから、MCNP コードを用いて実験体系の違いを考慮した線源スペクトルを計算した。Fig.2.8 に線源スペクトル計算に用いた体系を示す。体系はサイクロロン室と第3軽イオン室の壁にあるコリメータ及びロータリーシャッターの構造・材質やステンレス製の真空窓などについて3次元のモデル化を行っており、線源で発生した中性子を壁内コリメータの入口に向けて入射し、コリメータ、ロータリーシャッター、真空窓等による透過及び散乱を計算し、各実験における測定点での中性子線源スペクトルを得た。MCNP 計算に用いる断面積として 150MeV までのエネルギー領域の 16 核種について格納されている LA150 断面積ライブラリ²⁻¹¹⁾を NJOY94.105²⁻¹²⁾にて処理したものをを用いた。

計算の手順について、まず前節で求めたボナー検出器測定位置(⁷Li ターゲットから 1190cm 位置)におけるスペクトル測定値を⁷Li ターゲット位置でのスペクトルと仮定し、MCNP コードによる輸送計算を行ってボナー検出器位置でのスペクトル計算結果を得た(Fig. 2.9)。Fig. 2.9 において、計算結果は線源(ボナー検出器による測定値)におけるピーク中性子束で規格化されている。得られた計算結果を線源と仮定したボナー検出器によるスペクトルと比較したところ、10MeV 以上では数%以内で一致したが 10MeV 以下では小さい。これは 10MeV 以下の中性子(直接線あるいは線源中性子がコリメータで散乱されたもの)がボナー検出器位置までの空気を透過する際に減衰したことによると推定される。そこで 10MeV 以下の領域におけるこれらのスペクトルの差について多項式適合を用いた平滑化処理²⁻¹³⁾を行い、これをボナー検出器によるスペクトルに上乘せしたものを新しいターゲット位置でのスペクトルとして、再度 MCNP コードでボナー検出器位置でのスペクトルを計算した。ピーク中性子束で規格化した結果を Fig. 2.9 に示す。計算結果はボナー検出器による測定値を 10keV 以上の領域で 10%以内、それ以下の領域においても概ね統計誤差の範囲内で再現できたことから、この⁷Li ターゲット位置での線源スペクトルを用いて次章以降の各実験体系における中性子スペクトルを計算し、各々の実験解析における線源スペクトル評価値とした。

2.3.2 結果及び考察

MCNP コードによる計算で得られた実験条件毎のスペクトルを Fig.2.10 に示す。またこのスペクトルについて、ピーク、中間及び低エネルギー領域での中性子束の割合を Table 2.3 にまとめる。ピーク領域の中性子数は 40 及び 65MeV 線源に対し、それぞれ全体の 36-37%及び 34-36%であった。また

10MeV 以下の低エネルギー領域の割合は 40MeV 線源では 26-28%, 65MeV 線源では 13-17%であった。65MeV 線源の場合と比較して, 40MeV 線源では 10MeV 以下の領域の割合が大きいことがわかる。また3ケースの計算条件のうち, 40cm コリメータ直後でのピーク, 連続及び低エネルギー領域の割合は他の2ケースと比較して最大で 4%程度の差が見られるが, 残りの2ケース間の差は 0.5%以下で, ほぼ同じであることが判った。

ここで得られた 10MeV 以下の低エネルギー領域の全体に対する割合を, 従来の遮蔽実験解析等に用いられてきた TOF スペクトル測定値から低エネルギー領域を外挿したスペクトルにおける 10MeV 以下の割合(40MeV 線源に対して 20%, 65MeV 線源に対して 9%)と比較すると, 3割~2倍程度大きい。この結果は, 従来の TOF スペクトル測定値から低エネルギー領域を外挿したスペクトルでは 10MeV 以下に対する感度の大きい検出器を用いた実験解析を正確に行えないことを示している。

2.4 まとめ

TIARA の準単色中性子場における中性子線源スペクトルについて, これまで測定されていなかった 10MeV 以下の低エネルギー領域線源スペクトルをボナー検出器を用いて測定し, この結果から, 線源からの距離, 台車上ビームコリメータ厚さ, ビームストップの有無など条件の異なる次章以降の各実験体系における低エネルギー領域を含む線源スペクトルを MCNP4B コードにより評価した。得られた各実験体系における線源スペクトルは, これまで TOF スペクトル測定値を 1/MeV で外挿した低エネルギー領域スペクトル推定値と比較して数 MeV 以下の領域で明らかに大きいことが判った。TIARA 中性子場のコリメータ径は上流から下流まで同じ大きさであることからコリメータ内における中性子の散乱が多く, このことが低エネルギー中性子が多い要因の1つと考えられる。数 10MeV 領域における単色中性子線源において, 低エネルギー中性子の生成の抑制は極めて重要であり, たとえば散乱の少ない円錐型のコリメータを採用するなど, 設計の段階において低エネルギー中性子の生成に対する十分な検討を行う必要があることを明らかにした。

本章で評価された線源スペクトルは次章以降の実験解析計算における中性子線源エネルギースペクトルとして用いた。またこれらの結果は, 今後 TIARA 準単色場において低エネルギー中性子にも感度を有する検出器及び線量計を用いた実験を行う際の解析計算における線源スペクトルとして有益なデータとなる。

Table 2.1 ボナー検出器による測定値

減速材厚さ (mm)	40 MeV準単色中性子		65 MeV準単色中性子	
	直達線のみ (Counts/ μ C)	室内散乱線を含む (Counts/ μ C)	直達線のみ (Counts/ μ C)	室内散乱線を含む (Counts/ μ C)
90	22806.	22854.	22249.	22320.
50	12158.	12216.	11909.	11989.
30	4862.1	4906.2	4722.4	4801.6
15	1009.2	1033.3	1182.1	1238.5
無し	150.29	170.26	240.37	284.85

Table 2.2 各測定における実験条件

	Liターゲットから の距離	追加コリメータ 厚さ	コリメータからの 距離	ビームストップ
固体飛跡検出器 応答特性測定	442cm	40cm	0cm	無し
ファントム内中性 子束分布測定	472cm	40cm	30cm	無し
ファントム内線量 分布測定	558cm	80cm	68cm	銅(3mm _t)

Table 2.3 中性子線源スペクトルにおけるピーク, 中間及び低エネルギー領域での中性子束

線源	線源条件	Region	Flux (n cm ⁻²)	Ratio
43 MeV p-Li	ターゲットから442 cm	Peak (35-45MeV)	6.465E-04*	0.357
	(40cmコリメータ直後)	Continuum (10-35MeV)	6.456E-04	0.357
	銅板無し	Low (thermal-10MeV)	5.186E-04	0.286
	ターゲットから472 cm	Peak (35-45MeV)	5.360E-04	0.370
	(40cmコリメータ後方30cm)	Continuum (10-35MeV)	5.331E-04	0.369
	銅板無し	Low (thermal-10MeV)	3.778E-04	0.261
	ターゲットから558 cm	Peak (35-45MeV)	3.539E-04	0.370
	(80cmコリメータ後方68cm)	Continuum (10-35MeV)	3.571E-04	0.373
	銅板あり	Low (thermal-10MeV)	2.458E-04	0.257
68 MeV p-Li	ターゲットから442 cm	Peak (60-70MeV)	6.418E-04	0.340
	(40cmコリメータ直後)	Continuum (10-60MeV)	9.203E-04	0.488
	銅板無し	Low (thermal-10MeV)	3.234E-04	0.172
	ターゲットから472 cm	Peak (60-70MeV)	5.354E-04	0.360
	(40cmコリメータ後方30cm)	Continuum (10-60MeV)	7.540E-04	0.506
	銅板無し	Low (thermal-10MeV)	1.999E-04	0.134
	ターゲットから558 cm	Peak (60-70MeV)	3.516E-04	0.359
	(80cmコリメータ後方68cm)	Continuum (10-60MeV)	5.001E-04	0.511
	銅板あり	Low (thermal-10MeV)	1.273E-04	0.130

* Read as 6.465 x 10⁻⁴

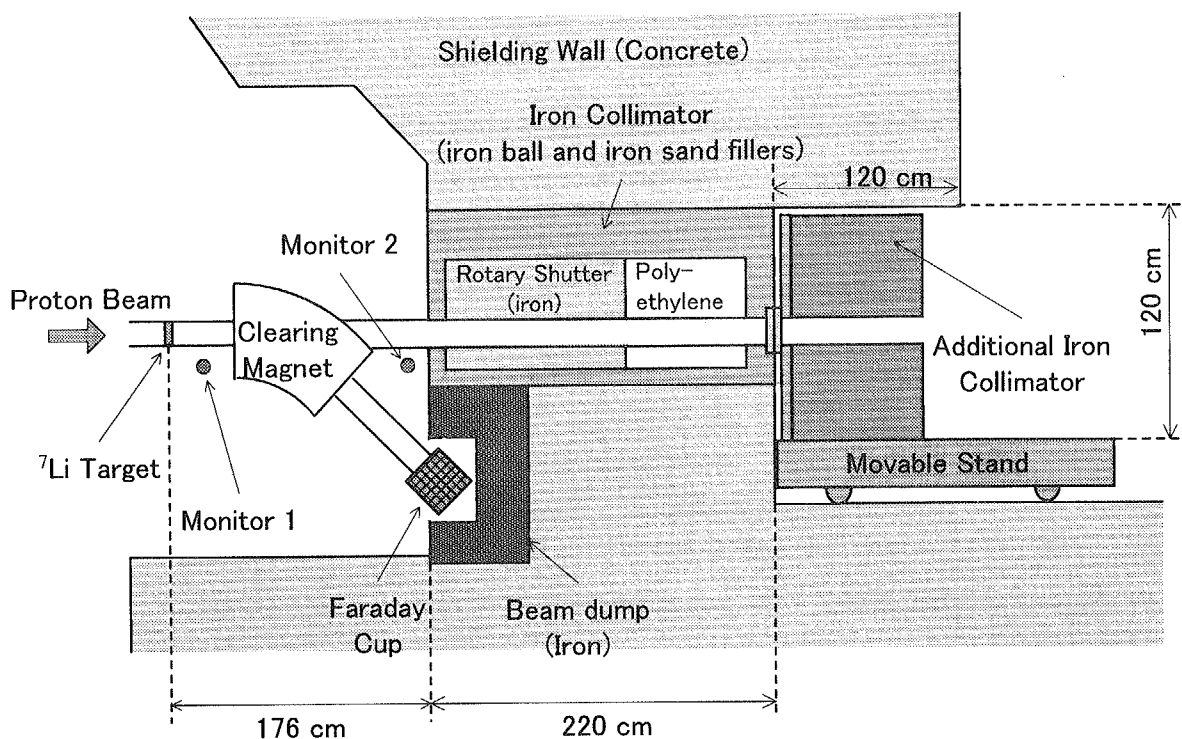


Fig. 2.1 TIARA サイクロロン棟 LC コースに設置された準単色中性子場

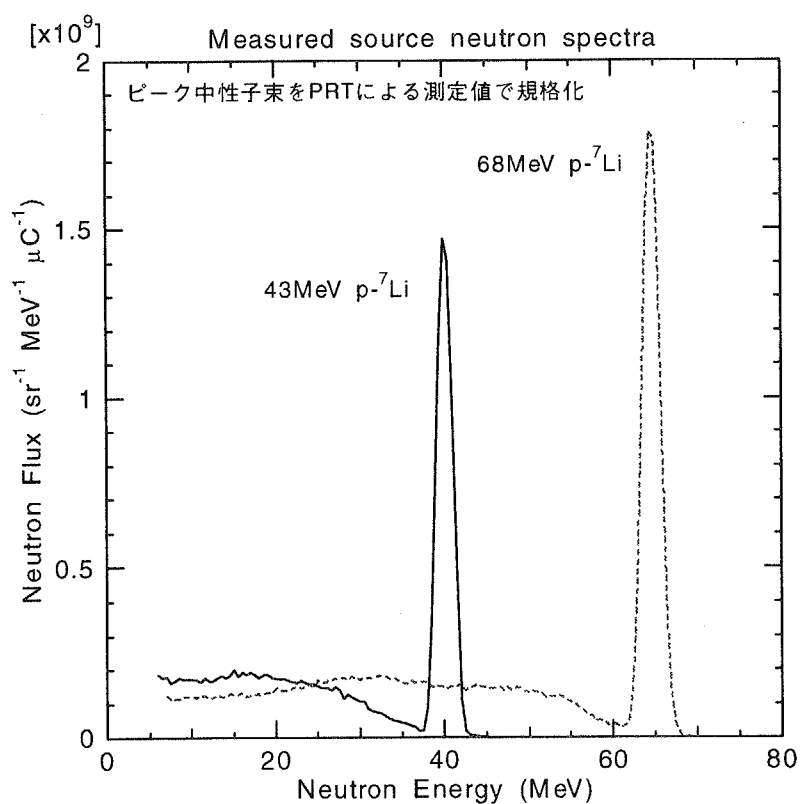


Fig. 2.2 TIARA 40 及び 65MeV 準単色中性子源のエネルギースペクトル²⁻¹⁾

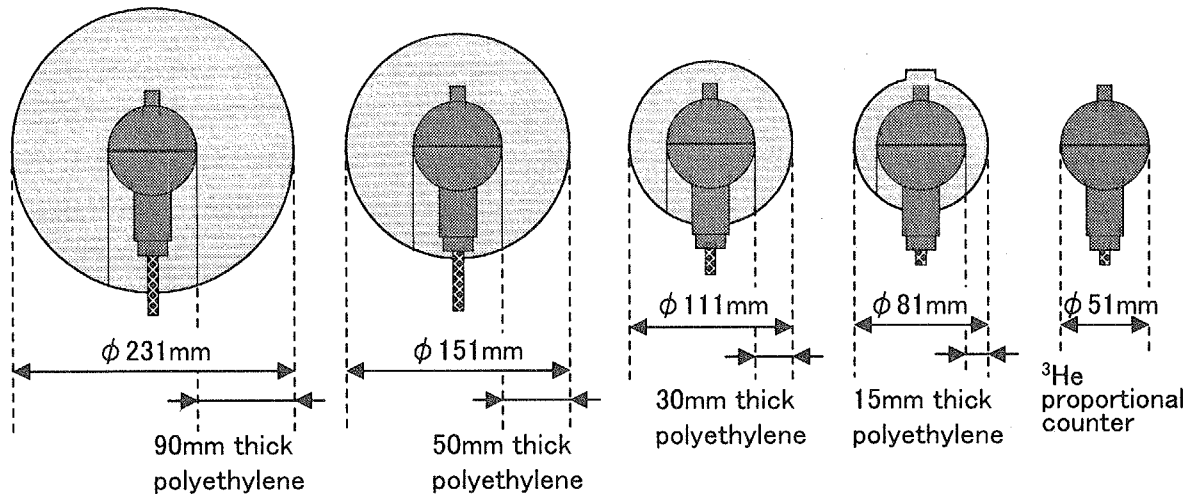


Fig. 2.3 球形多減速材付きスペクトロメータの構成

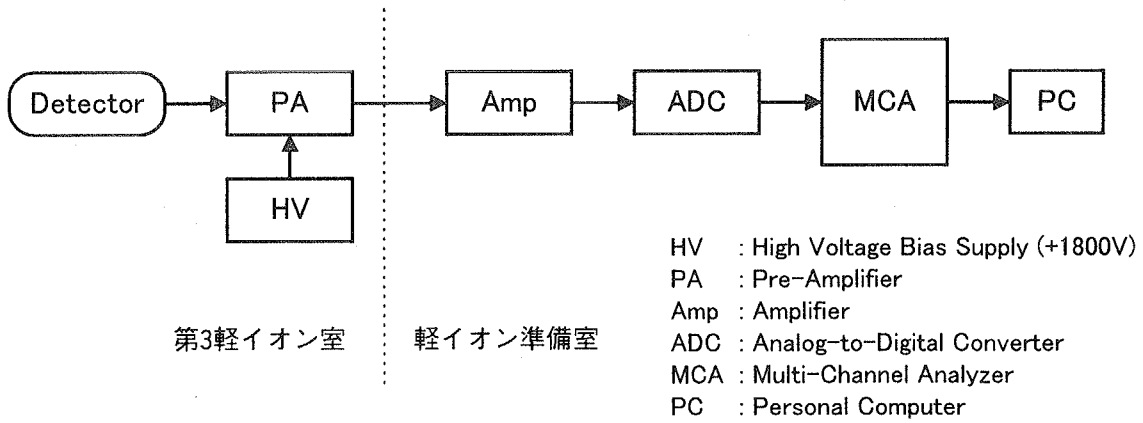


Fig. 2.4 球形多減速材付きスペクトロメータの測定回路

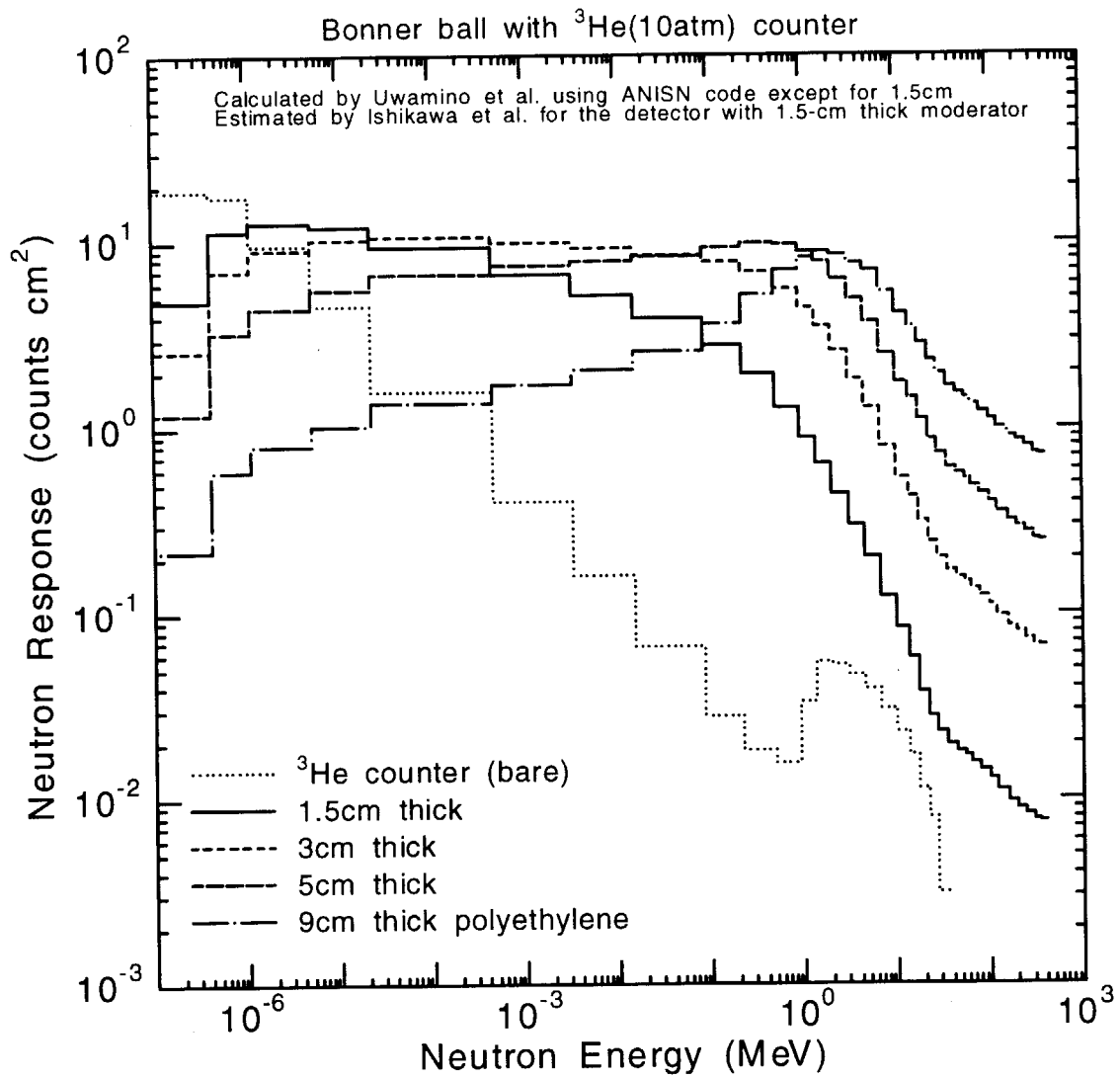
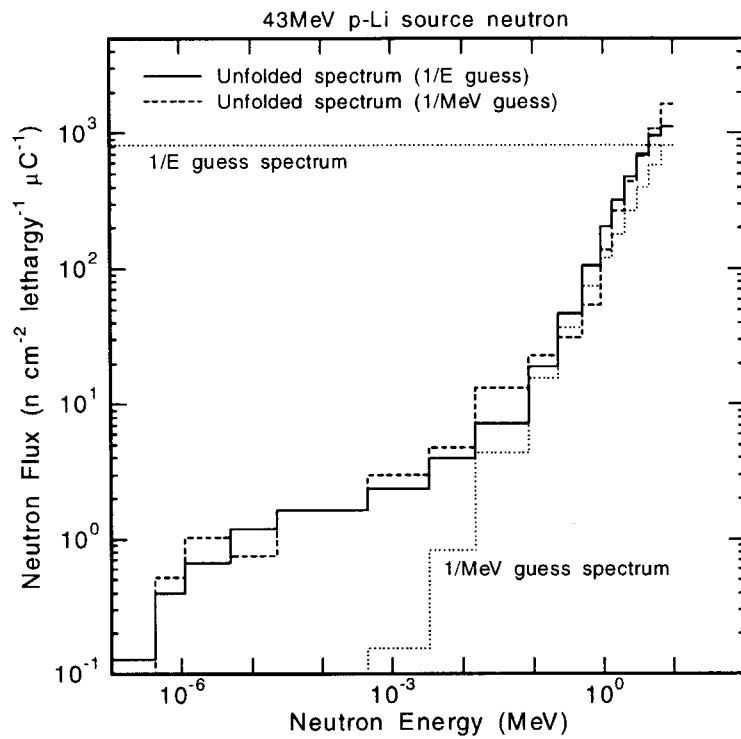
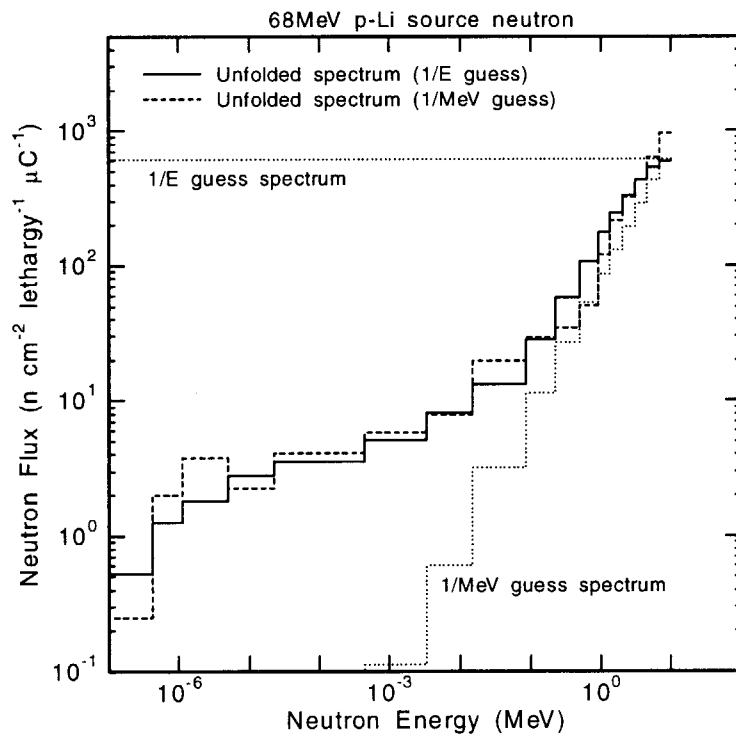


Fig. 2.5 球形多減速材付きスペクトロメータの応答特性^{2-7, 2-8)}

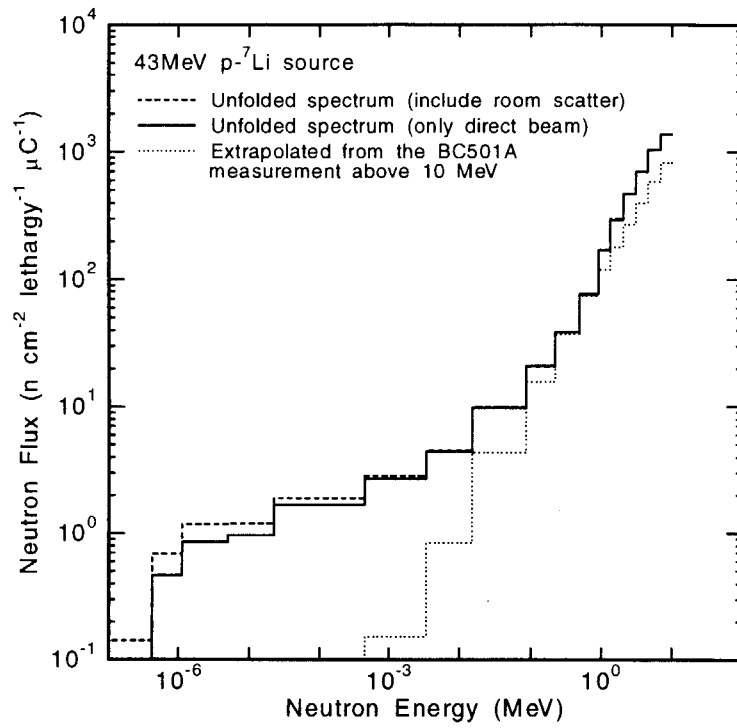


(a) 40 MeV 準単色中性子線源

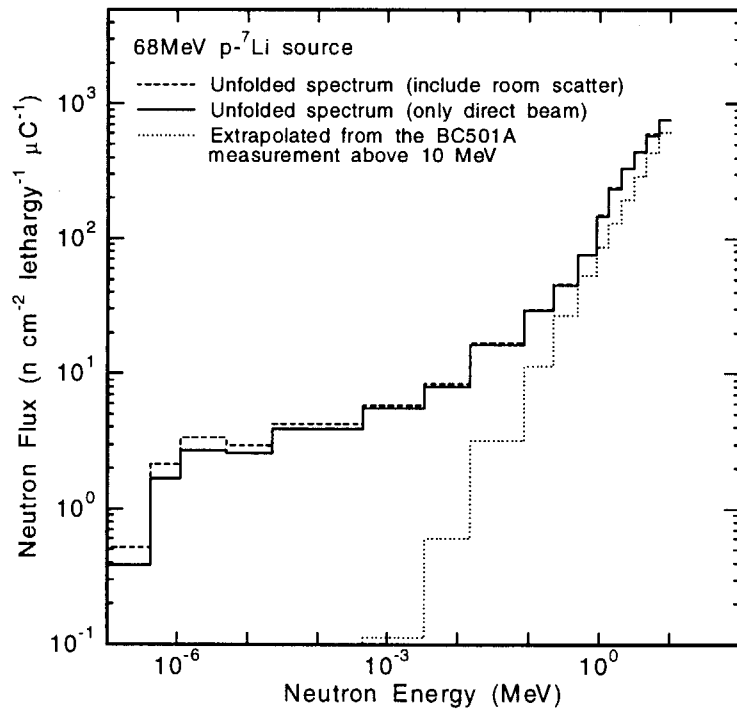


(b) 65 MeV 準単色中性子線源

Fig. 2.6 初期スペクトルの違いによるアンフォールディング結果の差



(a) 40 MeV 準単色中性子線源



(b) 65 MeV 準単色中性子線源

Fig. 2.7 アンフォールディングにより最終的に得られた 10MeV 以下の領域の中性子線源スペクトル

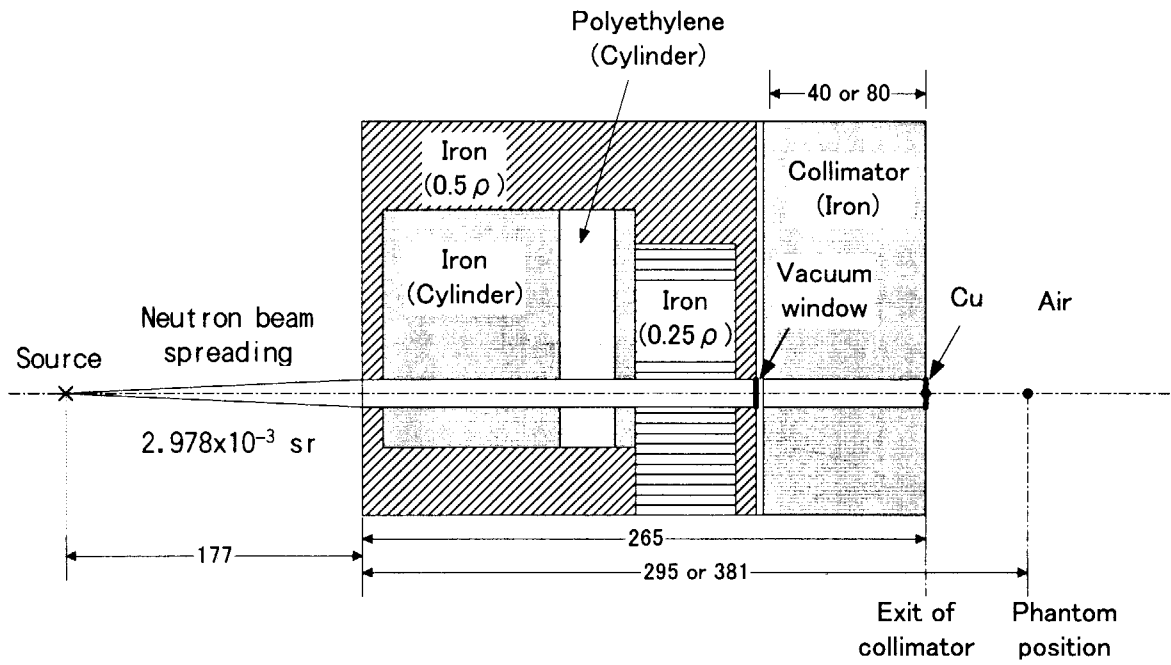
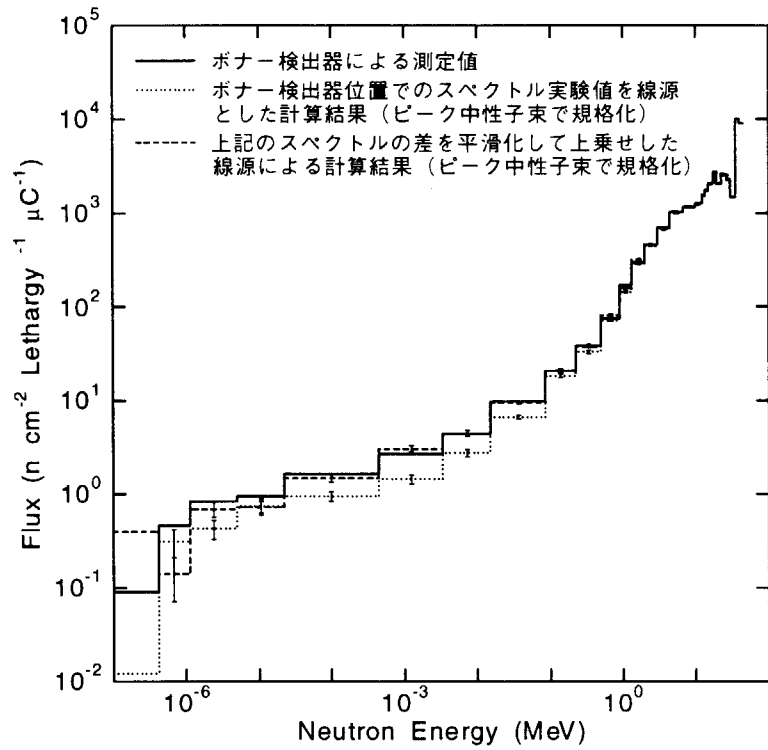
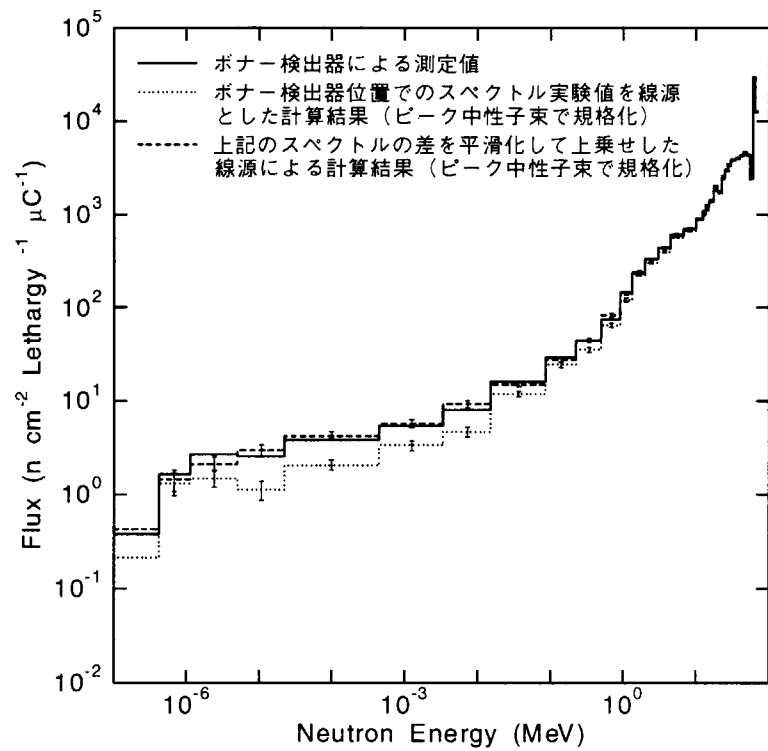


Fig. 2.8 MCNP-4B による線源スペクトル計算体系

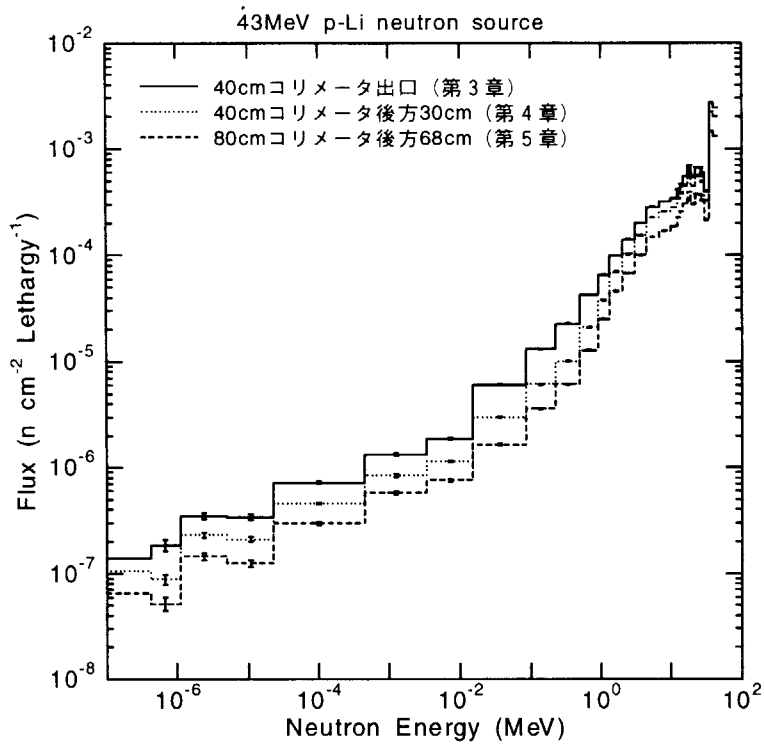


(a) 40 MeV 準単色中性子線源

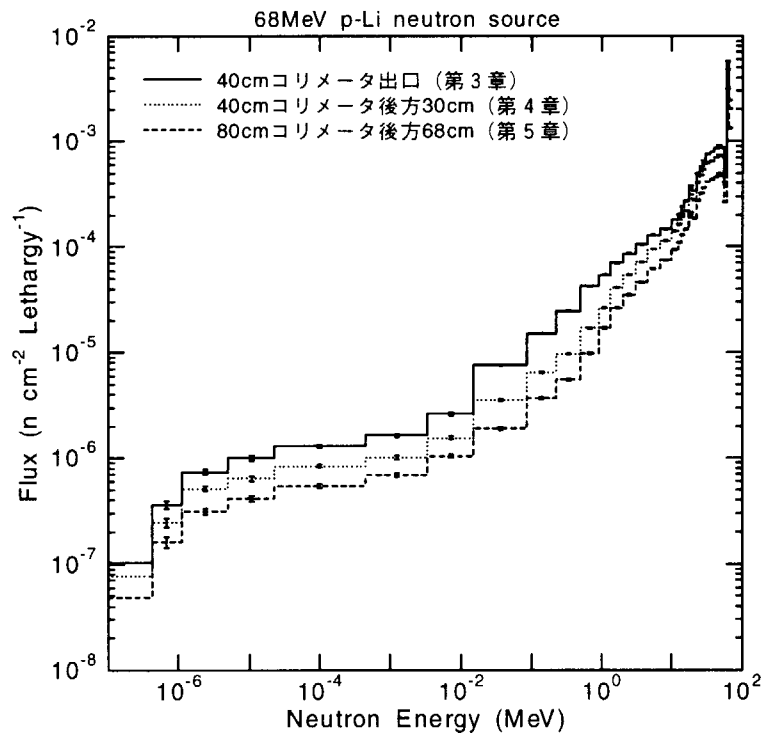


(b) 65 MeV 準単色中性子線源

Fig. 2.9 ボナー検出器によるスペクトル測定値及び MCNP によるスペクトル計算結果



(a) 40 MeV 準単色中性子線源



(b) 65 MeV 準単色中性子線源

Fig. 2.10 各実験体系における中性子線源スペクトル評価値

3. 固体飛跡検出器の応答特性評価

3.1 検出器概要

固体飛跡検出器は、プラスチックの板などを検出器として用いたもので、その測定原理は検出器に粒子が入射した際にその経路に沿って損傷ができ、これを NaOH や KOH 等の化学溶液を用いてエッチングすることで固体内の損傷を拡大して飛跡(エッチピット)とし、400 倍程度の光学顕微鏡により単位面積当たりの飛跡数を計数することで入射粒子数を求めるものである。特徴として、検出器自身が小型・軽量で、回路系も不要なため、個人被ばく測定器、宇宙船に搭載する放射線検出器としての利用に適しており、小型体系内における粒子束分布測定にも有効な手段である。また、検出器の性質上、ガンマ線に不感であることも大きな特徴である。この検出器で中性子を測定する場合は、検出器の前面にコンバータ物質を密着させ、入射中性子がこの物質と反応して生成する2次粒子を検出器で計測する。100keV 前後から 14MeV 付近までのエネルギー領域における中性子に対しては、ポリエチレンなど含水素物質のラジエータを装着した反跳陽子型の固体飛跡検出器が広く用いられている。このエネルギー領域の中性子に対する検出器の応答については、これまでも多くの研究がなされているが、検出器やラジエータの材質、エッチング条件、エッチピット計数方法など様々な条件の違いにより応答関数が異なるため、おのおのの使用条件下における応答特性を測定する必要がある。また、これよりも高いエネルギー領域の中性子に対する応答特性については、20MeV 以上のエネルギー領域の単色中性子場が限られていたこともあり、これまで応答関数測定実験及び計算コードによる評価は行われていない。本研究において次章で述べる数 10MeV 領域中性子がファントム体系内に入射した際の固体飛跡検出器による反応率分布測定実験を解析するには、100keV～数 10MeV までの広範なエネルギー領域に対する検出器応答関数の導出が不可欠である。

そこで実験に必要な応答関数を得るため、ポリエチレンラジエータの装着された反跳陽子型固体飛跡検出器の応答関数を、250keV～65MeV の広域なエネルギー範囲の単色中性子標準場(東北大学 FNL 単色中性子場、東北大学 CYRIC 準単色中性子場、原研高崎 TIARA 準単色中性子場)を用いて測定した。また測定データ間の応答特性を評価するため、入射中性子がラジエータあるいは検出素子内で反応して生成する荷電粒子の種類、エネルギー、反応場所、放出方向等から飛跡を形成する粒子を選別し、応答関数を計算するモンテカルロコードシステム SSNRES を開発し、計算結果と比較した。

3.2 固体飛跡検出器応答関数の測定

3.2.1 検出器の概要

実験に用いた固体飛跡検出器は長瀬ランダウア社製のニュートラックバッチ C 型である(Fig. 3.1)。この検出器は断面積 5 x 10mm, 厚さ 1mm の三井東圧化学製 MR-3 プラスチック(密度 1.32 g/cm³)を用いた検出素子の前面に、同じ面積、厚さの高密度ポリエチレンラジエータ(密度 1.00g/cm³)が装着されたものである。また検出素子とラジエータを密着させるため、全体をポリエチレン製(厚さ約 0.4mm)の

チューブで覆う構造となっている。

3.2.2 100keV～20MeV 領域中性子による応答関数測定実験

固体飛跡検出器の 100keV～20MeV 領域中性子に対する応答関数を測定するため、東北大学 FNL 単色中性子場において照射を行った。Fig. 3.2 に FNL 施設における実験体系を示す。FNL では 4.5MV ダイナミロン加速器からの陽子、重陽子ビームを重水素、3重水素、 ${}^7\text{Li}$ 等のターゲットに照射することにより、8keV～20MeV の単色中性子を発生することができる。本研究の測定に用いた単色中性子源のエネルギーは 250keV, 550keV, 1.0MeV, 5.0MeV, 15.0MeV の5種類で、各々の加速粒子やターゲット物質、応答関数測定実験における照射時の線源からの距離、照射量等について Table 3.1 にまとめた。なお、この中性子場の詳細については、馬場、高田らによる論文^{3-1, 3-2)}に記述されている。

各々の線源における中性子照射量を決定するため、照射実験の前に ${}^{235}\text{U}$ 核分裂計数管を用いた絶対値測定実験が行われている。この実験では、ターゲットから 8～10cm のビーム軸上に設置した核分裂計数管の計数率から中性子束絶対値が得られ、この値を用いてターゲットから約 1.5m、ビーム進行方向から 45～60° の位置に設置した相対モニタである Proton-recoil Proportional Counter(PRC) を値付けしている。実際に固体飛跡検出器を照射する際には PRC のモニタ値を用いて照射中性子の絶対値を決定した。

3.2.3 22 及び 33MeV 準単色中性子による応答関数測定実験

東北大学 CYRIC の 22 及び 33MeV 準単色中性子を用いて固体飛跡検出器の応答関数を測定した。Fig. 3.3 に CYRIC における実験体系を示す。サイクロトロンにより 25 及び 35MeV に加速された陽子が第5ターゲット室に設置された 2mm 厚の Li ターゲットに入射され、23 及び 33MeV 付近にピークを持つ準単色中性子が生成される。生成した中性子は2段のコリメータを経て、陽子の入射ビームから 10 度傾いた TOF 室へと導かれる。またターゲットを通過した陽子は、陽子の進行方向に置かれた Al 製のファラデーカップで止められる。TOF 室における中性子スペクトルは BC501A 有機液体シンチレータを用いた TOF 法により測定されている³⁻³⁾。Fig. 3.4 に照射室における線源スペクトル測定値を示す。この測定では TIARA での TOF によるスペクトル測定と同様に、検出器の測定限界から 3MeV 以上のエネルギー領域のスペクトルしか測定されていない。しかし 3MeV 以下の線源スペクトルについて、33MeV 中性子源については石川らによってボナー検出器を用いた測定³⁻⁴⁾がなされている。この結果から CYRIC の 33MeV 中性子線源スペクトルの低エネルギー成分は測定下限から 1/MeV スペクトルと仮定して外挿した結果とほぼ同じであることが確認されている。22MeV 線源においては測定データがないものの、MCNP-4A コードを用いた低エネルギースペクトルの評価計算³⁻²⁾から、33MeV 線源と同様に測定下限から外挿したスペクトルとほぼ同じであるものと推定される。これは第5ターゲット室と TOF 室の間に間隔のあいた2段のコリメータがあることや、TOF 室におけるビーム進行方向の奥行きが 45m と長いことで後方からの室内散乱の影響が無視できること等から、測定位置における散乱線の影響が少ないためと思われる。CYRIC の線源は原研高崎 TIARA と同じ p-Li による準単色中性子線源であるが、

散乱線の寄与が少ないために線源スペクトルにおける低エネルギー成分の持ち上がりが TIARA と比較して少ない。

中性子束絶対強度は PRT, Li ターゲット放射化法, BC501A シンチレーションカウンタによる TOF 法により測定されており³⁻²⁾, 実際の照射に際しては絶対強度測定実験により値付けされた NE213 液体シンチレーションカウンタ及び ²³²Th 核分裂計数管を相対モニタとして用いることで照射量を決定した。

3.2.4 40 及び 65MeV 準単色中性子による応答関数測定実験

40 及び 65MeV 準単色中性子に対する検出器応答関数を TIARA 準単色中性子場にて測定した。TIARA の中性子場については前章で詳細に述べたので, ここでは省略する。検出器は 40cm 厚さの追加コリメータの出口, Li ターゲットからの距離にして 442cm の位置に設置して応答関数を測定した。

3.2.5 エッチング条件及び飛跡の計数

照射後の検出器のエッチングは, 素子の製造元である長瀬ランダウア社において行った。溶液は 5 規定の NaOH 溶液で, 恒温槽により 70°C に保たれている。ここで 15.5 時間のエッチングが行われた。この処理によって溶解する素子の厚さ(bulk etch layer)を実測したところ, 12 μ m であった。また, エッチング処理された素子は, 400 倍の光学顕微鏡を用いて肉眼により飛跡を計数した。

3.3 応答関数計算モンテカルロコード SSNRES の開発

3.3.1 計算コード概要

本研究で開発した固体飛跡検出器応答関数計算コード SSNRES は, 検出素子の前面にポリエチレン製のラジエータを装着した反跳陽子型固体飛跡検出器の中性子に対する応答関数を計算するコードである。計算可能な体系は検出素子及びラジエータの2領域で構成される円柱形状で, 入射中性子のエネルギーは 100keV~80MeV である。計算体系を Fig. 3.5 に示す。入射中性子は検出器ラジエータ表面に対して垂直かつ一様に入射される。検出素子の前面にはエッチングによって溶解される領域(Bulk etch layer)を設定しており, 入射中性子と反応して生成した荷電粒子がこの領域を通過した際に付与するエネルギーの大きさや入射角度等から検出可能なエッチピットを選別・計数し, 応答関数を導出する。

本コードにおける計算手順は, 大きく次の3段階に分けられる。

- 1) 入射中性子が検出器内の原子と反応して生成する荷電粒子の計算
- 2) 荷電粒子の素子及びラジエータ内での飛程の計算
- 3) 検出可能なエッチピットの計算

以下, 各ステップ毎に詳細を説明する。

3.3.2 検出器内で生成する荷電粒子の計算

入射中性子が検出器体系内の原子と反応して荷電粒子を生成する過程の計算について、本コードでは NE-213 等の液体シンチレーションカウンタの応答関数計算コードである SCINFUL コード^{3-5, 3-6)}に組み込まれている反応過程を基にしたモンテカルロ法による計算を行った。SCINFUL コードでは1領域(シンチレータ)のみの計算体系しか用いることができないが、本コードでは検出素子及びポリエチレンラジエータの2領域の体系が計算可能で、入射中性子及び2次中性子が検出素子及びラジエータ内の原子と反応することで生成する荷電粒子の種類、エネルギー、反応場所、進行方向の計算を行う。また、この計算に用いている水素及び炭素原子に対する反応断面積は、基本的には SCINFUL コードと同様であり、H(n,p)反応断面積は Gammel の式³⁻⁷⁾による計算値、¹²C(n,n)3 α 反応断面積は Antolkovic らの実験値³⁻⁸⁾、炭素原子の 3 α 生成反応以外の反応断面積については、20MeV 以下の中性子領域で ENDF/B-V³⁻⁹⁾、20MeV 以上の中性子領域で Subramanian らの実験値³⁻¹⁰⁾及び核モデルを用いた断面積計算コードによる計算値等から求めた値を用いている。但し、20MeV 以上の領域における H(n,p)反応について、SCINFUL コードに用いられている Gammel の式による角度微分断面積は phase-shift analysis³⁻¹¹⁾による評価値³⁻¹²⁾や実験値と比較して過小評価であることが報告³⁻¹³⁾されている(Fig. 3.6)。そのため本コードでは、20MeV 以上の入射中性子に対する H(n,p)反応断面積として phase-shift analysis による評価値を採用した。また酸素原子との反応断面積については、水素及び炭素原子のみで構成されるシンチレータのみを計算対象とした SCINFUL コードには組み込まれていない。そこで 20MeV 以下の中性子に対しては酸素原子の弾性散乱、非弾性散乱及び α 粒子生成の各反応計算ルーチンを新たに加えた。これらの反応断面積としては ENDF/B-VI³⁻¹⁴⁾の値を採用した。20MeV 以上の入射中性子に対する酸素原子の反応断面積については、反応過程を詳細に記述するために必要な全ての粒子生成反応に対する微分断面積データの収集が困難であることから、本コードでは検出素子における数密度の 19%を占める酸素原子を同じく 34%を占める炭素原子とみなすことで酸素原子からの荷電粒子生成計算を取り扱う。但し炭素原子と酸素原子では粒子生成断面積に差があるため、応答関数計算における寄与が比較的大きい弾性散乱及び(n, xp), (n, xd), (n, x α), (n, xn)の反応については、炭素原子から生成された粒子のうち本来酸素原子からの粒子生成であったもの(上記の数密度の割合から生成粒子の 36%)について炭素及び酸素原子に対する断面積評価値^{3-15, 3-16)}の比を用いて重み付けを行うことで断面積の補正を行った。この重み付けに用いた上記の5反応の断面積及び全反応断面積の評価値を Fig. 3.7 - 3.9 に示す。

3.3.3 荷電粒子の素子及びラジエータ内での飛程の計算

生成した荷電粒子の計算体系(検出素子及びラジエータ)内での飛程及び Bulk etch layer における線エネルギー付与(LET: Linear Energy Transfer)を計算するためには、粒子の体系内における阻止能データが必要となる。本コードでは中性子が体系内の水素、炭素及び酸素原子と反応して生成する 18 種の荷電粒子(p, d, t, ³He, α , ⁶Li, ⁷Li, ⁸Li, ⁹Be, ¹⁰Be, ¹¹Be, ¹⁰B, ¹¹B, ¹²B, ¹¹C, ¹²C, ¹³C, ¹⁶O)全てについて、これらの粒子の検出素子及びポリエチレンラジエータにおける飛程データをあらかじめ計算し、データを格納している。この阻止能計算には粒子エネルギーにより2種類のコードを用いて行ってお

り, 1keV/amu~3MeV/amu のエネルギー領域については SPAR コード³⁻¹⁷⁾を, 3~100MeV/amu の領域については RSTAN コード³⁻¹⁸⁾を用いた. 計算結果の例として, 陽子, α , ^{12}C 及び ^{16}O の 4 粒子のポリエチレンに対する飛程を Fig. 3.10 に示す. 陽子については比較のために Janni のデータ³⁻¹⁹⁾及び ICRU Report 49 のデータ³⁻²⁰⁾も併せて示す. SSNRES コードで用いている陽子の飛程データは, 100keV 以上の領域においては Janni のデータ及び ICRU-49 のデータと良く一致している. 一方で 100keV 以下の領域においては Janni のデータに対して差が見られるものの, ICRU-49 の値に対しては 15%以内で一致した.

3.3.4 検出可能なエッチピットの計算

ラジエータ及び検出素子で生成し, 素子表面の bulk etch layer に到達した粒子, 及び bulk etch layer で生成した粒子がエッチピットとして検出される対象となる粒子である. このうち実際に検出可能なエッチピットを形成する条件として, 入射する荷電粒子の角度条件である臨界角条件及び粒子エネルギーによるカットオフ条件を用いた. 臨界角条件とは, 荷電粒子が Fig. 3.11 のように素子の鉛直方法に対して角度 θ で入射する際のエッチングによる飛跡の消失をさけるための条件で, 次式で表される.

$$V_T \cos\theta > V_B \quad (3-1)$$

ここで, V_T は飛跡に沿った方向へのエッチング速度, V_B は損傷を受けていない表面におけるエッチング速度である. このように定義された臨界角は, 荷電粒子が bulk etch layer に付与する単位長さあたりのエネルギー損失, すなわち LET と密接な関係があるものと考えられる. そこで本コードでは荷電粒子入射による臨界角測定実験のうち, エッチング等の諸条件が比較的近く, また用いた粒子に対する LET が明確に示されている Stafford らの実験値³⁻²¹⁾を基に本研究における 15MeV までの実験値を再現するよう調整を行った (Fig. 3.12). また粒子の検出下限であるカットオフエネルギーは, 中性子エネルギー 2MeV 以下の低エネルギー領域の応答関数に影響がある. 実験に用いた検出器の測定下限入射中性子エネルギーが 50~70keV 程度と推定されることから, ここではカットオフエネルギーを 70keV とした計算を行った.

3.3.5 計算条件

Fig. 3.5 に示した計算体系において, 実験値と比較するために用いた計算条件について Table 3.2 にまとめた. 検出器の照射面の半径 R は実験に用いた検出器の照射面面積と等価となる 4mm とし, 検出素子厚さ D_t も実験で用いた検出器と同じ 1.0mm とした. 但しラジエータ厚さ D_r については, 実際の検出器で用いられているポリエチレンチューブの厚みをラジエータ密度に換算した上で考慮し, 1.3mm とした. また, Bulk etch layer 領域の厚さ D_b は, 実際に素子が溶解する厚さである $12\mu\text{m}$ とした.

3.4 考察

3.4.1 数 10MeV 中性子入射による飛跡

TIARA の 65MeV 準単色中性子入射による固体飛跡検出器応答関数測定実験でのエッチピット(飛跡)の写真を Fig. 3.13 に示す. これより数 10MeV 領域の中性子入射時には, ^{252}Cf 線源などによる数 MeV 以下の中性子入射の際には見られない, $\text{C}(\text{n},\text{n}')3\alpha$ の様な多体反応によると思われる飛跡を確認することができる.

3.4.2 応答関数計算結果から得られる粒子種類別の応答への寄与

応答関数計算コードによる結果から, 検出器応答に寄与する荷電粒子の割合を粒子の生成地点(ラジエータ及び検出素子)毎にまとめた(Table 3.3). 粒子の種類及び生成場所による応答への寄与の違いについて, 約 1 MeV 以下のエネルギー領域では検出素子内で生成した反跳陽子の寄与が大きいのに対し, 1~10 MeV の領域ではラジエータで生成した反跳陽子の寄与が大きい. また 10 MeV 以上では反跳陽子の寄与が減少し, ラジエータ及び検出素子の双方で生成した反跳陽子以外の荷電粒子の寄与が増大していることが判った.

3.4.3 応答関数計算結果と実験値の比較

100 keV~80 MeV の入射中性子エネルギーに対する検出器応答関数の測定値及び計算結果を Fig. 3.14 に示す. この図には日本原子力研究所東海研究所の放射線標準施設棟(FRS)の ^{252}Cf 標準場³⁻²²⁾において測定した応答関数実験値も参考値として示す. FNL での 15MeV 測定値については2回の測定における平均値をプロットしており, 縦軸のエラーバーはその偏差を示している. CYRIC 及び TIARA 実験値については, 各々の線源スペクトルからピーク領域以外の低エネルギー領域中性子による応答を計算で差し引いた残りの応答をピーク領域での応答とし, これをピーク領域の中性子束で割ることで応答関数を得た. 縦軸のエラーバーが FNL における実験値と比較して大きいのは, この引き算のためである. また, FNL 及び CYRIC 実験値における横軸のエラーバーは中性子線源エネルギースペクトルの半値幅を示し, TIARA 実験値における横軸エラーバーは応答関数を計算した際のエネルギー領域を示している.

計算結果からみた入射中性子エネルギーに対する応答特性の変化について, 以下にまとめる.

- 100 keV~数 MeV までのエネルギー領域においては, 入射中性子エネルギーが大きくなるにつれて固体飛跡検出器の応答が増加し, 約 3 MeV 付近でピークとなる.
- 10MeV を越えた付近で応答関数が急激に減少するが, これは 10 MeV 以下の領域で応答に大きく寄与していた反跳陽子のエネルギーが増加し, bulk etch layer での粒子の LET が減少したことで飛跡が計数されにくくなるためである.
- 15MeV 以上のエネルギー領域からは反跳陽子以外の d, t, α などの生成粒子による飛跡が増加することで応答の減少傾向はある程度抑制されるが, 検出器応答の絶対値としてはピーク時の数分の一程度しかない.

また応答関数の計算値を実験値と比較した結果,

- 250keV~15MeV までの実験値(FNL)について, 線源の半値幅が比較的大きい 250keV において 11%の差がみられるものの, その他の実験値に対しては 5%以内で再現した.

- ・ 22 及び 33MeV 実験値(CYRIC)に対して, 計算値はそれぞれ 10%及び 3%の差で再現した.
- ・ TIARA 実験値との比較では, 計算値は 40MeV 実験値に対して 10%の差で再現したものの, 65MeV 実験値に対しては 28%小さい値となった.

TIARA の 65MeV 線源における実験値と計算結果の差については, 実験及び計算の双方に要因が考えられる.

まず実験値に対しては, 低エネルギー領域中性子による応答関数への寄与の差し引き計算に用いた線源スペクトルの精度の問題がある. 応答関数が測定された際の体系及び照射位置(追加コリメータ 40cm, 照射位置はコリメータ出口, ビームストップ無し)は, ボナー検出器による低エネルギー中性子スペクトルを測定した際の条件(追加コリメータ 80cm, 照射位置はコリメータ出口から 7m, ビームストップ有り)と異なっており, 固体飛跡検出器の照射位置(コリメータの出口)ではボナー検出器位置(コリメータ出口から 7m)と比較してコリメータ内で散乱した中性子の寄与が多いものと推察される. このため前章において, 固体飛跡検出器の照射位置における線源スペクトルを MCNP コードで計算しており, 本章ではこの評価したスペクトルを用いている. この線源スペクトル計算において, 仮に 65MeV における散乱線の計算精度が断面積の精度などの理由により 40MeV の場合と比較して良くないとすれば, 65MeV における実験値は線源スペクトルの精度が良くない位置における測定結果ということになる. そこでボナー検出器による測定と同じ実験体系でコリメータから 68cm 下流(第5章におけるファントム位置)に固体飛跡検出器を置いて 65MeV 準単色中性子に対する応答関数を再測定した結果, 応答関数実験値として $1.87 \times 10^{-4} \pm 0.16 \times 10^{-4}$ を得た. これはコリメータ出口における実験結果と比較して 7%小さく, その結果計算値は実験値に対して 22%小さい値となり, 両者の差は幾分改善する. 体系の違いによる高エネルギー領域中性子スペクトルの差はほとんどみられないことから, 実験値間の 7%の差はコリメータ出口における線源スペクトル評価において低エネルギー中性子の寄与が少なかったことによるものと推定される.

一方, 応答関数計算コードに対しては 20MeV 以上の領域における計算で酸素原子を炭素原子に置き換えたことの影響が 40MeV と比較してよりエネルギーの高い 65MeV において現れた可能性が考えられる. また 65MeV では生成した粒子の飛程が長いことから, 計算体系において円筒に近似したことへの影響も無視できなくなっている可能性も考えられる.

3.5 まとめ

反跳陽子型固体飛跡検出器の応答関数について, 250keV から 65MeV までの広域なエネルギー範囲の単色中性子標準場(東北大学 FNL 単色中性子場, 東北大学 CYRIC 準単色中性子場, 原研高崎 TIARA 準単色中性子場)を用いて測定した. また 100keV から 80MeV までの広範囲入射中性子エネルギーに対応した応答関数計算コードを開発し, 実験値と比較した結果, 40MeV までの実験値をほぼ再現した. 一方で 65MeV における計算値は実験値より小さくなったが, これは実験値及び計算値の双方の求め方に課題があることを示した. また応答関数計算結果から, 応答関数に寄与する粒子の種類, 粒子生成位置の情報を得ることができた.

本研究で開発した応答関数計算コードにより, 詳細なエネルギー点における検出器応答が得られたことから, この計算値を次章におけるファントム内反応率分布測定実験の解析に用いた.

Table 3.1 FNL単色中性子場における照射条件

Neutron energy	Reaction	Charged particle energy	Target / Backing	Target+backing thickness (gas pressure)
0.25 MeV	${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$	2.0 MeV	LiF / Pt	~0.2 mm
0.55 MeV	${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$	2.3 MeV	LiF / Pt	~0.2 mm
1.0 MeV	$\text{T}(p,n){}^3\text{He}$	1.8 MeV	T-Ti / Cu	~0.75 mg/cm ²
5.0 MeV	$\text{D}(d,n){}^3\text{He}$	1.8 MeV	D ₂ gas / Pt	(~1 atm)
15.0 MeV	$\text{T}(d,n){}^4\text{He}$	0.15 MeV	T-Ti / Cu	~0.75 mg/cm ²

Neutron energy	Energy spread of neutron beam (FWHM)	Distance from the source	Total exposure (n/cm ²)
0.25 MeV	~60 keV	19.0 cm	6.18×10^7
0.55 MeV	~50 keV	38.2 cm	5.18×10^7
1.0 MeV	~100 keV	49.5 cm	2.01×10^7
5.0 MeV	~200 keV	48.8 cm	4.32×10^7
15.0 MeV	~500 keV	50.8 cm	8.22×10^7

Table 3.2 固体飛跡検出器応答関数計算条件

Radius of cylinder R (mm)	Thickness of track-etch material D _t (mm)	Thickness of radiator D _r (mm)	Thickness of bulk etch layer D _b (mm)	Density of track-etch material (g/cm ³)	Density of radiator (g/cm ³)
4	1.0	1.3	0.012	1.32	1.0

Table 3.3 ラジエータ及び検出素子で生成した粒子別の応答関数計算値に対する割合(%)

Neutron energy	0.1 MeV		0.5 MeV		3 MeV	
粒子生成領域	ラジエータ	検出素子	ラジエータ	検出素子	ラジエータ	検出素子
粒子						
Recoil-proton	1.1	98.9	20.3	62.7	86.3	3.0
p from C(n,xp)	-----					
d						
t						
³ He						
α						
⁶ Li						
⁷ Li						
⁸ Li						
⁹ Be						
¹⁰ Be						
¹⁰ B						
¹¹ B						
¹² B						
¹² C			0.2	13.6	0.4	6.0
¹³ C						
¹⁶ O					3.2	4.2
Sub total (%)			0.2	16.8	0.4	10.2
Total (%)	1.1	98.9	20.5	79.5	86.7	13.3

Neutron energy	10 MeV		20 MeV		40 MeV	
粒子生成領域	ラジエータ	検出素子	ラジエータ	検出素子	ラジエータ	検出素子
粒子						
Recoil-proton	85.0	0.4	24.6		5.5	
p from C(n,xp)	-----					
d			10.1	0.7	16.1	1.0
t					6.6	0.1
³ He					2.8	0.2
α	0.7	2.7	16.1	11.7	19.3	8.2
⁶ Li					0.1	0.1
⁷ Li					0.1	0.2
⁸ Li					0.1	0.1
⁹ Be	0.2	1.0			0.7	0.4
¹⁰ Be						
¹⁰ B					0.2	0.5
¹¹ B			0.2	1.8	0.2	4.1
¹² B			0.2		0.1	0.6
¹² C	0.6	4.8	2.1	14.6	2.9	28.9
¹³ C					0.5	---
¹⁶ O					3.6	16.7
Sub total (%)	1.6	13.0	28.7	46.7	49.6	44.9
Total (%)	86.6	13.4	53.3	46.7	55.1	44.9

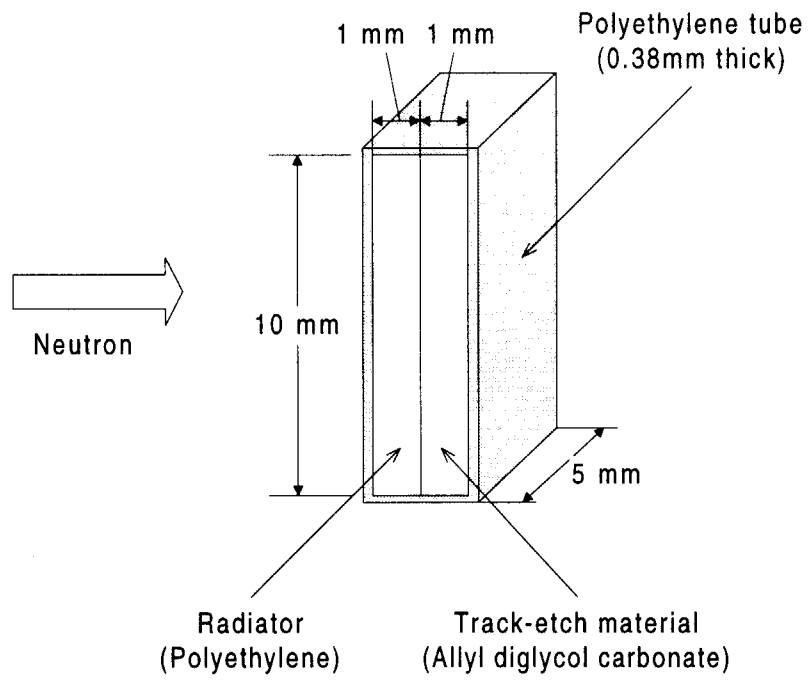
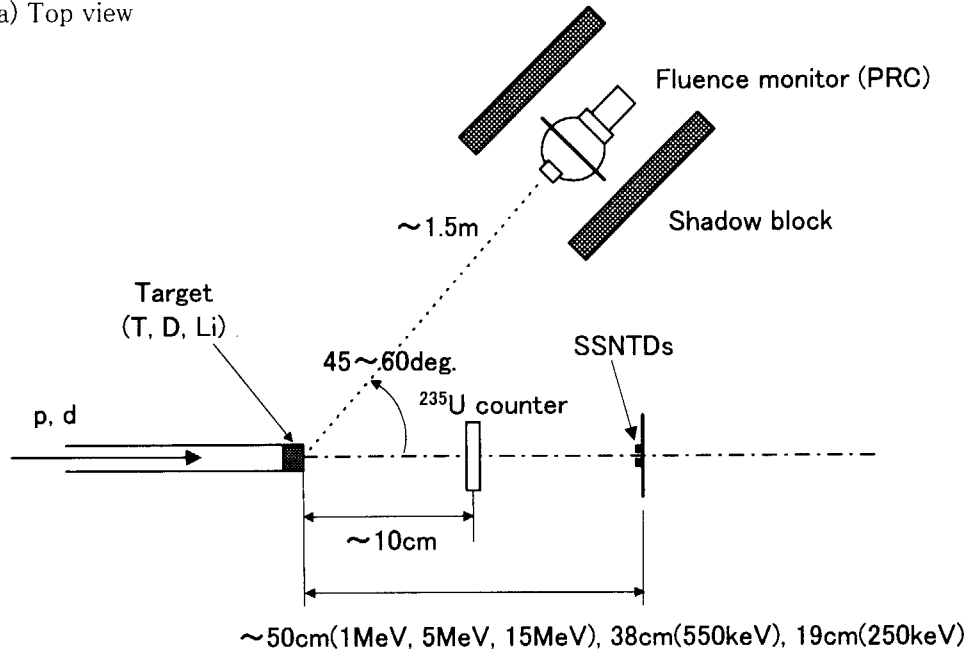


Fig. 3.1 実験に用いた固体飛跡検出器の概略図

(a) Top view



(b) Side view

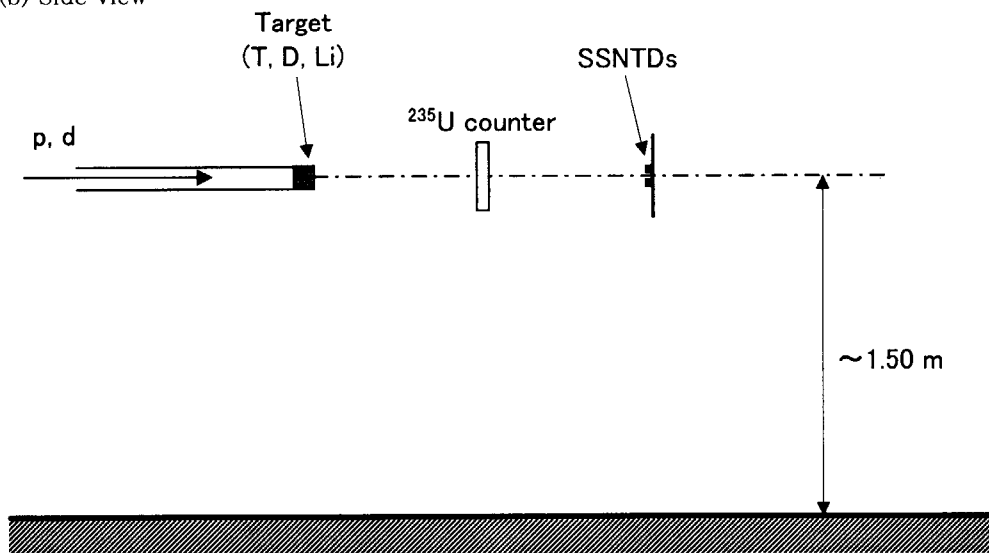


Fig. 3.2 FNL 施設における固体飛跡検出器応答特性測定実験体系

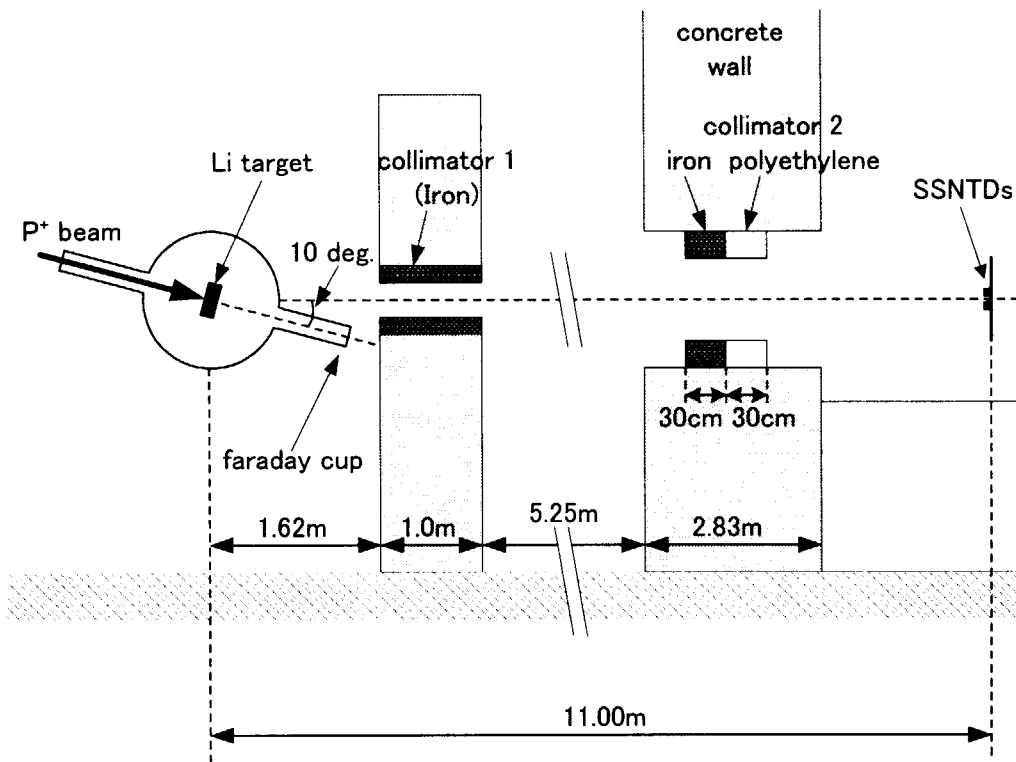


Fig. 3.3 CYRIC 施設における固体飛跡検出器応答特性測定実験体系

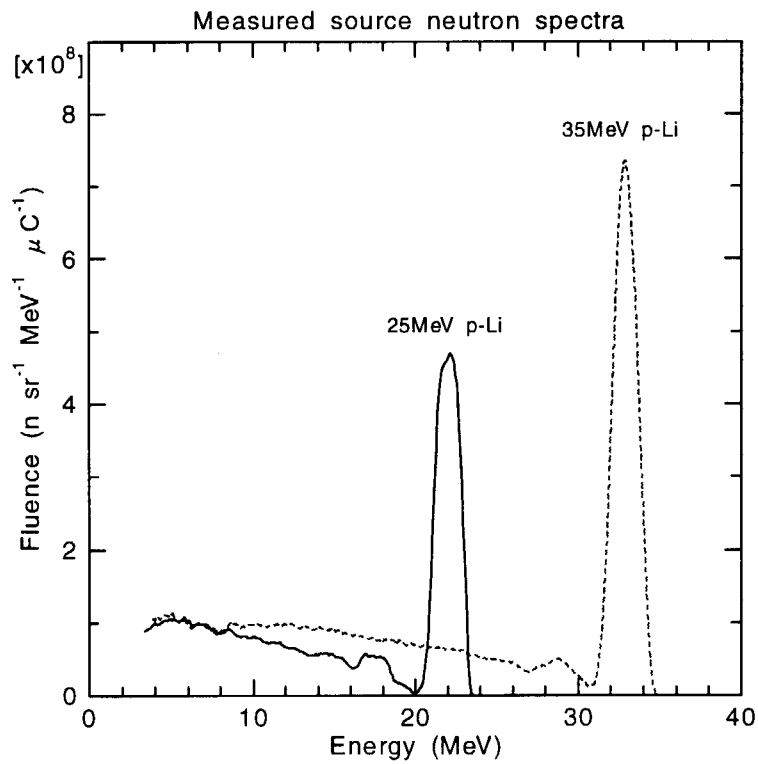


Fig. 3.4 CYRIC 22 及び 33MeV 準単色中性子線源スペクトル³⁻²⁾

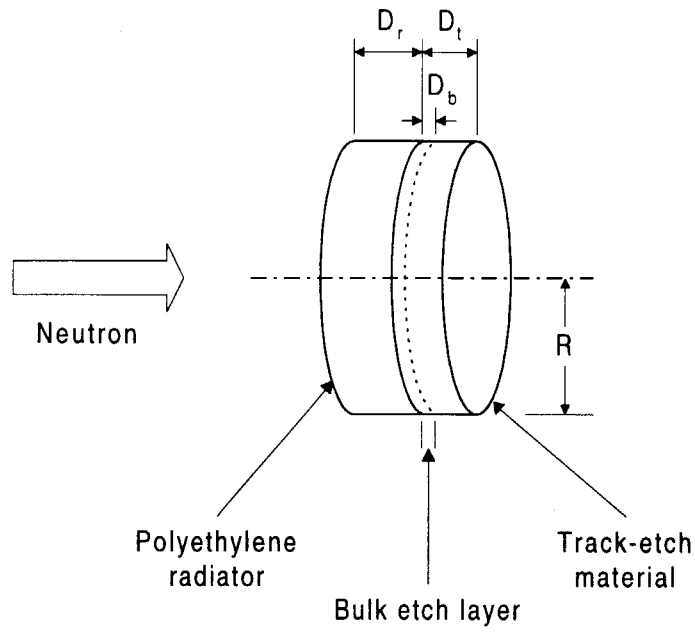


Fig. 3.5 固体飛跡検出器応答関数計算体系

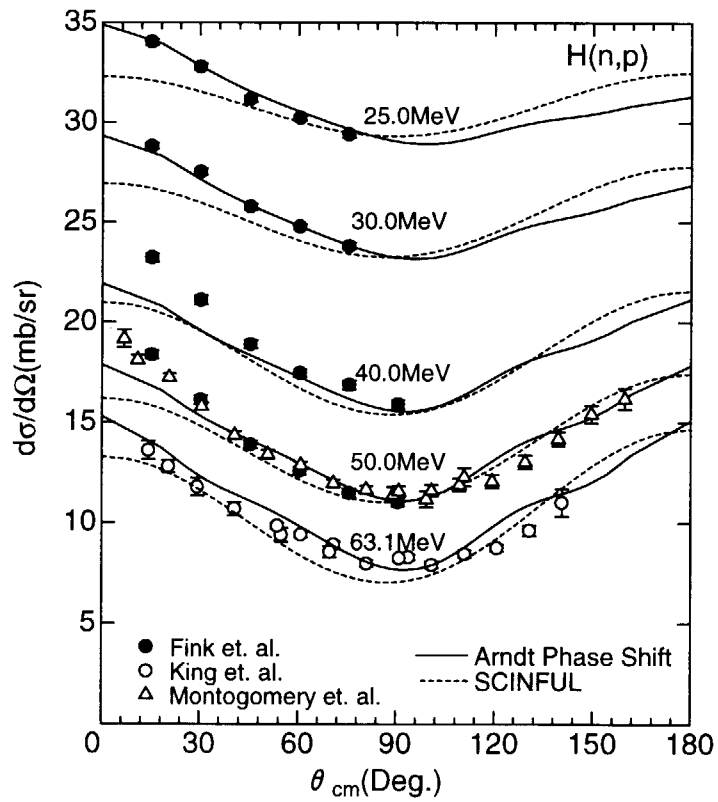


Fig. 3.6 20MeV以上の入射中性子に対するH(n,p)反応断面積³⁻¹³⁾

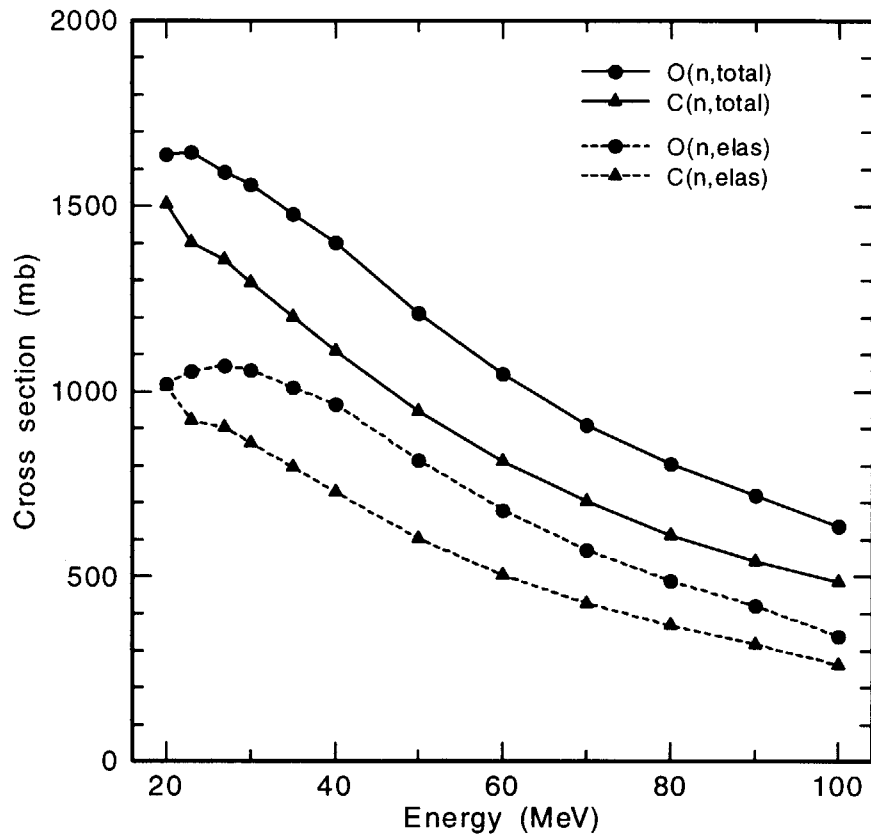


Fig. 3.7 炭素及び酸素原子に対する弾性散乱断面積評価値^{3-15, 3-16)}

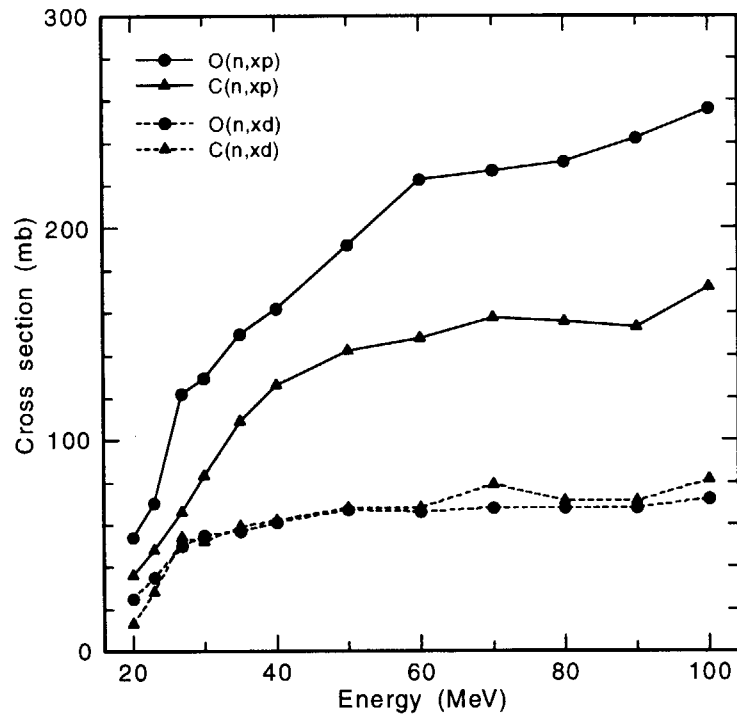


Fig. 3.8 炭素及び酸素原子に対する陽子及び重陽子生成断面積評価値 ^{3-15, 3-16)}

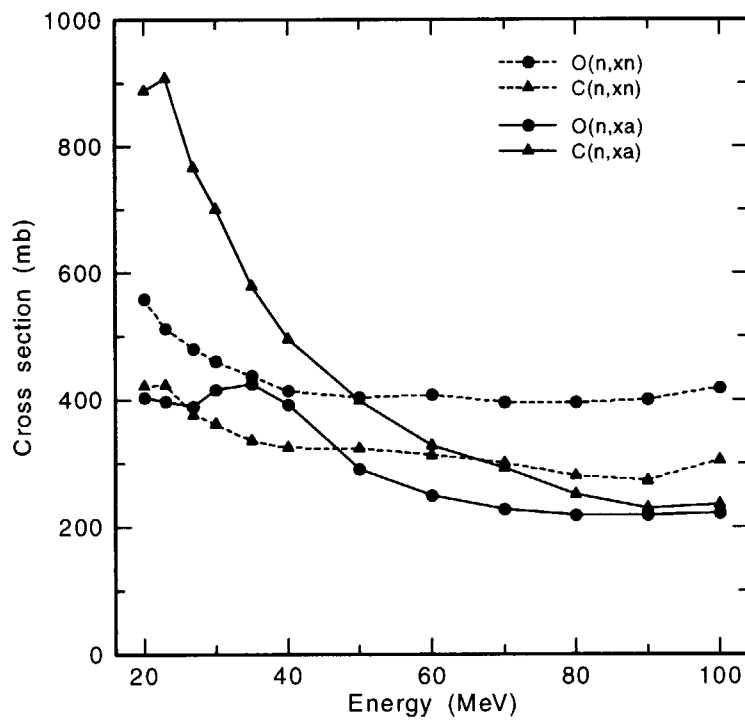


Fig. 3.9 炭素及び酸素原子に対する中性子及び α 粒子生成断面積評価値 ^{3-15, 3-16)}

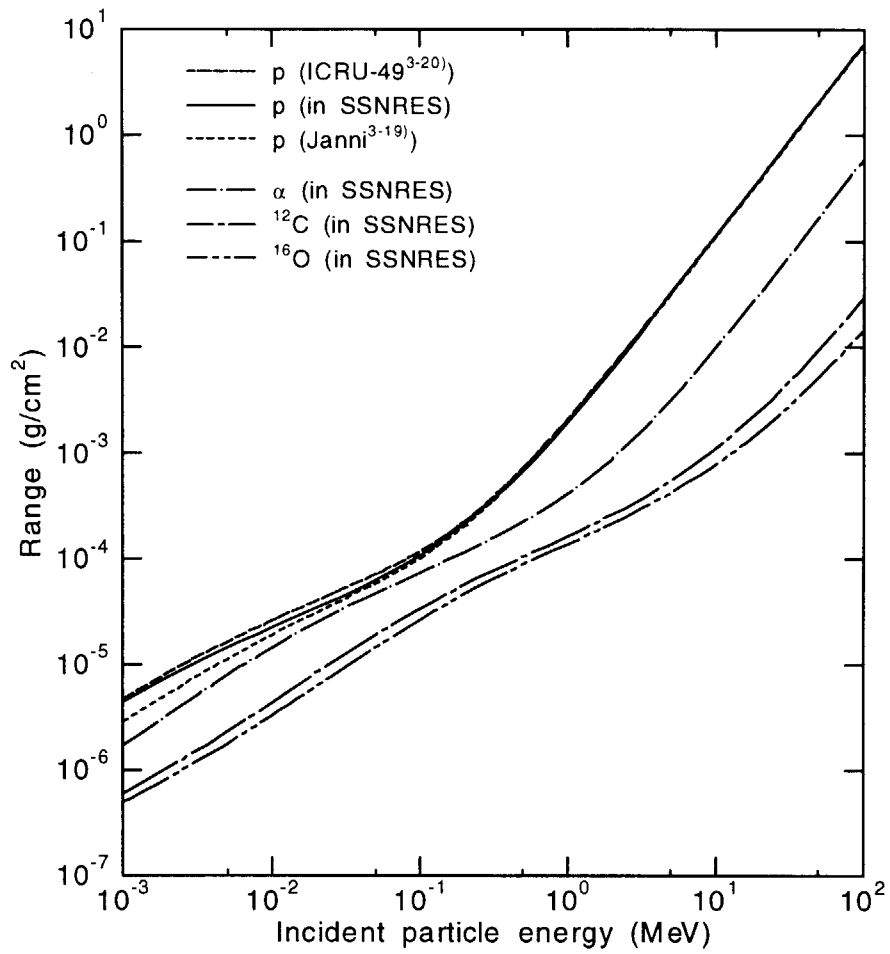


Fig. 3.10 陽子, α, 炭素, 酸素原子のポリエチレンに対する飛程

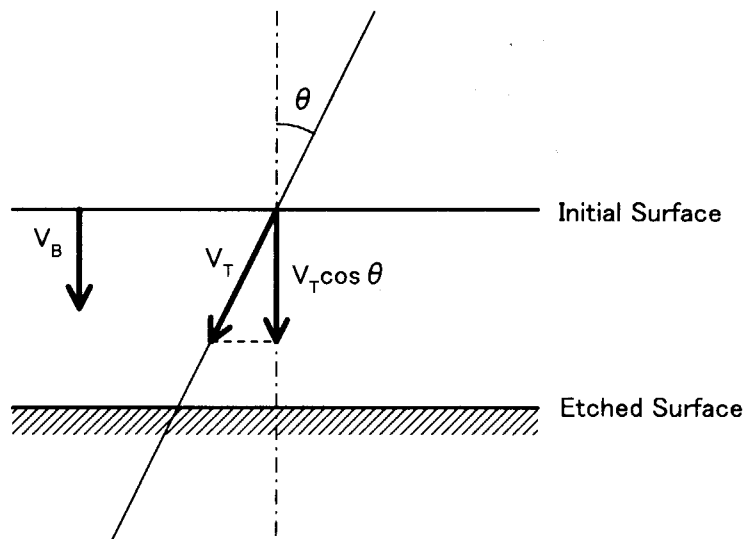


Fig. 3.11 臨界角条件

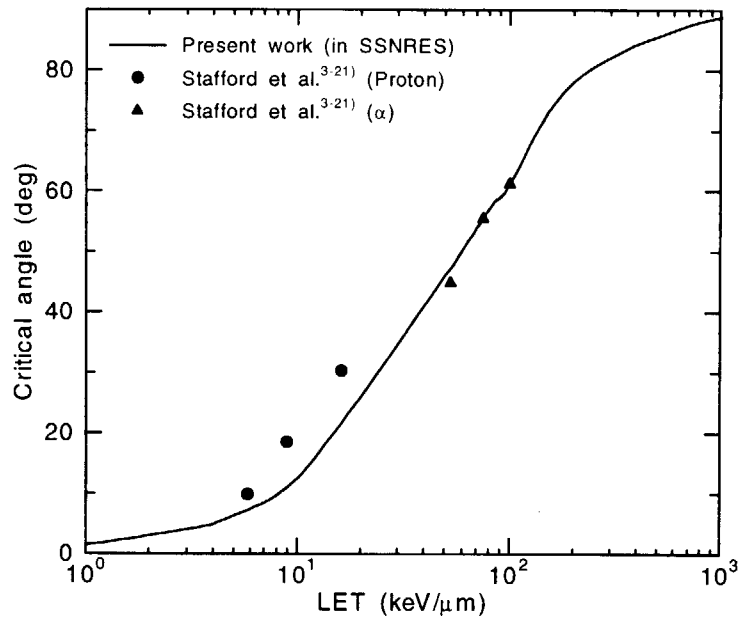


Fig. 3.12 臨界角とLETの関係

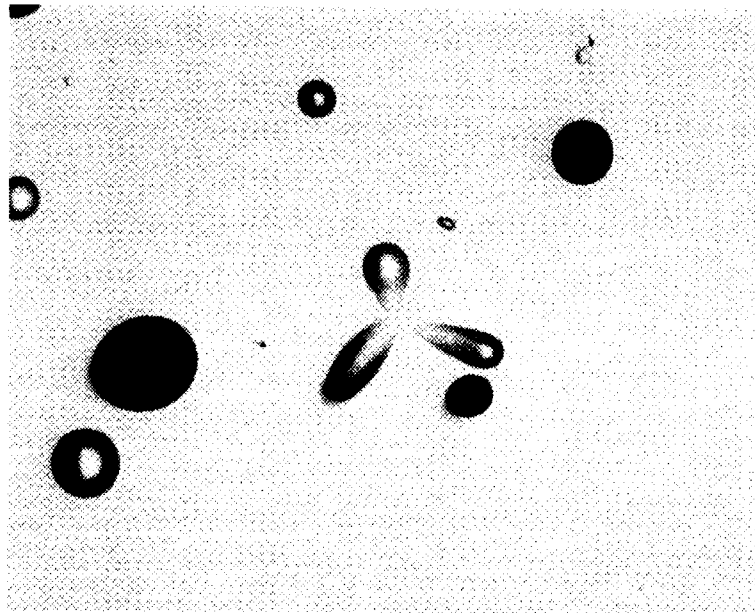


Fig. 3.13 65MeV 準単色中性子入射における飛跡(固体飛跡検出器のエッチピット写真)

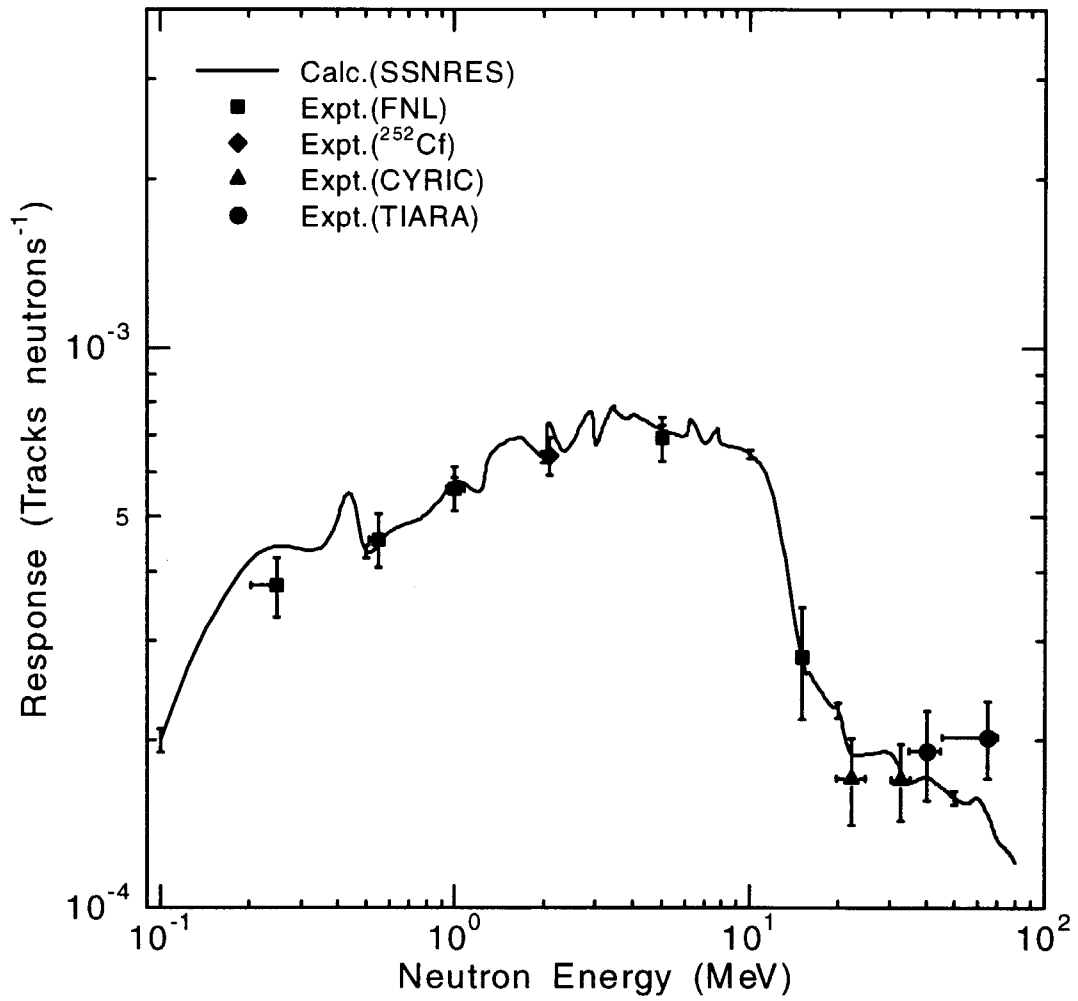


Fig. 3.14 固体飛跡検出器の応答関数測定値及び計算値

4. 平板ファントム内中性子束分布の評価

4.1 概要

中性子に対する吸収線量の計算手法として、以下の2通りの方法がある。

1. 中性子による反応で生成する2次粒子が線量計算の対象領域に付与するエネルギーから直接に吸収線量を求める方法
2. 計算対象における中性子束のエネルギースペクトルを計算し、これに中性子 Kerma 係数を乗じて吸収線量を求める方法

1.の方法では場の中性子スペクトルによって生成粒子の種類及びエネルギーが決まり、2.の方法では場の中性子スペクトルに係数を乗じて吸収線量を計算する。従って吸収線量計算における何れの手法においても、対象となる場の中性子スペクトルは重要であり、線量評価手法に用いられる粒子輸送計算コードの中性子スペクトル計算精度を実験的に検証することは線量評価計算精度に対して非常に重要である。

しかしながら実験による検証を考えた場合、線量評価という観点から中性子輸送計算の対象である数 10cm 程度の大きさの人体等価物質(ファントム)内における数 cm 間隔の深度分布の測定が必要となり、実験に用いることのできる検出器は大きさの制約を受けることになる。数 cm 程度の検出器を用いてファントム内における数 10MeV 領域までの中性子スペクトルを測定することは困難であることから、測定エネルギー領域の異なる複数の小型積分型中性子検出器を用いてファントム内における検出器反応率分布を測定し、これを輸送計算コードによる中性子スペクトル計算結果から得られる検出器反応率分布計算値と比較することにより、輸送計算コードにおけるファントム体系内での中性子束深度分布計算の精度検証を行うことになる。

以上の背景から、数 10MeV 領域中性子入射によるファントム内での線量分布の評価に重要な、ファントム内における中性子束分布の計算精度を検証するため、TIARA の 40 及び 65 MeV 準単色中性子がファントム内に入射した際の体系内における中性子束分布を測定エネルギー領域の異なる2種類の小型中性子検出器を用いて測定した。得られた各々の検出器に対する反応率分布測定値を、線量評価手法に用いられている粒子輸送計算コードによる体系内での中性子スペクトル計算結果から求めた検出器反応率分布計算値と比較することにより、体系内における中性子束の計算精度評価を行った。

4.2 検出器反応率分布測定実験

ここでは本研究において中性子束及び線量分布測定実験に用いたアクリル樹脂製ファントムに関する説明と、このファントムを用いて行われた検出器反応率分布測定実験の詳細について説明する。

4.2.1 アクリル樹脂製平板ファントム

ガンマ線に対するファントムとしてはJIS規格で定義されたもの⁴⁾が存在する。しかし中性子に対して

は規格によって決められたものがない。そこで本研究では、加工や取り扱いが容易で経年変化がほとんどなく、中性子による線量測定にも一般に広く用いられている等の理由から、ガンマ線の規格品であるアクリル樹脂製の平板ファントムを実験に使用した。アクリル樹脂の化学式は $(C_5H_8O_2)_n$ 、組成は重量比で H:8%, C:60.0%, O:32%であり、組成を ICRU soft tissue^{4,2)} (重量比で H:10.1%, C:11.1%, N:2.6%, O:76.2%)と比較した場合、アクリル樹脂は炭素が多い代わりに酸素が少なく、窒素は含まれない、などの違いがある。

中性子入射におけるファントム材としてはアクリル樹脂製の平板ファントムの他に、人体ファントム(臓器の形状や組成を考慮したもの)や水ファントム等も用いられる。計算コードの精度検証という観点から、本研究においては実験値と計算結果の不整合があった際に原因が特定しやすいものが望ましく、結果として形状が単純で組成が均質なファントムを用いるのが適当であると考えられる。人体ファントムは形状が複雑で、かつ複数の媒質がファントム内に混在することから、本研究の目的には適さないと判断した。また水ファントムについては、水の組成を ICRU soft tissue と比較した場合、炭素と窒素が含まれず、その分酸素の比率が多くなっているものの、酸素の割合が他のファントム材よりも近いために人体模擬物質としては適していると考えられる。しかしながら中性子や線量の深度分布測定を考えた場合、深さ数 cm の浅い領域での測定結果にはファントム材として容器と水の2つの媒質の影響を受けることになる。またファントム内における検出器反応率分布測定に用いる核分裂計数管(次節で説明)は水中に挿入して測定することができない。その点、アクリル樹脂は組成が均質な固体であり、また水ファントムにおける容器としても広く使われており、次章のファントム内における吸収線量測定に用いた組織等価型検出器の壁物質(A-150 組織等価プラスチック)の組成にも近いこと、等の理由から、本研究におけるファントム材として最適であると判断し、実験に用いた。

本研究で用いたアクリル樹脂製平板ファントムの密度は 1.20g/cm^3 である。平板ファントムの大きさは断面積が $30 \times 30 \text{ cm}^2$ で、厚さの異なる(0.5~5cm)平板ファントムを組み合わせることで全体の厚さを 30cm とし、結果としてファントム全体の大きさが 30cm 立方となるようにしている。この 30cm 立方というファントムの大きさは、ICRU-48^{4,3)}で定義されている直方体形状のファントムにおいて最も多く用いられている大きさである。

4.2.2 検出器概要

30cm 立方のファントム体系内における中性子束分布の測定に用いる検出器を選択する際、検出器の大きさは重要な基準となる。また広範なエネルギー領域の中性子を測定するためには中性子エネルギーに対して応答の異なる複数の検出器を用いた測定が必要となる。これらを検討した結果、本研究では次の2種類の検出器を用いて測定を行った。1つは主に 10MeV 以上の高エネルギー中性子に対して感度の高い ^{238}U 小型核分裂計数管、もう1つは前章で応答関数を評価した、主に 10MeV 以下の中性子に対して感度の高い固体飛跡検出器である。

実験に用いた核分裂計数管は英国 Centronic 社製の ^{238}U 小型核分裂計数管(FC4A/1000/238)である。この検出器は外径 6.4mm、全長 69.9mm、有感長 24.8mm の円筒型で、 ^{238}U の塗布面積は 4cm^2 である。

固体飛跡検出器については前章で詳しく述べているので、ここでは省略する。また検出器応答関数も

前章において評価済みであり, この結果から 100keV~10MeV の中性子に対する感度が極めて高いことがわかる.

4.2.3 実験体系

TIARA の 40 及び 65MeV 準単色中性子入射によるファントム内での中性子束分布測定の実験体系を Fig. 4.1 に示す. 移動台車上に設置された 40cm 厚さの鉄コリメータ端から 30cm 下流, Li ターゲットから 472cm の位置に 30cm 立方の亚克力樹脂製平板ファントムを設置し, このファントム内での中性子束分布を小型の核分裂計数管及び固体飛跡検出器を用いて測定した. 核分裂計数管を用いた測定では, 検出器が挿入可能な穴をあけた 2cm 厚さのファントム板を用意し, この板を測定位置に移動させることにより, 中性子が入射するファントム表面からの深さで(検出器中心までの距離で) 1, 3, 5, 10, 15, 20 及び 25cm の位置における7点の核分裂反応率分布を測定した. 測定に用いた回路を Fig. 4.2 に示す. 計数管からの出力パルスはプリアンプ及びメインアンプにより増幅, 波形整形され, ADC を介して MCA により波高分布を収集した. 検出器の駆動電圧は+250V である. また固体飛跡検出器を用いた測定においては, 検出器をファントム板の間に挟み, ファントム表面(ここでは深さ 0cm と呼ぶ)及び表面からの深さ 1, 2, 3, 5, 10, 15, 20, 25cm のファントム板後方における合計 9 点の反応率分布を測定した. この際, 固体飛跡検出器はビーム軸方向から見て前後の素子と重ならないよう張り付けた. また素子をファントム板に挟んだことで各ファントム間に約 3mm の隙間ができており, ファントム全体の深さは 32.4cm となった. なお固体飛跡検出器におけるエッチング条件及び計数方法は前章における条件と同一である.

4.2.4 核分裂計数管の感度測定

TIARA 中性子場における核分裂計数管の感度を測定するため, ビーム軸上に計数管のみを設置して反応率を測定した. 計数管は Li ターゲットから 472cm, すなわちファントム実験におけるファントム表面(深さ 0cm)と同じ位置に設置した. 得られた検出器感度について原研東海 FRS の ^{252}Cf 標準場において測定した感度と比較を行った(Table 4.1). その結果 TIARA の 40 及び 65 MeV 準単色中性子に対する感度は ^{252}Cf 線源での感度と比較して 20%程度小さい. これは数 10MeV 領域中性子入射による ^{238}U (n,f)反応で生成した核分裂片(fission fragment)の一部が入射中性子エネルギーが高いために検出器中でフルストップしなくなったことによるものと推定される. 同じ ^{238}U 核分裂計数管で, 本研究で用いたものよりサイズが大きい(有感部の直径 38mm, 長さ 101mm)検出器を用いた TIARA 準単色場における遮蔽体透過中性子束測定実験においても ^{252}Cf 標準場での感度と比較して 16-18%感度が低いことが報告されている^{4,4)}. 本研究では, ファントム内核分裂計数率分布測定実験に用いる検出器感度として, TIARA の中性子場において測定した値を用いた.

4.3 中性子束分布計算

4.3.1 計算の概要

線量評価計算に用いる中高エネルギー粒子輸送計算コードによりファントム内における中性子束分布を計算した。本研究では第6章で述べる線量当量評価計算に用いる手法を計算の基準とする。具体的には、15MeV以上の高エネルギー領域中性子輸送について HETC-3STEP(以下、HETCと略す)コード⁴⁻⁵⁾で計算し、この計算において生成した2次中性子を含む15MeV以下の低エネルギー領域中性子輸送を MORSE-CG/KFA(以下、MORSEと略す)コード⁴⁻⁶⁾により接続計算する方法である。HETC-3STEPコードは HERMESコード⁴⁻⁶⁾に組み込まれている HETC-KFA2をベースに前平衡過程からの粒子放出計算及び平均線量当量計算について拡張されたものである。MORSEコードによる計算には JSSTD⁴⁻⁷⁾ユーティリティプログラムを用いて評価済み核データライブラリ JENDL-3.1⁴⁻⁸⁾を群化処理した断面積を用いた。この断面積のエネルギー群構造は、中性子については DLC-37⁴⁻⁹⁾に従った 10^{-4} eV～14.9 MeVまでの100群、光子については DLC-41(VITAMIN-C)⁴⁻¹⁰⁾に従った10 keV～14 MeVまでの36群の構造をもち、 P_5 のLegendre展開により角度分布を取り扱う。(以下、この計算手法を HETC/MORSE(J31)と略す)

また計算手法の比較のため、20MeV以上の中性子の輸送計算に HETC-3STEPコード、20MeV以下の中性子輸送計算に MORSE-CG/KFAコードを用いた計算(この手法を HETC/MORSE(H86)と略す)、及び全てのエネルギー領域について MORSEコードのみによる計算(同 MORSEと略す)の2つの方法による計算を行い、線量評価計算の基準となる HETC/MORSE(J31)計算での結果と比較を行った。この2つの計算方法において MORSEコード計算で用いる群定数断面積としては DLC-119/HILO86ライブラリ⁴⁻¹¹⁾を用いている。このライブラリは中性子について 10^{-4} eV～400 MeVまでの66群、光子について10 keV～20 MeVまでの22群の群構造をもち、 P_5 のLegendre展開により角度分布を取り扱っている。HILO86群定数を用いた MORSEコードのみによる計算手法は TIARAにおける遮蔽体透過実験の解析計算に用いられており、遮蔽体透過スペクトル計算結果は実験値をよく再現している^{2-3, 2-4, 2-5)}。

これらの計算手法について、本研究における計算手法の名称、用いた計算コード、計算エネルギー領域、用いた断面積ライブラリをまとめて Table 4.2 に示す。

4.3.2 計算体系

前節で説明した HETC-3STEPコード及び MORSEコードでは、どちらも3次元の計算体系を取り扱うことができる。そのため、両コードにおいて全く同一の計算体系を作成して用いた。また核分裂計数管及び固体飛跡検出器による実験において、検出器の形状及びファントムの配置が異なっていることから、計算においても各々の検出器による実験体系を模擬した計算体系を作成して計算を行った。

核分裂計数管による測定実験の解析計算に用いた体系を Fig. 4.3 に示す。ここでは、核分裂計数管の有感部を模擬した半径 3.2mm、長さ 24.8mm の円筒形の track length estimator を 30cm 立方のファントム内に設定し、この estimator における中性子スペクトルを計算により求めた。また Fig. 4.4 に固体飛跡検出器による測定実験の解析計算に用いた体系を示す。ここでは固体飛跡検出器の形状を模擬した半径 4mm、厚さ 3mm の円盤形の track length estimator を板状ファントムの間に設定して

中性子束を計算した. estimator を挟んだことでファントム板の間に隙間が生じ, ビーム軸方向のファントム長さは 32.4cm となっている. この長さは実験におけるファントムの長さと同じ.

何れの計算体系においても, 線源中性子は円錐状のビームでファントムに入射した. 入射ビームの広がりや移動台車上の追加コリメータ位置によって決定した. また中性子線源スペクトルは第2章で評価したデータを用いており, HETC-3STEP コードで計算する中性子エネルギー領域には HILO86 の群構造, MORSE コードで計算を行う領域には各々の計算で用いている群定数ライブラリの群構造(DLC-37 または HILO86)にそそえた線源スペクトルを作成して用いた.

4.4 検出器反応率分布計算

4.4.1 核分裂反応率の計算

^{238}U 核分裂反応率 R_f は, 輸送計算コードによる中性子スペクトル計算結果及び核分裂断面積を用いて次式で計算される.

$$R_f = \frac{1}{G} \sum_i \sigma_i \phi_i \quad (4-1)$$

ここで, i は計算エネルギー群, σ_i はエネルギー群における ^{238}U 核分裂断面積, ϕ_i はエネルギー群における中性子束, G は検出器の感度 ($\text{b cm}^{-2} \text{ counts}^{-1}$) である(4.2.3 節参照). 計算に用いる核分裂断面積として, 20 MeV 以下のエネルギー領域については評価済み核データライブラリ JENDL-3.1⁽⁴⁻⁸⁾を, 20MeV 以上の領域については Lisowski らによる評価値⁽⁴⁻¹²⁾を用いた(Fig. 4.5). このグラフから ^{238}U 核分裂計数管が 10MeV 以上の中性子に対する感度が高いことが確認できる.

4.4.2 固体飛跡検出器反応率の計算

固体飛跡検出器の反応率 R_s は, 輸送計算コードによる中性子スペクトル計算結果及び前章で述べた SSNRES コードによる検出器応答関数計算値を用いて次式で計算した.

$$R_s = \sum_i \varepsilon_i \phi_i \quad (4-2)$$

ここで, ε_i は中性子スペクトル計算におけるエネルギー群に処理された検出器応答関数である.

4.5 考察

4.5.1 ファントム内中性子束分布計算結果の相互比較

核分裂計数管を用いた実験の解析計算体系において, 40 及び 65MeV 準単色中性子入射によるファントム内深さ 1cm 及び 25cm での透過中性子スペクトル計算結果を Fig. 4.6 及び Fig. 4.7 に示す. またファントム内での中性子スペクトル計算結果を中性子エネルギー領域別にまとめたものを Table 4.3 及び Table 4.4 に示す. 3種類の計算手法によるスペクトルの差はファントム深さ 1cm ではほとんど見ら

れないが、深さ 25cm では計算値間に明らかな差がみられる。40MeV 準単色中性子入射における HETC/MORSE(J31)の中性子スペクトル計算結果は、HETC/MORSE(H86)による計算結果と比較してピーク領域及び全エネルギー領域においてそれぞれ 1%及び 4%で一致するが、MORSE による計算結果に対してはそれぞれ 16%及び 18%も大きい。また 65MeV 準単色中性子入射においても、HETC/MORSE(H86)の結果と比較してピーク領域及び全エネルギー領域においてそれぞれ 2%及び 1%で一致するが、MORSE による計算結果に対してはそれぞれ 7%及び 8%大きいことから、数 10MeV 領域中性子入射におけるファントム内での中性子スペクトルを HETC/MORSE(J31)を用いて計算した結果は MORSE による計算結果と比較してファントムの深い位置において値が大きくなることが判った。また入射エネルギーの違いによる計算値間の差について、40MeV 準単色中性子入射の場合は 65MeV 準単色中性子入射の場合よりも差が大きい。このことは HETC/MORSE(J31)と MORSE の計算手法の差、すなわち 15MeV 以上の中性子に対する HETC-3STEP コードと MORSE-CG コードによる中性子スペクトル計算結果の差が 65MeV よりも 40MeV に対して大きいことを意味する。

4.5.2 ファントム内核分裂反応率分布の比較

前節での 40 及び 65MeV 準単色中性子入射によるファントム内での中性子スペクトル計算結果を用いて体系内における核分裂反応率分布を計算し、実験値との比較を行った。結果を Fig. 4.8 及び Table 4.5-4.6 に示す。まず MORSE による反応率計算結果を実験値と比較した結果、40MeV 及び 65MeV 準単色中性子入射の何れの場合においても実験値をほぼ再現し、深さ 25cm 位置における反応率計算結果も 15%の差で実験値を再現した。一方で HETC/MORSE(J31)及び HETC/MORSE(H86)による反応率分布計算結果は、浅い領域においては実験値を良く再現したものの、深くなるにつれて実験値との差が顕著となり、40MeV 準単色中性子入射における深さ 25cm での核分裂反応率計算値は実験値と比較して 29-33%、65MeV 準単色中性子入射においては 22-23%の過大となった。計算コード間の結果の相違は前節における 10MeV 以上の中性子スペクトルでの結果と同じ傾向にあることから、HETC-3STEP コードによる数 10MeV 領域中性子のファントム内輸送計算は、MORSE-CG コードによる計算と比較して計算精度が良くないことが判った。また 65MeV 準単色中性子入射の計算結果よりも 40MeV 準単色中性子入射の計算結果のほうが実験値との差が大きいことから、HETC-3STEP コードによる数 10MeV 領域中性子輸送計算において、計算対象となる中性子エネルギーが低くなるほど計算精度も低いことが判った。

4.5.3 ファントム内固体飛跡検出器反応率分布の比較

実験体系を模擬した体系を用いてファントム内の検出器における中性子束を計算し、これに検出器応答関数を用いて固体飛跡検出器反応率分布の計算結果を実験値と比較を行った (Fig. 4.9 及び Table 4.7-4.8)。またこの計算において、反応率分布に寄与する中性子束のエネルギー領域別の割合を Table 4.9-4.10 に示す。ここで計算に用いた検出器応答関数は前章の応答関数計算コード SSNRES による計算値である。結果の考察を以下にまとめる。

1. ファントム表面に張り付けられた検出器(深さ 0cm と表記)位置における反応率計算値と実験値の

比較では、何れの計算手法も実験値を過小評価し、40及び65MeV準単色中性子入射に対してそれぞれ10-12%及び19-21%過小となった。これはSSNRESコードによる40及び65MeV中性子に対する応答関数計算値が前章で測定した応答関数実験値を過小評価したことによると考えられる。そこで35MeV以上の応答関数として前章での実験値を用いた場合の反応率分布をHETC/MORSE(J31)で計算した(Fig. 4.10)。その結果、ファントム表面では実験値に対してそれぞれ8%及び11%の過小となり、65MeV線源においても実験値と誤差内で一致した。

2. ファントム深さ1-3cmの浅い領域における実験値は、ファントム表面における実験値より最大で13%も大きい。これは入射中性子との反応によりファントム内で生成した反跳陽子のうち、ファントム内で適度に減速されたものが素子内で飛跡を形成することで検出されているためであり、ファントムがいわば中高エネルギー中性子に対するラジエータとして機能していることによる。一方で計算においては中性子束のみを計数しているため、この影響は考慮されない。そのため、40及び65MeV準単色中性子入射に対する計算値は実験値をそれぞれ16-25%及び22-28%過小評価した。また35MeV以上の応答関数として前章での実験値を用いた場合においてもそれぞれ14-23%及び14-21%過小となった。
3. 本研究で測定したファントム内での全ての反応率分布測定値に対して上述の2.の影響があるものと考えられることから、実験値には検出器に入射する中性子以外の寄与が混入し、検出器内における中性子束から得られた計算値と比較した場合、実験値は全ての深さにおいて計算値より過大となるものと思われた。しかしながら実際には、深さ10cm以上の領域における計算値と実験値の比較では40MeV準単色中性子入射に対するMORSE計算結果は実験値と6%以内で一致し、HETC/MORSE(J31)及び同(H86)の計算結果も実験値とそれぞれ12%及び9%以内で一致した。一方で65MeV準単色中性子入射に対しては、計算結果は実験値と比べて大きく、深さ25cmではMORSE計算値で18%、HETC/MORSE(J31)では27%の過大となった。
4. 3.の理由として、実験値だけでなく計算値においても真の値より過大となる要因があるためである。まず固体飛跡検出器反応率分布計算における10MeV以上の中性子の寄与を考える。Table 4.9-4.10より、TIARA準単色場におけるファントム内反応率分布計算において10MeV以下の中性子の寄与はファントムの深い領域では全応答の40%程度あるいはそれ以下の寄与しかなく、残りの60%以上は10MeV以上の中性子による応答であることが判る。前節の核分裂反応率分布測定においてファントムの深い位置では計算結果が実験値を過大評価する傾向にあり、この原因は数10MeV領域中性子スペクトルの計算精度にあると考えられる。従って、10MeV以上の中性子による寄与が6割以上を占める固体飛跡検出器反応率分布計算値においても程度の差こそあるものの同様の傾向にあると考えられる。また固体飛跡検出器は中性子の入射方向(角度)に対する依存性があり、検出器に対する入射角が鉛直方向からずれてくるにつれて応答が小さくなる。中性子入射角を考慮した応答関数を精度良く評価するには更に多くの実験が必要なることから、本研究では鉛直方向の中性子入射による応答関数のみを用いて計算を行っている。しかしながら輸送計算コードによるファントム内中性子束計算値は全方向からの中性子を評価しており、この中性子スペクトルを用いた反応率分布計算値はファントム内での散乱の影響が大きくなる深い領域において真の値より過大に評価することが考えられる。以上を総合して計算結果は真の値に対して過大となる傾向にあり、結果として実験値に対しても大きく、あるいは一致しているものと思われる。

5. 計算値間の比較では、核分裂反応率分布と同様に MORSE の結果が実験値に最も近く、HETC/MORSE の結果はファントムの浅い領域では MORSE の結果と一致するが、深い領域では MORSE の結果と比較して 10%程度大きい。

4.6 まとめ

ファントム内線量評価において重要な中性子束分布計算の精度検証を行うため、40 及び 65 MeV 準単色中性子がファントムに入射した際の体系内中性子束分布を核分裂計数管及び固体飛跡検出器を用いて測定し、中性子輸送計算コードによる解析結果と比較した。10MeV 以上の中性子に対する感度が大きい ^{238}U 核分裂反応率分布について、MORSE による計算結果は 40MeV 及び 65MeV 準単色中性子入射の何れの場合においても実験値をほぼ再現した。一方で HETC/MORSE(J31)及び同(H86)による計算結果はファントムの浅い領域では実験値を良く再現したものの、深い領域においては実験値を 22-33%過大評価し、HETC-3STEP コードによる数 10MeV 領域中性子入射に対するファントム内での輸送計算精度に課題があることが判った。また 10MeV 以下の中性子に対する感度が大きい固体飛跡検出器反応率分布測定においては、ファントムが検出器のラジエータと同様に機能してしまう問題、検出器の持つ入射中性子の角度に対する感度依存性の問題を計算によって評価することが困難であることから、検出器に入射する粒子が中性子のみで、かつ全ての中性子が鉛直方向に入射するという仮定で反応率分布計算を行った結果、深さ 5cm までの計算コードによる評価結果は実験値を 16-28%過小評価し、深さ 10cm 以上では実験値と一致、あるいは最大 27%の過大評価となった。

本章における中性子束分布の計算精度評価から中性子スペクトルの計算精度が推定され、その結果次章のファントム内吸収線量分布計算の精度が推定できる。HETC/MORSE(J31)による吸収線量分布計算は、ファントムの浅い領域においては中性子束分布計算結果が実験値を再現したことから、吸収線量においても実験値を再現するものと予想されるが、ファントムの深い領域においては実験値を過大評価することが予想される。次章ではファントム体系内における吸収線量を測定し、計算結果を実験値と比較することで、吸収線量計算に用いる手法及び用いる中性子 Kerma 係数についての検証を行う。

Table 4.1 実験に用いた核分裂計数管の感度比較

線源	感度 (b cm ⁻² counts ⁻¹)	²⁵² Cfによる感度を1としたときの感度比
²⁵² Cf	140182	1.0
40 MeV	111993	0.799
65 MeV	111145	0.793

Table 4.2 計算条件

計算条件 (本研究での名称)	計算に用いたコード	接続エネルギー	MORSE 計算に用いた 群定数断面積
HETC/MORSE(J31)	HETC-3STEP 及び MORSE-CG/KFA	14.9MeV	JENDL 3.1を DLC- 37/100 群構造に処理
HETC/MORSE(H86)	同 上	19.6MeV	DLC-119/HILO86
MORSE	MORSE-CG/KFA	-----	同 上

Table 4.3 40MeV準単色中性子入射によるファントム内中性子束分布計算結果

HETC/MORSE (J31)

Depth (cm)	Calculated flux ($n\text{ cm}^{-2}\ \mu\text{ C}^{-1}$)			
	Low energy thermal-10MeV	Continuum 10-35MeV	Peak 35-45MeV	Total
1	1.24E+04*	1.54E+04	1.52E+04	3.06E+04
3	1.15E+04	1.46E+04	1.42E+04	4.04E+04
5	1.06E+04	1.38E+04	1.35E+04	3.78E+04
10	7.97E+03	1.13E+04	1.14E+04	3.07E+04
15	5.98E+03	8.66E+03	9.62E+03	2.43E+04
20	4.59E+03	6.35E+03	7.98E+03	1.89E+04
25	3.31E+03	4.73E+03	6.33E+03	1.44E+04

* Read as 1.24×10^4

HETC/MORSE (H86)

Depth (cm)	Calculated flux ($n\text{ cm}^{-2}\ \mu\text{ C}^{-1}$)				HETC/MORSE(J31) とのfluxの比	
	Low energy thermal-10MeV	Continuum 10-35MeV	Peak 35-45MeV	Total	Peak	Total
1	1.25E+04	1.56E+04	1.53E+04	4.34E+04	1.01	1.42
3	1.15E+04	1.47E+04	1.43E+04	4.05E+04	1.00	1.00
5	1.04E+04	1.37E+04	1.35E+04	3.76E+04	1.00	0.99
10	7.79E+03	1.10E+04	1.14E+04	3.02E+04	1.00	0.98
15	5.82E+03	8.36E+03	9.63E+03	2.38E+04	1.00	0.98
20	4.37E+03	6.14E+03	7.89E+03	1.84E+04	0.99	0.97
25	3.11E+03	4.45E+03	6.25E+03	1.38E+04	0.99	0.96

MORSE

Depth (cm)	Calculated flux ($n\text{ cm}^{-2}\ \mu\text{ C}^{-1}$)				HETC/MORSE(J31) とのfluxの比	
	Low energy thermal-10MeV	Continuum 10-35MeV	Peak 35-45MeV	Total	Peak	Total
1	1.20E+04	1.57E+04	1.53E+04	4.30E+04	1.01	1.41
3	1.08E+04	1.51E+04	1.43E+04	4.01E+04	1.00	0.99
5	9.74E+03	1.40E+04	1.34E+04	3.71E+04	0.99	0.98
10	7.25E+03	1.11E+04	1.11E+04	2.94E+04	0.97	0.96
15	5.23E+03	8.32E+03	9.02E+03	2.26E+04	0.94	0.93
20	3.73E+03	5.85E+03	7.09E+03	1.67E+04	0.89	0.88
25	2.61E+03	4.10E+03	5.46E+03	1.22E+04	0.86	0.85

Table 4.4 65MeV準単色中性子入射によるファントム内中性子束分布計算結果

HETC/MORSE (J31)

Depth (cm)	Calculated flux ($n\text{ cm}^{-2}\ \mu\text{ C}^{-1}$)			
	Low energy thermal-10MeV	Continuum 10-60MeV	Peak 60-70MeV	Total
1	1.10E+04*	2.94E+04	2.01E+04	4.95E+04
3	1.15E+04	2.85E+04	1.92E+04	5.92E+04
5	1.14E+04	2.77E+04	1.82E+04	5.73E+04
10	9.79E+03	2.39E+04	1.61E+04	4.98E+04
15	8.10E+03	1.97E+04	1.41E+04	4.19E+04
20	6.72E+03	1.62E+04	1.23E+04	3.52E+04
25	5.10E+03	1.28E+04	1.06E+04	2.85E+04

* Read as 1.10×10^4

HETC/MORSE (H86)

Depth (cm)	Calculated flux ($n\text{ cm}^{-2}\ \mu\text{ C}^{-1}$)				HETC/MORSE(J31) とのfluxの比	
	Low energy thermal-10MeV	Continuum 10-60MeV	Peak 60-70MeV	Total	Peak	Total
1	1.11E+04	2.93E+04	2.04E+04	6.08E+04	1.01	1.23
3	1.15E+04	2.87E+04	1.93E+04	5.96E+04	1.01	1.01
5	1.13E+04	2.74E+04	1.84E+04	5.70E+04	1.01	1.00
10	9.91E+03	2.41E+04	1.61E+04	5.01E+04	1.00	1.01
15	8.18E+03	1.98E+04	1.42E+04	4.22E+04	1.01	1.01
20	6.51E+03	1.60E+04	1.22E+04	3.46E+04	0.99	0.98
25	5.17E+03	1.27E+04	1.08E+04	2.86E+04	1.02	1.01

MORSE

Depth (cm)	Calculated flux ($n\text{ cm}^{-2}\ \mu\text{ C}^{-1}$)				HETC/MORSE(J31) とのfluxの比	
	Low energy thermal-10MeV	Continuum 10-60MeV	Peak 60-70MeV	Total	Peak	Total
1	1.05E+04	2.96E+04	2.04E+04	6.05E+04	1.01	1.22
3	1.06E+04	2.92E+04	1.93E+04	5.91E+04	1.00	1.00
5	1.04E+04	2.84E+04	1.83E+04	5.70E+04	1.00	0.99
10	9.11E+03	2.40E+04	1.58E+04	4.89E+04	0.98	0.98
15	7.39E+03	1.98E+04	1.36E+04	4.08E+04	0.96	0.98
20	5.96E+03	1.58E+04	1.16E+04	3.33E+04	0.94	0.95
25	4.46E+03	1.19E+04	9.94E+03	2.63E+04	0.94	0.92

Table 4.5 40MeV準単色中性子入射によるファントム内²³⁸U核分裂反応率分布の測定及び計算結果

Depth (cm)	Expt.		Calc.				
	Fission rate (Counts μC^{-1})	HETC/MORSE (J31)		HETC/MORSE (H86)		MORSE	
		Fission rate (Counts μC^{-1})	C/E	Fission rate (Counts μC^{-1})	C/E	Fission rate (Counts μC^{-1})	C/E
1	0.484	0.473	0.98	0.478	0.99	0.479	0.99
3	0.449	0.443	0.99	0.445	0.99	0.448	1.00
5	0.432	0.415	0.96	0.414	0.96	0.416	0.96
10	0.359	0.341	0.95	0.337	0.94	0.334	0.93
15	0.260	0.273	1.05	0.270	1.04	0.260	1.00
20	0.185	0.215	1.16	0.210	1.14	0.194	1.05
25	0.125	0.166	1.33	0.160	1.29	0.144	1.15

Table 4.6 65MeV準単色中性子入射によるファントム内²³⁸U核分裂反応率分布の測定及び計算結果

Depth (cm)	Expt.		Calc.				
	Fission rate (Counts μC^{-1})	HETC/MORSE (J31)		HETC/MORSE (H86)		MORSE	
		Fission rate (Counts μC^{-1})	C/E	Fission rate (Counts μC^{-1})	C/E	Fission rate (Counts μC^{-1})	C/E
1	0.742	0.737	0.99	0.740	1.00	0.745	1.00
3	0.711	0.711	1.00	0.715	1.01	0.721	1.01
5	0.705	0.684	0.97	0.681	0.97	0.693	0.98
10	0.607	0.593	0.98	0.597	0.98	0.591	0.97
15	0.467	0.500	1.07	0.504	1.08	0.496	1.06
20	0.372	0.423	1.14	0.418	1.12	0.407	1.09
25	0.283	0.346	1.22	0.349	1.23	0.324	1.15

Table 4.7 40MeV準単色中性子入射によるファントム内固体飛跡検出器反応率分布結果

Depth (cm)	Expt.		Calc.					
	Reaction rate ($\text{Tr cm}^{-2} \mu\text{C}^{-1}$)		HETC/MORSE (J31)		HETC/MORSE (H86)		MORSE	
			Reaction rate ($\text{Tr cm}^{-2} \mu\text{C}^{-1}$)	C/E	Reaction rate ($\text{Tr cm}^{-2} \mu\text{C}^{-1}$)	C/E	Reaction rate ($\text{Tr cm}^{-2} \mu\text{C}^{-1}$)	C/E
0	16.97		15.28	0.90	15.13	0.89	14.88	0.88
1	17.42		14.69	0.84	14.60	0.84	14.44	0.83
2	17.70		13.84	0.78	13.89	0.78	13.73	0.78
3	17.36		12.99	0.75	13.07	0.75	12.99	0.75
5	13.88		11.67	0.84	11.66	0.84	11.72	0.84
10	9.27		8.85	0.95	8.79	0.95	8.73	0.94
15	6.18		6.62	1.07	6.46	1.05	6.41	1.04
20	4.55		5.01	1.10	4.82	1.06	4.57	1.00
25	3.20		3.58	1.12	3.49	1.09	3.22	1.01

Table 4.8 65MeV準単色中性子入射によるファントム内固体飛跡検出器反応率分布結果

Depth (cm)	Expt.		Calc.					
	Reaction rate ($\text{Tr cm}^{-2} \mu\text{C}^{-1}$)		HETC/MORSE (J31)		HETC/MORSE (H86)		MORSE	
			Reaction rate ($\text{Tr cm}^{-2} \mu\text{C}^{-1}$)	C/E	Reaction rate ($\text{Tr cm}^{-2} \mu\text{C}^{-1}$)	C/E	Reaction rate ($\text{Tr cm}^{-2} \mu\text{C}^{-1}$)	C/E
0	19.07		15.31	0.80	15.45	0.81	15.04	0.79
1	21.46		15.41	0.72	15.59	0.73	15.62	0.73
2	20.91		15.23	0.73	15.27	0.73	15.34	0.73
3	19.03		14.91	0.78	14.84	0.78	14.72	0.77
5	18.48		14.06	0.76	14.23	0.77	14.16	0.77
10	12.88		11.96	0.93	11.75	0.91	11.79	0.92
15	9.08		9.77	1.08	9.73	1.07	9.59	1.06
20	6.42		7.90	1.23	7.74	1.21	7.52	1.17
25	5.00		6.34	1.27	6.13	1.23	5.89	1.18

Table 4.9 固体飛跡検出器反応率分布計算値にしめる中性子束のエネルギー領域毎の割合(40MeV)

Depth (cm)	40MeV準単色中性子入射における中性子束のエネルギー領域毎の寄与割合							
	HETC/MORSE (J31)				MORSE			
	Low energy < 10MeV	Continuum 10-35MeV	Peak 35-45MeV	Total	Low energy < 10MeV	Continuum 10-35MeV	Peak 35-45MeV	Total
0	0.536	0.291	0.173	1.000	0.525	0.298	0.178	1.000
1	0.532	0.294	0.174	1.000	0.522	0.300	0.178	1.000
2	0.520	0.301	0.179	1.000	0.508	0.311	0.181	1.000
3	0.504	0.311	0.185	1.000	0.499	0.316	0.185	1.000
5	0.484	0.326	0.190	1.000	0.487	0.322	0.191	1.000
10	0.458	0.329	0.213	1.000	0.451	0.339	0.210	1.000
15	0.430	0.327	0.243	1.000	0.431	0.333	0.235	1.000
20	0.427	0.308	0.265	1.000	0.435	0.309	0.256	1.000
25	0.403	0.313	0.284	1.000	0.410	0.310	0.280	1.000

Table 4.10 固体飛跡検出器反応率分布計算値にしめる中性子束のエネルギー領域毎の割合(65MeV)

Depth (cm)	65MeV準単色中性子入射における中性子束のエネルギー領域毎の寄与割合							
	HETC/MORSE (J31)				MORSE			
	Low energy < 10MeV	Continuum 10-60MeV	Peak 60-70MeV	Total	Low energy < 10MeV	Continuum 10-60MeV	Peak 60-70MeV	Total
0	0.394	0.404	0.201	1.000	0.376	0.420	0.205	1.000
1	0.405	0.400	0.195	1.000	0.403	0.406	0.191	1.000
2	0.402	0.407	0.191	1.000	0.402	0.409	0.190	1.000
3	0.403	0.406	0.191	1.000	0.390	0.418	0.192	1.000
5	0.401	0.408	0.191	1.000	0.395	0.417	0.188	1.000
10	0.385	0.416	0.199	1.000	0.378	0.425	0.196	1.000
15	0.381	0.406	0.213	1.000	0.374	0.415	0.211	1.000
20	0.367	0.402	0.231	1.000	0.370	0.402	0.228	1.000
25	0.370	0.389	0.241	1.000	0.369	0.388	0.243	1.000

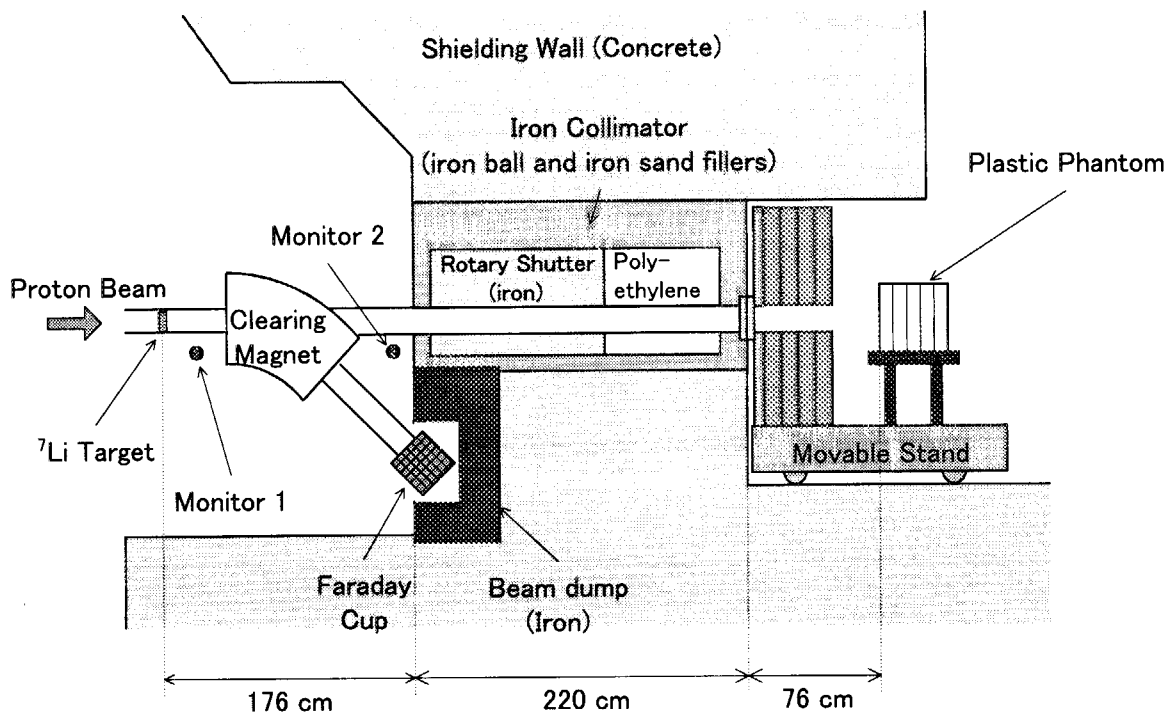


Fig. 4.1 ファントム内中性子束分布測定実験体系

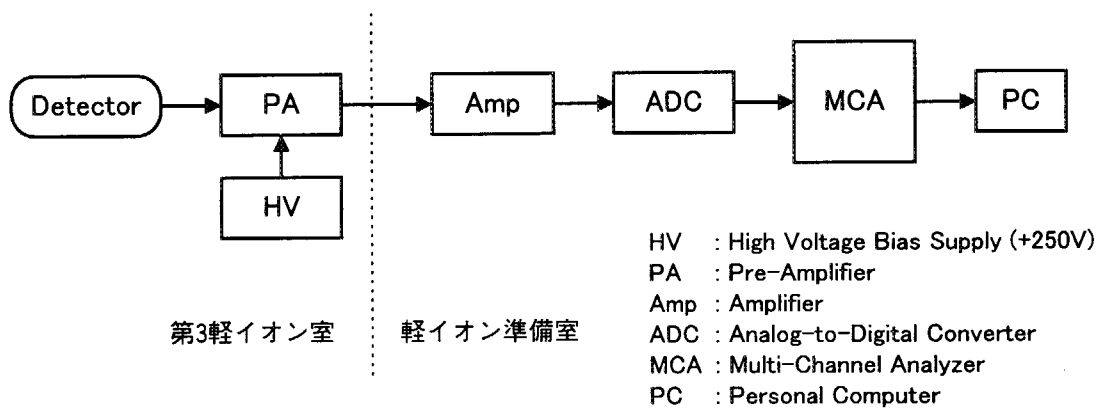


Fig. 4.2 核分裂計数管測定回路

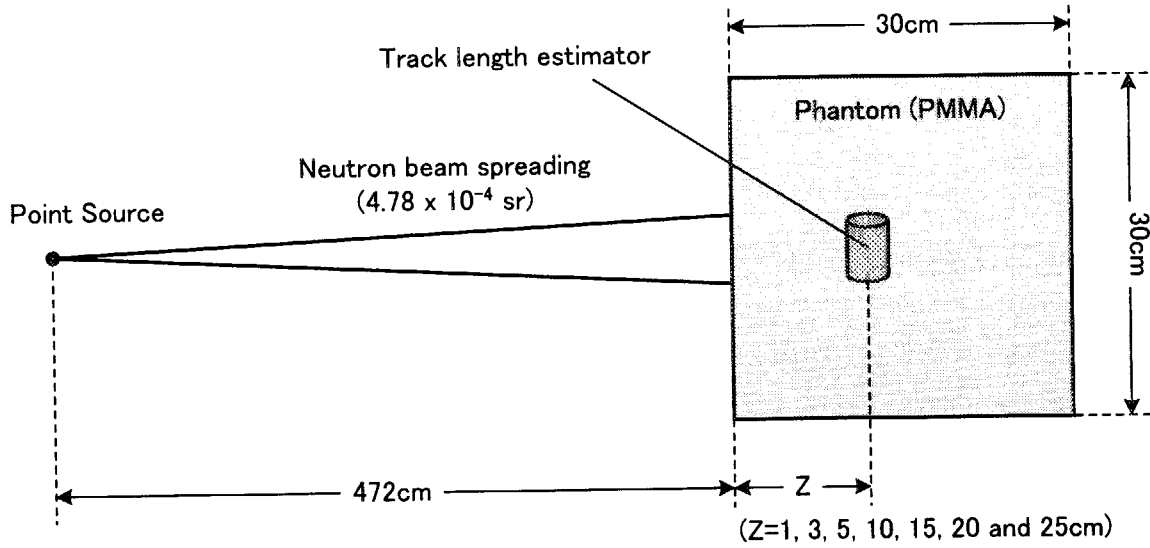


Fig. 4.3 核分裂反応率分布の解析計算体系

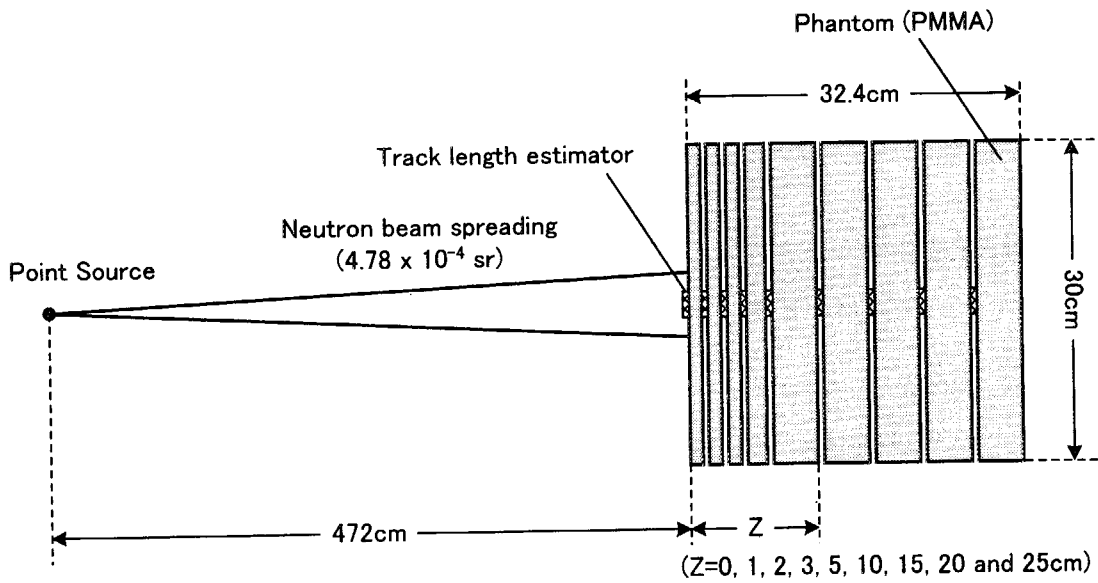


Fig. 4.4 固体飛跡検出器反応率分布の解析計算体系

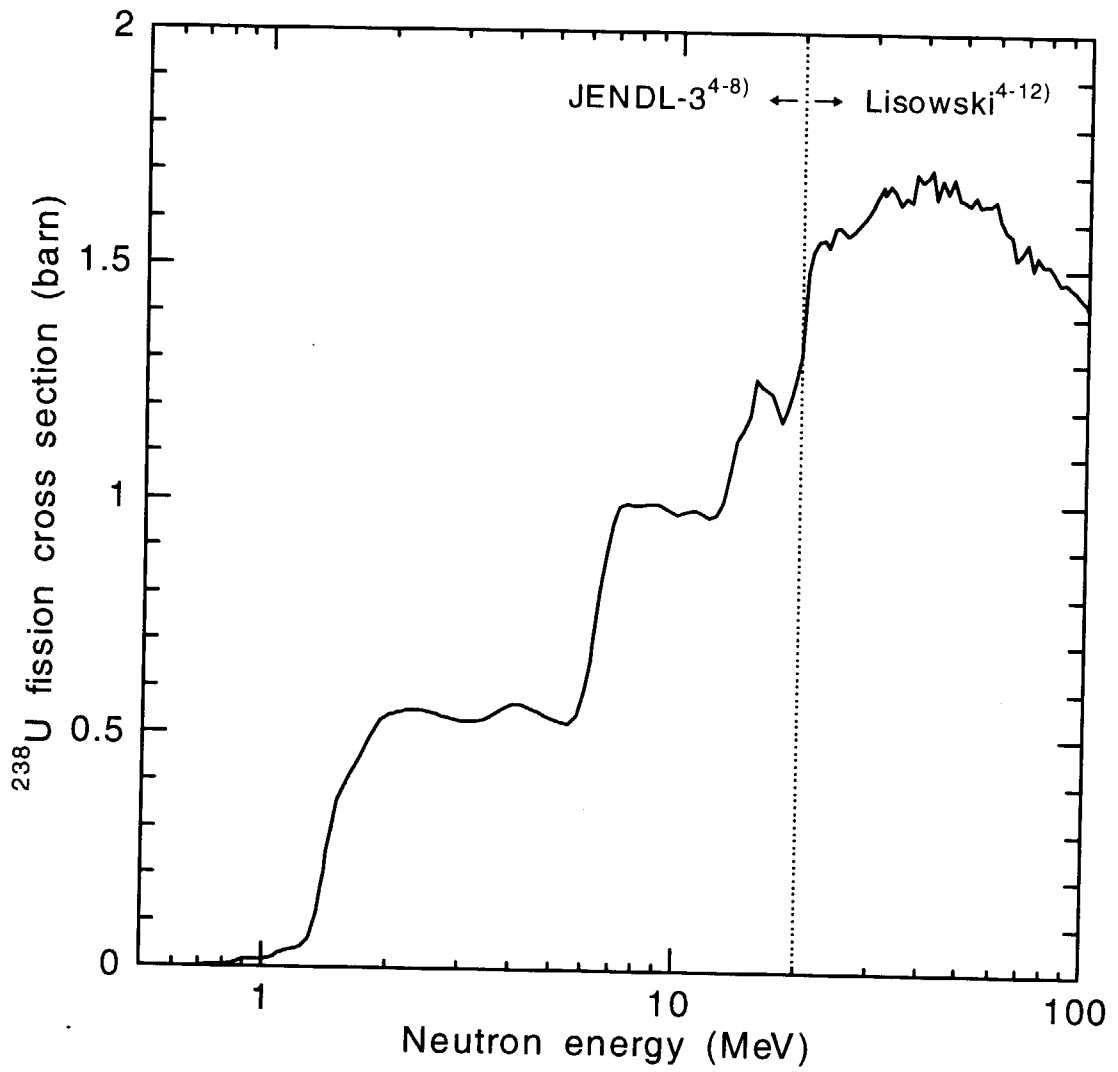


Fig. 4.5 ^{238}U 核分裂反応率分布計算に用いた断面積

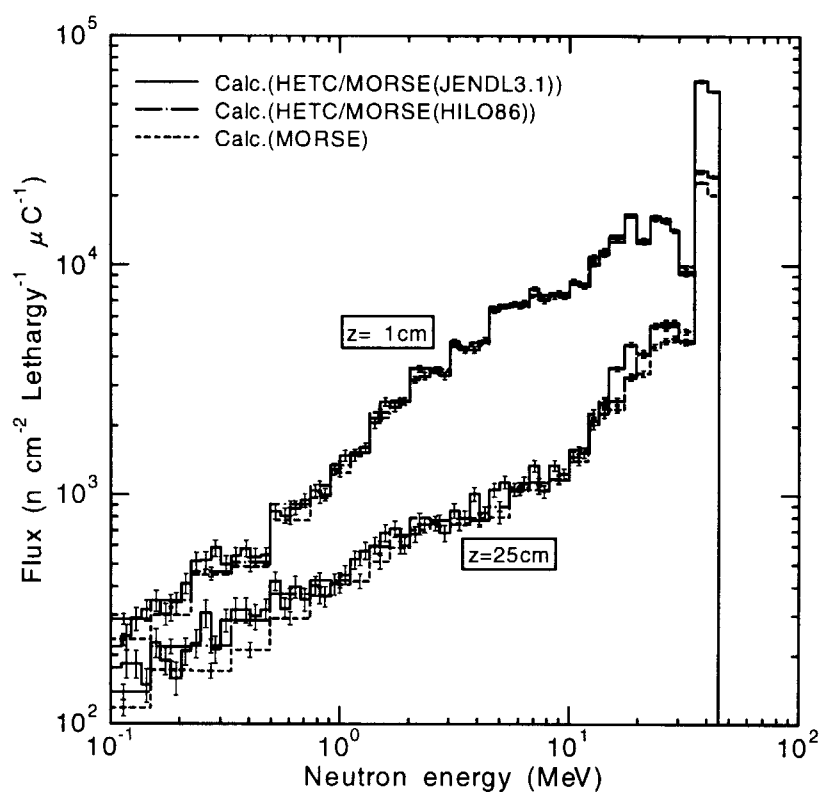


Fig. 4.6 40MeV 準単色中性子入射におけるファントム内透過中性子スペクトル計算結果

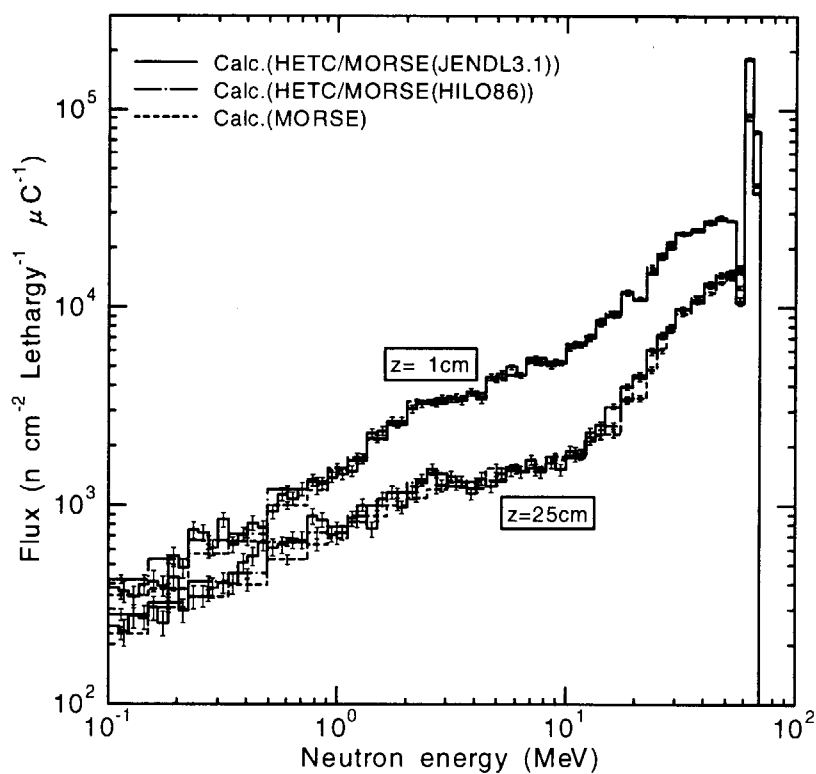


Fig. 4.7 65MeV 準単色中性子入射におけるファントム内透過中性子スペクトル計算結果

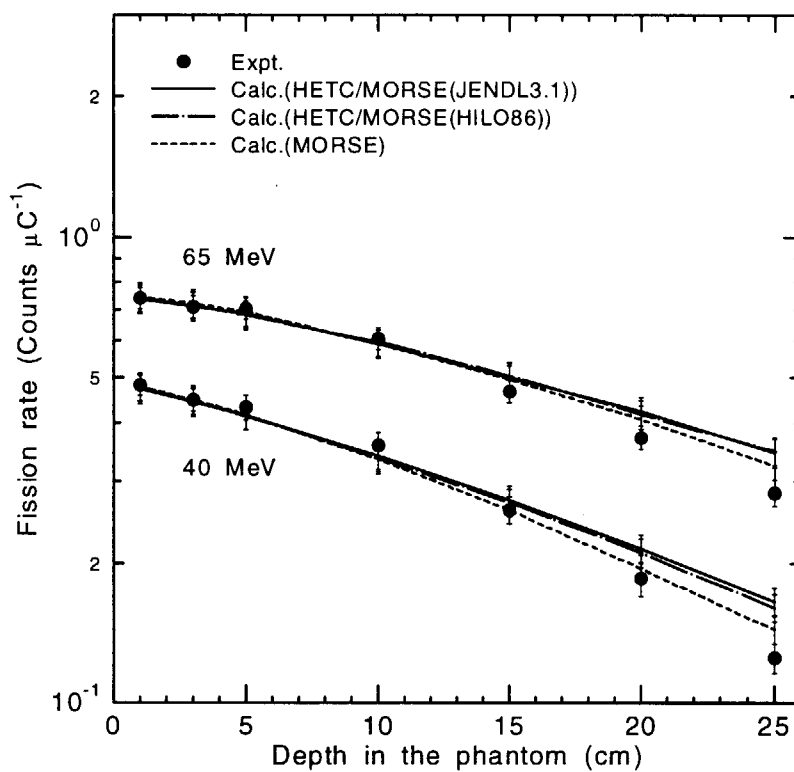


Fig. 4.8 ファントム内核分裂反応率分布の比較

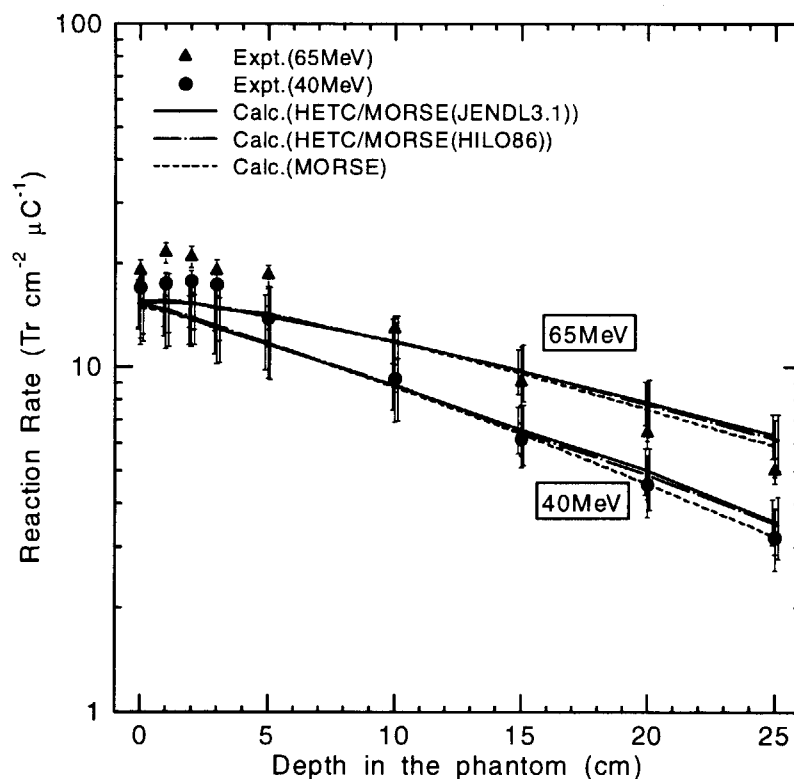


Fig. 4.9 ファントム内固体飛跡検出器反応率分布の比較

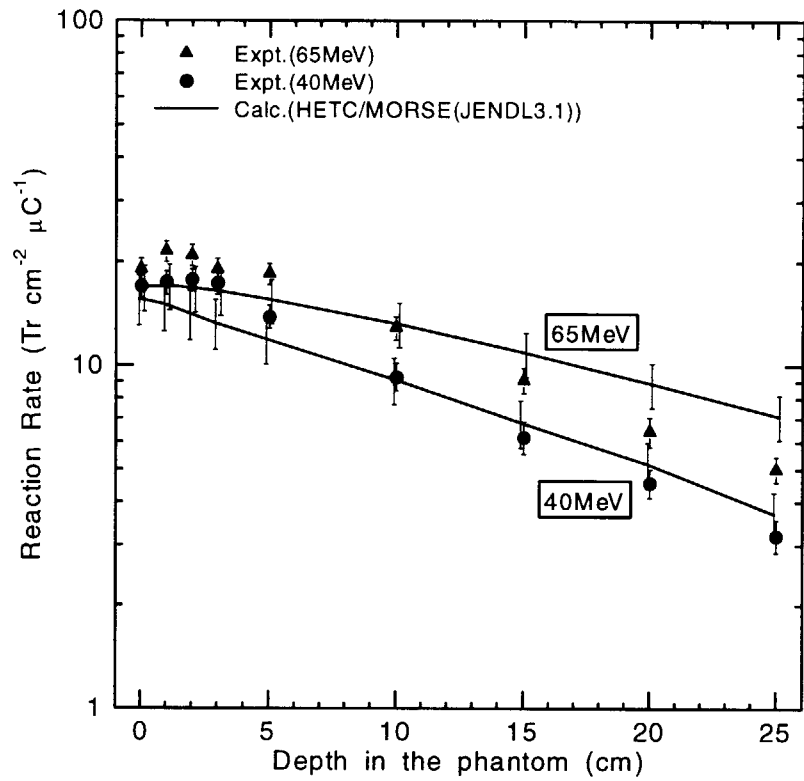


Fig. 4.10 35MeV 以上の中性子エネルギーに対する検出器応答関数として、前章での実験値を用いた場合の固体飛跡検出器反応率分布計算結果

5. 平板ファントム内吸収線量分布の評価

5.1 概要

前章において線量評価計算に重要なファントム内中性子束分布計算値を検出器反応率分布の形で実験値と比較し、輸送計算コードによる中性子束計算精度を検証した。その結果ファントムの浅い領域では何れの計算手法を用いても実験値を良く再現したが、深い領域では HETC/MORSE(J31)による計算結果は実験値を過大評価し、この結果から、吸収線量の計算結果はファントムの浅い領域において実験値を再現するが、深い領域では実験値を過大評価することが予想される。

吸収線量は媒質中に放射線が付与する単位重量当たりのエネルギー付与であり、組織等価型の検出器を用いた実験によって測定することが可能な物理量であることから、粒子輸送計算コードによる吸収線量計算結果と比較することで吸収線量計算における精度評価を行うことができる。また吸収線量に平均線質係数を乗じて線量当量が得られることから、吸収線量の精度は線量当量計算の精度にも大きな影響を及ぼす。

前章にも述べたが、輸送計算コードによる吸収線量の計算手法としては以下の2通りの評価方法がある。

1. 中性子による反応で生成する2次粒子が線量計算の対象領域に付与するエネルギーから直接に吸収線量を求める方法
2. 計算対象における中性子束のエネルギースペクトルを計算し、これに中性子 Kerma 係数を乗じて吸収線量を求める方法

2.で用いている Kerma の定義については ICRU Report 60⁵⁻¹⁾等に記されており、これによると、質量 dm の物質中で非電離粒子によって放出された全ての荷電粒子の初期運動エネルギーの和を dE_{tr} とすると、Kerma K は次式で表される。

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} \quad (5-1)$$

上記の2通りの評価方法について、計算対象となる中性子のエネルギーが比較的低い場合には、2の中性子 Kerma 係数を用いた吸収線量計算が広く用いられており、計算手法としても確立している。ところが入射中性子エネルギーが高くなると2次荷電粒子の物質中における飛程が大きくなり、物質の微小体積中に2次粒子の持つ全ての初期運動エネルギーが付与されるとする Kerma 近似が成立しなくなることから、このような場合には2の計算手法は適用できない。

本研究では TIARA の 40 及び 65MeV 準単色中性子入射における平板ファントム内での吸収線量分布を2種類の人体組織等価検出器を用いて測定し、その結果と粒子輸送計算コードによる吸収線量計算結果を比較して、吸収線量計算の精度を検証した。また数 10MeV 領域中性子入射における吸収線量計算手法の適用範囲、吸収線量計算に用いる係数、測定実験における問題点等についての検討も行った。

5.2 吸収線量分布測定実験

5.2.1 実験体系

TIARAの40及び65MeV準単色中性子線源を用いて吸収線量測定実験を行った。実験体系をFig. 5.1に示す。移動台車上に設置された80cm厚さの追加コリメータ端から68cm下流、Liターゲットから558cmの位置に前章で用いた30cm立方の亚克力樹脂製平板ファントムを設置し、このファントム内における吸収線量分布について人体組織等価物質を用いた小型の比例計数管及び電離箱を用いて測定した。測定には各々の検出器形状に合わせて穴を開けた3cm厚さのファントム板を用い、検出器を挿入したファントム板を測定位置に移動させることで、中性子が入射するファントム表面から深さ(検出器中心までの距離)2, 5, 10, 15, 20及び25cmの位置における6点の吸収線量分布を測定した(Fig. 5.2)。また比例計数管による測定では深さ0cm位置の測定としてファントムの表面に検出器を設置した測定も行った。

本研究における吸収線量測定実験に組織等価型の比例計数管及び電離箱を用いた理由として、これらの検出器によって測定される人体組織等価物質に対する付与エネルギー量から直接的に吸収線量を得ることができるためである。この利点から、これらの検出器は吸収線量の測定に広く用いられている。中性子検出器を用いた線量測定では、検出器の測定対象はあくまで中性子束(またはスペクトル)であり、得られた測定値に対して線量に換算する係数を用いることで間接的に線量を導出しているにすぎない。そのため精度の高い吸収線量測定を行うためには、換算に用いる係数について入射中性子エネルギーに対する依存性を含めて高い精度が要求されることになる。

以下、各々の測定器の特徴及び測定条件について説明する。

5.2.2 組織等価型比例計数管(TEPC)

組織等価型比例計数管(TEPC: Tissue Equivalent Proportional Counter)は人体軟組織($C_5H_{40}O_{18}N$)と等価な組成を持つプラスチックによる球形の比例計数管に、比例計数ガスとして組織等価ガスを封入し、低いガス圧で動作させることで直径1~2 μm 程度の微小球の軟組織を模擬し、線量分布を実験的に測定することができる。電離放射線による計数管(微小球)内でのエネルギー吸収 $E(\text{keV})$ をその微小球の平均の弦の長さ $l(\mu\text{m})$ で除したものを線エネルギー(lineal energy: y)と呼び、この y のパルス波高分布の実測値から吸収線量の y 分布 $D(y)$ を求めることができる⁵⁻²⁾。この検出器の開発者の名を取って Rossi カウンタ⁵⁻³⁾と称されることもある。

本実験に用いた米国 Far West Technology 社製の TEPC(LET-SW-1/2 型)を Fig. 5.3 に示す。この検出器は内径 12.7mm, 壁厚 1.27mm の導電処理を施した球形の組織等価プラスチック(Shonka A-150⁵⁻⁴⁾)を陰極、球の中心を通る 7 μm 径のステンレス製の電極を陽極とするシングルワイヤ型の比例計数管である。陰極となる A-150 組織等価プラスチックの組成及び密度について Table 5.1 に示す。計数管の検出部分は 0.18mm 厚のアルミニウムで覆われた気密構造となっており、外径は約 20mm である。この検出器には、エネルギー校正に用いる α 線源(^{244}Cm : 平均 α 線エネルギー 5.796MeV)が内蔵されている。この線源は球の直径方向にコリメートされており、線源の出し入れは計数管の向きを変えるこ

とにより行われる。

検出器に封入する組織等価型ガスとして、プロパンを基本としたガスを用いた。プロパンベースのガスはメタンベースのガスと比較して高いガス増幅率が得られる。本実験で用いたガスの組成は ICRU Report 26⁵⁻⁵⁾に記載されているプロパンベースの組織等価ガス⁵⁻⁶⁾と同等のものである (Table 5.2)。ガスの圧力は 9.031kPa(67.74Torr)とし、これは直径 2 μ m の微小球の軟組織(密度 1)に相当する。

Fig. 5.4 に測定時の回路を示す。検出器に付与されるエネルギーの範囲は電子による数 10eV/ μ m から反跳核による 2000keV/ μ m までの広い範囲にわたる。検出器のノイズ等により測定の困難な低いエネルギー領域を除いて、測定が可能な 0.2 - 2000 keV/ μ m の広域な付与エネルギー分布を得るには測定範囲を数段に分けた測定を行う必要がある。本研究ではプリアンプ出力を 3 系統に分け、それぞれ低ゲイン、中ゲイン及び高ゲインと増幅率の異なる 3 台のアンプを用いて各々の信号を増幅し、広域な付与エネルギー分布を 3 領域に分けて測定した。これらのアンプ出力は 3 台の ADC により各々デジタル化され、得られた波高値を MCA (Multi Channel Analyzer)を用いて、低及び中エネルギー領域については1024チャンネル、高エネルギー領域は 2048 チャンネルで蓄積した。検出器への印加電圧は、上記のガス圧で可能な最大電圧 (-600V)とした。

このように TEPC による測定では 4 桁以上の広域な波高分布の測定を行う必要がある。そのため 2 桁程度の波高分布測定を行う一般の放射線測定においてはほとんど問題とならない非常に小さなノイズが波高分布の測定に直接影響を及ぼすことから、この微弱ノイズの除去が TEPC での測定下限を決める重要な課題となる。問題となるノイズの要因としては検出器で発生するものと測定回路で発生するものとに大別される。検出器で発生するノイズとしては検出器が振動や音を拾うことによって発生するノイズと、検出器に印加する電圧に含まれるノイズの2つがある。前者については測定において検出器を安定な台に設置することで微振動を極力抑えた。後者については高压電源において AC ラインから回り込むノイズの影響が大きいため、商用電源に対してノイズカットトランス(フィルタ)や無停電電源装置等を併用することでこの影響を低減した。また測定回路で発生するノイズの対策として電荷増幅器である前置増幅器における浮遊容量を極力小さくする対策を講じた。具体的には前置増幅器と検出器の接続においてケーブル等を介さず両者を直接接続できるように前置増幅器側のコネクタ部を改良したこと、前置増幅器の初段 FET の前段に設けられた、パルス性の高压電圧から FET を保護するための回路を除去したこととの2点である。これらの対策により、測定下限を約 1.0 keV/ μ m から約 0.2 keV/ μ m にすることができた。ここでは中性子による吸収線量を測定するため、測定下限としてはこの程度までの測定で問題ないが、ガンマ線による吸収線量を精度良く測定するためには更に低い領域まで測定を行うことが必要となる。

実験に用いたプロパンベース組織等価ガスの組成に対する 5.796MeV α 線の飛程及びこの α 線が検出器内の TE ガス中で失うエネルギーは SPAR コード³⁻¹⁷⁾を用いて計算し、2 μ m の組織等価球径に対して $dE/dx=82.33\text{keV}/\mu\text{m}$ を得た。この値を本実験でのエネルギー校正の基準点とした。

5.2.3 組織等価型電離箱(TEIC)

組織等価型電離箱(TEIC:Tissue Equivalent Ionization Chamber)は、TEPC と比較して測定回路が簡素でデータ解析も容易なことから、マイクロシメトリーにおける付与エネルギー分布の測定に広く

用いられている。本研究では中性子とガンマ線の両方の寄与を含む吸収線量を測定する目的で 65MeV 準単色中性子線源に対する吸収線量を TEIC により測定した。

実験に用いた電離箱は米国 Far West Technology 社製の IC-17 である (Fig. 5.5)。この電離箱は組織等価プラスチック (Shonka A-150⁵⁻⁴) 製の球形の壁 (外径 22.9mm, 壁厚 1.27mm) の陰極と, 球の中心を通る同プラスチック製の陽極からなり, 検出器の内部 (容量 1cc) に人体組織と等価な組成を持つガス (組織等価型ガス) を流入させた状態で用いる。検出器壁及びガスが人体組織と等価な組成であることから, 組織の吸収線量を実験的に測定することができる。検出器に流入させるガスとして ICRU Report 26⁵⁻⁵ に記載されているメタンガスペースの組織等価ガス⁵⁻⁷ と同等のものを用いた (Table 5.2)。

測定回路系を Fig. 5.6 に示す。検出器からの電流が $10^{-13} \sim 10^{-15} \text{A}$ と非常に小さいため, 全ての測定回路を照射室である第 3 軽イオン室に設置し, 検出器からの電流は微弱電流が測定可能なデジタルマルチメータを用いて測定した。また検出器と接続するケーブルにも微弱電流用のものを用いた。測定した電流値はパーソナルコンピュータに蓄積し, 測定時間における電流値及びその平均値を算出する。実験時のガス流量はこの検出器の定格である 5 cc/min, 検出器に印加する電圧は +250V である。

TEIC による測定では中性子及びガンマ線による吸収線量の合計は得られるものの, TEPC による測定で得られる様な吸収線量の微量が得られないことから, 中性子とガンマ線による線量を弁別することができない。そこで一般的には検出器の壁材として炭素等を用いた中性子感度の低い電離箱を併用することによりガンマ線による線量を評価する対電離箱法による測定⁵⁻⁵ が行われている。この方法は 20MeV 以下の低エネルギー領域中性子に対しては有効な手段であるが, 20MeV 以上の中性子に対しては壁材からの陽子及び α 粒子生成反応による線量が無視できなくなり, 本研究のような数 10MeV 領域中性子入射の場合には用いることができない。よって本研究で得られた TEIC による測定値は, 中性子とガンマ線の両方の寄与を含んだ吸収線量測定値として扱う。

5.2.4 TEPC による測定データの解析

実験により得られた波高分布を以下の手順でデータ解析し, 吸収線量及び線量の y (lineal energy) 分布を算出した。TEPC による測定データの解析手法については ICRU Report 36⁵⁻² に詳細に記されており, また TEPC を用いた測定という観点ではこれまでも多くの測定例がある。本研究においても, 一般的に用いられる手法により解析を行った。

(1) 線量の y 分布

5.2.2 節で得られた 3 領域の付与エネルギー測定結果について, 横軸の波高を y 値に換算する。検出器において電極である組織等価プラスチック壁の内部 (キャビティ) が球形の場合, 波高値は次式によって変換される⁵⁻⁸。

$$y = h \left[\frac{\epsilon_{\alpha}}{h_{\alpha}} \frac{3}{2d} \right] G_r \quad (5-2)$$

ここで ϵ_{α} は校正用の α 線源がキャビティを横切る際に付与するエネルギー, h_{α} は検出器に内臓の α 線源

での校正における波高のピーク位置のチャンネル値, d は組織等価球径, G_r はアンプのゲインである. アンプのゲインについて, 実際には内臓の α 線源によって値付けされたパルサーを用いて MCA のチャンネル値と y 値の変換を行っている. 換算された3領域の y 分布について1桁 40 群のエネルギー付与分点に縮約し, これを1つに統合してイベント数の y 分布を得た. MCA のあるチャンネル i での lineal energy y における頻度分布 $f(y)$ は次式で計算される.

$$f(y) = N_i / \Delta y_i \quad (5-3)$$

ここで, N_i は MCA のチャンネル i におけるイベント数, Δy_i はチャンネル i における y 値の幅である. この頻度分布 $f(y)$ を y で重み付けすることで, 吸収線量の y 分布 $d(y)$ を求めることができる. $d(y)$ は次式で定義される.

$$d(y) = y \cdot f(y) \quad (5-4)$$

また, 吸収線量 D は次式で求められる.

$$D = \int d(y) dy = \int y \cdot f(y) dy \quad (5-5)$$

$d(y)$ をグラフに表記する場合, 横軸 y について対数($\log y$)で表記する場合は,

$$d(y) dy = y \cdot d(y) d(\ln y) = (\ln 10) y \cdot d(y) d(\log y) \quad (5-6)$$

より, 縦軸に $y \cdot d(y)$ をプロットすることで吸収線量の y 分布が示される⁵⁻²⁾.

上記の方法により測定値を解析した. Fig. 5.7-5.8 に 40 及び 65MeV 準単色中性子入射におけるファントム表面, ファントム内深さ 5cm 及び 25cm 位置における TEPC 測定値から得られた吸収線量の y 分布を示す. $y d(y)$ のグラフ表記においては $d(y)$ について正規化したものをプロットすることが一般的であり, ここでも以下の正規化を行っている.

$$\int d(y) dy = (\ln 10) \int y \cdot d(y) d(\log y) = 1 \quad (5-7)$$

なおグラフでは測定系のノイズにより 0.2 keV/ μ m 以上の y の領域における値のみが示されている. この線量の y 分布から, 粒子の種類による線量への寄与を推定することができる. まず y 値がおよそ 0.3 keV/ μ m 以下の領域はガンマ線による線量, それ以上は中性子による線量と推定される. また中性子による線量のうち, 約 0.3~60 keV/ μ m 付近の領域は入射中性子が検出器やファントム中の水素と反応して生成する反跳陽子が検出器を横切る際に付与する線量, 約 60~130keV/ μ m 付近の領域はこの反跳陽子のうち検出器内部で止まったもの及び炭素や酸素との反応により生成する比較的エネルギーの低い陽子によるもの, 約 130~400keV/ μ m 付近の領域は入射中性子が検出器中の炭素及び酸素原子との反応で生成した α 粒子等によるもの, 約 400keV/ μ m 以上の領域は検出器中の炭素及び酸素の反跳核によるものと推定される. この様に y の領域により弁別された粒子の線量への寄与を Table 5.3-5.4 に示す. 陽子による線量への寄与が最も大きく, 線量に占める陽子の寄与は何れの場合も 8 割前後であることが判る. またファントム内における陽子の寄与はファントム表面での寄与と比較して大きく, 40 及び 65MeV 中性子に対する全体の線量への寄与率はそれぞれ 5%及び 10%も大きい. これはファントム内での測定においてファントム内で生成した陽子による線量への寄与が加わるためである. 一方でファ

ントム内においては深さに依らず、どの粒子もほぼ同程度の寄与であることが判る。さらに Fig. 5.7 と Fig. 5.8 の比較から、反跳陽子による線量への寄与においてピーク値となる y の値が入射中性子のエネルギーによって異なり、40 及び 65MeV 準単色中性子線源に対してはファントム深さ 5cm でそれぞれ約 10 及び 7keV/ μm であった。これは 65MeV 入射においては 40MeV 入射の場合より反跳陽子のエネルギーが大きいため、粒子の付与する単位長さ当たりエネルギーが小さく、ピーク値をとる y 値も小さくなる。

(2)吸収線量

TEPC による吸収線量測定値は(5-5)式から求める方法の他に、MCA のあるチャンネル i における内蔵 α 線源校正時のエネルギーロス量で値付けしたエネルギー $\varepsilon_{\alpha,i}$ を用いて求める方法があり、一般的には後者の方法が用いられる。このときチャンネル i における付与エネルギーは $\delta_{\alpha,i} N_i$ となり、これを中性子による全てのチャンネルについて積分し、検出器中のガスの質量 m で割ることにより、TEPC による吸収線量 D が得られる。

$$D = \frac{1}{m} \sum_{i=i_1}^{i_2} \varepsilon_{\alpha,i} N_i \quad (5-8)$$

ここで i_1 から i_2 は中性子による付与エネルギー領域範囲を示している。本研究では上式より求めた値を吸収線量実験値とした。

5.2.5 TEIC による測定データの解析

実験により測定された電流値から線量への換算方法については、ICRU Report45^{4,2)} に示された方法及び係数を用いた。以下に概略を示す。

全吸収線量 D_T は、以下の式で計算される。

$$D_T = M_T \cdot (Ik_M)_T \cdot N_X \cdot A_{\text{wall}} \cdot (f_t)_c \cdot d_T \cdot \frac{1}{k_T} \cdot \frac{1}{1+\delta} \quad (5-9)$$

ここで、

M_T : 電離箱によるエレクトロメータでの電流値

Ik_M : 測定による様々な補正係数(ここでは1とした)

N_X : exposure calibration factor (^{60}Co ガンマ線での校正感度)

この検出器に対して 3.16×10^9 (R/Coulomb)

A_{wall} : 検出器壁での吸収及び散乱の補正係数 (^{60}Co ガンマ線に対して 0.983)

$(f_t)_c$: exposure-to-absorbed dose in reference tissue conversion factor

$$(f_t)_c = (W_{\text{air}}/e)_c \cdot \left[\frac{(\mu_{\text{en}}/\rho)_t}{(\mu_{\text{en}}/\rho)_{\text{air}}} \right]_c \quad (5-10)$$

$(W_{\text{air}}/e)_c$: 33.97 ± 0.068 (J/C)

$[(\mu_{\text{en}}/\rho)_t / (\mu_{\text{en}}/\rho)_{\text{air}}]_c$: ^{60}Co ガンマ線での tissue と空気に対する質量エネルギー吸収係

数(linear energy absorption coefficient)の比:(5-12)式で計算

d_T :ファントム材質がガスに替わっているための吸収及び散乱の減少の補正.

1cc 電離箱に対して 0.978 ± 0.004

$1/(1+\delta)$:電離箱の中性子とガンマ線に対する応答の違いの補正.(1.00 で計算)

k_T :次式で定義

$$\frac{1}{k_T} = \left[\frac{(r_{m,g})_n}{(\bar{L}/\rho)_m / (\bar{L}/\rho)_g} \right]_c \cdot \frac{W_n}{W_c} \cdot \left[\frac{(K_t/K_m)_n}{(\mu_{en}/\rho)_t / (\mu_{en}/\rho)_m} \right]_c \quad (5-11)$$

ここで,

第1項:ガスと壁の吸収線量変換係数と平均限定衝突阻止能比 (1.00 ± 0.02).

第2項:組織等価ガスの中性子とガンマ線に対する W 値の比.

(15MeV 以上の中性子に対して 1.06 ± 0.02)

$(K_t/K_m)_n$:中性子に対する tissue と電離箱壁(A-150)のカーマ比.

(15MeV 以上の中性子に対して 0.95 ± 0.035)

$[(\mu_{en}/\rho)_t / (\mu_{en}/\rho)_m]_c$: ^{60}Co ガンマ線での tissue と A-150 プラスチックに対する質量エネルギー吸収係数の比

ここで(5-10)式及び(5-11)式より, 質量エネルギー吸収係数の比は,

$$\left[\frac{(\mu_{en}/\rho)_t}{(\mu_{en}/\rho)_{air}} \right]_c \cdot \left[\frac{1}{(\mu_{en}/\rho)_t / (\mu_{en}/\rho)_m} \right]_c = \left[\frac{(\mu_{en}/\rho)_m}{(\mu_{en}/\rho)_{air}} \right]_c \quad (5-12)$$

となる. $[(\mu_{en}/\rho)_m / (\mu_{en}/\rho)_{air}]_c$ は ^{60}Co ガンマ線での A-150 プラスチックと空気に対する質量エネルギー吸収係数の比であり, Hubbell のデータ⁵⁻⁹⁾から ^{60}Co ガンマ線に対して 1.101 とした.

5.3 吸収線量分布計算

5.3.1 計算の概要

本章の冒頭に述べたように, 吸収線量の計算手法には2通りの方法がある. 本研究では, 15MeV 以上の中性子に対しては2次粒子の付与エネルギーから, 15MeV 以下の中性子に対しては中性子 Kerma を用いる方法でファントム体系内吸収線量分布を計算した. 前章の中性子束分布計算に用いた HETC-3STEP コードと MORSE-CG コードを中性子エネルギー15MeV で接続計算する手法 (HETC/MORSE(J31))により, 15MeV 以上の中性子に対しては HETC-3STEP コードで中高エネルギー領域中性子により検出器やファントム内で生成した2次荷電粒子が検出器壁及びガスに付与するエネルギーを計算し, 15MeV 以下の中性子 (HETC-3STEP コードによる2次中性子を含む) に対しては MORSE-CG コードによる低エネルギー領域中性子スペクトル計算値に中性子 Kerma 係数を乗じて吸収線量を求めた.

また比較のため, 15MeV 以上の領域を含む全ての中性子に対して中性子 Kerma 係数による方法

を用いた吸収線量分布も計算した。この計算では、前章の中性子束分布計算において良い結果が得られた HILO86 群定数を用いた MORSE-CG コードのみによる手法(MORSE)で計算した中性子スペクトルに中性子 Kerma 係数を乗じて吸収線量を求めた。もし数 10MeV 領域中性子入射に対して Kerma 近似が成立し、この領域での中性子 Kerma 係数の精度に問題がなければ、実験値に近い計算結果が得られるものと予想される。

これらの計算に用いた体系、計算手法及び用いた係数について、以下に説明する。

5.3.2 計算体系

Fig. 5.9 に線量分布測定の解析計算に用いた体系を示す。中性子束分布における体系と同様に HETC-3STEP, MORSE-CG の両コードにおいて全く同一の3次元計算体系を用いた。中性子線源スペクトルには第2章で評価した値を用い、円錐状の中性子ビームをファントムに入射した。検出器の形状としては TEPC を模擬した直径 20mm の球を用い、これをファントム内の測定点に挿入した。この球はアルミニウムの殻、殻と A-150 組織等価プラスチック球壁との間の領域(組織等価ガスが封入)、線量測定領域に相当する組織等価プラスチック球壁と球壁内の組織等価ガスを統合した直径 15.24mm (検出器における球壁の外径に相当:内径 12.7mm+壁厚 1.27mm×2 より算出)の球の3領域で構成されている。この線量測定領域の球の組成にはプラスチック球壁及び球壁内ガスにおける構成元素の数密度を用いて均質化したものを用いており、これを付与エネルギー及び中性子スペクトルの計算における energy deposition detector 及び track length estimator とした。このように線量測定領域としてプラスチック球壁とガスを統合したものを定義したが、この理由は次の2点である。1つは荷電粒子による付与エネルギー計算において、本研究で用いた HETC-3STEP コードに限らず現存の中高エネルギー領域粒子輸送計算コードの殆どがモンテカルロコードであり、小型で薄いガス内で生成する粒子及び粒子が付与するエネルギーの計算は統計精度の観点から非常に困難であること、もう1つは実際の測定において検出器は中性子との反応により生成する荷電粒子が球壁内の組織等価ガスに付与するエネルギーを検出しているが、荷電粒子の生成という観点では、薄いガス内で生成する粒子は少なく、実質的にはプラスチック球壁で生成した粒子によるエネルギー付与ということになり、両者を明確に区別する意味がないと判断したことによる。なお、ガスとプラスチック壁における吸収線量の違いについて、Newhauser らは 25-250MeV までの入射中性子に対するプロパンベース組織等価ガスと 11 種の壁物質との吸収線量の比について計算評価⁵⁻¹⁰⁾している。これによると 25-100MeV までのガスと A-150 プラスチックの吸収線量の比は 1.001-1.002 であり、吸収線量測定において両者は同等と考えられる。

5.3.3 中性子 Kerma 係数を用いた吸収線量分布計算

MORSE-CG/KFA コードによるファントム内吸収線量分布は、評価点での中性子フルエンス計算値 $\phi(E)$ と中性子 Kerma 係数 $K_f(E)$ の積で求められる。

$$D = \int \phi(E) K_f(E) dE \quad (5-13)$$

K_f には実験で用いた検出器の検出領域壁材である A-150 組織等価プラスチックに対する値を用いた。

熱領域から 30MeV までの範囲における中性子 Kerma 係数については、ICRU-26⁵⁻⁵⁾で 19 種類の元素及び 15 種類の媒質に対して与えられていることから、このデータを用いて計算を行った。Fig. 5.10 に A-150 プラスチックに対する中性子 Kerma 係数及びプラスチックの構成元素毎の寄与を示す。中性子エネルギーが高くなるにつれて中性子 Kerma 係数が大きくなることがわかる。また元素別の寄与では数 10eV 以下で窒素の寄与が、それ以上では水素の寄与が大きいことがわかる。

計算手法の比較に用いる MORSE コード単体で全てのエネルギー領域の中性子輸送を解析する手法において吸収線量を計算するためには数 10MeV 領域までの広範なエネルギーに対する中性子 Kerma 係数が必要となる、しかし 30MeV 以上の係数は ICRU 等では与えられていないため、構成元素毎の評価値から係数を作成する必要がある。Fig. 5.11-5.14 に中性子エネルギー10MeV 以上における人体組織を構成する4元素(H, C, N, O)に対する中性子 Kerma 係数の評価値を示す。20MeV 以上の領域における評価値の絶対数が少なく、元素によっては評価値間のばらつきも大きいことから、この領域において更に多くの評価値および実験による検証が必要なことがわかる。30MeV 以上の A-150 プラスチックに対する中性子 Kerma 係数を得るため上記4元素について検討を行い、計算に用いる係数を決定した。まず水素に対する係数としては Bassel の評価値⁵⁻¹¹⁾を採用した。他の評価値(Savitskaya⁵⁻¹²⁾, Wells⁵⁻¹³⁾, Alsmiller⁵⁻¹⁴⁾は Bassel の値に対して概ね 5%以内にある。また炭素、窒素及び酸素に対する Kerma 係数として Chadwick の評価値^{3-15, 3-16)}を採用した。炭素の場合 30~70MeV までのエネルギー領域において他の評価値(Harada⁵⁻¹⁵⁾, Savitskaya⁵⁻¹²⁾, Wells⁵⁻¹³⁾, Dimbylow⁵⁻¹⁶⁾, Romero⁵⁻¹⁷⁾, Alsmiller⁵⁻¹⁴⁾, Hartmann⁵⁻¹⁸⁾は Chadwick の値の 14%以内にある。窒素に関しては他の元素と比較してデータのばらつきが大きく、全ての評価値のほぼ中央値をとる Chadwick の値に対して他の評価値は 30%程度のばらつきがある。注目点としては、20-30MeV の領域で評価値の多くが ICRU-26 の値を過小評価することである。Chadwick の評価値も3割程度過小な値をとる。しかし Fig. 5.10 に示すように A-150 プラスチックにおける窒素の寄与は 20-30MeV 領域では 1%程度と小さいため 30MeV 以下のエネルギー領域には他の元素と同様に ICRU-26 の値を適用した。酸素に対しては 30MeV 以上の領域では1例を除いて Chadwick の値の 10%以内にある。ただ酸素に関しても窒素と同様、20-30MeV で多くの評価値が ICRU-26 の値を過小評価し、Chadwick の評価値も2, 3割過小であるが、窒素と同様に酸素の寄与も 1%程度と小さいため 30MeV 以下の領域には ICRU-26 の値を用いた。但し係数の対象が本研究のように A-150 プラスチックではなく、人体の被ばく評価など人体組織を対象とする場合には、酸素の重量比が大きいために評価値間の差による影響も大きく、20-30MeV 領域に適用する際は十分な検討が必要であろう。フッ素及びカルシウムに対する Kerma 係数について、フッ素では 30MeV 以上の Kerma 係数評価値が存在せず、またカルシウムに対する Dimbylow⁵⁻¹⁶⁾による評価値は酸素に対する Chadwick の評価値と比較して数 MeV 以上の領域ではほぼ同じであること、さらに両元素とも A-150 における重量比が小さいことから、この2元素の Kerma 係数として酸素に対する Kerma 係数を適用することとした。

以上の検討結果から吸収線量計算に用いる 70MeV までの中性子エネルギーに対する Kerma 係数を作成した。MORSE コードによる中性子スペクトル計算値は DLC-37 または HILO86 のエネルギー群構造となっているため、各々のエネルギー群構造に合わせた係数を作成した。HILO86 群構造による A-150 に対する中性子 Kerma 係数を Fig. 5.15 に示す。また Wells による 10~80MeV のエネルギー領域での A-150 プラスチックに対する係数の評価値⁵⁻¹³⁾と比較した(Fig. 5.16)。Wells による係数も

フッ素およびカルシウムを酸素とみなして計算された値である。本研究で得られた係数は 30MeV 以下では Wells の評価値とほぼ同じ値をとるが、30MeV 以上の領域では Wells の評価値より 1-3% 過大となった。

5.3.4 付与エネルギー分布による吸収線量分布計算

本研究では 15MeV 以上の中性子による2次粒子の生成、輸送及びエネルギー付与について HETC-3STEP コードを用いて計算した。計算体系における検出器領域に energy deposition detector を設定し、この領域に付与されるエネルギーを計算して吸収線量を得た。入射中性子が検出器内外の物質と反応して生成する2次荷電粒子が検出領域(質量 m)に付与するエネルギーを ε とすれば、この粒子が検出器に及ぼす吸収線量は次式で与えられる。

$$D = \frac{\varepsilon}{m} = \frac{(E_0 - E_1)}{m} \quad (5-14)$$

ここで E_0 は検出領域に入射した際の粒子のもつエネルギー、 E_1 は検出領域外に出た際の粒子のエネルギーである。これを全ての粒子について計算し、検出器の吸収線量を計算した。

5.4 考察

40 及び 65MeV 準単色中性子入射によるファントム内吸収線量分布を計算し、実験値と比較した。結果を Fig. 5.17-5.18, Table 5.5-5.6 に示す。

1. 65MeV 準単色中性子入射における TEPC 及び TEIC による実験値間の比較の結果、TEIC による吸収線量実験値は TEPC 実験値と誤差内で一致した。TEIC による測定では中性子とガンマ線の寄与を弁別できないため、TEIC 測定値にはガンマ線による線量も含まれている。しかしながら TEPC 測定において計数から除外したガンマ線の寄与は中性子による線量の 0.2~0.3% であり、仮にガンマ線の寄与を含めたとしても TEPC による吸収線量絶対値はほとんど変わらない。Fig. 5.8 に示した線量の y 分布から TEPC 測定下限以下のガンマ線の寄与が幾分あるものと予想されるが、TEPC 及び TEIC の線量絶対値の差がそのままガンマ線による線量を示しているとは考えにくく、むしろ TEIC におけるバックグラウンドの電流測定精度など両者の測定方法の違いに起因する差や、各々の測定時の線源条件の僅かな差などが現れているものと推察される。
2. 15MeV 以上の中性子について2次荷電粒子の付与エネルギーから吸収線量を計算する HETC/MORSE(J31)の手法を用いた、ファントム表面(深さ 0cm と表記)及びファントム内における吸収線量計算値を実験値と比較した結果、40MeV 及び 65MeV 準単色中性子入射における実験値を概ね 10%以内で再現したが、40MeV 中性子入射で深さ 25cm 位置での計算値は実験値を 18%過大となった。前章のファントム内核分裂反応率分布における計算値と実験値の差が 40MeV で 33%以内、65MeV で 22%以内であったことを考えると、吸収線量で計算値と実験値を比較した場合は中性子束分布で比較した場合よりも差が小さくなることが判った。
3. 15MeV 以上の中性子を含む全ての中性子に対して中性子 Kerma 係数を用いた、MORSE

によるファントム内吸収線量計算結果は 40MeV 及び 65MeV 準単色中性子入射における実験値を概ね 7%以内で再現した。しかしファントム表面における吸収線量計算結果は 40MeV 及び 65MeV 準単色中性子入射における実験値と比較してそれぞれ 38%及び 60%過大となった。TEPC 実験値においてファントム表面での測定値は深さ 2cm における測定値と比較して 23-35%小さいことから、ファントム表面での測定において荷電平衡が成立していないものと判断される。従ってこの測定点において Kerma 近似は成立せず、結果として数 10MeV 領域中性子の吸収線量を中性子 Kerma 係数を用いて計算した MORSE 単体での計算結果は実験値を大きく過大評価したものと考えられる。数 10MeV 領域中性子の吸収線量を2次荷電粒子の付与エネルギーから算出している HETC/MORSE(J31)計算ではこの Kerma 近似の問題はなく、実験値をよく再現している。

4. HETC/MORSE(J31)計算における、15MeV 以上およびそれ以下の中性子エネルギーによる吸収線量への寄与を Table 5.7-5.8 にまとめる。40MeV 準単色中性子入射における 15MeV 以上の中性子による線量への寄与はファントム深さ 2cm では 74%で、深くなるにつれて寄与が大きくなり、深さ 25cm では 85%に達する。一方で 65MeV 準単色中性子入射における 15MeV 以上の中性子による線量への寄与はファントム深さ 2cm では 86%、深さ 25cm では 90%と、深さによる差は少なく、どの深さにおいても 15MeV 以上の中性子の寄与が大きいことが判った。

5.5 まとめ

数 10MeV 領域中性子入射によるファントム内での吸収線量分布の計算精度を検証するため、TIARA の 40MeV 及び 65MeV 準単色中性子が平板ファントム内に入射した際の体系内及びファントム表面における吸収線量を人体組織等価型の検出器を用いて測定した。またファントム内及び表面における吸収線量について輸送計算コードによる解析を行って実験値との比較を行った。計算において、15MeV 以上の中性子に対して2次荷電粒子のエネルギー付与を HETC-3STEP コードで計算し、15MeV 以下の中性子に対して MORSE コードによる中性子スペクトル計算値に中性子 Kerma 係数を乗じて計算したファントム内吸収線量分布の計算結果は実験値を概ね 10%以内で再現した。また 15MeV 以上を含む全ての中性子に対して MORSE コードによる中性子スペクトル計算値に中性子 Kerma 係数を乗じて計算したファントム内での吸収線量分布計算結果は実験値を概ね 7%以内で再現した。

TEPC による吸収線量測定において、ファントム表面での吸収線量測定値がファントム内の浅い領域における吸収線量測定値よりも 23-35%小さいことから、TEPC によるファントム表面での線量測定において荷電平衡が成り立っていないものと考えられる。このことは、仮にファントム表面での吸収線量測定値を用いて人体への吸収線量を評価した場合に、線量を過小に評価してしまう可能性があることを意味している。

15MeV 以上の中性子に対して検出器壁等との反応で生成する2次粒子のエネルギー付与から吸収線量を計算した HETC/MORSE(J31)による計算結果は、このように荷電平衡が成立していないファントム表面における実験値に対してもよく再現した。一方で 15MeV 以上の中性子による吸収線量計算に中性子 Kerma 係数を用いる手法を適用した MORSE によるファントム表面での吸収線量計算値は実験

値を 38-60% 過大評価した。これは荷電平衡が成立していないファントム表面での測定において Kerma 近似が成立しないためである。この結果から、中性子 Kerma 係数を用いた線量評価計算により荷電平衡の成立していないファントム表面における吸収線量を評価した場合、実際の線量よりも大きく評価することが判った。

また、本研究における 40 及び 65MeV 線源の測定結果から、荷電平衡の問題は中性子エネルギーが高くなるにつれて顕著になり、ファントム表面とファントム内での線量との比も大きくなることが示された。

本章において測定及び評価計算されたファントム内吸収線量分布について、吸収線量及びその微分量が次章におけるファントム内線量当量分布測定値及び計算値の導出に用いられる。本章の結果から、吸収線量において計算値は実験値を再現しており、吸収線量の微分量及びこれに乗ずる線質係数が妥当であれば、線量当量計算値は実験値を良く再現するものと推測される。

Table 5.1 A-150組織等価プラスチックの組成及び密度 (ICRU-49より)

Density (g cm ⁻³)	1.127
Element	Fraction by weight
H	0.1013
C	0.7755
N	0.0351
O	0.0523
F	0.0174
Ca	0.0184

Table 5.2 実験で用いた組織等価ガスの構成

(a) Methane-based mixture (percentages by volume)

	CH ₄	CO ₂	N ₂
ICRU-26	64.4	32.4	3.2
Present work	64.3	32.6	3.1

(b) Propane-based mixture (percentages by volume)

	C ₃ O ₈	CO ₂	N ₂
ICRU-26	55.0	39.6	5.4
Present work	54.6	40.0	5.4

Table 5.3 40MeV準単色中性子入射における線量のy分布から求めた粒子別の寄与

	ファントム表面	ファントム深さ5cm	ファントム深さ25cm
ガンマ線による寄与	0.002	0.002	0.003
反跳陽子(検出器を通過)	0.633	0.712	0.714
反跳陽子(検出器内で停止)	0.145	0.123	0.115
α粒子など	0.146	0.107	0.109
炭素, 酸素の反跳核	0.074	0.056	0.059
合計	1.000	1.000	1.000

Table 5.4 65MeV準単色中性子入射における線量のy分布から求めた粒子別の寄与

	ファントム表面	ファントム深さ5cm	ファントム深さ25cm
ガンマ線による寄与	0.003	0.003	0.003
反跳陽子(検出器を通過)	0.614	0.752	0.759
反跳陽子(検出器内で停止)	0.147	0.097	0.088
α粒子など	0.156	0.094	0.094
炭素, 酸素の反跳核	0.080	0.054	0.056
合計	1.000	1.000	1.000

Table 5.5 40MeV準単色中性子入射によるファントム内吸収線量分布

depth (cm)	TEPC測定値	HETC/MORSE(J31)		MORSE	
	吸収線量 (Gy μ C ⁻¹)	吸収線量 (Gy μ C ⁻¹)	C/E	吸収線量 (Gy μ C ⁻¹)	C/E
0	1.61E-06*	1.64E-06	1.02	2.23E-06	1.38
2	2.10E-06	2.03E-06	0.97	2.15E-06	1.02
5	1.90E-06	1.81E-06	0.95	1.88E-06	0.99
10	1.50E-06	1.50E-06	1.00	1.49E-06	0.99
15	1.12E-06	1.10E-06	0.98	1.14E-06	1.02
20	8.14E-07	8.94E-07	1.10	8.74E-07	1.07
25	5.76E-07	6.78E-07	1.18	6.51E-07	1.13

* Read as 1.61 x 10⁻⁶

Table 5.6 65MeV準単色中性子入射によるファントム内吸収線量分布

depth (cm)	TEPC測定値	HETC/MORSE(J31)		MORSE	
	吸収線量 (Gy μ C ⁻¹)	吸収線量 (Gy μ C ⁻¹)	C/E	吸収線量 (Gy μ C ⁻¹)	C/E
0	2.18E-06*	1.90E-06	0.87	3.498E-06	1.60
2	3.33E-06	2.99E-06	0.90	3.544E-06	1.07
5	3.36E-06	3.05E-06	0.91	3.253E-06	0.97
10	2.85E-06	2.71E-06	0.95	2.790E-06	0.98
15	2.33E-06	2.24E-06	0.96	2.341E-06	1.00
20	1.88E-06	1.85E-06	0.98	1.934E-06	1.03
25	1.49E-06	1.46E-06	0.98	1.567E-06	1.05

* Read as 2.18 x 10⁻⁶

Table 5.7 HETC/MORSE(J31)計算における15MeV以上及び以下の中性子による吸収線量への寄与
(40MeV準単色中性子線源)

depth (cm)	Total	15MeV以上		15MeV以下	
	吸収線量 (Gy μ C ⁻¹)	吸収線量 (Gy μ C ⁻¹)	Ratio	吸収線量 (Gy μ C ⁻¹)	Ratio
0	1.64E-06*	1.11E-06	0.68	5.26E-07	0.32
2	2.03E-06	1.51E-06	0.74	5.21E-07	0.26
5	1.81E-06	1.40E-06	0.77	4.17E-07	0.23
10	1.50E-06	1.22E-06	0.81	2.82E-07	0.19
15	1.10E-06	9.05E-07	0.82	1.97E-07	0.18
20	8.94E-07	7.51E-07	0.84	1.44E-07	0.16
25	6.78E-07	5.73E-07	0.85	1.05E-07	0.15

* Read as 1.64×10^{-6} Table 5.8 HETC/MORSE(J31)計算における15MeV以上及び以下の中性子による吸収線量への寄与
(65MeV準単色中性子線源)

depth (cm)	Total	15MeV以上		15MeV以下	
	吸収線量 (Gy μ C ⁻¹)	吸収線量 (Gy μ C ⁻¹)	Ratio	吸収線量 (Gy μ C ⁻¹)	Ratio
0	1.90E-06*	1.53E-06	0.80	3.72E-07	0.20
2	2.99E-06	2.57E-06	0.86	4.20E-07	0.14
5	3.05E-06	2.67E-06	0.88	3.82E-07	0.12
10	2.71E-06	2.41E-06	0.89	3.02E-07	0.11
15	2.24E-06	2.00E-06	0.89	2.39E-07	0.11
20	1.85E-06	1.65E-06	0.90	1.93E-07	0.10
25	1.46E-06	1.32E-06	0.90	1.43E-07	0.10

* Read as 1.90×10^{-6}

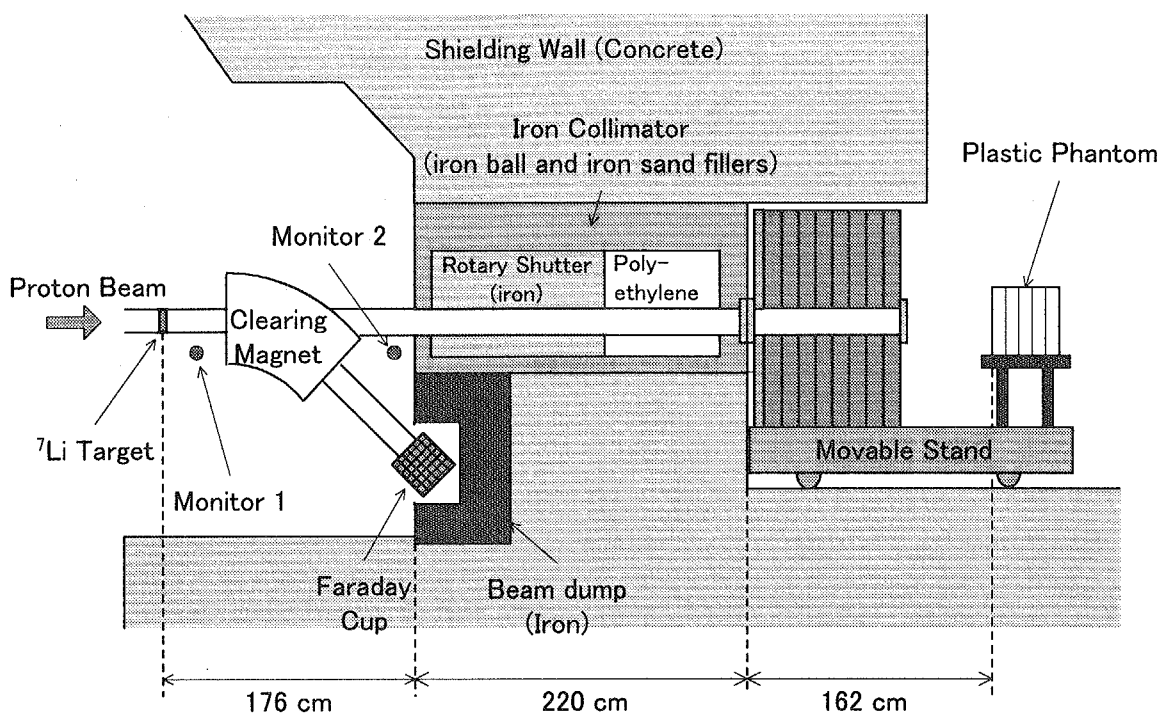


Fig. 5.1 ファントム内吸収線量分布測定実験の実験体系図

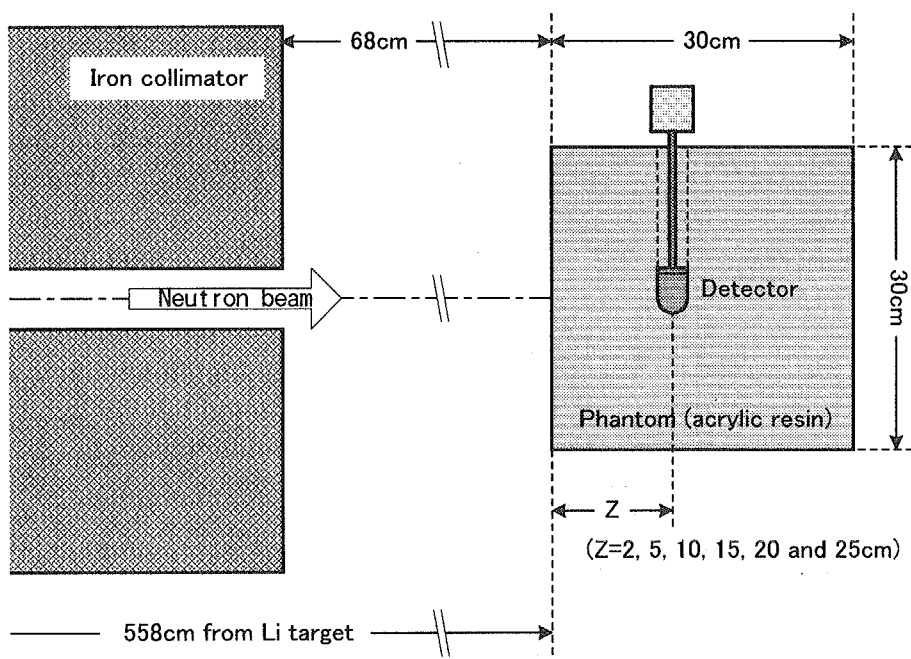


Fig. 5.2 実験体系詳細図

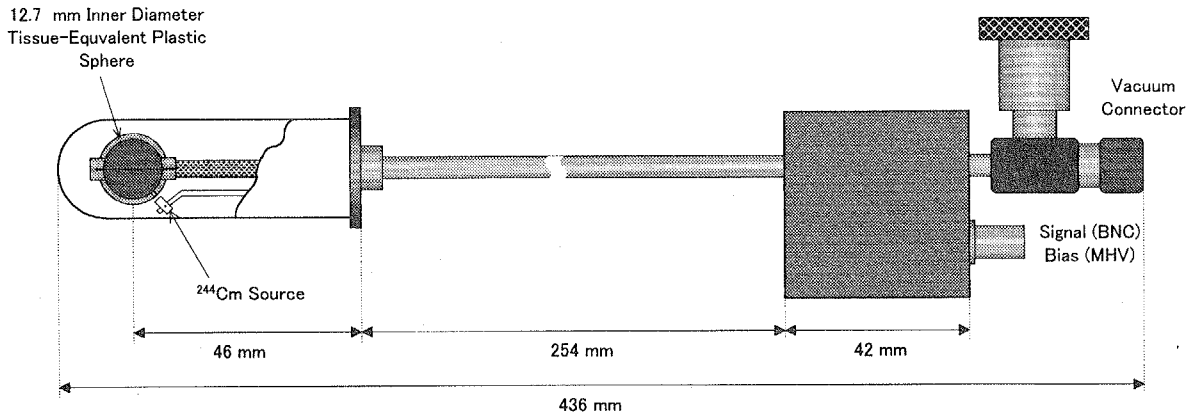
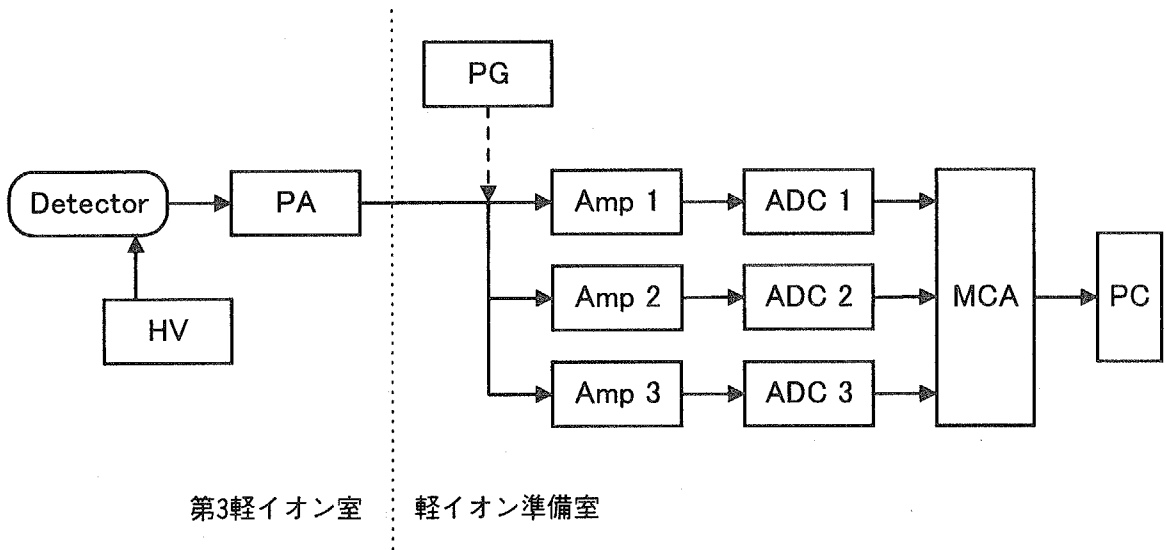


Fig. 5.3 TEPC 概略図



- HV : High Voltage Bias Supply
- PA : Pre-Amplifier
- Amp : Amplifier
- ADC : Analog-to-Digital Converter
- MCA : Multi-Channel Analyzer
- PG : Pulse Generator
- PC : Personal Computer

Fig. 5.4 TEPC 測定回路

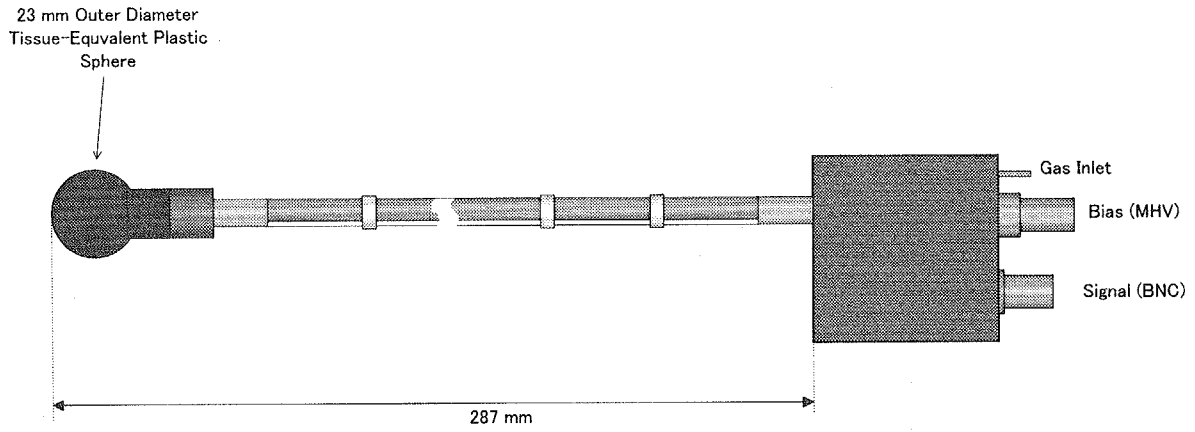
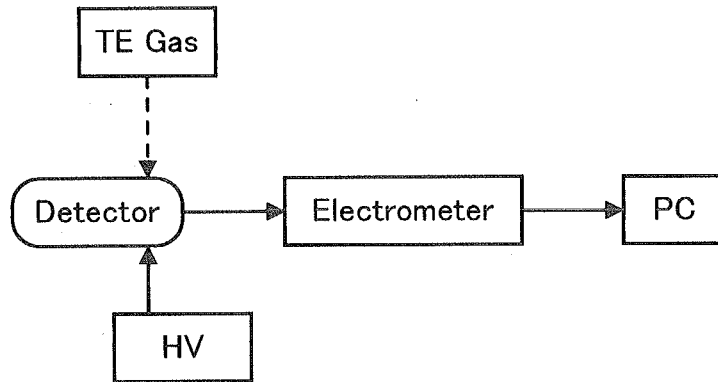


Fig. 5.5 TEIC 概略図



第3軽イオン室

- HV : High Voltage Bias Supply (+250V)
- TE Gas : Propane-based mixture
- Electrometer : (KEITHLEY 6517)
- PC : Personal Computer

Fig. 5.6 TEIC 測定回路

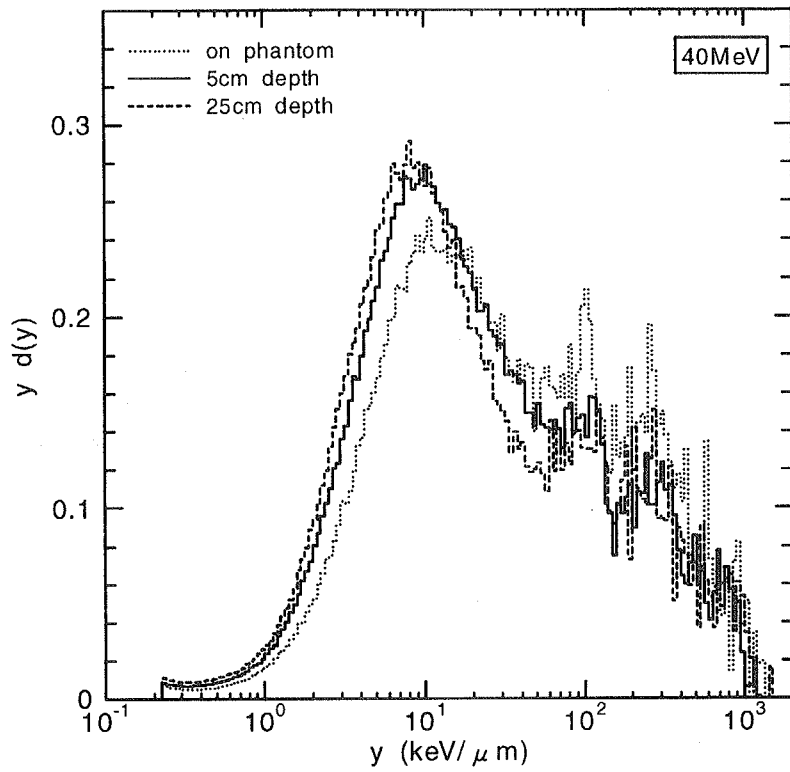


Fig. 5.7 40MeV 準単色中性子入射における TEPC 測定により得られた線量の y 分布

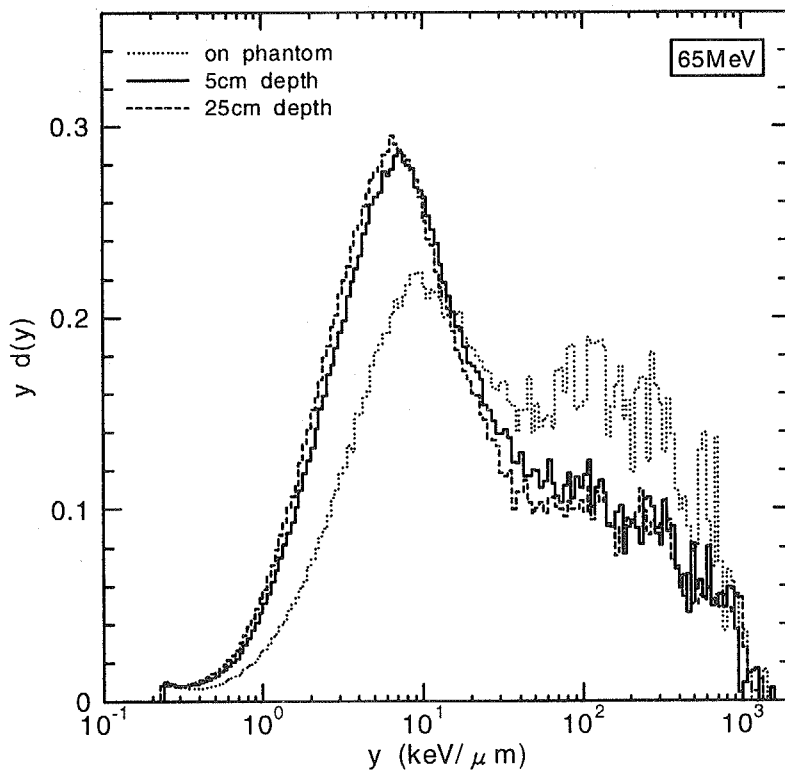
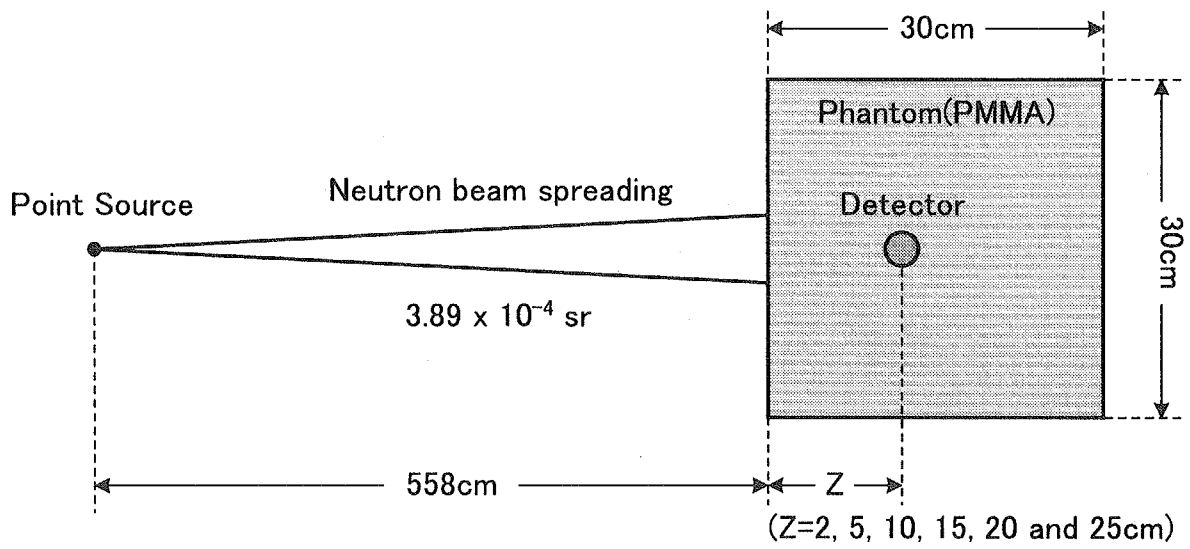
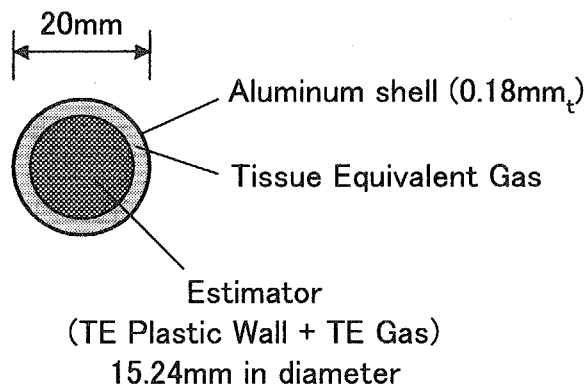


Fig. 5.8 65MeV 準単色中性子入射における TEPC 測定により得られた線量の y 分布



(a) 計算体系全体図



(b) 検出器部分拡大図

Fig. 5.9 ファントム内吸収線量分布計算体系

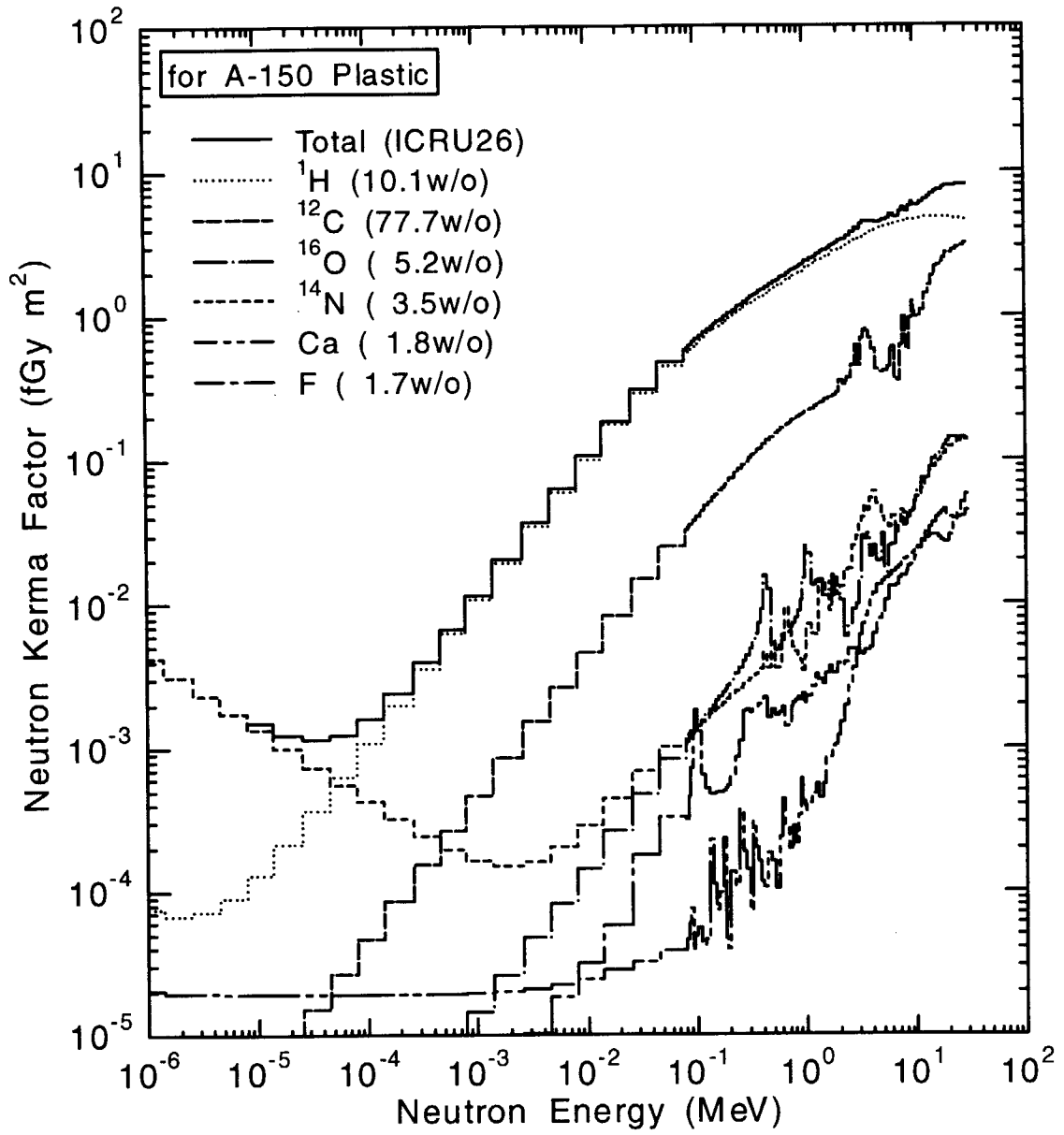


Fig. 5.10 A-150 プラスチックに対する中性子 Kerma 係数及び構成元素毎の寄与⁵⁻⁴⁾

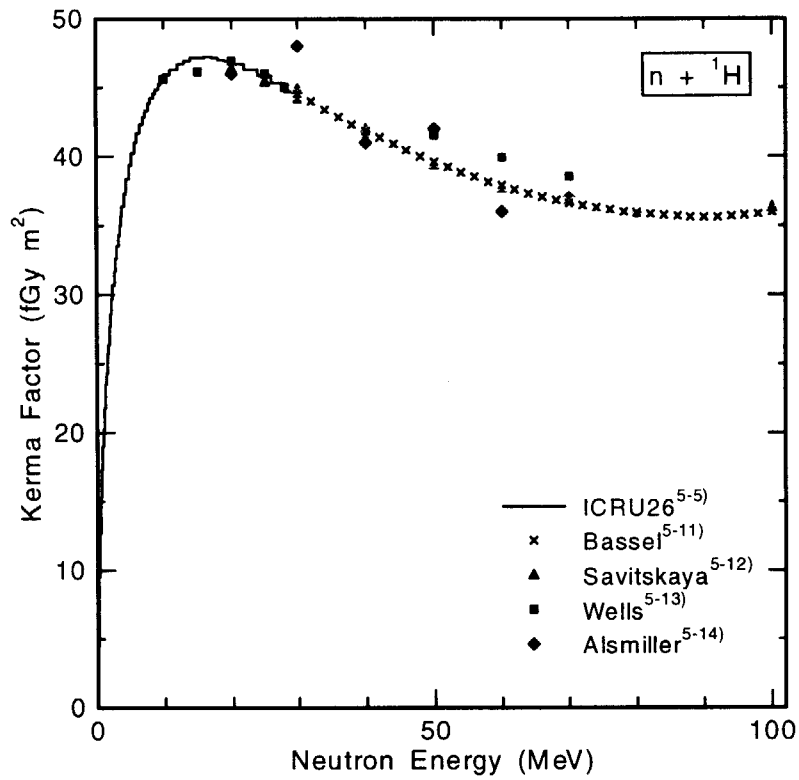


Fig. 5.11 水素原子に対する中性子 Kerma 係数の評価値

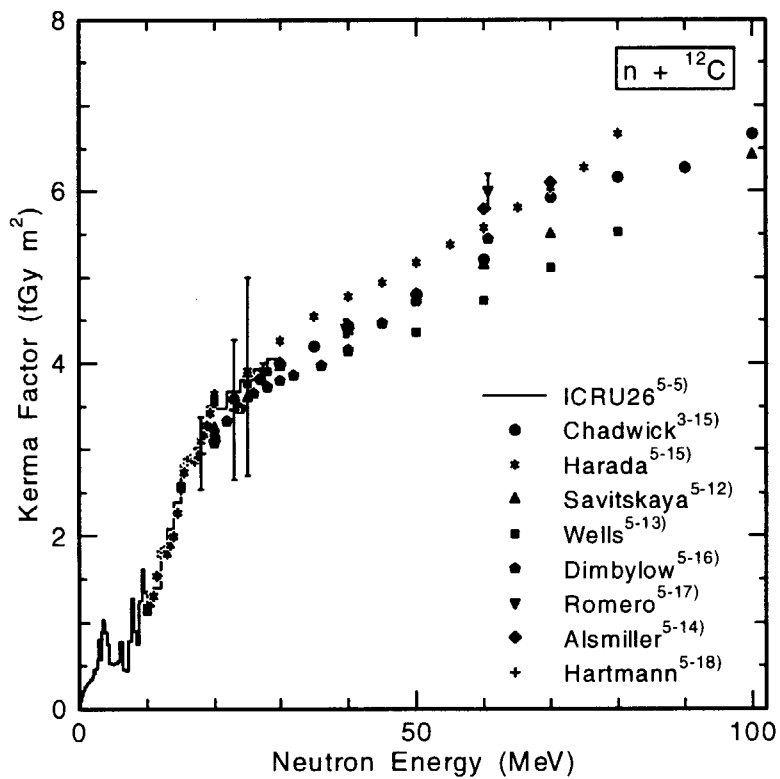


Fig. 5.12 炭素原子に対する中性子 Kerma 係数の評価値

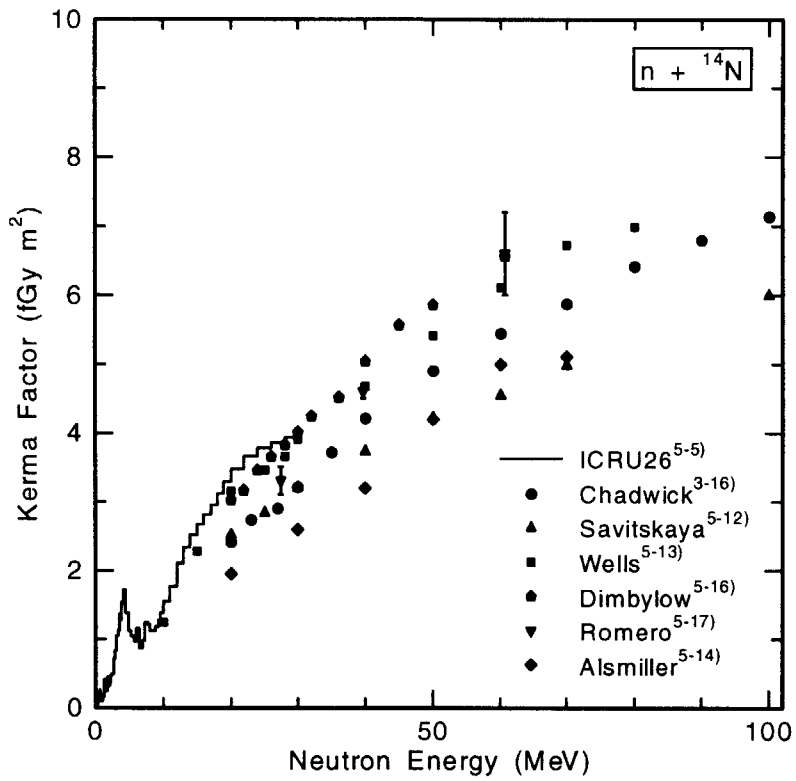


Fig. 5.13 窒素原子に対する中性子 Kerma 係数の評価値

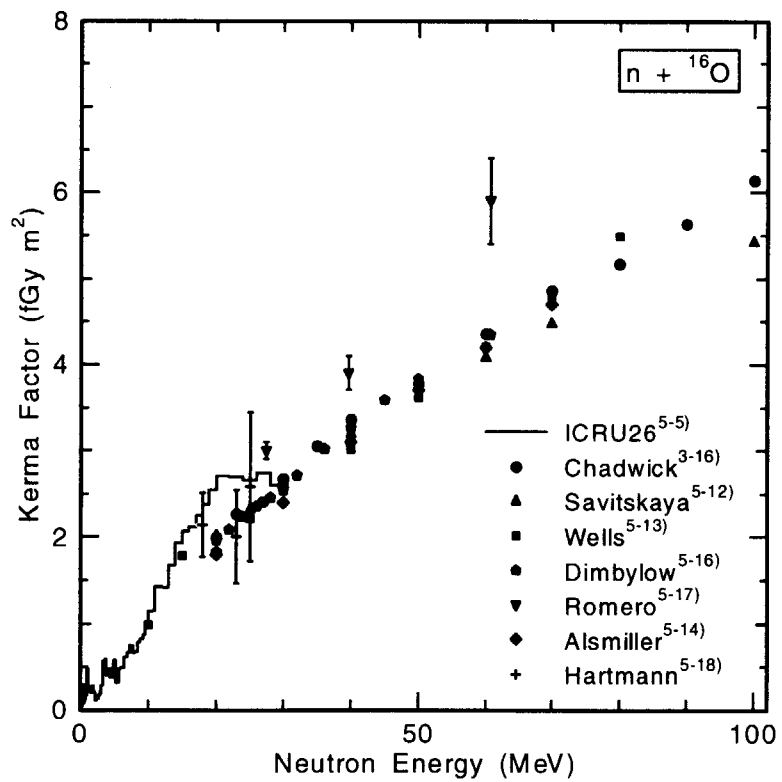


Fig. 5.14 酸素原子に対する中性子 Kerma 係数の評価値

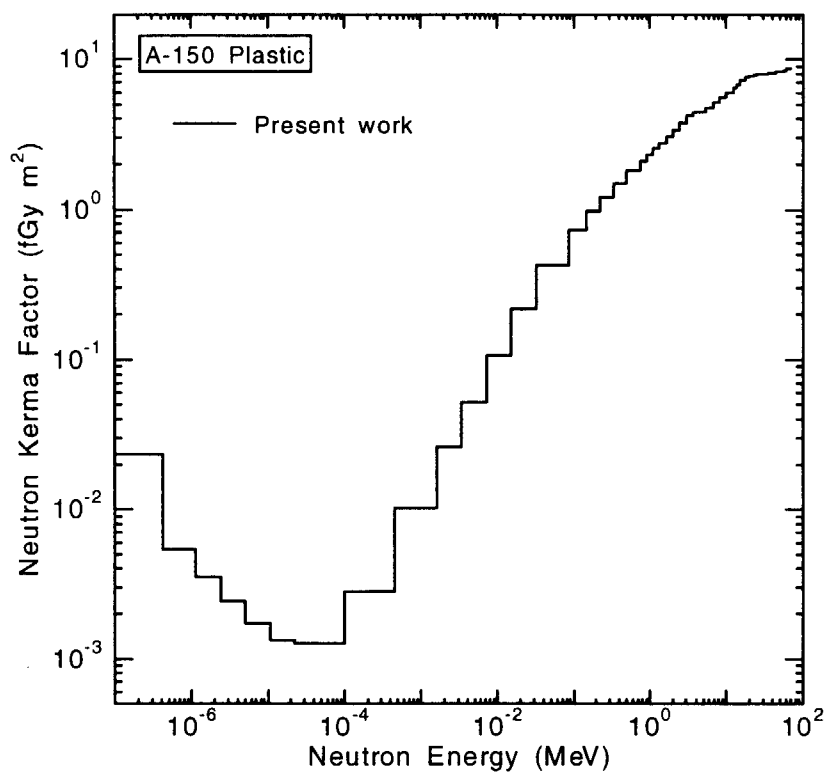


Fig. 5.15 計算に用いた A-150 プラスチックに対する中性子 Kerma 係数

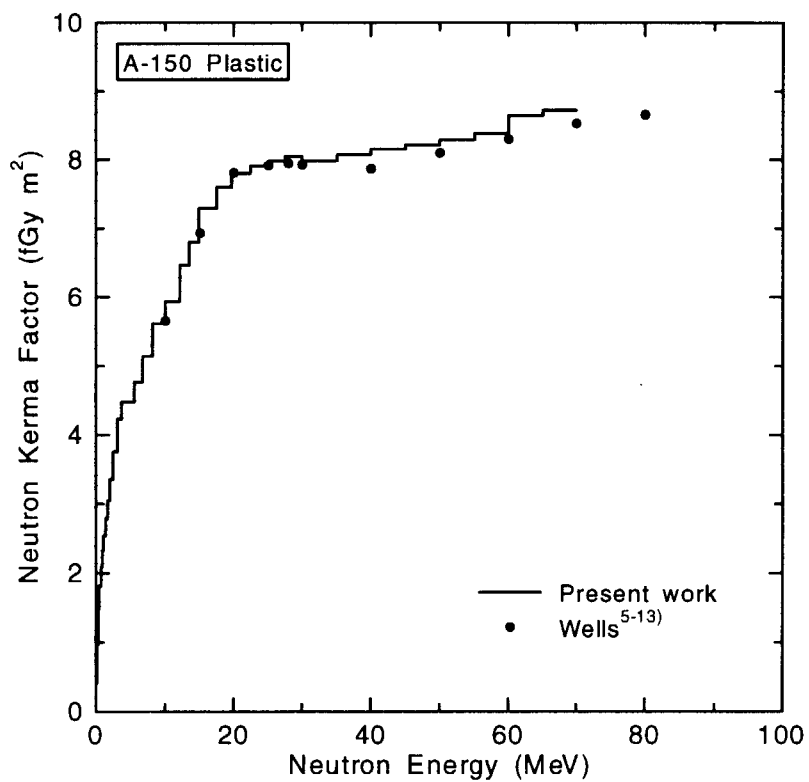


Fig. 5.16 A-150 プラスチックに対する中性子 Kerma 係数の比較

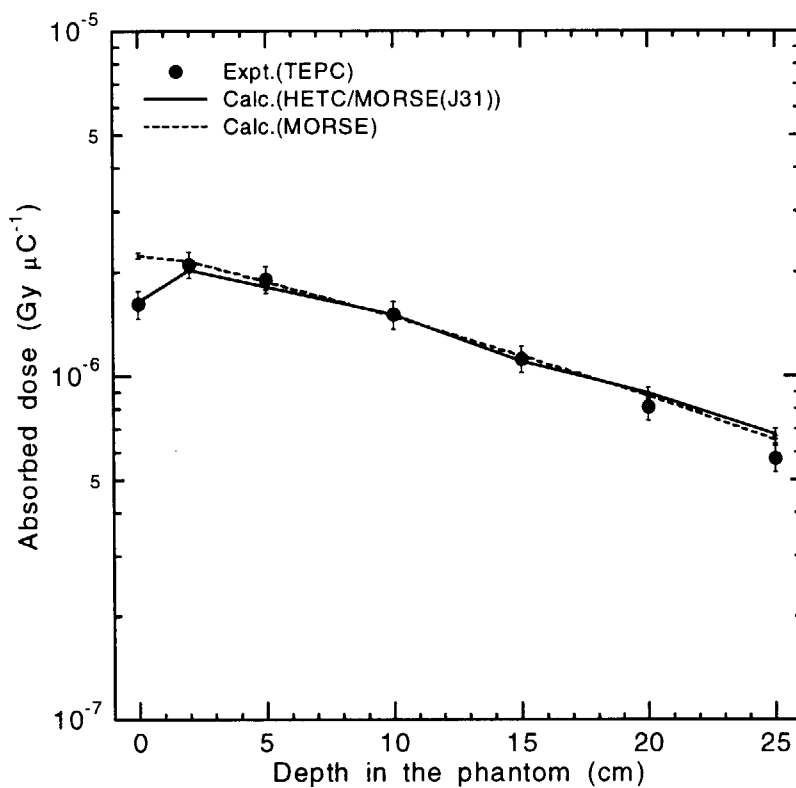


Fig. 5.17 40MeV 準単色中性子入射におけるファントム内吸収線量分布測定及び計算結果

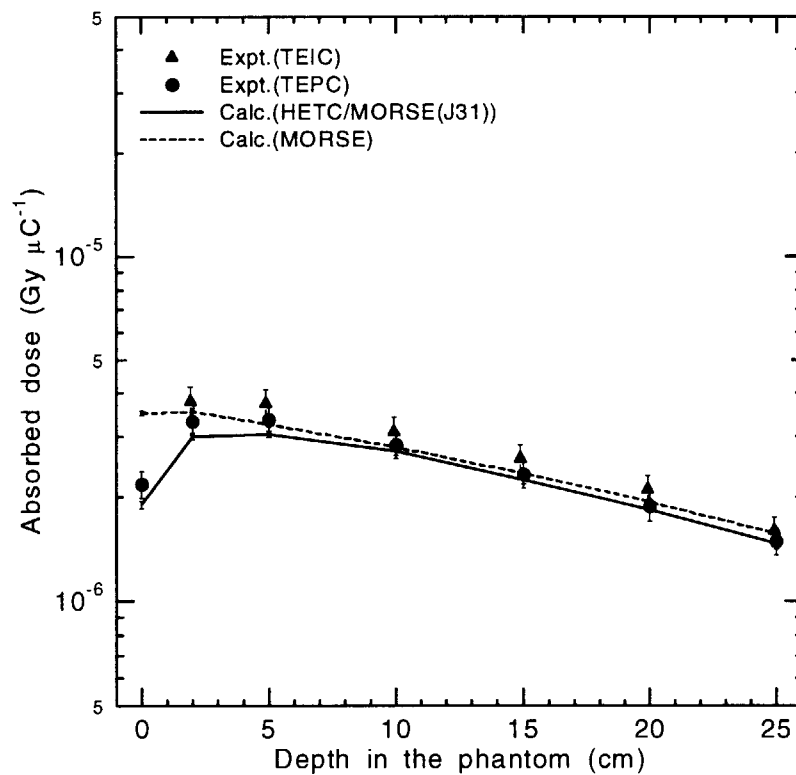


Fig. 5.18 65MeV 準単色中性子入射におけるファントム内吸収線量分布測定及び計算結果

6. 数 10MeV 領域における中性子線量当量の評価

6.1 概要

線量当量は、媒質中に放射線が付与する単位重量当たりのエネルギー付与である吸収線量 D に、放射線の種類による生物学的効果を重み付けしたもので、次式で定義される⁶⁻¹⁾。

$$H = \bar{Q} D \quad (6-1)$$

\bar{Q} は放射線の種類による生物効果の修正係数である線質係数の平均値で、次式により計算される。

$$\bar{Q} = \frac{1}{D} \int D(L) Q(L) dL \quad (6-2)$$

ここで L は線エネルギー付与、 $D(L)$ 及び $Q(L)$ は L の関数で表される吸収線量及び線質係数である。

(6-1)式の線量当量計算に用いられる吸収線量の、数 10MeV 中性子入射に対する計算精度評価については、前章において計算結果を測定実験結果と比較して評価を行った。TIARA の 40 及び 65MeV 準単色中性子入射におけるファントム表面及びファントム体系内における吸収線量を組織等価型検出器により測定し、この結果を輸送計算コードによる結果と比較することで吸収線量計算の精度検証を行った。その結果、15MeV 以上の中性子に対して 2 次荷電粒子の付与エネルギーから吸収線量計算を行う HETC/MORSE(J31)による計算結果はファントム表面及びファントム内における実験値を再現した。前章におけるこれらの結果を考慮して、本章では平均線質係数及び線量当量の精度評価を行う。(6-2)式から、平均線質係数の精度は吸収線量、吸収線量の微分量及び線質係数によって決まることがわかる。

本章では数 10MeV 領域中性子入射における線量当量計算の精度検証を目的として、前章の TEPC による吸収線量測定実験で得られたマイクロシメトリ量(吸収線量の微分量)から平均線質係数及び線量当量を実験的に求め、これを HETC/MORSE(J31)による平均線質係数及び線量当量計算結果と比較することで、線量当量評価計算の精度検証を行った。この精度検証において重要な、TEPC 測定量から線量当量への換算に用いた手法と、線量評価計算に用いた平均線質係数の導出について詳しく説明する。また評価計算の結果から中性子エネルギー領域による吸収線量、線量当量、平均線質係数への寄与の違い、ファントム表面における荷電平衡の問題の線量当量への影響について検討し、更にこの荷電平衡の問題から、数 10MeV 領域中性子における被ばく線量の測定に関する提言を行い、具体的な解決策について検討を行った。

6.2 ICRP-60 による線質係数の定義

吸収線量 D と線量当量 H を関連づける線質係数 Q について、ICRP-26⁶⁻²⁾では水中での限定されない線エネルギー付与(非限定線エネルギー付与) L_{∞} の関数として定義されている。ICRP-60⁶⁻³⁾における Q と L の関連は ICRU-26 で定義されたものから変更されており、次式で表される。

$$Q(L) = \begin{cases} 1 & (L < 10 \text{ keV}/\mu\text{m}) \\ 0.32L - 2.2 & (10 \leq L \leq 100 \text{ keV}/\mu\text{m}) \\ 300/\sqrt{L} & (L > 100 \text{ keV}/\mu\text{m}) \end{cases} \quad (6-3)$$

この Q-L の関係を Fig. 6.1 に示す. また線量当量は Q(L)を用いて次式により計算される.

$$H = \int D(L) Q(L) dL \quad (6-4)$$

ICRU-33⁶⁻⁴⁾の定義によれば, L_{∞} は水中での線衝突阻止能 (linear collision stopping power) に等しい.

6.3 TEPC 実験における線量当量測定

線質係数 Q について, 一般に線量評価計算に用いる際には(6-3)式で述べた L との関連づけである $Q(L)$ が用いられる. しかしながら L は実験的に求めることができない量であるため, 本研究のように実験的に得られた物理量 (具体的には TEPC による実測値である吸収線量の y 分布, $D(y)$) に対して用いることのできる線質係数が必要となる. y と L は何れも放射線の線質を記述するための物理量であることから, 便宜上 $y=L$ すなわち $D(y)=D(L)$ と仮定した上で(6-4)式により線量当量を求める方法もあるが, この仮定は厳密には正しくない. なぜなら y と L の定義において, 対象とする媒質及び媒質の範囲が異なっている (L は限定されない (無限の) 水中でのエネルギー付与, y は有限の体系である検出器中の組織等価物質に対するエネルギー付与) こと, また L が非確率量であるのに対して実験によって得られる y は検出器の幾何形状に依存する確率量であること等から, 両者は本来等価な量ではなく, 一意的に結びつけられる関連式も存在しないためである. そのため ICRU-40⁶⁻⁵⁾では y で関連づけされた線質係数 Q が定義されている. この $Q(y)$ の値はヒトのリンパ球の染色体異常に関する実験値⁶⁻⁶⁾に基づいて定められたもので, 次式で表される.

$$Q(y) = \frac{a_1}{y} [1 - \exp(-a_2 y^2 - a_3 y^3)] \quad (6-5)$$

ここで,

$$\begin{aligned} a_1 &= 5510 \text{ keV} \cdot \mu\text{m}^{-1} \\ a_2 &= 5 \times 10^{-5} \mu\text{m}^2 \cdot \text{keV}^{-2} \\ a_3 &= 2 \times 10^{-7} \mu\text{m}^3 \cdot \text{keV}^{-3} \end{aligned}$$

である. この式による Q と y の関係を Fig. 6.2 に示す. $Q(y)$ において, Q は y が約 $140 \text{ keV}/\mu\text{m}$ のときに最大値をとり, この値以上及びこの値以下の領域では対数プロットの場合ほぼ直線的に減少する. 本研究では TEPC を用いた実験により得られた $D(y)$ に対する線質係数として $Q(y)$ を用い, 平均線質係数 \bar{Q} の実験値を以下の式から算出した.

$$\bar{Q} = \frac{1}{D} \int D(y) Q(y) dy \quad (6-6)$$

(6-1)式より, 上式の平均線質係数と前章で求めた吸収線量から, 検出領域における線量当量 H の実験値を求めることができる.

6.4 計算コードを用いた線量当量評価

本研究では5章における吸収線量計算と同様に、15MeV 以上の中高エネルギー領域中性子による線量当量を HETC-3STEP コード、それ以下のエネルギーの中性子による線量当量を MORSE-CG コードにより計算した。ここでは各々の計算コードによる線量当量の計算方法について説明する。さらに HETC-3STEP コードに組み込まれた線量当量計算手法については、本研究における実験解析に適応させるために行った修正についても説明する。

6.4.1 HETC-3STEP コードにおける線量当量計算

15MeV 以上の中高エネルギー領域中性子による線量当量計算を行う HETC-3STEP コードには義澤らによって平均線質係数が組み込まれ、人体組織における線量当量評価計算が行えるよう機能拡張されている⁶⁻⁷⁾。ここではまず、この拡張された線量評価計算法について概要を説明する。

エネルギー E_0 の荷電粒子 R が線量計算対象となる物質に入射し、電離による連続的な減速を続けてエネルギーを損失し、エネルギー E_1 で物質の外に出た場合、粒子 R による線量当量 H_R は次式で計算される。

$$H_R = \hat{Q}_R(E_0) \frac{E_0}{m} - \hat{Q}_R(E_1) \frac{E_1}{m} \quad (6-7)$$

ここで $\hat{Q}_R(E)$ はエネルギー E の荷電粒子 R に対する平均線質係数であり、次式で与えられる。

$$\hat{Q}_R(E_R) = \frac{1}{E_R} \int_0^{E_R} Q(L_R(E)) dE \quad (6-8)$$

ここで $L_R(E)$ はエネルギー E の荷電粒子 R の水中における限定されない線エネルギー付与である。従って、エネルギー E の荷電粒子 R に対する平均線質係数は $Q(L)$ 及び $L_R(E)$ を用いて計算できる。義澤らは代表的な人体構成核種に中性子及び陽子の核反応で生成すると考えられる186核種及び π 中間子、 μ 粒子について $\hat{Q}_R(E)$ を計算し、データベース化している⁶⁻⁷⁾。この際の計算条件を以下にまとめる。

- a) $Q(L)$ には ICRP-60 の値を用いる
- b) L_R は荷電粒子の水中における衝突阻止能計算より求める。
(L_R は荷電粒子 R が飛程を単位長さ当たり進むときの電子との衝突によって失うエネルギーの平均値である)
- c) 衝突阻止能の計算において、
 - ・陽子については SPAR コード³⁻¹⁷⁾を用いて計算
 - ・ π 中間子、 μ 粒子は陽子の計算結果を質量補正して算出
 - ・陽子より重い荷電粒子については 10MeV/nucleon 以下の入射エネルギーに対しては STOPPING コード⁶⁻⁸⁾、それ以上の入射エネルギーに対しては SPAR コードで計算

本研究における線量当量測定実験の解析計算においても HETC-3STEP に組み込まれた(6-7)式を用いて線量当量の計算を行うが、(6-8)式の $\hat{Q}_R(E)$ についてはこのままの形で適用することはできない。

その理由として、

- a) HETC-3STEP には線質係数として ICRP-60 の $Q(L)$ を用いているが、6.3 節における線量当量実験値には線質係数として ICRU-40 の $Q(y)$ を用いている。この2つの線質係数の定義は同じではなく、また両者の変換式なども存在しない。従って定義の異なる線質係数を用いた実験値と計算値を比較し、結果を検討しても計算コードの精度検証にはならない。2つの線質係数の違いについて具体的な例を挙げると、 L が $10 \text{ keV}/\mu\text{m}$ 以下の領域では $Q(L)$ は 1 に固定されているのに対し、 y は $10 \text{ keV}/\mu\text{m}$ 以下においても値が変化している。実際の生物学的な効果を考えた場合、エネルギー付与が小さくなるにつれて線質係数が小さくなる $Q(y)$ のほうがより生物学的データを反映しているものと考えられ、 $Q(L)$ はむしろ放射線管理の目的に定義された量であると考えられる。そのため両者は目的とする事象によって使い分けをする必要があり、人体への被ばく評価計算等の目的には $Q(L)$ を用い、線量実測値による計算コードの検証などには実測に則した $Q(y)$ を用いるべきである。
- b) ICRP-60 の $Q(L)$ の定義は水中での L_{∞} で関連付けされた線質係数となっているが、実験において線量評価の対象となる物質は A-150 人体組織等価プラスチックであり、組成や密度が水と異なるために阻止能や飛程についても水の場合とは異なった値となる。

以上の2点から、実験値との比較により計算コードにおける線量計算の精度評価を行うことを目的とした本研究において、ICRP-60 の $Q(L)$ 及び水中での L_{∞} をそのままの形で線質係数として用いるのは適当でないと判断した。そこで(6-8)式に代わるものとして A-150 プラスチックに対する平均線質係数を次式により定義した。

$$\hat{Q}_R(E_R) = \frac{1}{E_R} \int_0^{E_R} Q_{40}(L_{R,A-150}(E)) dE \quad (6-9)$$

ここで、 $L_{R,A-150}(E)$ は粒子 R の A-150 プラスチックに対する衝突阻止能から計算された線エネルギー付与、 Q_{40} は ICRU-40 で定義された $Q(y)$ において $y = L_{R,A-150}$ と仮定した値である。 $\hat{Q}_R(E)$ の計算対象として、義澤らが計算した 186 核種及び π 中間子、 μ 粒子について同様に計算した。衝突阻止能計算に用いたコード及び計算条件は義澤らの計算と同じである。得られた平均線質係数のうち、陽子、 α 粒子、 ^{12}C 及び ^{16}O に対する係数を Fig. 6.3 に示す。

HETC-3STEP による線量当量計算では、(6-7)及び(6-9)式を計算の対象である検出領域に入射する全ての荷電粒子について計算を行い、検出領域における平均線質係数及び線量当量を求めた。なお計算に用いた計算体系及び中性子線源条件は第5章での吸収線量評価計算と同一である。

6.4.2 MORSE コードにおける線量当量計算

15MeV 以下の低エネルギー領域中性子に対する線量当量は MORSE-CG コードによる計算結果を用いて次式で計算される。

$$H = \int QK(E) \phi(E) dE \quad (6-10)$$

ここで $\phi(E)$ は MORSE コードにより計算された中性子スペクトル、 $K(E)$ は中性子 Kerma 係数、 $QK(E)$

は線量評価対象物質(ここでは A-150 プラスチック)に対してエネルギーE の中性子による核反応で生成した荷電粒子の平均線質係数 $\hat{Q}(E)$ で重みづけられた中性子 Kerma 係数であり, 次式で与えられる.

$$K(E_n) = \sum_i a_i \sum_j \sum_r K_i(E_n, E'_j) \quad (6-11)$$

$$QK(E_n) = \sum_i a_i \sum_j \sum_r \hat{Q}(E'_j) K_i(E_n, E'_j) \quad (6-12)$$

ここで a_i は A-150 プラスチック中の元素 i の重量比率, $K_i(E_n, E'_j)$ はエネルギー E_n の中性子が元素 i と核反応 r を起こして生成する荷電粒子(反跳核を含む) j の Kerma 係数, $\hat{Q}(E'_j)$ はエネルギー E'_j の荷電粒子(反跳核を含む) j の平均線質係数である. これらの係数は真木らの KERMA コード⁶⁻⁹⁾を改良した QKERMA コード⁶⁻¹⁰⁾を用いて計算した. この計算における線質係数としては HETC-3STEP における計算と同様に実験値と同じ ICRU-40 の $Q(y)$ を $y = L_{RA-150}$ と仮定した上で適用した. QKERMA コードにより $K(E_n)_{QKERMA}$ 及び $QK(E_n)_{QKERMA}$ を計算し, (6-13)式で得られる中性子エネルギーに対する平均線質係数 $\bar{Q}(E_n)$ を前章の吸収線量計算に用いた ICRU-26 による A-150 プラスチックに対する中性子 Kerma 係数, $K(E_n)_{ICRU26}$ に乗じて $QK(E_n)$ とした.

$$\bar{Q}(E_n) = \frac{QK(E_n)_{QKERMA}}{K(E_n)_{QKERMA}} \quad (6-13)$$

$$QK(E_n) = \bar{Q}(E_n) K(E_n)_{ICRU26} \quad (6-14)$$

得られた $QK(E_n)$ 及び $\bar{Q}(E_n)$ を Fig. 6.4 及び Fig. 6.5 に示す. Fig. 6.4 から数 100keV ~ 数 MeV の中性子エネルギーに対して $QK(E_n)$ が大きいことがわかる. また, Fig. 6.5 において 100keV ~ 1MeV 領域以外に 100eV 以下のエネルギー領域で $\bar{Q}(E_n)$ が大きい, これは窒素の $N(n,p)$ 反応によって生成される陽子による影響と考えられる. なお線量当量計算において実際に中性子スペクトルに乗ずるのは $QK(E_n)$ であり, 100eV 以下での $QK(E_n)$ の値は最大となる数 MeV 領域での値と比べて 1%未満であること, また 100eV 以下の中性子束は数 MeV 以上の中性子束と比べてはるかに小さいことから, 平均線質係数は大きいものの線量当量に対する影響は殆どないものと思われる.

Fig. 6.5 に示した平均線質係数の 10eV 以下の領域において, ICRP-51⁶⁻¹¹⁾における線質係数の実効値や ICRP-60 で定義された放射線荷重係数(w_R)と比較して値が大きい. これは ICRP-51 や ICRP-60 で定義された線質係数には2次ガンマ線による寄与が含まれており, この寄与が中性子の寄与よりも大きいためにガンマ線の線質係数で決まってしまうためである. これに対し, 本研究で用いた Fig.6.5 の平均線質係数は2次ガンマ線の寄与を含まない値であり, 平均線質係数が大きくなっている.

この線量当量計算において, 評価点における中性子スペクトル計算を行う MORSE-CG コードに用いた計算体系, 線源条件及び群定数は第5章での吸収線量計算と同一である.

6.5 考察

40 及び 65MeV 準単色中性子入射によるファントム内線量当量分布を HETC/MORSE(J31)により

計算し、実験値と比較した。結果を Fig. 6.6-6.7, Table 6.1-6.2 に示す。

1. ファントム表面における線量当量測定値について、前章における吸収線量分布測定結果と同様に荷電平衡が成立していないことから、ファントム内での測定値と比較して 11-14%小さい。また HETC/MORSE(J31)による線量当量計算結果はこの傾向を概ね再現している。
2. 計算結果と実験値の比較において、40MeV 準単色中性子入射における平均線質係数及び線量当量の計算結果はファントム深さ 15cm までの実験値をそれぞれ 16%及び 18%以内で再現した。またファントム深さ 20-25cm においては、線量当量計算値は実験値を 10%以内で再現したが、これは平均線質係数が 15cm 以下の場合よりも実験値を再現していることと併せて、吸収線量分布の計算値が実験値を 10-18%過大評価していることによる。一方で 65MeV 準単色中性子入射の場合も平均線質係数計算値は実験値を 16%以内で再現し、その結果線量当量計算値は実験値を 21%以内で再現した。
3. 線量当量分布計算において 15MeV 以上の中性子と 15MeV 以下の中性子による線量当量への寄与の割合を Table 6.3-6.4 に示す。40MeV 準単色中性子入射における 15MeV 以上の中性子の寄与はファントムの浅い領域では 65%、深い領域では 78%と変化したのに対し、65MeV 準単色中性子入射ではファントムの深さに依らず 80%前後であった。また第5章の吸収線量における 15MeV 以上の中性子の寄与と比較すると、線量当量計算では 15MeV 以上の中性子の寄与が 7-10%減り、その分 15MeV 以下の寄与が増していることがわかる。
4. 線量当量、平均線質係数及び前章で求めた吸収線量について計算値と実験値の比をとった結果を Fig. 6.8 に示す。このグラフから 40MeV 及び 65MeV 準単色中性子入射の何れにおいても、計算によって得られた平均線質係数は実験値を過小評価する傾向にあり、結果として線量当量計算結果は実験値を最大 20%程度過小評価する。線量当量は吸収線量の微分量に平均線質係数を乗じて積分した値であり、吸収線量において計算値が実験値をよく再現する場合においても線量当量計算値は実験値より過小となっていることから、線量当量の差は吸収線量の微分量(y 分布もしくは LET 分布)に僅かなずれがあるためと考えられる。

4 の原因として、(6-9)式の平均線質係数の計算において $y = L_{R,A-150}$ と仮定した上で ICRU-40 の $Q(y)$ を用いたこと、平均線質係数の大きい数 MeV 以下の粒子輸送計算における精度、の2つの可能性が考えられる。

前者について、実験値との比較のために同じ線質係数を用いる必要があり、計算コードによる解析において実験値と同じ $Q(y)$ を用いているが、この際 $y = L_{R,A-150}$ の仮定を行ったことによって用いるべき Q の値にずれが生じている可能性がある。この問題の解決策は $Q(y)$ と $Q(L)$ に明確な関連づけを持たせることであるが、 $Q(y)$ と $Q(L)$ の定義は異なっていることから現状では両者に関連性はない。

また後者については、荷電粒子及び中性子の計算における精度の問題を考える。まず荷電粒子の計算について、Fig. 6.3 に示す荷電粒子のエネルギーに対する平均線質係数のグラフから、荷電粒子のエネルギーが僅かに変化しただけでも平均線質係数の値は大きく変化することが予想される。特にピーク部の前後にあたる数 keV～数 MeV のエネルギー領域の粒子においてこの影響は顕著であり、このエネルギー領域の荷電粒子の生成及び輸送計算精度が線

量当量計算値に大きな影響をもたらすことになる。このことは HETC-3STEP コードにおける数 10MeV 領域の中性子入射による数 MeV 以下の2次粒子の生成及び輸送計算精度において、もし僅かな差があれば、その影響が大きく現れる可能性があることを示している。

次に中性子の計算について、Fig. 6.4 から数 100keV～数 MeV 領域において線量当量への寄与が大きいことが判る。この領域の中性子に対する MORSE コードの計算精度の問題点として、計算に用いた群定数における角度分布の扱いが挙げられる。この群定数における角度分布の取り扱いが P_5 の Legendre 展開であることから、計算上の散乱中性子の放出角は限られている。ここでは直径 15.24mm の微小球を検出領域としていることから散乱線の角度分布の影響は大きい。1keV～1MeV の中性子は線源からの直接線だけでなく入射中性子が検出器やファントム内で多重散乱されることによって生成されることから、この散乱線の計算精度が低いために MORSE コード計算において十分に表現されていないことが考えられる。しかしながら本研究における数 10MeV 準単色中性子入射に対する 15MeV 以下の中性子領域の線量当量への寄与は全体の 18.36%程度であることから、この問題による線量当量への影響は先の荷電粒子計算による影響と比較して小さいものと思われる。

6.6 ICRP-60 による線質係数を用いた線量当量計算

6.4 節で述べたように、本研究における線量当量の計算には TEPC 実験値に用いた ICRU-40 の線質係数から求めた平均線質係数を用いたが、人体組織における線量当量の評価を目的とした計算には ICRP-60 の線質係数を用いるのが一般的である。本来の HETC-3STEP コード及び QKERMA コードにおける平均線質係数の計算には ICRP-60 の線質係数が用いられている。ここでは、線質係数の違いによる線量当量計算への影響を検討するため、ICRP-60 の $Q(L)$ を用いて線量当量を計算し、これを 6.4 節で計算した ICRU-40 の線質係数 ($y = L_{R,A-150}$ と仮定) を用いた場合の線量当量と比較した (Fig. 6.9-6.10)。その結果、ICRP-60 の線質係数を用いた線量当量は ICRU-40 の線質係数を用いた線量当量と比較して 15-18% 小さく、TEPC による実験値との比較においても 8-35% 小さいことが判った。計算値間の差は線質係数そのものの定義の違いや、ICRU-40 を用いた計算における $y = L_{R,A-150}$ の仮定、 L の計算における媒質の違い (ICRP-60 を用いた計算では水、ICRU-40 を用いた計算では組織等価プラスチック) 等によるものである。この結果から TEPC 実験の解析には実験値と同じ線質係数 (同じ媒質による L の計算) を用いたほうが、より実験値を再現できることが判った。

6.7 数 10MeV 領域中性子による線量測定に関する提言

前章及び本章における数 10MeV 準単色中性子入射における吸収線量及び線量当量測定実験において、ファントム表面における測定では荷電平衡が成立していないために、荷電平衡が成立しているファントム内での線量と比較して吸収線量で 23～35%、線量当量で 11～14% の過小評価となった。第4章における固体飛跡検出器による中性子束分布測定結果においても、検出素子に装着された薄いポリエチレンラジエータだけでは荷電平衡が成立せず、ファントム表面での測定値は体系内での値より 4～11% 過小となっている。本研究におけるこれらの結果から、数 10MeV 領域中性子による個人被ばく線

量評価において次の問題点を提起する。現在、一般に広く用いられている個人被ばく線量計は人体に装着した状態で用いられる。仮に数 10MeV 領域中性子による被ばくを受けた場合、装着した線量計の読み値をそのまま用いて被ばく線量の評価を行うと、実際に人体が受けた線量よりも過小な評価を行ってしまうことになる。本研究における実験値はこの問題点を明確に示している。

この影響を評価するため、TEPC による線量測定実験体系においてファントムの浅い領域における線量を HETC/MORSE(J31)を用いて計算し、最大となる深さ及び線量を算出した。結果を Fig.6.11-6.12 及び Table 6.5 に示す。ファントム内での線量は入射中性子エネルギーが高くなるにつれて、最大値となる深さが深くなり、また表面における線量との差も大きいことが判る。吸収線量については 40 及び 65MeV 準単色中性子に対してそれぞれ深さ 1.5cm 及び 4cm 付近で最大値をとり、この最大値は表面での線量と比較してそれぞれ 1.26 倍及び 1.68 倍も大きい。一方で線量当量ではそれぞれ深さ 1cm 及び 2cm 付近で最大値となるが、これらは吸収線量の場合よりも浅く、また最大値と表面での線量の比もそれぞれ 1.07 倍及び 1.19 倍と吸収線量の場合ほど大きくない。これは吸収線量が数 10MeV 領域中性子による影響が大きいのに対し、線量当量では平均線質係数の大きい数 MeV 以下の粒子の寄与が増すことで、荷電平衡の影響が吸収線量の場合ほど大きくないことによる。

このように数 10MeV 領域における被ばく線量評価においては、用いる線量計に対して荷電平衡を考慮した上で線量評価を行わなければならない。その具体的な方法の1つとして本研究で用いた線量評価計算コードにより人体表面における線量と体内で線量が最大となる位置及び表面での線量との比を評価する方法がある。この評価結果を用いて、線量計による人体表面での線量測定値から線量の最大値及びその位置を評価することが可能となる。例えば本研究における TIARA の 40 及び 65MeV 準単色中性子入射の場合、表面での線量に対し、吸収線量で 1.26 倍及び 1.68 倍、線量当量で 1.07 倍及び 1.19 倍であることから、計算体系である TEPC における検出壁(厚さ 1.27mm)と同程度の組織等価物質をもつ線量計による測定では、上記の倍率を乗ずることで最大線量を評価することが可能になる。

その他の方法として、線量計に荷電平衡となる厚さの組織等価物質を装着して用いる方法も考えられる。しかし、この場合には中性子エネルギーが単色で、そのエネルギーに応じた組織等価物質を装着することでしか線量を正しく評価できない。一般には広範なエネルギー領域の中性子が混在する場がほとんどであり、結果として組織等価物質の厚さを変えた数種類の検出器を併用しなければならない。また本研究における測定結果から数 10MeV 準単色中性子に対して荷電平衡が成立するためには 2~3cm 厚の組織等価物質が必要であり、これらの条件から個人被ばく線量計としては扱いにくい大きさとなることから、現実的でない判断される。

以上から、数 10MeV 領域における荷電平衡を考慮した被ばく線量評価手法として、線量評価計算コードを用いた表面及び最大線量の評価が最も精度の高い方法であると考えられる。被ばくを受ける中性子場のエネルギースペクトルが評価できれば、線量評価コードによりファントム表面及びファントム内での線量をあらかじめ評価しておくことで、表面線量における線量計の読み値から人が受ける線量の最大値及びその位置を評価することが可能となる。そのためには線量測定実験による計算コードの精度評価が重要な意味を持つ。本研究では線量測定実験によって線量評価計算における精度検証を行っており、線量評価計算において荷電平衡の成立しない表面での線量及びファントム内での線量実験値を再現できていることから、線量の最大値、最大値を与える深さ及び表面での線量との比について比較的精度の高い評価が可能であると判断される。

6.8 まとめ

線量評価手法におけるファントム内での線量当量計算の精度検証を行うため、40MeV 及び 65MeV 準単色中性子入射におけるファントム内線量当量分布及び平均線質係数を TEPC による測定結果から算出した。また前章の吸収線量分布評価に用いた HETC/MORSE(J31)による解析計算において、A-150 プラスチックに対する衝突阻止能を実験値と同じ $Q(y)$ に適用して平均線質係数を求め、線量当量分布及び平均線質係数を計算し、実験値と比較した。計算で得られた平均線質係数は 40MeV 及び 65MeV 準単色中性子入射における実験値を 16%以内で再現し、それをを用いた線量当量の計算結果も実験値を概ね 20%以内で再現した。前章における吸収線量の測定値と計算値の差が概ね 10%以内で一致したのに対し、線量当量における差が概ね 20%以内と大きくなっているのは、後者が吸収線量の微分量に依存しているためであり、吸収線量の微分量 (y 分布もしくは LET 分布) に僅かなずれがあるためと考えられる。線量当量における精度評価の結果から、本研究で用いた線量評価手法による線量当量の評価は 20%程度の精度で可能であることが判った。

また、荷電平衡が成立していないファントム表面における線量と平衡が成立しているファントム内における線量について、線量評価計算結果は実験値の傾向を概ね再現した。そこで表面での線量とファントム内での最大線量との比について線量評価計算により検討を行った結果、40 及び 65MeV 準単色中性子入射に対して吸収線量ではファントム内での線量最大値が表面での値の 1.26 及び 1.68 倍、線量当量では同じく 1.07 及び 1.19 倍も過大となることが判り、この結果、数 10MeV 領域中性子による被ばく線量を人体表面に装着した線量計の値で評価すると線量を過小評価してしまう問題点を提起した。また、この問題点の解決策として線量評価手法による計算が有効な方法であり、ファントム表面及びファントム内での最大線量の比を計算で評価することで、個人被ばく線量計の読み値から線量の最大値を評価することが可能である。以上の観点からも、本研究における測定実験による線量評価手法の精度評価は、数 10MeV 領域中性子による線量評価において重要な意味を持つ。

Table 6.1 40MeV準単色中性子入射によるファントム内線量当量分布

depth (cm)	TEPC測定値		HETC/MORSE(J31) 計算結果			
	線量当量 (Sv μ C ⁻¹)	平均線質係数 (Sv Gy ⁻¹)	線量当量 (Sv μ C ⁻¹)	C/E	平均線質係数 (Sv Gy ⁻¹)	C/E
0	1.78E-05*	11.00	1.56E-05	0.88	9.55	0.87
2	1.99E-05	9.46	1.62E-05	0.82	7.96	0.84
5	1.78E-05	9.33	1.46E-05	0.82	8.06	0.86
10	1.40E-05	9.30	1.19E-05	0.85	7.89	0.85
15	1.02E-05	9.05	8.66E-06	0.85	7.86	0.87
20	7.35E-06	9.03	7.35E-06	1.00	8.22	0.91
25	5.13E-06	8.89	5.62E-06	1.10	8.29	0.93

* Read as 1.78×10^{-5}

Table 6.2 65MeV準単色中性子入射によるファントム内線量当量分布

depth (cm)	TEPC測定値		HETC/MORSE(J31) 計算結果			
	線量当量 (Sv μ C ⁻¹)	平均線質係数 (Sv Gy ⁻¹)	線量当量 (Sv μ C ⁻¹)	C/E	平均線質係数 (Sv Gy ⁻¹)	C/E
0	2.41E-05*	11.07	1.90E-05	0.79	10.00	0.90
2	2.81E-05	8.45	2.27E-05	0.81	7.59	0.90
5	2.67E-05	7.95	2.11E-05	0.79	6.90	0.87
10	2.26E-05	7.95	2.08E-05	0.92	7.67	0.97
15	1.82E-05	7.82	1.60E-05	0.88	7.12	0.91
20	1.44E-05	7.69	1.38E-05	0.96	7.47	0.97
25	1.12E-05	7.56	9.31E-06	0.83	6.37	0.84

* Read as 2.41×10^{-5}

Table 6.3 15MeV以上及びそれ以下の中性子による線量当量及び平均線質係数計算結果
(40MeV準単色中性子線源)

depth (cm)	15MeV以上の中性子			15MeV以下の中性子		
	線量当量 (Sv μ C ⁻¹)	Ratio	平均線質係数 (Sv Gy ⁻¹)	線量当量 (Sv μ C ⁻¹)	Ratio	平均線質係数 (Sv Gy ⁻¹)
0	1.00E-05*	0.64	9.01	5.61E-06	0.36	10.67
2	1.05E-05	0.65	6.96	5.66E-06	0.35	10.87
5	1.01E-05	0.69	7.22	4.53E-06	0.31	10.86
10	8.71E-06	0.73	7.13	3.15E-06	0.27	11.17
15	6.38E-06	0.74	7.05	2.28E-06	0.26	11.57
20	5.67E-06	0.77	7.55	1.69E-06	0.23	11.75
25	4.36E-06	0.78	7.60	1.26E-06	0.22	12.07

* Read as 1.00×10^{-5} Table 6.4 HETC/MORSE(J31)計算における15MeV以上及び以下の中性子による線量当量への寄与
(65MeV準単色中性子線源)

depth (cm)	15MeV以上の中性子			15MeV以下の中性子		
	線量当量 (Sv μ C ⁻¹)	Ratio	平均線質係数 (Sv Gy ⁻¹)	線量当量 (Sv μ C ⁻¹)	Ratio	平均線質係数 (Sv Gy ⁻¹)
0	1.49E-05*	0.78	9.72	4.15E-06	0.22	11.15
2	1.78E-05	0.79	6.93	4.87E-06	0.21	11.61
5	1.66E-05	0.79	6.22	4.45E-06	0.21	11.65
10	1.71E-05	0.82	7.11	3.66E-06	0.18	12.14
15	1.30E-05	0.82	6.50	2.94E-06	0.18	12.30
20	1.14E-05	0.82	6.88	2.42E-06	0.18	12.57
25	7.48E-06	0.80	5.67	1.83E-06	0.20	12.75

* Read as 1.49×10^{-5}

Table 6.5 HETC/MORSE(J31)計算における吸収線量及び線量当量の深度分布

Depth (cm)	40MeV準単色中性子		65MeV準単色中性子	
	吸収線量 (Gy μ C ⁻¹)	線量当量 (Sv μ C ⁻¹)	吸収線量 (Gy μ C ⁻¹)	線量当量 (Sv μ C ⁻¹)
0.0	1.639E-06*	1.565E-05	1.902E-06	1.902E-05
1.0	1.947E-06	1.679E-05	2.449E-06	2.165E-05
1.5	2.058E-06	1.648E-05	2.816E-06	2.157E-05
2.0	2.034E-06	1.619E-05	2.991E-06	2.270E-05
2.5	1.989E-06	1.579E-05	3.050E-06	2.257E-05
3.0	1.899E-06	1.509E-05	3.076E-06	2.262E-05
3.5	1.894E-06	1.513E-05	3.062E-06	2.234E-05
4.0	1.853E-06	1.485E-05	3.189E-06	2.228E-05
5.0	1.815E-06	1.462E-05	3.054E-06	2.108E-05

* Read as 1.639×10^{-6}

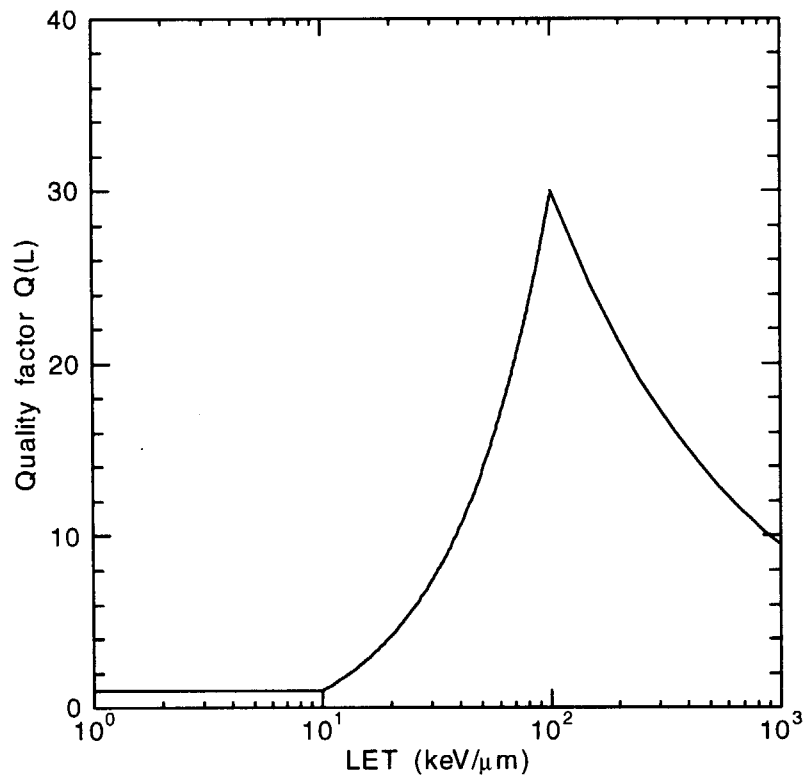


Fig. 6.1 ICRP-60 で定義された Q-L 関係⁶⁻³⁾

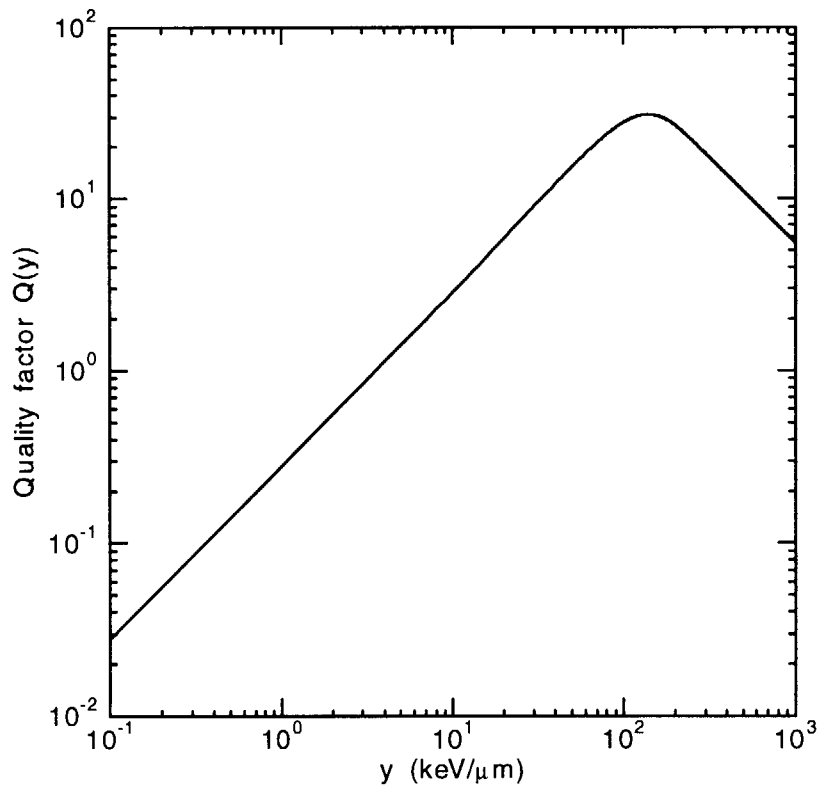


Fig. 6.2 ICRU-40 で定義された Q-y 関係⁶⁻⁵⁾

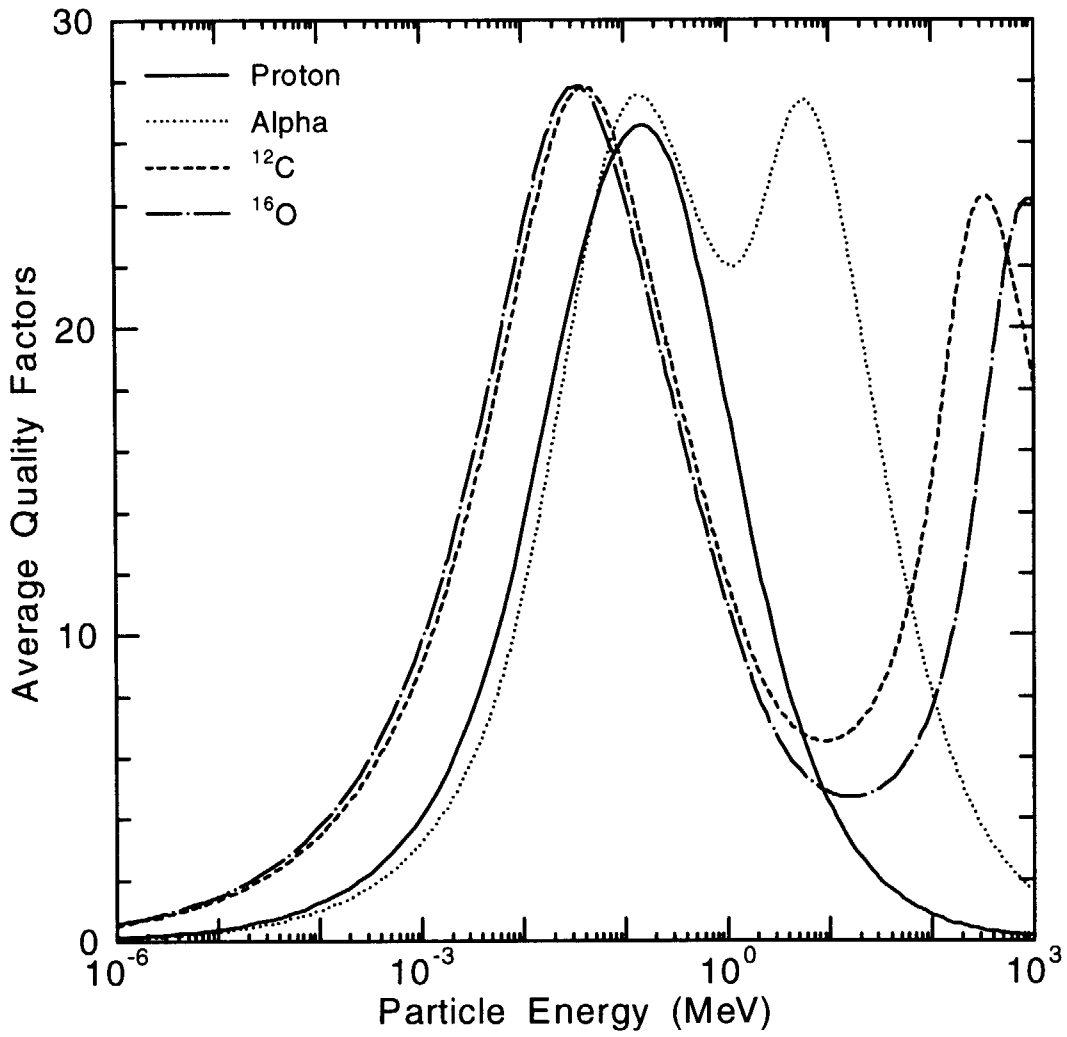


Fig. 6.3 ICRU-40 の $Q(y)$ 及び A-150 プラスチックに対する L_{∞} より計算した平均線質係数

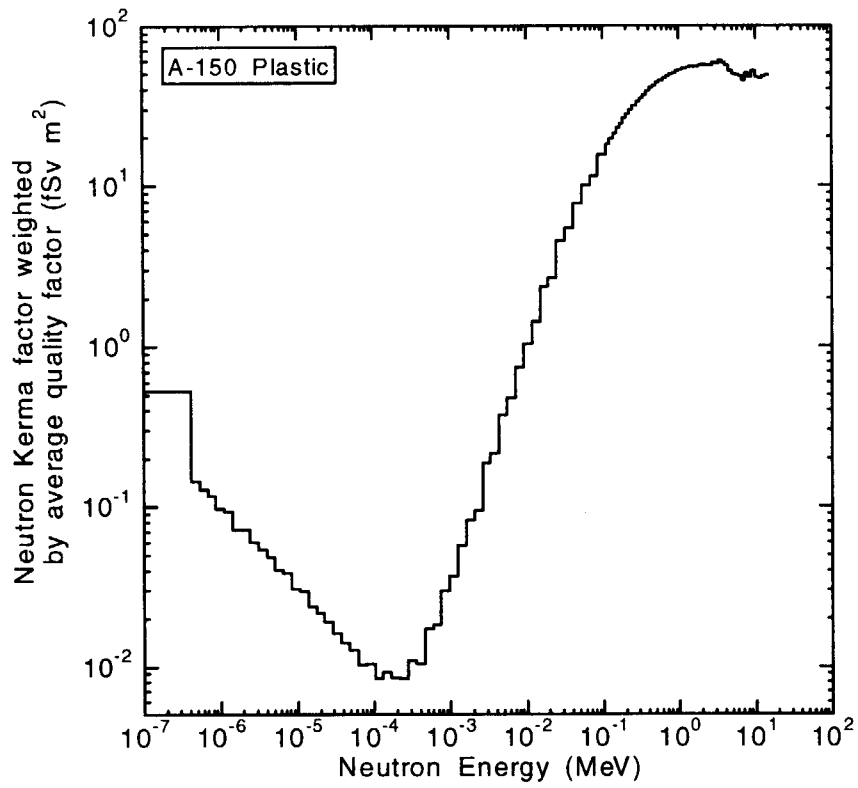


Fig. 6.4 平均線質係数で重み付けをした A-150 プラスチックに対する中性子 Kerma 係数

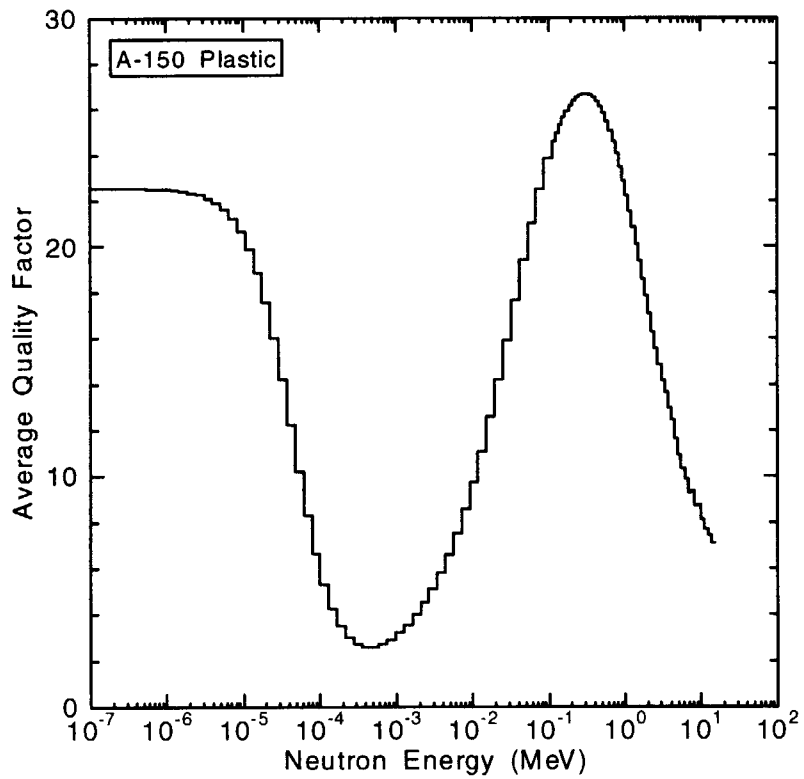


Fig. 6.5 中性子エネルギーに対する平均線質係数

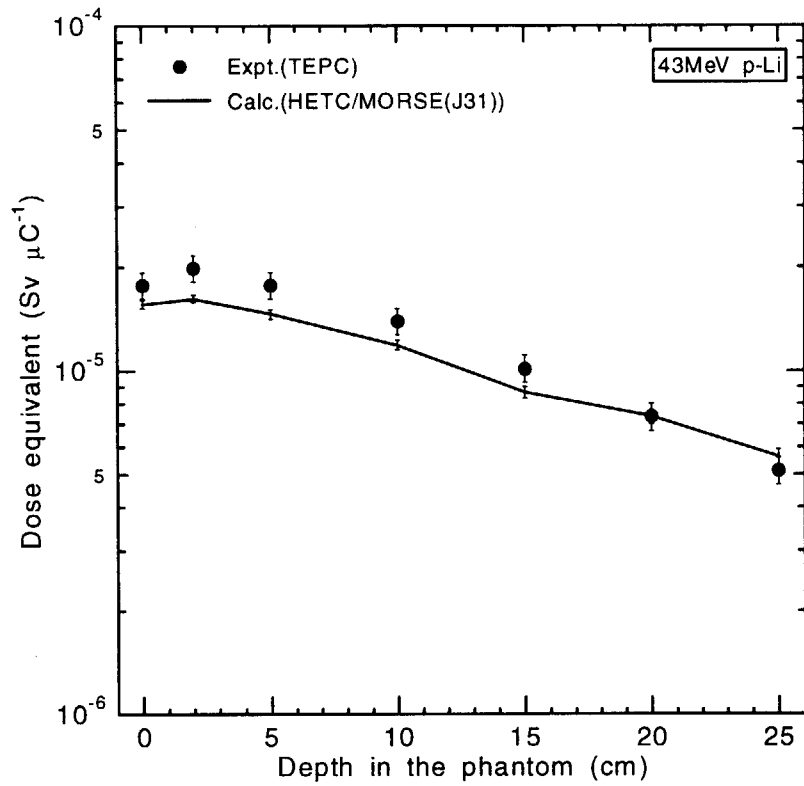


Fig. 6.6 40MeV 準単色中性子入射におけるファントム内線量当量分布測定及び計算結果

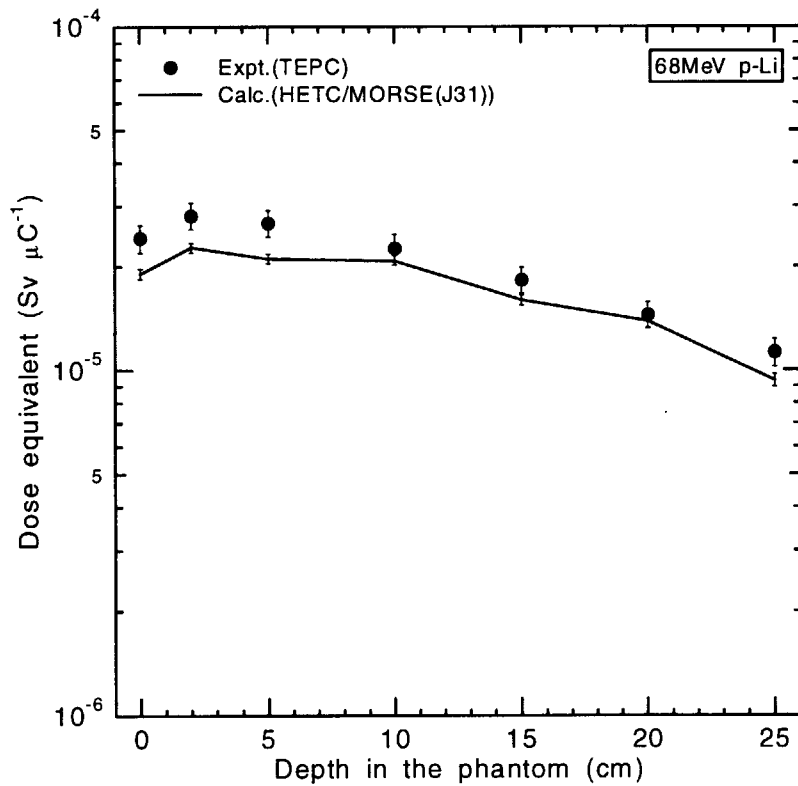


Fig. 6.7 65MeV 準単色中性子入射におけるファントム内線量当量分布測定及び計算結果

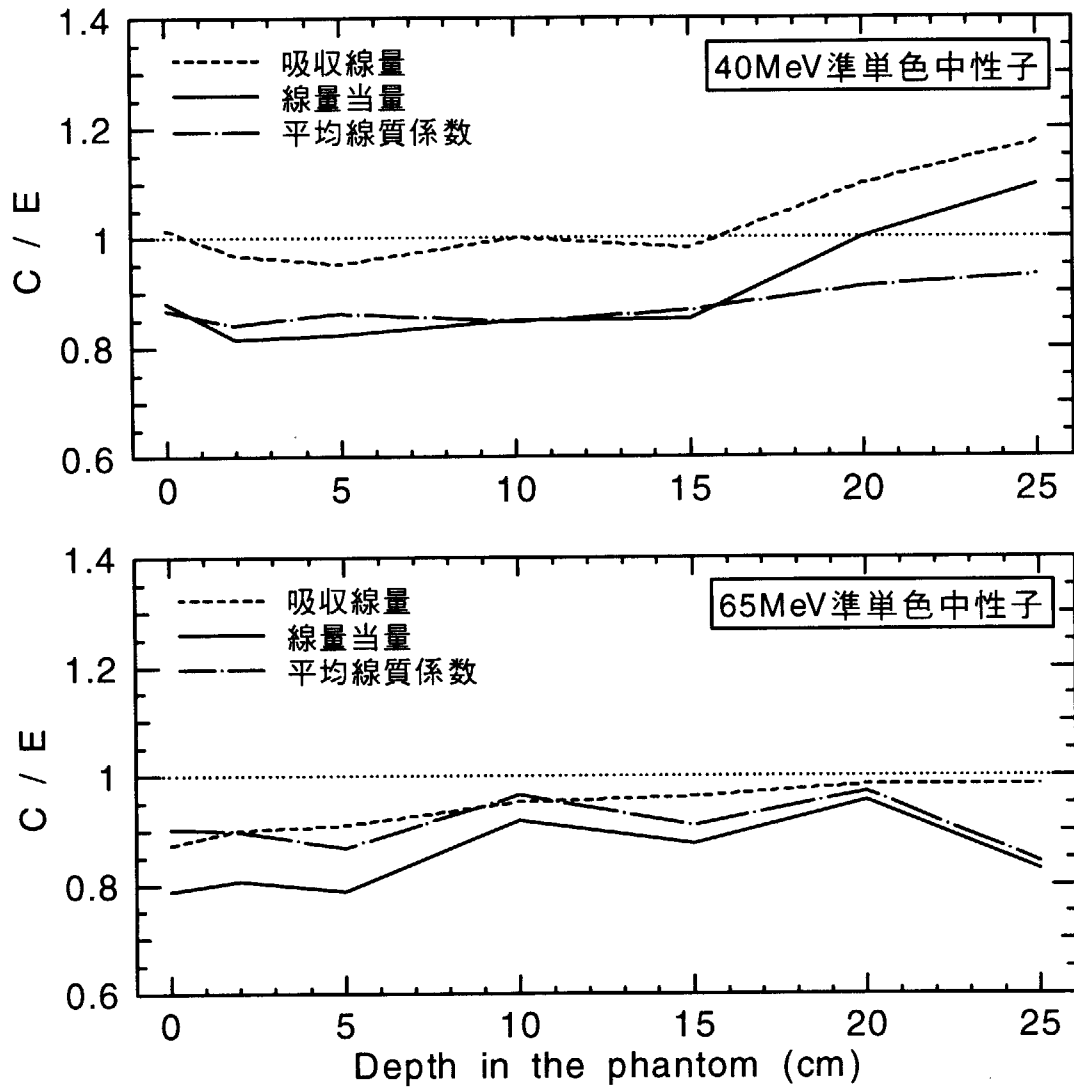


Fig. 6.8 ファントム内線量分布計算値と実験値の比

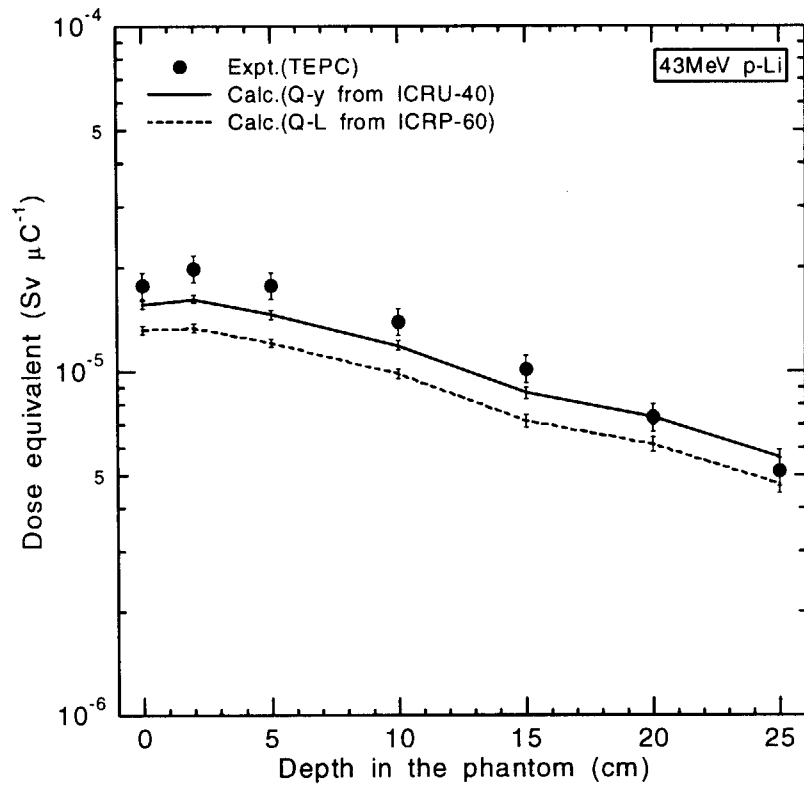


Fig. 6.9 線質係数として ICRP-60 の Q-L を用いた線量当量分布計算結果の比較(40MeV 線源)

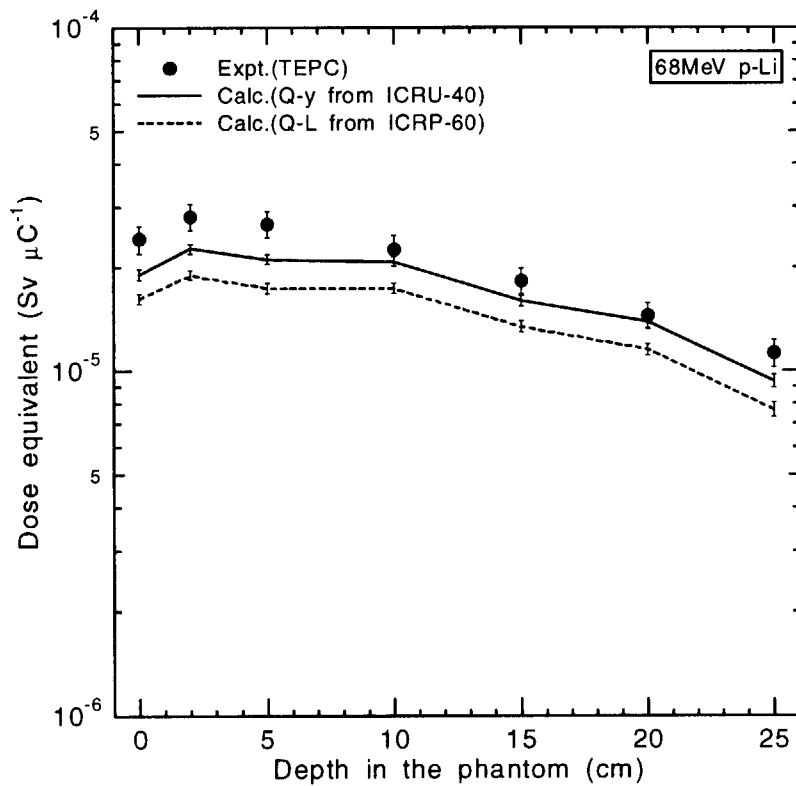


Fig. 6.10 線質係数として ICRP-60 の Q-L を用いた線量当量分布計算結果の比較(65MeV 線源)

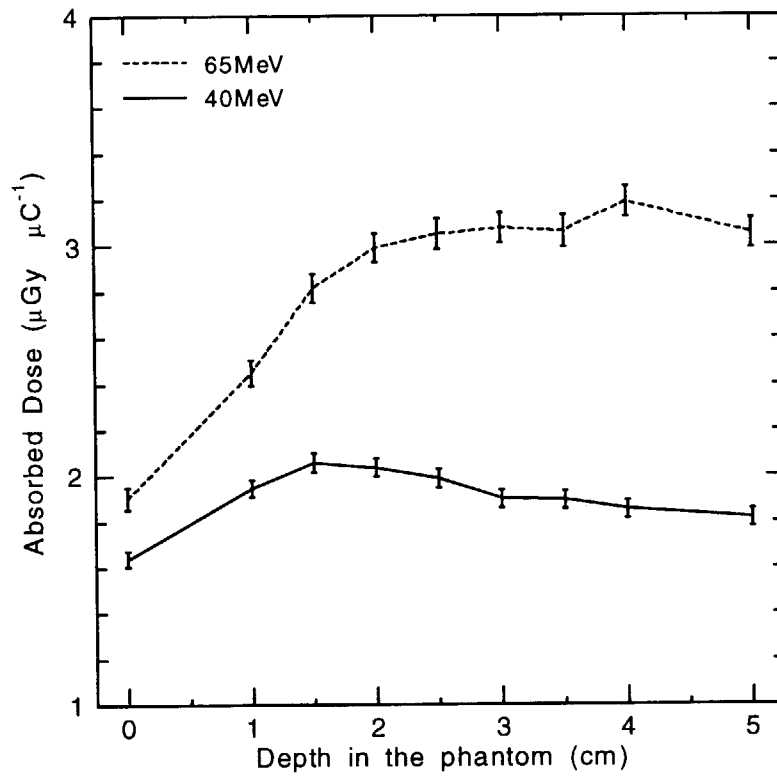


Fig. 6.11 ファントム内吸収線量分布計算結果(深さ 5cm 以下)

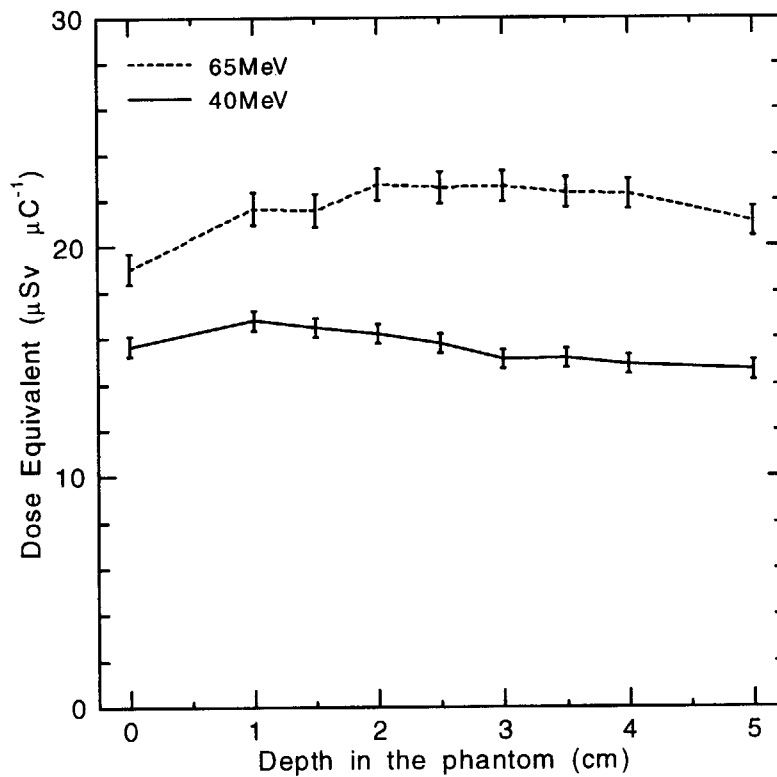


Fig. 6.12 ファントム内線量当量分布計算結果(深さ 5cm 以下)

7. 結論

数 10MeV 領域中性子に対する線量評価計算の精度検証を行うために必要な実験値を得ることを目的として、原研高崎 TIARA の 40 及び 65MeV 準単色中性子源を用いて平板ファントム内における中性子束、吸収線量及び線量当量分布を測定した。得られた実験値を粒子輸送計算コードによる解析結果と比較して線量評価手法の精度評価を行った。またこれらの解析や評価に必要な中性子線源スペクトル、中性子検出器応答特性の測定及び計算、線量の計算手法及びこれに用いる係数などの検討を行った。

- (1) 第2章に述べた原研高崎 TIARA の準単色中性子線源スペクトルの評価では、これまで測定されていなかった 40 及び 65MeV 準単色中性子源における 10MeV 以下の線源スペクトルを測定するとともに、 ${}^7\text{Li}$ ターゲットからの距離、ビームコリメータ厚さ、ビームストップの有無、の線源スペクトルへの影響について計算評価した。その結果、実際の低エネルギー領域スペクトルはこれまで遮蔽実験などの解析に用いられてきた、TOF 測定値の下限を 1/MeV で外挿したスペクトルと比較して、数 MeV 以下の領域で大きく持ち上がっていることが判った。TIARA 中性子場のコリメータ径は上流から下流まで同じ大きさであることからコリメータ内における中性子の散乱が多く、このことが低エネルギー中性子が多い要因の1つと考えられる。数 10MeV 領域における単色中性子場において、単色性の観点から低エネルギー中性子の生成の抑制は極めて重要であり、例えば散乱の少ない円錐型のコリメータを採用するなど、設計の段階で低エネルギー中性子の生成に対する十分な検討を行う必要があることを明らかにした。ここで評価された線源スペクトルは(2)以降の実験解析における中性子線源エネルギースペクトルとして用いるとともに、今後 TIARA 準単色中性子場において低エネルギー中性子にも感度を有する検出器及び線量計を用いた測定を行う際の線源スペクトルとして有益なデータとなる。
- (2) 第3章に述べた固体飛跡検出器の応答関数の評価では、反跳陽子型の固体飛跡検出器の応答関数を、これまでに評価がなされていない 20MeV 以上の領域を含む 250keV から 65MeV までの単色中性子標準場において測定するとともに、100keV から 80MeV までの広範な入射中性子エネルギーに対応した応答関数計算コードを開発し、実験結果と比較した。その結果 45MeV までの実験値をほぼ再現することができた。一方で 65MeV における計算値は実験値より小さくなったが、これは実験値及び計算値の双方の求め方に課題があることを示した。また計算コードによる評価結果から、応答関数に寄与する粒子の種類、粒子生成位置の情報を得ることができた。ここで得られた応答関数計算値は(3)に述べるファントム内中性子束分布測定実験の解析に用いた。固体飛跡検出器の 20MeV 以上の応答関数については測定及び計算の何れにおいても過去に例がなく、本研究で得られた応答関数は数 10MeV 領域における固体飛跡検出器の利用において非常に有益なデータとなる。
- (3) 第4章に述べた線量評価手法の精度検証に重要なファントム内中性子束分布の精度評価では、

TIARA の 40 及び 65MeV 準単色中性子が 30cm 立方の亚克力樹脂製平板ファントムに入射した際の体系内中性子束分布をエネルギー特性の異なる2種類の検出器を用いて測定し、計算コードによる解析結果と比較した。10MeV 以上の中性子に対する感度が大きい ^{238}U 核分裂反応率のファントム内での分布について HETC-3STEP と MORSE-CG を 15MeV で接続計算した結果は、ファントムの浅い領域では実験値を良く再現するものの、深い領域では実験値との差が大きくなり、深さ 25cm では実験値を 22-33%過大評価した。一方で MORSE-CG と HILO86 群定数による計算結果はファントムの深い領域においても実験値を 15%以内で再現した。また 10MeV 以下の中性子に対する感度が大きい固体飛跡検出器の反応率分布においては、ファントムが検出器のラジエータと同様に機能してしまう問題、検出器応答の持つ入射中性子の角度に対する依存性の問題等により、検出器反応率分布計算において十分な精度をもった計算を行うことができなかった。結果の傾向として、深さ 5cm までの反応率分布計算結果は実験値を 16-28%過小評価し、深さ 10cm 以上では実験値と一致、あるいは最大 27%の過大評価となった。ここで得られた中性子束分布の精度評価結果は、ファントム内吸収線量及び線量当量分布計算の精度評価に用いた。

- (4) 第5章に述べた数 10MeV 領域中性子入射におけるファントム内吸収線量分布の精度評価では、(3)と同様の条件でファントム内における吸収線量分布を人体組織等価型比例計数管 (TEPC) により測定した。また 65MeV 準単色中性子入射においてはガンマ線の寄与を含むファントム内吸収線量分布を人体組織等価型電離箱で測定した結果、TEPC 実験値と誤差範囲内で一致した。また吸収線量分布の計算手法として、15MeV 以上の中性子に対しては HETC-3STEP コードにより2次荷電粒子の沈着エネルギー分布から吸収線量分布を算出し、15MeV 以下の中性子に対しては MORSE-CG コードで計算した中性子スペクトルと中性子 Kerma 係数から吸収線量分布を算出した。その結果、40 及び 65MeV 準単色中性子入射における実験値を概ね 10%以内で再現した。また比較のため、15MeV 以上を含む全てのエネルギーの中性子に対する吸収線量分布を中性子 Kerma 係数を用いた手法(中性子スペクトルは MORSE-CG コードで計算)により計算した結果、ファントム内線量分布においては実験値を概ね 7%以内で再現したが、ファントム表面における計算結果は実験値と比較して 38-60%も過大となった。これは数 10MeV 領域中性子に対するファントム表面での線量測定において荷電平衡が成り立っておらず、Kerma 近似が成立しないためである。ここで得られた吸収線量分布の精度評価結果は、ファントム内線量当量分布計算の精度評価に用いた。
- (5) 第6章に述べた数 10MeV 領域における中性子線量当量評価では、(4)の TEPC による測定で得られた吸収線量の y 分布に ICRU-40 の線質係数 $Q(y)$ を用いて線量当量分布及び平均線質係数の実験値を得た。また(4)で用いた HETC-3STEP/MORSE-CG コードシステムによる解析計算において、A-150 プラスチックに対する衝突阻止能を実験値と同じ $Q(y)$ に適用して平均線質係数を求め、線量当量分布及び平均線質係数の計算値を得た。計算で得られた平均線質係数は実験値を 16%以内で再現し、それをを用いた線量当量の計算結果も実験値を概ね 20%以内で再現したことから、数 10MeV 領域中性子に対する線量評価手法を用いた線量当量の評価は 20%程度の精度で可能であることが判った。(4)の吸収線量における測定値と計算値の差が概ね 10%以内で一致した

のに対し、線量当量における差が概ね 20%以内と大きくなっているのは、後者が吸収線量の微分量に依存しているためで、吸収線量の微分量(y 分布もしくは LET 分布)に僅かなずれがあるためと考えられる。また荷電平衡が成立していないファントム表面における線量に対してファントム内における線量の最大値との差を計算により評価した結果、65MeV 準単色中性子入射では吸収線量で 1.7 倍、線量当量で 1.2 倍となることがわかった。この結果から、数 10MeV 領域中性子による被ばく線量を人体の表面に装着した個人被ばく線量計の読み値で評価すると線量を過小評価してしまう問題点を提起し、その解決策として線量評価手法による計算が有効であることを示した。

本研究における線量測定実験値による線量評価手法の精度評価は、数 10MeV 領域中性子による線量評価の観点から中高エネルギー粒子場における放射線安全設計及び線量評価において重要な意味を持つものと思われる。また数 10MeV 領域の準単色中性子標準場において、ファントム内における中性子束及び線量分布を測定し、計算解析を行った例は過去に存在しないことから、本研究によって得られたこれらの成果は線量評価コードにおける精度評価のベンチマーク実験として、また今後の線量評価手法の改良に非常に有益なデータとなるものと思われる。

謝辞

日本原子力研究所東海研究所 坂本幸夫氏には、ご多忙の中、本研究における全ての実験、計算及び論文作成に至るまで数多くの御指導、御助言、御協力を頂きました。ここに深く感謝いたします。また研究の多くの段階で御指導、御協力を頂きました日本原子力研究所東海研究所 田中俊一氏、中島宏氏に深く感謝いたします。

TIARA 実験における線源中性子束及び線源スペクトル測定データを提供いただき、また中性子線源に関する御助言を頂きました東北大学工学部 馬場護助教授、名内泰志氏(現 電力中央研究所)、高エネルギー加速器研究機構 中尾徳晶氏、日本原子力研究所東海研究所 明午伸一郎氏に深く感謝いたします。

TEPC 検出器を用いた測定に関して御指導、ご助言を頂きました(財)癌研究会 癌研究所・物理部 伊藤彬氏、科学技術庁放射線医学総合研究所 野田豊氏、高田真志氏、東北大学中村研究室 布宮智也氏に深く感謝いたします。TEPC 検出器における測定回路について御協力を頂きました日本原子力研究所エレクトロニクス課 蛭田敏仁氏、金子記一課長に深く感謝いたします。また電離箱による測定に関して御指導を頂きました高エネルギー加速器研究機構 伴秀一氏に深く感謝いたします。

線量測定及び計算評価に関して多くの御指導、御助言を頂きましたニュークリア・デベロップメント株式会社 岩井敏氏に深く感謝いたします。

HETC-3STEP コードを用いた線量評価計算において御助言、御協力を頂きました三菱総合研究所 義澤宣明氏、佐藤理氏に深く感謝いたします。また MCNP 計算に用いた LA150 断面積の処理について御協力頂きました日本原子力研究所東海研究所 今野力氏に深く感謝いたします。

固体飛跡検出器の応答関数測定に関して多くの御指導、御助言を頂きました神戸商船大学 小田啓二助教授、近畿大学 鶴田隆雄教授に深く感謝いたします。

日本原子力研究所高崎研究所 TIARA における実験において御協力を頂きました高崎研究所 田中進氏、東海研究所 原田康典氏、TIARA 運転スタッフの皆様、東北大 FNL での実験において御協力を頂きました東北大学工学部 岩崎智彦氏、FNL 運転スタッフの皆様、また東北大 CYRIC での実験において御協力頂きました東北大学中村研究室 黒澤忠弘氏、学生諸氏、CYRIC 運転スタッフの皆様、に深く感謝いたします。

本研究の遂行にあたり御理解、御配慮を頂いた日本原子力研究所粒子線工学研究室 安田秀志室長、日本原子力研究所中性子科学研究センター 笹本宣雄次長、向山武彦センター長に感謝いたします。

本論文の副査として御指導いただきました、北村正晴教授、石井慶造教授に感謝いたします。

最後に、中村尚司教授には、本論文をまとめるにあたり多くの御指導をいただきました。深く感謝いたします。

参考文献

- 1-1) National Council on Radiation Protection and Measurements, "Guidance on Radiation Received in Space Activities", NCRP report No.98 (1989).
- 1-2) たとえば Y. Nakane et al.: "Neutron Transmission Benchmark Problems for Iron and Concrete Shields in Low, Intermediate and High Energy Proton Accelerator Facilities," JAERI-Data/Code 96-029 (1996).
- 1-3) たとえば Y. Nakane, Y. Sakamoto, K. Hayashi and T. Nakamura: "Intercomparison of Neutron Transmission Benchmark Analyses for Iron and Concrete Shields in Low, Intermediate and High Energy Proton Accelerator Facilities," Proc. SATIF-3, Tohoku University, Sendai Japan, 12-13 May 1997. OECD/NEA Proceedings, pp.151-182 (1998).
- 1-4) たとえば H.G. Hughes, K.J. Adams, M.B. Chadwick, J.C. Comly, S.C. Frankle, J.S. Hendricks, R.C. Little, R.E. Prael, L.S. Waters and P.G. Young, Jr: "Status of the MCNP/LCS Merger Project," Proceedings of the 1998 ANS Radiation Protection and Shielding Division Topical Conference, Nashville, Tennessee, USA, 19-23 April, p188-195 (1998).
- 1-5) H.W. Patterson and R.H. Thomas: "Accelerator Health Physics," Academic Press, New York and London (1973).
- 1-6) N. Yoshizawa, O. Sato, S. Takagi, S. Furihata, S. Iwai, T. Uehara, S. Tanaka and Y. Sakamoto: "External Radiation Conversion Coefficients using Radiation Weighting Factor and Quality Factor for Neutron and Proton from 20 MeV to 10 GeV," J. Nucl. Sci. Technol., 35, 928 (1998).
- 1-7) A. Ferrari and M. Pelliccioni: "Fluence to Dose Equivalent Conversion Data and Effective Quality Factors for High Energy Neutrons," Radiat. Prot. Dosim., 76, 215 (1998).
- 1-8) M. Pelliccioni: "Radiation Weighting Factors and High Energy Radiation," Radiat. Prot. Dosim., 80, 371 (1998).
- 1-9) たとえば H. Schuhmacher, H.J. Brede, R. Henneck, A. Kunz, J.P. Meulders, P. Pihet and U.J. Schrewe: "Measurement of Neutron Kerma Factors for Carbon and A-150 Plastic at Neutron Energies of 26.3 MeV and 37.8 MeV," Phys. Med. Biol., 37, 1265 (1992).
- 1-10) P. Pihet, H.G. Menzel, J.P. Meulders and A. Wambersie: "Microdosimetric Characteristics of High Energy Neutron Beams and Assessment of Quantities Relevant for Radiation Protection," Radiat. Prot. Dosim., 9, 241 (1984).
- 1-11) International Commission on Radiological Protection: "Recommendations of the International Commission on Radiological Protection," ICRP Publication 21 (1973).
- 1-12) J.V. Sievers, P.M. DeLuca, Jr., D.W. Pearson and G. Coutrakon : "Shielding Measurements for 230-MeV Protons," Nucl. Sci. Eng., 115, 13 (1993).

- 1-13) A. Mazel et al.: "Shielding Measurements for a Protontherapy Beam of 200 MeV: Preliminary Results," *Radiat. Prot. Dosim.*, 70, 429 (1997).
- 2-1) 中尾徳晶. 「高エネルギー陽子加速器施設の遮蔽に関する実験的研究」. 博士論文, 東北大学 (1998).
- 2-2) 馬場護, 他. 「40-90 MeV p-⁷Li 準単色中性子場の特性」. 総合研究(A)科研費成果報告書「高エネルギー粒子線の物質内挙動と輸送現象に関する研究」, 東北大学サイクロトロン・ラジオアイソトープセンター (1996).
- 2-3) H. Nakashima, N. Nakao, Sh. Tanaka, T. Nakamura, K. Shin, Su. Tanaka, H. Takada, S. Meigo, Y. Nakane, Y. Sakamoto and M. Baba: "Transmission through shields of quasi-monoenergetic Neutrons generated by 43- and 68-MeV protons- II : Iron shielding Experiment and Analysis for Investigating Computational method and cross section data," *Nucl. Sci. Eng.*, 124, 243 (1996).
- 2-4) N. Nakao, H. Nakashima, T. Nakamura, Sh. Tanaka, Su. Tanaka, K. Shin, M. Baba, Y. Sakamoto and Y. Nakane: "Transmission through shields of quasi-monoenergetic Neutrons generated by 43- and 68-MeV protons- I : Concrete shielding Experiment and calculation for practical application," *Nucl. Sci. Eng.*, 124, 228 (1996).
- 2-5) N. Nakao, M. Nakao, H. Nakashima, Su. Tanaka, Y. Sakamoto, Y. Nakane, Sh. Tanaka and T. Nakamura: "Measurements and Calculations of Neutron Energy Spectra Behind Polyethylene Shields Bomberded by 40- and 65-MeV Quasi-monoenergetic Neutron Source," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 34(4), 348 (1997).
- 2-6) E. Kim et al.: "Measurements of Neutron Spallation Cross Sections of ¹²C and ²⁰⁹Bi in the 20- to 150-MeV Energy Range," *Nucl. Sci. Eng.*, 129, 209 (1998).
- 2-7) Y. Uwamino, T. Nakamura and A. Hara: "Two Types of Multi-Moderator Neutron Spectrometers: Gamma-ray Insensitive Type and High-Efficiency Type," *Nucl. Instr. Meth.*, A239, 299 (1985).
- 2-8) T. Ishikawa, Y. Miyama and T. Nakamura: "Neutron Penetration through Iron and Concrete Shields with the Use of 22.0- and 32.5-MeV Quasi-Monoenergetic Sources," *Nucl. Sci. Eng.*, 116, 278 (1994).
- 2-9) W.N. McElroy, S. Berg, T. Crockett and R.G. Hawkins: "A Computer Automated Iterative Method for Neutron Flux Spectra Determination by Foil Activation," AFWL-TR-67-41, Vols. 1 through 4, Air Force Weapons Laboratory (1967).
- 2-10) J.F. Briesmeister (Editor): "MCNP – A General Monte Carlo n-Particle Transport Code, Version 4B," LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory (1997).
- 2-11) M.B. Chadwick, P.G. Young, S. Chiba, S.C. Frankle, G.M. Hale, H.G. Hughes, A.J. Koning, R.C. Little, R.E. MacFarlane, R.E. Prael and L.S. Waters: "Cross Section Evaluations to 150 MeV for Accelerator-Driven Systems and Implementation in MCNPX," *Nucl. Sci. Eng.*, 131, 293 (1999).

- 2-12) R.E. MacFarlane and D.W. Muir: "The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91," LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory (1994).
- 2-13) A. Savitzky and M.J.E. Golay: "Smoothing and Differentiation of Data by Simplified Least Squares Procedures," Anal. Chem. 36, 1627 (1964).
- 3-1) M. Baba et al.: "Development of monoenergetic neutron calibration fields between 8 keV and 15 MeV," Nucl., Instr., Meth., **A376**, 115 (1996).
- 3-2) 高田真志. 「中性子標準場とホススイッチ型中性子検出器の開発に関する研究」. 修士論文, 東北大学 (1995).
- 3-3) M. Takada et al.: "Characterization of 22 and 33 MeV Quasi-monoenergetic Neutron fields for detector calibration at CYRIC," Nucl. Instr., Meth., **A372**, 253 (1996).
- 3-4) 石川敏夫. 「数 10MeV 陽子加速器施設に於ける中性子遮蔽設計計算法の実験的評価に関する研究」. 博士論文, 東北大学 (1993).
- 3-5) J.K. Dickens: "SCINFUL: A Monte Carlo based computer program to determine a scintillator full energy response to neutron detection for E_n between 0.1 and 80 MeV: user's manual and FORTRAN program listing," ORNL-6462, Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, U.S.A. (1988).
- 3-6) J.K. Dickens: "SCINFUL: A Monte Carlo based computer program to determine a scintillator full energy response to neutron detection for E_n between 0.1 and 80 MeV: program development and comparisons of program predictions with experimental data," ORNL-6463, Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, U.S.A. (1988b).
- 3-7) J.K. Gammel et al.: "Neutron Cross Sections Volume 1, Z=1 to 20. BNL-325 (Second Edition, Supplement No.2)," Brookhaven National Laboratory, Upton, New York, U.S.A. (1964).
- 3-8) B. Antolkovic et al.: "Study of the reaction $^{12}\text{C}(n,3\alpha)n$ from threshold to $E_n=35\text{MeV}$," Nucl. Phys., **A394**, 87-108 (1986).
- 3-9) C.Y. Fu: "Summary of ENDF/B-V evaluations for carbon, calcium, iron, copper, and lead and ENDF/B-V revision 2 for calcium and iron," ORNL/TM-8283, Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, U.S.A. (1982).
- 3-10) T.S. Subramanian, J.L. Romero and F.P. Brady: "Double Differential Inclusive Hydrogen and Helium Spectra from Neutron-Induced Reactions on Carbon at 27.4, 39.7 and 60.7 MeV," Phys. Rev., **C28**, 521 (1983).
- 3-11) R.A. Arndt et al.: "Nucleon-Nucleon Partial-Wave Analysis to 1 GeV," Phys. Rev., **D28**, 97 (1983).
- 3-12) S. Chiba, S. Morioka and T. Fukahori: "Evaluation of Neutron Cross Sections of Hydrogen from 20 MeV to 1 GeV," J. Nucl. Sci. Technol., **33**, 654 (1996).
- 3-13) S. Meigo: "Measurements of the Response Function and the Detector Efficiency of an NE213 scintillator for neutrons between 20 and 65 MeV," Nucl. Instrum. Methods Phys.

- Res., A401, 365 (1997).
- 3-14) P.F. Rose (comp.): "ENDF-201: ENDF/B-VI summary documentation," BNL-NCS--17541, Brookhaven National Laboratory, Upton, New York, U.S.A. (1991).
- 3-15) M.B. Chadwick, L.J. Cox, P.G. Young and A.S. Meigooni: "Calculation and Evaluation of Cross Sections and Kerma Factors for Neutrons up to 100 MeV on Carbon," Nucl. Sci. Eng., 123, 17 (1996).
- 3-16) M.B. Chadwick and P.G. Young: "Calculation and Evaluation of Cross Sections and Kerma Factors for Neutrons up to 100 MeV on ^{16}O and ^{14}N ," Nucl. Sci. Eng., 123, 1 (1996).
- 3-17) T.W. Armstrong and K.C. Chandler: "SPAR, a FORTRAN program for computing stopping powers and ranges for muons, charged pions, protons, and heavy ions," ORNL-4869, Oak Ridge National Laboratory, Tennessee, U.S.A. (1973).
- 3-18) H. Bichsel: 私信 (1992).
- 3-19) J.F. Janni: "Proton Range-Energy Tables, 1 keV-10 GeV, Part 1. for 63 compounds," Atomic Data and Nuclear Data Tables, 27, 147 (1982).
- 3-20) International Commission on Radiation Units and Measurements: "Stopping Powers and Ranges for Protons and Alpha Particles," ICRU Report 49 (1993).
- 3-21) P.M. Stafford, J.L. Horton, K.R. Hogstrom, P.M. Deluca Jr and D. Holslin: "The critical angle dependence of CR-39 nuclear track detectors for 3-10 MeV protons and 7-15 MeV alpha particles," Nucl. Tracks Radiat. Meas. 14, 373 (1988).
- 3-22) J.R. Dumais, 吉澤道夫, 山口恭弘: " ^{252}Cf 及び ^{241}Am -Be 中性子源を用いた速中性子校正場の散乱線評価", JAERI-Tech 98-005 (1998).
- 4-1) 日本工業規格. 「X・ γ 線及び β 線個人線量計校正用ファントム」. JIS Z 4331-1995 (1995).
- 4-2) International Commission on Radiation Units and Measurements: "Clinical Neutron Dosimetry Part I: Determination of Absorbed Dose in a Patient Treated by External Beams of Fast Neutrons," ICRU Report 45 (1989).
- 4-3) International Commission on Radiation Units and Measurements: "Phantoms and Computational Models in Therapy, Diagnosis and Protection," ICRU Report 48 (1992).
- 4-4) Y. Sakamoto, H. Nakashima, Y. Nakane, Sh. Tanaka, Su. Tanaka, T. Nakamura, M. Baba, N. Nakao and K. Shin: "Shielding Experiments with Quasi-Monoenergetic Neutrons between 15 and 90 MeV at 90 MV AVF Cyclotron Facility TIARA," 8th International Conference on Radiation Shielding, Arlington, USA, April, 1994.
- 4-5) N. Yoshizawa, K. Ishibashi and H. Takada: "Development of High Energy Transport Code HETC-3STEP Applicable to the Nuclear Reaction with Incident Energies above 20 MeV," J. Nucl. Sci. Technol., 32, 601 (1995).
- 4-6) P. Cloth, D. Filges, R.D. Neef, G. Sterzenbach, Ch. Reul, T.W. Armstrong, B.L. Colborn, B. Anders and H. Brückmann: KFA-IRE-EAN 12/88 (1988).

- 4-7) A. Hasegawa: "Development of a Common Nuclear Group Constants Library System, JSSTD-295n-104 γ Based on JENDL-3 Nuclear Data Library," Nuclear Data Science and Technology, p. 232, Springer Verlag (1991).
- 4-8) K. Shibata et al.: "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version 3, - JENDL-3 -," JAERI 1319 (1990).
- 4-9) W.E. Ford, III, R.T. Santro, R.W. Roussin and D.M. Plaster: "Modification Number One to the Coupled 100-21 γ Cross Section Library for EPR Calculations," ORNL/TM-5249 (1976).
- 4-10) R.W. Roussin et al.: "VITAMIN-C: The CTR Processed Multigroup Cross-Section Library for Neutronics Studies," ORNL/RSIC-37(ENDF-296) (1980).
- 4-11) R.G. Alsmiller Jr., J.M. Barnes and J.D. Drischler: "Neutron-photon multigroup cross sections for neutron energies ≤ 400 MeV (Revision 1)," ORNL/TM-9801 (1986).
- 4-12) P.W. Lisowski et al.: "Fission Cross Sections in the Intermediate Energy Region," Proceedings of Specialists' Meeting on Neutron Cross Section Standards for Energy Region above 20 MeV, Uppsala Sweden, 21-23 May, p177-186 (1991).
- 5-1) International Commission on Radiation Units and Measurements: "Fundamental Quantities and Units for Ionizing Radiation," ICRU Report 60 (1998).
- 5-2) International Commission on Radiation Units and Measurements: "Microdosimetry," ICRU Report 36 (1983).
- 5-3) H.H. Rossi: "Microscopic energy distribution in irradiated matter," Vol. I, 2nd ed. (ed. by F.H. Attix and W.C. Roesch), Academic Press, New York (1968).
- 5-4) F.R. Shonka, J.E. Rose and G. Failla: "Conducting plastic equivalent to tissue, air and polystyrene," Second United Nations Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Vol. 21, 184 (1958).
- 5-5) International Commission on Radiation Units and Measurements: "Neutron Dosimetry for Biology and Medicine," ICRU Report 26 (1977).
- 5-6) D. Srdoc: "Experimental technique of measurement of microscopic energy distribution in irradiated matter using Rossi counters," Radiat. Res., 43, 302 (1970).
- 5-7) H.H. Rossi and G. Failla: "Tissue-equivalent ionization chambers," Nucleonics, 14(2), 32 (1956).
- 5-8) S. Gerdung, P. Pihet, J.E. Grindborg, H. Roos, U.J. Schrewe and H. Schuhmacher: "Operation and Application of Tissue-Equivalent Proportional Counters," Radiat. Prot. Dosim., 61, 381 (1995).
- 5-9) J.H. Hubbell: "Photon mass attenuation and energy-absorption coefficients from 1 keV to 20 MeV," Int. J. Appl. Radiat. Isot., 33, 1269 (1982).
- 5-10) W.D. Newhauser, U.J. Schrewe and B. Wiegel: "Gas-to-wall absorbed dose conversion factors from 25 to 250 MeV neutron energy," Radiat. Prot. Dosim., 61, 281 (1995).

- 5-11) R.H. Bassel and G.H. Herling: "Energy Transfer to Hydrogen by Neutrons from 30 to 100 MeV," *Radiat. Res.*, **69**, 210 (1977).
- 5-12) E.N. Savitskaya and A.V. Sannikov: "High Energy Neutron and Proton Kerma Factors for Different Elements," *Radiat. Prot. Dosim.*, **60**, 135 (1995).
- 5-13) A.H. Wells: "A Consistent Set of KERMA Values for H, C, N and O for Neutrons of Energies from 10 to 80 MeV," *Radiat. Res.*, **80**, 1 (1979).
- 5-14) R.G. Alsmiller, Jr and J. Barish: "Neutron Kerma Factors for H, C, N, O and Tissue in the Energy Range of 20-70 MeV," *Health Phys.*, **33**, 98 (1977).
- 5-15) M. Harada, Y. Watanabe, S. Chiba and T. Fukahori: "Evaluation of Neutron Cross Sections of Carbon-12 for Energies up to 80 MeV," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **34**, 116 (1997).
- 5-16) P.J. Dimbylow: "Neutron cross-section and Kerma value calculations for C, N, O, Mg, Al, P, S, Ar and Ca from 20 to 50 MeV," *Phys. Med. Biol.*, **27**, 989 (1982).
- 5-17) J.L. Romero, F.P. Brady and T.S. Sabramanian: "Neutron Induced Charged Particle Spectra and Kerma from 25 to 60 MeV," *Radiat. Effects*, **94**, 13 (1986).
- 5-18) C.L. Hartmann, P.M. DeLuca, Jr and D.W. Pearson: "Measurement of Neutron Kerma Factors in C, O and Si at 18, 23 and 25 MeV," *Radiat. Prot. Dosim.*, **44**, 25 (1992).
- 6-1) International Commission on Radiation Units and Measurements: "Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry," ICRU Report 51 (1993).
- 6-2) International Commission on Radiological Protection: "Recommendations of the International Commission on Radiological Protection," ICRP Publication 26 (1977).
- 6-3) International Commission on Radiological Protection: "Recommendations of the International Commission on Radiological Protection," ICRP Publication 60 (1991).
- 6-4) International Commission on Radiation Units and Measurements: "Radiation Quantities and Units," ICRU Report 33 (1980).
- 6-5) International Commission on Radiation Units and Measurements: "The Quality Factor in Radiation Protection," ICRU Report 40 (1986).
- 6-6) M. Zaider and D.J. Brenner: "On the Microdosimetric Definition of Quality Factors," *Radiat. Res.*, **103**, 302 (1985).
- 6-7) 義澤宣明. 「高エネルギー領域における粒子輸送コードと実効線量に関する研究」. 博士論文, 九州大学 (1998).
- 6-8) J.F. Ziegler, J.P. Biersack and U. Littmark: "The Stopping and Range of Ions in Solids, Volume 1 of The Stopping and Ranges of Ions in Matter," Pergamon Press (1985).
- 6-9) 真木絃一, 川崎弘光, 小迫和明, 関秦. 「核発熱定数 KERMA ライブラリーの作成」, JAERI-M 91-073 (1991).
- 6-10) 坂本幸夫他. 「線量評価に必要な基礎物理データ」, 最近の外部被ばく線量評価法に関するワークショップ, JAERI-Conf 95-007, 48-56 (1995).
- 6-11) International Commission on Radiological Protection: "Data for Use in Protection Against External Radiation," ICRP Publication 51 (1987).

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=1.60218×10⁻¹⁹J
1 u=1.66054×10⁻²⁷kg

表5 SI接頭語

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

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 ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
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 ²
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 ²
放射線量	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/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
バーン	b
バル	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å=0.1nm=10⁻¹⁰m
1 b=100fm²=10⁻²⁸m²
1 bar=0.1MPa=10⁵Pa
1 Gal=1cm/s²=10⁻²m/s²
1 Ci=3.7×10¹⁰Bq
1 R=2.58×10⁻⁴C/kg
1 rad=1cGy=10⁻²Gy
1 rem=1cSv=10⁻²Sv

(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、ヘクタ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。
- E C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 ⁵ 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/m²)=10 P(ポアズ)(g/(cm·s))
動粘度 1 m²/s=10⁴St(ストークス)(cm²/s)

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

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

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

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270×10 ⁻¹¹
	3.7×10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

数10 MeV領域中性子の平板ファントム内における線量分布に関する研究