

JAERI-Conf
2003-002



JP0350134



第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関する
ワークショップ」報文集

2002年11月28・29日,
日本原子力研究所東海研究所, 東海村

2003年3月

(編) 吉澤 道夫・遠藤 章

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布を行っております。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2003

編集兼発行 日本原子力研究所

第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」報文集
2002年11月28・29日，日本原子力研究所東海研究所，東海村

日本原子力研究所東海研究所保健物理部

(編) 吉澤 道夫・遠藤 章

(2003年1月23日受理)

本報文集は，2002年11月28・29日，日本原子力研究所東海研究所において開催された第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」において報告された16件の講演の報文及び総合討論要旨を収録したものである。本ワークショップは，1995年の第1回（報文集 JAERI-Conf 95-007），1996年の第2回（報文集 JAERI-Conf 96-011）に引き続いて開催されたものであり，保健物理部の主催，[†]日本原子力学会北関東支部の共催，日本保健物理学会及び日本原子力学会放射線工学部会の協賛によって行われた。第3回は「原研中性子標準校正施設の完成を契機に」を副題とし，原研が進めている加速器を用いた単色中性子校正場をはじめとした中性子線量計の校正技術，高エネルギー中性子に対する線量評価等，中性子に対する線量計測・評価に焦点をあて講演及び議論が行われた。本ワークショップにより，加速器中性子校正場及び高エネルギー中性子の線量評価に関する今後の研究開発課題を明確化するとともに，この分野の研究者間で有益な情報交換が行われた。

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

[†]本ワークショップは，次のメンバーによって運営された。遠藤 章，三枝 純，佐藤 達彦，清水 滋，谷村 嘉彦，津田 修一，藤井 克年，吉澤 道夫

Proceedings of the Third Workshop on Dosimetry for External Radiations
November 28-29, 2002
Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai, Ibaraki, Japan

(Eds.) Michio YOSHIZAWA and Akira ENDO

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

(Received January 23, 2003)

The present report is Proceedings of the Third Workshop on Dosimetry for External Radiations, held at the Tokai Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), in November 28–29, 2002. The Proceedings comprise 16 papers and a summary of general discussion. The workshop, which followed the First Workshop in 1995 (Proceedings: JAERI-Conf 95-007) and the Second Workshop in 1996 (JAERI-Conf 96-011), was sponsored by the Department of Health Physics[†] of JAERI, cosponsored by the Kita-Kanto Branch of the Atomic Energy Society of Japan (AESJ), and supported by the Japan Health Physics Society and the Technical Division on Radiation Science and Technology of AESJ. The Third Workshop, subtitled “On an opportunity of the completion of the facility of calibration standards for neutron at JAERI”, focused on neutron dosimetry and included presentations on the status of international neutron standards, the development of calibration techniques of neutron dosimeters using accelerator neutron sources, and dosimetry for high-energy neutrons. The workshop identified the directions for the future research and technical development in this field.

Keywords: External Radiation, Dosimetry, Neutron, Calibration Field, Mono-energetic Neutron Source, Traceability, Accelerator, High-energy Neutron, Neutron Monitor, Radiation Transport Code

[†] The workshop was managed by the following members: Akira Endo, Jun Saegusa, Tatsuhiko Sato, Shigeru Shimizu, Yoshihiko Tanimura, Shuichi Tsuda, Katsutoshi Fujii and Michio Yoshizawa.

目 次

1. 序 文	1
セッション1 中性子校正場-1	3
2. 中性子標準の国際化の動向	5
工藤 勝久, 瓜谷 章 (産総研)	
3. 加速器を利用した中性子校正場の開発	12
馬場 護 (東北大)	
4. 単色中性子校正場の整備状況	22
吉澤 道夫, 谷村 嘉彦, 三枝 純, 藤井 克年, 清水 滋, 吉田 真 (原研東海)	
セッション2 中性子生物影響, 中性子校正場-2	33
5. 中性子線に対する生物影響	35
荻生 俊昭, 大町 康, 石田 有香, 三枝 新, 平岡 武, 濱野 毅, 中田 由紀子, 鈴木 雅雄, 鶴岡 千鶴, 石原 弘, 田中 泉, 高田 真志, 宮原 信幸 (放医研), 伏木 信次 (京都府立医科大)	
6. 放射線標準施設棟の RI 中性子源を用いた校正場	40
吉澤 道夫, 三枝 純, 谷村 嘉彦, 梶本 与一, 清水 滋, 吉田 真 (原研東海)	
セッション3 連続スペクトル場と基準移行	49
7. サイクル機構における中性子校正技術開発	51
辻村 憲雄 (サイクル機構東海)	
8. スペクトル可変校正場の開発: 開発目的とスペクトル試計算	57
三枝 純, 谷村 嘉彦, 吉澤 道夫, 吉田 真 (原研東海)	
9. 減速型基準移行用検出器の開発	65
谷村 嘉彦, 三枝 純, 吉澤 道夫, 吉田 真 (原研東海)	
セッション4 高エネルギー中性子に対する線量測定・評価	73
10. 高エネルギー中性子に対する線量測定・評価の課題と現状	75
山口 恭弘 (原研東海)	
11. 100 MeV まで対応可能な中性子モニタ用検出器の開発	78
佐藤 達彦, 遠藤 章, 山口 恭弘, 金 ウンジュ (原研東海), 中村 尚司 (東北大)	
12. 高エネルギー対応積算線量計の開発 (1)	85
小田 啓二, 今坂 雄一, 塚原 一孝, 山内 知也 (神戸商船大), 中根 佳弘, 山口 恭弘 (原研東海)	
13. 高エネルギー対応積算線量計の開発 (2)	97
澤村 晃子, 村井 郁夫, 阿部 正史, 魚山 和哉, マラ・ダス (北大), 津田 修一 (原研東海)	
14. 高エネルギー放射線輸送コードの現状	102
仁井田 浩二 (高度情報科学技術研究機構)	

セッション5 中性子に関するトピックス	111
15. 臨界事故時の線量評価手法の開発	113
高橋 史明, 山口 恭弘, 遠藤 章 (原研東海)	
16. 中性子ファントムの開発	121
津田 修一, 遠藤 章, 山口 恭弘 (原研東海)	
17. 環境中性子エネルギースペクトルと中性子線量の連続測定	128
布宮 智也, 中村 尚司, 鈴木 大晋, 照沼 和孝, 平林 直哉, 佐藤 陽一, 安部 繁, ダニエル・ラソンジャトボ (東北大)	
総合討論	137
18. 問題点の整理及び討論	139
司会: 中村 尚司 (東北大)	
19. コメント	140
田中 進 (原研高崎), 佐々木 慎一 (高エネ研), 占部 逸正 (福山大) 山田 正 (富士電機), 笹本 宣雄 (原研東海), 岩井 敏 (三菱総研)	
20. 討論要旨	155
付録1 ワークショッププログラム	161
付録2 参加者リスト	163

Contents

1. Preface	1
Session 1 Neutron Calibration Fields: Part 1	3
2. Present Status of International Neutron Standards	5
Katsuhisa Kudo and Akira Uritani (AIST)	
3. Development of Neutron Calibration Field Using Accelerators	12
Mamoru Baba (Tohoku Univ.)	
4. Current Situation of Mono-energetic Neutron Calibration Fields at Facility of Radiation Standards of JAERI	22
Michio Yoshizawa, Yoshihiko Tanimura, Jun Saegusa, Katsutoshi Fujii, Shigeru Shimizu and Makoto Yoshida (JAERI Tokai)	
Session 2 Biological Effects of Neutrons, Neutron Calibration Fields: Part 2	33
5. Biological Effects of Neutrons	35
Toshiaki Ogiu, Yasushi Ohmachi, Yuka Ishida, Shin Saigusa, Takeshi Hiraoka, Tsuyoshi Hamano, Yukiko Nakata, Masao Suzuki, Chizuru Tsuruoka, Hiroshi Ishihara, Izumi Tanaka, Masashi Takada, Nobuyuki Miyahara (NIRS) and Sinji Fushiki (Kyoto Prefec. Univ. of Medicine)	
6. Calibration Fields using RI Neutron Sources at Facility of Radiation Standards of JAERI	40
Michio Yoshizawa, Jun Saegusa, Yoshihiko Tanimura, Yoichi Kajimoto, Shigeru Shimizu and Makoto Yoshida (JAERI Tokai)	
Session 3 Continuous Spectrum Fields and Standard Transfer	49
7. Study on Neutron Dosimetry in JNC Tokai Works	51
Norio Tsujimura (JNC Tokai)	
8. Feasibility Study for Creating Spectrum Changeable Neutron Calibration Fields: Objective and test simulations of spectra for conceptual design	57
Jun Saegusa, Yoshihiko Tanimura, Michio Yoshizawa and Makoto Yoshida (JAERI Tokai)	
9. Development of a Moderated Neutron Detector for Establishment of Reference Field ...	65
Yoshihiko Tanimura, Jun Saegusa, Michio Yoshizawa and Makoto Yoshida (JAERI Tokai)	
Session 4 Dosimetry for High-energy Neutrons	73
10. Research Activities on Dosimetry for High Energy Neutrons	75
Yasuhiro Yamaguchi (JAERI Tokai)	

11.	Development of Neutron-monitor Detectors Applicable for Energies up to 100 MeV	78
	Tatsuhiko Sato, Akira Endo, Yasuhiro Yamaguchi, Eunjoo Kim (JAERI Tokai) and Takashi Nakamura (Tohoku Univ.)	
12.	Development of Integrated-type Dosimeter Responsive to High Energy Neutrons (1)	85
	Keiji Oda, Yuichi Imasaka, Kazutaka Tsukahara, Tomoya Yamauchi (Kobe Univ. of Mercantile Marine), Yoshihiro Nakane and Yasuhiro Yamaguchi (JAERI Tokai)	
13.	Development of Integrated-type Dosimeter Responsive to High Energy Neutrons (2)	97
	Teruko Sawamura, Ikuo Murai, Masashi Abe, Kazuya Uoyama, Mala DAS (Hokkaido Univ.) and Shuichi Tuda (JAERI Tokai)	
14.	Present Status of High Energy Particle and Heavy Ion Transport Code	102
	Koji Niita (RIST)	
Session 5 Recent Topics on Neutron Dosimetry		111
15.	Development of Dose Assessment Method in Criticality Accident	113
	Fumiaki Takahashi, Yasuhiro Yamaguchi and Akira Endo (JAERI Tokai)	
16.	Development of Phantom for Neutron	121
	Shuichi Tsuda, Akira Endo and Yasuhiro Yamaguchi (JAERI Tokai)	
17.	Sequential Measurements of Environmental Neutron Energy Spectrum and Neutron Dose	128
	Tomoya Nunomiya, Takashi Nakamura, Hiroyuki Suzuki, Kazutaka Terunuma, Naoya Hirabayashi, Youichi Sato, Sigeru Abe and Danielle Rasolonjatovo A.H (Tohoku Univ)	
General Discussion		137
18.	Analysis of Problems and Discussion	139
	Chairperson : Takashi Nakamura (Tohoku Univ.)	
19.	Comments	140
	Susumu Tanaka (JAERI Takasaki), Shinichi Sasaki (KEK), Itsumasa Urabe (Fukuyama Univ.), Tadashi Yamada (Fuji Elec.), Nobuo Sasamoto (JAERI Tokai) and Satoshi Iwai (MRI)	
20.	Summary of Discussion	155
Appendix 1	Program of the Workshop	161
Appendix 2	List of Participants	163

1. 序 文

Preface

2002年11月28・29日、日本原子力研究所（原研）東海研究所において、第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」が開催された。本ワークショップは、1995年の第1回（報文集 JAERI-Conf 95-007）、1996年の第2回（報文集 JAERI-Conf 96-011）に引き続いて開催されたものであり、原研保健物理部の主催、日本原子力学会北関東支部の共催、日本保健物理学会及び日本原子力学会放射線工学部会の協賛によって行われた。

第2回のワークショップ後、原研では1998年に放射線標準施設棟の増設が補正予算で認められ、2000年6月に建家が竣工した。この施設の中核となるのが、バンデグラーフ型静電加速器を用いた中性子校正場であり、現在、単色及びスペクトル可変中性子照射場の整備が進められている。また、1999年4月には保健物理部の組織変更が行われ、新たに4つの研究室が立ち上がり、放射線リスク、内部及び外部被ばくの防護、並びに線量計測に関する研究が新たな体制の下でスタートした。この中で、原研及び高エネルギー加速器研究機構が共同で進めている大強度陽子加速器施設（J-PARC）の建設に向けて、高エネルギー中性子の線量測定・評価が、外部被ばく防護関連の中心テーマのひとつとして取り上げられ重点的に研究が進められるようになった。一方、国内においては、1999年9月に茨城県東海村のウラン加工工場（JCO）で我が国初の臨界事故が発生した。この事故では、周辺環境における被ばくの大部分が中性子による外部被ばくによりもたらされたことから、中性子に対する線量評価の重要性がクローズアップされると同時に、その高精度化が望まれるようになった。

このように、第2回のワークショップ以後の外部被ばく線量測定・評価関連の主な研究課題は「中性子」であった。そして、原研において加速器を用いた単色中性子校正場の整備及び高エネルギー中性子に対する線量測定・評価の研究が進展してきたことから、第3回のワークショップを、「原研中性子標準校正施設の完成を契機に」を副題とし、中性子に対する線量計測・評価に焦点をあて開催することとなった。

第3回は、所外からの109名を含む165名の参加者を得て、加速器を用いた単色中性子校正場、減速中性子校正場などを用いた中性子線量計の校正技術、J-PARCの建設等で注目されている高エネルギー中性子に対する線量測定・評価手法の開発のほか、臨界事故時の線量評価、環境中性子の測定等について、16件の発表と総合討論が行われた。本報文集は、これらの講演の報文及び総合討論要旨を収録したものである。本ワークショップにより、加速器を用いた中性子校正場及び高エネルギー中性子の線量評価に関する今後の研究開発課題を明確化するとともに、この分野の研究者間で有益な情報交換が行われた。

This is a blank page.

セッション1 中性子校正場 - 1

Session 1 Neutron Calibration Fields: Part 1

This is a blank page.



2. 中性子標準の国際化の動向

Present Status of International Neutron Standards

工藤勝久、瓜谷 章

産業技術総合研究所 計量標準総合センター

Katsuhisa KUDO and Akira URITANI

National Metrology Institute of Japan,

National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

We describe the summary of ISO 8529 mainly on the monoenergetic neutron fluence standard using electrostatic accelerators and the AIST activity on the neutron standardization together with the international key comparisons held under the auspices of CCRI.

Keyword: ISO 8529, Monoenergetic Neutron, fluence standard, Calibration, Dosimetry, International Key Comparison, CCRI

1. はじめに

中性子は、核分裂の”火付け役”であり、核融合における”エネルギーの運び屋”として重要な役割を果たす。また、物質の軽元素成分や内部構造を探查するためのプローブとしての役割を担うとともに、今後、高レベル廃棄物に含まれる長寿命の放射性核種の消滅処理用プロジェクトイルとして期待されている。一方、原子力発電所やその周辺環境では、業務従事者や一般住民の被ばく線量の適切な測定と評価が望まれている。このような基礎研究分野から放射線防護などの実用分野において、種々の中性子測定法による測定結果の信頼性を担保するために、広いエネルギー範囲をカバーする単色速中性子フルエンス校正場の重要性が再認識されている。

このような状況下において、国際的には、国際標準化機構 (the International Organization for Standardization) が中心となって各種放射線に関する国際規格を制定している。また、メートル法に基づき設置された国際度量衡委員会において、すべての物理標準に関する国家計測標準間の同等性を確認し、これら国立標準研究所が発行する校正証明書を相互に承認する旨の議定書が調印され、それに伴う国際基幹比較がスタートした。

本報告では、中性子標準に関する国際規格 ISO-8529 および産総研の中性子標準場の現状について述べるとともに、昨年、ドイツ連邦物理工学研究所(PTB)で7ヶ国が参加して実施された単色中性子フルエンスの国際基幹比較の状況について述べる。

2. 中性子標準に関連した国際規格

放射線防護に使用する中性子線量計の校正手法を国際的に基準化するために、ISO が、ISO-8529 "Reference neutron radiations"を制定した^{[1]-[3]}。この規格は、第1部: Characteristics

and methods of production、第2部：Calibration fundamentals of radiation protection devices related to the basic quantities characterizing the radiation field、および第3部：Calibration of area and personal dosimeters and determination of their response as a function of neutron energy and angle of incidence から構成され、特に第1部で、線量計の校正に用いる Am-Be、Am-B および ^{252}Cf の基準中性子源、加速器用いた単色基準中性子源（基準エネルギー：熱中性子および 2keV から 19.0MeV までの 11 エネルギー点）および原子炉を用いた熱中性子、フィルタービーム等に関して要求される基本特性が記述されている。

原子炉関連施設で使用される線量計のレスポンスを決定するために、熱中性子から 20MeV のエネルギー範囲で、基準となる中性子エネルギーとその発生方法が定められている。熱中性子は、原子炉または加速器で発生した高速中性子を適当な減速材で熱化することにより得られる。基準となる単色中性子の発生は、(1)原子炉からの速中性子ビームをフィルター物質 Sc, Fe/Al, Si 中を通過させる方法と、(2)バンデグラフ型加速器を用いる方法とがある。前者では、Sc, Fe/Al, Si フィルターを用いることにより、それぞれ 2keV, 24keV, 144keV の単色中性子が得られる。また後者では、 $^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$, $^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$, $\text{T}(p,n)^3\text{He}$, $\text{D}(d,n)^3\text{He}$, $\text{T}(d,n)^4\text{He}$ 核反応を用いることにより、24keV, 144keV, 250keV, 565keV, 1.2MeV, 2.5MeV, 2.8MeV, 5.0MeV, 14.8MeV および 19.0MeV の単色中性子を発生できる。

一方、RI 基準中性子源として、Am-Be、Am-B および ^{252}Cf の3つの中性子源が定められている。これらの線源は、フルエンス平均エネルギーで 4.16MeV, 2.72MeV および 2.13MeV の連続エネルギー分布を持つ。また、原子炉周辺作業環境における中性子エネルギー分布を模擬するために、直径 30cm の重水球の中央に ^{252}Cf 中性子源を置き、表面から漏洩する減速中性子を利用する。この場合、フルエンス平均エネルギーおよび線量当量平均エネルギーは、それぞれ 0.55MeV および 2.1MeV である。

実際の線量計の校正では、低散乱校正場の所定の位置に中性子源を置き、線源から定められた距離に被校正用線量計を設置する。基本的には、既知の中性子放出率と距離から校正点における中性子フルエンスを決定できる。この場合、部屋の床や壁からの散乱中性子を除去するために、(1)シャドーコーン法と、(2)フィッティング法がある。前者の方法では、線源から線量計に対する立体角に放出される直接線を完全に吸収する円錐形状のシャドーコーンを用いる。校正では、シャドーコーンを置いた場合と置かない場合に得られる線量計の出力の差から、散乱線による寄与分を補正できる。後者の方法では、線源から線量計までの距離を変化させて出力分布を実験的に求め、理論式によるフィッティングを行い、散乱線の補正を決定する。

この他に、ISO/DIS21909 Radiation protection – Passive personal neutron dosimeters – Performance and test requirements^[4] が審議中であり、近く基準化される予定である。国内では、この規格に含まれる固体飛跡線量計の部分を JIS 化する準備が進行中である。今後、ISO-8529 に対応した JIS 規格の制定も急がれる。

3. 産総研における中性子標準の現状

単色中性子の発生は、バンデグラフ型加速器（米国 NEC 社製 Pelletron:4UH-HC）により陽子又は重陽子を最大で 4 MeV まで加速し、 $^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$, $^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$, $\text{T}(p,n)^3\text{He}$, $\text{D}(d,n)^3\text{He}$,

T(d,n)⁴He 核反応を利用することにより、一部の中性子エネルギーを除き数 keV から 21MeV の範囲で単色中性子を発生できる^{[5],[6]}。中性子照射室の大きさは、内部の一辺が 11.5m の立方体で、コンクリート壁厚が 1m である。照射室の地下床面から 4.5m の高さ位置にアルミ製格子床が設置され、床からの散乱中性子の影響を極力低減化している。

中性子の測定は、基本的に中子と水素原子核との散乱により発生する反跳陽子の測定に基づいて中子のエネルギーおよびそのフルエンスを決定する。1.2MeV 以下のエネルギー範囲では、水素又はメタンガス比例計数管を用いる。実際に単色中性子測定で得られる波高分布に、モンテカルロ計算コード NRESPG^[7]で得られた結果をフィッティングすることにより中子フルエンスを不確かさ±(2-3)%で決定できる。Fig.1 に水素比例計数管の断面図を示す。Fig.2 に、144keV での単色中性子フルエンスの測定例を示す。実線と点は、それぞれ NRESPG 計算と実験で求めた波高分布を示しており、225ch 以上で両者はよく一致している。

2.5MeV から 5MeV のエネルギー範囲では、反跳陽子の飛程よりも厚いポリエチレン膜を Si 表面障壁型半導体検出器(Thick Radiator Detector: TRD)の全面にほぼ密着させ、中子と水素原子核との前方散乱で放出された反跳陽子を半導体検出器で測定することにより、中子フルエンスを不確かさ±(2-3)%で決定できる。Fig.3 に、TRD の断面図を示す。Fig.4 に、5.0MeV における単色中性子フルエンスの測定例を示す。実線と点は、それぞれ NRESPG 計算と実験で求めた波高分布を示しており、200ch 以上で両者はよく一致している。

また、2.5MeV から 20MeV までの範囲では、カウンターテレスコープによる定立体角法を用いる。反跳陽子の飛程と比べて充分薄いポリエチレン膜または水素含有ガスから一定の立体角に放出された反跳陽子を ΔE 及び E 型 Si 検出器の同期測定により BG 信号を削除して S/N 値を向上させた手法である。一方、T(d,n)⁴He 核反応を利用した 14.8MeV 中子フルエンスの測定では、中子の放出方向と反対側に放出される α 粒子を定立体角法で測定することにより、中子フルエンス測定を不確かさ±2%以内で測定できる。Fig.5 に随伴粒子測定装置の模式図を示す。また、Fig.6 に、90.7° 方向で測定した α 粒子の波高分布を示す。

もう一つの中子標準である ²⁴¹Am-Be や ²⁵²Cf 中子源から放出される中子放出率(s⁻¹)は、マンガンバス法により絶対測定される。硫酸マンガン溶液を満たした直径 98cm の球形容器の中央に RI 中子源を置き、線源から放出された速中子は、減速された後に ⁵⁵Mn に吸収されて放射性同位元素 ⁵⁶Mn に変換される。溶液を均一に攪拌し、ポンプによりサンプリングした溶液をバスモニターで放射能密度を測定することにより、中子放出率を不確かさ±(0.5-1)%で測定できる。

4. PTB で実施した単色速中子フルエンスの国際基幹比較

CCRI 第 3 部会(中子計測)の決定により、単色速中子フルエンスの基幹相互比較が、PTB の標準場において 2001 年 3 月に実施された。エネルギー基準点は、0.144, 1.2, 5.0, 14.8 MeV で、参加 7 研究機関(米国、英国、ドイツ、ロシア、日本、中国、EC)が、独自の絶対測定器か仲介検出器を用いて、PTB の標準場に設置された中子モニターの単位出力に対して、ターゲットから 1m 離れた基準点における中子フルエンスを決定する。予定では、来年(2003 年)5 月の CCRI 会合で最終的な基準値が決定される。この基幹比較により、各国標準値が国際基準値から

どの程度ずれているかが定量化され、各機関から発行される校正証明書にそのずれが併記されることになる。

また、その他に、熱中性子フルエンス率と中性子放出率の基幹比較も既にスタートしている。

5. 今後の課題と展開

1960年代から現在までに、熱中性子フルエンス率、144keV, 565keV, 1.2MeV, 2.5MeV, 5.0MeV, 14.8MeV 単色速中性子フルエンに関する国際比較を実施してきた。今後予定されている国際基幹比較は、熱中性子フルエンス率（京大炉重水減速施設： $10^8\text{n/cm}^2/\text{s}$ ）および Am-Be 中性子源を用いた中性子放出率である。また、他の単色中性子エネルギー基準点についても、順次基幹比較が実施される予定である。

中速中性子フルエンス標準設定の課題は、ターゲット付近にコンタミしたりシウムやトリチウムによる(p,n)反応中性子の低減化とそれに対する補正手法の確立である。また、加速エネルギーの安定化（ $\pm 0.5\text{keV}$ 以下）も必要である。

未整備エネルギー領域として、5-14MeV, 15-21MeV, それ以上の高エネルギー領域の中性子フルエンスおよび実効線量の標準化が必要である。また、中性子場に不可避免的に発生する高エネルギー γ 線のフルエンスおよびエネルギー分布などの測定および 2-10MeV エネルギー範囲の単色高エネルギーフォトン標準も必要不可欠である。

一方、世界貿易機構(WTO)で、試験・検査・計測の技術基準を国際的に統一して、自由貿易の障壁を取り除く政策が合意された。このような背景のもとに、メートル条約下の国際的な合意として、国家計量標準に関する相互承認協定（グローバルMRA）が1999年に締結された。この協定を受けて、現在グローバルな国際基幹比較と実施すると共に、ISO-17025規格に対応した試験・校正機関に要求される品質システムを2003年末までに確立する運びである。

参考文献

- [1] Reference Neutron Radiations – Part 1: Characteristics and methods of production, ISO 8529-1, the International Organization for Standardization (2001).
- [2] Reference Neutron Radiations – Part 2: Calibration fundamentals of radiation protection devices related to the basic quantities characterizing the radiation field, ISO 8529-2, the International Organization for Standardization (2000).
- [3] Reference Neutron Radiations – Part 3: Calibration of area and personal dosimeters and determination of their response as a function of neutron energy and angle of incidence, ISO 8529-3, the International Organization for Standardization (1998).
- [4] Radiation protection – Passive personal neutron dosimeters – Performance and test requirements, ISO/DIS 21909, the International Organization for Standardization (2002).
- [5] Kudo, K. et al : J. Nucl. Sci. Technol., 24, 684 (1987).
- [6] 工藤勝久：計測と制御、40, 821 (2001).
- [7] Takeda, N., Kudo, K. et al : Applied Radiation and Isotopes, 53, 893 (2000).

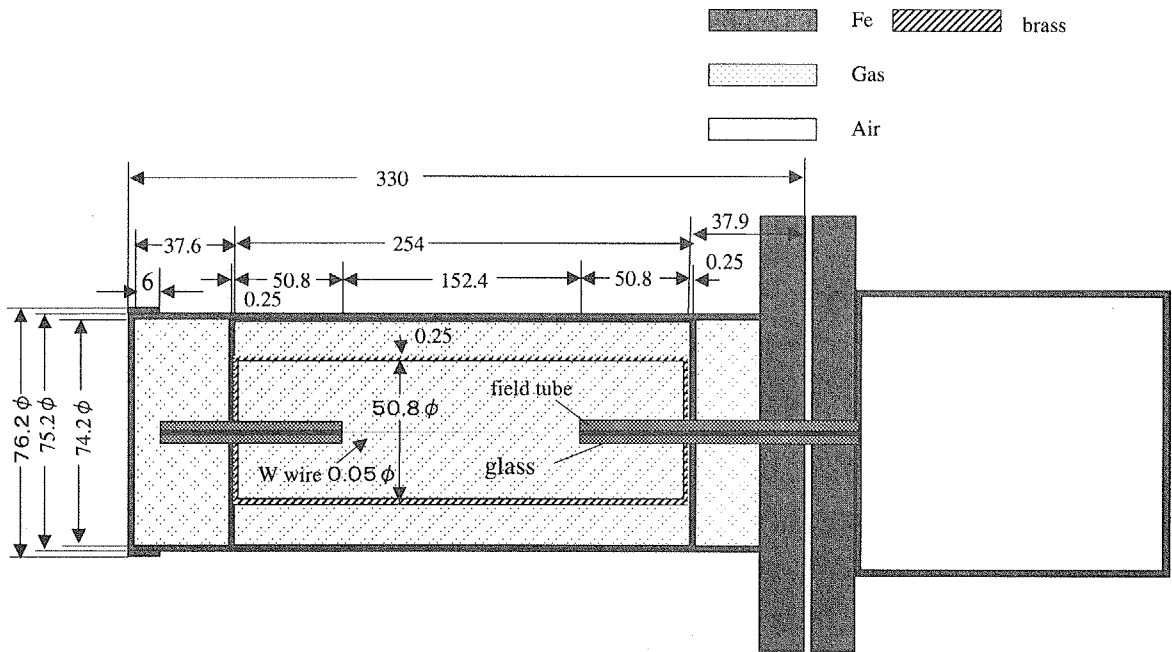


Fig. 1 Calculation model of the cylindrical proportional counter (PR)

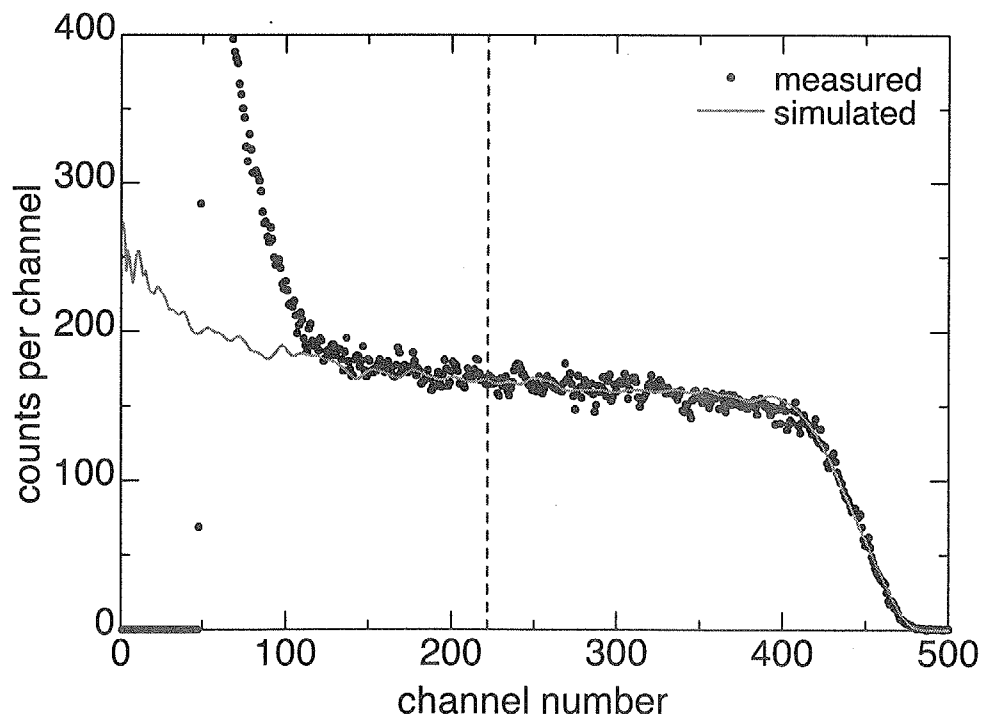


Fig. 2 Measured and fitted pulse height spectra of the PR

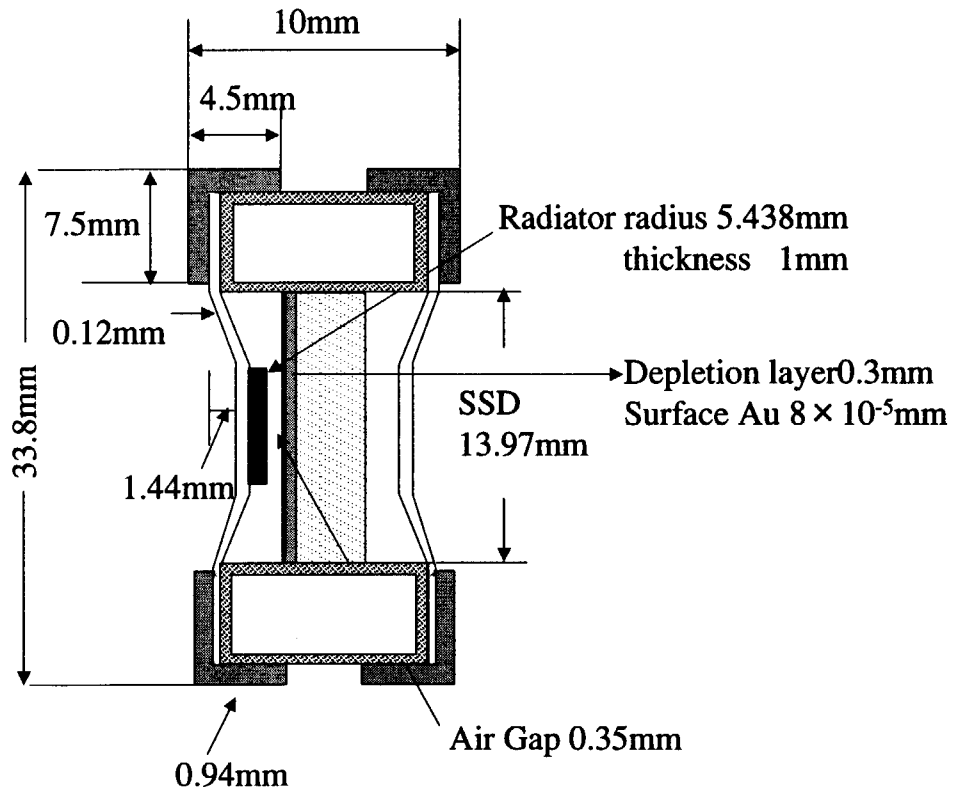


Fig. 3 Schematic drawing of the thick radiator detector (TRD)

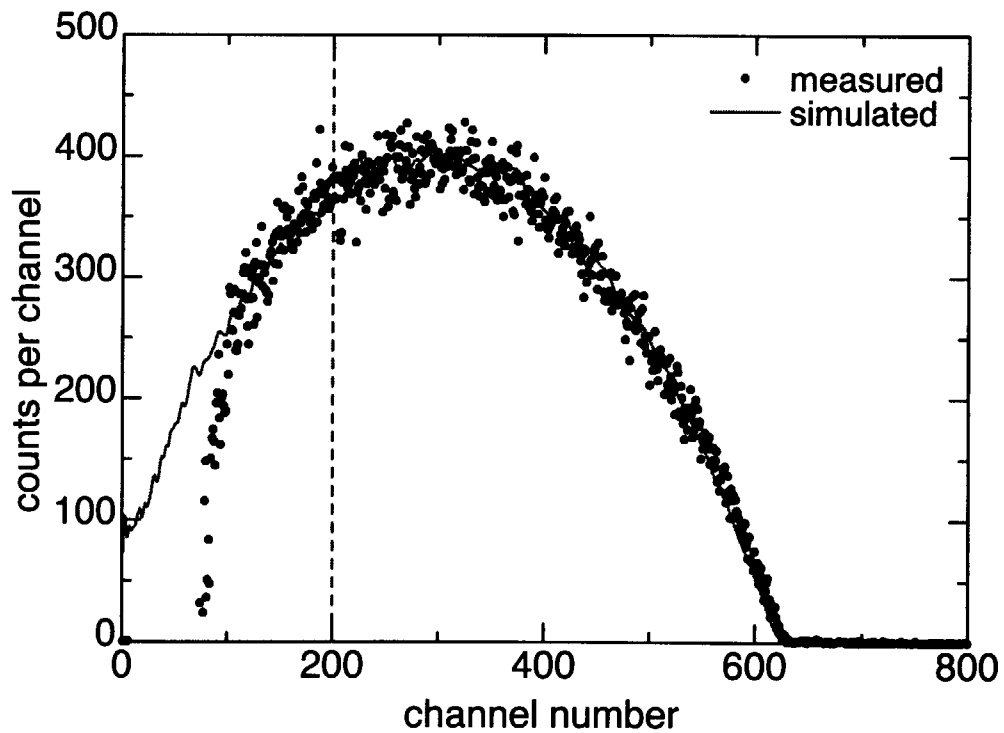


Fig. 4 Measured and fitted pulse height spectra of the TRD

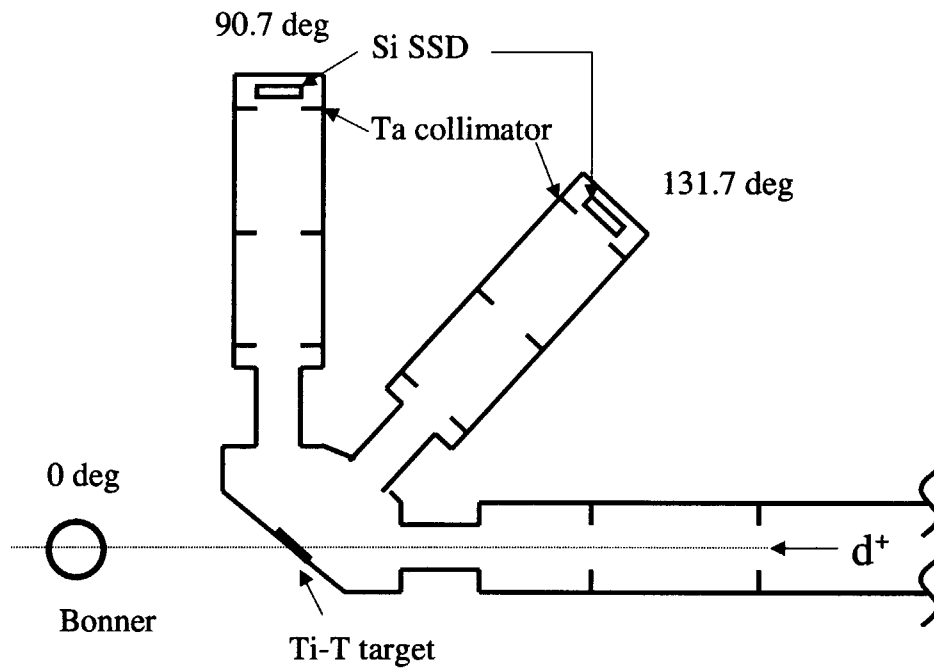


Fig. 5 Experimental layout and associated α -particle counting system

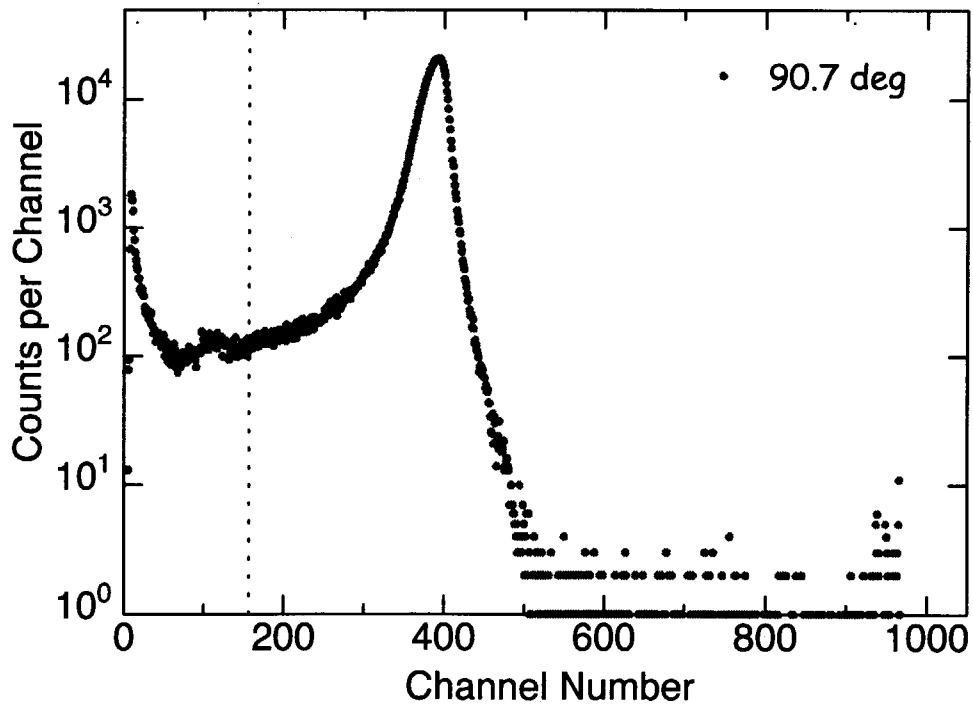


Fig. 6 Typical pulse height spectrum measured by the associated α -particle counter at 90.7°



3. 加速器を利用した中性子校正場の開発

Development of neutron calibration field using accelerators

馬場 護*

東北大学サイクロトロン・ラジオアイソトープセンター

Mamoru BABA

Cyclotron and Radioisotope Center, Tohoku University

A brief summary is given on the fast neutron calibration fields for 1) 8 keV to 15 MeV range, and 2) 30- 80 MeV range. The field for 8 keV to 15 MeV range was developed at the Fast Neutron Laboratory (FNL) at Tohoku University using a 4.5 MV pulsed Dynamitron accelerator and neutron production reactions, $\text{Sc}(p,n)$, ${}^7\text{Li}(p,n)$, ${}^3\text{H}(p,n)$, $\text{D}(d,n)$ and $\text{T}(d,n)$. The latter 30-80 MeV fields are setup at TIARA of Takasaki Establishment of Japan Atomic Energy Research Institute, and at Cyclotron Radio Isotope Center (CYRIC) of Tohoku University using a 90 MeV AVF cyclotron and the ${}^7\text{Li}(p,n)$ reaction. These fields have been applied for various calibration of neutron spectrometers and dosimeters, and for irradiation purposes.

Keywords: Neutron, Calibration fields, mono-energy, 8 keV – 15 MeV, 30-80 MeV

1. はじめに

中性子の線量計やスペクトロメータのエネルギー応答測定, 特性試験には単色中性子源が不可欠である。特に, 飛跡検出器やフィルムなどの受動型検出器の場合には, 事象の選別ができないために, エネルギーが単色であることは非常に重要である。

近年, 高エネルギーで大強度の加速器建設が進められ, 遮蔽や放射線安全上問題となる中性子エネルギー範囲が次第に高エネルギーへと広がり, 従来余り問題とならなかった数十 MeV 以上の中性子を対象に含めることが必要となってきた。そのため, 20 MeV 以上の領域における中性子源の重要性が高まっている。

我々のグループでは, 中性子検出器や線量計の特性測定, 校正に用いることを目的に, 1) 8 keV~15 MeV, 及び 2) 30~80 MeV にわたる中性子束強度とエネルギーのよく知られた単色中性子場を開発し, 種々の応用目的に利用してきた[1,2]。

以下にこれらの中性子源の概要と応用などをまとめる。詳細については, 参考文献[1,2,3]を参照されたい。

2. 8 keV ~15 MeV 中性子場 (8, 27 keV, 250, 550 keV, 1.0, 2.0, 5.0, 15 MeV) [1, 2]

2.1 概要

* 次の方々との共同研究による:

中村尚司, 松山成男, 岩崎智彦, 高田真志, 佐波俊哉, 清住武秀, 吉岡雅博,
田中進, 明午伸一郎, 中島 宏, 坂本幸夫

8 keV ~ 15 MeV 中性子は、東北大学高速中性子実験室(FNL)の4.5 MVダイナミロン加速器と Table 1 に示す $\text{Sc}(p,n)$, ${}^7\text{Li}(p,n)$, ${}^3\text{H}(p,n)$, $\text{D}(d,n)$, ${}^3\text{H}(d,n)$ 反応を用いて生成している。ダイナミロン加速器は、0.8 MV から 4.5 MV の間で連続可変の p, d ビームを発生させることができ、Table 1 に示す中性子源反応を用いることによって、8 keV ~ 15 MeV の単色中性子を生成できる。また、同加速器はナノ秒パルス化装置を有しており、TOF 法による中性子エネルギーの測定が可能である。

実験室のレイアウトを Fig.1 に示す。実験室はほぼ、20×25 m の広さを有し、中性子場はターゲット位置が実験室中央となる 30° ポートに設置している。

校正の際の実験配置を Fig.2 に示す。最初に被校正体の無い状態で、TOF 法と NE213 検出器によって中性子エネルギーを決定し、フルエンスモニタを用いて中性子強度を測定して相対モニターを値付けして、被校正体の照射を行う。校正においては、中性子フルエンスは相対モニターによって求める。通常、相対モニターは中性子コリメータ内に設置して、床散乱や被校正物の散乱中性子から遮蔽している。

中性子フルエンスの測定には、8, 27 keV の場合を除き、主、副2つの独立な検出器を用い、それらが一致することを確認した。8, 27 keV 中性子の場合には、上の方法で信頼性が確認された ${}^6\text{LiF}$ -SSD 検出器(後述)を用いて決定した。

2.2 中性子源

中性子発生ターゲットも Table 1 にまとめてある。このうち、トリチウムターゲット(トリチウム吸蔵型 Ti)以外はすべて自作のものであり、Sc, LiF, は白金上への蒸着膜、 D_2 はガスセルである。Li ターゲットには、エネルギー幅当たりの中性子収量では金属に劣るが、取扱が容易でかつ安定性に優れる LiF を用いている。

また、ターゲットチェンバーはターゲットでの中性子の散乱を低減するために、極力軽量化を図っている [1,2]。

2.3 中性子エネルギーとスペクトル

1) 0.2 - 15 MeV 中性子源

中性子のエネルギーは入射エネルギーとターゲット厚さから計算で求めることができるが、TOF 法を用いて実測する方法をとってきた。TOF スペクトルにおいて目的とするエネルギーが得られるように入射エネルギーを調整する。この方法では中性子源中のバックグラウンド成分も測定することができる。Fig.3 に中性子の TOF スペクトルの例を示す。550 keV, 2 MeV 中性子の場合には問題となるバックグラウンド成分をほとんど含んでいないものの、15 MeV 中性子の場合には $\text{D}(d,n)$, $\text{C}(d,n)$ などの寄生反応によるバックグラウンド中性子が存在している。これらの影響が無視できない場合には、中性子スペクトルを考慮して補正を行うことが必要である。

2) 8, 27 keV 中性子源

この場合には、Fig. 7 に示すように断面積が鋭い共鳴構造を示すため、目的とする中性子を得るには微細なエネルギー調整が必要である。当初、TOF 法と厚いターゲットを用いて、TOF スペクトルにおいて、目的とする 8, 27 keV が最大エネルギーとして観測されるように陽子エネルギーを設定し、その状態でパルスビームおよび厚いターゲットから直流ビームと薄いターゲットへの変更を行う方法を考案して試みたが、パルスから直量への変更などの際にエネルギー変化が起こり実用的でないことが分かったため、最初から直流ビームで励起関数をとって入射エネルギーを決める方法

に変更した。中性子測定には、 0° 方向に設置したポリエチレン付き ^3He または BF_3 カウンターを用いている。加速エネルギーの微調整用にポテンシオメータを新たに設置した。

また、これらの場合には、Fig.2における相対モニターを ^3He 比例計数管に変更し、 0° カウンターと一緒に励起関数を測定し、校正実験においてエネルギーモニターとして用いている。

2.4 中性子フルエンスの決定

1) 主中性子フルエンス測定器

中性子フルエンスの測定には、0.2-15 MeV の場合、Fig.4 に示す ^{235}U 核分裂計数管(FC)を用いている。この FC は平行平板型計数管を2つ背中合わせに重ねた Back-to-back 型であり、2枚の核分裂箔によって同時に測定ができる。この計数管は、検出効率が 100 % に近く、かつ ^{235}U の断面積がよく知られているために計算によって正確に評価できること、応答が中性子エネルギーにほとんど依存しないために常に同一条件での測定が可能である、という特徴を有する。[1,2]。また、構造が簡単で低質量であるため、スペクトルへの摂動も小さい。

中性子フルエンスは次式によって求められる。

$$\phi_n = \frac{C_{FC}}{\sum_i N_i \sigma_i} \cdot \frac{f_{cor}}{C_{mon}} \quad (1)$$

ここで、 C_{FC} は FC の計数、 N_i と σ_i はそれぞれ核分裂核種 i の原子数と核分裂断面積、 f_{cor} は計数に対する補正係数(0.97-1.0)、 C_{mon} はモニター計数である。 N_i は low geometry counter を用いた核分裂フォイルの α カウンティングによって求められる[1,2]。

8,27 keV の場合には、 ^{235}U 核分裂断面積が鋭い共鳴を示すためにフルエンスの誤差が大きくなるので、下に述べる $^6\text{LiF-SSD}$ 検出器を採用した。

2) 副中性子フルエンス測定器

副測定器を、Table 2 に示す。 $^6\text{LiF-SSD}$ は、 $^6\text{Li}(n,t)\alpha$ 反応によって放出される t, α を Si 検出器によって測定するもので、その効率はよく知られた $^6\text{Li}(n,t)\alpha$ 反応の微分断面積と幾何学的条件から決定できる[1,2]。PRT はポリエチレンラディエータから放出される反跳陽子をカウンタテレスコープで検出するもので、よく知られた水素の弾性散乱断面積と幾何学的条件から効率を高い精度で計算によって求めることができる[1,2]。

3) 中性子フルエンスの決定

主(FC)、副中性子フルエンス測定器による測定結果の比は、0.99-1.04 の範囲となり、FC による値がやや大きめであるが、誤差範囲内で一致することが確認された。中性子フルエンスの値としては、誤差のより小さい核分裂計数管による値を用いている。

2.5 応用と経過

この中性子場は、レムカウンタ、ボナー球、TEPC、NE213、Si 半導体線量計、ハイブリッドカウンタなどの能動型から CR39、SSTR、バブルディテクタなどの受動型まで多くのエネルギー特性測定や感度の校正などに利用されてきた。

FNL では、ビームコースが専用でないため、実験のセットアップを常駐できず、実験のたびに、核分裂計数管を用いてフルエンスを測定して、相対モニターの値付けを行っているが、ビーム電流との対応はおおむね良好な再現性を示している。また、TOF によるエネルギーの確認においても、ほとん

どの場合、エネルギー幅内での再現性が得られており、ほとんど場合 TOF 測定を省略することができる。

課題は中性子強度であり、特に 8, 27, 0.2 MeV 中性子源の場合、必ずしも十分ではないので増強することが望ましい。現在のところ、強度の限界はターゲットの除熱性能によって決まっているので構造の適正化を図って除熱性能を高めることが望ましい。

また、Sc(p,n)の場合のエネルギー設定にも簡便な方法が望まれる。

3. 30~80 MeV 中性子場 [3]

3.1 概要

25 MeV 程度までは T(d,n)反応によって中性子が得られるが、中性子の生成量が減少し、相対的に寄生中性子の割合が大きくなるため、もはや単色中性子とは言い難い複雑なスペクトルとなる[4]。30MeV 以上では、 ${}^7\text{Li}(p,n)$ 中性子源の方が強度や単色性などの面で有利と考えられる。この中性子源は、Uppsala 大、Leuven-la-Neuve、UC Davis、Indiana 大、TRIUMFなどで断面積測定や照射実験に用いられている。

${}^7\text{Li}(p,n)$ 中性子源は、この領域でもっとも高い単色性を有するが、平坦な連続成分を伴い純粋に単色ではない。単色成分の割合は 50 MeV 辺では 50 % 程度であるが、エネルギーが上がるにつれて低下する。ほとんどの検出器の場合、この連続成分がかなりの影響を持つので、中性子スペクトルを知ってきちんとした補正を行うことが重要となる。

我々は、 ${}^7\text{Li}(p,n)$ 反応を用いて原研高崎研 TIARA の AVF サイクロトロンに 40-80 MeV 中性子源、東北大学 AVF サイクロトロンに 30-80 MeV 中性子源を設置し、その校正と利用を進めてきた。

3.2 原研 TIARA における 40-80 MeV ${}^7\text{Li}(p,n)$ 中性子源

Fig.8 に TIARA における中性子源を示す。単色中性子を得るためにターゲット(金属 ${}^7\text{Li}$)は 2.3 MeV の厚さであり、ほとんどの陽子はターゲットを突き抜ける。この陽子によって発生するバックグラウンドを除去するために、ターゲットを突き抜けた陽子は偏向電磁石によってビームダンプに捨てられ、中性子のみが鉄とコンクリートから成る約 3m のコリメータを経て実験室に導かれる。中性子発生量は、ターゲット周辺におかれた ${}^{238}\text{U}$ 、 ${}^{232}\text{Th}$ の核分裂計数管、およびビームダンプ電流によってモニターしている。

この構造は基本的にどの中性子源でも共通であり、このためターゲットから実験エリアまでの距離は 3.5 m 以上あり、中性束は限られたものとなり、強度を高めることは共通した課題といえる。

3.3 TIARA 中性子源の校正[3]

TIARA 中性子源の校正には、この領域で最も高い精度の検出効率が期待される反跳陽子テレスコープ(PRT)を製作して適用した。Fig.9 に示す PRT は Fig.6 の PRT と原理的には同じであるが、中性子エネルギーが高いために検出器が中性子に照射されると大きなバックグラウンドが発生するので、検出器を遮蔽し、効率と分解能を高めるためアニュアル型ジオメトリを採用している。検出効率は最新の np 散乱微分データを用いて計算によって求めた。誤差は 5%を超えることはないと考えられる。

Fig.10 に測定されたスペクトルを示す。目的とするピーク成分とともに連続中性子が存在しているがこれは、 ${}^7\text{Li}(p,n){}^3\text{He}$ α 反応などのブレークアップによるものと考えられる。

PRTで校正された中性子源を用いてBC501Aの応答関数を測定し、計算値と比較することによってSCINFUL, CECILの代表的効率計算コードの妥当性が比較検討され、断面積データや光出力の修正が行われた[5]。改良されたSCINFULコードによって妥当な応答関数と検出効率が得られるようになった[5]。

Fig.10にはTOF法によって求めたスペクトル(曲線)も示す。このデータはピーク収量でPRTデータに規格化している。TOF測定にはBC501Aシンチレータが用いられているがその検出効率はSCINFULコードで求めたものである。87 MeVを除けばおおむね良好な一致を示しており、検出効率の妥当性を示している。

3.4 連続中性子スペクトル[3]

中性子源中の連続中性子は、単色成分に対してバックグラウンドをもたらすのでその影響を評価するためにスペクトル形状のパラメータ化を行った。

この中性子を ${}^7\text{Li}(p,n){}^3\text{He}$ α 反応によるものと仮定し、この3体崩壊に対する位相空間分を実験室に変換したものと実験値との比較をFig.11に示す[3]。計算値は実験値に適当に規格化したものであるが形状をかなりよく追従していることがわかる。このスペクトルは遮蔽時実験の解析などにも用いられおおむね合理的な結果を与えている。

3.5 ${}^7\text{Li}(p,n)$ 中性子源の利用

TIARAの ${}^7\text{Li}(p,n)$ 中性子源は、設立以来、遮蔽ベンチマーク実験、中性子断面積測定(放射化、散乱、荷電粒子生成等)、検出器応答特性測定、線量計の開発・校正、などに広く用いられてきた。近年では宇宙半導体機器のソフトウェアシミュレーションなどにも応用されている。

東北大学でもK-110 AVFサイクロトロンを用いて、 ${}^7\text{Li}(p,n)$ 中性子源が設置され、断面積測定やソフトウェアなどに利用し始めた。中性子フルエンスはTOF法とNE213を用いて決定しているが、改良されたSCINFULコードを用いることによって十分な精度でスペクトルを求めることが可能となっている。これはTIARAにおける成果によるものである。

上述のように、この中性子源の利用には、さらに強度の増大が望ましくそのための工夫・改良が今後の課題である。

参考文献

- [1] Baba, M. et al.: Nucl. Instrum. Methods A376 115 (1996)
- [2] 中村尚司: 「広汎なスペクトル場における中性子線量計の標準更正法の確立」
(平成 4,5 年度科学研究費補助金研究報告書)
- [3] Baba, M. et al.: Nucl. Instrum. Methods A428 454 (1999)
- [4] Marcinkowski, A., et al: Nucl. Sci. Eng., 83 13 (1983)
- [5] Takada, M et al: Nucl. Instrum. Methods A428 454 (1999)
- [6] Meigo, S.: Nucl. Instrum. Methods A401 356 (1997)

Table 1 Neutron Sources at FNL [1,2]

Neutron sources			
Neutron energy	Source reaction	Target/backing	Energy spread
8 keV	$^{45}\text{Sc}(p, n)^{45}\text{Ti}$	$^{45}\text{Sc}/\text{Pt}$	<1 keV
27 keV	$^{45}\text{Sc}(p, n)^{45}\text{Ti}$	$^{45}\text{Sc}/\text{Pt}$	<1 keV
0.25 MeV	$^7\text{Li}(p, n)^7\text{Be}$	LiF/Pt	~50 keV
0.55 MeV	$^7\text{Li}(p, n)^7\text{Be}$	LiF/Pt	~50 keV
1.0 MeV	$\text{T}(p, n)^3\text{He}$	T-Ti/Cu	~100 keV
2.0 MeV	$\text{T}(p, n)^3\text{He}$	T-Ti/Cu	~80 keV
5.0 MeV	$\text{D}(d, n)^3\text{He}$	$\text{D}_2\text{gas}/\text{Pt}$	~250 keV
15 MeV	$\text{T}(d, n)^4\text{He}^a$	T-Ti/Cu	~500 keV

^a D_3^+ beam (1.5 MeV).

Table 2 Summary of neutron Source Measurement [1,2]

Summary of neutron fluence measurement

Neutron energy	Fluence detector		Neutron fluence [$\text{n cm}^{-2} \mu\text{C}^{-1}$] ^a
	Primary	Secondary	
8 keV	$^6\text{LiF-SSD}$	(beam current)	1.0×10^2
27 keV	$^6\text{LiF-SSD}$	(beam current)	2.4×10^1
0.25 MeV	$^{235}\text{U FC}^b$	($^6\text{LiF-SSD}$)	1.0×10^4
0.55 MeV	FC	$^6\text{LiF-SSD}$	3.2×10^4
1.0 MeV	FC	$\text{CH}_2\text{-SSD}$	1.2×10^4
2.0 MeV	FC	$\text{CH}_2\text{-SSD}$	2.2×10^4
5.0 MeV	FC	$\text{CH}_2\text{-SSD}$	2.2×10^5
15 MeV	FC	PRT ^c	8.0×10^4

^a Typical values at 10 cm from the target, depend on target condition.

^b Fission chamber.

^c Proton-recoil telescope.

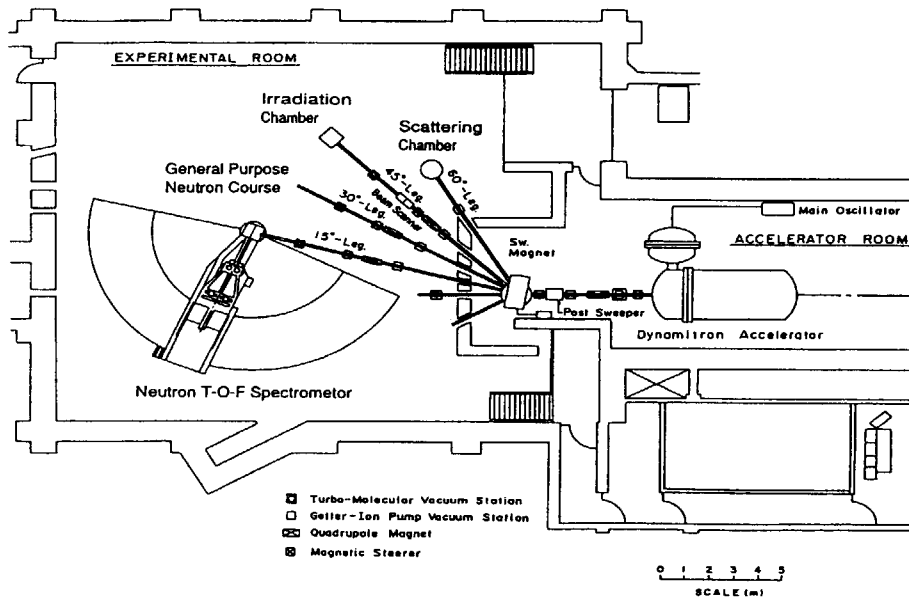


Fig.1 Layout of FNL of Tohoku University.

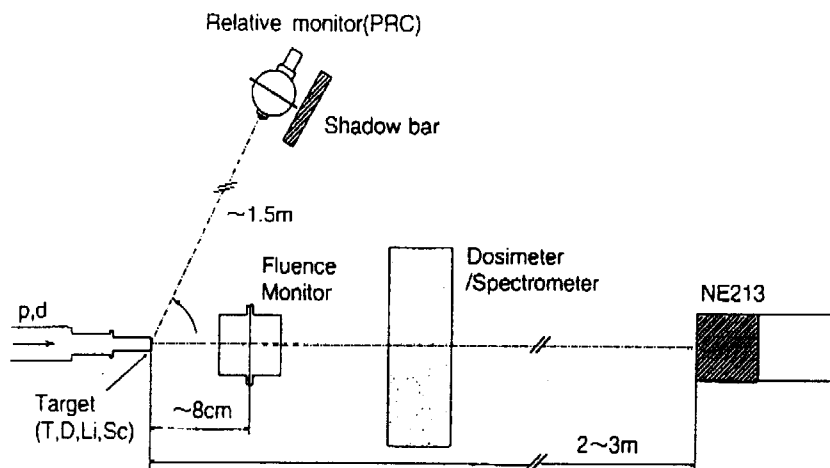


Fig.2 Experimental arrangement for dosimeter calibration

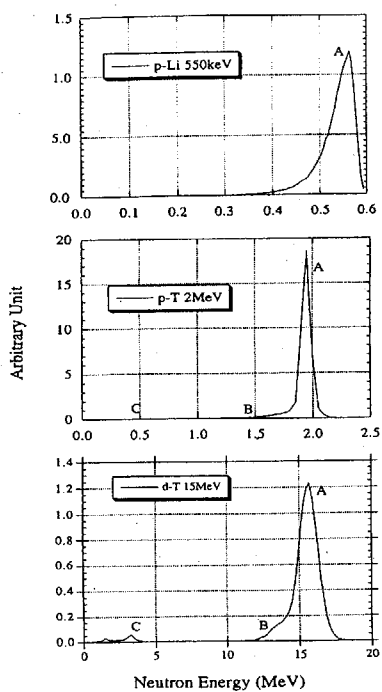


Fig. 3 Neutron TOF spectra

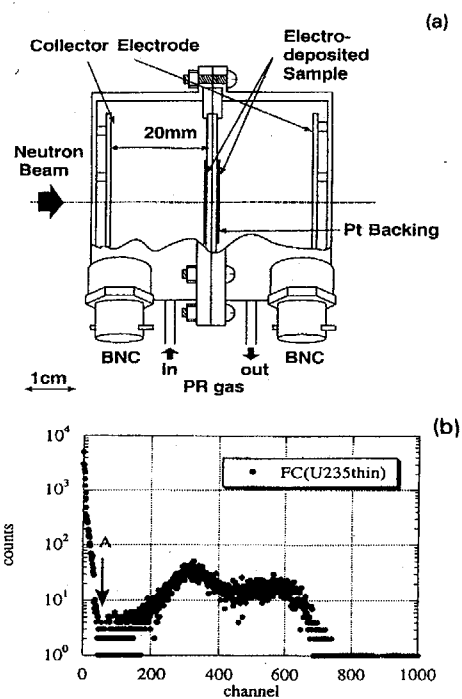


Fig.4 Structure (a) and pulse-height distribution of fission chamber (b).

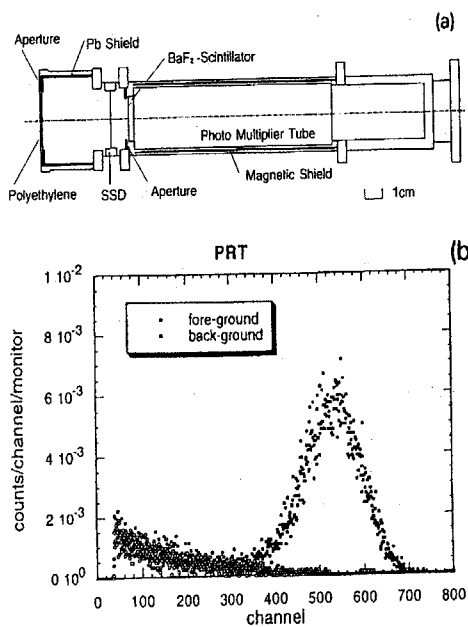


Fig.5 Structure (a) and pulse-height distribution of proton-recoil-telescope (PRT).

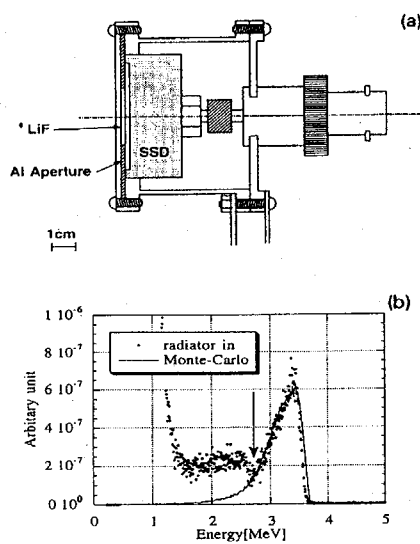


Fig.6 Structure (a) and pulse-height distribution of LiF-SSD.

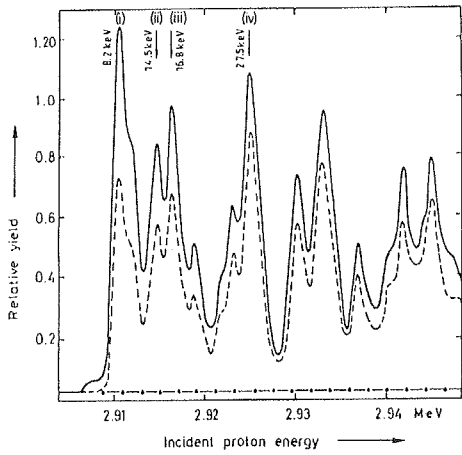


Fig. 7(a) Excitation function of the Sc(p,n) reaction [2].

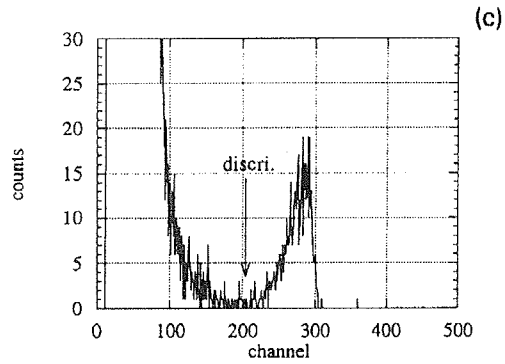


Fig. 7(b) Pulse-height spectrum of LiF-SSD for 8 keV neutrons.

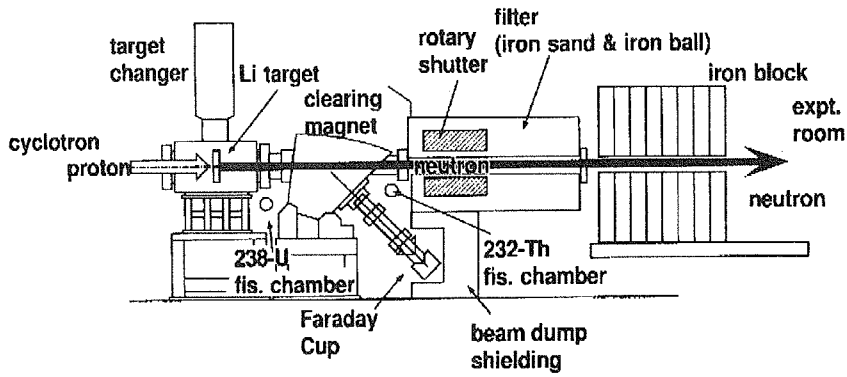


Fig. 8 The ${}^7\text{Li}(p,n)$ neutron source at TIARA.

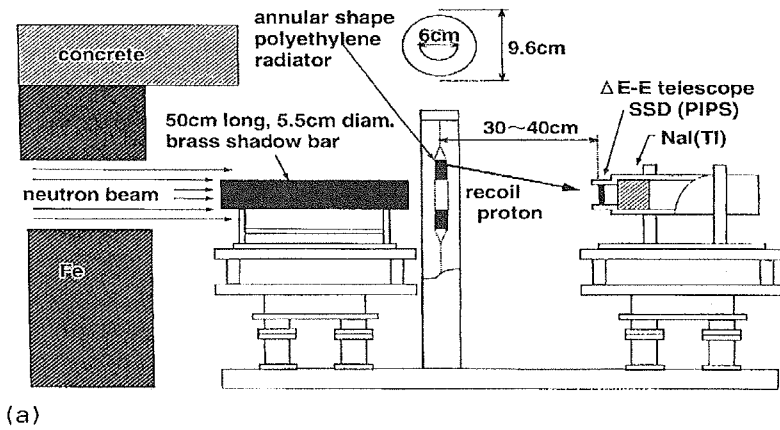


Fig. 9 Annular PRT at TIARA

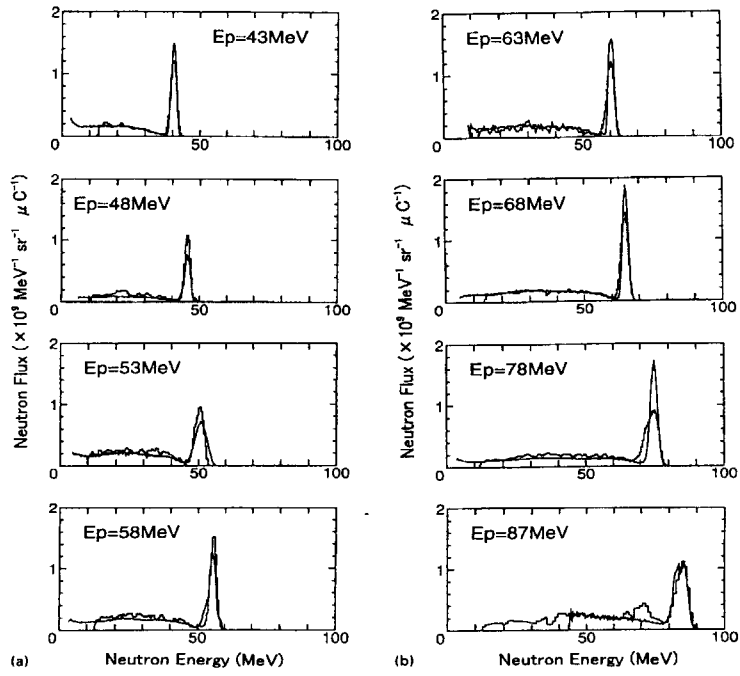


Fig.10 Neutron spectra for ${}^7\text{Li}(p,n)$ source at TIARA:
Histogram; PRT, Lines; TOF

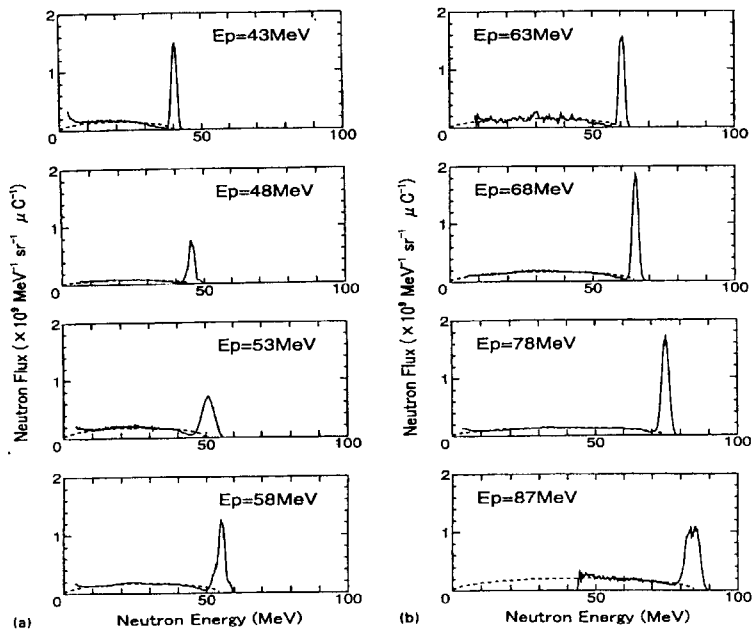


Fig.11 Comparison of experimental continuum spectra with phase space distribution.



4. 単色中性子校正場の整備状況

Current Situation of Mono-Energetic Neutron Calibration Fields at Facility of Radiation Standards of JAERI

吉澤道夫, 谷村嘉彦, 三枝 純, 藤井克年, 清水 滋, 吉田 真
日本原子力研究所 東海研究所 保健物理部

Michio YOSHIZAWA, Yoshihiko TANIMURA, Jun SAEGUSA, Katsutoshi FUJII,
Shigeru SHIMIZU and Makoto YOSHIDA

Department of Health Physics,
Japan Atomic Energy Research Institute

We have been developing mono-energetic neutron calibration fields at the Facility of Radiation Standards (FRS) of JAERI using 4MV Van-de-Graaff (Pelletron) accelerator. Available energy points are planned to be 10-points between 8keV and 19MeV, which cover the energies specified in ISO 8529-1. The fields aim to be traceable to the primary standard of Japan. The fields of 144keV, 565keV and 5.0MeV neutrons have been so far constructed by measuring neutron spectra, establishing a monitor method of reference neutron fluence, and calibrating the monitor by a transfer instrument of the primary standard laboratory (AIST). This report also describes the overview of the calibration facilities.

Keyword: Mono-energetic Neutron, Calibration, Van-de-Graaff Accelerator, Spectra, Time-of-Flight, MCNP-ANT, Long counter, Bonner Sphere, Traceability.

1. はじめに

中性子線量測定の商品保証及び精度向上のためには、使用する中性子線量計のエネルギーレスポンスの把握が重要である。このエネルギーレスポンスの測定には、単色中性子校正場を必要とする。このため、原研保健物理部では、現在、放射線標準施設棟 (Facility of Radiation Standards, FRS) において、主に中性子線量計の校正を目的とした単色中性子校正場の整備を進めている。この校正場は、FRS の増設棟 (中性子標準校正施設、2000年6月竣工) に装備された 4MV バンデグラーフ型静電加速器を用いて、核反応により発生する中性子を利用する。本稿では、単色中性子校正場の整備計画、施設の概要を述べた後、現在までに整備済みの校正場について報告する。

2. 単色中性子校正場の整備計画

中性子線量計のエネルギーレスポンス試験で使用する中性子エネルギーについては、国際規格 ISO 8529-1[1]で熱中性子を除き 2keV から 19MeV の間で 11 点規定されている。このうち、我々の加速器では発生が難しいエネルギー (2keV 及び 2.8MeV) を除き、これに 2keV に変わり 8keV を加えることによって、ISO が規定するエネルギー範囲とほぼ同等の 10 のエネルギー点を整備することを目指している。すなわち、整備予定のエネルギー点と利用する核反応は、8keV, 24keV ($^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$ 反応), 144keV,

250keV, 565keV (${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$ 反応), 1.2MeV, 2.5MeV ($\text{T}(p,n){}^3\text{He}$ 反応), 5.0MeV ($\text{D}(d,n){}^3\text{He}$ 反応), 15MeV, 19MeV ($\text{T}(d,n)\text{He}$ 反応)である。これらの核反応で発生可能なエネルギー点と整備予定のエネルギー点を Fig. 1 及び Table 1 に示す。

これまで我が国には、トレーサビリティが確立された単色中性子の二次標準場がなかった。測定の品質保証のためには、国家標準とのトレーサビリティが重要である。このため、本単色中性子場は、国家標準とトレーサビリティを有する質の高い校正場として整備する予定である。

3. 校正施設の概要

3.1 加速器

FRS に設置されている加速器は、4MV シングルエンド型ペレットロン加速器(米国 NEC 製 4UH-HC)である。この加速器では、陽子又は重陽子を 0.4~4MV の範囲で加速可能である。イオン源はデュオプラズマ型を用いている。最大電流は $50\mu\text{A}$ (直流モード)であり、また繰り返し周波数 0.5, 1, 2, 4MHz のパルスモード運転(半値幅: $<2\text{ns}$)が可能である。

中性子標準校正施設の断面図を Fig. 2 に示す。加速器本体はしゃへいを容易にするため地下に設置されている。加速された粒子ビームは 90° 分析マグネットで2回曲げられ、1階の単色中性子照射室へ導かれる。なお、照射室立入時のビーム停止は、加速器室内のファラデーカップで行う。

3.2 単色中性子照射室

単色中性子照射室は横 11.5m×縦 16.5m×高 12.3m(1階 6.8m、地下 5.5m)であり、1階床は散乱線を低減するためのアルミニウム製グレーチング構造となっている。単色中性子照射室の写真を Fig. 3 に示す。室内には校正用台車及び中性子飛行時間測定用のコリメータがある。両者は、ビーム入射方向に対して 0° から 120° まで角度を変えることができる。また、校正用台車は、制御室から遠隔で距離 1.1m から 5m まで校正テーブルを移動可能である。また、写真左側には、モニタ用検出器であるロングカウンタが設置されている(4.2 (1)参照)。

3.3 中性子発生用ターゲット

中性子発生用ターゲットとして、p-Sc、p-Li、p-T 及び d-T 反応には固体ターゲット(金属 Sc、LiF、T-Ti)を使用し、d-D 反応には D_2 ガスターゲットを使用する。 D_2 ガス圧は 1 気圧である。

固体用ターゲット管の構造を Fig. 4(a) に示す。ターゲット管は銅製で、側面にオイル冷却系を有している。大きさは内径 14mm ϕ 、前面の銅の厚さは 1.5mm である。このターゲット管内に LiF 等のターゲットをアルミニウム製円筒で固定する構造となっている。LiF ターゲットのバックキングにはモリブデン 0.5mm 厚を用いている。

D_2 ガスターゲット管の構造を Fig. 4(b) に示す。ターゲット管の構造は固体用とほぼ同じであるが、長さが固体用ターゲット管より長い。ガスセルの中心と固体ターゲットの位置が同じとなるよう設計されている。重陽子ビームは、アルミニウム製アパーチャで固定されたモリブデン箔(厚さ:約 $5\mu\text{m}$)を通過してガスセルに入射する。ガスセルの大きさは、14mm ϕ × 23mm である。重陽子が銅に直接入射すると(d,n)反応により中性子が発生するため、ビームストッパーとして 5mm 厚のプラチナを用いている。なお、アルミニウムは(d,n)反応により副次的に中性子が発生する確率が大いため、今後、原子番号の大きな材質に変更

する予定である。

4. 単色中性子校正場の整備状況

現在までに、p-Li 反応 (LiF ターゲット: 約 $0.1\text{mg}\cdot\text{cm}^{-2}$ 厚) を用いた 144keV, 565keV 及び d-D 反応を用いた 5.0MeV の3つのエネルギー点について、中性子エネルギー及びスペクトルの評価ならびに基準フルエンス率(線量当量率)の導出方法の決定を行うとともに、国家標準とのトレーサビリティを確立した。

4.1 中性子エネルギー及びスペクトルの測定評価

4.1.1 測定方法

中性子エネルギーの測定は、飛行時間法 (TOF 法) で行った。測定系を Fig. 5 に示す。ターゲット手前のピックアップリングからのパルスビーム同期信号と BC501A 液体シンチレーション検出器 ($2''\phi\times 2''$) からの信号の時間差をピコ秒時間分析器 (ORTEC 9308) を用いて測定した。BC501A 検出器からの信号は、時間測定精度を低下させないために n- γ 弁別をせずに取り込んだ。

測定は、①中性子ピークエネルギーの測定と②一次線中性子スペクトルの測定の2段階で行った。

4.1.2 中性子ピークエネルギー

中性子ピークエネルギーの測定では、BC501A 検出器を距離の異なる2点に設置し、得られた飛行時間スペクトルの中性子ピークの時間差から中性子エネルギーを求めた。これにより、所定の中性子エネルギーとなるように加速電圧等の条件を設定した。例として、565keV 中性子について距離 1m 及び 3m で測定した時間スペクトルを Fig. 6 に示す。

4.1.3 中性子スペクトル

次に、一次線スペクトルの測定を、BC501A 検出器を周囲からの散乱線を遮蔽するコリメータ内に設置して測定した。ターゲットから検出器中心までの距離は 5m である。ただし、144keV 中性子の場合、コリメータ内では計数率が低すぎるため、距離 2m 位置で遮蔽のない状態で測定した。中性子エネルギースペクトルは、中性子のターゲットから検出器までの飛行時間を γ 線ピークとの時間差と光子の飛行時間との和から求め、これをエネルギーに換算することにより求めた。また、BC501A 検出器の検出効率は SCINFUL-CG コード [2] の計算結果を用いた。

得られた 144keV, 565keV 及び 5.0MeV 中性子の一次線スペクトルの結果を Fig. 7(a)~(c) に示す。同図には著者らが開発した MCNP-ANT (荷電粒子の挙動、中性子の発生及び輸送計算を一貫して実行可能なコードシステム) [3] を用いて計算評価した結果も示した。これらのスペクトルから求めた半値幅を Table 2 に示す。エネルギーの広がり幅の相対値は 565keV 及び 5.0MeV では約 3%、144keV では 14% であり、十分な単色性を有している。測定値と計算値を比較すると、144keV 及び 565keV については両者の一致がよく、LiF ターゲット (厚さ: $103\mu\text{g}\cdot\text{cm}^{-2}$) 中での陽子エネルギーの減衰に対応する中性子エネルギーの広がり幅が得られている。しかし、5MeV においては、TOF 測定結果が計算結果よりも 1.7 倍広い。これは、重陽子がガスセル内を飛行することによる時間幅 (約 2ns) の影響と考えられる。

4.2 基準フルエンスの導出方法

4.2.1 モニタ検出器

加速器を用いた校正場では、フルエンス率の時間変動があるため連続モニタが必要である。このモニタ用の検出器として、フルエンス測定用の標準カウンタとして使用されているロングカウンタを採用した。ロングカウンタは、検出感度が高く、フルエンスに対するエネルギー依存性が少ないことから、広いエネルギー範囲に適用でき有利である。モニタ検出器の設置位置は、角度 60°、距離 2.2m とした(照射室中の配置は Fig. 3 又は Fig. 8 を参照)。この位置は、物理的に設置可能な場所から、校正点の検出器等からの散乱線の影響が少なく、かつ適切な計数率が得られる距離と角度として選定した。

4.2.2 基準フルエンスの算出方法

校正点における一次線の基準フルエンス Φ は、次式で求める。

$$\Phi(d) = N_{LC} \times \frac{K_{LC}}{d^2} \times S \dots\dots\dots(1)式$$

ここで、
 d : 距離(cm)
 N_{LC} : モニタ検出器(ロングカウンタ)の計数値
 K_{LC} : 計数値から校正点の中性子フルエンスへの換算係数
 (ただし単位立体角あたりの値)

(1)式において、計数値から校正点の中性子フルエンスへの換算係数 K_{LC} を単位立体角あたりで表しているのは、一次線は距離の逆自乗則に従うからである。また、 S は、モニタ計数値(N_{LC})中に含まれる照射物(検出器等)やシャドーコーンからの散乱線の寄与を補正する係数である。これは、照射物(検出器等)やシャドーコーンを置いた場合と置かない場合のモニタ計数値の比から求める。

また、基準線量当量は、上記で得られたフルエンス値に ISO 8529-3[4]に示されているフルエンス-線量当量(周辺線量当量 $H^*(10)$ 又は個人線量当量 $H_p(10)$)換算係数を乗じて求める。

4.2.3 換算係数 K_{LC} の測定とトレーサビリティの確立

上式を用いて校正点の基準フルエンスを算出するためには、換算係数 K_{LC} を求める必要がある。今回は、校正位置でのフルエンスを国家標準(産総研)で値付けされている基準移行用検出器(9.5" ϕ ボナー球、1" ϕ 球形 ^3He カウンタを使用)を用いて測定することにより、換算係数 K_{LC} を求めた。この方法では、換算係数 K_{LC} を求めると同時に国家標準とのトレーサビリティを確立することができる。具体的には、Fig. 8 に示すように、0° 方向の距離 1.2m 位置に基準移行用検出器(9.5" ϕ ボナー球)を置いて、この計数値から中性子フルエンスを求める。これと同時にモニタ検出器(ロングカウンタ)の計数値を測定する。そして、モニタ検出器の計数当たりのフルエンスを単位立体角あたりの値として算出し、換算係数 K_{LC} を求めた。ボナー球を用いた中性子フルエンスの測定では、散乱線の寄与をシャドーコーン(鉄 20cm+ボロン入りポリエチレン 30cm)を用いて差し引いた。一連の測定は繰り返し行い、最もビーム条件が安定していた実験値を採用した。得られた換算係数 K_{LC} を Table 3 に示す。換算係数の不確かさは、要因として 1)基準移行用検出器(9.5" ϕ ボナー球)の国家

標準での値付け(フルエンス当たりの計数値)の誤差、2)基準移行用検出器計数値の統計誤差、3)モニタ計数値の統計誤差、4)シャドーコーンによる散乱線の差し引き及び(1)式中の散乱補正係数 S の測定におけるビーム条件の変動を考慮し、5~7% ($k=2$)と評価している。なお、これはあくまでも換算係数 K_{LC} の不確かさであり、実際の校正時における基準フルエンス供給の不確かさではない。実際の校正時には、今回のように測定を繰り返し行って良い条件の値を選び出すことは現実的に難しい。このため、ビーム条件の変動に伴う不確かさが、上記よりも大きくなると予測される。

5. まとめと今後の課題

以上のように、現在までに p -Li 反応を用いた 144keV 及び 565keV、 d -D 反応を用いた 5.0MeV の3点について、中性子エネルギーを測定し、基準フルエンス(線量当量)算出方法を確立するとともに、国家標準とのトレーサビリティを確立した。これらの場の諸特性を Table 3 にまとめる。この表には、最大電流条件での1m位置でのフルエンス率及び線量当量率 $H^*(10)$ も示した。ここで、5.0MeV 中性子の最大ビーム電流が $50 \mu A$ ではなく $2 \mu A$ となっているのは、許可条件による。1m 位置での最大フルエンスは $10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ のオーダーに、最大線量当量率も $1 \sim 7 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ にあり、通常の校正実験には十分な強度を有していることがわかる。

今後は、すでに整備した場について、①校正時の不確かさの評価、②共存 γ 線の寄与の評価、③散乱及び付随反応中性子の詳細な評価や低減化などを行っていく予定である。特に②については、LiF ターゲットの $^{19}\text{F}(p, \alpha)^{16}\text{O}$ 反応に伴う $6 \sim 7 \text{ MeV}$ γ 線が発生していることから、その寄与を把握しておくことは重要である。

また、単色中性子校正場の整備全体としては、エネルギー点の拡大とともに、基準フルエンス絶対測定法の確立を進める予定である。現在、反跳陽子比例計数管、カウンターテレスコープ等の測定器の製作・特性評価を行っているところである。

参考文献

- [1] ISO: ISO 8529, Part 1 (2001).
- [2] 遠藤章、Kim,E、山口恭弘: JAERI-Data/Code 2001-027 (2001).
- [3] Yoshizawa, M. et al.: J. Nucl. Sci. and Technol., Suppl. 2, 1240 (2002).
- [4] ISO: ISO 8529, Part 3(1998).

Table 1 Specification of mono-energetic neutron calibration fields to be developed at FRS of JAERI.

Target and Nuclear reaction	Neutron energy range	Neutron energy for calibration	Dose equivalent rate at 1m	Target materials
Tritium $^3\text{H}(d,n)^4\text{He}$	15~20MeV (d:0.4~4.0MeV)	15MeV, 19MeV	$30\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ ~ $3\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$	$^3\text{H}(\text{T})\text{-Ti}$ Thickness: ~ $2\text{mg}\cdot\text{cm}^{-2}$
Deuterium $^2\text{H}(d,n)^3\text{He}$	3~7MeV (d:0.4~4.0MeV)	5.0MeV	$20\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ ~ $7\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$	$^2\text{H}(\text{gas})$ Shape: 14mm ϕ \times 23mm
Tritium $^3\text{H}(p,n)^3\text{He}$	0.4~3MeV (p:1.2~4.0MeV)	1.2MeV, 2.5MeV	$30\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ ~ $15\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$	$^3\text{H}\text{-Ti}$ Thickness: ~ $0.5\text{mg}\cdot\text{cm}^{-2}$
Lithium $^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$	120keV~2.3MeV (p:1.92~4.0MeV)	144keV, 250keV, 565keV	$20\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ ~ $7\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$	LiF Thickness: ~ $0.1\text{mg}\cdot\text{cm}^{-2}$
Scandium $^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$	8keV~30keV (p:2.91~2.93MeV)	8keV, 24keV	~ $2\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$	Sc metal Thickness: ~ $0.1\text{mg}\cdot\text{cm}^{-2}$

Table 2 Energy spread of 144keV, 565keV and 5.0MeV neutrons

Neutron energy	Energy spread (FWHM)	
	Measured by TOF (keV)	Calculated by MCNP-ANT (keV)
144keV	20	20
565keV	15	14
5.0MeV	275	160

Table 3 Characteristics of mono-energetic neutron calibration fields

Neutron energy (Max. beam current)	Maximum values at 1m		Conversion factor, K_{LC} [$\text{sr}^{-1}\cdot\text{count}^{-1}$] (Uncertainty: 2σ)
	Fluence rate [$\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$]	Dose equivalent rate $H^*(10)$ [mSv/h]	
144keV (50 μ A)	3×10^3	1.4	2.9×10^4 (7%)
565keV (50 μ A)	6×10^3	7.4	3.7×10^4 (5%)
5.0MeV (2 μ A)	5×10^3	7.3	6.0×10^4 (7%)

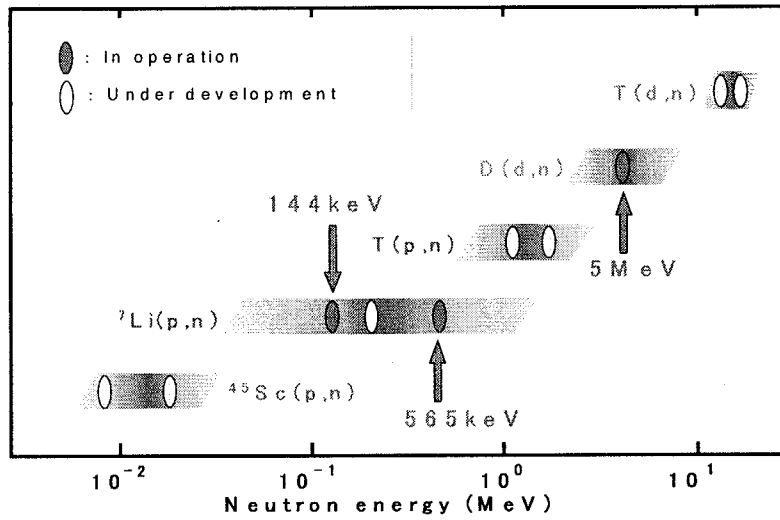


Fig.1 Neutron energies and nuclear reactions to be used for the mono-energetic neutron calibration fields of FRS/JAERI. Broad line shows an available energy range produced by each nuclear reaction, and ellipses indicate the neutron energy points developed or to be developed as calibration energies based on ISO 8529-1. 144keV, 565keV, and 5.0MeV neutrons are in-operation.

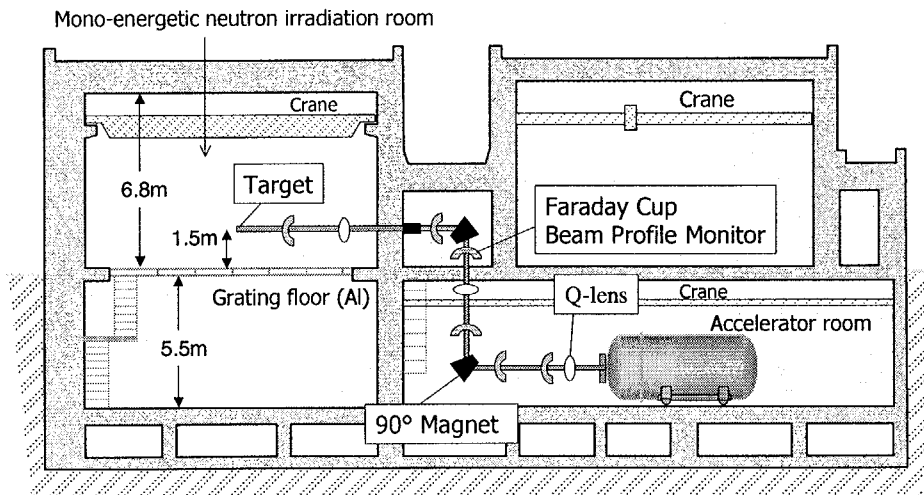


Fig.2 Cross-sectional view of the mono-energetic neutron irradiation room and accelerator room of FRS. The dimension of mono-energetic irradiation room is 11.5m(w) × 16.5m(L) × 12.3m(H).

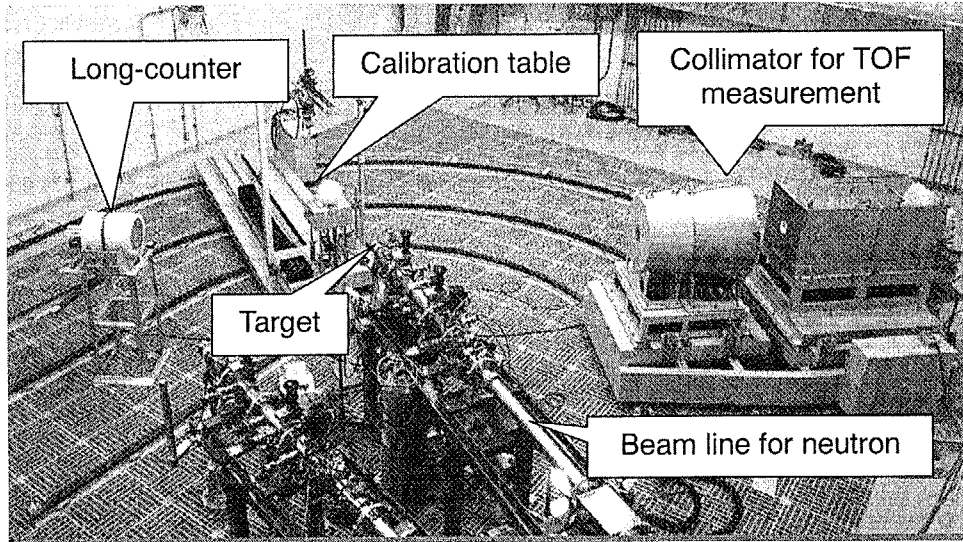
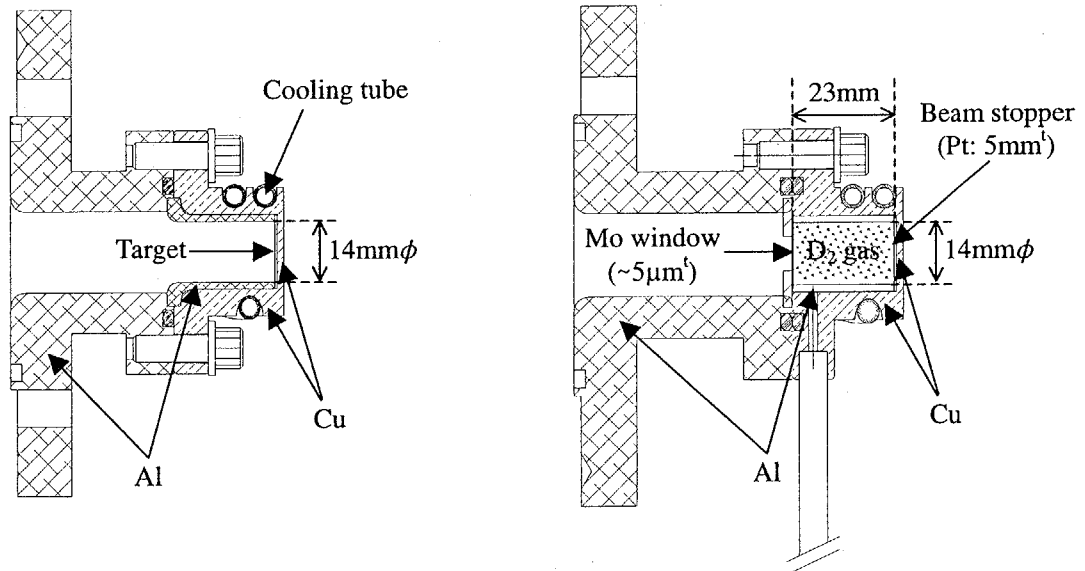


Fig.3 Photograph of the mono-energetic neutron irradiation room. The calibration table and collimator for TOF measurement rotate around a target from 0° to 120° . The Long counter is used as a neutron fluence monitor.



(a) Target chamber for solid target (LiF, Sc, and T-Ti)

(b) Target chamber for D_2 -gas target (Pressure: 1 atm.)

Fig.4 Schematic view of the target chamber for (a) solid target of LiF/Mo, Sc/Pt, and Tritium-loaded titanium (T-Ti/Cu), (b) deuterium gas target.

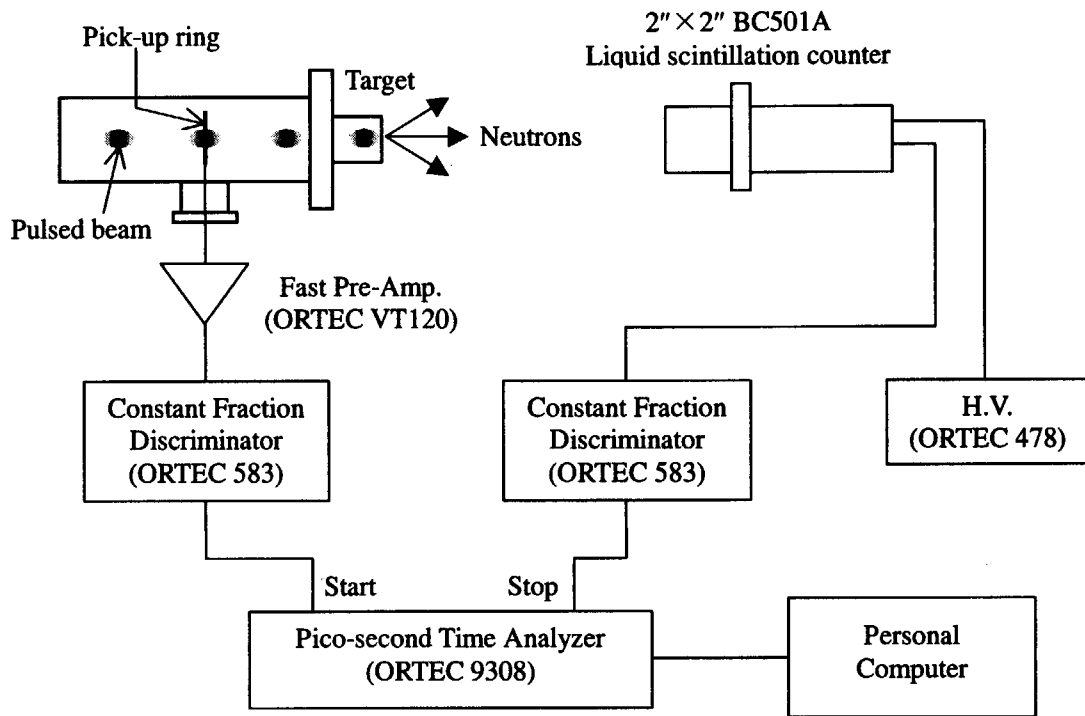


Fig.5 Block diagram of time-of-flight measurement.

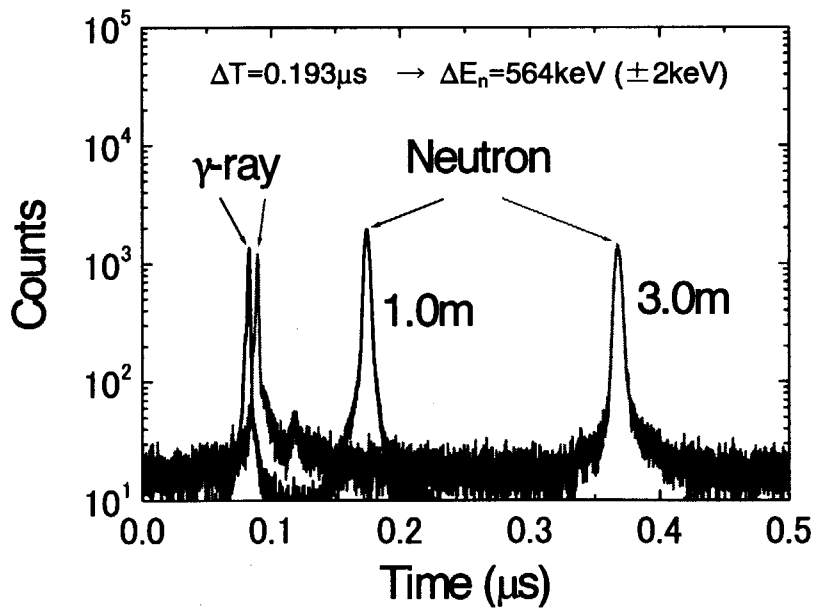


Fig.6 Time spectra in the measurement of peak energy of 565keV neutrons. Neutron peak energy was obtained from the difference between the neutron flight times measured at 1.0m and 3.0m.

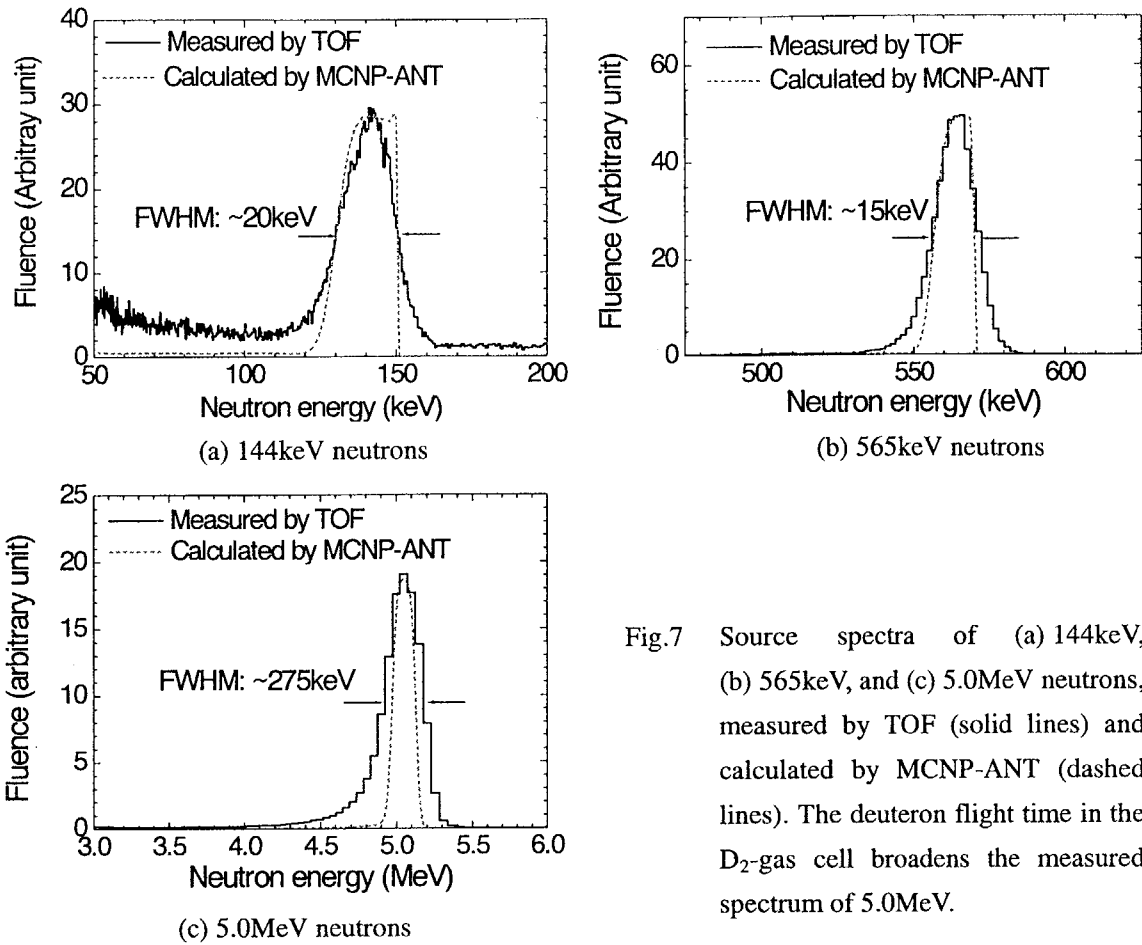


Fig.7 Source spectra of (a) 144keV, (b) 565keV, and (c) 5.0MeV neutrons, measured by TOF (solid lines) and calculated by MCNP-ANT (dashed lines). The deuteron flight time in the D₂-gas cell broadens the measured spectrum of 5.0MeV.

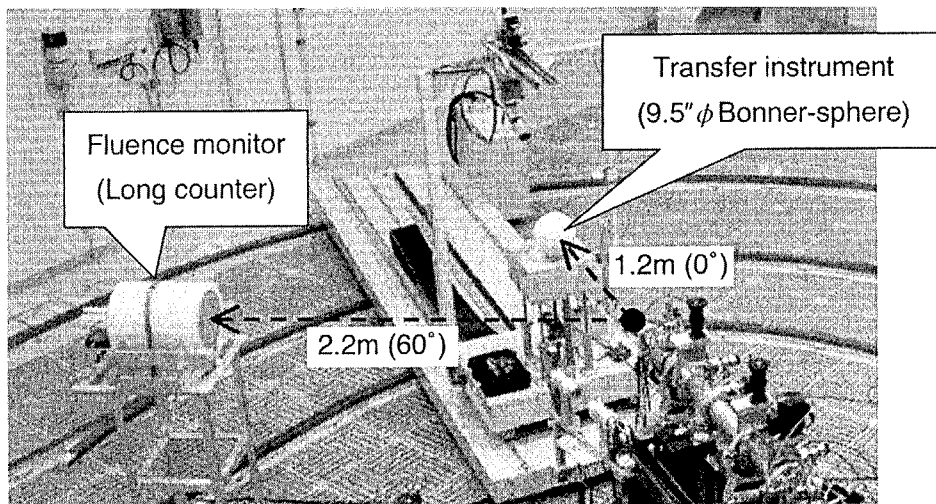


Fig.8 Photograph of the experiment for establishing traceability. The fluence monitor (Long counter) was calibrated with a transfer instrument, which is the 9.5" ϕ Bonner-sphere using a ³He counter, calibrated at AIST, the primary standard laboratory of Japan.

This is a blank page.

セッション2 中性子生物影響, 中性子校正場 - 2

Session 2 Biological Effects of Neutrons, Neutron Calibration Fields: Part 2

This is a blank page.



5. 中性子線に対する生物影響 Biological Effects of Neutrons

荻生 俊昭、大町 康、石田 有香、三枝 新、平岡 武、濱野 毅、中田 由紀子
鈴木 雅雄、鶴岡 千鶴、石原 弘、田中 泉、高田 真志、宮原 信幸、伏木 信次*
放射線医学総合研究所、*京都府立医科大学

Toshiaki OGIU, Yasushi OHMACHI, Yuka ISHIDA, Shin SAIGUSA,
Takeshi HIRAOKA, Tsuyoshi HAMANO, Yukiko NAKATA, Masao SUZUKI,
Chizuru TSURUOKA, Hiroshi ISHIHARA, Izumi TANAKA,
Masashi TAKADA, Nobuyuki MIYAHARA, and Sinji FUSHIKI*
National Institute of Radiological Sciences and
*Kyoto Prefectural University of Medicine

Although the occasion to be exposed to neutrons is rare in our life, except for nuclear accidents like in the critical accident at Tokai-mura in 1999, countermeasures against accident should be always prepared. In the Tokai-mura accident, residents received less than 21 mSv of neutrons and gamma rays. The cancer risks and fetal effects of low doses of neutrons were matters of concern among residents. The purpose of this program is to investigate the relative biological effectiveness (RBE) for leukemias, and thereby to assess risks of neutrons. Animal experiments are planned to obtain the following RBEs: (1) RBE for the induction of leukemias in mice and (2) RBE for effects on fetuses. Cyclotron fast neutrons (10 MeV) and electrostatic accelerator-derived neutrons (2 MeV) are used for exposure in this program. Furthermore, cytological and cytogenetic analyses will be performed.

Keywords: neutrons, biological effects, RBE, experimental studies, carcinogenesis, leukemogenesis, effects on fetus, mice, dose-effects-relationship

1. はじめに

平成11年9月、東海村のウラン加工工場で臨界事故が発生して3年が経過した。この事故は我が国においてははじめての大きな事故であった。周辺住民に被ばくの影響に対する不安を引き起こしただけではなく、原子力行政のあり方に対しても、国民に疑問を抱かせるものであった。

この事故で特徴的なことは、放出された放射線の中で中性子線の占める割合が高かったことである。中性子線はガンマ線やX線に比べて生体への影響が大きい。現場で大線量を被ばくした3人の作業員の線量評価に当たっては、まず染色体、リンパ球数の解析、血中²⁴Naの濃度、ホールボディカウンターの測定値などのデータをもとに、中性子線の吸収線量が推定され、次に、平均運動エネルギー14 MeV中性子線によるマウス急性死（腸障害死）のRBE*（relative biological effects：生物学的効果比）の値 1.7を用いて生物学的ガンマ線相当線量（GyEq）が計算された。

一方、敷地内にいた従業員、救助に当たった作業員、周辺の住民などに対しては、ホールボディカウンター、染色体解析、ポケット線量計、フィルムパッチ等による線量評価、あるいは行動

調査による線量推定が行われた。この時の中性子線の線量評価には、国際放射線防護委員会 (ICRP) の「1977勧告」による線質係数が使われた。ICRPのその後の「1990年勧告」では、放射線荷重係数が提案されている。この放射線荷重係数は高LET放射線の確率的影響を評価するために線質係数に代わって提案された係数で、中性子線の場合には運動エネルギーによる線質の違いが考慮されている。わが国では事故後の平成12年10月にこの勧告を取り入れて放射線障害防止関係法令が改正され、平成13年(2001年)4月に施行された。

2. 研究の必要性

中性子線による晩発影響の評価に対しては、ICRPの提示した放射線荷重係数を用いれば充分であろうかという疑問がある。

実際に、放射線のリスクとして多くの住民が訴えた不安は、がんの発生(発がん)、お腹の赤ちゃんへの影響(胎児影響)、子孫への影響(継世代影響)であった。このような不安に対し、研究者は科学的根拠を示して応えて行かなければならないだろう。しかし、中性子線に関する物理的な知識は十分に蓄積されているものの、人体への影響に関しては、明らかにされていないことが多い。従って、中性子線の生体影響について動物実験を行って実態を明らかにすると同時に、これまで報告されたデータを収集し、得られた知見を多くの人に伝えることが、私たち研究者の責務であると考えている。

臨界事故で放出された中性子線は、10 MeV 以下の種々の運動エネルギーを含み、2 MeV に最大のピークを持つ平均 1 MeV の中性子線である。細胞を使った実験では、中性子線の運動エネルギーの違いにより RBE は大きく異なり、2 MeV 以下の中性子線の影響は 10 MeV 以上の中性子線の影響に比べてかなり大きい。しかし、個体レベルでの中性子線の影響に関するデータは充分ではない。特に低エネルギー中性子線の生体影響に関するデータはほとんどないのが現状である。国際放射線単位・測定委員会 (ICRU) の 1977 年の報告書では、発がんに関する RBE は 3~200 としている。これを採用すると、1 MeV 中性子線を 1 mGy 被ばくした場合、線量当量なら 20 mSv と換算するが、もし、RBE が 3 であるならば 3 mSv、200 であれば 200 mSv と換算しなければならないことになる。即ち、線量評価では、線量当量と比べて~10 倍もの違いが生じることになる。一方、ICRP の 90 年勧告では、中性子線の放射線荷重係数としてエネルギーが 10 keV 以下を 5、10 keV~100 keV を 10、100 keV~2 MeV を 20、2 MeV~20 MeV を 10、20 MeV 以上を 5 と提唱している。

放射線荷重係数は、放射線防護に用いる目的で、低線量における確率的影響の RBE を勘案して提唱された係数である。これに対し、RBE は実験的に出された値で、実際の生体反応を反映している。中性子線の影響評価を行うためには、各臓器毎、各運動エネルギー毎に RBE を求め、生物学的ガンマ線相当線量を計算し、全部の運動エネルギーに対する生物学的ガンマ線相当線量を積分し、組織荷重係数を掛け、全組織の線量を積算するなど、総合的に評価するための体系を構築する必要がある。このためには、各エンドポイント毎に、種々の運動エネルギーの中性子線の生体影響に関するデータを集積することが、先ず必要である。中性子線、特に低エネルギー中性子線の生体影響のデータは、原子力安全委員会のみならず ICRP や国連科学委員会 (UNSCEAR) でも必要としており、国際的にも貢献度が大きい研究である。

3. これまでの研究

中性子線の生体へのリスクに関しては、米国のアルゴンヌ国立研究所やオークリッジ国立研究所、ブルックヘブン国立研究所、ヨーロッパの欧州原子力機関（ENEA）などで実験的研究が進められてきた。それらのデータをまとめ、発がんに対する RBE が出されている。実際には RBE は組織や臓器、エンドポイントにより大きく異なり、発がんに関する RBE 値は、3～200 と幅が広いなど、多くの問題が残されたままである。また、これらの研究で使われてきた中性子線の大部分は、原子炉を使い得られた速中性子線やカルフォルニウム 252 などの核分裂中性子線で、エネルギー分布が広く、高い運動エネルギーの中性子線を用いているデータが多い。さらに、実験で使われた中性子線のエネルギーは研究ごとにばらばらで、統一した解析をすることはできない。

国内では、広島大学原爆放射能医学研究所の伊藤らがカルフォルニウム 252 を使って実験を行い、肝腫瘍発生の RBE を算出した（RBE：雄 15.2、雌 2.5）。また、放医研では、大津、古瀬らが雄 C57Bl/6 マウスに 2 MeV のヴァンデグラフ速中性子線を照射し、肺腫瘍、肝腫瘍発生の解析を行った（RBE：肺 約 5、肝 約 5）。

RBE は疫学データから求めることは不可能である。従って、中性子線の影響評価は動物実験の結果に大きく依存せざるをえない。しかし、原子力政策の変化、予算の削減、研究者の減少といった問題をかかえ、ほとんどの国の動物実験は縮小あるいは終息される方向に向かっている。これは、放射線影響評価において憂慮すべき事態である。

4. 原子力政策における動向

原子力安全委員会では、平成13年度からの環境放射能安全研究年次計画を実施するに当たり、重点的に研究を実施すべき4分野を定めた。この中で「中性子線を含む低線量放射線による生物影響に関する研究」は「ウラン加工工場臨界事故により必要性を再認識された放射線の人体影響の解明及び障害の防止に成果の活用が期待できる研究分野」の中で取り上げている。

一方、原子力委員会が平成12年11月にまとめた「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」では直接的に中性子線の影響に関しては言及していないが、第5章の「国民生活に貢献する放射線利用」の中で「放射線の生体影響研究と放射線防護」の項が立てられ、低線量放射線の人体影響について、研究の必要性が触れられている。

このように、中性子線を含む低線量放射線の影響研究は、行政的ニーズも高く、現時点における安全研究の中心課題として認識されている。

5. 放医研の中期目標・中期計画における位置付け

放医研が独立行政法人に移行するに当たり、文部科学大臣から中期目標が示された。この中で、放射線生体影響研究の推進が重点研究開発領域と位置付けられ、「未だ人体影響が明らかでない中性子線等の被ばくりスクの解明を行うこと」が指示された。

これに対応して放医研が策定した中期計画では、重点研究領域別プロジェクト研究として、4領域（1. 放射線先進医療研究、2. 放射線感受性遺伝子研究、3. 放射線人体影響研究、4. 放射線障害研究）を掲げた。この中の「放射線人体影響研究」が放射線安全研究センターのプロ

プロジェクト研究で、2つのプロジェクト研究課題が含まれており、その一つが「低線量放射線の生体影響に関する総合的研究」(通称：低線量プロジェクト)である。

この低線量プロジェクトは、中性子線生体影響研究、発がんリスク研究、継世代影響研究の3課題で構成されていて、特に中性子線生体影響研究は放射線安全研究の大きな柱の一つとなっている。

6. 中期計画期間における中性子線生体影響研究の実験計画

次に放医研において現在進行中の中性子線によるマウスの発がん、胎児影響研究についての実験計画および進捗状況について述べる。

現在進めている実験では、サイクロトロンからの ${}^9\text{Be}(d,n){}^{10}\text{B}$ 反応による平均エネルギー約10 MeVの中性子線を用いている。線量測定に当たっては、線源から2.1mの所においた照射容器に、アクリル製マウスファントムを入れ、その中心部に電離箱を入れて線量を測定した。照射に用いている中性子線の平均エネルギーは9.9 MeVで、中心線から11cmの距離では中心部の約95%の線量がある。マウスの照射ケージはこの半径内に収まっていて、ほぼ平坦性が確保されている。

発がん実験では、放医研で維持・生産しているC3H/He系統の8週齢雄マウスを用い、種々の線量の中性子線(2, 1, 0.5, 0.2, 0.1, 0.05 Gy)またはガンマ線(4, 3, 2, 1, 0.5, 0.2 Gy)を1回全身照射した後、終生飼育を行い、白血病発生の線量効果関係を比較してRBEを出す予定で、平成14年7月から平成15年5月にかけてマウスの照射を行った。また、マウスの群構成のばらつきを無くすために、層化によるランダム化を行った。現在、マウスに白血病、肝がん、ハーダー氏線腫瘍、等が散発している。照射後30か月以上飼育予定であるため、今後、約2年の飼育・観察を行い、瀕死時に解剖を行うことにしている。最終的には病理組織学的に腫瘍の診断を行い、中性子線、ガンマ線それぞれに線量効果関係を出して、RBEを算出する予定である。

また、胎児影響に関しては、雌C57Bl/6マウスに雄C3H/Heマウスを交配し、妊娠14日目に中性子線またはガンマ線を照射、一定時間後に胎仔脳に誘発されたアポトーシス細胞の数を計測して線量効果関係を得てRBEを求める計画で、現在、実験が進行中である。

現在進行中の実験の次の計画として、JCO事故で一番線量が多かった2 MeV速中性子線について発がん実験を行い、RBEを求めることにしている。この実験のため、静電加速器を導入することにしており、照射から飼育まで一貫してSPF環境で飼育するための中性子線照射・飼育実験棟を建設中である。平成15年度に完成し、平成16年度の後半には実際の照射実験が行えるようなスケジュールで建設が進行中である。

7. 将来への課題

第3段階での課題としては、まだ、多くのことが残されている。特に重要なのは、(1)運動エネルギー依存性：運動エネルギー(10 MeV、2 MeV、さらに低エネルギー)の違いによりRBEがどのように変化するか、(2)発がんの年齢依存性：幼若期から老齢までの各年齢で発がん感受性がどのように変化するか、(3)逆線量率効果の有無：線量率が低くなるほど影響が強くなるか、の3点である。これらの研究を通して得られたデータをもとに、個人ごとに正確な被ばく線量を評価する方法を確立することが急がれるであろう。

8. おわりに

ウラン加工工場のような事故は、絶対にあってはいけない人為的な事故である。しかし、人為的事故であるが故に、いつ、どこで、どのような状況でおこるかは全く予測がつかない。私たちの研究は、そのような万が一の事故に対処するための研究であり、疫学データでは得られないパラメーターを動物実験から得、そのデータを原子力行政に必要な安全評価基準の策定、国際放射線防護委員会の防護基準策定などに反映させることが目的である。そのためには、関連するデータの収集、情報の整備、常に行政的ニーズに対応できる体制を構築するとともに、より正確な被ばく線量評価方法を確立することが必要である。低線量放射線の影響に関するリスクを正しく国民に伝え、リスク研究の現状と重要性を国民に理解してもらうことも、研究者の役割であろう。

さらに、今後、これらの研究の成果をもとに、リスクの低減化や放射線防護研究へと発展させることが必要であろうと考えている。

9. 参考文献

- [1] 原子力委員会 ウラン加工工場臨界事故調査委員会：ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告（1999）。
- [2] 原子力委員会 健康管理検討委員会：健康管理検討委員会報告（2000）。
- [3] 放射線医学総合研究所：東海村ウラン加工工場臨界事故に関する放医研報告書。放射線医学総合研究所、千葉（2001）。
- [4] ICRP：国際放射線防護委員会の1990年勧告（日本アイソトープ協会、訳）。丸善、東京（1991）。
- [5] ICRU：ICRU Report 26 “Neutron Dosimetry for Biology and Medicine”. International Committee on Radioactive Units and Measurements, Washington（1977）。
- [6] UNSCEAR：放射線の線源と影響－国連科学委員会1993年報告（放射線医学総合研究所、監訳）。実業広報社、東京（1994）。
- [7] UNSCEAR：放射線の線源と影響（上）（下）－国連科学委員会2000年報告（放射線医学総合研究所、監訳）。実業広報社、東京（2001）。



6. 放射線標準施設棟の RI 中性子源を用いた校正場

Calibration Fields using RI Neutron Sources at Facility of Radiation Standards of JAERI

吉澤道夫, 三枝 純, 谷村嘉彦, 梶本与一, 清水 滋, 吉田 真
日本原子力研究所 東海研究所 保健物理部

Michio YOSHIKAWA, Jun SAEGUSA, Yoshihiko TANIMURA, Yoichi KAJIMOTO,
Shigeru SHIMIZU and Makoto YOSHIDA

Department of Health Physics,
Japan Atomic Energy Research Institute

The Facility of Radiation Standards (FRS) of JAERI has been equipped with the thermal, fast and moderated neutron calibration fields using radioisotope sources such as ^{252}Cf and $^{241}\text{Am-Be}$. These calibration fields are traceable to the primary standard of Japan on fluence rates or neutron source strengths. This report summarizes the features, reference values and traceability of the fields.

Keyword: Neutron, Calibration Field, Neutron Source, Cf-252, Am-Be, Graphite Pile, Traceability

1. はじめに

日本原子力研究所の放射線標準施設棟 (FRS) は、放射線防護分野では国内最大規模を誇る総合的な校正施設として、原研内のみならず、(財)放射線計測協会を通じて国内のユーザにも広く利用されている。FRS には、RI 中性子源を用いた中性子校正場として、熱中性子、速中性子及び減速中性子校正場が整備されている。これらの校正場は、いずれも FRS 第4照射室 (12.5m×12.5m×11.7m、下から 5.2m に鉄製グレーチング床がある) に設置されている。第4照射室の写真を Fig. 1 に示す。以下に、各校正場の概要をまとめる。

2. 熱中性子校正場

2.1 照射方法

熱中性子校正場は、黒鉛パイル (1.50m×1.64m×1.16m) を用いて RI 中性子線源から放出される速中性子を減速させた場であり、①黒鉛パイル中心の空洞 (27cm×30cm×37.6cm) を用いるパイル内照射場と②パイル表面からの漏洩線を利用するパイル外照射場の2種類がある。パイル内照射場の場合、空洞の外側の左右対象な位置 (4箇所から1つを選択可能) に $^{241}\text{Am-Be}$ 線源及び $^{239}\text{Pu-Be}$ 線源をそれぞれ置き、空洞内で照射を行う。空洞内ではあらゆる方向から熱中性子がくるため、通称「等方場」と呼ばれている。一方、パイル外照射を行う場合は、黒鉛パイルのほぼ中央に ^{252}Cf 線源を設置し (このとき空洞は黒鉛で埋める)、パイルの表面から 40cm、床から 53cm の位置で照射する。パイルからの漏洩線を利用するため、通称「平行場」と呼ばれている。黒鉛パイルとパイル外照射場 (平行場) での校正の様子を Fig. 2 に示す。

2.2 基準及びトレーサビリティ

熱中性子フルエンス率は、金の放射化法(熱外中性子の寄与は Cd カバーにより差し引く)により測定される。 ^{198}Au 誘導放射能は $4\pi\beta-\gamma$ 同時計数装置による絶対測定で求めている[1]。誘導飽和比放射能から放射化断面積及び金箔による熱中性子の乱れ等の補正係数を用いて基準熱中性子フルエンス率が得られる。これに ISO 8529-3(1998)[2]で示された熱中性子に対するフルエンス-線量当量換算係数(ICRP Publ.74[3]の 0.025eV の値と同じ)を乗じることにより基準線量当量率(周辺線量当量 $H^*(10)$ 及び個人線量当量 $H_p(10)$)が評価される。現在の基準値を Table 1 に示す。基準フルエンス率の不確かさは、パイル内照射場で 2%[1]、パイル外照射場は3%[4]である。ここでパイル内照射場に個人線量当量 $H_p(10)$ の値がないのは、ファントム上に設置して平行ビームで照射することを原則とする個人線量計の校正には使用できない場であるためである。また、パイル外照射場でも、 $H_p(10)$ の値は、熱中性子の入射が平行であると仮定された値である。個人線量当量は入射方向に依存した量であり、詳細な入射方向分布の評価は今後の課題である。なお、黒鉛パイルは 2002 年 12 月から更新され、その大きさが変わる(5.参照)ため、Table 1 の値は今後変更されることに注意されたい。

国家標準とのトレーサビリティは、上記の金の放射化法を用いた熱中性子フルエンス率評価方法に関する産業技術総合研究所(旧電子技術総合研究所)(以下、産総研)との相互比較により確保されている[1]、[5]。

2.3 熱中性子校正場使用上の留意点

Table 1 のカドミ比(Al カバーで照射した ^{198}Au 放射能/Cd カバーで照射した ^{198}Au 放射能)から明らかのように、本熱中性子場には、熱外中性子(中速及び速中性子を含む)が混在している。レムカウンタ等の照射に主に利用されるパイル外照射場における中速及び速中性子の寄与は、フルエンス率では 2%であるが、線量当量率では 10~14%ある[6]。このため、熱中性子に対するレスポンス又は校正定数を得るためには、Cd カバー等を用いた熱外成分の差し引きが原則として必要である。また、熱中性子は極めて散乱しやすいため、線量計をセットする台やジグからの散乱にも注意する必要がある[7]。

3. 速中性子校正場

3.1 照射方法

速中性子の照射は、散乱線の影響をできるだけ避けるため、第4照射室のグレーチング床上で行われる。中性子線源としては、 ^{252}Cf と $^{241}\text{Am-Be}$ の2種類が用いられる。線源を照射室のほぼ中央のグレーチング床上 1m~1.2m に設置し、線量当量率が適切となる距離(通常 0.4m から 1.2m の範囲)で照射する。速中性子照射の例は Fig. 1 を参照。

3.2 基準及びトレーサビリティ

速中性子場の線源からの距離 r (cm)における基準フルエンス率 ϕ ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$)は、中性子放出率 S (s^{-1})から $\phi = S/4\pi r^2$ で求めている。これに、ISO 8529-3(1998)[2]の線量換算係数(^{252}Cf 又は $^{241}\text{Am-Be}$ の線源スペクトル平均の換算係数)を用いて周辺線量当量率 $H^*(10)$ 又は個人線量当量率 $H_p(10)$ が得られる。2002 年 4 月 1 日における距離 1m でのフルエンス率及び線量当量率 $H^*(10)$ 及び $H_p(10)$ を Table 2 に示す。

速中性子場のトレーサビリティは、使用する中性子線源の中性子放出率で確保されている。具体的には、 ^{252}Cf (3.6MBq)及び $^{241}\text{Am-Be}$ (37GBq)線源の中性子放出率は産総研において直接値付けられている。一方、 ^{252}Cf (2GBq)は産総研に RI 使用許可上持ち込むことができないため、FRS において ^{252}Cf (3.6MBq)との相対測定(黒鉛パイル内での金の誘導放射能の比)で中性子放出率を値付けている[8]。中性子放出率の不確かさは、産総研で値付けられた ^{252}Cf (3.6MBq)及び $^{241}\text{Am-Be}$ (37GBq)については2%、相対測定により値付けられた ^{252}Cf (2GBq)については3%である。

なお、近年の中性子線量計の高感度化に伴い、現在の ^{252}Cf (2GBq)線源では線量当量率が高すぎるケースが見られる。また、トレーサビリティの観点からも中性子放出率は産総研で直接校正可能な線源の方が望ましい。これらのことから、産総研で直接校正が可能な 199.8MBq の ^{252}Cf 線源を使用可能とすることを計画している。

3.3 速中性子場における散乱線

FRS の中性子照射室は、国内でも屈指の大きさを有しているが、やはり散乱線の寄与がある。主たる散乱線の原因は、①線源の保護及びハンドリングのための SUS 製カプセル(線源カプセル)による散乱と②壁・床等からの室内散乱である。線源カプセルは、その厚さが約 8mm あるため、線源スペクトルを僅かにシフトさせる。散乱が線源の近傍で起こるため、この成分は距離の逆自乗則に従う。一方、室内散乱は、keV から熱領域にわたる低エネルギー中性子が中心で、距離の逆自乗則に従わない成分である。

①についてモンテカルロ計算により評価した結果では、線量当量率で ^{252}Cf について約 6%、 $^{241}\text{Am-Be}$ について約 3%[9]であり、実際に代表的なレムカウンタにより測定した結果もほぼ同様な値となっている。この線源カプセルによる散乱線については、現在のところ補正は行っていない。現在、カプセルの材質や形状など、散乱の低減化を目指した検討を行っている。

②の室内散乱線による線量当量率の増加は、計算と実験により 40cm 位置で 1~2%、1m 位置で 7~10%、2m 位置で約 20%と評価されている[9]。これら室内散乱線の寄与は、そのエネルギーが低いことから、線量計のエネルギー特性に大きく依存する。現在は、その寄与が比較的小さい(約 10%以下)であろう距離で照射をしており、補正を行っていない。しかし、今後の中性子線量計校正の標準化を目指して、シャドーコーン法や多項式フィッティング法[2]などの方法で散乱線の寄与を評価し、補正を行うことを原則とするのが望ましい。このため、種々の評価試験を行っているところである。

4. 減速中性子校正場

4.1 照射方法

中性子線量計のエネルギーレスポンスは一般に良好ではなく、エネルギーによっては理想的な線量当量レスポンスから数倍以上の違いがある。このため実際のスペクトルに近い場での校正が望まれる。減速中性子校正場は、散乱線を利用することにより、実際の作業場所のエネルギースペクトルに少しでも近づけた場で校正や特性評価を行うことを目的とした場である。FRS の減速中性子校正場は、床上減速場とコンクリート減速場の2つで構成される。床上減速場は、第4照射室地下のコンクリート床上 100cm 位置に線源を置き、距離の異なる2点(A 点:40cm、B 点:100cm)で校正を行う場である。また、コンクリート減速場は、コンクリートブロックに囲まれた空間(幅 1m、長さ 2.85m、高さ 1m)内で、被校正器位置を固定(高さ 53cm)し、線源位置を変える(距離; C 点:50cm、D 点:110cm、E 点:160cm)ことにより散乱線を変化

させる場である。両者ともに線源は Am-Be 中性子源(37GBq)を用いている。床上減速場及びコンクリート減速場を Fig. 3 に示す。

4.2 基準線量当量率とトレーサビリティ

減速校正場の基準線量当量率は、中性子エネルギースペクトル測定に基づき決定されている[10]。具体的には、各校正位置におけるスペクトルをボナーカウンタ(多減速材付球形 BF₃ カウンタ:BMS)、反跳陽子比例計数管(ROSPEC)及び液体シンチレーション検出器(NE-213)で測定した。これらの検出器によるスペクトル測定結果を Fig. 4 に示す。3種類の検出器による測定結果の一致はよい。このことから、基準線量当量率は、全エネルギー範囲をカバーしているボナーカウンタの結果から算出した。また、個人線量当量 $H_p(10)$ の基準値を求めるためには入射角度分布が必要である[11]。この入射角度分布は MCNP-4B[12]を用いたモンテカルロ計算により求め、上記のスペクトル測定結果と組み合わせて $H_p(10)$ の基準値を算出した。減速中性子校正場の基準値線量当量率と平均エネルギーを Table 3 に示す。基準線量当量率の不確かさは、ボナーカウンタのレスポンス関数の精度(実験値との差:最大 15%)及びスペクトルアンフォールディング時の収束誤差(4%)を考慮して 16%と評価している。

スペクトル及び線量当量率の測定評価に重要なボナーカウンタのレスポンス関数は、国家標準(旧電総研)における単色中性子での校正に基づき求められている [13]。このため、基準測定に用いた検出器に関して信頼性は確保されている。ただし、ボナーカウンタによる測定・評価では、アンフォールディングコード(SAND-II [14]を使用)を用いたスペクトル評価の過程を経て線量当量率が決定される。このようなスペクトル評価手法を必要とする中性子校正場のトレーサビリティの考え方はまだ定まっていない。したがって、本減速場は、上記の熱中性子及び速中性子校正場のようにトレーサビリティが明確な場での校正や型式試験には向いていないが、異なる連続スペクトル及び方向分布を有する場での応答・評価試験のための場として利用できる。

4.3 コンクリート減速場における個人線量計校正の問題点

コンクリート減速場は、散乱線を利用しているため平行ビームではない。計算シミュレーションで入射方向分布を求めて算出した個人線量当量率は、平行ビームを仮定した場合と 10~30%の差がある。中性子入射方向は、エネルギーが低いほど平行ではなくなり、特に熱中性子は種々の方向から入射する。個人線量計の方向依存性はセンサーによる差が大きく、またそのエネルギー依存性も大きいことが予測される。したがって、コンクリート減速場における個人線量計の照射試験には大きな不確かさを伴う、すなわち正確な校正には向いていないことを認識する必要がある。

5. 今後の予定

現在、①重水減速 ²⁵²Cf 線源の整備と②熱中性子校正場の改造を行っている。

①は、直径 30cm の重水球(SUS 容器内に封入)の中心に ²⁵²Cf を挿入した線源をグレーチング床上で使用する場である。この重水減速 ²⁵²Cf は、ISO 8529-1[2]で線源スペクトル及び線量換算係数が標準化されている。このため、中性子放出率が国家標準で校正された ²⁵²Cf 線源を用いることでトレーサビリティを明確にすることができる。

②については、黒鉛パイルの老朽化に伴う更新及び上下方向に黒鉛を 34cm 追加する改造などを行

っている。上下方向に黒鉛を追加したのは、パイル内照射場では上下方向の黒鉛厚が不足しており、熱中性子フルエンス率が飽和に達していなかったためである。MCNP-4B コードを用いた計算結果では、この改造により熱中性子フルエンス率がパイル内照射場で約 10%、パイル外照射場で約 20%増加する予定である。水平方向の黒鉛厚は変わらないため、パイル外照射場における中速及び速中性子の寄与に大きな変化はないと予測される。

6. おわりに

原研放射線標準施設棟(FRS)では、単色中性子を用いたエネルギー特性試験から RI 中性子源を用いた校正まで種々の中性子照射試験が可能である。このように中性子線量計の校正設備はかなり充実してきた。しかし、我が国には、現在のところ、X・γ線に対する JIS Z4511 のような中性子線量計の校正方法を規定した規格がない。JCO 臨界事故を契機に中性子線量測定に関する関心が高くなっていること、ISO の基準中性子線に関する規格が揃ったことから、今後、我が国における中性子線量計校正の標準化を進め、中性子線量測定の品質保証を確保していくことが重要である。

参考文献

- [1] 浅野芳裕, 吉田真: 保健物理, 19, 341 (1984).
- [2] ISO: ISO 8529, Part 1 (2001), Part 2 (2000), and Part 3(1998).
- [3] ICRP and ICRU: ICRP Publication 74, Annals of the ICRP, 26 (3-4) (1996).
- [4] 吉澤道夫: JAERI-Review 2000-001, 185 (2000).
- [5] 吉澤道夫: JAERI-M, 91-171, 225 (1991).
- [6] J.R.ドゥマイス, 吉澤道夫, 山口恭弘: JAERI-Tech 97-033 (1997).
- [7] 清水滋, 根本久, 黒沢浩二, 吉澤道夫: JAERI-Tech 2000-041 (2000).
- [8] 吉澤道夫: JAERI-M 91-171, 221 (1991).
- [9] J.R.Dumais, 吉澤道夫, 山口恭弘: JAERI-Tech 98-005 (1998).
- [10] 吉澤道夫: JAERI-Review 2001-041, 53 (2001).
- [11] ISO: ISO 12789 (2000).
- [12] Briesmeister, J. F. (Ed.): LA-12625-M (1997).
- [13] 浅野芳裕: 保健物理, 22, 445 (1987).
- [14] McElroy, W. N., et al: AFWL-TR-67-41 (1967)

Table 1 Reference values of thermal neutron calibration fields

Field position and sources	Source position	Thermal neutron fluence rate ϕ_{th} ($cm^{-2} s^{-1}$)	Uncertainty	Dose equivalent rate ($\mu Sv/h$)		Cd ratio (Au)	Irradiation position	Reference date
				$H^*(10)$	$H_p(10)$			
Inside-pile ²⁴¹ Am-Be and ²³⁹ Pu-Be	1	4.24×10^3	2%	162	Not available	3.8	Cavity in the center of pile	9 May 2001
	2	3.51×10^3		134				
	3	2.60×10^3		99.2				
	4	1.70×10^3		64.9				
Outside-pile ²⁵² Cf		7.83×10^2	3%	29.9	32.1 [†]	44	40cm from the surface of pile	2 April 2001 [‡]

† Values when thermal neutrons are assumed incident on perpendicular to the ICRU-slab phantom.

‡ Decay-corrected values from the date of measurement, 1 March 1999.

Table 2 Reference values of fast neutron calibration fields (as of 1 April 2002)

Source and activity (weight)		Average energy (MeV)		Neutron fluence rate at 1m [†] ($cm^{-2} s^{-1}$)	Uncertainty	Dose equivalent rate at 1m [†] ($\mu Sv/h$)	
		Fluence	Dose equivalent			$H^*(10)$	$H_p(10)$
²⁵² Cf	3.6MBq (0.18 μg)	2.13	2.3	1.64	2%	2.27	2.35
	2GBq (100 μg)	2.13	2.3	8.97×10^2	3%	1.24×10^3	1.29×10^3
²⁴¹ Am-Be	37GBq	4.16	4.4	1.89×10^1	2%	26.6	28.0

† Values without scattered neutrons.

Table 3 Reference dose equivalent rate and average-energy of moderated neutron calibration fields

Source position	Field	Distance (cm)	Average energy (MeV)		Dose equivalent rate ($\mu Sv/h$)		Uncertainty
			Fluence	Dose equivalent	$H^*(10)$	$H_p(10)$ [†]	
A	Floor-moderated	40	3.6	3.9	177	182	16%
B		100	3.3	3.7	31.1	30.3	
C	Concrete-moderated	50	2.6	3.5	148	137	
D		110	1.5	2.8	50.2	43.7	
E		160	0.58	1.8	11.3	9.70	

† Angular distributions of incident neutrons are taken into account, which were calculated by the MCNP-4B Monte Carlo code.

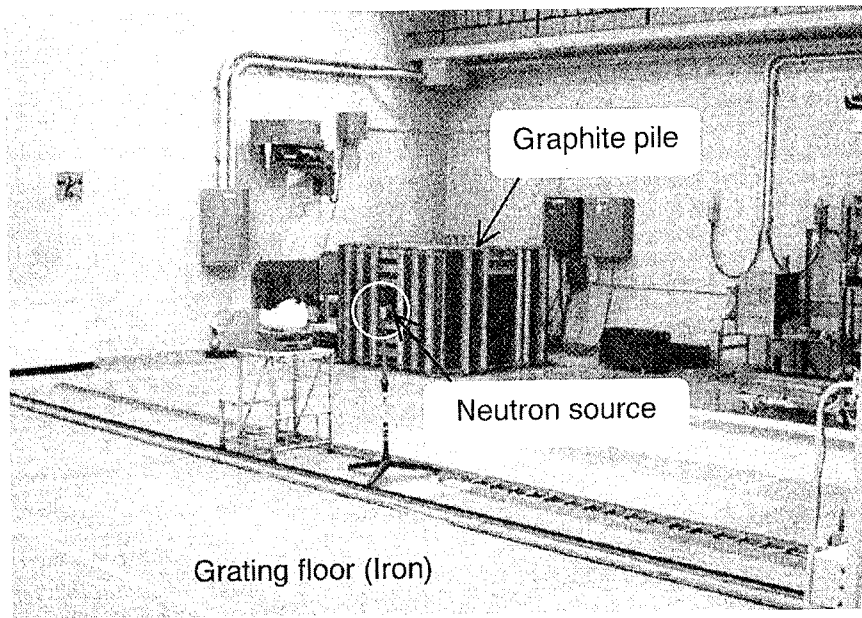


Fig. 1 Photograph of neutron calibration room (Irradiation room #4).
A graphite pile is used for thermal neutron calibration, and fast neutron calibration is performed on the grating floor.

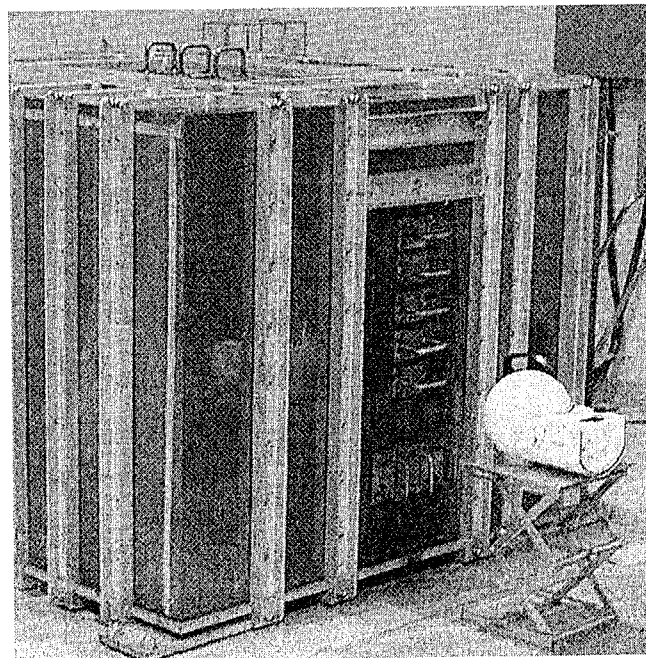
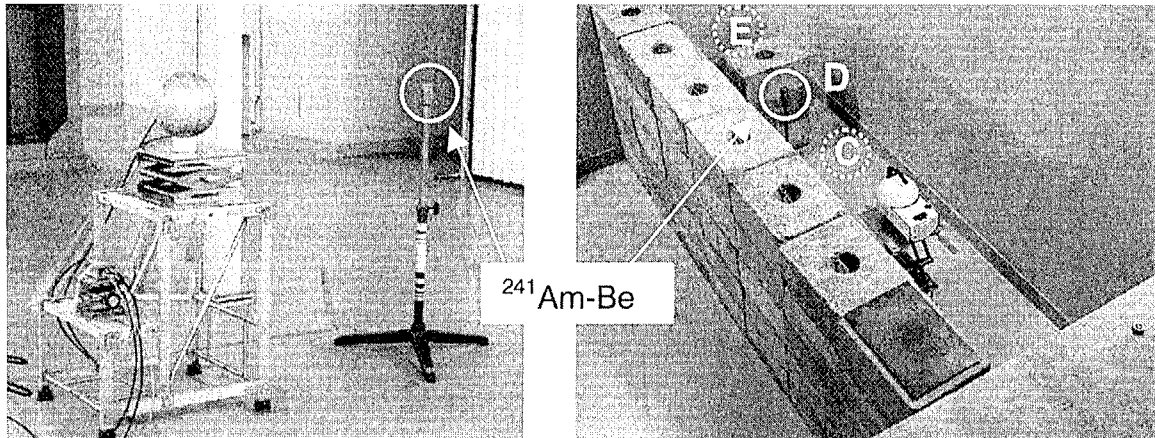


Fig. 2 Photograph of the graphite pile for thermal neutron calibration fields. Inside or outside of the pile is used for the calibration. In this photograph, a rem-counter is calibrated in the outside pile field.



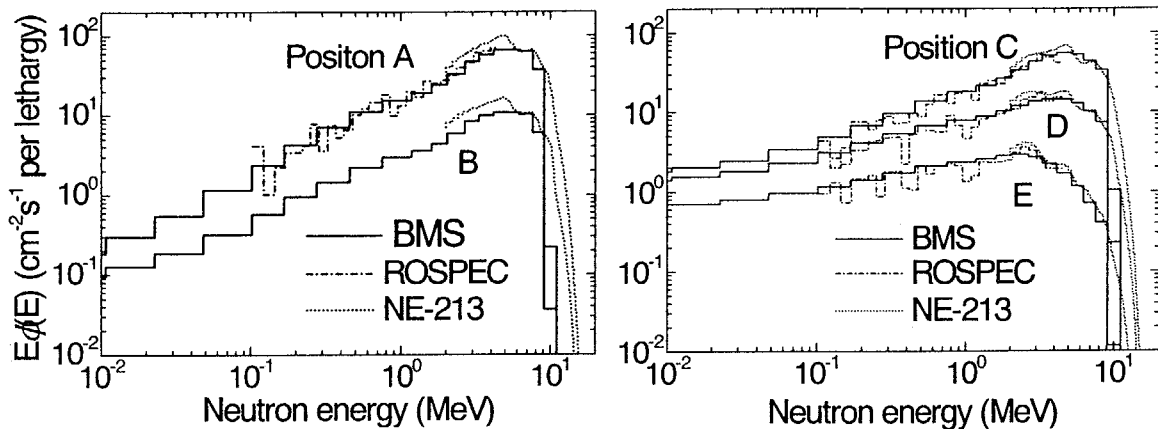
(1) Floor-moderated neutron field

(2) Concrete-moderated neutron field

The source position is fixed, and the distance to calibration point is (A)40cm and (B)100cm. The height is 100cm. This photograph shows the case of position (B).

The calibration point is fixed, and a neutron source is placed at one of the positions: (C)50cm, (D)110cm or (E)160cm. The height is 53cm. This photograph shows the case of position (D).

Fig.3 Photograph of moderated neutron calibration fields.



(1) Floor-moderated neutron

(2) Concrete-moderated

Fig.4 Neutron spectra of moderated neutron calibration fields.

The spectra were measured with Bonner Multi-Spheres (BMS), recoil-proton proportional counters (ROSPEC) and a recoil-proton liquid scintillation counter (NE-213).

This is a blank page.

セッション3 連続スペクトル場と基準移行

Session 3 Continuous Spectrum Fields and Standard Transfer

This is a blank page.



7. サイクル機構における中性子校正技術開発

Study on Neutron Dosimetry in JNC Tokai Works

辻村憲雄

核燃料サイクル開発機構 東海事業所 放射線安全部

Norio TSUJIMURA

Radiation Protection Division, Tokai Works, Japan Nuclear Cycle Development Institute

The author developed the neutron reference calibration fields using a ^{252}Cf standard source surrounded with PMMA moderators at the Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC), Tokai Works. The moderators are concentric, annular cylinders made of lead-contained PMMA with a thickness of 13.5, 35.0, 59.5 and 77.0mm, and the ^{252}Cf source is guided to the geometric center of moderators by the pneumatic system. These fields can provide the moderated neutron spectra very similar to those encountered around the globe-boxes of the fabrication process of MOX ($\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ mixed oxide) fuel. The neutron energy spectrum at the reference calibration point was evaluated from the calculations by MCNP4B and the measurements by the INS-type Bonner multi-sphere spectrometer and the hydrogen-filled proportional counters. The calculated neutron spectra were in good agreements with the measured ones. These fields were characterized in terms of the neutron fluence rate, spectral composition and ambient dose equivalent rate, and have served for the response-characterization of various neutron survey instruments.

Keyword: Neutron, ^{252}Cf , Moderator, Moderated neutron field, Calibration

1. はじめに

核燃料サイクル開発機構では、動力炉・核燃料開発事業団時代の昭和49年から放射線業務従事者の中性子個人被ばく管理にアルベド型 TLD を使用している。しかし、一般に良く知られているように、アルベド型中性子個人線量計の中性子エネルギー特性は決して良くない。このため、アルベド型中性子個人線量計を実運用する上で、以下にあげる技術的課題を解決する必要性が生じた。

- (1) アルベド型個人線量計の特性(エネルギー特性, 方向特性)を実験と計算により評価すること,
- (2) MOX 燃料施設内の実作業フィールドの中性子スペクトル等を評価すること,
- (3) 実作業フィールドにおける適切な校正定数を算出する手法を構築すること,

このうち、(1)と(2)については、現在のアルベド型個人線量計(松下産業機器株式会社製 UD-809P)の運用を開始した1980年代にほぼ完了している。一方、(3)については、主に、実作業環境下におけるフィールド実験(個人線量計を取り付けたファントムを実作業現場に設置し個人線量計の指示値とレムカウンタ等の指示値を比較する手法, 固体飛跡線量計とアルベド型 TLD を組み合わせた複合型中性子個人線量計の実規模レベルでの利用)によって、もんじゅ初装荷燃料の製造作業に伴い中性子被ばく線量が増加した1990年代初頭における中性子個人被ばく管理を滞りなく実施することができた。

ただし、上記のようなフィールド実験をベースとした中性子線量評価に係る方法論の構築は、site specific であるが故に汎用性に欠き、標準的な手法にもなりにくいという一面を持つ。そこで、MOX

燃料施設における中性子線量評価に関する技術開発の最終段階として、また民間の MOX 燃料施設の設計・運転開始に反映すべく、上記課題の再整理、体系的なとりまとめ作業に現在取り組んでいる。本稿では、研究開発課題の一つである「減速中性子校正場の開発・整備」について紹介する。

2. 国内外の減速中性子校正場の開発状況

中性子源を減速材等で覆うことによって中性子スペクトルを変化させた減速中性子校正場は、実際の作業場所における中性子スペクトルを模擬することができるため、個人線量計やサーベイメータの特性試験等に有効である。 ^{252}Cf を直径30cmの重水球で覆った減速場がISO8529¹⁾で標準化されており、機器の校正や NVLAP²⁾等の性能検定試験等で利用されている。また、最近、ISO は、中性子源 (RI 線源, 加速器, 原子炉) と減速体を組み合わせた simulated workplace neutron field (作業環境模擬中性子場) に関する新たな規格, ISO12789:2000³⁾, を発行している。この規格では, simulated workplace neutron field を開発する上での技術的な要求事項が規定されているほか, その代表例として, IRSN カダラッシュ研究所の CANEL (加速器を利用した減速中性子校正場), CEA の SILENE 炉等が紹介されている。技術的な要求事項としては, 中性子スペクトルの測定・計算が必要であること, 入射角度フルエンスを決定すること, 線量当量率 ($H^*(10)$, $H_p(10)$) を決定すること, 照射野の均一性や光子の混在割合を評価すること, 不確かさを評価すること, 等をあげている。

一方, 国内では, ^{252}Cf と球形減速材 (鉄, グラファイト, ポリエチレン) を組み合わせたもの (旧東大核研及び東北大 CYRIC) や, $^{241}\text{Am-Be}$ をコンクリートブロックで囲まれた閉空間で使用するもの (原研東海研) 等が既に実用化されている^{4,5)}。

3. JNC の減速中性子校正場の構造

サイクル機構東海事業所計測機器校正施設では, MOX 燃料施設の実作業環境を模擬するため, ^{252}Cf 中性子線源とグローブボックスの代表的遮へい材である含鉛アクリル材を組み合わせた減速中性子校正場を整備している⁶⁾。

照射室の室内配置を Fig.1 に示す。照射室は 12m×13m×5.3m (天井高) の広さを有し, 天井及び壁 (二面) が厚さ 10cm の軽量コンクリート製, 室内中央に深さ 2m の地下ピット (bunker) を配するなど室内散乱中性子線の低減対策を図っている。本減速中性子校正場は, 既設の中性子照射設備 (地下 4m の線源格納容器から RI 中性子源を線源案内管に沿って空気圧によってグレーチング上 1.2m の位置まで打ち上げ, 輸送管 (照射筒) の上端に取り付けた電磁石で固定する構造) を何ら改造することなくそのまま利用することを前提にしており, そのため中空円筒型の減速材を採用した。減速材は, グローブボックスの代表的な遮へい材である含鉛アクリル (密度 1.6g/cm^3) であり, 内外径の異なる 4 体を組み合わせることで, 肉厚を 13.5mm から 77.5mm まで 4 段階に変えることができる。なお, ^{252}Cf 線源は, NPL において中性子放出率が精度良く定量されており, 平成 14 年 4 月現在の中性子放出率は $1.000 (\pm 0.6\%) \times 10^8 \text{ s}^{-1}$ である。

4. 中性子スペクトル及び線量率の評価

減速中性子校正場の中性子スペクトルを計算並びに実験により評価した。計算には米国ロスアラモス研究所で開発されたモンテカルロ輸送計算コード MCNP4B を用い, 線源から距離 1 m 地

点（以下、基準点と記す）での中性子スペクトルを求めた。 ^{252}Cf の線源スペクトルはISO8529から引用し、断面積ライブラリはENDF/B-VIを使用した。計算では、減速材のほか、線源カプセル、照射筒、減速材設置台、さらに照射室内（床、壁及び天井）構造材を可能な限り計算体系に組み込み、室内散乱中性子線による寄与も評価した。また、基準点での中性子スペクトルを東大核研型ボナー球スペクトロメータ（以下、BMSと記す）及びBTI社製高分解能中性子スペクトロメータROSPECを用いて測定した。なお、BMSの応答関数は、ANISNのAdjoint計算並びに単色中性子場での実験によって決定している。

MCNP4Bで計算した中性子スペクトルとROSPEC、BMSから算出した中性子スペクトルを比較した結果をそれぞれFig.3, Fig.4に示す。Table 1に、本減速中性子校正場の基準線量率等を示す。ここでは、計算値、実験値ともに中性子放出率当たり規格化している。本減速中性子校正場の中性子スペクトルは、含水素物質によって中性子が減速された、いわゆる「核分裂+1/E型スペクトル」を形成しており、これらはMOX燃料施設内の作業場所で実測された中性子スペクトルによく似ている。MCNP4Bと中性子スペクトロメータの比較では、いずれの減速材厚においても中性子スペクトルは良く一致しており、その相違は10%以内であった。また、基準点での中性子による線量当量率は、計算した中性子スペクトルとICRP Publ.74の中性子フルエンス一周辺線量当量（1cm線量当量）換算係数から算出した。

5. 中性子校正場に関する検討課題

^{252}Cf と中空円筒型含鉛アクリルを使用した減速中性子校正場は、これまで主に中性子サーベイメータの特性試験に使用しているが、現在、以下に示す検討に取り組んでいる。

(1) 照射筒構造の抜本的見直し

現在使用している照射筒は、アクリル（2mm）と塩化ビニール（7.5mm）からなる三重管構造であり、この照射筒だけで中性子スペクトルが僅かに減速されている。このため、含水素物質を極力排除したアルミニウム製の照射筒を新たに製作し、現在、その中性子スペクトルの測定・評価を実施している。

(2) 個人線量当量 $H_p(10)$ の計算と不確かさ評価

線源から距離0.5, 0.7, 1.0, 2.0, 3.0, 4.0及び5.0mの位置における角度フルエンスの計算を現在実施しており、周辺線量当量とは別に個人線量当量 $H_p(10)$ を算出する予定である。また、不確かさ評価の一環として、減速材の厚さ、素材の密度について、実測値あるいは見込まれる範囲をベースに計算条件を変え、それによるフルエンス、線量率の変化を調査する予定である。

(3) 校正における室内散乱線寄与の補正方法

中性子サーベイメータに対する室内散乱線寄与については既に検討済みであるが、現在、個人線量計に対する散乱線寄与の評価・補正方法について検討を進めている⁷⁾。

(4) 減速中性子校正場の拡張計画

平成15年以降、①鉄減速材と含鉛アクリル材を組み合わせ、よりdegradedされた減速中性子校正場、②グレーチング下の地下ピット中央（線源案内管の途中）に ^{252}Cf 線源を固定し、室内散乱中性子を相対的に増加させた室内散乱中性子場（room scattered neutrons enhanced field）、の構築に取り掛かる予定である。

6. おわりに

MOX 燃料施設を模擬した減速中性子校正場を新たに開発・整備し、計算並びに実験により中性子スペクトル、周辺線量当量率を評価した。本減速中性子校正場は、グローブボックスの代表的な遮へい材である含鉛アクリルを減速材として使用していること、中空円筒型減速材を採用することによって任意に減速材厚を変えることが可能であることなどの点でユニークであり、さらにその構造上、インターロックを備えた気送管形式の中性子照射設備に適用しやすい。

現在、本減速中性子校正場を用いて様々な中性子個人線量計並びに中性子サーベイメータの特性試験を実施し、核分裂スペクトルの減速の度合いと個人線量計/サーベイメータによる線量指示値の過大あるいは過小評価の傾向を調査している。本データは、単色中性子の照射試験で得られるような応答特性の全体傾向が中性子エネルギーの関数として表されたものではないが、減速によるスペクトル変化の傾向と個人線量計等のレスポンスの変化の傾向の関連付けが容易であり、MOX 燃料施設での適性を検討する上で価値が高い。

今後は、より多様な中性子スペクトルを持つ減速中性子校正場の開発を計画している。

参考文献

- [1] ISO: Reference neutron radiations, Part 1: Characteristics and methods of production, ISO 8529-1, (2001)
- [2] Gladhil,R.L. et al.: Dosimetry LAP Handbook, Operational and technical requirements of the LAP for personnel dosimetry processors, NBSIR 85-3170, (1985).
- [3] ISO: Reference neutron radiations, Characteristics and methods of production of simulated workplace neutron fields, ISO 12789, (2001)
- [4] 中村尚司, 他: INS-T-453, (1986)
- [5] 吉澤道夫, 他: 第 38 回理工学における同位元素・放射線研究発表会要旨集, 25(2001).
- [6] 辻村憲雄, 他: 日本原子力学会 2000 年秋の大会予稿集, (2000).
- [7] 吉田忠義: 第 38 回日本保健物理学会発表予定

Table 1. Comparisons of integral fluence and ambient dose equivalent at the reference point (1m). All numerical data are normalized by neutron emission rate.

(1) Fluence in cm^{-2} per neutron emission rate

Source/Moderator	BMS		MCNP		Fluence ratios	
	$E\phi$, MeV	Φ	$E\phi$, MeV	Φ	$\frac{\text{MCNP}}{\text{BMS}}$	$\frac{\text{MCNP}^*}{\text{ROSPEC}^*}$
Transfer tube	1.8	1.01E-5	1.74	9.86E-6	0.98	0.91
PMMA 13.5mm	1.5	1.02E-5	1.48	1.02E-5	1.00	-
PMMA 35.0mm	1.2	1.00E-5	1.18	9.97E-6	0.99	0.90
PMMA 59.0mm	1.0	8.91E-6	1.00	8.79E-6	0.99	-
PMMA 77.5mm	0.95	7.65E-6	0.93	7.50E-6	0.98	0.90

(2) Ambient dose equivalent in $\mu\text{Sv/h}$ per neutron emission rate

Source/Moderator	BMS		MCNP		$H^*(10)$ ratios	
	E_H , MeV	$H^*(10)$	E_H , MeV	$H^*(10)$	$\frac{\text{MCNP}}{\text{BMS}}$	$\frac{\text{MCNP}^*}{\text{ROSPEC}^*}$
Transfer tube	2.2	1.21E-5	2.10	1.19E-5	0.99	0.96
PMMA 13.5mm	2.1	1.07E-5	2.04	1.08E-5	1.01	-
PMMA 35.0mm	2.1	8.31E-6	2.03	8.41E-6	1.01	0.96
PMMA 59.0mm	2.1	6.18E-6	2.06	6.15E-6	1.00	-
PMMA 77.5mm	2.2	4.83E-6	2.11	4.78E-6	0.99	0.96

* 50keV - 4.5MeV

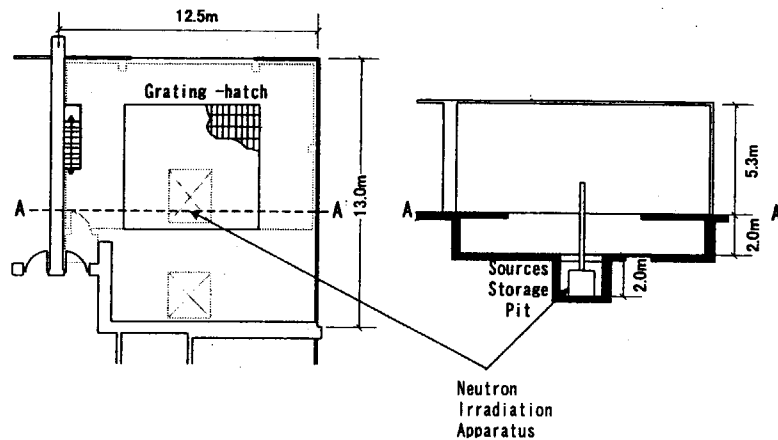


Figure 1 Plane and sectional views of the irradiation room

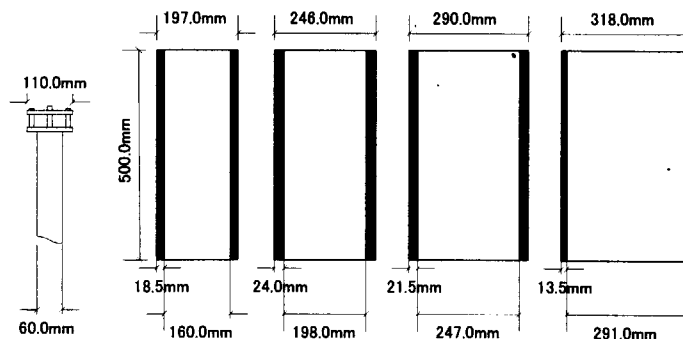


Figure 2 Sectional views of source transfer tubes and additional annular PMMA moderators

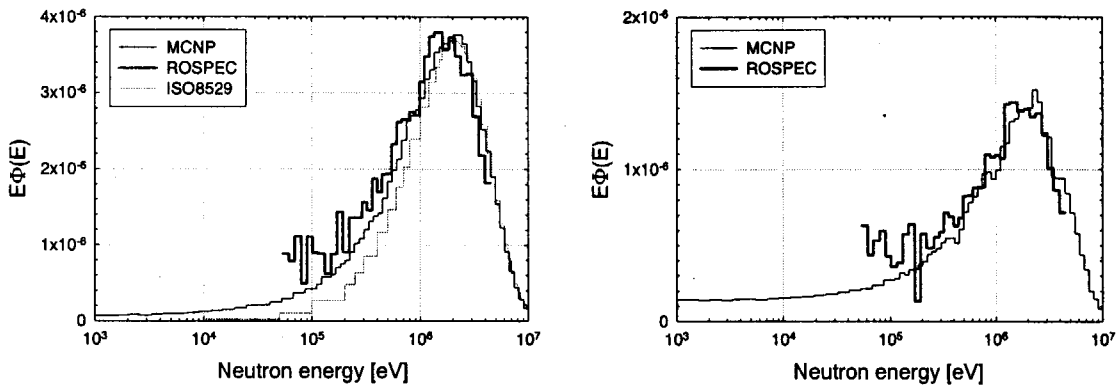


Figure 3 Comparison of measured with ROSPEC and calculated fluence spectra at 100cm.
 (a) ^{252}Cf with the PMMA transfer tube, (b) ^{252}Cf with the PMMA transfer tube and PMMA 77.5mm.

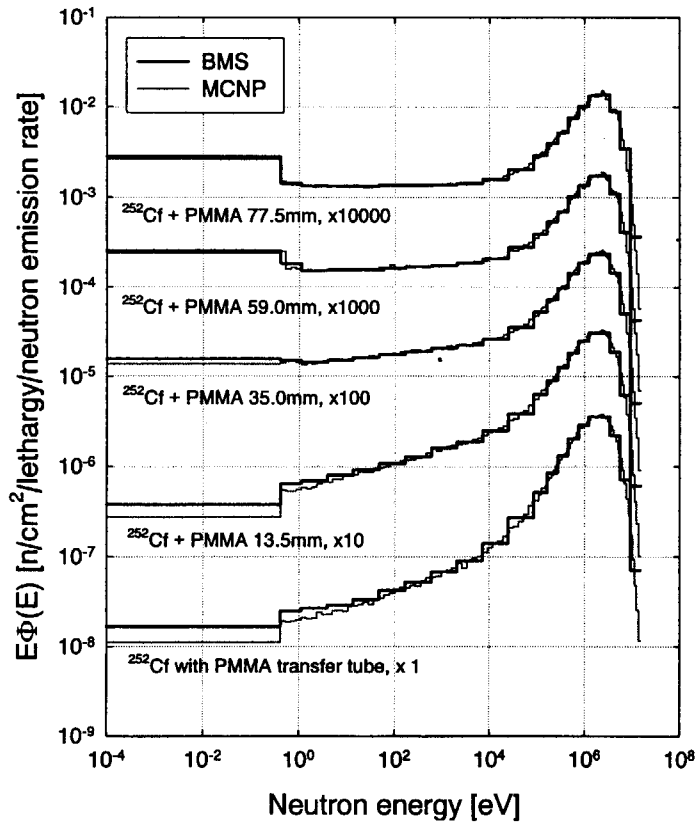


Figure 4 Comparison of fluence spectra between measured with the BMS and calculated for ^{252}Cf with PMMA moderators.



8. スペクトル可変校正場の開発 —開発目的とスペクトル試計算—

Feasibility study for creating spectrum changeable neutron calibration fields
- Objective and test simulations of spectra for conceptual design -

三枝 純, 谷村嘉彦, 吉澤道夫, 吉田 真
日本原子力研究所 東海研究所 保健物理部

Jun SAEGUSA, Yoshihiko TANIMURA, Michio YOSHIZAWA and Makoto YOSHIDA
Department of Health Physics, Tokai Establishment,
Japan Atomic Energy Research Institute

Feasibility studies were made toward the built of the spectrum changeable neutron calibration fields with the Van-de-Graff accelerator in the Facility of Radiation Standards (FRS) in JAERI. The neutron fields are planed to have various energy spectra to calibrate neutron dosimeters under similar conditions to those in actual workplaces. The objectives and concepts of the fields are discussed, followed by the test simulation results of neutron spectra produced by simple arrangements of a target and moderators.

Keywords: Spectrum changeable neutron calibration fields, neutron, calibration, dose-equivalent, accelerator-produced neutrons, MCNP-ANT, dosimeter

1. はじめに

一般に中性子線量計のエネルギー特性（以下，レスポンス）は， γ 線用線量計に比べて良好ではない。また，管理測定対象となる作業場の中性子エネルギー分布（スペクトル）も作業場により大きく異なっている。このため，既存の線量計を実際の作業場と異なるスペクトルのもとで校正すると，線量計のレスポンスによっては指示値が真の線量当量と大きく異なる場合がある。線量当量を正しく評価するためには，レスポンスと作業場のスペクトルを把握し，線量計の指示値と真の線量当量との差異を明らかにするとともに，作業場のスペクトルに近い条件の校正場において線量計を校正し，差異自体を少なくすることが必要である。

この目的のため， ^{252}Cf や $^{241}\text{Am-Be}$ 等の RI 中性子源を用いた速中性子校正場に加え，中性子を減速材で減速散乱させることにより，実際の作業場のスペクトルに近い場（作業場模擬校正場）とした減速中性子校正場が提案されている [1]。

原研・放射線標準施設棟（FRS）では， $^{241}\text{Am-Be}$ 中性子源からの速中性子をコンクリートで減速・散乱させることに基づいたコンクリート減速場 [2]や ISO8529-1 [3]に規定される重水減速場の整備を行うとともに，加速器中性子源を用いた作業場模擬校正場（スペクトル可変校正場）の整備を計画している。

スペクトル可変校正場の開発にあたり，まず，各種線量計を様々な作業場で使用した際に得られる指示値と真の線量当量との差異について調査し， ^{252}Cf や $^{241}\text{Am-Be}$ 以外の校正方法の検討が必要な例を調べた。また，各国における加速器を用いた作業場模擬校正場の開発状況についてま

とめた。次に、一例として p-Li 反応で得られる中性子を球体の減速材により減速させて得られるスペクトルをモンテカルロ計算で試算し、その特徴をまとめた。さらに、本校正場の開発を進める上での基本的な方針について整理した。

2. 様々な作業場における線量計の指示値と真の線量当量との差異

中性子線量計の指示値 M は、作業場のスペクトル $\Phi(E)$ 、線量換算係数 $h(E)$ 、線量計のレスポンス $R(E)$ 及び校正場のスペクトル $\Phi_{REF}(E)$ の 4 つの要素より、次式で評価される。

$$M = \int_E \Phi(E) \cdot R(E) \cdot dE \times K.$$

右辺の積分項は線量計の計数値に相当するものである。 K は校正定数で、次式で示される。

$$K = \int_E \Phi_{REF}(E) \cdot h(E) \cdot dE / \int_E \Phi_{REF}(E) \cdot R(E) \cdot dE.$$

一方、作業場における真の線量当量 H は

$$H = \int_E \Phi(E) \cdot h(E) \cdot dE.$$

で与えられる。指示値が真の線量当量と等しくなる ($M=H$) ために必要な条件は、 $R(E)/h(E)$ (線量当量レスポンス)、又は $\Phi(E)/\Phi_{REF}(E)$ のいずれかがエネルギー E によらず一定値となることである。

ここでは、これら 4 つの要素を含むデータを各種文献 [4-6] を中心に収集し、データベースを作成した。データベースより、20 MeV 以下にスペクトルを有するスペクトル 180 例を対象とし、中性子線量計の指示値と真の線量当量との比 M/H を、国産レムカウンタ A と個人線量計 B (電子式線量計) を用いた場合について求めた [7]。フルエンスから線量当量への線量換算係数は ICRP Publication 74 に基づく $h^*(10)(E)$ (周辺線量当量) 及び $h_p(10,0^\circ)(E)$ (個人線量当量) [8] を用いた。なお、180 例のスペクトルの内訳は、原子炉施設 (BWR, PWR, HTGR, FBR 型) 66 例、加速器施設 (サイクロトロン, シンクロトロン, マイクロトロン, タンデム型等) 48 例, RI 線源取扱施設 (製造工場, 線源加工工場) 9 例, 核燃料取扱施設 (製造工場, 燃料加工工場) 39 例, その他 (核融合実験施設, BNCT 場等) 18 例からなる。これらのうち、30 例が計算により、150 例が測定のみ又は測定と計算に基づいてスペクトルデータを得ている。

Fig. 1(a) に ^{252}Cf 線源を用いて校正したレムカウンタ A についての M/H の分布を示す。全例中過小評価 ($M/H < 1$) となる例が 7% 程度、2 倍以上真の線量を過大評価する例が 32% ある。フルエンス平均エネルギー (以下 $\langle E_n \rangle$ と記す) が数 keV ~ 100 keV の領域にあるスペクトルについて、過大評価となる傾向が強い。これはレムカウンタ A のレスポンスが中速領域において線量換算係数に比べて大きいことに起因する。逆に 100 keV 以上の領域でレスポンスは線量換算係数と比較的よく一致しており、 $\langle E_n \rangle$ が 100 keV 以上の作業場のスペクトルに対し $\langle E_n \rangle$ と M/H との間に明瞭な相関関係がある。

次に、Fig. 1(b) に個人線量計 B について M/H の分布を、 ^{252}Cf 線源を用いて校正した場合 (○印) と、 $^{241}\text{Am-Be}$ 線源を用いて校正した場合 (◆印) について示す。 $^{241}\text{Am-Be}$ 線源で校正した場合、 ^{252}Cf 線源で校正した場合に比べて M/H は 53% 小さくなり、180 例全体として見ると、 ^{252}Cf 線源

により校正した方が過小評価となる例が少なくなる。この差は校正定数 K の違いに起因する。また、 $\langle E_n \rangle$ の値が近い作業場のスペクトル同士を比較するとそれらの M/H の値は大きく異ならない。 $\langle E_n \rangle$ が 4.2 MeV 程度の作業場のスペクトルは $^{241}\text{Am-Be}$ 線源 ($\langle E_n \rangle = 4.2$ MeV) を用いて校正するとほぼ 1 に近い M/H となり、 $\langle E_n \rangle$ が 2.4 MeV 程度のものは ^{252}Cf 線源 ($\langle E_n \rangle = 2.4$ MeV) を用いて校正すると M/H が 1 に近い値をとる。

これらのことから個々の作業場に近い $\langle E_n \rangle$ を有する校正場における校正が有効であるが、エネルギー特性の悪い線量計についての校正は $\langle E_n \rangle$ が近い値であるだけでなく、作業場のスペクトルの形状に近いスペクトルを有する校正場において行う必要があるといえる。

3. スペクトル可変校正場の位置づけ

上記の点から中性子線量計を用いた管理計測で線量当量を正しく評価するためには、線量計のエネルギー特性の改善とともに、作業場のスペクトルに近い条件で線量計を校正することが必要である。このため国内外で各種の減速中性子校正場が開発されている。

減速中性子校正場は、MOX 燃料施設のスペクトル模擬校正場 [9]、CANDU 原子炉周辺のスペクトルの模擬校正場 [10]、臨界事故時のスペクトル模擬校正場 [11] のように校正対象が明確であるものと、ISO8529-1 [3] で規定される重水減速 ^{252}Cf 線源や、FRS のコンクリート減速場のように、特定の作業場のスペクトルを詳細に模擬するというより、 $\langle E_n \rangle$ を下げることにより様々な作業場のスペクトル条件に近づけた校正場に分類できる。またこれらの校正場に利用される中性子源には、 ^{252}Cf や $^{241}\text{Am-Be}$ 等の RI 中性子線源、加速器および原子炉がある。

FRS では加速器中性子源を用いたスペクトル可変校正場の整備を計画している。FRS の 4 MV バンドグラフ加速器で加速された陽子又は重陽子ビームを各種ターゲットに導き、発生した中性子を減速・散乱させることにより、種々のスペクトルを有する校正場を構築する。

加速器中性子源を用い、加速粒子の種類やエネルギー、ターゲット等を様々な組み合わせることにより、発生する中性子エネルギーや強度に関して高い自由度が得られるため、RI 中性子線源やその減速場では得られない、 $\langle E_n \rangle$ が数 keV ~ 500 keV 及び 5 MeV 以上のスペクトルを有する校正場の構築が可能となる。また、減速材の形状及び材質を適切に設定することにより、様々な作業場に対応可能な、異なるエネルギー指標で分類された複数の校正場を構築する。また、主要な作業場についてはその作業場固有の模擬スペクトルを発生できるような場を提供する。

こうした場合は、線量計のレスポンス評価等の特性試験にも利用できる。既に、RI 中性子源及び減速中性子場における複数の中性子スペクトルに対して線量計の応答を調べ、結果をアンフォーリングすることにより、線量計のレスポンスを得る方法が提案されている [12]。加速器中性子源を利用し、低い $\langle E_n \rangle$ を有する複数のスペクトルに対して線量計の応答を調べることにより、中速領域の中性子に対するレスポンスが得られる可能性がある。

4. 各国における開發現状

加速器中性子源を用いた減速中性子校正場は、CANDU 原子炉周辺スペクトルの模擬校正場 [10] のように用途が特定されているものを除くと、1980 年代後半から現在までに 4 つの施設において計画または構築されている。IRSN (Cadache) では d-T または d-D 反応により生じた中性子

を、ポリエチレン、鉄、重水により減速・散乱させて作業場の模擬スペクトルを得ている [13]。ターゲットの直後に ^{238}U コンバータを配置し、 Φ_{HE} (高速中性子成分: $10 \text{ keV} < E_n < 15 \text{ MeV}$) の量を調整する。減速体、散乱体の組み合わせを変えることにより、 Φ_{HE} 、 Φ_{INT} (中速成分: $1 \text{ eV} < E_n < 10 \text{ keV}$)、 Φ_{TH} (熱成分: $E_n < 1 \text{ eV}$) の割合が実際の作業場のスペクトルに近い条件を作り出している。

$\langle E_n \rangle$ は $100 \text{ keV} \sim 1.1 \text{ MeV}$ 、線量当量率 (典型値) は $240 \mu\text{Sv h}^{-1} \sim 3.7 \text{ mSv h}^{-1}$ である。Fig. 2 にその概略図と、得られるスペクトルを示す。これらの場合は既に中性子スペクトルの共同比較測定等に用いられている。PTB では p-Li 反応で生ずる中性子を、半径 9.4 cm のポリエチレン球とそれを覆う 14 cm 厚の黒鉛球で減速させる体系について計算と実測により得られるスペクトルの評価を行っている (Fig. 3) [14]。ビームの入射方向に対し、 $0^\circ \sim 150^\circ$ の角度を変えた校正位置を設定することにより、 $\langle E_n \rangle$ が $8 \text{ keV} \sim 450 \text{ keV}$ 、線量当量率 (ビーム電流あたり) が $20 \mu\text{Sv h}^{-1} \sim 3 \text{ mSv h}^{-1}$ の場が得られている。GSF では PWR 周辺及び MOX 燃料施設にみられる、 $500 \text{ keV} \sim 1 \text{ MeV}$ にスペクトルのピークが位置し、 Φ_{INT} が多く存在するスペクトル [15] を模擬対象としている。d-Be 反応による中性子を重水球で減速させ、鉄、コンクリートの散乱体で散乱させて生ずる場を開発している。NPL では各種核反応で得られる中性子を重水球で減速させた場を計画している [16]。

5. スペクトルの試計算

加速器を用いたスペクトル可変校正場を構築する上で、ターゲット部での中性子の発生量、減速材による中性子の減速効果等の基礎的な情報を予め得ておく必要がある。また、得られる中性子は短時間での校正に十分な強度を有する必要がある。ここでは、一例として Fig. 4 に示すように p-Li 反応により生ずる中性子を種々の材質からなる球体で減速させたときのスペクトルを計算した。計算は新たに整備した MCNP-ANT コードシステム [17] を用いて行った。ターゲットは厚さ $0.4 \mu\text{m}$ の LiF とし、陽子のエネルギーは 2.299 MeV とした。減速材はターゲット部が中心になるように配置した直径 35 cm のポリエチレン (PE)、黒鉛、重水 (D_2O) 及び直径 17.5 cm のベリリウム (Be) 球のいずれかを選択した。検出器は陽子ビーム方向に対して $0^\circ \sim 150^\circ$ の角度で、ターゲットから 3 m 位置にある複数の点に点検出器として設定した。

Fig. 5 に計算により得られたスペクトルを示す。これらは 0° 位置の検出器について、単位フルエンスあたりに規格化して示されている。減速材材質の違いによりスペクトル形状は大きく異なる。異なる材質の減速材を組み合わせることで、それぞれのスペクトルを足しあわせたスペクトル形状が得られる。検出器の角度の違いにより、ターゲットで発生した中性子の直接線に対応するピークエネルギーの位置が変化するとともに、減速材の実質的な厚みが増えるためスペクトル形状の変化がみられた。計算により得られたスペクトルの $\langle E_n \rangle$ 及びフルエンス率を Table 1 にまとめた。減速材の種類を変え、ビーム入射方向に対する検出器の位置を変化させることにより、 $\langle E_n \rangle$ は $10 \text{ keV} \sim 540 \text{ keV}$ と幅広い範囲で連続的に可変となる。また $140 \sim 5600 \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ のフルエンス率 (1m 位置相当, ビーム電流 $50 \mu\text{A}$ 時) が得られる。これは周辺線量当量率 ($H^*(10)$) で $10 \mu\text{Sv h}^{-1} \sim 7 \text{ mSv h}^{-1}$ に相当する。ここでは単色中性子の発生に用いられる比較的薄いターゲットについて計算を行ったが、より厚いターゲットを用いることで校正作業に必要な十分なフルエンス率が得られる。なお、Table 1 に示された 30 例のスペクトルを用いて校正を行っ

た場合の校正定数 K は、レムカウンタ A に対して、 $24 \sim 60$ (pSv count^{-1}) (^{252}Cf では 65)、個人線量計 B に対して $3.3 \times 10^5 \sim 3.9 \times 10^6$ (pSv count^{-1}) (^{252}Cf では 1.4×10^5) と与えられる。発生する中性子のエネルギーを高くすることで、さらに広い範囲の K が得られる。

6. まとめと今後の課題

中性子線量計を用いて線量当量を正しく評価するためには、作業場のスペクトルに近い条件で線量計を校正することが必要である。今回の試算では、 $p\text{-Li}$ 反応により得られる中性子スペクトルについて、 $\langle E_n \rangle$ 、フルエンス率（線量当量率）、及び試算で得られたスペクトルを中性子線量計の校正に用いた場合の校正定数を評価した。エネルギー特性の悪い線量計の校正については、校正場の $\langle E_n \rangle$ が作業場と近いだけでなく、スペクトル形状が作業場に近いたことがより重要になる。このため、今後、減速材、加速粒子、ターゲット等の様々な組み合わせについてスペクトルの計算を行い、 $\langle E_n \rangle$ に加え、 Φ_{HE} 、 Φ_{INT} 、 Φ_{TH} の成分比等をエネルギー指標としたデータの蓄積を行う。また、いくつかの例について実試験を行う。

特定の実作業場のスペクトルについては作業場のスペクトルをそのまま模擬することも可能であるが、個々の作業場のスペクトル一つ一つについて模擬した場を作ることは不可能である。そのため、適切な指標を用いて作業場のスペクトルを分類し、分類毎の校正場を作ることが必要となる。今回調査した 180 例の作業場のスペクトルについて、作業場の種別でスペクトルを分類することは困難であった。このため、作業場で簡便に知ることが可能なスペクトルのエネルギー指標を決める必要がある。さらに、作業場のエネルギー指標に近いエネルギー指標を有する校正場を分類の中から選択し、線量計の校正を行うとともに、その校正場を用いた場合の線量計の指示値と真の線量当量との関係について押さえておくことが必要になる。

参考文献

- [1] ISO: ISO-12789 (2000).
- [2] 吉澤道夫: JAERI-Review 2001-041, 53 (2001).
- [3] ISO: ISO8529-1 (2001).
- [4] IAEA: IAEA Technical report series No. 318 (1990).
- [5] IAEA: IAEA Technical report series No. 403 (2001).
- [6] Naismith, O. F. et al.: Rad. Prot. Dosim., 70, 241 (1997).
- [7] 三枝純 他: Radioisotopes, 51, 26 (2002).
- [8] ICRP: ICRP Publication 74 (1996).
- [9] 辻村憲雄 他: 日本原子力学会「2000 年秋の大会」要旨集 A27 (2000).
- [10] Nunes, J. C. et al.: Rad. Prot. Dosim., 95, 231 (2001).
- [11] Medioni, R. et al.: Rad. Prot. Dosim., 70, 445 (1997).
- [12] 辻村憲雄 他: 日本原子力学会「2001 年秋の大会」要旨集 C14 (2001).
- [13] Chartie, J. L. et al.: Rad. Prot. Dosim., 44, 125 (1992).
- [14] Wiegel, B. et al.: Nucl. Instr. and Meth., A422, 474 (1999).
- [15] Schraube, H. et al.: Rad. Prot. Dosim., 70, 337 (1997).
- [16] Thomas, D. J. et al.: NPL Report, CIRM 27 (1999).
- [17] Yoshizawa, M. et al.: J. Nucl. Sci. and Technol., Suppl. 2, 1240 (2002).

Table 1 Characterization of the primary and the moderated neutron fields by different moderators for selected angles; Protons ($E_p=2.299$ MeV) are incident on the LiF target with a thickness of $0.4\mu\text{m}$.

Angle θ (deg.)	Fluence-average neutron energy; $\langle E_n \rangle$ (keV)				
	Primary	PE moderated ^{†1}	Graphite moderated	Be moderated	D ₂ O moderated
0	538	13	91	218	344
30	531	11	84	206	327
60	389	10	67	164	246
90	286	9.9	51	136	199
120	245	13	39	135	195
150	275	21	34	124	178

θ	Fluence rate at the position of 1m from the target; Φ ^{†2} ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$)				
	Primary	PE moderated	Graphite moderated	Be moderated	D ₂ O moderated
0	5657	158	2004	2141	2688
30	4484	155	1927	2098	2482
60	2385	147	1766	1903	1931
90	708	143	1549	1622	1438
120	598	221	1409	1471	1447
150	186	407	1349	1011	933

^{†1} Diameter of the moderator; 17.5cm for PE, C and D₂O, 8.7cm for Be

^{†2} Proton beam current; $50\mu\text{A}$

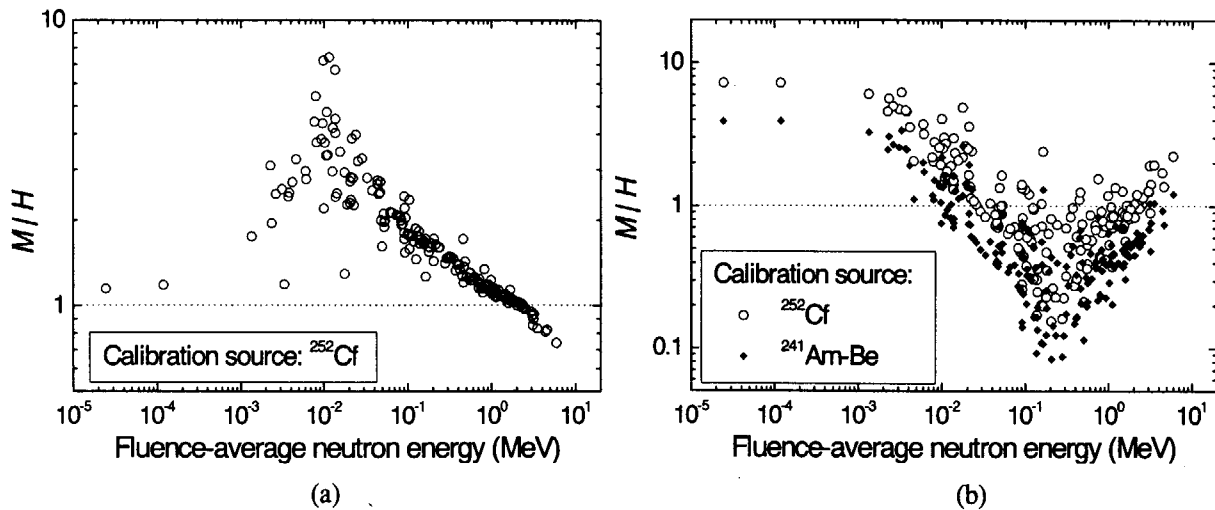


Fig. 1 Ratios of the readings of neutron dosemeter M , to the true dose equivalent H , for 180 neutron spectra of actual workplaces; (a) rem counter and (b) electronic dosemeter

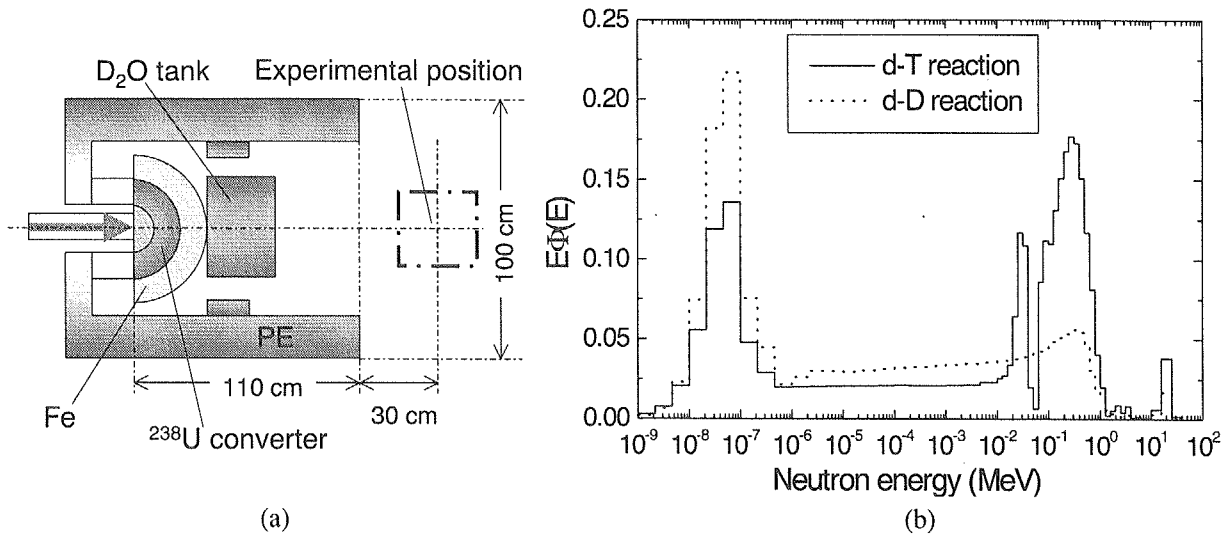


Fig. 2 Simulated workplace neutron field facility of IRSN-CEA Cadarache Laboratory [13];
 (a) schematic cross-sectional view, (b) calculated neutron spectra

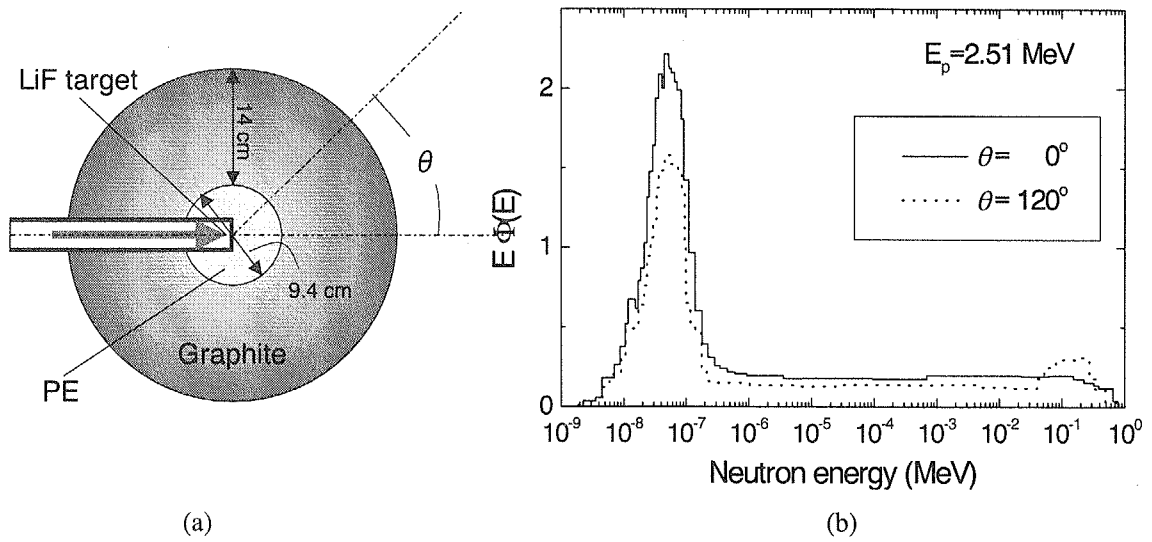


Fig. 3 Accelerator-based neutron fields of PTB for the mock up of workplace spectra [14];
 (a) experimental set-up, (b) simulated spectral neutron fluences

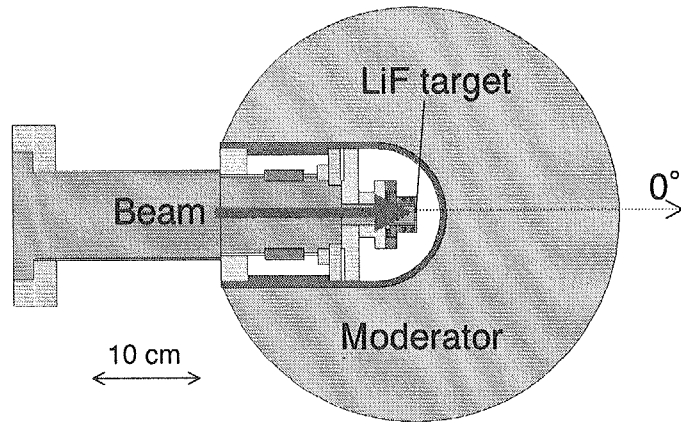


Fig. 4 Arrangement of a target and moderator for our simulations

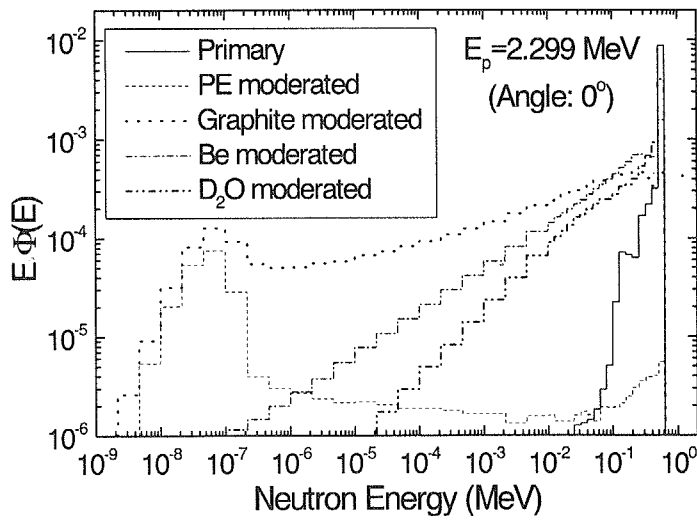


Fig. 5 Simulated fluence spectra moderated by different materials; the spectra are normalized to unit fluence



9. 減速型基準移行用検出器の開発

Development of a moderated neutron detector for establishment of reference field

谷村嘉彦

三枝純

吉澤道夫

吉田真

日本原子力研究所 保健物理部

Yoshihiko TANIMURA

Jun SAEGUSA

Michio YOSHIKAWA

Makoto YOSHIDA

Department of Health Physics, Japan Atomic Energy Research Institute

A neutron detector with a cylindrical moderator and a position sensitive ^3He proportional counter was developed for application of transferring standard in calibration fields with continuous spectra. The structure of the cylindrical moderator was optimized with two devisals by using MCNP-4B code. One was to use low-hydrogen density material as a part of the moderator. The other was to set a cadmium plate in the moderator so as to prevent thermal neutron from diffusing to other position. The position sensitive ^3He proportional counter was designed and manufactured with suitable size and suitable gas composition. It was confirmed with thermal neutrons from graphite pile that the counter had enough performance of position measuring to use in the neutron detector. Neutrons from ^{252}Cf and $^{241}\text{Am-Be}$ sources are measured with the detector which consist of the moderator and the counter. The distributions of detected position obtained by measurements consisted with the distribution simulated by MCNP-4B code.

Keyword: Neutron Detector, Reference Field, Position-sensitive, ^3He Proportional Counter, Moderator

1. はじめに

一般に中性子線量計はエネルギー特性がそれほど良好でないため、作業場の中性子線量を正確に評価するためにはその作業場を模擬した連続スペクトルを有する中性子校正場において校正することが適切である [1]。適切に校正を行うためには、校正場のトレーサビリティを確保する必要があるが、上記中性子校正場は広いエネルギー範囲にわたってスペクトルが分布するため、幅広いエネルギーに対応できる基準測定器が必要となる。反跳陽子型カウンタなど、既存の基準測定器は使用エネルギー範囲が限定されており、中性子エネルギーに応じて検出器を変えなければならないという問題がある [2]。一方、ボナー球などでは、広いエネルギー範囲をカバーできるが、一連の測定で数度にわたる減速材の交換を必要とするため、全く同じ条件下で測定がなされているという確証を得ることが難しい [3]。そこで、一つの測定器で数 keV から 20MeV 程度までの幅広いエネルギー範囲の中性子に対応できる検出器を開発中である。

開発中の検出器は、図 1 に示すように、円筒型の減速材と、軸方向の熱中性子束分布の測定が可能な位置検出型熱中性子検出器で構成される。軸方向に平行に入射した中性子は、その入射エネルギーに応じて、減速材中での軸方向の熱中性子束分布が変化する。このため、位置検出型熱中性子検出器で減速材中での熱中性子束分布を測定し、その分布を基に中性子エネルギーの情報を得ることができる [4, 5]。

本検出器では、入射中性子が減速されて熱中性子になるまでに飛行する距離（中性子減速距離）のエネルギーによる違いを利用するため、減速材の構造が検出器の性能に直接的に関与し、その設計が非常に重要なものとなる。最適な設計を行うためには、様々な減速材構造について特性を評価する必要があるが、実験でそれらを行うことは極めて困難である。そこで、MCNP-4B[6]を利用して検出器の応答を評価することにより、最適な減速材構造の設計を行った。さらに、位置検出型熱中性子検出器として100cmの有感領域を有する抵抗分割式の位置検出型 ^3He 比例計数管を設計・試作した。設計に当たり、モンテカルロシミュレーションコードを作成し、計数管の内径、荷電粒子の飛程短縮用に ^3He に混入する CF_4 分圧の最適化を行った。そして、試作した計数管の位置分解特性を原研黒鉛パイルの熱中性子を利用して評価した。上記要領で試作した減速材と計数管を組み合わせた減速型基準移行用検出器で ^{252}Cf 、 ^{241}Am 線源からの中性子を測定した。

2. 減速材構造の設計

まず、単純な円筒型ポリエチレン減速材に必要な大きさの検討を行った。その結果、20MeV程度のエネルギーにまで対応させるためには直径30cm程度、長さが100cm程度必要であることがわかった。図2(a)に単純なポリエチレン減速材(直径30cm×長さ100cm)に単色中性子を入射したときの検出器の応答をMCNP-4Bで計算した結果を示す。図より100keV以下の低エネルギー中性子に対する検出器応答の差は小さく、エネルギー分解が困難であることがわかる。応答の差が小さい原因として、熱化されるまでの減速距離の差が小さいことと、熱中性子の減速材中での拡散の二つがあげられる。本検出器では、入射中性子が減速材中で散乱などを繰り返し熱中性子になった後、中心軸上にある熱中性子検出器に拡散したものが信号として検出されるが、このとき軸上に投影した熱中性子になる位置と実際に検出される位置との間に差が生じる。この差は入射エネルギーによる中性子減速距離の差を不鮮明にし、エネルギー分解を困難にする

この低エネルギー中性子に対する応答を改善するために、2点の工夫を減速材に対して行った。まず、中性子減速距離のエネルギーによる差を拡げるために、中性子入射側の減速材の一部をポリエチレンよりも水素密度の低い物質に置き換えた。この物質として、水素密度がポリエチレンの半分程度で、複雑な加工が容易にできるポリカーボネートを使用した。100keV以下の中性子は入射面から40cm程度で大部分が熱中性子に減速されてしまうため、この部分のポリエチレン減速材をポリカーボネート減速材に置き換えることとした。次に、ポリカーボネート減速材中に熱中性子吸収材(カドミウム板)を設置し、熱中性子の拡散を抑制できるようにした。カドミウム板の形状は、ポリカーボネートに中性子が入射すると軸方向及び径方向にどのように熱中性子が分布するかを計算で求め、その結果より最適化した。図3に本設計により最適化された基準移行用検出器の減速材構造を示す。この条件における検出器応答の計算結果を図2(b)に示す。図2(a)と比べると、100keV以下の単色中性子に対する検出器応答に差が現れており、減速材構造に工夫を施すことにより、100keV以下の低エネルギー中性子に対してもエネルギー分解が可能になることがわかる。

3. 位置検出型 ^3He 比例計数管の設計

もう一つの重要なコンポーネントである位置検出型 ^3He 比例計数管は、陽極心線として抵抗の高い $15\mu\text{m}$ のニクロム線を用い、両端からの出力信号を取り出せる構造である。両端から取り出された信号は、検出位置に応じて抵抗で電荷分割された波高値を有し、その比を測定することにより熱中性子の検出位置がわかる [7]。 $^3\text{He}(n,p)^3\text{H}$ 反応で生成される荷電粒子の飛行方向は一定ではなく、様々な方向に分布する。両端出力波高の比で測定される検出位置は、荷電粒子の飛行方向に沿って電離される電荷の重心となるため、同じ位置で $^3\text{He}(n,p)^3\text{H}$ 反応が起こっても、荷電粒子の飛行方向により検出位置は、ばらつくこととなる。また、生成荷電粒子がその全エネルギーを計数ガスに付与する前に、計数管壁に衝突した場合、壁効果による信号波高の欠損が起こる。計数管を設計する際、この検出位置のばらつき及び計数管の壁効果を評価する必要がある。これらの効果は充填ガスの組成・圧力及び計数管の内径に依存する。

そこで核反応の発生位置及び生成荷電粒子の飛行方向を乱数で決定して計数管の中性子検出位置と信号波高値を模擬する簡易的なモンテカルロシミュレーションコードを作成した。その計算結果に基づき、充填ガスの組成・圧力及び計数管内径の最適化を行った。充填ガスは、 $^3\text{He}(n,p)^3\text{H}$ 反応で生成される荷電粒子の飛程を短縮して壁効果を抑制するために CF_4 を ^3He に混合したガスとした。減速材と組み合わせたときに必要とされる計数管の感度より ^3He の圧力は 1.3 気圧とし、 CF_4 の分圧を最適化した。

まず、荷電粒子の飛行方向による検出位置のばらつきを充填ガス圧力及び計数管内径の条件を変えて計算した。その結果、いずれの場合でも数 mm 以下であると評価され、このばらつきが計数管の位置検出特性に与える影響が小さいことが確認された。次に、充填ガス組成及び計数管内径の最適化を行うために、波高分布の計算結果より壁効果の寄与を評価した。図 4 に計数管内径を変化させたときの出力波高分布の計算例を示す。生成荷電粒子のエネルギーが全て計数管内で付与されて生じた 765keV ピークと壁効果により波高欠損が生じた成分があることがわかる。765keV ピーク部計数の全計数に対する比を用いて壁効果の寄与を評価し、最適なパラメータを決定した。その結果、計数管内径は 25mm、飛程短縮用に添加する CF_4 ガス分圧は 0.7 気圧で最適となることがわかった。

4. 位置検出型 ^3He 比例計数管の特性評価

このような設計に基づく位置検出型 ^3He 比例計数管を試作し、原研黒鉛パイルからの熱中性子を用いて特性評価試験を行った。最初に、計数管の片側のみから信号を読み出し、熱中性子に対する応答波高分布を測定した。その結果、壁効果の寄与は、概ね設計計算で予測された値に近くなることが確認された。

次に、図 5 に示すように 2mm のスリットを設けたカドミウムカバーをかぶせた計数管を黒鉛パイルからの熱中性子で照射することにより、位置分解能の評価を行った。スリットの位置をずらしながら二次元波高分析器で測定した両端出力波高値の比とスリット位置との関係を図 6 に示す。スリット位置と両端出力波高値の比には極めてよい相関があり、試作した計数管により熱中性子

を検出した位置の測定が可能であることがわかる。次に、2mmのカドミウムスリットを計数管の中央に設置したときの両端出力波高値の比の分布を図7に示す。この図より位置分解能を評価した結果、半値幅で8.1mmとなった。他の位置にスリットをずらして測定した結果、有感領域内で10mm以下の位置分解能が得られ、試作した計数管が減速型中性子基準移行用検出器で使用する位置検出型熱中性子検出器として十分な性能を有することが確認された。

5. RI線源からの中性子の測定

上記設計に基づく減速材と位置検出型 ^3He 比例計数管を組み合わせ、 ^{252}Cf 及び $^{241}\text{Am-Be}$ 線源からの中性子を測定した。検出器は10cm厚ポリエチレン製周辺遮蔽体の中に入れて、周りから入り込む散乱中性子成分の混入を防いだ。 ^{252}Cf 線源、及び $^{241}\text{Am-Be}$ 線源からの中性子を測定した結果を図8に示す。また、図中にはMCNP-4Bで計算したそれぞれの線源に対する検出器応答を実線及び波線で示してある。実測結果と計算結果はよい一致を示しており、線源からの中性子スペクトルの違いに起因する応答の違いが現れている。この結果から、アンフォールディングを実施することにより、線源の中性子スペクトルを求められるものと考えられる。

なお、検出位置が50cmより後方では実測と計算で差が出ているが、この領域では計数管に中性子が前面から直接入射して、検出されるストリーミング成分の寄与も大きく、中性子入射面の計数管コネクタ形状の精度が計算結果に大きく影響する。今回の計算では、正確にコネクタ形状を入力していないため、差が生じているものと考えられる。

6. まとめ

円筒型減速材と位置検出型 ^3He 比例計数管を組み合わせた減速型基準移行用検出器の設計・試作を行った。減速材構造の最適化をMCNP-4Bを用いて行った結果、単純なポリエチレン減速材だけではなく、一部を低水素密度のポリカーボネートに置き換え、減速材中の熱中性子の拡散を考慮した形状の熱中性子吸収用カドミウム板を設置することにより、低エネルギー中性子に対するエネルギー分解能が向上することがわかった。また、充填ガスの組成・圧力及び計数管内径を簡易的な計算シミュレーションにより最適化した位置検出型 ^3He 比例計数管を試作した。黒鉛パイプからの熱中性子で位置検出特性を評価した結果、100cmある有感領域内で10mm以下の位置分解能で検出位置を測定できることがわかり、目的とする検出器で用いるのに十分な性能を有していることが確認された。試作した検出器で ^{252}Cf 線源及び $^{241}\text{Am-Be}$ 線源からの中性子を測定したところ、中性子スペクトルの違いに基づく実測結果の差が観測され、中性子スペクトルが可能なことが示唆された。

今後、計算体系を改良することにより、線源からの中性子を測定した結果とMCNP-4Bによる計算結果が一致するようにし、応答関数の精度を向上する。さらにこの応答関数に基づき、測定結果を中性子スペクトルに変換するアンフォールディングコードを整備する予定である。

参考文献

- [1] ISO: "Reference neutron radiations -Characteristics and methods of production of simulated workplace neutron fields ", ISO 12789 (2000).
- [2] Baba, M. et. al: Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Res. A, 376, 115 (1996).
- [3] Thomas, D. J. et. al: Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Res. A, 476, 12 (2002).
- [4] Toyokawa H. et. al: Proc. 8th ASTM-Euratom Symp. Reactor Dosim., 263 (1993).
- [5] Spector, G. B. et. al: Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Res. A,346, 273 (1994).
- [6] Briesmeister, J. F.(Ed.) : LA-12625-M (1997).
- [7] Abend K. et. al: Nucl. Instrum. Meth., 83, 111 (1970).

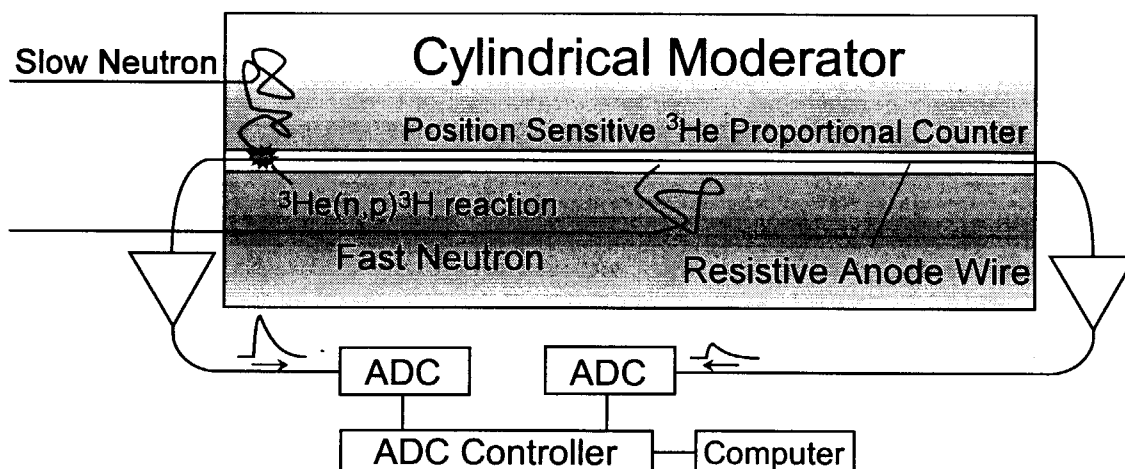


Fig. 1 Scheme of the neutron detection principle.

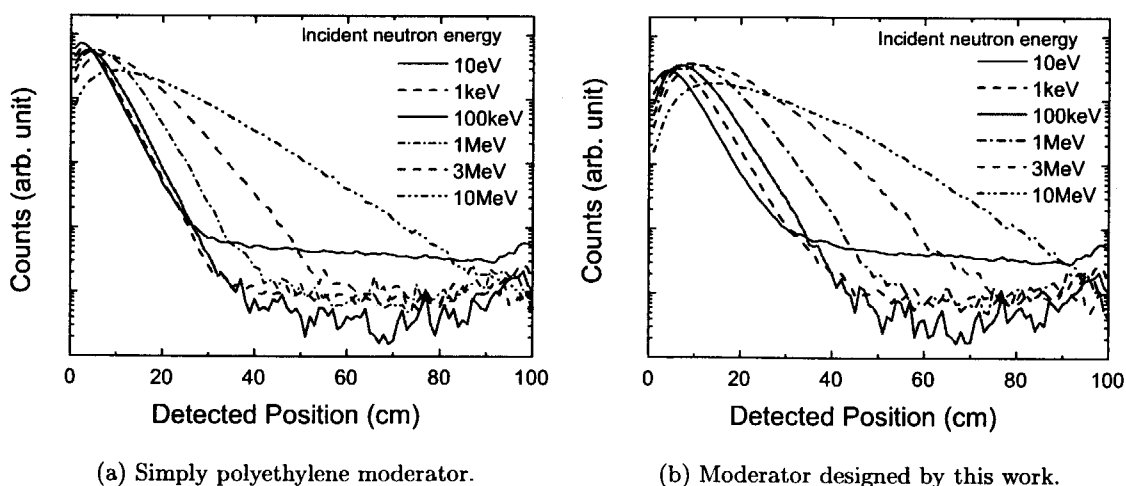


Fig. 2 Calculated response of the detector for several mono-energetic neutrons.

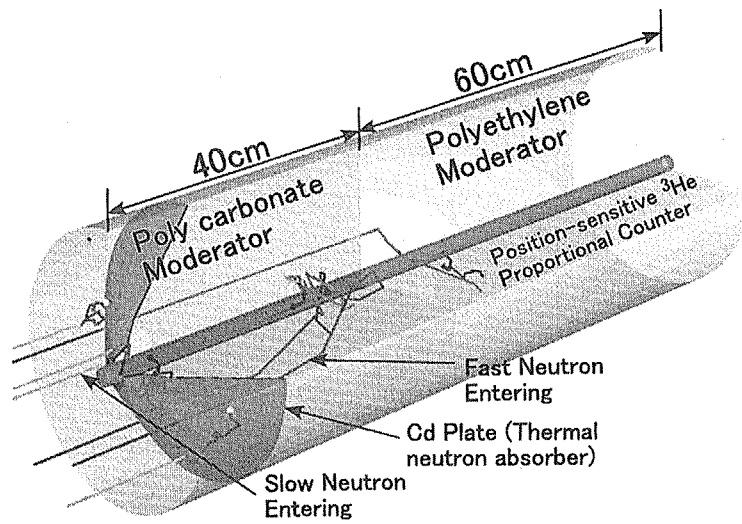


Fig. 3 Structure of the moderator optimized by this work.

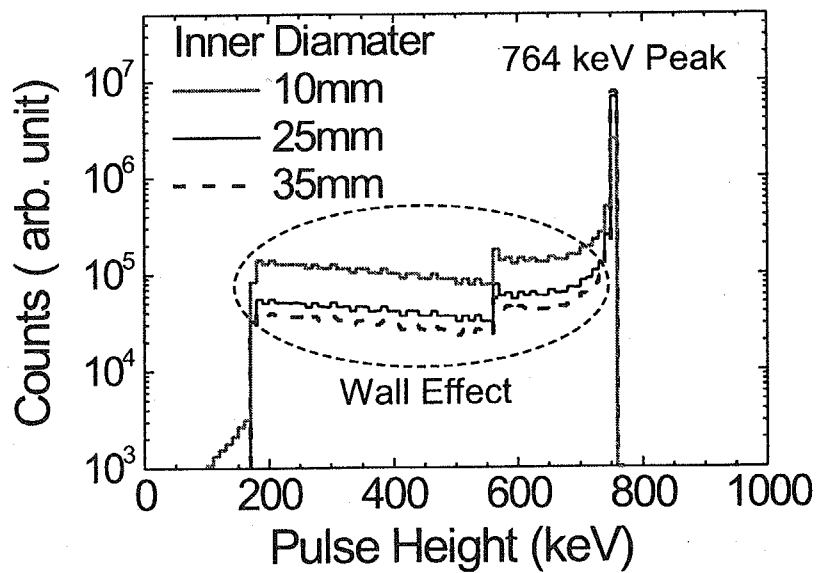


Fig. 4 Calculated pulse height distribution of the ^3He proportional counter for various inner diameter.

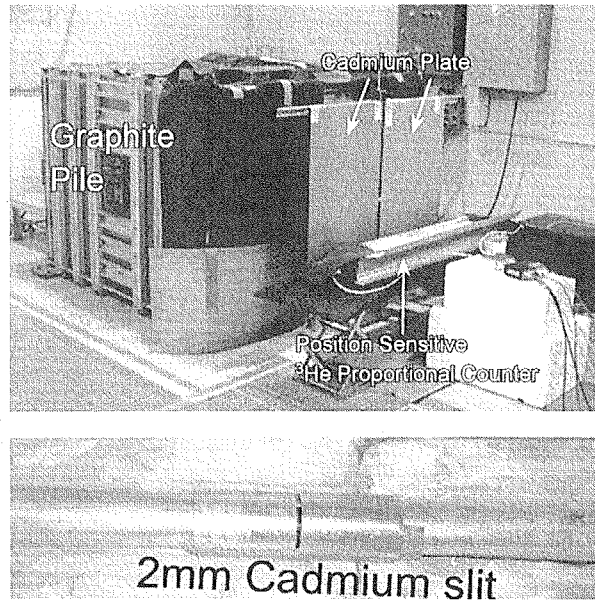


Fig. 5 Setup of the experiment to evaluate performance of detected position with thermal neutrons from a graphite pile.

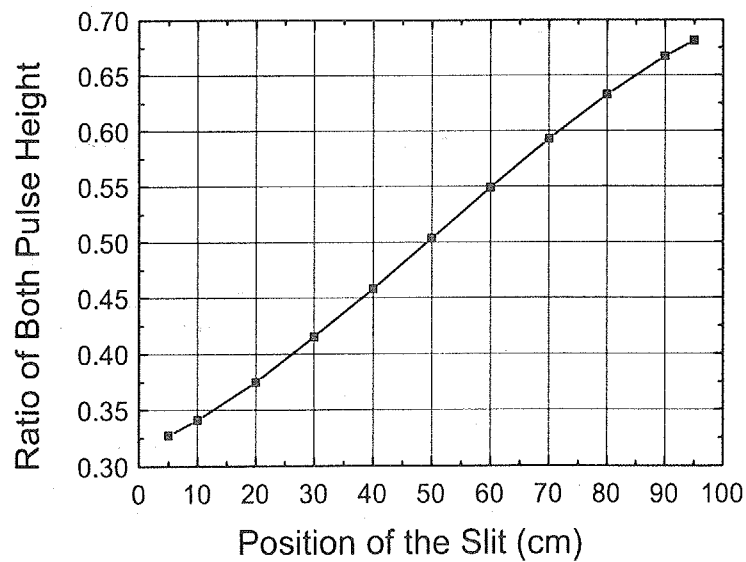


Fig. 6 Relation between the position of the slit and the ratio of pulse height from both side of the counter.

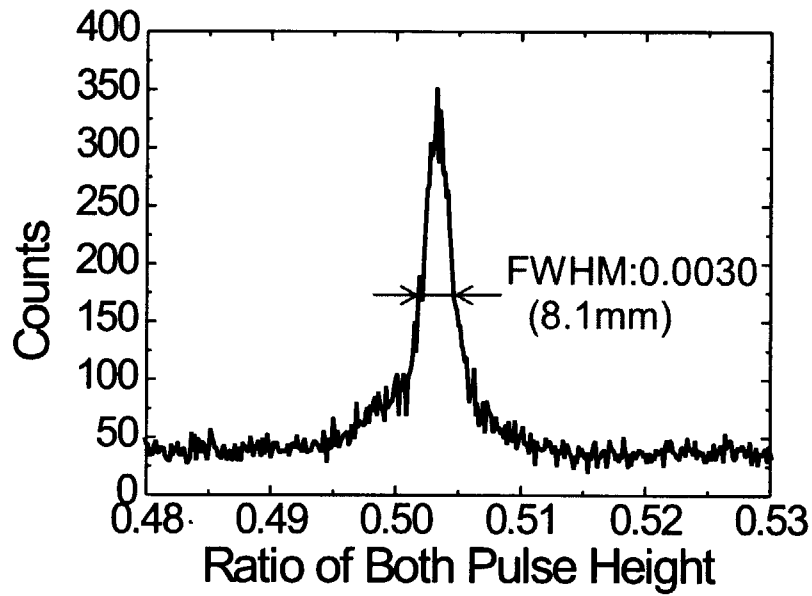


Fig. 7 Distribution of the ratio of pulse height from both side of the counter. The cadmium slit was set on center of the counter.

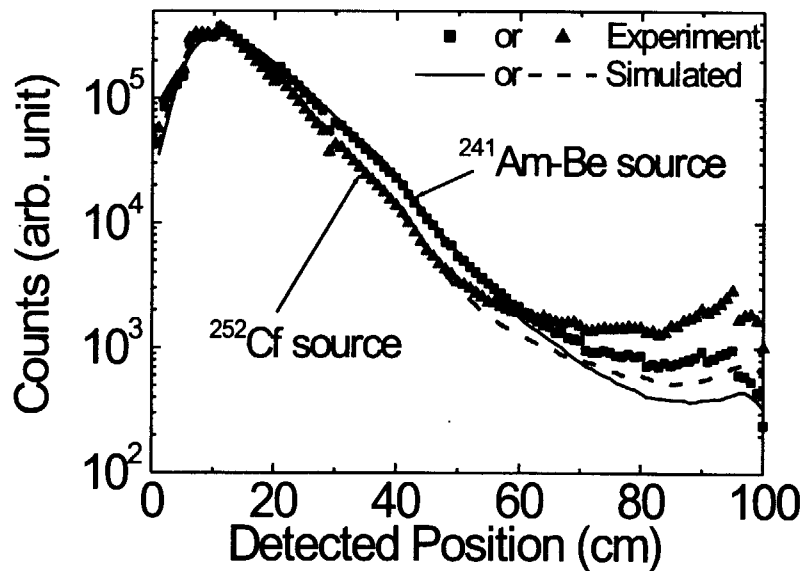


Fig. 8 Distribution of detected position for neutrons from RI neutron sources. Experimental results are represented by square or triangle marks. Simulated results using MCNP-4B are expressive of a solid line and a broken line.

セッション4 高エネルギー中性子に対する線量測定・評価

Session 4 Dosimetry for High-energy Neutrons

This is a blank page.



10. 高エネルギー中性子に対する線量測定・評価の課題と現状

Research Activities on Dosimetry for High Energy Neutrons

山口 恭弘

日本原子力研究所 東海研究所

Yasuhiro YAMAGUCHI

Department of Health Physics,

Japan Atomic Energy Research Institute

The external dosimetry research group of JAERI has been calculating dose conversion coefficients for high-energy radiations using particle transport simulation codes. The group has also been developing radiation dose measurement techniques for high-energy neutrons in collaboration with some university groups.

Keywords: Dosimetry, High-energy neutron, Dose conversion coefficient, Dose measurement technique, Monitor, Passive dosimeter

1. はじめに

日本原子力研究所（原研）と高エネルギー加速器研究機構（高エネ研）が共同で進めている大強度陽子加速器計画（J-PARC 計画）をはじめ、高エネルギー加速器を利用した様々な基礎科学研究、原子力開発、医療開発が進められている。このような施設においては、原子炉や放射性物質取扱い施設とは異なった放射線防護を考える必要がある。中でも、高エネルギー陽子ビームがターゲット等に当たり発生する中性子が厚い遮へい体壁を透過して、作業員や周辺公衆の被ばくを与える恐れがあるので、このようなエネルギーの高い中性子に対する線量評価や線量測定が重要な課題である。原研は、幾つかの粒子輸送計算コードを用いて、種々の高エネルギー放射線に対する線量換算係数を計算しデータベースとして整備している。また、加速器施設内外における中性子線量測定法を確立するために、広エネルギー帯域中性子モニタ及び高エネルギー中性子用積算線量計の開発を大学のグループとの共同研究として進めている。

2. 高エネルギー放射線に対する線量換算係数の計算

国際放射線防護委員会（ICRP）は、光子、電子及び中性子の外部被ばく線量評価に用いる線量換算係数を ICRP Publ.74 にまとめた。しかし、これには高エネルギー放射線（10 MeV を超える光子及び電子、180 MeV を超える中性子）は扱われていないために、別途評価する必要がある。そこで、原研を中心とする日本の研究グループは、HETC-3STEP、EGS4 等の放射線輸送計算コードを用いて、10 GeV までの中性子及び陽子、100 GeV までの電子に対する線量換算係数を計算しデータを整備した^[1]。また、これらのデータを基に、J-PARC 計画の施設遮へい設計に用いる中性子の線量換算係数をまとめ、推奨値として提供した^[2]。

宇宙開発や高々度飛行における飛行士等の線量評価では、さらにエネルギーの高い種々の粒子に対する線量換算係数が必要である。原研は、高エネルギー粒子輸送計算コード PHITS を用いて、200 GeV までの中性子、陽子、パイオンに対する線量換算係数を計算している。また、これらの高エネルギー粒子が人体に入射した時に人体組織中で生成される種々の荷電粒子のエネルギー沈着過程を詳しく調べるために、荷電粒子の LET 分布を詳細に解析している。この結果は、高 LET 放射線が人体各臓器・組織に与える影響をより詳しく解析するために必要なエネルギー沈着プロファイルに関する情報を提供する。

3. 100 MeV までの中性子に対する線量測定技術の開発

GeV オーダーの陽子加速器施設においては、ターゲットで発生し厚い遮へい体を透過してくる中性子は、熱エネルギーから GeV オーダーまでの幅広いスペクトルを持っているが、主に人体の被ばく線量に寄与するのは 100 MeV 以下の成分である。一つの試算によると、3 GeV 陽子が鉄ターゲットに入射したときの遮へい体外側における中性子の実効線量は、約 70% が 100 MeV 以下の成分によるものである¹³⁾。そこで、100 MeV までのエネルギーの中性子を対象とした線量測定技術の開発が、平成 12 年 4 月から原研高崎研究所のイオン照射施設 (TIARA) の準単色中性子場 (最高約 80 MeV) を利用して行われている。この開発は、原研-大学プロジェクト共同研究「陽子加速器施設における放射線安全に関する研究」の研究課題として実施されており、具体的には以下のテーマから構成されている。

- (1) 鉛ブリーダー付き中性子レムモニタの開発 (原研大強度陽子グループ)
- (2) 広エネルギー帯域中性子モニタの開発 (原研保物/東北大グループ)
- (3) プラスチックシンチレータの中性子検出効率の精密測定 (高エネ研/京大グループ)
- (4) 固体飛跡検出器を用いた中性子積算線量計の開発 (神船大/原研保物グループ)
- (5) 過熱液滴検出器を用いた中性子積算線量計の開発 (北大/原研保物グループ)

(1)で開発された中性子レムモニタは、 ^3He 比例計数管をポリエチレン減速材で覆った従来の中性子レムカウンタを改良したものである。ポリエチレン減速材中に鉛層を追加し、 $\text{Pb}(n,2n)$ 反応等によって強制的に ^3He 比例計数管に入射する中性子数を増倍させる方式が採用された。本中性子レムモニタは、J-PARC の第 I 期計画に採用される予定である。

(2)の中性子モニタは、有機液体シンチレータを基本検出器としたものである。1 MeV 以上の中性子入射によって発生する反跳陽子等による発光スペクトルに線量変換関数 (G 関数) を適用する方式¹⁴⁾である。現在、適用エネルギー範囲を熱エネルギー~100 MeV に拡張する開発が進められている¹⁵⁾。

(3)は、 γ 線バックグラウンドが高い環境下で、中性子の線量を精度良く測定するための基礎研究である。プラスチックシンチレータを鉛コリメータで覆い、中性子検出効率の精密測定が行われた。

(4)の線量計は、CR-39 等の固体飛跡検出器を基本検出器とした個人や環境の積算線量を測定するものである。改良を施した固体飛跡検出器に異なる種類の増感用ラジエータを適用し、数十

MeV 領域の中性子に対して適切な感度を有する線量計の開発が行われている¹⁶⁾。

(5)の線量計は、中性子が入射して生成される荷電粒子が過熱状態の有機液体中を走る時にできる泡の発生音を計測するものであり、バブルディテクタとも呼ばれている。この検出器の数十 MeV 領域の中性子に対する感度、鉛のブリーダ効果、温度依存性等が研究されている。

4. 高エネルギー中性子線量評価に関する新たな原研-大学共同研究

上で述べた共同研究の枠組みは、平成 14 年度をもって終了する。しかし、平成 15 年度からは新たな枠組み「TIARA 連携研究」として継続される予定である。この「TIARA 連携研究」では、研究テーマ「陽子加速器施設における線量評価に関する研究」の下に以下に示す課題が扱われ、原研と大学間の有機的な協力がなされる予定である。

- 課題 1：外部被ばく線量評価用基礎データの測定評価
 - (1) 中性子入射に対する重荷電粒子生成断面積の測定（東北大／原研大強度陽子グループ）
 - (2) 中性子線量計算コードの精度検証用データの測定（原研保物／高エネ研グループ）
- 課題 2：内部被ばく評価用基礎データの測定評価
 - (1) 内部被ばく防護データの測定（原研保物／京大・高エネ研グループ）
 - (2) 内部被ばく線量評価基礎データの測定（京大・高エネ研・名大／原研保物グループ）
- 課題 3：高エネルギー中性子用モニタ・線量計の開発
 - (1) 広エネルギー帯域中性子モニタの開発（原研保物／神船大グループ）
 - (2) 固体飛跡検出器を用いた中性子積算線量計の開発（神船大／原研保物グループ）
 - (3) 中性子モニタ・線量計の校正技術の開発（原研保物／東北大グループ）

5. おわりに

高エネルギー中性子に対する線量評価は、難しいテーマである。種々の粒子輸送計算コードを用いて被ばく線量が計算されているが、コード間で評価値が異なる場合が多々ある。この原因が、計算コードのモデルにあるのか、断面積等のデータにあるのかをはっきりさせるためには、やはり実験を行い検証していく姿勢が大切である。また、高エネルギー加速器施設の被ばく源となる全てのエネルギー成分を対象とした線量測定を行うことも不可能である。したがって、測定器で捕らえられる成分を基に、被ばくの全体像を推定しながら合理的に放射線管理を行うことが重要であると思う。

参考文献

- [1] 坂本幸夫, 他 6 名 : JAERI-1345 (2002).
- [2] 坂本幸夫, 山口恭弘 : JAERI-Tech 2001-042 (2001).
- [3] 宮本幸博, 他 3 名 : JAERI-Tech 2002-086 (2002).
- [4] E. Kim et al. : Rdiat. Prot. Dosi., 102(1), 31 (2002).
- [5] 金ウンジュ, 他 4 名 : 日本原子力学会和文論文誌, 1(3), 317 (2002).
- [6] K. Oda et al. : Rdiat. Prot. Dosi., 101(1-4), 569 (2002).



11. 100MeV まで対応可能な中性子モニタ用検出器の開発

Development of Neutron-Monitor Detectors Applicable for Energies up to 100 MeV

佐藤達彦 遠藤章 山口恭弘 金ウンジュ*

日本原子力研究所 東海研究所

Tatsuhiko SATO, Akira ENDO, Yasuhiro YAMAGUCHI and Eunjo KIM*

Department of Health Physics,

Japan Atomic Energy Research Institute

中村 尚司

東北大学

Takashi NAKAMURA

Tohoku University

For the purpose of monitoring of neutron doses in high energy accelerator facilities, we have been developing neutron detectors which are applicable for neutron energies up to 100 MeV. The present paper reports characteristics of a phoswich-type neutron detector which is composed of a liquid organic scintillator and ${}^6\text{Li}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ sheets.

Keyword: Neutron Dosimetry, Neutron Monitor, High Energy Accelerator, Liquid Organic Scintillator, Phoswich Detector, SCINFUL code

1. はじめに

日本原子力研究所（原研）と高エネルギー加速器研究機構(KEK)による共同プロジェクト J-PARC 計画において、2001 年度から大強度陽子加速器施設の建設が原研東海研究所にて開始された。このような数 GeV 以上の陽子ビームを発生する高エネルギー加速器施設では、遮へい体を透過してくる熱エネルギーから数 GeV の中性子が、加速器運転時の主たる被ばく源になる^{[1],[2]}。この中で、熱エネルギーから約 100MeV までの中性子が、線量への寄与の大部分を占めている。したがって、この広いエネルギー範囲にわたり適切に中性子線量を測定できるモニタの開発が、放射線管理上不可欠である。

現在、中性子モニタとしてレムカウンタが広く使用されているが、その感度は中性子エネルギーが 10MeV 以上になると急激に低下する。この特性を改善するために、レムカウンタの減速材中に鉛やタングステンを組み込み、高エネルギー中性子に対する感度を向上させたモニタ^{[3],[4]}が開発されている。しかし、数十 MeV 以上の中性子に対しては、その感度はなお不十分である。

このような背景から、本研究では、これまでに有機液体シンチレータ BC501A (NE213 に相当)を用い、シンチレータの発光量から線量を直接評価するスペクトル荷重関数^{[5],[6]} (G 関数) を適

*現在 産業技術総合研究所

National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

用することにより、数 MeV から 100MeV までの中性子線量を測定する方法を開発した^[7]。しかし、BC501A は、数 MeV 以下の中性子に対する感度がほとんどない。そこで、測定範囲を低エネルギー側へ拡張するために、シンチレータの中に ^{10}B を含有させた BC501A、 ^6Li ガラスシンチレータまたは ^6Li を含有した ZnS(Ag)シートと BC501A を組み合わせた複合型検出器の開発を進めてきた。これらの中で、 ^{10}B 含有 BC501A 及び ^6Li ガラスシンチレータと BC501A を組み合わせた複合型検出器に対する特性試験の結果に関しては、既に論文としてまとめられている^{[8],[9]}。

本論文では、広帯域エネルギー対応型中性子検出器として最も小型化・軽量化の期待できる ^6Li 含有 ZnS(Ag)シートと BC501A を組み合わせたホスウィッチ型検出器の概要及びその特性試験の結果について報告する。

2. 検出器の概要

検出器の構造を図 1 に示す。この検出器は、直径 12.7cm、長さ 12.7cm の円柱状 Pyrex ガラスセル内部に BC501A を封入し、セルの外側に ^6Li を含有した ZnS(Ag)シートを付着させた構造を持つ。ガラスセルの端面は、光電子増倍管 R4144 Assy (Hamamatsu 製)に接合されている。BC501A は、その応答関数がよく調べられており、G 関数により高エネルギー中性子による線量を導出する目的に適した有機液体シンチレータである。

この検出器に入射した光子及び数 MeV 以上の中性子は、それぞれ電子及び反跳陽子を生成し、BC501A を発光させる。また、熱中性子は、ZnS(Ag)シート中に含有されている ^6Li に捕獲され、 (n, α) 反応から放出される α 線により ZnS(Ag)シートを発光させる。このように、光子、速中性子、熱中性子による発光は、独自の反応経路により引き起こされ、それぞれの減衰時間は約 10nsec、100nsec、3 μ sec と異なる。したがって、その差による波形の違いを調べることにより入射粒子を弁別できる。

例として、各粒子からの発光による典型的なアノード出力及びダイノード出力を図 2 に示す。熱中性子と他の粒子による発光は、ダイノード信号の立ち上がり時間差を用いて、速中性子と光子による発光は、アノード信号の全発光量と減衰部分の発光量の比を用いてそれぞれ弁別できる。このようにして、速中性子入射に限定した発光量分布を測定し、それに G 関数を適用することにより高エネルギー中性子による線量を導出できる。また、熱中性子に対しても感度があるため、レムカウンタと同じ原理を用いることにより、数 MeV 以下の中性子による線量が測定可能となる。

3. 検出器の特性試験

3. 1 粒子弁別性能

原研放射線標準施設棟(FRS)にある ^{252}Cf 及び $^{241}\text{Am}\text{-Be}$ 中性子源を用いて、検出器の粒子弁別性能に対する特性試験を行った。その実験体系を図 3 に示す。実験は、 ^{252}Cf 線源と検出器の間にパラフィンブロックを設置して作った光子、熱中性子及び速中性子の混在場で行った。検出器からの発光を光電子増倍管で増幅し、得られたアノード信号の全発光量と減衰部分の発光量、及びダイノード信号の立ち上がり時間を測定した。

例として、 ^{252}Cf 線源を用いた実験におけるダイノード信号の立ち上がり時間分布を図 4 に示す。熱中性子からの発光による信号は、他の粒子からの信号と比べて立ち上がり時間が非常に長いた

め、はっきりと弁別できる。しかし、光子及び速中性子からの信号の立ち上がり時間にはそれほど差がないため、この図から、これらの粒子による発光を弁別することはできない。そこで、これらについては詳細に発光の減衰時間を調べて弁別した。アノード信号の出力を積分して、全発光量と減衰部分に限定した発光量の2次元プロットを作成した結果を図5に示す。同じ発光量の場合、減衰時間の長い速中性子からの発光の方が減衰部分の発光量が大きくなるため、速中性子と光子による発光を弁別することができた。これらの結果から、本検出器の粒子弁別特性は非常に優れていることが分かった。

3. 2 高エネルギー中性子線量評価

前述の ^{252}Cf 及び $^{241}\text{Am}\text{-Be}$ 中性子源、並びに原研高崎研究所 TIARA にある AVF サイクロトロンにより作られる準単色中性子場を用いて、高エネルギー中性子線量評価に対する検出器の特性試験を行った。これらの実験体系を図6に示す。RI 中性子源を用いた実験では、前述の粒子弁別法により速中性子入射と識別されたイベントの発光量分布を測定した。また、TIARA における実験では、同様の粒子弁別を行った後、飛行時間測定法を用いて速中性子のエネルギーを決定し、ピークエネルギー (40.3MeV) の中性子入射に限定した発光量分布を測定した。

図7及び図8に、測定した発光量分布を応答関数計算コード SCINFUL^[10]による計算結果と併せて示す。全ての条件に対して、測定と計算はよく一致した。測定した発光量分布にG関数を適用して導出した線量は、 ^{252}Cf , $^{241}\text{Am}\text{-Be}$ 中性子源, 40.3MeV 中性子入射に対して、それぞれ 1.34, 21.2, 11.9($\mu\text{Sv/h}$)であり、中性子フルエンスから求めた計算値 1.49, 24.3, 11.2($\mu\text{Sv/h}$)とほぼ一致した。これらの結果から、本検出器は高エネルギー中性子モニタとして十分な性能を有することが確認できた。

4. 今後の予定

今回製作した検出器の試験結果から、速中性子と熱中性子との弁別が可能であることが分かった。次の段階として、 ^6Li 含有 ZnS(Ag)シートを BC501A の内側に配置し、 $^6\text{Li}(n, \alpha)$ 反応率が線量当量換算係数のエネルギー依存性を表すように改良する。また、計算コード SCINFUL-QMD^[11]を用いて 100MeV 以上の中性子入射に対する応答関数を導出し、より高エネルギーまで測定可能な中性子モニタの開発を行う予定である。

参考文献

- [1] 坂本 幸夫, 山口 恭弘: JAERI-Tech 2001-042 (2001).
- [2] 宮本 幸博, 池野 香一, 秋山 茂則, 原田 康典: JAERI-Tech 2002-086 (2002).
- [3] Birattari, C. et al, Radiat. Prot. Dosim. 76(3), 135 (1998).
- [4] Olsher, R. H. et al, Health Phys. 79(2), 170 (2000).
- [5] 森内 茂, 長岡 鋭, 坂本 隆一, 斉藤 公明: JAERI-M 8092 (1979).
- [6] Oyama, Y., Sekiyama, K. and Maekawa, H., Fusion Technol. 26(3), pt2, 1098 (1994).
- [7] Kim, E., Endo, A., Yamaguchi, Y., Yoshizawa, M., Nakamura, T. and Shiomi, T., Radiat. Prot. Dosim., 102(1), 31 (2002).

- [8] 金 ウンジュ, 遠藤 章, 山口 恭弘, 吉澤 道夫, 田中 進, 潮見 大志, 中村 尚司,
Danielle R. D. RASOLONJATOVO: JAERI-Tech 2002-041 (2002).
- [9] Rasolonjatovo, A.H.D., Shiomi, T., Kim, E., Nakamura, T., Nunomiya, T., Endo, A.,
Yamaguchi, Y. and Yoshizawa, M., Nucl. Inst. Meth. A 492, 423 (2002).
- [10] Dickens, J., ORNL-6436, Oak Ridge National Laboratory (1988).
- [11] Satoh, D., Shigyo, N. and Ishibashi, K., J. Nuc. Sci. Technol., Supplement 2, 657 (2002).

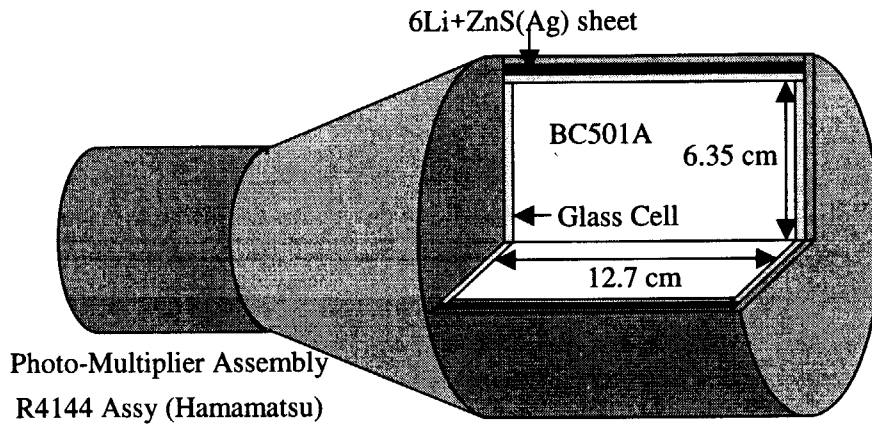


Fig. 1 Schematic view of a phoswitch-type detector which is composed of a liquid organic scintillator and ${}^6\text{Li}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ sheets.

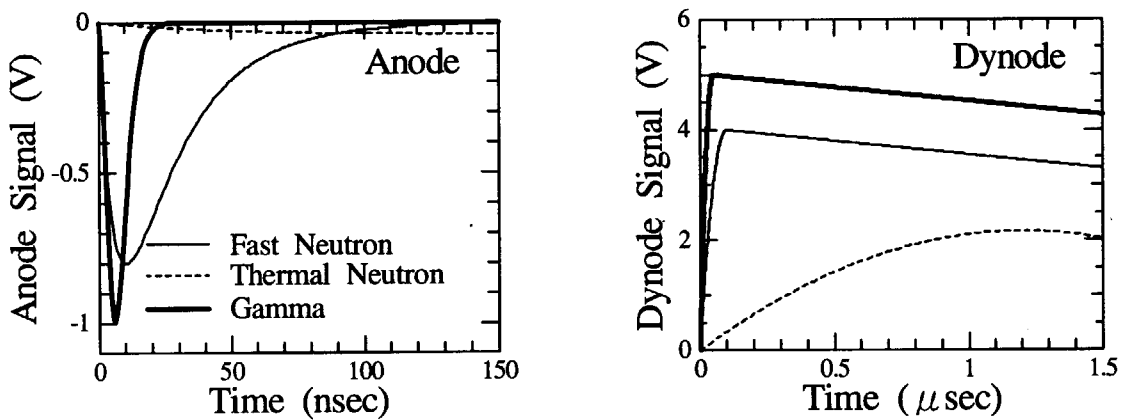


Fig. 2 Typical signals from an anode and a dynode of the phoswitch detector.

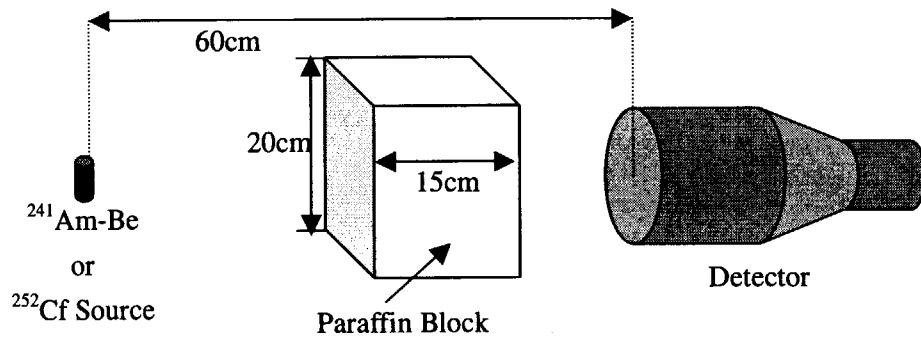


Fig. 3 Schematic view of an experimental setup to examine the particle discrimination ability of the phoswitch detector.

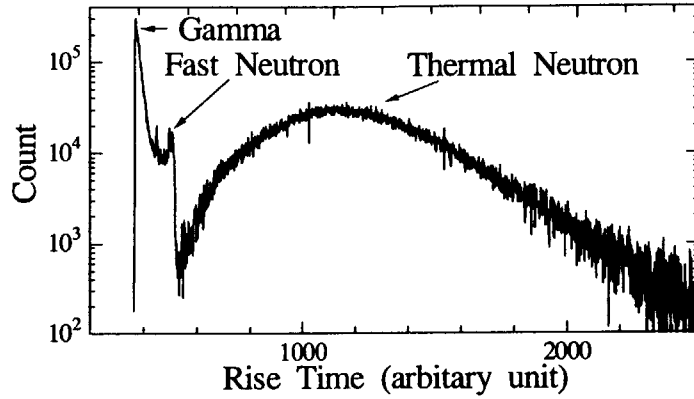


Fig. 4 Rise time distribution of dynode signals for the ^{252}Cf source case.

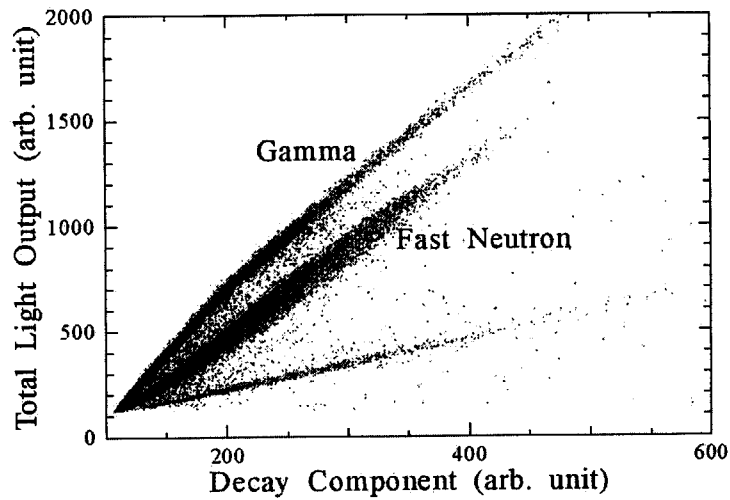


Fig. 5 Scattering plot between the total and decay component of light outputs for the ^{252}Cf source case.

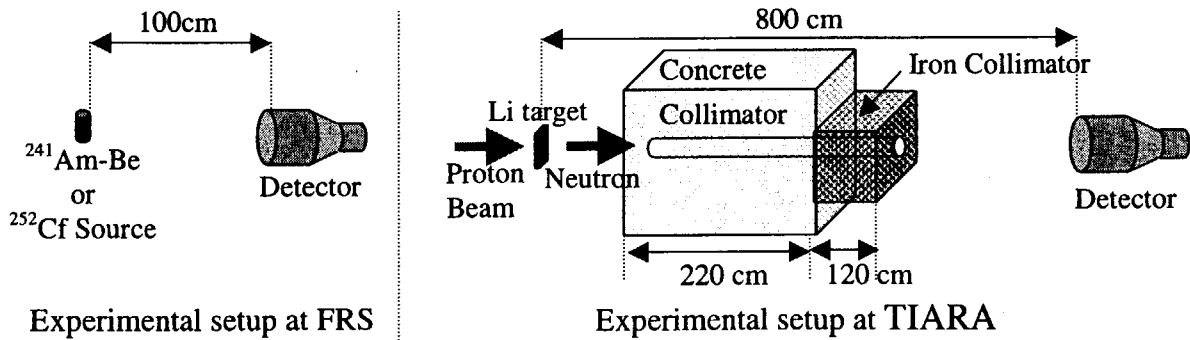


Fig. 6 Schematic views of experimental setups to measure high energy neutron doses.

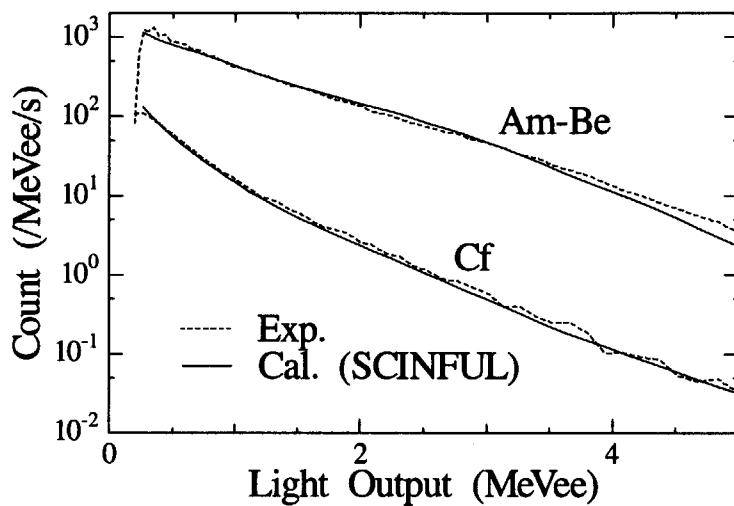


Fig. 7 Distributions of light outputs from the phoswich detector by the incidence of neutrons emitted from ^{252}Cf and $^{241}\text{Am-Be}$.

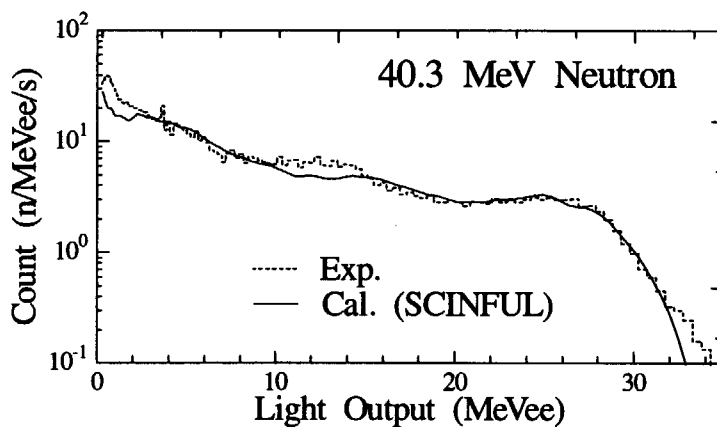


Fig. 8 Distributions of light outputs from the phoswich detector by the incidence of 40.3 MeV neutrons.



12. 高エネルギー対応積算線量計の開発 (1)

Development of Integrated-Type Dosimeter Responsive to High Energy Neutrons (1)

小田啓二, 今坂雄一, 塚原一孝, 山内知也, 中根佳弘*, 山口恭弘**
神戸商船大学, 日本原子力研究所大強度陽子加速器施設開発センター*, 保健物理部**

Keiji ODA, Yuichi IMASAKA, Kazutaka TSUKAHARA, Tomoya YAMAUCHI,
Yoshihiro NAKANE* and Yasuhiro YAMAGUCHI**

Kobe University of Mercantile Marine,
Center for Intense Proton Accelerator Facilities*, Department of Health Physics**, Japan Atomic
Energy Research Institute

The response of plastic nuclear track detectors to high-energy neutron has been investigated as a personnel dosimeter for radiation protection in a field observed around particle accelerators and at high altitudes. At first, three types of detectors, pure CR-39, TD-1 (containing an antioxidant) and TNF-1 (co-polymer of CR-39 and NIPAAm) were compared after exposure to quasi-monoenergetic neutrons generated by p-Li reactions at TIARA, JAERI. TD-1 detector was selected as a most promising element from viewpoints of the detection efficiency and post-etched surface. In the second, the radiator effect has been investigated both experimentally and theoretically for more efficient detection of high-energy neutrons. A performance of four types of radiator materials, CH₂, CD₂ (deuterized hydrocarbon), LiF and C, was checked. The efficiency has also been numerically calculated based on a model with a special attention to the angular dependence of cross sections and data of characteristic response to light ions. The effect of respective radiator candidates has been evaluated as a function of the neutron energy. A two-layer radiator has been proposed to adjust the energy dependence of the relative sensitivity to conversion factor for dose-equivalent.

Keyword: Plastic Nuclear Track Detector, CR-39, High-Energy Neutron, Radiator, Deuterized Hydrocarbon, Detection Efficiency, Energy Dependence

1. はじめに

ICRP60[1]において職業被ばくの一部に含める必要性が指摘されて以来、航空機運航や宇宙活動に伴う放射線被ばく評価の重要性が高まってきている。このような場においては、MeV オーダーの中性子に加えて、100 MeV 程度の中性子の線量寄与が大きいことが知られており、高エネルギー・大強度の粒子加速器施設周辺とほぼ同様な放射線防護上の問題を抱えている。

既存の原子力施設で使用されている中性子モニタや線量計は、通常 20 MeV 以上の中性子に対して感度が低くなり、現在の測定器をそのまま適用すれば被ばく線量を過小評価する恐れがある。そこで、我々は、個人線量計として有望な素子のひとつである飛跡検出器について 20 MeV 以上の中性子に対する検出効率の定量的評価と感度向上に向けた改良を行っている。このためには中

中性子源・標準中性子場が不可欠であり、平成 12 年度から、大学・原研プロジェクト共同研究「高エネルギー放射線用モニタ・線量計の開発」の一環として、原研高崎研 TIARA の準単色中性子を利用して実験を進めている。本稿では、これまで行ってきた飛跡検出器の高エネルギー中性子に対する応答と、さらに高い感度を実現するために不可欠な増感用ラジエータに関する検討結果の一部を報告する。

2. プラスチック飛跡検出器の高エネルギー中性子に対する応答[2,3]

2.1. プラスチック飛跡検出器 (PNTD)

熱中性子から D-T 中性子までを対象とした以前の我々の研究では、薄くホウ素をドーブした CR-39 とラジエータから成る線量計を提案した[4]。なお、この段階において、10 MeV 以上での感度低下の問題を指摘していた。20 MeV 以上の高エネルギーへ対応するには、飛跡検出器自体の感度改善、および適切なラジエータの設計という 2 点の改良が必要である。

前者に関連する実験として、3 種のプラスチック飛跡検出器を調査対象とした。従来の CR-39 飛跡検出器 (フクビ化学社製、商品名 BARYOTRAK、以下簡単のため“純 CR-39”)、少量の酸化防止剤を混ぜた改良型 CR-39 (以下 “TD-1”) および 1997 年に原研・日大グループによって開発された CR-39 と NIPAAm (N-イソプロピルアクリルアミド) の共重合体プラスチック (以下 “TNF-1”) である。小倉等の実験[5]によると、27 MeV プロトンを検出しており、これは LET₂₀₀ でおよそ 10keV/μm、Z²/β で約 4 の粒子まで記録できることを示唆している。Fig.1 は、これまで収集・評価してきた我々のデータに小倉等の実験データを合わせて、これら 3 種の PNTD のプロトンに対する感度をまとめたものである。ここでは、エッチ率比 (トラックエッチ率とバルクエッチ率の比) から 1 を引いたものを感度と定義し、このエネルギー依存性を示している。図に示されたプロトンに対する感度の違いが、後述するように、中性子に対する感度に影響する。

2.2. 中性子感度の相対比較

中性子照射実験は、原研高崎 TIARA において行った。AVF サイクロトロンで加速されたプロトンをリチウムターゲットに当て、この核反応で発生した準単色中性子は 220cm 厚の鉄コリメータを通して実験室に導かれている[6]。

まず高エネルギー中性子に対する応答を調べてみた。PNTD の前にはポリカーボネイトを置いた。これは反跳陽子の供給源として働くとともに、外部から直接入射する可能性のある荷電粒子に対する遮蔽体となる。また、各サンプルには、あらかじめ ²⁵²Cf からの核分裂片を当てているので、このピット径から溶出厚が求まる。この実験では、すべて 15±0.2 μm になるようにエッチング時間を調節した。

Fig.2 はこの実験結果の一例で、65 MeV 準単色中性子をラジエータ付き PNTD に当てた時のエッチピット密度を比較したものである。ラジエータがない場合では、純 CR-39 に比べて、TD-1 および TNF-1 の感度は各々 1.5 倍、2 倍となっている。この差はラジエータが厚くなればなるほど開いており、この実験範囲では、最終的に各々 2 倍、3 倍以上となっていることが分かる。ラジエータを置くとこの中で発生する荷電粒子が加わるので、一般にトラック密度も増加する。しかし、高エネルギープロトンに対して感度が低い純 CR-39 では、これらプロトンを記録し難いた

め、ほとんど効果が無いのに対し、Fig.1 で示したように TD-1 や TNF-1 ではこれら反跳プロトンの一部を捕らえることができるため、このような差となったと解釈できる。

2.3. 記録荷電粒子種類の同定

Fig.2 で得られた結果をより定量的に議論するために、以前に筆者が開発した多段階エッチング法[7]を用いて、これら PNTD に記録された荷電粒子種類の推定を試みた。この手法では、PNTD を 2~3 μm 刻みで繰り返しエッチングを行い、Fig.3 のように、同一顕微鏡画面を追跡していく。例えば、エッチピット#57 は Fig.3 (a)にはないが Fig.3 (b)では現われている。このことは深さ 3.8 μm から 9.5 μm までの間で発生した荷電粒子であることを意味している。ピットの新たな発生だけでなく、画面内に記録されたすべてのエッチピットの長・短半径を各段階で計測する。このような手間の掛かる作業の結果、Fig.4 に示したようなエッチピット成長曲線を得ることができる。例えば、#5 と #8 は原点から始まっているので、これらは PNTD の外で発生し PNTD に入ってきた荷電粒子であり、この図中の残りの飛跡は PNTD 内部で発生したものであると判断できる。さらに、成長率（直線の傾き）からエッチ率比が、図には示していないが長短半径から角度が、曲線の飽和パターンから大まかな飛程の情報を得ることができる。こうした解析から、例えば#81 の飛跡は、6.8 μm の深さで約 26 度の角度で発生し、エッチ率比が 1.6 で少なくとも 10 μm 以上の飛程を持っている粒子であることが分かる。これらの情報から、最終的には、プロトンまたはその同位体（デューテロン、トリトン）であろうと判断できる。

現在の分解能では、プロトン（及び同位体）、 α 粒子、重イオンの 3 種にしか分類できない。各々の照射条件での飛跡を各々 100 個以上分析し、その結果を百分率にしてまとめたものを Table 1 に示す。純 CR-39 に記録された粒子は約半分が重イオンであるのに対し、TNF-1 では逆に約 70% はプロトンであることが分かる。これらの結果と Fig.2 のデータを合わせて考えると、Fig.2 中の TNF-1 のピット密度の増加の大半はラジエータで発生した反跳プロトンの寄与であると言える。

2.4. エッチング後の表面状態

これまで述べてきたように、3 種の PNTD の中性子に対する応答を調べた結果、TNF-1 が最も優れた感度を持つことが確認できた。しかしながら、Fig.5 に示したように、エッチング後の表面状態を TD-1 及び純 CR-39 と比べると、TNF-1 は表面荒れが目立っている。このため小さなエッチピットとの区別がつかなくなり、検出レベルを上げざるを得ない（ピット径が広く分布する中性子計測においては、このような表面荒れは大きな問題となる）。今後、製造手法等の改良によりこの問題が解決されることを期待するが、感度およびエッチング後の表面状態の両方の観点から当面の間次善の TD-1 を候補として使用することにした。

3. 増感用ラジエータの検討[8]

3.1. ラジエータ物質

高エネルギー中性子への対応のもうひとつの課題は、増感用ラジエータの設計である。速中性子用には、通常ポリエチレン (CH_2) が用いられるが、高エネルギー中性子では反跳されたプロトンのエネルギーが高すぎ、飛跡検出器ではこれらを記録し難い。そこで、次に重いラジエータ

粒子を候補とし、重水素置換体、フッ化リチウム、グラファイトの効果を調べた。重水素化炭化水素の中から、本実験ではドトリアコンタン ($C_{32}D_{66}$ 、以下簡単のため“ CD_2 ”と記す) を選んだ。これはパラフィン的一种で、融点が 69.6°C なので成形も簡単である。また、京都大学原子炉実験所で作製された熱中性子遮へい用濃縮フッ化リチウムタイルの一部を借用した。グラファイトは作製した CH_2 および CD_2 に近い厚さのものを選んだ。

各々 CH_2 : 165, CD_2 : 187, ${}^6\text{LiF}$: 469, C : 154 mg/cm^2 の厚さのラジエータを付けた TD-1 検出器に、前回同様原研 TIARA において 40 MeV 準単色中性子を照射した。その結果、溶出厚 15 μm でのエッチピット密度の比は、1 : 1.12 : 0.76 : 0.48 であった。このように、比較的薄い (100~1200 mg/cm^2) ラジエータでは CD_2 が CH_2 を上回る事、および ${}^6\text{Li}$ や ${}^{12}\text{C}$ の効果は予想以上に少ないことが分かった。

3.2. ラジエータ効果の理論的評価方法

上の実験結果をより定量的に解析するために、理論的に検討することにした。ラジエータによる増感効果は、一般的には、粒子発生反応率の立体角 Ω およびラジエータ厚さ t の二重積分によって計算することができる。

$$\varepsilon_r = N \iint \frac{d\sigma}{d\Omega} d\Omega dt \quad (1)$$

$$\text{但し、} \quad \cos\theta \geq \cos\theta_c = 1/S \quad \text{および} \quad d > d_c \quad (2)$$

(1)式の積分範囲は、(2)式で示される飛跡検出器特有の2つの条件によって制限される。ひとつは臨界角条件と呼ばれるもので、Fig.6 の潜在飛跡 A のように斜めに入射する荷電粒子はエッチピットが形成されない。この条件によって立体角の積分範囲が狭まる。もうひとつは、顕微鏡画面上でのピット識別に関するもので、例えば Fig.6 中の等価な潜在飛跡 B, C, D のうち、小さなピット B や浅いピット D は認識できないことになる。この条件のため厚さ積分範囲が狭められることになる。

本実験で用いたラジエータ物質を構成する元素、C, D, Li, C, F と高エネルギー中性子との相互作用には多くの種類があるが、発生する荷電粒子の飛程 (PNTD まで到達できるラジエータ厚さ) を考慮すると、各々の元素について最も効果がある相互作用は弾性散乱であると考えられるので、まずこの反跳粒子について計算を行った。その他の粒子の寄与、特に (n, α) 反応についてはラジエータ種類も含めて次段階で検討する予定である。

中性子核反応断面積では、主に 20 MeV 以下について詳細に調べられているが、これ以上の領域ですべての核種に対して系統的に評価されたライブラリは少ない。以下の計算では、ENDF-B/VI (release 6 以降では LA-150 のデータが組み込まれている) を用いた。この中では、重心系における中性子散乱角に対する角度微分断面積として与えられているため、Fig.7 のように、実験室系における反跳荷電粒子の放出角に対する値に換算した。

次に、ある与えられた反跳角に対する深さ方向の積分について考える。Fig.6 で説明したピットサイズ条件は、PNTD に入る時のエネルギーに上限と下限があることを意味している。Fig.8 はこの条件の決定に使う計算の一例で、 $\cos\theta=0.9$ で傾いて入ってきた各粒子の円等価直径をプロ

ットしたものである。なお、この計算に必要な軽イオンのエッチ率比データは我々の評価値[9,10]を、また粒子飛程は STOPOW プログラム[11]による計算値を用いた。こうして角度ごとに求まる上・下限エネルギーに対するラジエータ物質内での飛程を R_U, R_L とすると、(1)式は次のように置きかえることができる。但し、 T はラジエータ厚さ、 Σ は巨視的断面積、*は規格化したことを表す。

$$\varepsilon_r = 2\pi\Sigma \int (t_U - t_L) \frac{d\sigma^*}{d\Omega} d(\cos\theta), \quad (3)$$

$$t_L = \text{Max}(R_L \cos\theta, T), \quad t_U = \text{Max}(R_U \cos\theta, T) \quad (4)$$

3.3. ラジエータ効果のエネルギー依存性

(3),(4)式の計算結果の一例を Fig.9 に示す。40 MeV 中性子に対する(3)式の値をラジエータ厚さの関数として示した。一般に、ラジエータの厚さとともに感度の増分は増えていくが、最大飛程で飽和する。実線で示した CD_2 の曲線は、その飛程が短いため CH_2 より先に飽和するが、飽和値は CH_2 の方が高い。3.1 節で示した実験では、厚さが 170, 190 mg/cm^2 と飛程に比べて短いため、この厚さでは CD_2 の方が上回っていたと言うことになる。十分な増感が得られる厚さで実験するためには検出器自体も広くする必要があり、次回の実験で確認する予定である。

ラジエータ効果の飽和値 ε^* 、即ち十分な厚さのラジエータでかつ中性子の減弱が無視できるという理想的な場合の弾性散乱反跳粒子の寄与を 150 MeV までのエネルギーに対して計算した結果を Fig.10 にまとめた。すべてのエネルギー範囲で CH_2 の効果が最大であること、また、Li や C イオンの働きは極めて小さいことが確認できた。

筆者の期待に反して CD_2 が CH_2 を上回ることはなかったが、多層構造とすることで各々単独のラジエータより高い効率を達成することが可能である。例えば Fig.9 の CH_2 の計算結果を見ると、表面からおよそ 0.5 g/cm^2 までの層の寄与はほとんどない。この領域で発生したプロトンのエネルギーが高すぎて高感度 PNTD である TD-1 でも記録できないことを意味している。換言すれば、この表面層は反跳プロトンの供給というより、奥で発生したプロトンの減速材の役目しか果たしていないことになる。もしそうならば、この層はどんな物質でも構わないので、 CD_2 に置き換えることにする。例えば、Fig.9 中の破線は、0.8 g/cm^2 の CD_2 と CH_2 を重ねたときの増感効果を示しており、デューテロンとプロトンの効果が足されることが分かる。この場合の CD_2 層は、デューテロンの供給源と同時に奥の CH_2 層で発生したプロトンの減速材という2つの働きをしていることになる。

また、図中破線は個人線量当量への換算係数[12]を示しており、最終的には感度のエネルギー依存性をこの曲線に合わせることになる。傾向を比べると CH_2 ではより低いエネルギーで減少し始めるため、線量当量レスポンスからずれることが予想される。しかしながら、上で述べた2層構造ラジエータあるいは混合物ラジエータとすることによって、ある程度レスポンスのエネルギー依存性はコントロールできると考えている。今後、入射角度依存性の検討に加えて、感度制御技術の確立という観点からさらにアプローチしていく予定である。

4. おわりに

本稿においては、中性子用個人線量計の素子として有望な飛跡検出器の適用範囲を高エネルギー領域へ広げるための課題について検討した。このためには、飛跡検出器自体の感度を上げること、および適切な増感用ラジエータを設計することの2点が重要である。

前者については、原研 TIARA からの準単色中性子場における実験を通して、対中性子感度とエッチング後の表面状態という観点から、従来から用いられてきた純 CR-39 より、少量の酸化防止剤の入った改良型 CR-39 (商品名 TD-1) が適していることを確認した。

後者に関して、いくつかのラジエータ物質を使った予備実験を行った。また、角度微分断面積と軽イオンに対するエッチング特性データを用いた計算を行い、その結果、 CD_2 と CH_2 から成る2層構造とするか、混合物にすることによって、より大きな増感効果および感度のエネルギー依存性の制御が可能であることを示した。

謝辞

本研究は、平成 12~14 年度の大学・原研プロジェクト共同研究「高エネルギー放射線用モニタ・線量計の開発」の一環として行いました。また、本研究の一部は、文部科学省科学研究費の援助の下で行いました。

参考文献

- [1] ICRP Publication 60, 1991.
- [2] Oda, K., Ichijo, H., Miyawaki, N., Yamauchi, T., Nakane, Y.: *Radiat. Meas.*, 34, 171 (2001).
- [3] Oda, K., Saito, Y., Miyawaki, N., Yamauchi, T., El-Rahmany, A., Nakane, Y., Yamaguchi Y.: *Radiat. Prot. Dosimetry*, 101, 569 (2002).
- [4] Oda, K. et al.: *Nucl. Instrum. Methods*, B61, 302 (1991).
- [5] Ogura, K. et al.: *Nucl. Instrum. Methods*, B185, 222 (2001).
- [6] Baba, M. et al.: *Nucl. Instrum. Methods*, A428, 454 (1999).
- [7] Oda, K., Ito, M., Miyake, M., Michijima, M., Yamamoto, J.: *Nucl. Instrum. Methods*, B35, 50 (1988).
- [8] Oda, K., Imasaka, Y., Tsukahara, K., Yamauchi, T., Nakane, Y. and Yamaguchi, Y.: *Proc. 21st Int. Symp. on Nuclear Tracks in Solids, Delhi, 2002*, to be published.
- [9] Yamauchi, T., Taniguchi, T. and Oda, K.: *Radiat. Meas.* 31, 261 (1999).
- [10] Yamauchi, T., Ichijo, H., Oda, K., Doerscel, B., Hermsdorf, D., Kadner, K., Vaginay, F., Fromm, M., Chambaudet, A: *Radiat. Meas.* 34, 37 (2001).
- [11] Henniger, J. et al.: *Rosendorf Central Institute of Nuclear Research, ZfK-648*, 1988.
- [12] ICRP Publication 74, 1996.

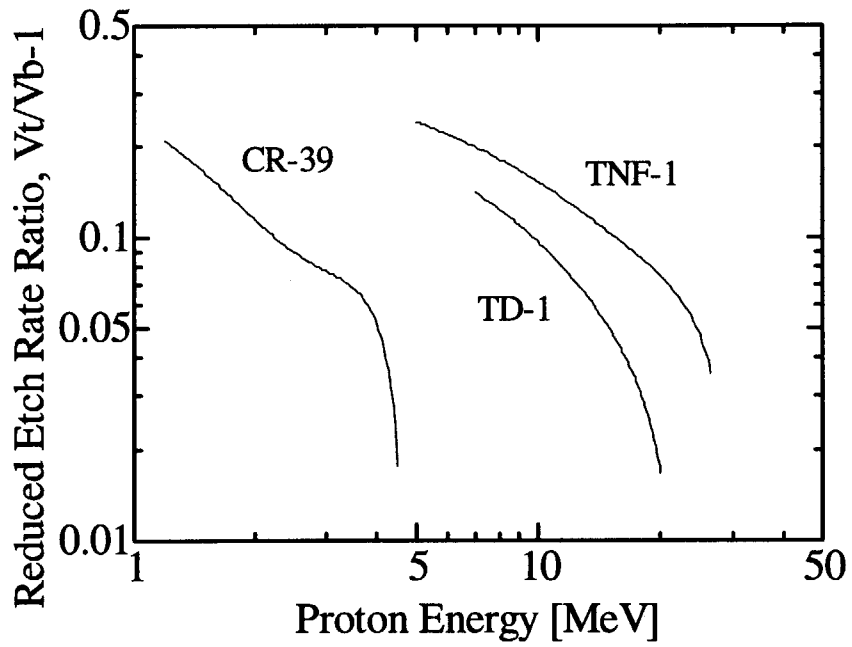


Fig. 1. Dependence of the sensitivity of three types of PNTDs on the proton energy [3].

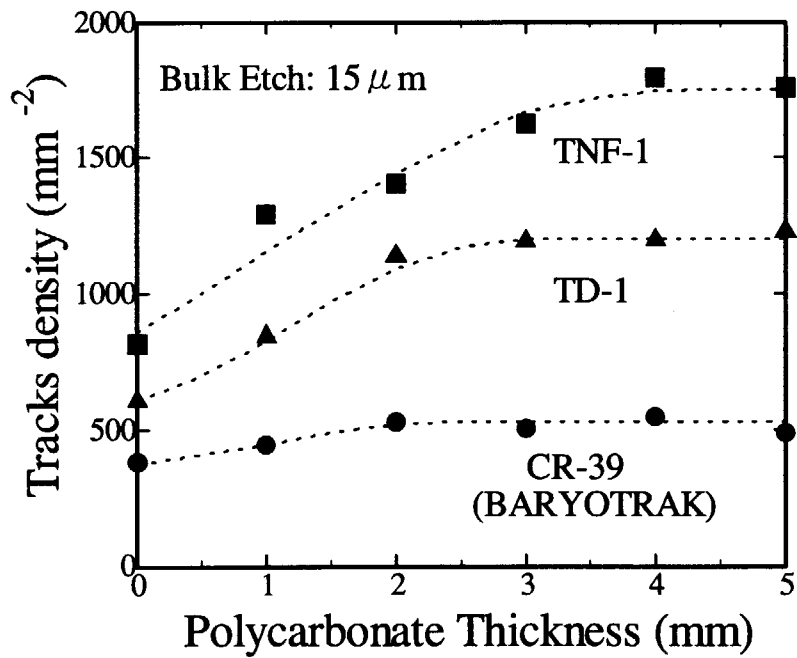


Fig. 2. Etch-pit density for three PNTDs exposed to 65MeV neutrons as a function of radiator thickness [3].

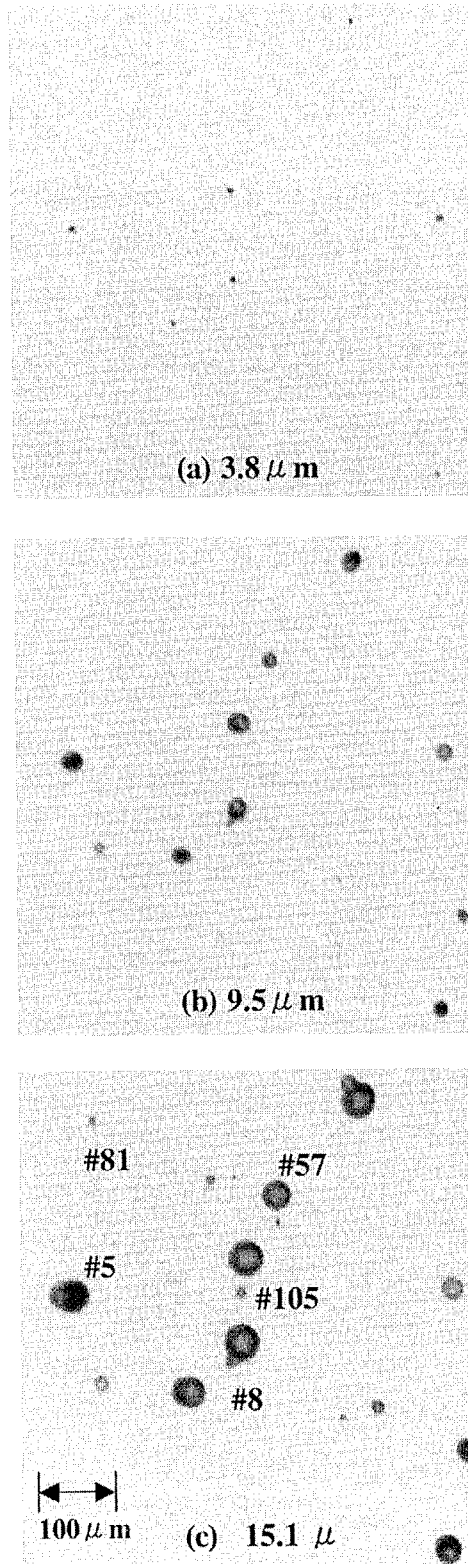


Fig. 3. Etch-pit evolution recorded in CR-39 (BARYOTRAK) exposed to 65 MeV neutrons [2].

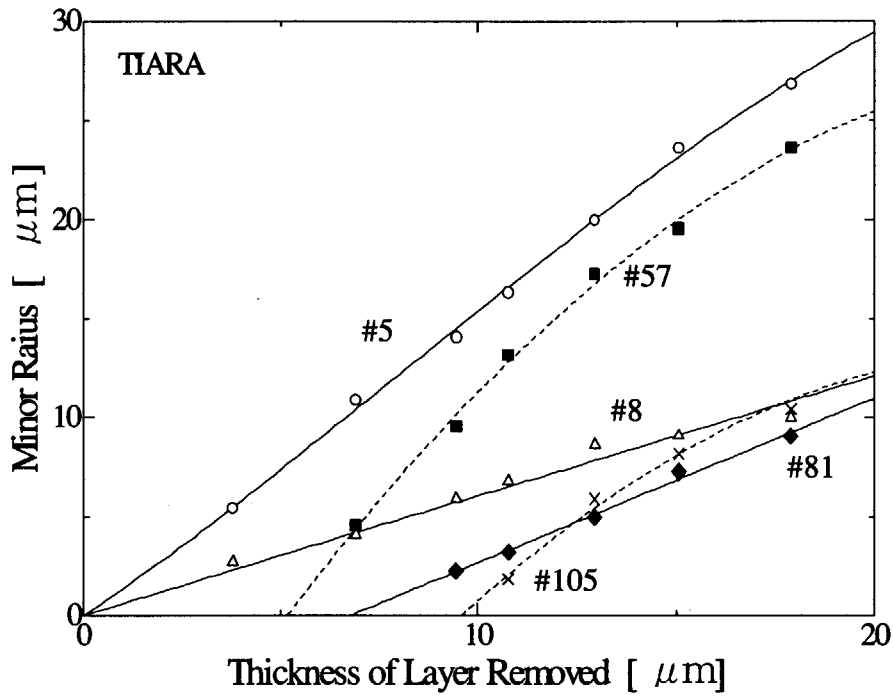


Fig. 4. Typical growth curves for etch-pits shown in Fig.4, which can give information about the etching rate ratio, the depth of interaction, the angle of incline, etc. [2].

Table 1. Comparison between a pure CR-39 and TNF-1 in the fraction of registered particle classified into three groups of protons, α -particles and heavier ions [3].

Type of PNTD	Neutron energy	Fraction of particles recorded [%]		
		p,d,t	α -particles	heavy ions
CR-39	65MeV	29 \pm 5	22 \pm 5	49 \pm 6
TNF-1	65MeV	68 \pm 12	15 \pm 6	17 \pm 6
TNF-1	40MeV	69 \pm 7	8 \pm 3	23 \pm 4

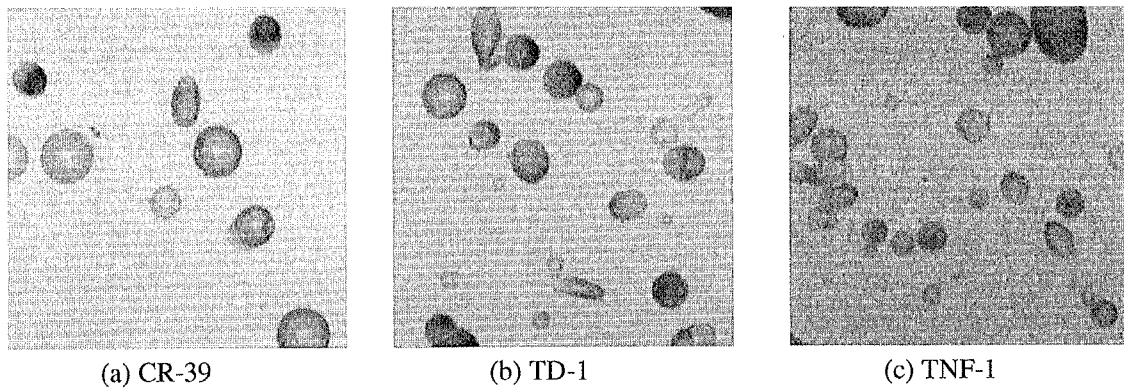


Fig. 5. Microscopic pictures for three types of PNTDs exposed to 65-MeV neutrons [3].

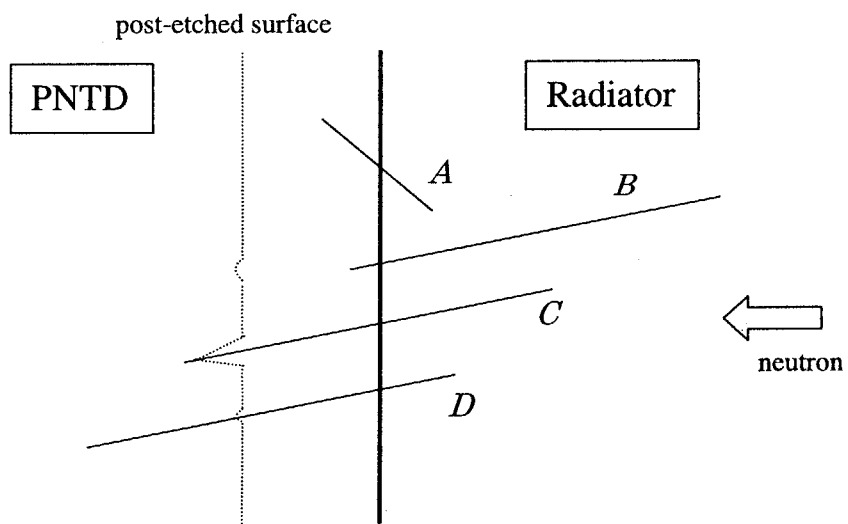


Fig. 6. Latent tracks in PNTD exposed to energetic neutrons (solid lines) and post-etched surface (dotted line) [8].

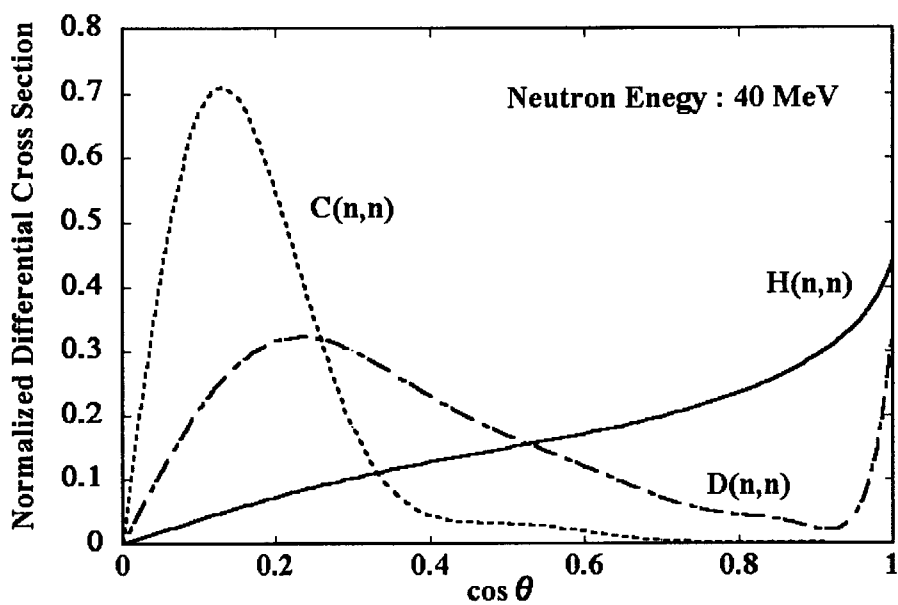


Fig. 7. Normalized angular differential cross section for elastic scattering with H, D and C.

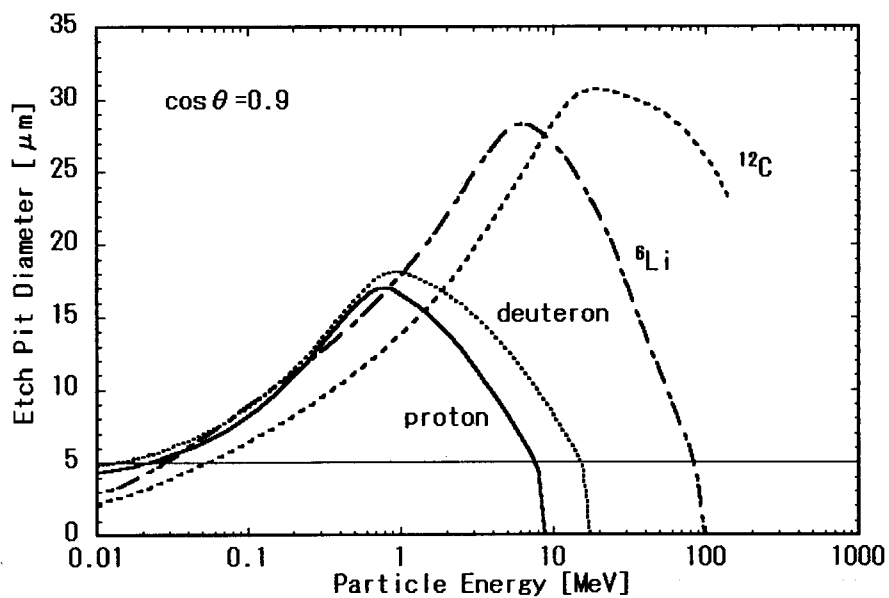


Fig. 8. Calculated etch-pit diameter as a function of particle energy. Lower and upper energies are determined with which latent tracks are countable [8].

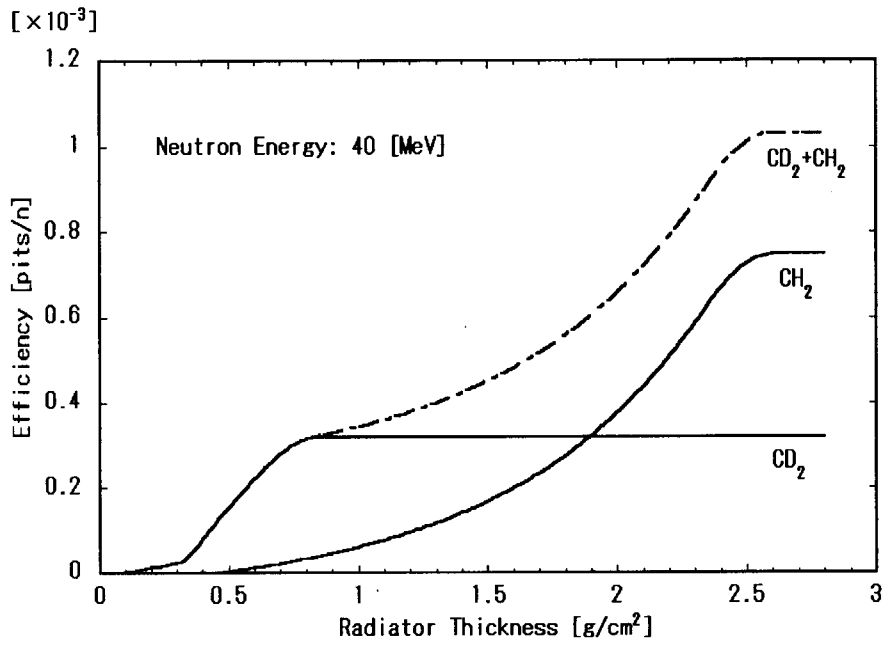


Fig. 9. Dependence of enhanced efficiency by the radiator on the thickness of CH_2 and CD_2 materials. A broken line represents the efficiency for two layers consisting of $0.8 \text{ g}/\text{cm}^2$ - CD_2 and CH_2 [8].

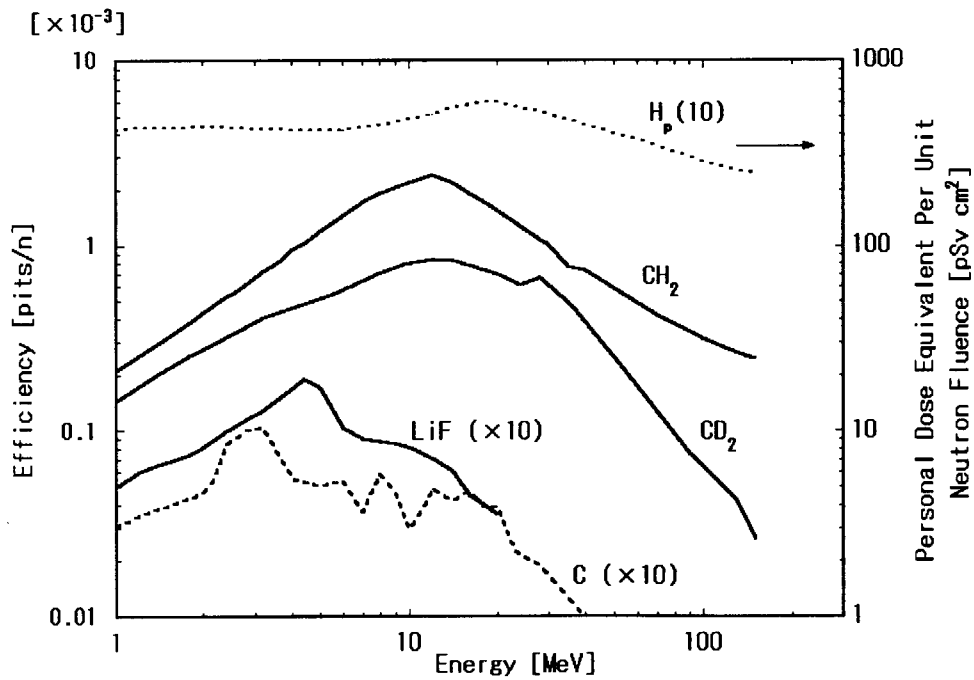


Fig. 10. Radiator effect as a function of neutron energy. An uppermost dotted line represents personal dose equivalent given by ICRP74 [8].



13. 高エネルギー対応積算線量計の開発 (2)

Development of Integrated-Type Dosimeter Responsive to High Energy Neutrons (2)

澤村晃子 村井郁夫 阿部正史 魚山和哉 Mala DAS 津田 修一*
北大 日本原子力研究所東海研究所*

Teruko SAWAMURA, Ikuo MURAI, Masashi ABE, Kazuya Uoyama, Mala DAS and Shuichi TUDA
Hokkaido University,
Tokai research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute*

The response of superheated drop detectors or bubble detectors (BDs) was measured for quasi-monoenergetic neutron beams in the 40-75 MeV range. The experiments were performed at the AVF cyclotron facility, TAKASAKI Ion Accelerator for Advanced Radiation Application (TIARA) of Japan Atomic Energy Research Institute(JAERI). The measured dose sensitivities showed to be lowered to about a half the nominal sensitivity. A lead-breeder introduced to extend the response to the high energy region were investigated and compared with Monte Carlo calculations by MCNPX code.

Keyword: superheated drop detector, high energy neutron, quasi-monoenergetic neutron lead-breeder, dose sensitivity, MCNPX

1. はじめに

過熱液体の放射線による気化現象を利用する放射線検出器は、泡箱として知られているが、近年同じ原理で簡便な型の検出器が開発されている。検出器は支持媒質と、その中に数 $10\mu\text{m}$ の液滴状に拡散させた低沸点液体により構成されている。保存時には検出器を加圧しておき、使用時に大気圧に開放すると液滴は過熱状態になる。

放射線と液滴構成原子や原子核との相互作用により荷電粒子が生成される。液滴内で生成された荷電粒子、或は液滴外で生成され液滴に入射した荷電粒子の液滴液体へのエネルギー付与により気泡が形成され、気泡を計数することにより放射線束・線量等を評価する。

検出可能な放射線の種類、エネルギー領域等は検出液体や動作温度・圧力等に依存する。中性子線量計として開発された検出器は小型で高感度である、 γ 線や電子線のような低 LET 放射線に不感である、検出器構成物質が組織に近い、等の利点を有している^{1,2)}。現在、支持媒質の選び方により2つの型の検出器が開発されており、それぞれ短所・長所がある。一つは媒質がゲル状の弾性体で、気泡は生成された位置に留まり目視で計数でき、また再加圧により気泡は液滴に戻り、繰り返し使用可能なタイプである。しかし、気泡が検出器内に蓄積されるため、ダイナミックレンジが狭いという欠点がある。もう一つは支持媒質が液体で生成気泡は媒質中を上昇し、媒質表面から失われるため、再使用不可のタイプである。(市販検出器では、バブルディテクタ (bubble detector, BD) が前者、過熱液滴型検出器 (superheated drop detector, SDD) が後者である)

気泡計数法には、目視による方法、気泡生成時の発生音を計数する方法、気泡蒸気体積を測定

する方法等がある。SDDには蒸気体積測定法と共に発生音計数法が用いられ、BDは目視法が用いられてきたが、最近、BDにも発生音計数法が使われている。

この型の検出器の中性子線量感度は、0.1-15MeVのエネルギー領域ではほぼ平坦な特性を有することが報告されているが^{2,3)}、15-20MeV以上では感度が低下することが報告されている⁴⁻⁹⁾。

Agostero等はBDの高エネルギー領域での特性を改善するために、鉛ブリーダを用いることを試み、CERN-EU高エネルギー標準中性子場施設(CERF)における実験によって、エネルギー特性を高エネルギー側まで平坦化する可能性を示している⁹⁾。

本文では40-75MeV準単色中性子に対するBDの応答を測定し、更に鉛ブリーダ効果について調べた結果について報告する。

2. 実験

実験ではバブルディテクタ、BD100R(BTI社)を用いた。検出器の公称感度は、0.033~3.3bubbles/ μ Sv(20°C)である。検出器は、温度制御のためのニクロムヒータが巻かれたAl容器中に設置した。Fig.1に示すように鉛ブリーダはAl容器を囲む円筒で、内径3.0cm、高さ11.5cm、厚さ1、2、3cmの3種を用いた。検出器システムはピークエネルギー40、65、75MeVの準単色中性子により、垂直方向から照射された。準単色中性子は日本原子力研究所高崎研究所TIARA AVFサイクロトロン施設でLi(p,n)反応によって得られ、陽子エネルギーはそれぞれ、43、68、78MeVである。エネルギースペクトルは、ピーク部とピークエネルギー以下の平坦な低エネルギー部を有しており^{10,11)}、ピーク部の線量 D_{peak} は全線量 D_{total} の25~35%である。 D_{total} に対する D_{peak} および20MeV以上の線量 $D_{E>20MeV}$ の比をTable1に示した。線量は、入射中性子スペクトル¹⁰⁻¹²⁾と線量換算係数にICRP74表A42¹³⁾を用いて評価している。

気泡計数は、気泡生成時に発生する音響信号をAl容器中の検出器底面に設置したアコースティックエミッション(AE)センサーで検出し、波形成形回路を経て計数する方法で行った。Fig.2に典型的なAEセンサー出力波形と照射中の微分計数と積分計数の例を示す。

なお、低エネルギー中性子の応答に対する鉛ブリーダの影響を調べるために、45MeV電子線LINACからの電子を鉛ターゲットに照射して得られる(γ, n)反応による中性子(エネルギー~2MeV)照射実験も行った。

3. 実験結果とその検討

Table 1に25°Cで測定された40、65、70 MeV準単色中性子に対する線量感度を、公称感度(公称感度はAm-Be中性子に対する測定値。25°Cの値は検出器購入時に添付された感度の温度依存性曲線により評価)と共に示す。感度、 $S_{total} = \text{bubble数} / D_{total}$ は公称感度の1/2程度まで低下することが確認された。高エネルギー領域の感度評価には、低エネルギー領域の線量寄与を無視できない。エネルギー20MeV以下の中性子に対する感度 $S_{E<20MeV}$ として公称感度を用い、次式に従って20MeV以上の中性子に対する感度 $S_{E>20MeV}$ の評価を試みその結果をTable 1に示した。

$$S_{E>20MeV} = (S_{total} \cdot D_{total} - S_{E<20MeV} \cdot D_{E<20MeV}) / D_{E>20MeV} \quad (S_{E<20MeV} \sim \text{公称感度}_{25^\circ\text{C}})$$

低エネルギー中性子の寄与を差し引いた感度 $S_{E>20\text{MeV}}$ は公称感度の 30~40% となり、入射中性子エネルギーと共にやや増加する傾向が見られる。

線量感度に対する鉛ブリーダの効果を 40、75MeV 中性子について測定した結果を Fig. 3 に示す。線量感度は公称感度で規格化して示した。線量感度は鉛厚さと共に増加し、またその増加率は 75MeV の方が大きい。~3cm 厚の鉛ブリーダによって、公称感度とほぼ等しい感度が得られている。

鉛付き検出器について、準単色中性子照射時の検出器内の中性子スペクトルを MCNPX モンテカルロコードにより計算した。計算体系は BD、Al 容器、真空、鉛ブリーダより構成される同心円筒体系で、Fig. 1 に示したヒーター、AE センサーは含まれていない。検出器成分は H 8.8%、C 28.2%、O 62.5% としている¹⁴⁾。Fig. 4 に 75 MeV 中性子入射時の検出器内平均スペクトルを示す。0.1~10MeV にピークが現れている。BD はこのエネルギー領域の中性子に感度が高いので、この中性子が感度の増大に寄与していると考えられる。

45MeV 電子線の鉛ターゲット照射から放出される (γ , n) 反応による中性子に対しては、鉛ブリーダによる感度の変化は観測されなかった。

4. 結言

BD100R は 40-75MeV 準単色中性子に対し線量感度が公称感度の約 1/2、20MeV 以上の高エネルギー中性子に対し、30-40% に低下することを明らかにした。鉛ブリーダ付き BD-100R は 20keV~80MeV までほぼ平坦な線量感度を有する高エネルギー対応線量計として期待できることが示された。気泡が検出器内に蓄積されることから積分型線量計ではあるが、本実験のように発生音を計数する手法を用いるならばリアルタイムの線量計として用いることもできる。

参考文献

- [1] d'Errico F. et al.: Radiat. Prot. Dosim. 70, 103(1997).
- [2] Ing H. et al.: Radiat. Meas. 27,1 (1997).
- [3] d'Errico F. et al.: Rad. Prot. Dos. 54, 357 (1994).
- [4] Spurny F. and Votockova I.: Rad. Prot. Dos. 65, 393 (1996).
- [5] d'Errico F. et al.: Rad. Prot. Dos. 65,397 (1996).
- [6] Albert W.G. et al.: Rad. Prot. Dos. 96,251 (2001).
- [7] d'Errico F. et al.: Rad. Prot. Dos. 96, 261 (2001) 1.
- [8] Tume P. et al.: Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A 406, 153 (1998).
- [9] Agosteo S. et al.: Rad. Prot. Dos. 88, 149 (2000).
- [10] Nakao N. et al.: Nucl. Eng. 124, 228 (1996).
- [11] Baba M. et al.: Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A 428,454 (1999)
- [12] Nakane, Y. Y. Sakamoto: Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A 459, 552 (2001)
- [13] ICRP Publication 74, Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation., Ann. ICRP 26(Oxford: Elsevier Science)(1996)
- [14] Agosteo S. et al.: CT-SBS-00006(1999)

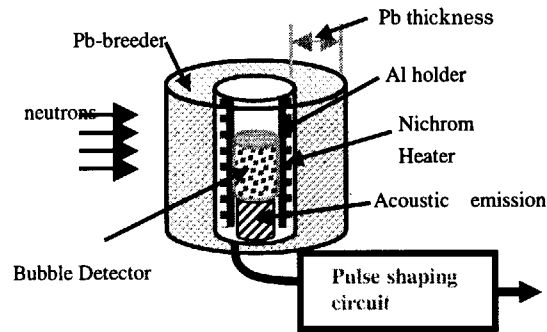


Fig. 1 Detector system with lead converter. Neutrons irradiated normal to the detector axis.

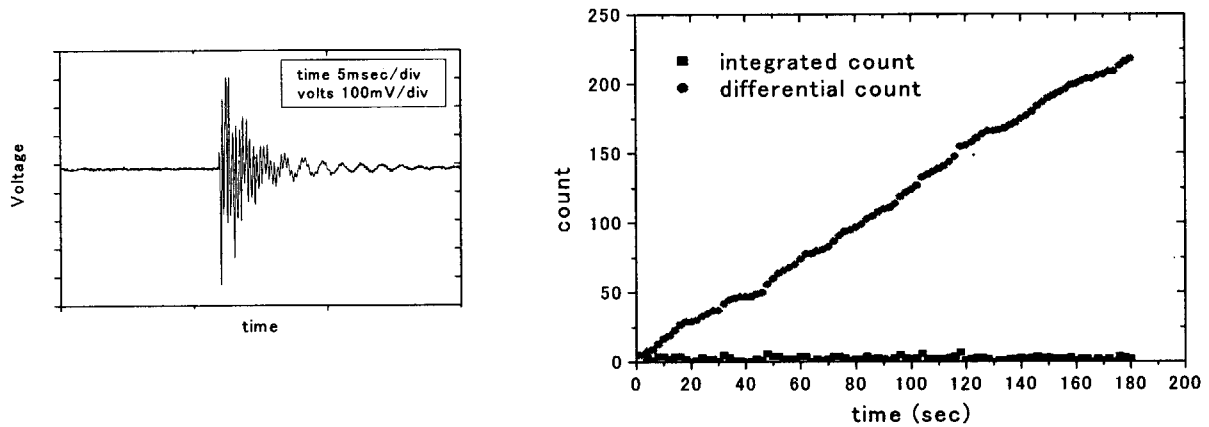


Fig.2 Typical waveform of output from the AE sensor and integral and differential counts of the detector irradiated with neutrons.

Table 1 Neutron dose and dose sensitivity of the detector system

Neutron peak energy	Nominal sensitivity(25°C) (=S _{E<20MeV}) [bubbles/μSv]	D _{peak} / D _{total}	D _{E>20MeV} / D _{total}	S _{total} =bubbles/D _{total} [bubbles/μSv]	S _{E>20MeV} [bubbles/μSv]	S _{E>20MeV} / S _{E<20MeV}
40MeV	0.044	0.25	0.59	0.025	0.013	0.28
65MeV	4.4	0.30	0.77	2.1	1.4	0.32
75MeV	4.4	0.35	0.79	2.3	1.7	0.40

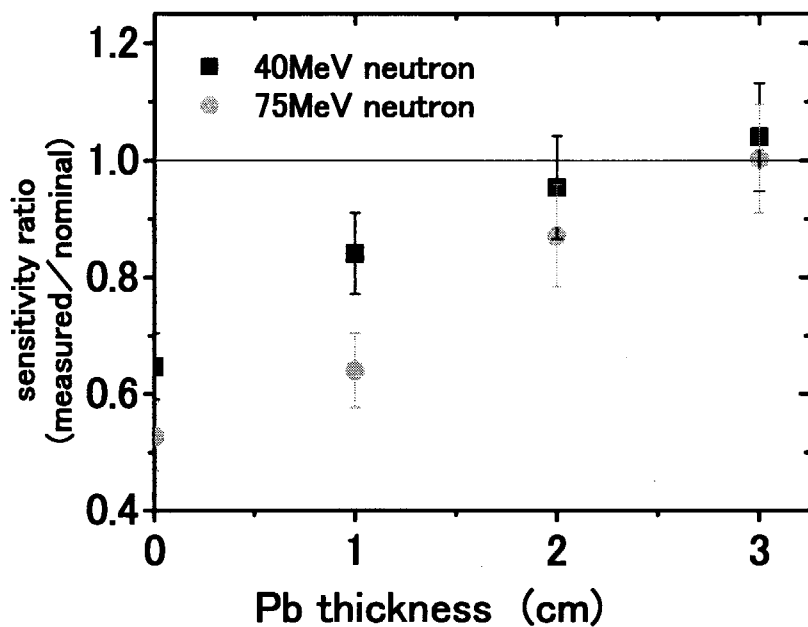


Fig3 Measured sensitivity of the bubble detector system with and without lead converter irradiated with 40 and 75 monoenergetic neutrons.

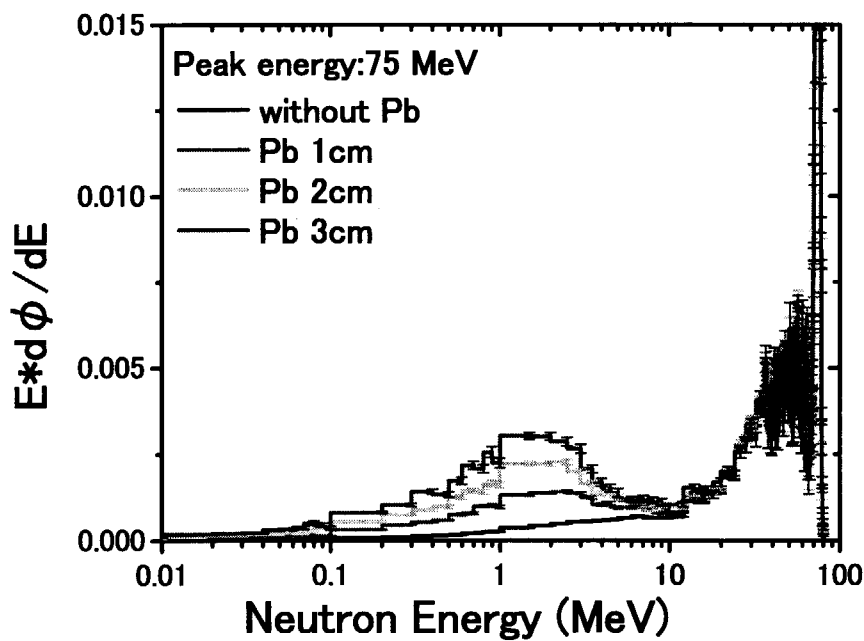


Fig.4 Calculated neutron energy spectrum in the bubble detector with and without lead converter irradiated with neutrons produced by 75 MeV proton.



14. 高エネルギー放射線輸送コードの現状

Present Status of High Energy Particle and Heavy Ion Transport Code.

仁井田浩二

(財) 高度情報科学技術研究機構 (RIST)

Koji NIITA

Research Organization for Information Science & Technology

We describe the particle and heavy ion transport code system (PHITS) which has been developed by JAERI, RIST and Tohoku University.

Keyword: Transport Code, NMTC/JAM, QMD, PHITS

1. はじめに

大強度陽子加速器施設開発センターの中性子施設開発グループが中心となって開発されてきた粒子輸送コード NMTC/JAM¹⁾ は、東北大、RIST の協力のもとに原子核の輸送も取り入れられ、PHITS として開発が進められている。本稿では、2 節から 6 節まで、PHITS 開発の背景や特徴、今後の方向を解説し、7、8 節では、PHITS の重要な要素である、JAM²⁾、QMD³⁾ コードについて具体的に解説し、9 節ではベンチマークテストの結果、10 節ではグラフィカル表示の例を示す。人体被ばく線量評価の観点からの PHITS に対する要望、提案を頂ければ幸甚である。

2. PHITS 開発の背景

粒子及び原子核の物質中の輸送を取り扱うシミュレーションの応用範囲は多岐にわたる。高エネルギー物理、原子核実験、中性子散乱、原子炉、核変換、医療、加速器、宇宙工学などである。各応用分野はそれぞれのシミュレーションコードを用い、実験の解析、実験装置の設計、施設の安全性評価、治療の最適化を行う。それらは、取り扱う粒子、物理過程、エネルギー、物質、予測する物理量に特色を持ち、独自の道を歩んできた。

ところが、大強度陽子加速器施設を例にとると、入射陽子のエネルギーが 3GeV、中性子散乱実験に使う中性子のエネルギーは数ミリ eV に及ぶ。実に 12 桁のエネルギー範囲を扱う必要がある。解析には幾つかの既存のコードを組み合わせる必要が出てきた。これは、研究が新しい領域に踏み込む時には避け得ない問題で、重イオンを用いた医療、大強度の陽子加速器の施設、宇宙ステーションでの問題などでは、既存のツールの組み合わせの煩雑さと非効率さが研究の進展の足かせとなりかねない。

PHITS コードは、この様な状況のもと、粒子及び原子核の物質中の輸送のシミュレーションを軸に、各グループのコードを統合し、新しい研究対象に迅速に利用できるツールを開発することを目的として開発されてきた。

3. 世界情勢

世界の幾つかのグループは、既に統合コードの開発を行ってきている。2 つの代表的なグループをあげると、ひとつは、Los Alamos の MCNPX⁴⁾ グループであり、もうひとつは、Geant4⁵⁾ プロジェクトである。

MCNPX は、MCNP⁶⁾ コードをベースとしている。MCNP は、Los Alamos で開発され、中性子が 0-20MeV、光子と電子が 1keV-1GeV までを扱えるコードである。物理過程は、核データライ

ブラリーを用いて処理される。その歴史も長く炉物理、核融合と多くの関連分野で広く使われてきた標準コードである。MCNPXは、MCNPコードに、20MeV以上の核反応モデルとしてLAHETコード、CEMコードをパッケージ化し統合し、また、LA150⁷⁾などの高エネルギー核データライブラリーの利用も可能となっている。更に、数 GeV 以上の高エネルギー反応は FLUKA コードをパッケージ化して取りこんで輸送粒子、適用エネルギーの拡張を行ってきた。

一方、Geant4 プロジェクトは、国際的な協力体制でヨーロッパ、ロシア、日本、カナダそしてアメリカの10以上の実験施設から100人以上の研究者の参加を得ている。Geantは、元来CERNの高エネルギー実験とその測定器の設計のために作られたシミュレーションコードであるが、Geant4プロジェクトからは、全ての粒子と、全てのエネルギーのシミュレーションのツールキットを目標として、各種のコードをパッケージ化し統合、開発されている。MCNPXと比べると、測定器関係の光子、電子の輸送は強く、逆にハドロン輸送部分がまだ不十分であり、現在整備が進められている。

4. PHITS の履歴

PHITSコードの前身は、ORNLのNMTC⁸⁾コードで、20MeVから数GeVまでの核子、中間子輸送コードであった。1982年、原研がそれに高エネルギー核分裂モデルなどを導入しNMTC/JAERI⁹⁾とし、1997年には、CG幾何形状、インポートランスなどの分散低減、前平衡過程などの計算モデルの改良を行ってNMTC/JAERI97¹⁰⁾として公開した。2001年には、数GeV以上の核反応コードとしてJAMを取り入れ、適用エネルギーを200GeVまで拡張し、また、GG幾何形状、GEM¹¹⁾コードなどの導入や、断面積の改良を行って、NMTC/JAM¹⁾として公開した。2002年に、原研、東北大、RISTが共同で、原子核の輸送部分、原子核・原子核反応を記述するJQMD³⁾コード、20MeV以下の中性子、1keV-1GeVまでの光子と電子の輸送部分、幾何形状と計算結果のグラフィカル表示を取り入れて現在のPHITSコードとなっている。

5. PHITS の特徴

開発の規模は、MCNPX、Geant4に遠く及ばないが、原子核の輸送を取り入れた統合コードとしては初めてのものであり、幾何形状の規格として代表的なCGとGGが両方利用可能であることや、磁場中のビーム輸送と同時に周辺部の核反応をシミュレートできる点など、他には無い特徴を備えている。

プログラムはFortranで書かれているが、NMTC/JAMへの移行の際に粒子輸送をコントロールする基幹部分を新規に作成し、他のコードのパッケージをオブジェクトとして容易に取り入れられるようにした。その結果、並列化、GG幾何形状のパッケージ、JQMDコード、GEMコード、核データライブラリーを使った中性子、光子、電子の輸送パッケージなどの取りこみが速やかに行われた。統合コード開発には必須の汎用性の高いオブジェクト指向の基幹部分が既に整備されていることが、PHITSの今後の拡張に大きな支えとなっている。

シミュレーションコードに重要なグラフィカル表示に関しては、ポストスクリプトファイルを作り出すAngel¹²⁾コードが組み込まれている。入力形状や、計算の途中結果、最終結果は全て最適化された形でグラフィカルに表示することができる。また、最終的な図版を得るためにも、Angelを用い最小限の加工で処理できる。

6. PHITS の今後

PHITSコードは現在、正式な公開手続きはまだであるが、NMTC/JAMのユーザーのうちの希

望者にテスターとしてコードを配布している。これらテスターから多くの要望が出されている。例えば、中性子工学の分野からは、重力効果や磁場の効果も考慮した、中性子分光に必要なガイド管、チョッパー、等の各種コンポーネント、及び試料を含んだ中性子軌跡追跡計算。核変換グループからは、誘導放射能、燃焼計算を含んだコード体系。また、高エネルギー光子、電子の輸送を取り扱うための EGS4¹³⁾ の導入などである。これらの要望を順次実現できるように開発を進めていきたいと考えている。

7. JAM コード

JAM コードは、PHITS の中で高エネルギーの核反応をシミュレートする重要な要素である。JAM (Jet AA Microscopic Transport Model)²⁾ は、元来、BNL の Relativistic Heavy Ion Collider (RHIC) の実験を解析するために作られた、重イオン用のシミュレーションコードで、シミュレーションのタイプとしては、核内カスケードモデルである。従って、素過程の断面積をどのように準備するかがモデルの核心となる。JAM モデルでは、素過程の断面積を構築するにあたり、共鳴モデルとストリングモデルという二つのモデルを用いている。前者は、実験的にも観測されている個性のはっきりした共鳴状態の断面積とそれらの崩壊チャンネルで、全体の断面積を記述するもので、後者は、共鳴状態より高いエネルギーで、連続的な中間状態(ストリング)を介して¹⁴⁾、それらの統計的な崩壊で得られる終状態の断面積を評価するものである¹⁵⁾。これらは、ちょうど低エネルギーの中性子-原子核の断面積の構造に似ている。Fig. 1 に、陽子-陽子の全断面積が実験値とともに描かれている。共鳴状態チャンネルの断面積を Breit-Wigner 型で評価したものを重ね合わせたものが、Fig. 1 のグレイの領域である。幾つかの成分は図中に示されている。この共鳴状態の寄与を非弾性断面積から除いた残りをストリングの寄与としている。従って、JAM では、エネルギーと共に共鳴モデルからストリングモデルへ連続的に移行する様に作られている。この様にして、JAM コードは、いかなる組み合わせのバリオン-バリオン、バリオン-メソン、メソン-メソンの断面積も統一的に記述する。

Fig. 2 は、13.7GeV の陽子を Au に入射した時、生成される陽子、 π^- 、 K^+ の横方向のエネルギースペクトルの実験値と JAM コードの結果を比較したものである。反応過程としては、多段階過程であり、中間状態として核子の共鳴状態が多数関与した複雑なものであるが、JAM コードは実験値を良く再現する。

8. QMD コード

核物理におけるシミュレーションにおいては、素過程の断面積とともに原子核の束縛状態をどう扱うかがより重要となる。そこで核物理では、原子核を構成する核子が自由独立ではなく、それぞれに相互作用し合って原子核を形作るという描像を分子動力学的にモデル化した QMD (Quantum Molecular Dynamics)³⁾ が発展してきた。QMD では、波束で表された核子同士が有効相互作用をしながら自己束縛系を形作る。この様な原子核で核反応を起こさせると、核子はカスケードモデルと同様に他の核子と衝突を起こすと同時に、まわりの核子と相互作用しながら放出されたり束縛されたりする。その結果、放出粒子のスペクトル、フラグメントの荷電数や質量数、励起エネルギー、反跳エネルギーが求められる。カスケードモデルが、核子入射を前提として標的核の簡単なポテンシャルを仮定したのに対し、QMD では、核子同士の相互作用から自己束縛系を記述するので、カスケードモデルでは不可能な原子核-原子核反応を統一的に記述することが可能となる。

QMD は主に原子核-原子核衝突を解析するために用いられてきたが、近年、核子入射反応から中性子の解析に精力的に用いられ、その妥当性が検証されている^{3, 17)}。また、JENDL 高エネ

ルギーファイルの計算モデルとしても用いられている。これまでは原子核-原子核衝突からの中性子断面積はあまり実験的に測定されてきていなかったが、放射線医学総合研究所で測定が始められている¹⁸⁾。Fig. 3は、核子当たり100MeVの ^{12}C がC(左側)、核子当たり400MeVの ^{56}Fe がPb(右側)に入射したときの生成中性子の断面積である¹⁹⁾。標的の厚さは、ほぼそれぞれの飛程に合わせてある。QMDを用いたPHITSの結果は、実験値を良く再現している。

9. 標的実験との比較

厚い標的での実験との比較として、AGSで行われた核破碎標的実験を紹介する²⁰⁾。この実験は、直径20cm、長さ130cmの長い円柱の水銀ターゲットを用い、ターゲット表面に配置した各種のサンプルの放射化を測定することにより間接的に核破碎中性子の断面積を測定したものである。入射陽子のエネルギーは、1.6、12、24GeVである。放射化の反応は、例えば、 $^{115}\text{In}(n,n')^{115m}\text{In}$ 、 $^{93}\text{Nb}(n,2n)^{92m}\text{Nb}$ 、 $^{209}\text{Bi}(n,xn)$ のようなもので、その反応のしきい値は、0.3から70.5 MeVである。計算では、得られた中性子のフラックスと放射化断面積をかけて反応率を計算している。

Fig. 4は、 $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$ の反応率で、この反応のしきい値は3.3MeV、最も寄与する中性子のエネルギーは約10MeVである。PHITSの結果は、実線のヒストグラムで表示してある。横軸は、標的の先端からの距離である。この図が示すように、PHITSの結果は、反応率の位置依存性、また、その絶対値を良く再現する。特に核破碎中性子源の設計に重要な反応率のピーク位置を良く再現している。

10. グラフィカル表示の例題

シミュレーションにおいては、結果のグラフィカル表示は重要である。PHITSでは、ポストスク립トファイルを作り出すAngelコードが組み込まれているため、入力形状や、計算の途中結果、最終結果は全て最適化された形でグラフィカルに表示することができる。ここでは、入力形状の3次元表示の例題を2つ示す。Fig. 5は、核破碎中性子源のターゲットの周り、3つのモデレーターを表示している。これらは、複雑な幾何形状の中にあるので、3次元表示でかつ物質を透過させたり、カットを入れたりしなければならないが、これらをPHITSの入力から指定できる。Fig. 6は、人体Phantomの表示である。

参考文献

- [1] Niita, K., Meigo, S., Takada, H., and Ikeda, Y., JAERI-Data/Code 2001-007 (2001)
Niita, K., Meigo, S., Takada, H., and Ikeda, Y., Nucl. Instr. and Meth. **B184**, 406 (2001)
- [2] Nara, Y., Otuka, O., Ohnishi, A., Niita, K., Chiba, S., Phys. Rev. **C61**, 024901 (2000);
<http://hadron31.tokai.jaeri.go.jp/jam/>.
- [3] Niita, K., Chiba, S., Maruyama, Toshiki, Maruyama, Tomoyuki, Takada, H., Fukahori, T., Nakahara, Y., Iwamoto, A., Phys. Rev. **C52**, 2620 (1995).
<http://hadron31.tokai.jaeri.go.jp/jqmd/>.
- [4] MCNPX, <http://mcnpz.lanl.gov/>
- [5] Geant4, <http://geant4.web.cern.ch/geant4/>
- [6] MCNP, <http://laws.lanl.gov/x5/MCNP/>

- [7] Chadwick, M.B. et al., Nucl. Sci. Eng. 131, 293 (1999).
- [8] Coleman, W.A., Armstrong, T.W., The Nucleon-Meson Transport Code NMTC, ORNL-4606 (1970).
- [9] 中原康明、筒井恒夫、JAERI-M 82-198 (1982).
- [10] Takada, H., Yoshizawa, N., Kosako, K., Ishibashi, K., JAERI-Data/Code 98-005 (1998).
- [11] Furihata S., Nucl. Instr. and Meth. B171, 251 (2000).
- [12] Niita, K., ANGEL Graphic Program ver.4.20, unpublished.
- [13] Nelson, W.R., Hirayama, H. and Rogers, W.O., SLAC-265 Stanford University (1985).
- [14] Wang X.N. and Gyulassy, M., Phys. Rev. D44, 3501 (1991); Wang, X.N., Phys. Rep. 280, 287 (1997); Wang X.N. and Gyulassy, M., Comp. Phys. Comm. 83, 307 (1994); <http://www-nsdth.lbl.gov/~xnwang/hijing/>.
- [15] Sjöstrand, T., Comp. Phys. Comm. 82, 74 (1994); <http://thep.lu.se/tf2/staff/torbjorn/Welcome.html>.
- [16] E802 Collaboration, Abbott, T. et al., Phys. Rev. D45 3906 (1992); Compilation of Relativistic Heavy-Ion Data, http://www.nndc.bnl.gov/~hi_data/rhid.html.
- [17] Chadwick, M.B., Chiba, S., Niita, K., Maruyama, T., Iwamoto, A., Phys. Rev. C52, 2800 (1995); Chiba, S., Chadwick, M.B., Niita, K., Maruyama, Toshiki, Maruyama, Tomoyukim, Iwamoto, A., Phys. Rev. C53, 1824 (1996); Chiba, S., Iwamoto, O., Fukahori, T., Niita, K., Maruyama, Toshiki, Maruyama, Tomoyuki, Iwamoto, A., Phys. Rev. C54, 285 (1996); Chiba, S., Niita, K., Iwamoto, O., Phys. Rev. C54, 3302 (1996).
- [18] Iwata, Y., et al., Phys. Rev. C64 054609 (2001)
- [19] Iwase, H., Niita, K. and Nakamura, T., to be published in Journal of Nucl. Sci. and Eng.
- [20] Takada H. et al., Illinois, 1998, Vol.II, ANL-98-33, Argonne National Laboratory (1998).

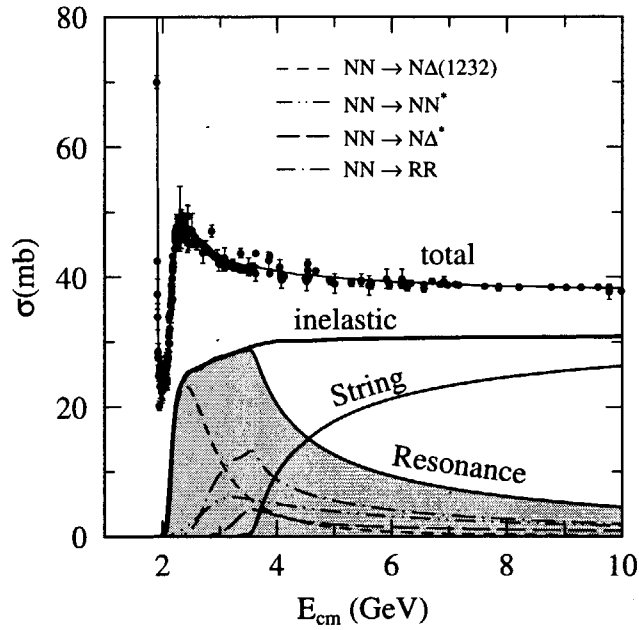


Fig. 1. The fitted total cross section and inelastic components of pp collision as a function of c.m. energy.

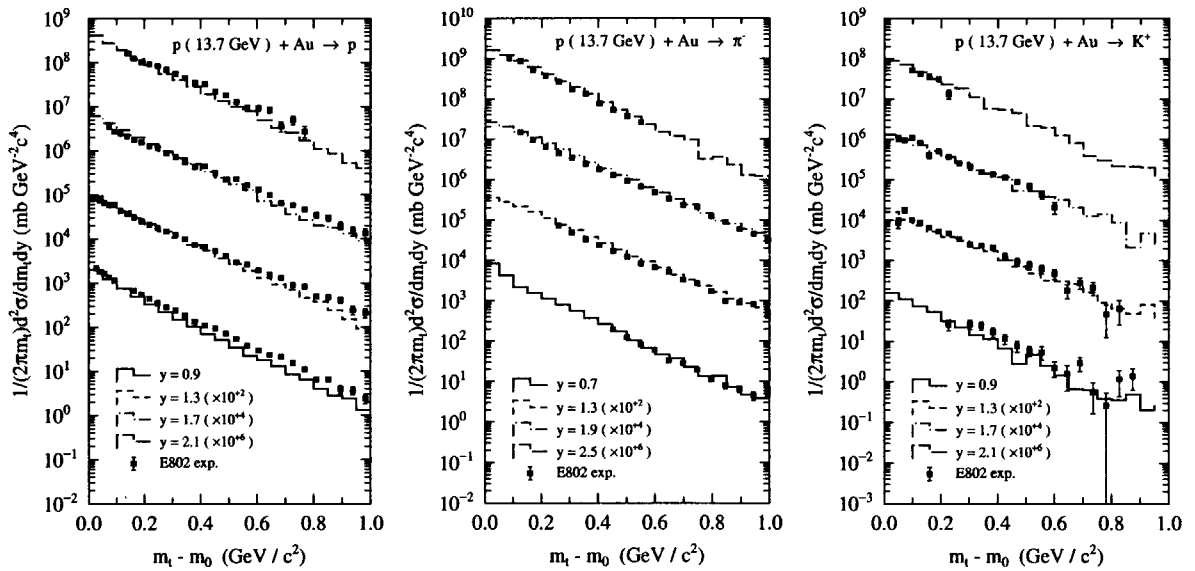


Fig. 2. Invariant transverse mass distribution of proton (left panel), π^- (middle panel), and K^+ (right panel) from proton on Au target reaction at 13.7 GeV. The results of JAM (histogram) and data ¹⁶⁾ are plotted for each rapidity y bin quoted in the figure.

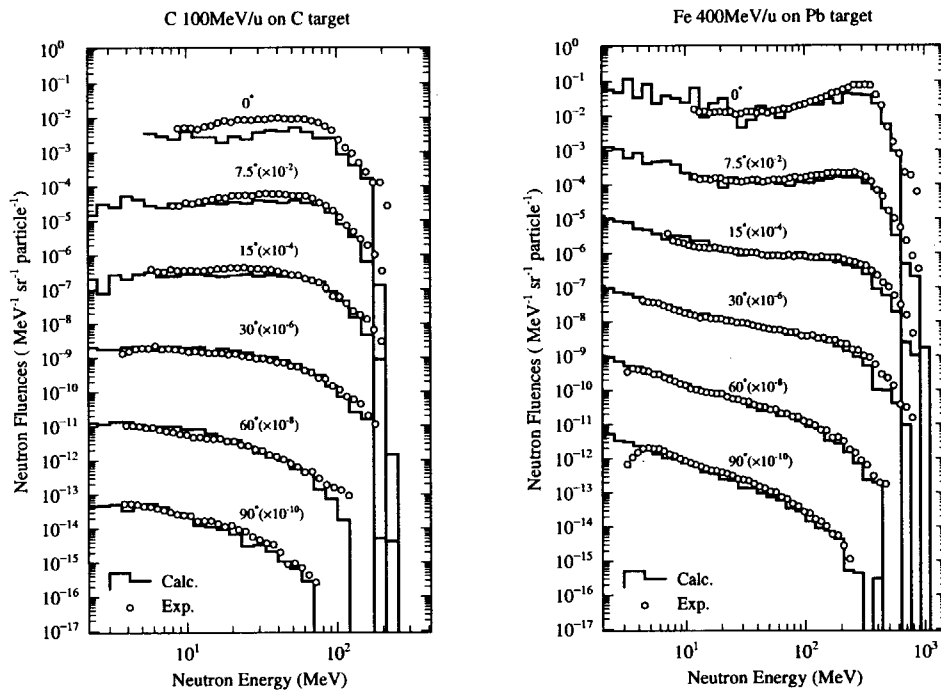


Fig. 3. Double differential cross section of neutron from C + C at 100 MeV/u (left panel) and Fe + Fe at 400 MeV/u (right panel) ¹⁹).

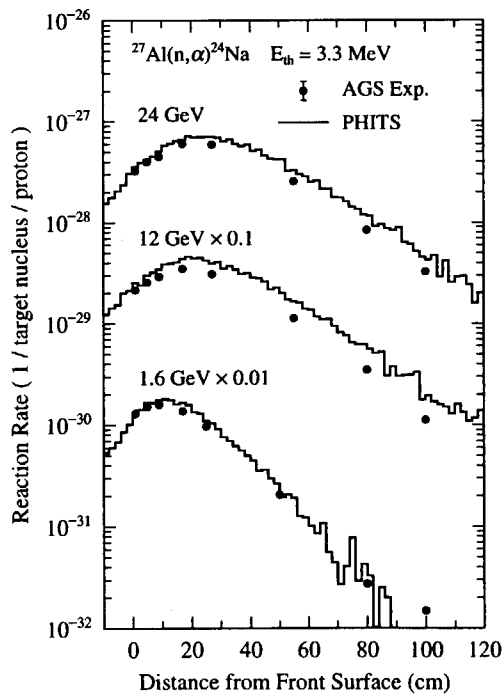


Fig. 4. Longitudinal distribution of the $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$ reaction rates along the cylindrical surface of the mercury target bombarded with 1.6, 12 and 24 GeV protons.

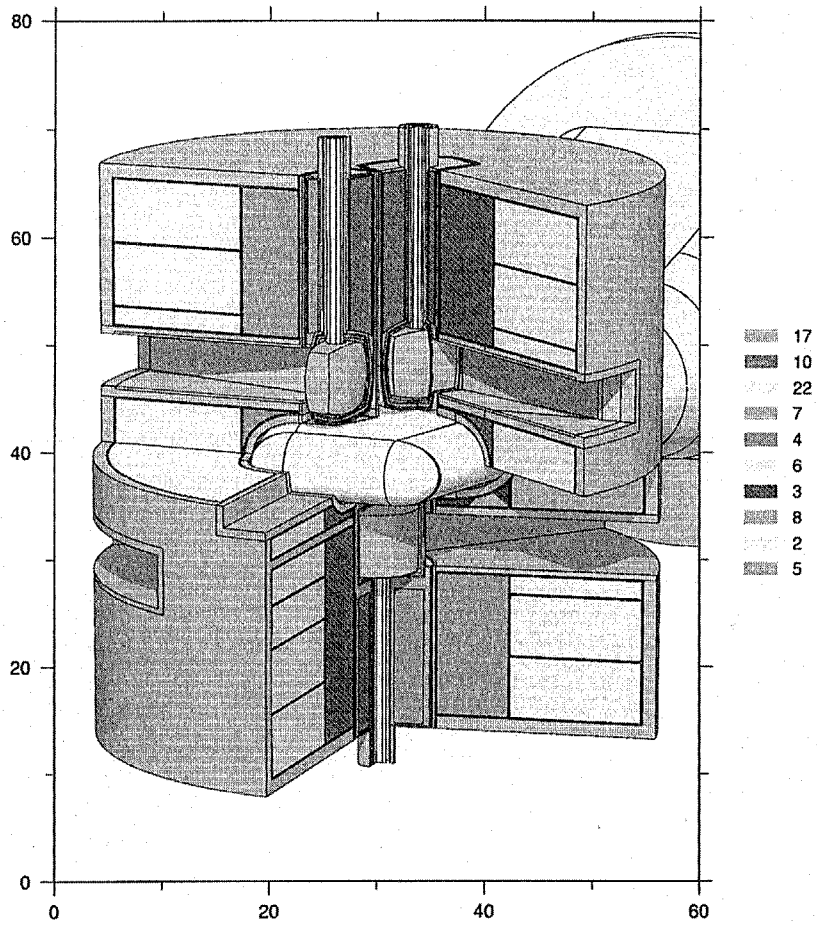


Fig. 5. Target, moderator and reflectors shown by the 3D-plot of PHITS code.

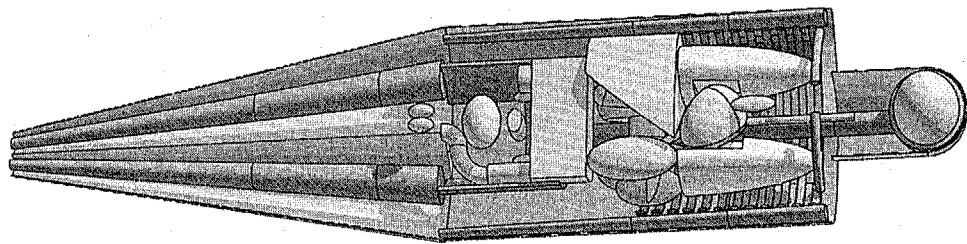


Fig. 6. Phantom shown by the 3D-plot of PHITS code.

This is a blank page.

セッション5 中性子に関するトピックス

Session 5 Recent Topics on Neutron Dosimetry

This is a blank page.



15. 臨界事故時の線量評価手法の開発

Development of Dose Assessment Method in Criticality Accident

高橋史明 山口恭弘 遠藤章

日本原子力研究所 東海研究所 保健物理部

Fumiaki TAKAHASHI, Yasuhiro YAMAGUCHI and Akira ENDO

Department of Health Physics, Tokai Research Establishment,

Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI)

Absorbed dose to persons was assessed from specific activity of induced ^{24}Na by capture reaction of sodium in human body in past incidences. Then, Monte Carlo calculations using the MCNP-4B code were performed to establish a rapid dose estimation method based on specific activity of ^{24}Na in a human body. A method for dose assessment in criticality accident was studied with the results of these calculations and analysis for dose of heavily exposed patients in the Criticality Accident at Tokai-mura in 1999.

Keywords: Criticality accident, Dose assessment, Neutron, Gamma ray, Sodium-24, Monte Carlo calculation, MCNP-code, Criticality Accident at Tokai-mura

1. はじめに

臨界事故が発生した場合、核分裂の連鎖反応に伴い発生する中性子及びガンマ線により甚大な被ばくを受ける可能性がある。この場合、被ばく者に対する適切な医療措置に必要な情報を速やかに与える必要がある。国際原子力機関（以下、「IAEA」とする。）は、事故直後に被ばくした者を迅速に検索し、その線量を一定の精度で推定することとしている^[1]。線量評価法としては、線量計及び放射化検出器に基づく方法がある。また、これらの線量計測情報がない場合は、生体試料に基づく方法がある。例えば、1999年に東海村のウラン加工施設で発生した臨界事故（以下、「東海村臨界事故」とする。）において、ウラン投入作業をしていた2名は線量計等を着用していなかった。そのため、放射線医学総合研究所（以下、「放医研」とする。）において、血液中に生成された ^{24}Na 量に基づき、全身への平均的な線量が、血液中の急性障害に対する中性子の生物学的効果比を考慮に入れたGyEq（グレイ・イクイバレント、生物学的ガンマ線相当線量）単位で評価された^[2]。この他に、血液中リンパ球数、染色体分析、臨床症状等により線量が推定された

初期治療に不可欠な線量推定に引き続き、効果的かつ極め細やかな治療の実施、RBEの評価等のために、身体の部位ごとの中性子、 γ 線に対する詳細な線量情報が必要とされる可能性がある。東海村臨界事故時に重度の被ばくを受けた上記の2名は、線源近傍で著しい不均等被ばくを受けた。そこで、日本原子力研究所（以下、「原研」とする。）は放医研からの依頼に基づき、両氏に対し事故時の作業体系を模擬して、線質ごとの線量、体内の線量分布等を解析した^[3]。

東海村臨界事故のような事故は、無論、今後とも起ってはならないことである。しかし、万が

一にも事故が発生した場合には、上記のように通常の個人線量モニタリングとは異なる手法で被ばく線量が推定される。そこで、体内に生成される ^{24}Na 量に基づく臨界事故時の迅速な線量評価に必要となるデータをモンテカルロ計算により解析した。この解析結果及び及び上記の東海村臨界事故における詳細解析で得た知見、経験から事故時の線量評価に関し考察した。

2. 体内に生成された ^{24}Na 量に基づく線量評価

2.1 必要データ

線量計を持たない被ばく者に対する線量推定等、過去の臨界事故で体内に生成された ^{24}Na 量に基づく線量評価法の有効性は図らずとも実証されている^{[4], [5], [6]}。その一方で、この手法はいくつかのデータを必要とする。

第一に、人体組織中における ^{24}Na の生成に対しては熱中性子の捕獲反応が寄与する一方、線量には主として高エネルギー成分が寄与する。そのため、核種の放射化量に基づく線量評価は場の中性子スペクトル情報を必要とする。なお、IAEA がいくつかの体系に関して、中性子スペクトルをカタログデータとしてまとめている^[7]。しかし、いずれも 20 年以上前に評価されたものである。

第二に、事故時の迅速な線量評価には、予め想定される場の中性子スペクトルに対してナトリウムの放射化量と線量の関係をデータとして整備しておくことが有益となる。米国オークリッジ国立研究所が、既にいくつかの中性子スペクトルに対し、生成される ^{24}Na の比放射能から線量への換算係数を与えている^[8]。しかし、線量概念は ICRP21^[9]にあるもので、現在広く使用されているとは言い難い。東海村臨界事故の線量評価において、 ^{24}Na の生成量は人体による中性子の捕獲確率^[10]により評価された。また、線量換算係数は、ICRP51^[11]及び ICRP74^[12]にあるデータが使用された。ただし、そこにある線量換算係数は臓器線量に対する値であるため、直接全身への線量を評価することはできなかった。また、換算係数は捕獲ガンマ線と中性子の合算に対する値であるので、生体への影響の異なる線質別の線量値を評価することはできなかった。

最後に、ガンマ線入射による線量は、この方法では直接評価できないので、中性子線量とガンマ線入射による線量比を予め用意しておく必要がある。IAEA のレポートに溶液燃料の組成及び大きさに対する中性子-ガンマ線の線量比の変化を示したグラフがあり、東海村臨界事故の線量評価にも使用された^[13]。しかし、単位は空気カーマであり、人体の受ける線量に関係していない。

以上の点を鑑み、 ^{24}Na の生成量に基づき線量を評価する際に必要となるデータを最新の知見、手法データを用いて再構築することとした。

2.2 データ解析方法

放射線輸送モンテカルロコード MCNP^[13]の KCODE 法を用いて、硝酸ウラニル溶液燃料がステンレス製の容器内に存在する体系から漏洩する中性子及びガンマ線のエネルギースペクトルを評価した。コンクリートまたは鉄が、硝酸ウラニル溶液の周りを覆った体系についても評価を行った。この他、燃料径及び溶液中の水素と ^{235}U の存在比が、エネルギースペクトル等に与える影響についても解析した。

続いて、評価されたスペクトルと同じエネルギー分布を有する平行ビームを MIRD-5 型ファントム^[14]に入射させて、MCNP コードを用いて人体の受ける線量及び ^{24}Na の生成率を評価した。線量

は、全身、組織及び臓器の線量を吸収線量単位で算出した。中性子入射については中性子による成分と人体組織の捕獲反応で生成したガンマ線による成分を別々に計算した。ガンマ線入射に起因する線量は、中性子入射に対して得られた量と比較するため、エネルギースペクトルを評価した際に得た中性子とガンマ線のフルエンス比を計算結果に乗じた。体内中に生成される ^{24}Na の比放射能値は生成率から直接算出した。また、射放射線に対する人体の向き及び大きさが、線量、 ^{24}Na の生成量及び両者の関係に与える影響を解析した。

2.3 データ解析結果

2.3.1 エネルギースペクトル

図1に、半径 20.2cm の硝酸ウラニル溶液を有する体系から漏洩する中性子エネルギースペクトルの評価結果を示す。中性子は、溶液中の減速効果のため熱エネルギーまで連続した分布をする。燃料及び容器のみが存在する体系については、漏洩中性子及びガンマ線のエネルギー分布は径の大きさに依存せず、ほぼ同様のものとなった。一方で、燃料の周りに物質がある場合は、材質及びその厚さに依存してエネルギー分布が変化した。

2.3.2 線量、 ^{24}Na の比放射能

図2に、中性子入射に対する人体軟組織中のエネルギースペクトル分布を示す。捕獲反応に関係する熱中性子は入射エネルギーに関係なく、単位入射中性子フルエンスあたりの量はほぼ同じとなった。その一方で、線量に大きく寄与する高エネルギー成分は体系による差が見られた。

表1に、軟組織中に生成される ^{24}Na の比放射能から全身線量への換算係数を示す。本解析では、溶液の周りを材質が覆った条件で、中性子線量への換算は体系の違いによる顕著な差が見られた。一方で、人体中で発生した捕獲ガンマ線への換算は体系に対して大きな依存性を示さなかった。また、ガンマ線入射に起因する線量の中性子線量に対する比は、燃料の周りに物質がある場合に大きく変化した。溶液のみの体系でも $\text{H}/^{235}\text{U}$ 比及び大きさが変化すると、溶液内における中性子とガンマ線の透過力の違いにより、中性子線量とガンマ線入射による線量の比が変化した。

2.3.3 人体の大きさ、中性子入射方向の影響

表2に、放射線の人体への入射方向が線量、生成 ^{24}Na 比放射能及び両者の換算関係に与える影響を示す。入射スペクトルに関係なく、右側方入射条件における線量値は前方入射条件の約 0.6 倍となった。また、生成される ^{24}Na の比放射能も右側方入射条件における評価結果は前方入射条件の約 0.45 倍となった。これは、側方から放射線が入射した条件では、人体中の放射線の透過距離が長くなり、入射面と反対側で ^{24}Na 生成量が極端に減少する理由による。そのため、放射線が人体の側方から入射した条件では、前方から放射線が入射した場合と比較して、生成される ^{24}Na の単位比放射能あたりの中性子線量値が高くなった。

表3に、体格の換算係数に与える影響を示す。中性子が人体に入射してある一定距離以上透過した場合、ナトリウムの捕獲反応が起こらない。そのため、単位重量あたりの生成比放射能値は体格が大きくなった場合、低くなるケースが見られた。一方、本検討に用いた線源のエネルギー領域では、反跳陽子が線量に寄与する。この領域では、到達する中性子数が多く、エネルギーが

高いほど線量は高くなる。よって、人体が小さいほど組織による遮へいが少なく線量が高くなり、生成 ^{24}Na の比放射能あたりの中性子線量が高くなった。

2.4 データ解析のまとめ

中性子入射に対して熱中性子の捕獲反応に関係する ^{24}Na 比放射能及び捕獲ガンマ線による線量は燃料周辺の条件による影響を受けないことがわかった。一方、燃料周辺の材質及びその厚さにより中性子線量が大きく変化することが明らかとなった。また、ガンマ線入射による被ばく線量と中性子線量の比が周辺の条件の他に燃料組成による影響を受けることを定量的に評価した。この他、 ^{24}Na 比放射能から線量への換算について、入射方向及び体格が与える影響を解析した。実際の場合の本データの適用については、既に実施した原研 NUCEF の過渡臨界実験装置 TRACY における ^{24}Na 生成に関する検証実験の結果等により解析、考察する予定である。

3. 東海村臨界事故における重度被ばく者に対する詳細な線量解析

臨界事故により重度に被ばくした患者に対しては、迅速な線量推定に引き続き、極め細やかな治療のため、身体中の詳細な線量分布情報を必要とする状況があり得る。このような線量情報の再構築に対しては、現在のところ計算シミュレーションによる評価が唯一の方法となるであろう。以下に、著者らが開発した臨界事故時の詳細線量解析手法と、これを実際に東海村臨界事故の重度被ばく患者の線量解析に適用した例について述べる。

3.1 解析方法

原研では、MIRD 型数学人体模型をベースに四肢可動型の人體模型を開発し、これを放射線輸送計算コードに組み込んだ FANTOME90 システムを開発した^[15]。このシステムでは、あらゆる姿勢における中性子及び γ 線入射に対して、人体各組織、臓器の吸収線量を計算することができる。

東海村臨界事故において、重度に被ばくした患者に対する線量分布について、放医研から解析の依頼を受けた著者らは、四肢可動型人体模型を、三次元連続エネルギーモンテカルロコード MCNP、MCNPX^[16]に組み込んだシステムを開発した。これにより、被ばく事故に対して、臨界状態にある燃料からの放射線発生、輸送及びあらゆる姿勢をした人体内におけるエネルギー付与の一連の事象を解析する手法を確立した。特に、このシステムでは、MCNPX のメッシュタリー機能を利用することにより、人体内の任意の部位及び領域における線量をエネルギー沈着より詳細に計算することができる。

この新しいシステムを用いて、被ばく時の姿勢を詳細に再現し、2名の患者の皮膚、胴体内部における中性子、 γ 線の吸収線分布を詳細に解析した。

3.2 解析結果

上記の手法により、両氏の全身吸収線量、体内線量分布及び中性子、ガンマ線別の線量が評価された。また、被ばく線量等に影響するファントムと作業者の位置関係等の因子に関する解析がなされた。この中で、ウラン投入用に漏斗を支え、より高線量の被ばくを受けた A 氏に対する解析結果を以下に示す。

図3は、A氏の皮膚の周方向における中性子及び γ 線による線量の分布の解析結果を示している。A氏は、対幹部の右側を沈殿槽に近づけていたと考えられるため、この部分における線量値が高く、中性子27Gy、 γ 線34.8Gyとなっている。全線量に対する中性子の寄与割合は、この沈殿槽に近く線量値が最も高く約40%であった。しかし、背面側では中性子線量が極端に低くなり、その寄与は約10%まで低下した。これは、人体が主として水素、酸素等により構成され、中性子は水素との相互作用で減速、吸収される一方で、ガンマ線は軽元素中で減弱が緩やかになるためである。

図4に、A氏の線量値が最も高く、胃腸管部の高さに相当する箇所の中体内における沈殿槽側から背中へ向けての線量分布を示す。中体内の放射線の進行と深度の方向は、ほぼ平行であったため、中性子、ガンマ線ともに指数関数的に減少している。また、皮膚の線量分布の評価結果と同様に、中性子がガンマ線よりも強い減少傾向を示した。消化管障害は急性放射線障害の典型的な発症として知られている。これまでの経験に基づけば、全身線量で10Gy以上では4日目以降に、6Gy以上でも約7日目以降に下痢、消化管出血を発症すると考えられていた。これに対し、A氏の場合、全身平均で中性子、ガンマ線の合算線量は16.7Gy、胃腸管部では18~37Gyであったが、胃腸管障害による下痢は被ばく後26日後、上部消化管出血は50日後から始まった^[17]。これら違いの原因は、医療グループによる治療の効果によるものか、または従来知られていない中性子、 γ 線による高線量の混合被ばく時の特異的な症状であるか、解明すべき重要な問題である。いずれにせよ、本解析結果により、医学上きわめて重要な問題について、その議論のもととなる線量分布情報が詳細に提供された。

3.3 本解析の意義

以上の結果は、「東海村臨界事故における重度被ばく患者に対する線量分布の詳細解析：原研・放医研共同研究 - JAERI-Research 2001-035 - (2001)」^[3]としてまとめられている。また、患者の線量推定の最終結果をとりまとめた放医研報告書^[18]において、人体における線量分布を示す唯一の結果として引用されている。さらに、患者の治療にあたった医療グループにおいても、患者症状との対比に利用されている^[19]。今後、解析された結果は、中性子・ γ 線混在場における高線量被ばくに対するRBEの評価、高線量被ばく時の緊急医療対策に活用されることが期待される。

4. 臨界事故時線量評価法の確立に向けての考察

緊急時には、時間と評価精度が何よりも問題になる。例えば、治療を要する高線量被ばく者に対しては、事故直後に初期医療対策法を決定するため、被ばくの程度の情報を与える全身線量を評価する必要がある。線質別の線量値も人体への影響という観点から早急に評価されるべきである。一方、生体影響を考慮した単位に対する信頼性がない状況では、線量は吸収線量で評価すべきである。詳細解析は、その目的から十分に情報を収集してから実施するのが適当である。

また、線量評価は事故時に限らず値の信頼性が問題となる。事故時の線量推定に関する不確定性については、各評価法が持つ問題点をきちんと考慮し整理する必要がある。また、複数の手法を組み合わせることは、各推定法が持つ問題点を互いに補完できるという点で有益である。

以上の点を鑑み、今回解析を行った生成²⁴Na量に基づく迅速な線量評価に必要なデータを早急

に整備する予定である。その際には、線量推定に係る不確定さも併せて定量的に明らかにすることが必要である。これに加えて、放射化検出器により評価される場の中性子エネルギースペクトルから線量評価が可能となるよう、大まかなエネルギー分布情報を用いて体内²⁴Na量から迅速な線量換算が可能となる手法を開発している。東海村臨界事故時の重度被ばく患者に対する線量解析に用いた手法は、体内の線量分布情報を提供できる唯一の方法で極めて有効となる。しかし、この手法は計算体系の再現精度が結果の精度に直結するため、適用の限界もある点を留意し利用することが重要である。また、計算能力の向上、インターフェースツールの発展がなされた場合、ツールを更新、整備していくことが重要となる。

参考文献

- [1] IAEA: Technical Report Series No. 211 (1982).
- [2] 河内清光、藤元憲三編：NIRS-M-138 (2000).
- [3] 遠藤章、山口恭弘、石樽信人：JAERI-Research 2001-035 (2001).
- [4] Hurst, G. S. *et. al.*: Health Physics, 2, 121 (1959).
- [5] Hurst, G. S. *et. al.*: Health Physics, 5, 179 (1961).
- [6] 水庭晴美ら：日本原子力学会誌, 43 (1), 56 (2001).
- [7] Feng, Y. *et. al.*: ORNL/TM-12028 (1993).
- [8] ICRP: ICRP Publication 21 (1971).
- [9] IAEA: Technical Report Series No. 180 (1978).
- [10] Cross, W. G.: Health Phys., 41, 105, (1981).
- [11] ICRP: ICRP Publication 51 (1987).
- [12] ICRP: ICRP Publication 74 (1997).
- [13] Briesmeister, J. F. *ed.*: LA-12625-M (1997).
- [14] Cristy, M.: NUREG/CR-1159, U. S. Nuclear Regulatory Commission (1980).
- [15] 山口恭弘：保健物理, 27, 143 (1992).
- [16] Waters, L. S.: TPO-E83_G-UG-X-00001, Rev. 0 (1999).
- [17] 放射線医学総合研究所：NIRS-M-143 (2001).
- [18] 藤元憲三編：NIRS-M-153 (2002).
- [19] Ishii, T. *et al.*: J. Radiat. Res., 42 (Suppl.), S167-S182 (2001).

Table 1 Absorbed dose and specific activity of ^{24}Na in soft tissue per unit incident neutron fluence

Situation	Neutron dose (pGy)	Captured gamma-ray dose (pGy)	Dose for gamma-ray incidence (pGy)	Specific activity of ^{24}Na (Bq/g)
Solution(r=20.2cm)	10.4	2.05	15.2	1.64×10^{-7}
Solution(r=50cm)	9.69	2.00	25.3	1.62×10^{-7}
Sol.*+ Concrete 20cm	4.71	1.80	11.2	1.55×10^{-7}
Sol.*+ Concrete 50cm	3.53	1.69	21.8	1.49×10^{-7}
Sol.*+ Iron 20cm	4.29	2.20	0.396	1.76×10^{-7}

*: r=20.2cm

Table 2 Effect of direction of neutron incidence on conversion coefficient from specific activity of ^{24}Na in soft tissue to neutron dose

Situation	Relative value of conversion coefficient*1	
	AP*2 Irradiation	RLAT*3 Irradiation
Solution(r=20.2cm)	1.00	1.32
Sol.*4+ Concrete 50cm	1.00	1.38
Sol.*4+ Iron 20cm	1.00	1.31

*1: The value of the AP irradiation geometry is in unity.

*2: Anterior-Posterior, *3: Right-Lateral, *4: r=20.2cm

Table 3 Effect of body size on conversion coefficient from specific activity of ^{24}Na in soft tissue to neutron dose for AP irradiation geometry

Situation	Relative value of conversion coefficient*1		
	179cm, 83kg	174cm, 71kg	162cm, 56kg
Solution(r=20.2cm)	1.00	1.00	1.10
Sol.*2+ Concrete 50cm	1.01	1.00	1.03
Sol.*2+ Iron 20cm	1.00	1.00	1.11

*1: The value of the phantom with the height of 174cm is in unity.

*2: r=20.2cm

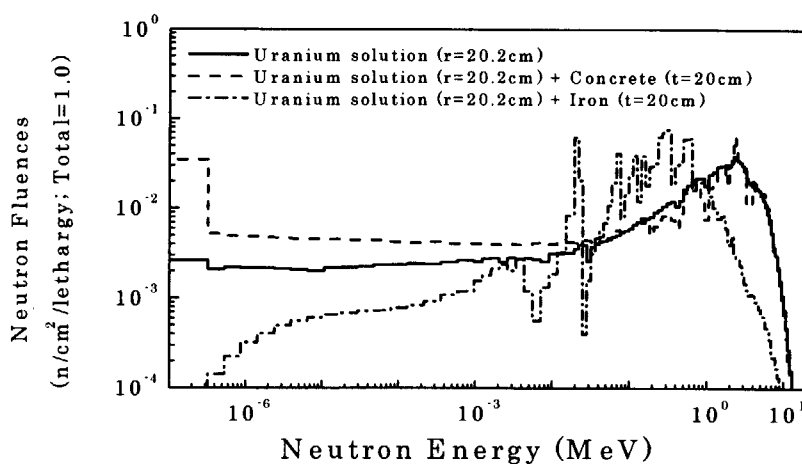


Fig.1 Neutron spectra of criticality assemblies with fissile uranium solution.

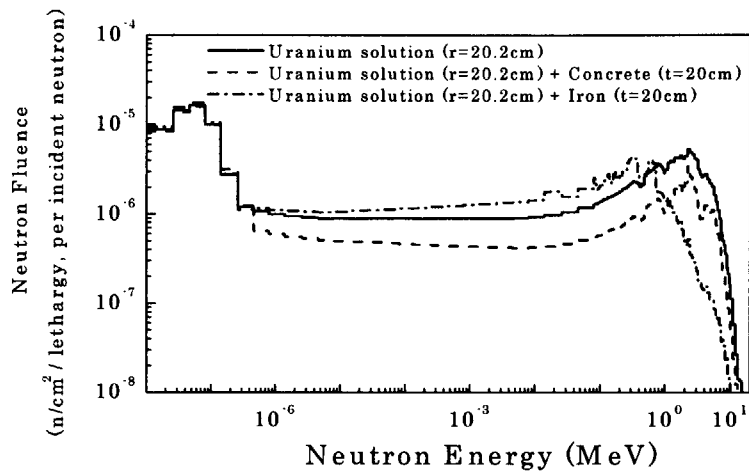


Fig.2 Energy distribution of neutrons in soft tissue of the MIRD-5 type phantom.

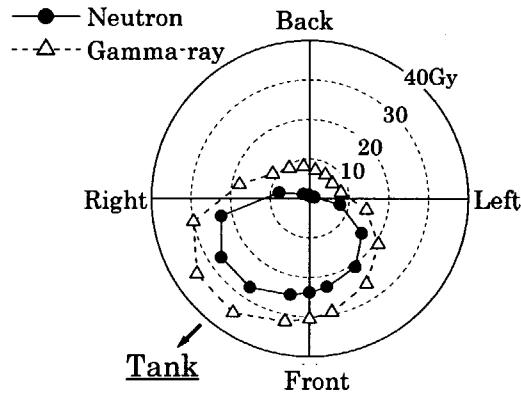


Fig.3 Skin dose distribution of Mr. A.

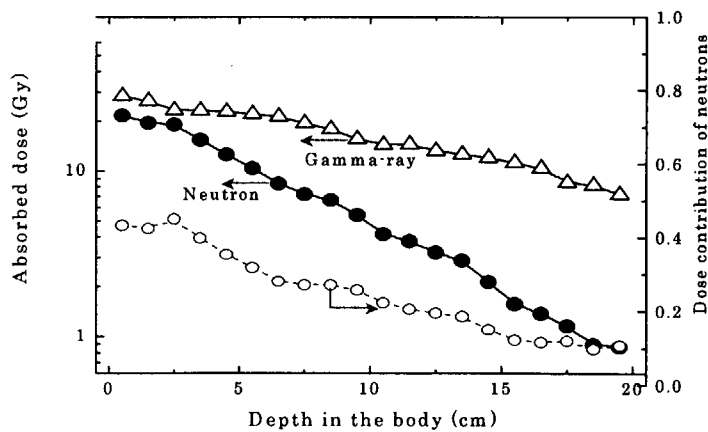


Fig.4 Dose distribution depth in the trunk of Mr. A.



16. 中性子ファントムの開発 Development of Phantom for Neutron

津田修一, 遠藤章, 山口恭弘
日本原子力研究所 保健物理部

Shuichi TSUDA, Akira ENDO and Yasuhiro YAMAGUCHI
Department of Health Physics,
Japan Atomic Energy Research Institute

In order to develop a phantom for neutron dosimetry, a soft-tissue substitute improved in hydrogen and oxygen contents was synthesized. Absorbed dose distributions in the synthesized tissue substitute were measured for mono-energetic neutron sources (0.565 and 5 MeV) produced by a 4 MV Van de Graaff accelerator and a ^{252}Cf neutron source, and the properties of the tissue substitute were discussed.

Keyword: Phantom, Neutron, Tissue Substitute, Absorbed Dose

1. 背景及び目的

現在、素粒子物理、原子核物理、生命科学等の基礎科学研究は、加速器を用いた放射線源を利用して急速に進展している。これらの研究を安全に推進するためには、透過力の強い中性子に対する線量評価が重要である。しかし、中性子の線量評価は計算に過度に依存しているのが現状であり、実験に立脚した精度の高い線量評価手法の確立が必要である。

実験に立脚した中性子の線量評価手法を確立する上で、物理ファントムの開発は重要な課題の一つである。物理ファントムは、人体に代わる模擬人体（ファントム）として、個人線量計の校正試験や、放射線治療における人体内の線量分布測定等に用いられる。実効原子番号と電子密度について組織等価な光子用のファントムは、放射線防護や放射線治療の線量評価の目的で数多く開発されているのに対し、元素組成について組織等価な性能を要求される中性子用ファントム材料は開発が困難であるため、適切な中性子用のファントムは現在まで開発されていない。水は安価で比較的人体組織に近いファントム材料として広く利用されている一方で、液体であるため取扱いの難しさ等が指摘されている。

本研究では、人体形状の中性子用ファントムを開発するために、材料内の放射線輸送とエネルギー沈着が人体組織と等価な元素組成をした材料の開発に取り組んでいる。今回、水素の元素割合を軟組織にほぼ等しくし、従来の材料と比較して酸素の割合を約4倍に高めた軟組織等価材料を開発した。材料の合成方法及び合成した材料の特性試験として行った ^{252}Cf 及び単色中性子に対する材料内の吸収線量分布測定について示す。

2. 材料の合成

人体軟組織の組成及び密度には、解剖学の最新の知見に基づいて ICRU が評価したデータ¹⁾を採用した。このデータは、人体の肺及び骨組織を除く臓器・組織についての平均値として算出されており、同様のデータを評価している ICRP の検討結果²⁾を反映している。

目標とする材料の元素組成と密度を検討するために、連続エネルギーモンテカルロ放射線輸送コード MCNP version 4B³⁾を用いて、材料内の吸収線量分布を計算した。使用した断面積データは、中性子については JENDL-3.2、光子については MCPLIB02 である。計算体系を Fig.1 に示す。吸収線量分布は入射中性子エネルギーに強く依存するため、単色の 0.1、1、14 MeV と ²⁵²Cf 線源を模擬した白色エネルギーについて吸収線量分布を計算した。最終的には、線量への寄与が大きい数 MeV のエネルギー範囲において、合成する材料が組織等価な特性を有するように、単色 1 MeV に対する吸収線量分布を参考にして元素組成と密度を決定した。(Table 1)

材料の合成では、先の試作に基づいて原材料の調査・選定と合成の工程について再度検討を行い、以下の原材料を選択した。

- A: ポリアセタール ホモ、
- B: ナイロン 12、
- C: ポリプロピレン、
- D: エチレン・アクリル酸エチル共重合体

これらの高分子樹脂は、酸素の含有量が比較的高く、熱的安定性と相溶性に優れている。合成の工程は以下の通りである。マゼラー攪拌機による混合 (190℃、15 分間) → エックスルーダーによる混練 → ペレット製造。成型したペレットの元素組成は、Perkin Elmer 社製元素分析計 (Model 2400 II) を用いて分析した。各元素を定量するための標準物質には、C、H 及び N に対してはアセトアニリド、O に対しては安息香酸を用いた。最後に金型 (30 cm×30 cm×1 cm) を用いて試験試料 (TM40) を製作した。Table 2 に合成した試験試料 (TM40) の元素分析結果と、人体軟組織¹⁾及び検出器の壁材として用いられている軟組織等価材料の A150⁴⁾の元素組成を示す。

3. 実験

試験試料の特性評価として、試料内の吸収線量分布測定を日本原子力研究所放射線標準施設棟で行った。中性子線源は、²⁵²Cf と、4 MV ヴァンデグラフ加速器を利用した ⁷Li(p,n)反応で発生する 0.565 MeV と、D(d,n)反応による 5 MeV である。

試験試料 (30cm×30cm×15cm 深さ) 内の中性子と光子による吸収線量分布を、対電離法で評価した。測定に使用した電離箱は、中性子と光子に対してほぼ同等の感度を有する組織等価壁と組織等価ガスを組み合わせた球形電離箱 (IC-17、外径 2.3 cm、空洞体積 1 cm³、Far West Technology 社製) と、相対的に光子に対して感度の高い炭素壁と空気から構成される球形電離箱 (IC-17G、外径 2.3 cm、空洞体積: 2 cm³、Far West Technology 社製) である。試験試料 (厚さ 15 cm 相当分) の前面、2.3、6.5、11.8 cm 及び背面に各電離箱を設置して、空洞内に生じる微量電流 (約 10⁻¹⁴ A) を測定した。各測定値は、標準状態の温度と圧力に対して補正を行った。

試験試料内部の測定には、検出器を挿入するための横穴を加工した試験試料を用いた。

中性子と光子による吸収線量は、以下の式を用いて評価した⁵⁾。

$$R_T = h_T D_G + k_T D_n \quad (1)$$

$$R_U = h_U D_G + k_U D_n \quad (2)$$

ここで R_T と R_U は、 ^{60}Co 線源による照射線量当たりの生成電荷量に対する組織等価型電離箱と炭素壁型電離箱の各電荷量の比である。 k と h は、 ^{60}Co 線源で照射したときの感度と、中性子と光子それぞれに対する感度の比であり、測定に使用した壁材と空洞内のガスの組み合わせに対して計算されている⁶⁾。

Fig.2 に単色中性子照射の実験体系を示す。中性子フルエンスは、国家標準である産業技術総合研究所のボナー検出器で値付けされている。測定中における中性子フルエンスの評価は、ターゲット軸上から 60 度方向に設置したロングカウンタを用いた相対測定によって行った。ファントムまたは設置した台等の散乱による中性子フルエンスへの影響は、0.565 MeV について約 3%、5 MeV について約 4%であった。

4. 結果と考察

^{252}Cf 線源及び単色中性子に対する吸収線量分布を、MCNP で計算した結果とともに Fig.3 及び Fig.4 に示す。計算値は、ファントムのない場合の各測定値で規格化している。Fig.3 の光子について、 ^{252}Cf 線源から発生する一次光子と、ファントム内で発生する二次光子を考慮した計算値は、測定値とほぼ誤差範囲内で一致している。中性子について測定値と計算値は、いずれの中性子エネルギーについても浅い領域ではよく一致しているが、より深い領域では、約 50% ずれている。ファントム内の全吸収線量（中性子及び光子吸収線量の合計）は、測定値と計算値でほぼ誤差範囲内で一致するため、問題は対電離法で用いているパラメータの選択にあると考えられる。Fig.4 についても、同様の原因でファントム後方部分において測定値と計算値が大きくずれていると考えられる。また単色中性子照射中の光子については、今後、光子のスペクトル測定を行い、ターゲット及び構造材から発生する光子の吸収線量分布の評価を行う予定である。

^{252}Cf 線源に対する吸収線量分布を、軟組織とアクリルについて計算した結果を Fig.5 に示す。これは、 ^{252}Cf 線源を用いた照射実験におけるファントムの材質を、それぞれ軟組織とアクリルに置き換えて計算した吸収線量分布である。ファントム内において、アクリルは軟組織と約 20% の違いを示すのに対し、TM40 は軟組織の吸収線量分布と約 5% 以内で一致することがわかる。

以上の結果、より詳細な測定値と計算値の検討が必要であるが、ファントム材料として合成した材料が優れた組織等価特性を有することを確認できた。

5. まとめ

実験に立脚した中性子線量評価に用いるファントムの軟組織等価材料を合成し、 ^{252}Cf 線源及び単色中性子線源を用いて特性試験を行った。合成した材料内の吸収線量分布の測定値と計算値を比較した結果、ほぼ満足できる結果を得た。今後、1) 測定精度の向上、2) 肺及び骨等価材料の合成、3) 20MeV 以上の中高エネルギー中性子に対する特性試験等の各課題について検討を進め

る予定である。

参考文献

- 1) ICRU Report 44 (1989).
- 2) ICRP Publication 23 (1974).
- 3) J. F. Briesmeister : LA-12625-M(1997)
- 4) F. R. Shonka, et al : Second United Nations Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, 21 (1958)
- 5) ICRU Report 26 (1977).
- 6) 松沢他 : 日本医学放射線学会, 29(8), 1030(1969).

Table 1 Target atomic composition and density of a tissue substitute.

Elements	Percentage by mass
H	10.2 ± 1.0
C	< 65
N	< 3.4
O	25 ~ 71
Density	1.05 ± 0.1 g/cm ³

Table 2 Atomic compositions and densities of materials.

Elements Materials	H	C	N	O	Na, P, S, Cl, etc.
	Soft Tissue (ICRU Report 44)	6.4 × 10 ²² 10.2	7.5 × 10 ²¹ 14.3	1.5 × 10 ²¹ 3.4	2.8 × 10 ²² 71
TM40	6.5 × 10 ²² 10.8	3.2 × 10 ²² 64.8	8.6 × 10 ²⁰ 2.0	8.1 × 10 ²¹ 21.6	0 0
A150	6.9 × 10 ²² 10.1	4.4 × 10 ²² 77.6	1.7 × 10 ²¹ 3.5	2.2 × 10 ²¹ 5.2	9.2 × 10 ²⁰ 3.5

Upper : Atomic density (cm⁻³), Lower : Percentage by mass.

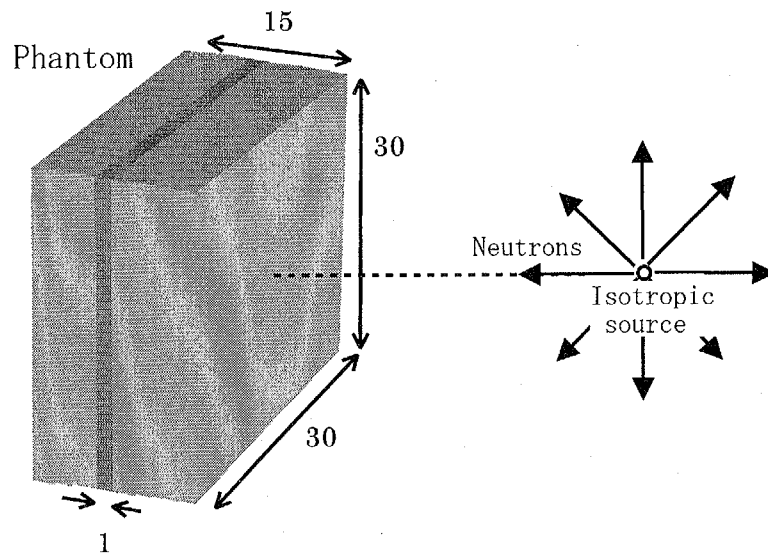


Fig.1 Calculation geometry by MCNP. (unit : cm)

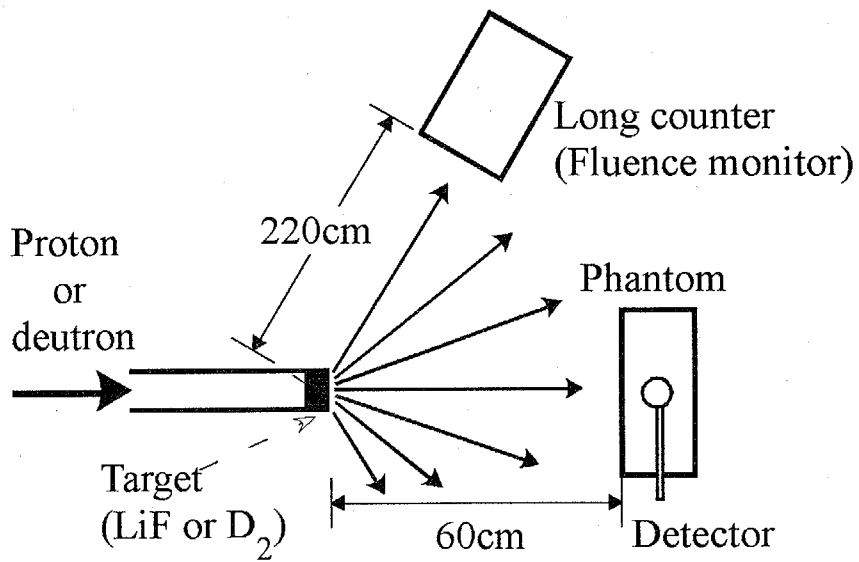


Fig.2 Experimental geometry of mono-energetic neutron sources.

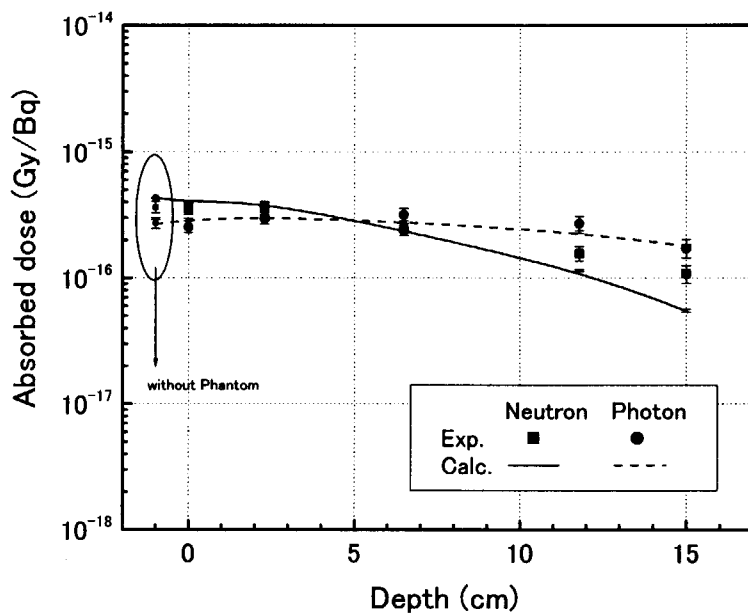


Fig.3 Absorbed dose distribution for ^{252}Cf neutron source.

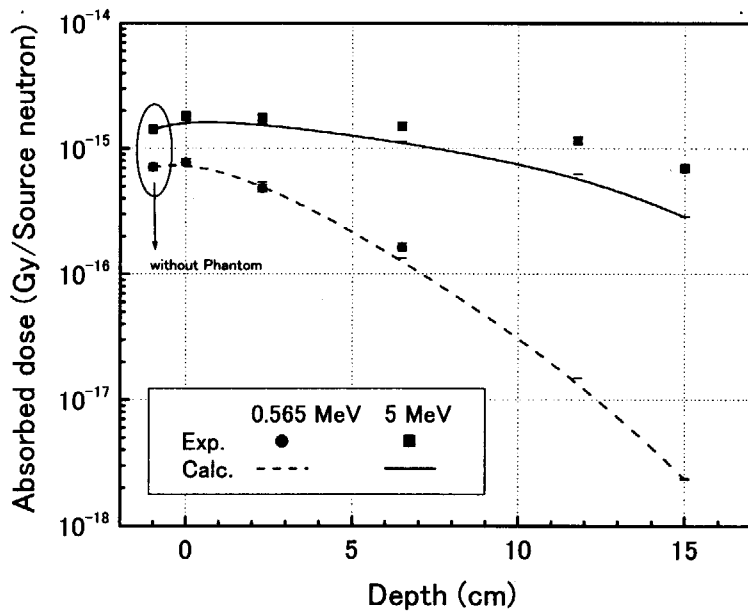


Fig.4 Absorbed dose distribution for mono-energetic neutron sources.

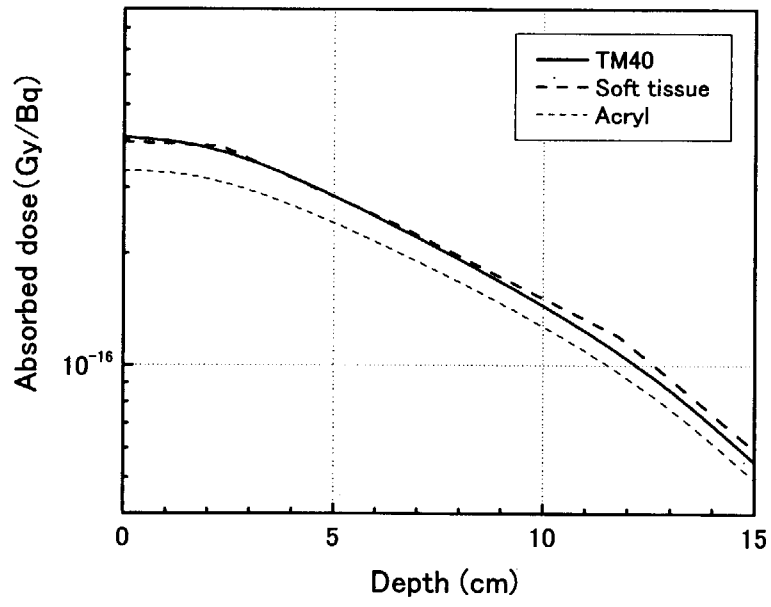


Fig.5 Calculated absorbed dose distributions for ^{252}Cf neutron sources.



17. 環境中性子エネルギースペクトルと中性子線量の連続測定

Sequential measurements of environmental neutron energy spectrum and neutron dose

布宮智也, 中村尚司, 鈴木大晋, 照沼和孝,
平林直哉, 佐藤陽一, 安部繁, ダニエル・ラソンジャトボ
東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻

Tomoya NUNOMIYA, Takashi NAKAMURA, Hiroyuki SUZUKI, Kazutaka TERUNUMA,
Naoya HIRABAYASHI, Youichi SATO, Sigeru ABE, Danielle Rasolonjatovo A.H
Department of Quantum Science and Energy Engineering, Tohoku University

From April 2001, neutron energy spectra and neutron dose were sequentially measured using 5"-rem counter and ^3He multi-moderator spectrometer (Bonner ball) at Kawauchi-campus of Tohoku University. These data were collected about the relation between the dose level and the solar activities.

Keyword : Neutron, Energy spectrum, dose, Rem counter, Bonner ball, NE213

1. はじめに

近年、半導体の集積度が飛躍的に増加しており、それに伴うソフトエラーが問題視されている。地上においては、二次宇宙線中の高エネルギー中性子はそのエラー要因となっていることが考えられている。このため、地上における環境中性子の長期変動を調査することを目的として、ポナーボール、NE213 有機液体シンチレータ及びレムカウンタを用いて、中性子エネルギースペクトル・線量の連続測定を行った。なお、本研究は科学研究費補助金 基盤研究(B)を得て行ったものである。

2. 実験

東北大学川内キャンパス内(N 38° 15', E 140° 52', 標高 70m)に宇宙線観測のための専用プレハブ小屋を設置して中性子の連続測定を行った[1,2,3]。使用した検出器は、レムカウンタ(30cm ϕ)[4]、4 種類のポリエチレン多減速材付き ^3He 検出器(ポナーボール: 23、15、11、5.1cm ϕ)[5] 及び NE213 有機液体シンチレータ(5" ϕ \times 5")である。図 1 に各検出器の断面図、図 2 に検出器配置図を示す。レムカウンタは中性子線量測定に使用し、30 分毎のカウント積算値から短時間の線量変動観測に使用した。ポナーボールはカウントを 12 時間毎に積算し SAND-II コード[6]によるアンフォールディングから、広範囲の中性子エネルギースペクトル取得用に使用した。NE213 では、1 週間程度の長期積算データから、n- γ 弁別後に FORIST コード[7]によるアンフォールディングを行うことで 6MeV 以上の中性子エネルギースペクトルを取得した。

3. 解析方法

3.1 レムカウンタ 及び ポナーボール

ポナーボール及びレムカウンタの測定回路図及び波高分布の例を図 3 に示す。ミューオンや γ 線の信号は低チャンネル部分に位置し、図中に示す弁別位置より高い部分は $^3\text{He}(n,p)^3\text{T}$ 及び 1.02MeV 以上の中性子の弾性散乱による波高である。レムカウンタ及びポナーボールにおける計

数はこの部分を積算する。得られた計数値は、レムカウンタは中性子線量として、また、ボナーボールは SAND-II コードによる中性子エネルギースペクトルのアンフォールディング用に使用する。図 4 に MCNPX [8] で計算したボナーボールの応答関数を示す。

3.2 大気圧補正

測定している中性子は、一次宇宙線が大気中の窒素や酸素の原子核と相互作用して発生するため、大気圧の補正が必要となる[1,2]。大気圧補正は次式によってレムカウンタ及びボナーボールについて行った。

$$y = A \exp(-\mu x) \quad (1)$$

ここで x 軸、 y 軸はそれぞれ大気圧、カウント値を意味する。図 5 にこの補正法の簡易説明図を示す。最小自乗法により式(1)における μ 値(傾き)を求め、各カウント値を 1 気圧(=1013hPa)の値に外挿し、得られた値を大気圧補正後の値とした。

3.3 初期スペクトル

Goldhagen らは初期スペクトルとして、Kurochkin, Roesler, Armstrong らの異なる 3 つのグループが MARS, FLUKA code を用いて計算した宇宙線中性子スペクトルを使用している[9,10,11]。本研究ではボナーボールのアンフォールディングにおいて、初期スペクトルに Goldhagen らが MAXED コードによるアンフォールディングで得た実験結果を用いた(図 6)[12]。

3.4 NE213 有機液体シンチレータ

NE213 の測定回路図及び波高の積分範囲を図 7 に示す。NE213 の信号の total 成分と slow 成分を二次元的に解析することで、図 8 のように中性子と γ 線、ミューオンのイベントを弁別することが可能となる。弁別して得られた中性子の発光量分布から FORIST コードによってアンフォールディングする。応答関数は佐々木らによって 800MeV まで計算されたものを使用している[13]。

4. 結果

図 9 に NE213 有機液体シンチレータで得られた中性子エネルギースペクトルを示す。この結果から、80MeV 付近にピークが観測された。図 10 にボナーボールから得られた中性子エネルギースペクトルを示す。線量が比較的高い日と低い日でスペクトルの形状が変化することが確認でき、ボナーボールと NE213 の結果を比較した場合、ボナーボールの結果は 80MeV 付近のピークが 400MeV 付近まで広がった形で得られている。これは、ボナーボールのアンフォールディングに使用した初期スペクトルに依存しているためである。しかし、20MeV 以上の中性子数を積算した場合、NE213 は約 $2.2 \times 10^{-3} \text{ n}/(\text{cm}^2 \text{ s})$ 、ボナーボールは約 $1.5\text{--}2.8 \times 10^{-3} \text{ n}/(\text{cm}^2 \text{ s})$ となり、観測された中性子数はほぼ等しいことがわかった。

図 11 にレムカウンタで得られた中性子線量と、米国の ACE 衛星[14]が観測している高エネルギー陽子フラックス、他の観測地における中性子フラックス[15, 16]の比較を示す(注: 中性子フラックスデータであるため、図中では適当なスケールを行っている)。Athens(アテネ)と Rome(ローマ)は、仙台とほぼ等しい magnetic rigidity (GV) に位置している。川内における測定では、2000 年 12 月から 2 月末及び 2001 年 10 月はレムカウンタを屋内(鉄筋コンクリート 6 階建て

の建物の2階)に設置していたため、線量率は約1/4に減少しており[1]、また、2001年12月のデータは、レムカウンタのディスクリレベルを変更したことに伴いやや低い線量率になっている。

2001年4月3日及び4月16日付近に大きな太陽フレアによる高エネルギー陽子フラックスの増加が観測されており、レムカウンタも同時に大きな線量を与えている。しかしながらそれ以降の観測では、他の観測地と同様に陽子フラックスと地上の中性子線量には関係が認められていない。また、2002年のデータからは図中で囲って示した部分において、太陽フレア後に一時的に地上における線量率が低くなる「Forbush decrease」が確認できる。これは、Athens(アテネ)やRome(ローマ)の観測値でより顕著に確認できるが、これは検出器を多数使用しているということと、非常に大きな減速材を使用していることから、我々が使用しているレムカウンタよりも中性子に対する感度が良いためである。

今後は magnetic rigidity (GV)の異なる(緯度の異なる)観測点における中性子データとも比較を行い、線量の増加・減少を比較するとともに、経度による時間差の有無などを比較する予定である。

参考文献

- [1] 佐藤陽一, "宇宙線中性子のスペクトル・強度の時系列測定", 卒業論文, 東北大学, 工学部量子エネルギー工学科, (2001).
- [2] 平林直哉, "宇宙線中性子のスペクトル・線量の時系列測定", 卒業論文, 東北大学, 工学部量子エネルギー工学科, (2002).
- [3] 鈴木大晋, "放射線帯の荷電粒子及び地上の宇宙線中性子の時系列変動測定に関する研究", 修士論文, 東北大学大学院, 工学研究科量子エネルギー工学専攻, (2002).
- [4] T. Nakamura et al., Nuclear Instrument and Methods, A241, 554, (1985).
- [5] Y. Uwamino et al., Nuclear Instrument and Methods, A239, 299, (1985)
- [6] W. N. McElroy et al., "A computer automated interactive method for neutron flux spectra determination by foil activation", AFWL-TR-67-41, Air Force Weapons Laboratory, Kirtland Air Force Base (1967).
- [7] R. H. Johnson et al., ORNL/RSIC-40, Oak Ridge National Laboratory (1976).
- [8] H. G. Hughes et al., "MCNPX for Neutron-Proton Transport", Proceedings of the International Conference on Mathematics and Computation, Reactor Physics & Environmental Analysis in Nuclear Applications, American Nuclear Society, Madrid Spain, (September 1999).
- [9] A. Kurochkin et al., Radiation Protection Dosimetry, 83, 281, (1999).
- [10] S. Roesler et al., Radiation Research, 149, 87, (1998).
- [11] T.W. Armstrong et al., J. Geophysical Research., 78, 2715 (1973).
- [12] P. Goldhagen, Nuclear Instruments and Methods A476, 42, (2002).
- [13] M. Sasaki et al., Nuclear Instruments and Methods A480, 440, (2002).
- [14] http://sec.noaa.gov/ace/ACERTsw_home.html
- [15] <http://cosray.phys.uoa.gr/>
- [16] <http://www.fis.uniroma3.it/~svirco/index.html>

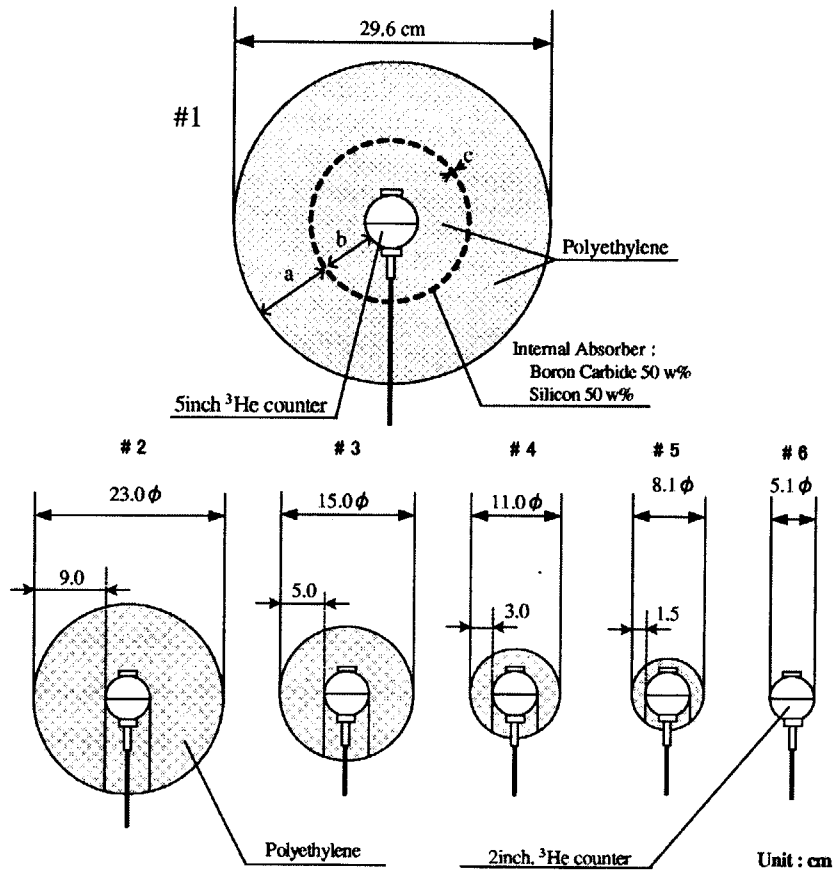


Fig. 1 Cross sectional view of rem counter and Bonner ball

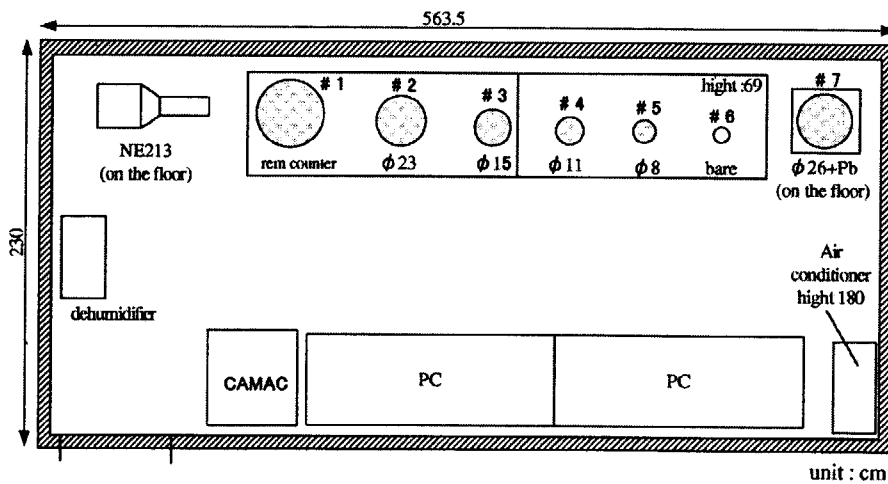


Fig. 2 Experimental set up

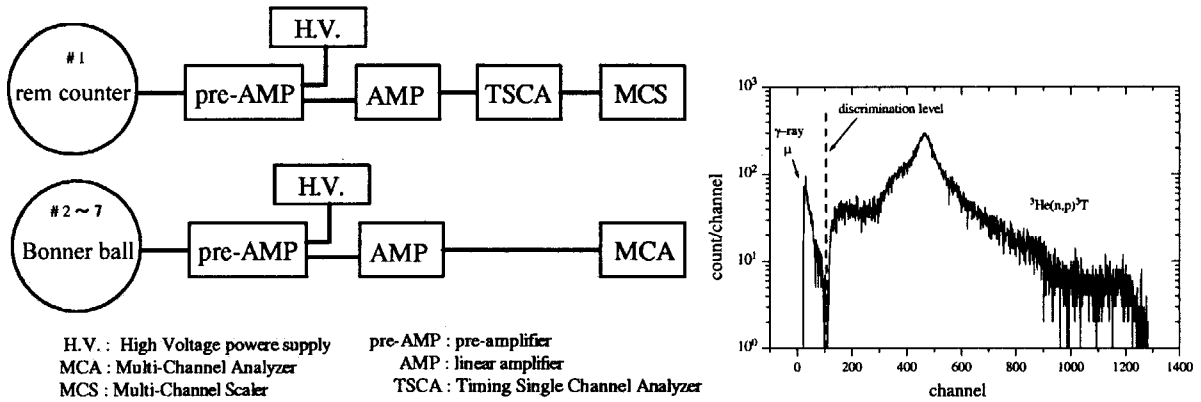


Fig. 3 Measuring circuit and pulse-height discrimination of rem-counter and Bonner ball.

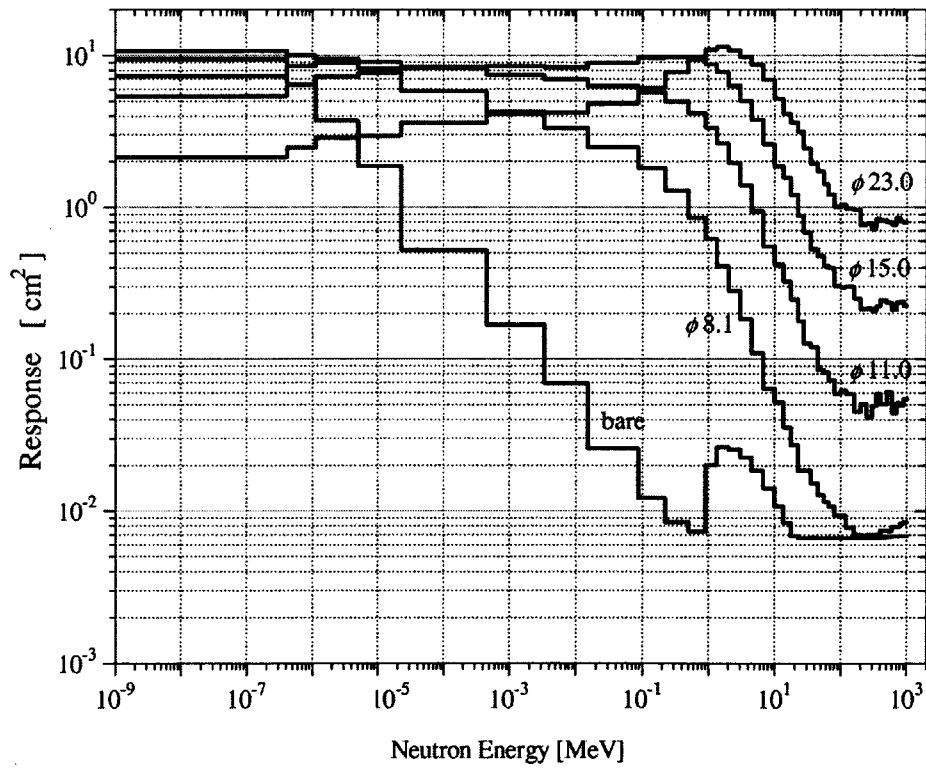


Fig.4 Response functions of ${}^3\text{He}$ multi-moderator detector (Bonner ball) calculated by MCNPX code [8].

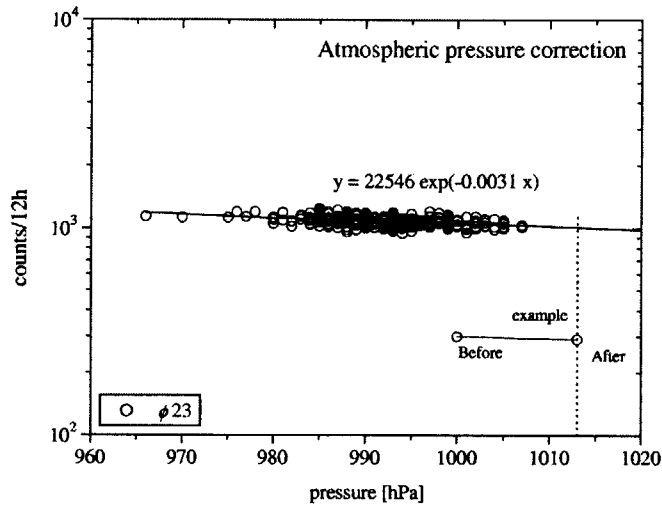


Fig. 5 Atmospheric pressure correction for rem-counter and Bonner ball.

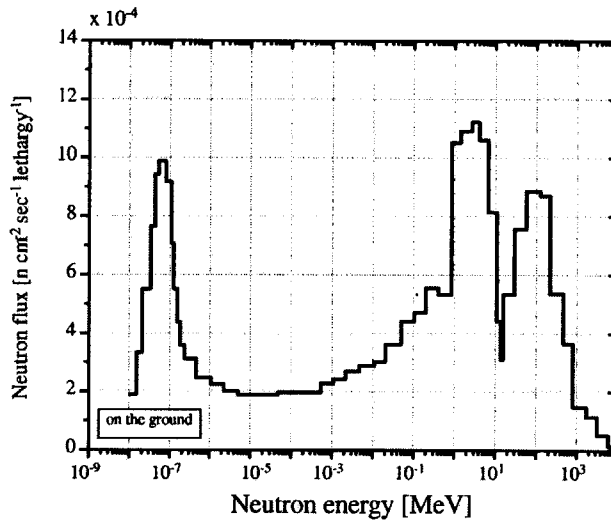


Fig. 6 Initial guess spectrum cited from experimental result by Goldhagen [12] for SAND-II unfolding

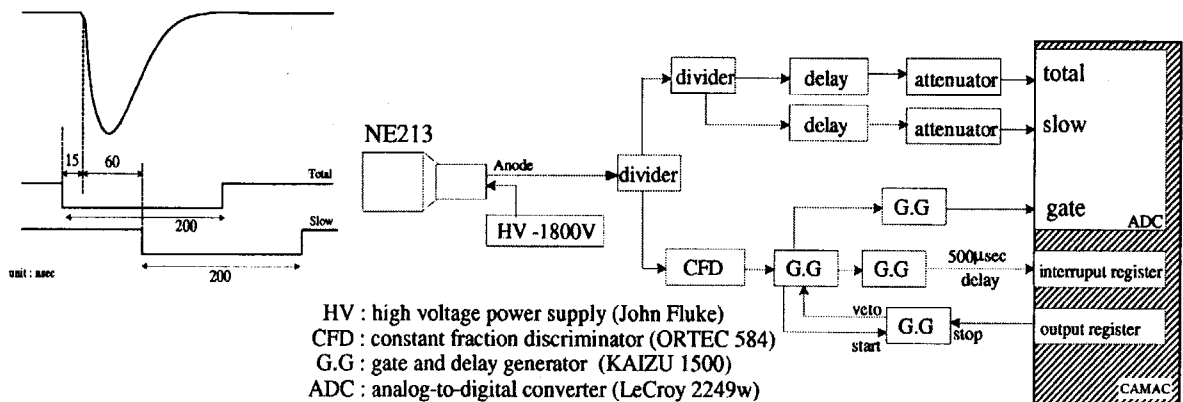


Fig. 7 Measuring circuit of NE213 liquid-organic scintillator and gate timing.

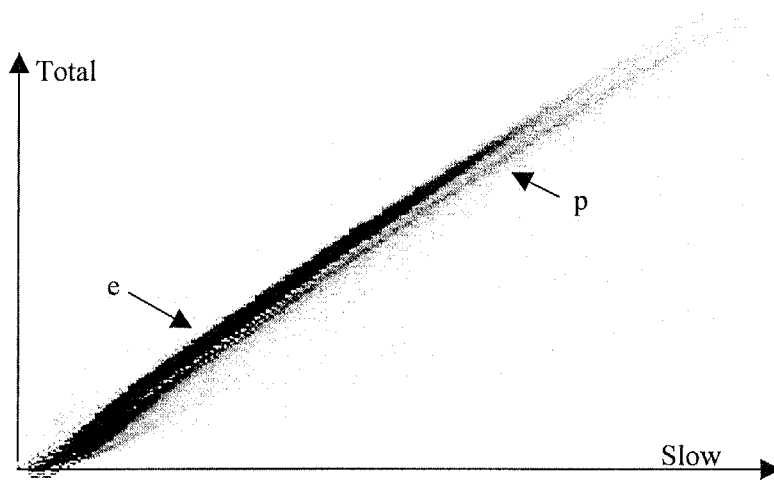


Fig.8 Two-dimensional plot of total and slow components from NE213.

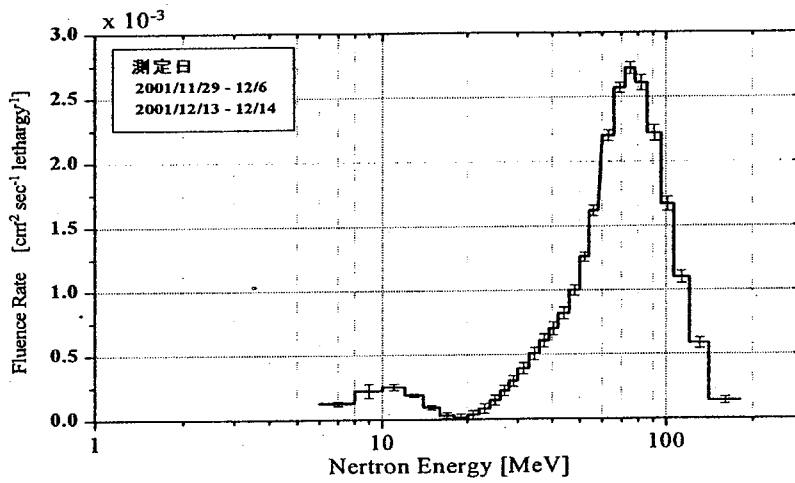


Fig. 9 Neutron energy spectrum obtained by using NE213 with FORIST unfolding.

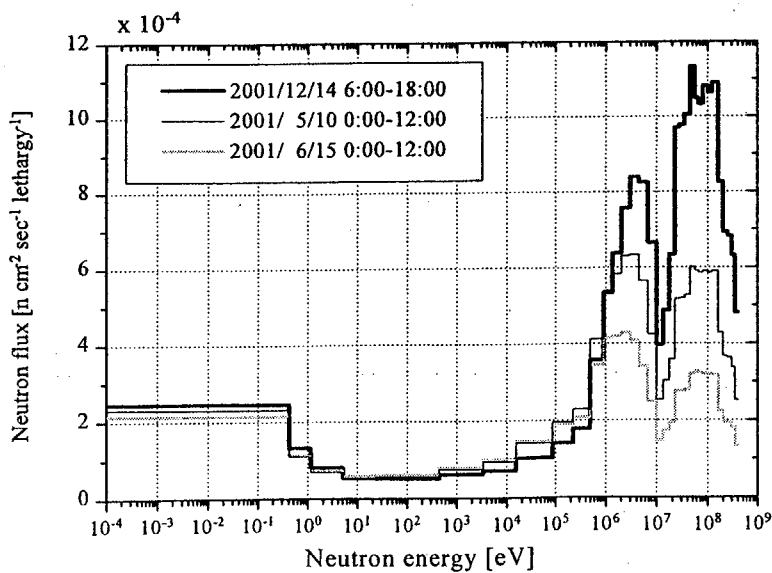
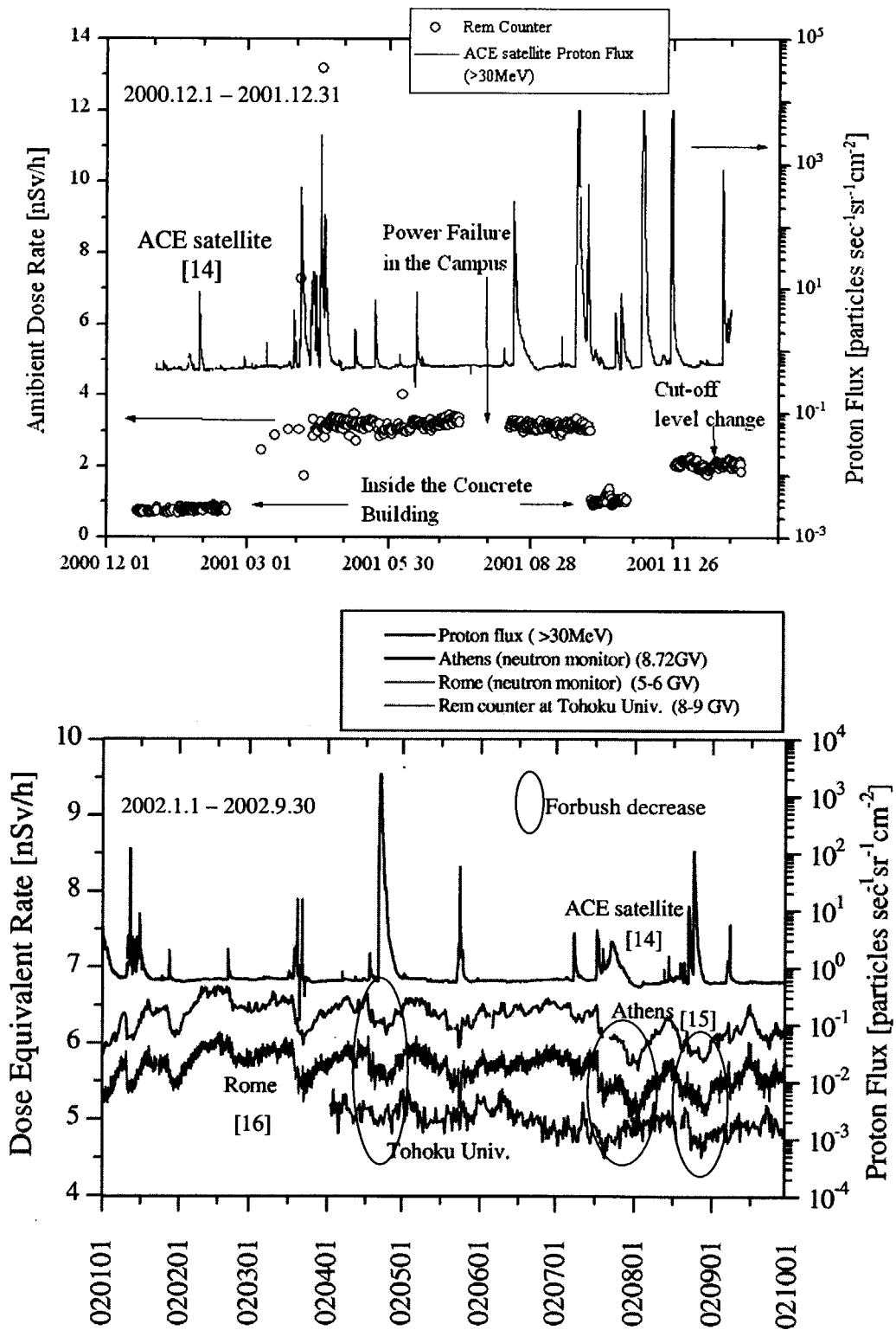


Fig. 10 Neutron energy spectrum obtained by using Bonner ball with SAND-II unfolding.



☒ 11 Relation of neutron dose on the ground [15,16] and solar proton flux cited from ACE satellite[14].

This is a blank page.

総合討論

General Discussion

This is a blank page.

18. 問題点の整理及び討論

Analysis of Problems and Discussion

司会：中村 尚司
東北大学

Chairperson: Takashi NAKAMURA
Tohoku University

本ワークショップにおいて行われた各々の発表及びコメントの中で、様々な問題提起がなされた。総合討論では、これらの問題の分析及び課題整理を行った。そして、整理された課題に基づき、外部被ばく線量測定・評価法に関する今後の研究の進め方について総合討論を行った。

総合討論を始めるにあたり、検討項目として、今回のワークショップのテーマである以下の項目が提案された。

- 1) 中性子に対する標準校正場の整備
- 2) 高エネルギー中性子に対する線量評価・測定方法の確立

また、各項目における詳細なワークテーマとして、以下の5つが提案された。

- 1) 中性子線量計の校正方法について
- 2) 実作業場模擬校正場の整備手法について
- 3) 国内の中性子校正場の現状及びネットワーク構築について
- 4) 高エネルギー放射線に対する線量測定・評価の最適指標について
- 5) 大強度陽子加速器施設において必要とされる放射線管理用モニタについて

以上のワークテーマに対し、まず、6名のコメンテータが意見を述べ、それらを受けて討論を行った。以下、19、20に、それぞれコメンテータの意見、討論の要旨をまとめた。

19. コメント Comments

イオン照射研究施設(TIARA)の利用制度 Utilization System of TIARA Facilities

田中 進

日本原子力研究所 放射線高度利用センター

Susumu TANAKA

Advanced Radiation Technology Center, Japan Atomic Energy Research Institute

1. TIARA 施設の概要

イオン照射研究施設 TIARA (Takasaki Ion Accelerators for Advanced Radiation Application) は、イオンビームのもつ特徴を材料科学・バイオ技術などの先端科学の研究（放射線高度利用研究）に利用することを目的として建設され、1991 年度から第 I 期施設の利用を開始している。施設は、幅広い分野の研究に必要とされる 4 台のイオン加速器とこれらを設置しイオンビームを利用する建家などから構成されている。イオン加速器の配置とビーム利用の特徴を Fig. 1 に示す。

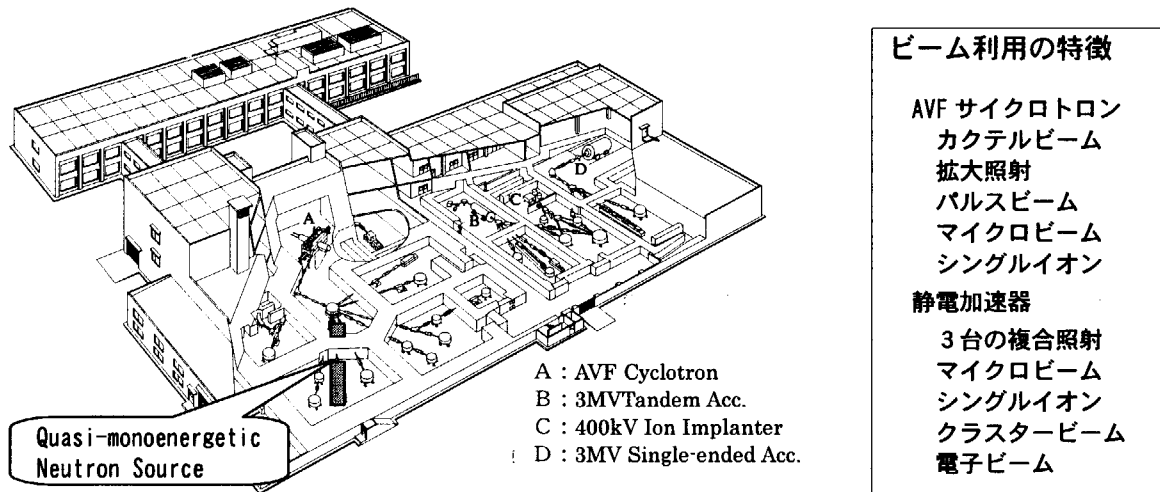


Fig. 1 Outline of TIARA facilities.

2. 施設の利用制度

放射線高度利用研究のような広い分野の研究を行うためには、日本原子力研究所内外の研究者が協力しつつ進めるのが効率的であり、同時に競争的な雰囲気も醸成され、活発な研究活動の維持に好ましい効果が期待される。また、TIARA は幅広いエネルギー、イオン種、照射方法を有するイオンビーム利用の拠点的大型研究施設であり、これを利用する機会を広く外部研究者にも提供することは、各界からの強い要望に応えるだけに止まらず、放射線高度利用研究の発展に大きく貢献できるものと期待されている。

このような基本的考え方に基づき、利用の機会均等の原則のもとに、1992年度から実験課題の募集を開始し、Fig. 2に示すような施設の利用運営を行ってきた。

3. 効果的な施設運営のために

利用開始以来10年を経過したTIARAでは、材料や生物に対するイオンビームの作用の特徴が次第に明らかになり、「イオンビーム照射によるカーネーション新品種育成」など実用的な成果が出てきた。また、将来が楽しみな多くの独創的な研究の芽が育ってきているとともに、これらの挑戦的研究を支える加速器・ビーム技術の開発が進められている。このような背景のもと、主催者の依頼、「原研・中性子標準校正施設を、利用者の要望に応える施設にするにはどのようなことが大切か」について、以下のようにコメントさせていただく。

使用者の要望に応えるためには施設をより効果的に運営する必要がある。そのためには、利用者の先端的又は波及効果の大きな研究テーマの提案に応える施設性能、あるいは先端的な放射線・ビーム技術を生かした利用者の研究テーマの提案が重要であり、それらを円滑に進めるための利用制度の整備が必要である。主要事項をまとめると、以下のとおりである。

- (1) 利用者の責任（先端的又は波及効果の大きい研究テーマの提案）
 - ①産官学の連携プロジェクト立ち上げ、②中性子標準場のネットワーク作り
- (2) 施設の性能（先端的な放射線・ビーム技術の開発）
 - ①先端的な実験装置の整備、②基礎技術の確立
- (3) 利用制度（開かれた施設としての利用制度）
 - ①テーマの公募・審査・採択の実施、成果の公表、②技術支援、共同利用の実施

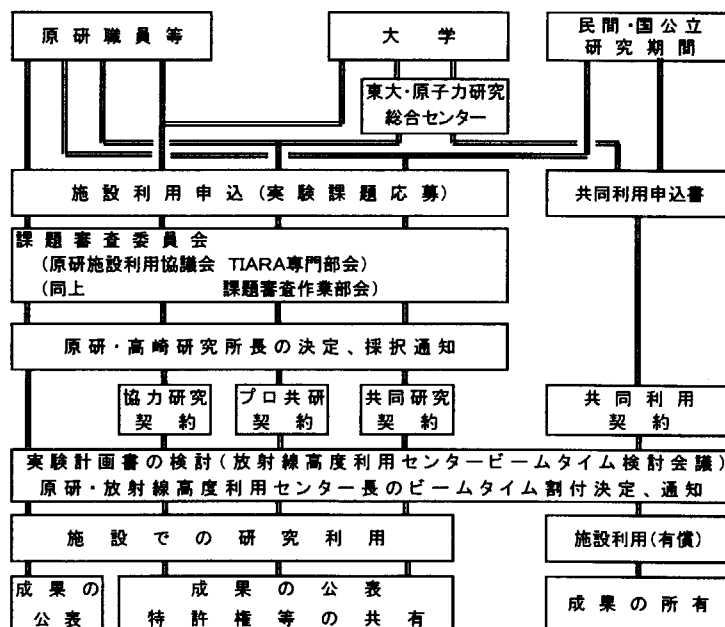


Fig. 2 Utilization system of TIARA facilities.

加速器放射線場と測定器校正について
Radiation Fields around Accelerator Facility and
Calibration of Detectors Used in The Field

佐々木 慎一
高エネルギー加速器研究機構 放射線科学センター
Shinichi Sasaki
Radiation Science Center,
High Energy Accelerator Research Organization

1. はじめに

加速器の利用が、原子核・高エネルギー物理学等の限られた分野から、物性物理、生物科学等の基礎分野並びに医学利用や工業利用へと急速な展開を遂げて久しく、その用途もさらに多様化していくものとも思われる。しかしながら、加速器の利用には、必ず放射線・放射能の発生といった側面が存在し、これを制御管理することなしに加速器利用の実をあげることは不可能である。加速器放射線防護の最も重要な使命の一つは、加速器周辺に発生する放射線場を知り、最も相応しい検出器を選択使用して線量評価をしながら、作業員や一般公衆等の放射線安全を担保することにある。ここでは、簡単に加速器周辺の放射線場の特徴を説明し、検出器開発や校正で使用される放射線標準場への要求と高エネルギー加速器研究機構（以下「高エネ研」という）での標準施設の現状について述べてみたい。

2. 加速器周辺の放射線場

加速器は十分厚い遮へい体内に設置されているが、これらが稼働するとその周辺には種々の放射線場が形成される。問題となる放射線は主として漏洩力の大きい中性子線及び光子線であり、時としてミュオン等の荷電粒子が観測される場合がある。中性子は熱エネルギーからビームの加速エネルギーまで広く分布し、光子の場合は中性子による捕獲 γ 線や非弾性散乱 γ 線のように高エネルギーのものから、誘導放射能からの γ 線、及び電磁シャワーからの制動 X 線や加速管放電時に発生する低エネルギー X 線まで、これも幅広いエネルギーを持つ。これらの中性子線や光子線は、多くの場合直達放射線あるいは反応によって生成された 2 次放射線であるが、スカイシャインによって遠方まで運ばれ管理区域境界のみならず敷地境界における線量に寄与する場合がある。また、加速器周辺に形成される放射線場はその運転モードやビーム損失の状態に依存し、原子炉周辺や放射性同位元素を用いた照射施設周辺に見られるような定常場とは異なり、極めて時間幅の狭いパルス場として形成される。ただし、同じパルス場であってもプラズマ発生装置周辺にショット毎に形成される場とも異なり、ビーム幅が狭くても繰り返しの周期が短い場合には、漏洩場は比較的定常場に近くなる。これらの場は、加速器施設単位に分散、広い区域に点在して形成され、ビーム加速サイクルやビーム損失の頻度や形態に依存して変化する等の特徴を有する。

3. 高エネ研における標準校正施設の現状

このような特徴を有する加速器放射線場の測定には、適切な応答を持つ検出器を選定評価し使用することが重要であるが、すべてを満たす検出器が入手できるわけではなく、検出器を新たに開発し測定技術を工夫する必要がある。また、区域が広く対象とする放射線の種類も多く、エネルギー範囲も広いことから、使用する検出器の数や種類も多い。高エネ研ではこれらの検出器開発や測定器の校正保守作業を行うために、表1に示す標準校正設備[1,2]を整備しながら、規模は必ずしも大きくないが、まずは基本測定器の標準校正が行える体制を目指している。

4. おわりに

上で述べた加速器放射線場への対応を考えると、現在でも 20MeV 以上の中性子に対する線量標準システムは確立されていないし、極めて短い時間幅のバースト状放射線に対して有効な実時間測定器の標準法も提案されていない等、解決しなければならない問題が多い。加速器を利用した単色標準中性子源の開発はこの問題解決に有望であるが、このような大規模標準設備の構築と運営は財源やマンパワーの問題から一施設や研究所では達成できうるものではなく、中核的な施設に設備の集約化が計られ、利用しやすい運営体制が確立されることが必要であろう。現在、精力的に整備が進む原子力研究所の標準施設群には強く期待するものである。

我が国には大小種々の校正施設があるが、必ずしもその間の情報交換が円滑に行われていない状況にあるのではないかと。各施設には個性があってそれぞれに特徴があろうが、情報交換から互いの特徴を知り基本的な技術を共有すること、並びに相互比較により精度の向上が見込まれるように思う。こうした意味から、国家標準を担う産業総合研究所を中心とした標準施設のネットワークが構築されることを望む。

参考文献

- [1] 佐々木慎一、穂積憲一、飯島和彦、宮島光弘：KEK Internal 95-2 (1995).
- [2] 佐波俊哉、佐々木慎一、米内俊祐、中村尚司：KEK Internal 2001-1 (2001).

表1 KEK における放射線照射施設

放射線照射棟	
(1) ガンマ線源	^{60}Co (18.5 GBq) 、 ^{60}Co (3.7 GBq) 、 ^{137}Cs (37 GBq)
(2) 中性子線源	^{252}Cf (0.2 GBq) 、 $^{241}\text{Am-Be}$ (185 GBq)
(3) 中性子発生装置	コックロフト・ワルトン型加速装置、型式：A-801 加速粒子：重陽子 (120 keV, 10.5 μA)、 ターゲット：T、発生中性子数： 1×10^8 n/pulse
(4) X線発生装置	型式：HF-420、最大印可電圧420kV、最大電流10mA
熱中性子標準棟	
(1) 黒鉛バイル	2500×1900×1900 mm (線源挿入口3カ所)
(2) 中性子線源	$^{241}\text{Am-Be}$ (185 GBq) 、 $^{241}\text{Am-Be}$ (37 GBq) ×2、 $^{241}\text{Am-Be}$ (3.7 GBq) ×2、 ^{252}Cf (0.2 GBq)
中性子照射実験室 (高エネルギー中性子深層透過実験室)	
(1) 中性子源	500MeV陽子+重金属ターゲット

*線源強度は導入時

中性子校正場の利用に関するコメント

Some comments on utilization of calibration fields for standardization
of neutron dosimetry

占部逸正

福山大学工学部

Itsumasa URABE

School of Engineering, Fukuyama University

1. はじめに

自然環境中性子や放射線防護を目的とした中性子測定では線量評価やスペクトル測定が中心となる。これらの測定に関連して、20MeV を上限とする中性子校正場を利用する観点から、その必要性和具備すべき条件について述べる。

2. 利用の観点から

(1) 線量率計の校正

線量計は中性子エネルギーによって誤差が異なる。実効線量計の開発と精度の評価にはこうした標準中性子場が不可欠である。この施設の特徴としては、中性子線量率計の精度の維持と利用者（研究者のみならず製造業者）の使い安さを同時に実現することが重要である。中性子線量率計の校正法に関しては、測定器設置場所における中性子強度の空間分布が重要となる。線源の実効的な中心位置の問題を含め、校正法全体を再検討することが望まれる。また、中性子線量率計はしばしばガスカウンタと減速材との組み合わせで使用されるが、ここでの施設を利用することによりパルス場での線量率計の時間応答等の検討が期待できる。

(2) スペクトロメータの応答関数評価

応答関数の作成には計算機の利用が欠かせない。しかし、シンチレータの発光効率や検出効率のエネルギー依存性、特に、後者では検出器の幾何形状やエレクトロニクス技術を含めた総合的な検出効率の情報が実用上不可欠である。これまで多くの実験が行われてきたが、シンチレータのエネルギー分解能などの問題を系統的に検討するうえでも単色中性子場が重要な役割を果たすと思われる。

(3) 実効線量（率）計やスペクトロメータのトータルな性能評価

事業所ごとに所有する中性子線量率計の測定値の正確度を確認する機会は極めて少ない。測定対象場の特性を考慮しながらその測定結果の誤差についての統一的な判断基準を確立するためにこうした施設は重要である。エネルギースペクトルが異なる場で使用されている線量計やスペクトロメータの共同校正の場としての意義は大きい。

3. 校正場として

(1) 単色性

スペクトル測定に必要な応答関数については計算手法の適用の可能性が大きく広がっている。新

しいスペクトロメータの開発には常に単色の中性子源による確認が必要になるが、その際には中性子ビームに高い単色性と空間的広がりの均一性が要求される。また、場合によっては、散乱線を最小限とするために壁材に吸収性の高い材料を配置するなどの検討が望まれる。

(2) 中性子の空間分布

こうした場での測定では、中性子ビームはどの程度均一に検出器にあたっているのか、照射位置が異なるとどの程度スペクトルは変化するのかなどの問題が生じる。中性子の空間分布の情報は単一の測定器のみならず試作段階の検出器の性能試験や複数個の検出器を同時に測定する共同校正の際に特に重要となる。

(3) 減速中性子場の形成

中性子線量率計の校正場と現実に測定器が使用される作業環境等の中性子スペクトルが必ずしも一致しないことが測定誤差の大きな要因になっている。中性子場の情報として 180 場程度あることが報告されたが、実際はほとんど無限の多様性を有すると考えられる。こうした現実の中性子場にそれぞれ対応して校正場を検討することは不可能であり、校正手法としては中性子場をカテゴライズ化し、これら対応した校正場で測定器の校正を行い、許容誤差を明確にして適切な校正定数を使用するのが効果的である。従来の核分裂中性子場のみならず加速器施設の中性子場を考慮した減速場の形成に本標準場は重要な役割を果たすものと期待できる。

中性子校正場の役割と期待
— 中性子線量計開発の立場から —
Expectations for Neutron Calibration Field in FRS

山田 正
富士電機 (株) 東京システム製作所 放射線装置部
Tadashi YAMADA
Radiation Equipment Department
Tokyo System Factory, Fuji Electric Co., Ltd.

1. はじめに

富士電機は中性子計測用の機器を多数製造し供給しているが、中性子の線量測定については校正方法が J I S 等で規定されていないため、国家標準とのトレーサビリティを証明する証明書を発行することができない。このたび日本原子力研究所の放射線標準施設に中性子標準校正施設が完成し、中性子線量測定の品質保証を確保するために設備を整備していくとのことであるので、中性子線量計等の開発を行うメーカーの立場から中性子校正場への期待を述べる。

2. 中性子線量計の概要

中性子を含む個人線量計については、1990年に JIS Z 4312「X線、 γ 線、 β 線及び中性子用電子式個人線量(率)計」が制定されており、2002年3月に国際規格(IEC 61525)との整合をはかるため改正された。日本で使用される中性子線量計は、今後本 JIS に基づいて性能の確認を行うことになる。富士電機が製造している中性子線量計の一例を写真1に示す。また、JIS の要求仕様を次頁の表1に示す。

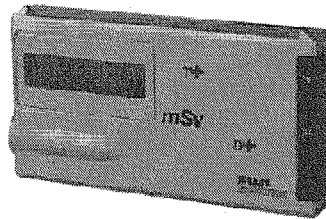


写真1 中性子線量計 (例)

中性子の線量測定は γ 線と異なり測定対象となるエネルギー範囲が非常に広く、熱中性子(0.025eV) ~ 15MeV までの約 10 桁を測定する必要があるという特徴を持つ。

表1. 中性子線量計に対する JIS の要求仕様

	項 目
エネルギー特性	100keV～15MeV : 製造業者の指定するエネルギー範囲において±50% 熱中性子～100keV: 当該範囲におけるレスポンスを示し、±50%以内のエネルギー範囲を示す。
積算指示精度	±15% (有効測定範囲において)
線量率直線性	±20% (有効測定範囲において。 ただし、最大及び最小デカードは±30%)
方向特性	±30% (0°～±75°の15°ステップにて)
測定表示範囲	0.01～999.99 mSv (弊社製品の参考値)

3. 中性子線量計の J I S 規格への対応

3. 1 基準中性子源

上記 JIS 中において試験条件が定められており、基準中性子源は、 $^{241}\text{Am}\text{-Be}$ とすることが記載されている。エネルギー特性試験に関しては、熱中性子、 ^{252}Cf 及び $^{241}\text{Am}\text{-Be}$ を使用して試験することが定められているが、加速器等による中性子エネルギー特性試験の標準場が早急に構築されることを期待することが、JIS の解説に記載されている。

3. 2 指示誤差試験

個人線量計は中性子線量の積算値で 0.01mSv から表示しているが、積算指示精度は 1mSv～100mSv の範囲で±15%と JIS に規定されている。

現在は、 ^{252}Cf の中性子源を使用すれば約 1mSv/h の線量率の校正場が得られるので、短時間(約1時間)で、積算値の指示誤差試験を実施できる。しかし、JIS にて基準中性子源と定められた $^{241}\text{Am}\text{-Be}$ を使用する場合は、得られる線量率が低いので現状では約 34 時間必要となる、という問題点が発生する。

そこで、 $^{241}\text{Am}\text{-Be}$ で ^{252}Cf と同等の線量率が得られる校正場を期待したい。

3. 3 エネルギー特性試験

エネルギー特性試験については、JIS においては現在使用可能な線源を考慮して、「熱中性子、 ^{252}Cf 及び $^{241}\text{Am}\text{-Be}$ 」を使用して測定することが定められている。本来は IEC 規格で定めるように、熱外中性子領域から高速中性子領域までの約 7 点を測定することが望ましいので、現在原研・

東海研の放射線標準施設棟で既に整備されている3種類のエネルギーの他に7種の単色中性子校正場を早急に整備していただくをお願いしたい。

また、加速器を利用した中性子による校正を行う場合に、中性子に付随して発生するガンマ線及び陽子線等の評価（線量率、エネルギーフラックス等）をお願いしたい。

3. 4 方向特性試験

方向特性試験は、 $^{241}\text{Am}\cdot\text{Be}$ （又は ^{252}Cf ）の中性子を使用して、水平・垂直各方向について、基準方向（ 0° ）から $\pm 75^\circ$ まで 15° 毎に合計 21 ポイントの測定を行う必要がある。この試験については JIS の記載にも ^{252}Cf が使用線源に含まれているので、 $^{241}\text{Am}\cdot\text{Be}$ を使用できない場合は ^{252}Cf を使用して実測を行うこととする。

この場合、 ^{252}Cf 線源のトレーサビリティ確保もお願いしたい。

3. 5 線量率特性試験

今回の JIS には線量率の測定に関する項目が加えられたが、現状では中性子の線量率に対する直線性の試験が実施できない。本試験項目については JIS の解説でも、「線源照射による試験が困難なため擬似パルスによる試験で代用可能であるが、中性子についての今後の国内での照射施設の充実の必要であること」、が記載されている。

しかし、JIS に定められた線源である $^{241}\text{Am}\cdot\text{Be}$ を使用する場合、 γ 線と同様な方法で線量率を変えることが困難であるため、今後は $^{241}\text{Am}\cdot\text{Be}$ （4.4MeV）とほぼ同等のエネルギーである 5MeV の単色中性子を使用してフラックスを変化させることにより線量率直線性を確認できることを期待している。

4. 中性子校正場への期待

上記の点を基に、中性子線量計等を開発しているメーカーの立場から中性子校正場への期待を下記に示す。

- (1) トレーサビリティの確立した中性子校正場の早期整備を期待している。
- (2) JIS（及びIEC）の要求する中性子エネルギーに対応する校正場の整備を期待している。
- (3) 本設備を使用して校正を行った測定器には、トレーサビリティを証明する成績書の発行をお願いしたい。

大強度陽子加速器施設 (J-PARC) の放射線安全設計
放射線安全管理設備整備の立場からのコメント

Radiation Safety Related Issues for Radiation Safety Design and
Development of Safety Management System

笹本 宣雄

日本原子力研究所 大強度陽子加速器施設開発センター

Nobuo SASAMOTO

Center for Intense Proton Accelerator Facilities,
Japan Atomic Energy Research Institute

1. はじめに

現在建設工事が行われている大強度陽子加速器施設 (J-PARC) は、3GeV/1MW、50GeV/0.75MW という世界最大のビーム強度を持つ陽子加速器複合体である。大強度且つ高エネルギー加速器であるが故に、本施設の安全管理設備を含む放射線安全設計ではこれら特徴を勘案することが要求される。本報告では、大強度陽子加速器施設開発の立場から、外部被ばく線量測定・評価に係るコメントを述べる。

2. J-PARC の放射線場の特徴

現在、原研と KEK が共同で建設を進めている大強度陽子加速器施設 (J-PARC) は、400MeV リニアック、3GeV シンクロトロン、50GeV シンクロトロンからなる高エネルギー加速器群、および加速器から供給される高エネルギー陽子ビームを用いる、物質・生命科学実験施設、素粒子・原子核物理実験施設、核変換実験施設で構成される加速器複合体施設である。

本施設においては、高エネルギー陽子とターゲット、加速器機器等との相互作用 (ハドロンカスケード反応) により、中性子、陽子、ガンマ線等の二次放射線が発生し、さらに、陽子エネルギーが GeV 領域になるとミュオンの発生が無視できなくなる。これらは、加速陽子エネルギーを上限としたエネルギースペクトルを有するパルス状放射線である。

3. 放射線安全設計上の課題

J-PARC の遮蔽設計は、経験式に基づく簡易設計計算と、ハドロン輸送計算モンテカルロコード (NMTC/JAM、MCNPX 等) による詳細計算を組み合わせ実施しているが、詳細計算で得られる粒子線束から線量を評価するには、線量換算係数が必要である。ところが、高エネルギー領域 (20MeV 以上) の換算係数は法令により定められておらず、評価者が独自の換算係数を用いて線量評価をしているのが実情であった。そこで保健物理部外部被ばく防護研究室に依頼して、熱エネルギーから 3GeV までの中性子 77 群構造の線量換算係数を作成し (JAERI-Tech 2001-042)、現在 J-PARC の遮蔽設計に使用している。この換算係数はハドロン輸送コードシステムの HERMES を用いて作成評価したものであるが、部分的には別の計算コードによる文献値

との差異が指摘されており、計算モデルの違いの検討も含め、本換算係数の精度評価およびそれに基づく高精度化の研究が引続き行われることが望まれる。

4. 放射線安全管理設備の開発整備の観点からのコメント

4. 1 放射線管理用モニタに関する課題

本施設のうちのリニアック、3GeV シンクロトロン、物質・生命科学実験施設についての安全管理システムは、J-PARC 全体の建設計画に対応して既に製作設計の段階に入っている。そのため、J-PARC を想定した高エネルギー加速器対応モニタの研究開発を今後進め、直ちにその成果を本施設安全管理システムへ反映させることは、工程上難しい。しかしながら、信頼性、軽量化、低コスト化、使い易さを目指したモニタの実用化技術は、将来にわたり順次行われるであろう安全管理機器類の更新にあたっては、重要な開発項目と考えられる。

J-PARC に設置するエリアモニタは、すべて加速器トンネルの外側や長い迷路構造の通路出口に配置するため、対象とする放射線は遮蔽壁を透過した中性子、通路から漏洩する中性子やそれに付随する 2 次ガンマ線である。そのため、GeV エネルギー領域の中性子は対象とならないが、従来の原子炉、RI 施設等における中性子場に比して、高エネルギー側にそのスペクトルがシフトしている。これに対応するため、20MeV 以上の高エネルギー中性子用検出器開発が行われる必要がある。また、50GeV 陽子をターゲットで受ける原子核素粒子実験施設においては、ミュオンの発生およびその被ばく防護も考える必要があるため、ミュオン検出器の開発は重要なテーマとなるであろう。

4. 2 中性子標準校正施設 (FRS) への要望

安全管理システムの開発過程で、また、施設稼働後の実運用時に本施設が FRS を利用する頻度は少なくないと予想される。利用者の立場から、FRS が研究開発目的に利用されると同時に、特性試験等実務照射にも十分配慮した使い勝手の良い設備であることを要望したい。また、利用し易い利用体制を整備することも重要であると考ええる。

高エネルギー放射線に対する線量評価上の残された課題 Current problems on dosimetric quantities for high energy radiations

岩井敏

(株)三菱総合研究所

Satoshi IWAI

Mitsubishi Research Institute, Inc.

1. ICRP の放射線防護量の問題点

高エネルギー放射線防護のための線量評価に関する重要な問題は放射線防護に使用する量(quantity)の問題である。放射線防護に使用する量の概念はすべて ICRP 勧告に基づいている。

ICRP Publ.26¹⁾で確率的な影響のリスクを表す実効線量当量の概念が示され、一年後に出されたストックホルム声明²⁾で実効線量当量(effective dose equivalent)という用語に命名された。これは荷電粒子の水中の LET_w の関数の形で定義された線質係数 Q を用いて、線質の違いによる人体への‘影響’の相違を表現している。しかし、ICRP は 1990 年の ICRP Publ.60³⁾で線質による確率的影響の相違を表現する量として放射線荷重係数という用語を用いて、その値を示した。線質係数が LET の関数であるのに対し、放射線荷重係数 w_R は各放射線ごとに数値が定義されており、中性子の場合にはエネルギーの関数として表現されている。線質係数のかわりに放射線荷重係数を用いる概念が実効線量である。実効線量は形は実効線量当量と全く同じであり、異なる点は線質係数のかわりに放射線荷重係数を用いる点のみである。Publ.60 では確率的影響を表す放射線防護量として実効線量という用語を勧告している。一方、同じ ICRP Publ.60 の中で、LET の関数として改訂された線質係数 Q が示されている。したがって、Publ.60 では実効線量当量という用語廃止を勧告した訳ではない。実効線量と実効線量当量の値はとくに高エネルギー放射線に対して矛盾を生じる。例えば、20MeV から 10GeV までの陽子および中性子に対する実効線量(E)と実効線量当量(H_E)の比を Fig.1 に示す。この図からわかるように、陽子に被曝した場合、2~4倍実効線量のほうが実効線量より高い値を示す。中性子は陽子に比べて両者の値の比は小さいが、数 GeV で 1.5 倍の相異を示す。

この相異の主要な原因は放射線荷重係数と線質係数が相異していることにある。このような場合、放射線荷重係数と線質係数それぞれの導出根拠を明らかにする必要がある。放射線荷重係数は ICRP Publ.60 にその数値が表示されているだけである。根拠となる論文、データベースはまったく引用されていない。また、どのようなデータベースを参考にして放射線荷重係数が作られたかということも推測することも全く困難である。ICRP Publ.60 の付属書 B にいくつかの RBE の値が示されているものの、放射線荷重係数の根拠を推測できるような十分な値は示されていない。一方、線質係数 Q の導出根拠も ICRP Publ.60 には示されていない。ただ、ICRU Report40⁴⁾に示された Q(y)の値と深い関連があると思われる。ICRU Report40 の Q(y)はヒトリンパ球の染色体異常のデータ⁵⁾におもに基づいていることが推測さ

れる。

2. 今後の課題

確率的影響を表現する放射線防護に関する量が二種類並存するという事は、放射線防護に混乱をもたらす原因となる。ICRP Publ.60 の考え方に従って、実効線量と放射線荷重係数を優先して使用すること(考え方)は、原子力施設やRI線源には十分適応できると考えられるが、高エネルギー加速器施設における高エネルギー放射線被曝、航空機における宇宙線被曝、および宇宙飛行士の宇宙線被曝などの高エネルギー荷電粒子や高エネルギー中性子に適応可能か否かは十分な検討が必要である。放射線荷重係数は人体に入射する放射線に対する量として定義されているため、人体内で発生する2次粒子の影響は十分に考慮されていない。その点、荷電粒子に対するLETの関数として定義されている線質係数を人体内で発生する2次粒子も含めて適用して、組織、臓器における平均線質係数を求め、それを用いて確率的影響を表現する実効線量当量の考え方の方が、むしろ合理的であると考えられる。

しかし、ICRPがPubl.60(1990)で実効線量と放射線荷重係数を使用することを勧告して以来、一貫して実効線量の概念が使用されている。したがって、実効線量をとりやめて、実効線量当量を再度使用することを提案するよりも、2次粒子の影響を含んでいる線質係数の値を参考にして、放射線荷重係数の値を改訂するほうが首尾一貫性があって望ましいと考えられる。

しかし、このような小手先の矛盾点の回避方法はあくまでも一時的なものの過ぎず、本質的な放射線荷重係数の見直しが必要であると考えられる。放射線荷重係数はヒトの放射線防護に関する量である。ICRP が放射線による健康リスクに関して疫学データで対象としているエンドポイントはがん(致死がんによる死亡および荷重した非致死がんの発生)と重篤な遺伝的影響である。しかしこれらのエンドポイントに基づく放射線の線質評価に繋がるRBEデータ調査を行ないデータベースとしてまとめることが重要である。現在、DNA の二重鎖切断、染色体異常、形質転換、がん細胞の発生、個体の発がんなど様々な段階での放射線影響がすべてそのままヒトのがんによる死亡と重篤な遺伝的影響に繋がるとは限らない。DNA 切断には修復機構が働き、細胞レベル、組織レベルで発がんを阻止する様々なシステムが体内には存在する。今後の重要課題を以下に示す。

- ① 現在、放射線荷重係数の基になっている RBE 等のデータベースを整理すること
- ② ヒト個体の放射線発がんおよび重篤な遺伝的影響のメカニズムのモデルを明らかにすること
- ③ ヒト個体の放射線発がんおよび重篤な遺伝的影響評価に繋がる生物実験を提案すること

なお、これらの課題をブレイクダウンして具体化するためには、放射線防護体系に関わる者が、自分達の要求事項を生物物理モデルおよび生物実験を行なう研究者に対して明確に伝える必要性が重要となる。

参考文献

- [1] ICRP Publication 26, “Recommendations of the ICRP”, Annals of the ICRP 1 (3) (1997)
- [2] ICRP Publication 26, “Recommendations of the ICRP”, Annals of the ICRP 1 (3) (1997), reprinted (with additions) in 1987 (Stockholm statement).
- [3] ICRP Publication 60, “1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection”, Annals of the ICRP 21 (1-3) (1991)
- [4] ICRU Report 40, The Quality Factor in Radiation Protection (International Commission on Radiation Units and Measurements) (1986)
- [5] M.Zaider and D.J.Brenner , Radiat. Res. 103 ,302 (1985)
- [6] N.Yoshizawa et al. , Nucl. Sci. Technol., 35, 928 (1998)

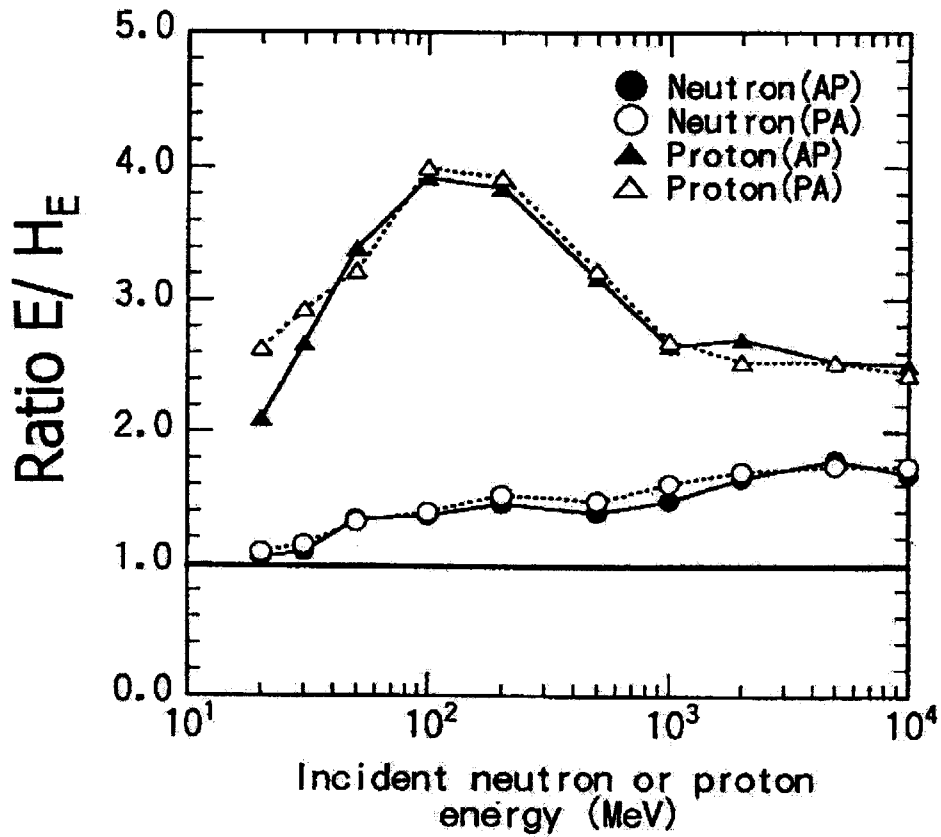


Fig.1 Ratio of effective dose(E) to effective dose equivalent(H_E) for AP(Antero-posterior) and PA(Postero-anterior) irradiation geometries for proton and neutron from 20MeV to 10GeV(cited from Ref.6)

20. 討論要旨

Summary of Discussion

1. 中性子に対する標準校正場の整備

1.1 中性子線量計の校正方法について

(工藤) 電子式中性子線量計の JIS では Am-Be 線源の使用が規定されているが、既存の線源では線量率が低いため、線量率特性試験ではエネルギーの近い 5 MeV の単色中性子を代わりに使えないかとのコメントがあった (山田氏のコメント p. 146 参照)。たしかに Am-Be 線源で数 mSv/h の線量率を実現するのは既存の線源では難しい。その代替として 5MeV の単色中性子で実施するのは実現可能であろう。この他に中性子線量計の校正技術に関して、日本でも様々な工夫がなされており、それらを ISO に提案していくことは非常に重要である。

(百瀬) 中性子の測定に関する経験や JCO の事故での経験を含めて校正技術はかなり進み認知されてきていることが、本ワークショップで確認された。今まで蓄積されてきた経験や問題点を整理して、継続的に情報交換や議論できる場を設けていく必要があるのではないかと。特に、我が国には中性子線量計の校正方法についての標準化された規格がないため、例えば保健物理学会で検討するのが良いのではないかと。

(中村) 本年 1 月に空間線量測定マニュアルが保健物理学会から出版され、校正方法について、あくまでもトレーサビリティのある場あるいはそこで校正された検出器を使って校正するか、または施設で保有している中性子線源を使うことで良いかという議論があった。全ての校正をトレーサビリティのある場で行うのはコストがかかるので、現場では保有している線源を使うことが現実的ではないかということになった。このように、中性子線量計の校正方法については議論がまだ残されている。このような問題に関しては専門家で校正方法の規格を検討するべきで、この点からも保健物理学会の中に専門研究会を作り検討を進める意義は非常に大きい。

(吉澤) 中性子は散乱などの影響が大きいため、エンドユーザーにわかりやすいような形で校正方法をまとめるのは非常に重要である。学会にそういうことを議論する場を設けるのは大切なので、JNC と協議の上で保健物理学会に専門研究会を設けることを提案していく。

1.2 実作業場模擬校正場の整備手法について

(中村) 実作業場模擬校正場に関して、JNC では MOX 燃料施設を対象とした校正場を整備し、原研では 180 例の実作業場を挙げてそれらを解析し平均エネルギーを広く変化させた場を

計画している。東北大では鉄減速場、グラファイト減速場、ポリエチレン減速場を有している。実作業場模擬校正場は、各作業場に対応しようとするとその種類は膨大になってしまう。これらを整理し、いくつかの代表的なパターンに分類しまとめる必要がある。さらに、我が国で開発された模擬校正場やこれを用いた校正手法を ISO 規格へ反映させていく必要がある。

(吉澤) パターンを絞る上で、種々の作業場のエネルギー情報が必要である。現場にボナー球や液体シンチレーション検出器を持ち込み、それぞれの実作業場のスペクトルを測定し、どの模擬校正場で校正すればよいかを決められれば単純であるが、すべての場でスペクトル測定を行うのは不可能である。そこで、もっと簡単なエネルギーインデックス（例えばアメリカで行われている減速材直径の異なる 2 つの検出器の計数率比など）でスペクトルを分類し、必要な校正定数（又は換算係数）を使い分けられるようにする必要がある。

(馬場) 実際の場合では Fission スペクトル、1/E、Thermal で表されるとすれば、その比を与えることによりインデックス化できないか。

(中村) だいたい大丈夫だが、PWR や BWR などでは違う場があるという話がある。電力側からはボナー球等を用いたスペクトルの測定結果に基づいて複雑なインデックス化をするのではなく、もっと簡単なインデックスでその場に最適な線量計の換算係数を決められるようにして欲しいという要望がある。加速器に関してはもっと様々なことが考えられる。これらの実作業場模擬校正場に関しては、原研、JNC で主に開発が進められているので、学会の場合とは別に JNC、原研及び中性子校正場を有する KEK の関係各氏で、原子炉から加速器までの幅広い分野で実作業場模擬校正場を利用した校正方法をまとめて欲しい。また、成果があがれば ISO に積極的に提案していくようにして頂きたい。

1.3 国内の中性子校正場の現状及びネットワーク構築について

(中村) 加速器を用いた単色中性子校正場は、産総研、東北大 (FNL)、原研東海 (FRS) に限られている。また、高エネルギー中性子場は原研高崎 (TIARA) と東北大 (サイクロトロン) にしかない。このように中性子については利用できる場が限られるため、これらの校正場のネットワークを構築していく必要がある。KEK、産総研、原研高崎 TIARA、原研東海 FRS、それぞれの場に関して、場の特性や利用申し込みの方法などをまとめた資料を揃えるべきである。

(工藤) 以前、そのような資料を作成し、原子力学会誌に掲載したので、それに付け加えるような形での資料作りを提案していく。単色中性子場における産総研と原研 FRS の役割分担として、産総研は物理量の国際標準に関する仕事に力点を置き、原研はユーザへの基準供給（特に線量当量）を中心とするといったことが考えられる。また、高エネルギー中性子標

準については、産総研も今後取り組んでいく予定である。

(吉田) 原研 FRS の利用に関して、放射線防護用測定器の校正という枠で利用希望に関するアンケートを行った。これについてはまとめ次第、情報を発信するようにする。

2. 高エネルギー中性子に対する線量評価・測定方法の確立

2.1 高エネルギー放射線に対する線量測定・評価の最適指標について

(山口) (岩井氏のコメント (p. 151) を受けて) 線質係数 $Q(L)$ と放射線荷重係数 w_R の関係についての議論は、10 年前から行われており、今さら議論を再燃させることに意義があるとは思えない。 w_R は、ファクター5 程度の誤差があることを認識して使うべきであり、その誤差の範囲内での改定の是非については、議論する価値がない。

(岩井) w_R に対する議論が同じところから抜け出せないのは、それを決定する際の根拠を ICRP が明示しないからだ。ICRP 第1 委員会がデータを集めて、 w_R 及び $Q(L)$ 関係を決定する際の根拠を示した報告書を提出すべきだ。

(山口) 線量計算を行う際、吸収線量に対しては誤差数%以内の計算が可能であるが、 w_R などの生体影響を表す指標にはファクター5 程度の誤差がある。元々数%しかない吸収線量に対する誤差をこれ以上小さくすることに意味はない。

(中村) 確かに、非常にアンバランスである。そもそも、様々な線量が定義されているが、いずれにせよ w_R を使うことによってファクター5 程度の誤差を持ってしまうのなら、個人線量当量や周辺線量当量などの定義をなくし、全て実効線量でシステムを形成しても良いのではないか。

(百瀬) 放射線防護のための量には生物影響に関する割り切りが含まれていることを理解しておくことが大切である。

(中村) w_R を使うことによる誤差を小さくするには、生物実験データを整備することが不可欠である。

(岩井) 防護システムの構築という観点から、どのような生物実験データが必要か提案すべきだ。

(山口) まさにその通りである。生物の専門家が必要なデータと、防護システムを構築する際に有用となるデータは違う。

(中村) 防護システムの構築に必要な生物実験データを整備するためには、放射線医学総合研究所とより緊密な連携が必要となる。防護システム構築側の代表を原研に願う。

2.2 大強度陽子加速器施設において必要とされる放射線管理用モニタについて

(山口) (笹本氏のコメント (p. 149) を受けて) 保健物理部としては、J-PARC 計画にできる限り協力していくことを約束する。高エネルギー対応のモニタを開発する際、実効線量とICRUの実用量(1cm線量当量)のどちらを測定量とするかが非常に大きな問題となるが、その問題に関して未だに十分な議論が行われていない。

(中村) 確かに、1cm線量当量は、高エネルギー放射線に対しては実効線量を過小評価することが明らかであり現実的でない。

(百瀬) 関係者の間でも物理量、(計測)実用量及び防護量が整理されて考えられるようになった段階であり、この体系を大きく変更することはまた混乱を招くおそれがある。しかし、高エネルギー放射線にも対応しなければならないのも事実であり、既存の線量体系と調和させながら現実的に考えていく必要がある。

(中村) 前回の法令改正時に、1cm線量当量を使用するのはやめた方がよいと提案したのだが、従来のシステムを変更するには多大な労力が必要であることから実現しなかった。しかし、高エネルギー放射線に対しては、労力がかかるからといって1cm線量当量を使用することによる問題点を無視するわけにはいかない。

(備後) 1cm線量当量の適否については放射線審議会でも議論し、中性子については20MeVを境界に対応を区別することになった。20MeV以下は1cm線量当量の考え方でそれほど問題がないので、従来の方法を継続するべきだ。それ以上のエネルギーに対しては、各自の経験と知識を元に決めればよい。従来のRI施設等と高エネルギー加速器施設に対する安全管理は分けて考えるべきだ。

(中村) [まとめとして] 外部被ばくに関して集中的に議論ができるこのようなワークショップは重要である。今回のワークショップで、これから行うべき課題が抽出された。これらの成果について、また数年後に議論することが必要であろう。これからも継続的にこのワークショップが開催されることを期待する。

3. 総合討論のまとめ

中性子校正場に関する討論では、以下の3点がまとめられた。

- ① 中性子線量計の校正法に関して保健物理学会内に専門研究会を立ち上げ、現在までに得られた知見をまとめて議論する場を設ける。
- ② 実作業場模擬校正場に関して、原研、JNC、KEKによって知見をまとめて、成果があればISOなどに積極的に提案していくようにする。
- ③ 国内にある中性子校正場の情報について、産総研を中心にまとめて、原子力学会などの場で資料として公表する。

高エネルギー中性子の線量評価に関する討論では、以下の2点がまとめられた。

- ① 現状では生物学的影響のデータは生物学の観点からのみしか整備されていないが、放射線防護システムを構築する観点からのデータ整備を原研が中心になって放医研に提案していく。
- ② 高エネルギー中性子の線量測定において、ICRUの実用量（1cm線量当量）を使うか、実効線量を使うかに関して、今後、議論を行っていく必要がある。

This is a blank page.

付録1 第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」
— 原研中性子標準校正施設の完成を契機に —

プログラム

11月28日(木)

13:05~

開会 開会挨拶: 保健物理部長 松鶴 秀夫

セッション1 (中性子校正場-1) 司会: 吉田 真 (原研)

13:10~

1. 中性子標準の国際化の動向: 工藤 勝久 (産総研)

13:40~

2. 加速器を利用した中性子校正場の開発: 馬場 護 (東北大)

14:10~

3. 単色中性子校正場の整備状況: 吉澤 道夫 (原研)

~~~~ コーヒーブレイク [20分] ~~~~

**セッション2 (中性子生物影響、中性子校正場-2)** 司会: 百瀬 琢麿 (サイクル機構)

15:00~

4. 中性子線に対する生物影響: 荻生 俊昭 (放医研)

15:30~

5. 放射線標準施設棟のRI中性子源を用いた校正場: 吉澤 道夫 (原研)

15:50~

**放射線標準施設棟 施設見学会**

18:00~

**懇親会 (阿漕ヶ浦クラブ BC ルーム)**

**11月29日(金)**

**セッション3 (連続スペクトル場と基準移行)** 司会: 工藤 勝久 (産総研)

9:15~

6. サイクル機構における中性子校正技術開発: 辻村 憲雄 (サイクル機構)

9:40~

7. スペクトル可変校正場の開発: 三枝 純 (原研)

10:05~

8. 減速型基準移行用検出器の開発: 谷村 嘉彦 (原研)

~~~~ コーヒーブレイク [15分] ~~~~

セッション4 (高エネルギー中性子に対する線量測定・評価) 司会：平山 英夫 (高エネ研)

10:45~

9. 高エネルギー中性子に対する線量測定・評価の課題と現状： 山口 恭弘 (原研)

11:00~

10. 100MeV まで対応可能な中性子モニタ用検出器の開発： 佐藤 達彦 (原研)

11:25~

11. 高エネルギー対応積算線量計の開発(1)： 小田 啓二 (神戸商船大)

11:45~

12. 高エネルギー対応積算線量計の開発(2)： 澤村 晃子 (北大)

~~~~ 昼食 ~~~~

**セッション4 続き**

13:10~

13. 高エネルギー放射線輸送コードの現状： 仁井田 浩二 (高度情報科学技術研究機構)

**セッション5 (中性子に関するトピックス)** 司会：澤村 貞史 (北大)

13:40~

14. 臨界事故時の線量評価手法の開発： 高橋 史明 (原研)

14:10~

15. 中性子ファントムの開発： 津田 修一 (原研)

14:30~

16. 環境中性子エネルギースペクトルと中性子線量の連続測定： 布宮 智也 (東北大)

~~~~ コーヒーブレイク [20分] ~~~~

15:20~

総合討論 司会： 中村 尚司 (東北大)

コメント発言者：

田中 進 (原研)

佐々木 慎一 (高エネ研)

占部 逸正 (福山大)

山田 正 (富士電機)

笹本 宣雄 (原研)

岩井 敏 (三菱総研)

16:55~

閉会の辞

(17:00 終了予定)

付録2 参加者リスト

所外参加者

| No. | 氏名 | 所属 |
|-----|--------|-------------------------------|
| 1 | 石川 正純 | 広島大学 原爆放射線医科学研究所 |
| 2 | 石川 勇 | (財) 高度情報科学技術研究機構 |
| 3 | 石山 智 | (株) 長瀬ランダウア |
| 4 | 伊勢 武治 | 原研インフォメーションプラザ東海 |
| 5 | 一政 祐輔 | 茨城大学 理学部 |
| 6 | 一政 満子 | 茨城大学 理学部 |
| 7 | 伊藤 博邦 | (株) 応用光研工業 計測機器部技術課 |
| 8 | 今坂 雄一 | 神戸商船大学 商船学部 動力システム工学課程放射線研究室 |
| 9 | 岩井 敏 | (株) 三菱総合研究所 |
| 10 | 内田 芳昭 | (財) 放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 11 | 内堀 武司 | (株) アロカ 第二技術部 技術三課 |
| 12 | 占部 逸正 | 福山大学 |
| 13 | 瓜谷 章 | 産業技術総合研究所 |
| 14 | 海老澤 悟 | 放射線医学総合研究所 研究基盤部 技術支援・開発室 |
| 15 | 大口 裕之 | (株) 千代田テクノル 企画開発本部 大洗研究所 |
| 16 | 大島 忠政 | (財) 深地層開発振興財団 |
| 17 | 大津 俊行 | (財) 放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 18 | 大町 康 | 放射線医学総合研究所 放射線安全研究センター |
| 19 | 荻生 俊昭 | 放射線医学総合研究所 |
| 20 | 奥井 義昭 | 長岡技術科学大学 工学部 |
| 21 | 奥野 功一 | (株) 間組 技術研究所 |
| 22 | 小田 啓二 | 神戸商船大学 原子力システム工学講座 |
| 23 | 金井 克太 | 核燃料サイクル開発機構 放射線安全部 線量計測課 |
| 24 | 川崎 弘光 | (株) CRC ソリューションズ エネルギー技術部 |
| 25 | 河村 正一 | 神奈川大学 総合理学研究所 |
| 26 | 工藤 勝久 | 産業技術総合研究所 |
| 27 | 倉重 哲雄 | (株) 石川島播磨重工業 |
| 28 | 黒沢 浩二 | (財) 放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 29 | 黒澤 直弘 | (株) ヴィジブルインフォメーションセンター |
| 30 | 小杉山 匡史 | (財) 放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 31 | 古渡 意彦 | (財) 日本分析センター 研修・開発部 測定課 |
| 32 | 三枝 新 | 放射線医学総合研究所 放射線安全研究センター |
| 33 | 酒井 宏隆 | (株) 東芝 原子力計装制御システム部 原子力機器開発担当 |
| 34 | 佐久間 洋一 | 核融合科学研究所 |
| 35 | 佐々木 慎一 | 高エネルギー加速器研究機構 放射線科学センター |
| 36 | 佐藤 義高 | (財) 放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 37 | 佐藤 眞二 | 放射線医学総合研究所 研究基盤部技術支援・開発室 |
| 38 | 澤村 晃子 | 北海道大学 |
| 39 | 澤村 貞史 | 北海道大学 |

| | | |
|----|--------|-----------------------------------|
| 40 | 寿藤 紀道 | (株) 千代田テクノ大洗研究所 |
| 41 | 城谷 巖 | (株) キャンベラ・ジャパン |
| 42 | 須賀 新一 | 原研 OB |
| 43 | 杉 暉夫 | インフォメーションプラザ東海 |
| 44 | 杉田 武志 | (有) 科学システム研究所 |
| 45 | 鈴木 健訓 | 高エネルギー加速器研究機構 |
| 46 | 鈴木 健夫 | (財) 放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 47 | 砂押 伸城 | (財) 放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 48 | 空増 昇 | 松下産業機器 (株) |
| 49 | 高木 俊信 | (株) 長瀬ランダウア 技術部 |
| 50 | 高田 千恵 | 核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター 安全管理部 放射線管理課 |
| 51 | 高田 真志 | 放射線医学総合研究所 |
| 52 | 高橋 聡 | (株) 原子燃料工業 |
| 53 | 高村 篤 | (有) 科学システム研究所 |
| 54 | 田崎 隆 | (財) 原子力安全技術センター 防災技術センター |
| 55 | 田島 英明 | 茨城大学 理学部 |
| 56 | 立石 直樹 | (株) アロカ |
| 57 | 田中 豊 | (株) 東芝 電子管技術部 電子管技術第二担当 |
| 58 | 俵 裕子 | 高エネルギー加速器研究機構 放射線科学センター |
| 59 | 千田 徹 | (財) 放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 60 | 千葉 皓史 | (財) 放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 61 | 辻 政俊 | 東洋エンジニアリング株式会社 国内プロジェクト本部 |
| 62 | 辻村 憲雄 | 核燃料サイクル開発機構 |
| 63 | 堤 大輔 | (株) キャンベラ・ジャパン |
| 64 | 寺沢 和洋 | 早稲田大学・理工学総合研究センター |
| 65 | 當波 弘一 | (財) 放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 66 | 鳥居 建男 | 核燃料サイクル開発機構 |
| 67 | 中岡 弘 | (株) アロカ |
| 68 | 長岡 和則 | (財) 日本分析センター 研修・開発部 |
| 69 | 仲田 亨 | (財) 放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 70 | 中村 尚司 | 東北大学 |
| 71 | 仁井田 浩二 | (財) 高度情報科学技術研究機構 |
| 72 | 西村 幹男 | (株) アロカ |
| 73 | 布宮 智也 | 東北大学 |
| 74 | 沼宮内 弼雄 | (財) 放射線計測協会 |
| 75 | 根本 久 | (財) 放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 76 | 根本 誠 | (株) ヴィジブルインフォメーションセンター |
| 77 | 根本 真澄 | (財) 放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 78 | 野間 宏 | (財) 原子力安全技術センター 防災技術センター |
| 79 | 橋本 周 | 核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター 安全管理部 放射線管理課 |
| 80 | 廿日岩 敏文 | (株) 千代田テクノ アイソトープ事業部 |
| 81 | 馬場 護 | 東北大学 サイクロトロラジオアイソトープセンター |
| 82 | 濱野 毅 | 放射線医学総合研究所 放射線安全研究センター |

| | | |
|-----|--------|------------------------------|
| 83 | 伴 秀一 | 高エネルギー加速器研究機構 放射線科学センター |
| 84 | 半田 隆信 | コンピュータソフト開発 (株) (CSD) |
| 85 | 平井 正明 | 放射線医学総合研究所 医学物理部 |
| 86 | 平山 英夫 | 高エネルギー加速器研究機構 |
| 87 | 備後 一義 | (財)放射線計測協会 |
| 88 | 福田 光道 | (株)千代田テクノ線量計測事業部 |
| 89 | 藤崎 三郎 | (株)千代田テクノ 企画開発本部 大洗研究所 |
| 90 | 藤永 英司 | (株)ジェー・シー・オー 東海事業所 施設安全管理部 |
| 91 | 松浦 康孝 | 茨城大学 |
| 92 | 松原 昌平 | (株)アロカ 第二技術部 |
| 93 | 三浦 俊正 | 海上技術安全研究所 東海原子力研究グループ |
| 94 | 三浦 信 | (株)日本放射線エンジニアリング |
| 95 | 右田 佐知子 | (株)千代田テクノ 企画開発本部 大洗研究所 |
| 96 | 皆川 和也 | (財)放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 97 | 南 賢太郎 | (財)原子力安全技術センター |
| 98 | 宮原 信幸 | 放射線医学総合研究所 医学物理部 |
| 99 | 百瀬 琢磨 | 核燃料サイクル開発機構 |
| 100 | 守 亮史 | (財)放射線計測協会 事業部 校正課 |
| 101 | 山田 正 | (株)富士電機 放射線装置部 |
| 102 | 山西 弘城 | 核融合科学研究所 安全管理センター |
| 103 | 山野 俊也 | (株)富士電機 放射線装置部 測定器設計課 |
| 104 | 山本 克宗 | (財)放射線計測協会 |
| 105 | 湯城 磨 | (株)東芝 電子管・デバイス営業部 |
| 106 | 吉田 忠義 | 核燃料サイクル開発機構 東海事業所 |
| 107 | 龍福 進 | (株)ヴィジブルインフォメーションセンター |
| 108 | 渡邊 道彦 | (株)テクノエンジニアリング |
| 109 | 渡部 茂 | (株)東京電力 福島第一原子力発電所 放射線管理グループ |

所内参加者

| No. | 氏名 | 所 属 |
|-----|--------|---------------------------|
| 110 | 田中 進 | 高崎研究所 利用計画課 |
| 111 | 落合 謙太郎 | 那珂研究所 核融合工学部 核融合中性子工学研究室 |
| 112 | 中尾 誠 | 那珂研究所 核融合工学部 核融合中性子工学研究室 |
| 113 | 福島 昌宏 | 先端基礎研究センター 極限ハドロン科学研究グループ |
| 114 | 桜井 淳 | 安全性試験研究センター |
| 115 | 曾野 浩樹 | 安全試験部 NUCEF 技術第1課 |
| 116 | 奥野 浩 | 燃料サイクル安全工学部 燃料サイクル安全評価研究室 |
| 117 | 外池 幸太郎 | 燃料サイクル安全工学部 臨界安全研究室 |
| 118 | 中村 剛実 | 燃料サイクル安全工学部 臨界安全研究室 |
| 119 | 中島 健 | 燃料サイクル安全工学部 臨界安全研究室 |
| 120 | 山根 祐一 | 燃料サイクル安全工学部 臨界安全研究室 |
| 121 | 小林 勝利 | 研究炉部 |
| 122 | 木名瀬 政美 | 研究炉部 JRR3 管理課 |

| | | |
|-----|--------|------------------------------|
| 123 | 笹本 宣雄 | 大強度陽子加速器センター 施設安全グループ |
| 124 | 中島 宏 | 大強度陽子加速器施設開発センター |
| 125 | 宇野 喜智 | 大強度陽子加速器施設開発センター 計画グループ |
| 126 | 原田 康典 | 大強度陽子加速器施設開発センター 計画&施設安全グループ |
| 127 | 松田 規宏 | 大強度陽子加速器施設開発センター 施設安全グループ |
| 128 | 宮本 幸博 | 大強度陽子加速器施設開発センター 施設安全グループ |
| 129 | 中根 佳弘 | 大強度陽子加速器施設開発センター 施設安全グループ |
| 130 | 中野 秀生 | 大強度陽子加速器施設開発センター 施設安全グループ |
| 131 | 長岡 鋭 | 環境科学研究部 |
| 132 | 松永 武 | 環境科学研究部 陸域環境研究グループ |
| 133 | 林 隆 | 環境科学研究部 大気環境研究グループ |
| 134 | 松鶴 秀夫 | 保健物理部 |
| 135 | 吉田 真 | 保健物理部 |
| 136 | 清水 勇 | 保健物理部 施設放射線管理第1課 |
| 137 | 藪田 肇 | 保健物理部 施設放射線管理第1課 |
| 138 | 古田 敏城 | 保健物理部 施設放射線管理第2課 |
| 139 | 山田 克典 | 保健物理部 施設放射線管理第2課 |
| 140 | 菊地 正光 | 保健物理部 環境放射線管理課 |
| 141 | 鈴木 信夫 | 保健物理部 環境放射線管理課 |
| 142 | 山口 武憲 | 保健物理部 環境放射線管理課 |
| 143 | 梶本 与一 | 保健物理部 線量管理課 |
| 144 | 清水 滋 | 保健物理部 線量管理課 |
| 145 | 藤井 克年 | 保健物理部 線量管理課 |
| 146 | 山本 英明 | 保健物理部 線量管理課 |
| 147 | 大内 則幸 | 保健物理部 放射線リスク研究室 |
| 148 | 斎藤 公明 | 保健物理部 放射線リスク研究室 |
| 149 | 渡辺 立子 | 保健物理部 放射線リスク研究室 |
| 150 | 木名瀬 栄 | 保健物理部 内部被ばく防護研究室 |
| 151 | 野口 宏 | 保健物理部 内部被ばく防護研究室 |
| 152 | 遠藤 章 | 保健物理部 外部被ばく防護研究室 |
| 153 | 王 豊春 | 保健物理部 外部被ばく防護研究室 |
| 154 | 坂本 幸夫 | 保健物理部 外部被ばく防護研究室 |
| 155 | 佐藤 達彦 | 保健物理部 外部被ばく防護研究室 |
| 156 | 高橋 史明 | 保健物理部 外部被ばく防護研究室 |
| 157 | 津田 修一 | 保健物理部 外部被ばく防護研究室 |
| 158 | 山口 恭弘 | 保健物理部 外部被ばく防護研究室 |
| 159 | 大石 哲也 | 保健物理部 線量計測技術開発室 |
| 160 | 三枝 純 | 保健物理部 線量計測技術開発室 |
| 161 | 坂本 隆一 | 保健物理部 線量計測技術開発室 |
| 162 | 谷村 嘉彦 | 保健物理部 線量計測技術開発室 |
| 163 | 堤 正博 | 保健物理部 線量計測技術開発室 |
| 164 | 山外 功太郎 | 保健物理部 線量計測技術開発室 |
| 165 | 吉澤 道夫 | 保健物理部 線量計測技術開発室 |

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

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

表3 固有の名称をもつSI組立単位

| 量 | 名称 | 記号 | 他のSI単位による表現 |
|---------------|--------|----|---------------------|
| 周波数 | ヘルツ | Hz | s ⁻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 | ジーメンス | 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 |
| 放射能 | ベクレル | Bq | s ⁻¹ |
| 吸収線量 | グレイ | Gy | J/kg |
| 線量当量 | シーベルト | Sv | J/kg |

表2 SIと併用される単位

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

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J

1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

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

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m

1 b = 100 fm² = 10⁻²⁸ m²

1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa

1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²

1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq

1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg

1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy

1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

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 |

(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のカテゴリに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリに入れている。

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 = 10⁴ St(ストークス)(cm²/s)

| 圧 | MPa (=10 bar) | kgf/cm ² | atm | mmHg(Torr) | lbf/in ² (psi) |
|---|----------------------------|----------------------------|----------------------------|---------------------------|----------------------------|
| | 1 | 10.1972 | 9.86923 | 7.50062 × 10 ³ | 145.038 |
| 力 | 0.0980665 | 1 | 0.967841 | 735.559 | 14.2233 |
| | 0.101325 | 1.03323 | 1 | 760 | 14.6959 |
| | 1.33322 × 10 ⁻⁴ | 1.35951 × 10 ⁻³ | 1.31579 × 10 ⁻³ | 1 | 1.93368 × 10 ⁻² |
| | 6.89476 × 10 ⁻³ | 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 cal = 4.18605 J(計量法) |
|-------------|-----------------------------|-----------------------------|-----------------------------|-----------------------------|-----------------------------|-----------------------------|----------------------------|------------------------|
| | 1 | 0.101972 | 2.77778 × 10 ⁻⁷ | 0.238889 | 9.47813 × 10 ⁻⁴ | 0.737562 | 6.24150 × 10 ¹⁸ | = 4.184 J (熱化学) |
| | 9.80665 | 1 | 2.72407 × 10 ⁻⁶ | 2.34270 | 9.29487 × 10 ⁻³ | 7.23301 | 6.12082 × 10 ¹⁹ | = 4.1855 J (15 °C) |
| | 3.6 × 10 ⁶ | 3.67098 × 10 ⁵ | 1 | 8.59999 × 10 ⁵ | 3412.13 | 2.65522 × 10 ⁶ | 2.24694 × 10 ²⁵ | = 4.1868 J(国際蒸気表) |
| | 4.18605 | 0.426858 | 1.16279 × 10 ⁻⁶ | 1 | 3.96759 × 10 ⁻³ | 3.08747 | 2.61272 × 10 ¹⁹ | 仕事率 1 PS(仏馬力) |
| | 1055.06 | 107.586 | 2.93072 × 10 ⁻⁴ | 252.042 | 1 | 778.172 | 6.58515 × 10 ²¹ | = 75 kgf·m/s |
| | 1.35582 | 0.138255 | 3.76616 × 10 ⁻⁷ | 0.323890 | 1.28506 × 10 ⁻³ | 1 | 8.46233 × 10 ¹⁸ | = 735.499 W |
| | 1.60218 × 10 ⁻¹⁹ | 1.63377 × 10 ⁻²⁰ | 4.45050 × 10 ⁻²⁶ | 3.82743 × 10 ⁻²⁶ | 1.51857 × 10 ⁻²² | 1.18171 × 10 ⁻¹⁹ | 1 | |

| 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 |

第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」報文集2002年11月28・29日、日本原子力研究所東海研究所、東海村

R100

古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています