総説

113. モンテカルロ法による原子炉線量評価の現状

桜井 淳^{1,*}*Present Status of Reactor Dosimetry with the Monte Carlo Method*

Kiyoshi SAKURAI

Data obtained in reactor dosimetry, particularly from reactors exclusively serving for irradiation, can today adequately treated making use of the MCNP or other code of the Monte Carlo method, although the need to prepare the benchmark problem to validate the data for Monte Carlo treatment will limit the range of experiments. The present paper discusses the usefulness and effectiveness of the Monte Carlo method, citing typical problem treated by this means in the materials testing reactor JMTR, the experimental fast reactor "JOYO" and PWRs/BWRs in general.

KEYWORDS: dosimetry, irradiation, Monte Carlo method, MCNP, benchmark problem, JMTR, JOYO

I. はじめに

本報においては、筆者の過去四半世紀の原子炉線量評価(Reactor Dosimetry)に対する問題意識をできるだけ簡潔にまとめてみたい。

筆者は、最初に日本原子力研究所(原研)の材料試験炉(Japan Materials Testing Reactor: JMTR)の炉心核計算と線量評価(中性子および γ 線)¹⁾、次に原研や日本原子力学会の各種研究専門委員会において、線量評価用核データ評価^{2,3)}、JENDL 試験版からモンテカルロコード用中性子多群およびポイントワイズ断面積の編集、その断面積を利用したモンテカルロ法(Monte Carlo Method)でのベンチマーク実験解析(臨界、遮蔽、核融合)による核データの積分テスト⁴⁾、最近では原研の過渡臨界実験装置(Transient Experimental Critical Facility: TRACY)の線量評価に携わってきた⁵⁾。

原子炉線量評価の現状を統一的に分析するため、これまでの経験と最近の国内外の代表的な研究例^{6~15)}を検討し、近年、著しく進展している計算科学の手法と信頼性に着目した。本報では、主にモンテカルロ法での原子炉線量評価の現状について考察し、これからの線量評価のあり方を探ってみたい。

II. 中性子スペクトルの推定法

中性子スペクトル(Neutron Spectrum)は原子炉および中性子照射場(Neutron Irradiation Field)の基本的な特性である。一般的にそれを求めるには計算による方法と実験による方法がある。前者では、放射線輸送計算コード(1次元, 2次元, 3次元)で求める。後者では、測定対象が

加速器(定常運転, パルス運転)か原子炉(臨界実験装置, 照射専用炉)か、さらに測定エネルギー範囲(熱領域, 中速領域, 高速領域)により、適用できる測定手法が異なる。

本報では、JMTRのような照射専用炉や商業用軽水炉の中性子スペクトルの推定法について記す。計算を実施する上では特に制限は存在しない。実験の場合、対象とする炉心が高い線束の中性子・ γ 線混合場であるため、またひとつの測定手法で熱領域から高速領域までカバーした方が好都合であり、なおかつ照射キャプセル内の空間的に制限された照射試料部の測定を実施するため、適用できる測定手法は、放射化箔組合せ(Multi-Foils)法/adjustment法⁶⁾に限られる。文献6)にはその技術に関わる必要な情報が詳細に記されており、最も重要な教科書に位置付けられている。

放射化箔組合せ法/adjustment法は、熱中性子領域から高速中性子領域までカバーする数種類から十数種類(接尾辞*i*)の核反応で測定した反応率(E)を基に、adjustmentコードに入力した推定中性子スペクトル $\Phi_g(E)$ (Guess Neutron Spectrum)とコードに内蔵した各核反応の中性子断面積 $\sigma_i(E)$ から計算された反応率($C_i = \int \Phi_g(E) \sigma_i(E) \cdot dE$, ただし、後出adjustment codeではこれに原子核数をかけている)の C/E を比較し、すべての反応率の C/E ができるだけ1に近くなるように初期中性子スペクトルを繰り返し修正することにより、最適推定解を求めようというものである。この場合、 $\Phi_g(E)$ と $\sigma_i(E)$ が重要であり、特に前者が結果を左右する。Adjustmentで最も重要なことは放射線輸送コードで微細構造まで求めた $\Phi_g(E)$ を採用することである。

もし $\Phi_g(E)$ として単純なマクスウェル分布 $+1/E + \text{Watt}$ 型核分裂スペクトルを採用したならば、いくら測定反応率や中性子断面積の確度および精度が良くても、adjustmentで微細構造まで作り出すことはできない。Adjustmentでは線束の絶対値とマクロな形を推定するだけ

¹ 日本原子力研究所(Japan At. Energy Res. Inst.)
(2003年 1月27日 受理; 2003年 3月26日 査読通過)

* 著者連絡先: Tel. 029-282-5492, Fax. 029-282-6560,
E-mail: sakurai@melody.tokai.jaeri.go.jp

である。

ASTM-EURATOM Symposium on Reactor Dosimetry に発表された過去四半世紀の論文を調査してみると、中性子スペクトルをモンテカルロ法で求めた例は、1980年代には見当たらず、90年代後半になってから急増し始めた。遮蔽研究では、1970年以降、3次元多群モンテカルロ計算コード MORSE¹⁶⁾ が利用されていたが、計算時間がかかるため、一部の研究者の間でしか利用されていなかった。JMTR では最初、線量評価用の中性子スペクトルの計算に1次元多群放射線輸送計算コード ANISN¹⁷⁾ を利用していたが、1978年から MORSE により、1 MeV 以上の高速中性子スペクトルの検討を開始した。線量評価でのモンテカルロ法の採用では早期に着手した方である。

モンテカルロ法が1990年代後半に急増した理由は、ひとつには安価で高速・大容量のワークステーションやパソコンが普及したことであり、もうひとつには MORSE よりもはるかにユーザーフレンドリーで使い勝手のよい高性能な連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code)⁷⁾ の世界的な普及にある。両者の相乗効果が今日の状況を作り出したといえる。

第1図は JMTR 炉心図⁸⁾である。第2図は3種のスペクトルテイルローディングキャプセル(Spectral Tailoring Capsule)の水平断面図(直径 40 mm)⁸⁾である。

Capsule)の水平断面図(直径 40 mm)⁸⁾である。(a)は熱中性子カットオフ型、(b)は通常条件型、(c)は熱中性子トラッピング型である。それらのキャプセル内の照射試料部(SUS304)近傍に8種の放射化箔をセットし、それぞれの反応率を測定している。

第3図は、それら8種のセットを利用し、adjustmentコード NEUPAC-JLOG (Neutron Unfolding Code Package) でadjustmentした3種の中性子スペクトル⁸⁾である。このコードは、反応率および $\Phi_g(E)$, $\sigma_i(E)$ の共分散データ (Covariance Matrix) を取り入れた処理をしており、結果として、adjustmentした中性子スペクトルにも共分散データが与えられる。

第4図は熱中性子カットオフ型キャプセル内の各種反応率による中性子スペクトル adjustment 前後の反応率の C/E ⁸⁾ である。adjustment の $\Phi_g(E)$ には MCNP で計算(この問題を含め、以下の3例とも、インポートランスサンプリング法にはセルインポートランス、エスティメータにはトラックレングスが採用されている)したものを利用されている。 $\sigma_i(E)$ は JENDL Dosimetry File²⁾ から NJOY-94¹⁸⁾ を利用して MGCL137 群で編集したものである。 (n, γ) 反応の $\sigma_i(E)$ には中性子自己遮蔽補正と箔厚中性子自己遮蔽補正が施してある。TRACY の線量評価でも筆者が JMTR で実施したのと同様の評価手法が利用されている⁵⁾。

$\Phi_g(E)\sigma_i(E)$ から求めた反応率の C/E の平均値は $0.97 \pm 0.4\%$ であり、adjustment 後の反応率のその平均値は $1.03 \pm 9.1\%$ であった⁸⁾。このように adjustment 前後の変動幅が小さいということは MCNP で計算した中性子スペクトルの信頼性(確度および精度)が高いことを意味している。

このような検証過程を経た後、任意の照射孔で照射された試料の中性子スペクトルについては、MCNP で計算した中性子スペクトルのデータを数値でユーザーに与えている。その計算はワークステーションを利用しても半年かかる。それでも実測するよりはるかに短時間で経済的に対応できる利点を有する。その中性子スペクトルから、熱中性子束、0.1 MeV ないし 1 MeV 以上の高速中性子束も求まり、通常運転時の原子炉出力変動に伴う影響を事前に評価しておけば(実際には原子炉積算出力から実効運転時間を求め、フルエンスを計算している)、照射試料部にフルエンスモニタを収めて実測する必要もなくなる。現に実測しているものはユーザーから特別に要求のあるものだけになっている。

核燃料サイクル開発機構(Japan Nuclear Cycle Development Institute: JNC)の高速実験炉「常陽」の中性子スペクトルの実験的評価にも放射化箔組合せ法/adjustment 法が採用されている。第5図は NEUPAC-JLOG¹⁹⁾ でadjustmentした「常陽」の中性子スペクトル(炉心中心の燃料領域、第7列の反射体領域)¹¹⁾である。図には各反応率の90%感度範囲が示してある。

第3図 Adjustmentコード NEUPAC-ALOG で adjustment した3種の中性子スペクトル⁸⁾

第4図 熱中性子カットオフ型キャプセル内の各種反応率からの中性子スペクトル adjustment 前後の反応率 C/E ⁸⁾

第1表は adjustment 前後の反応率の C/E (第1列の燃料領域)¹¹⁾である。adjustment の $\Phi_g(E)$ には2次元多群放射線輸送コード DORT²⁰⁾で計算したものが利用されている。 $\sigma_i(E)$ は、JENDL Dosimetry File²⁾から NJOY-94 を利用して103群で編集した無限希釈中性子断面積であり、 (n, γ) 反応の $\sigma_i(E)$ には自己遮蔽補正と箔厚遮蔽補正は施されていないが、後者に対しては反応率の測定値で考慮している。 $\Phi_g(E)\sigma_i(E)$ から求めた反応率の平均 C/E は1.46であり、adjustment 後の反応率の平均 C/E は1.03であっ

第5図 「常陽」の adjustment された中性子スペクトルと90%感度範囲(炉心中心の燃料領域, 第7列の反射体領域)¹¹⁾

た¹¹⁾。

$\Phi_g(E)\sigma_i(E)$ から求めた $^{46}\text{Ti}(n, p)$, $^{54}\text{Fe}(n, p)$, $^{58}\text{Co}(n, p)$, $^{63}\text{Cu}(n, \alpha)$ および $^{238}\text{U}(n, f)$ の反応率の C/E は、それぞれ、1.72, 1.58, 1.50, 2.15, 1.51である。これらは、いずれも1 MeV 近傍にしきい値を持つしきい反応であり、このような高いエネルギー領域の中性子スペクトルの計算では、炉心のモデル化に大きく影響しないように思われるが、DORT では、燃料集合体や試験集合体を3次的にモデル化できないため、このような結果になっているものと推定される。

第1表 「常陽」の中性子スペクトル adjustment 前後の反応率の C/E (第1列の燃料領域)¹¹⁾
(C/E の誤差は 1α 相当の%表示)

No.	核反応	adjustment 前		adjustment 後	
		C/E	誤差	C/E	誤差
1	$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$	0.932	0.13	0.980	0.06
2	$^{46}\text{Ti}(n, p)^{46}\text{Sc}$	1.719	0.23	0.947	0.14
3	$^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$	1.184	0.18	1.163	0.12
4	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	1.577	0.19	1.020	0.08
5	$^{58}\text{Ni}(n, \gamma)^{59}\text{Ni}$	1.504	0.20	0.990	0.09
6	$^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$	2.146	0.20	1.087	0.08
7	$^{237}\text{Np}(n, f)\text{FP}$	1.367	0.19	1.022	0.14
8	$^{235}\text{U}(n, f)\text{FP}$	1.179	0.12	1.050	0.06
9	$^{238}\text{U}(n, f)\text{FP}$	1.512	0.19	1.037	0.06
平均		1.458		1.033	

このことは、測定した反応率とそれに対応した $\sigma_i(E)$ の信頼性が高ければ (adjustment 法はこのことを前提に成立)、 $\Phi_g(E)$ の信頼性は adjustment の標準的手法で奨励する信頼性を満たしていないことを示唆している。adjustment は微少調整であり、大幅調整ではない。 $\Phi_g(E)\sigma_i(E)$ の反応率の C/E は 0.7~1.3 程度が望ましい。 $\Phi_g(E)$ は常に実験炉心での最適推定値にしておかなければならない。

JMTR のように $\Phi_g(E)$ を MCNP で計算したならば、adjustment 前後の反応率の C/E の平均値は、JMTR のよ

うな結果になるはずである。このことは、モンテカルロ法における原子炉線量評価の現状を論じる上で重要な問題であるため、「常陽」の担当者に再計算を依頼し、ここで指摘した問題が解消されることを暫定的に確認した。今後は、「常陽」でも放射化箔組合法/adjustment 法を実施しなくても、MCNP の計算だけで十分に対応できるようになるものと期待される。「常陽」のような高速炉の場合には、JMTR のような熱中性子炉よりも炉心構成依存性が少ないため、線量評価はよりやりやすいであろう。

最近、商業用軽水炉の線量評価にもモンテカルロ法が採用されている^{13~15)}。ここでは、その中からわかりやすい代表的な例として、PWR のサーベイランス試験 (Surveillance Test) の線量評価について触れてみたい。

PWR の熱遮蔽の外壁にはサーベイランスキャプセルが備えられている。その中には、原子炉压力容器と同じ材料で作られた衝撃試験片や引張試験片、それに高速中性子線量評価用の放射化箔が数種類収められている。一定期間間隔でキャプセルを取り出し、試験片の各種試験後、原子炉压力容器の中性子脆化を予測している。よってモンテカルロ法での計算では、炉心から原子炉压力容器までをモデル化し、特にサーベイランスキャプセル内と原子炉压力容器内壁部の中性子スペクトル、特に高速中性子スペクトルを求めることが重要である。

文献14)には、電気出力50万 kW 級の PWR の計算例が詳しく記されている。第6図は PWR の3次元放射線輸

第6図 PWR の TORT 用計算モデル¹⁴⁾

送計算コード TORT²¹⁾用計算モデル¹⁴⁾である。MCNP の計算では、この図の燃料集合体を収めた部分が、燃料棒 1 本 1 本、忠実にモデル化されている。

第 7 図は PWR の MCNP と JENDL-3.2 の組合せで計算した中性子スペクトル¹⁴⁾である。中性子断面積の編集温度は、原子炉压力容器内の関係核種に対して 600 K、その外側のものに対して 300 K である。

第 7 図(a)はサーベランスキャプセル内、(b)は原子炉压力容器の内表面の中性子スペクトルである。DORT の結果と比較している。MCNP1 と MCNP2 の相違は、まったく同じ計算モデルにおいて、個数密度の評価を独自に行うことを前提に、異なった組織で独立に行ったものである。このような計算体系では個数密度の計算に不確定が少ないため、結果的には同様の中性子スペクトルが得られる。これらの計算は、2 GHz のパソコンを利用して、20 億ヒストリーで 2,000 時間(83 日)かけている¹⁴⁾。

第 2 表は PWR サーベランスキャプセル内の反応率の C/E ¹⁴⁾である。MCNP の結果は、DORT と TORT の結果と比較されているが、これら 1 MeV 近傍にしいき値を持つしきい反応に対し、DORT と TORT の計算値は測定値とよく合っているものの、MCNP の結果は計算値が過小ぎみになっている。その原因として、高エネルギー低中性子束の領域の計算において、まだヒストリー数が十分でなかったためであると推定されている¹⁴⁾。今後、ヒストリー数を上げてこのことを確認しておく必要がある。第 7 図において、DORT と MCNP の結果に差がないように見えるが、このような理由からヒストリー数を増やせば MCNP の C/E の方がよくなると期待される。

文献¹³⁾には、MCNP による BWR ダウンカマー部(スイス KKM プラント、電気出力 37.5 万 kW)の熱中性子束および高速中性子束の計算例が記されている。シュラウド近傍に置かれたステンレス鋼中のヘリウム生成量も計算さ

(a) サーベランスキャプセル内

(b) 原子炉压力容器の内表面

第 7 図 PWR の MCNP-JENDL-3.2 で計算した中性子スペクトル¹⁴⁾

第2表 PWR サーベランスキャプセル内の反応率 $C/E^{14)}$

		$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	$^{63}\text{Cu}(n, a)^{60}\text{Co}$	$^{238}\text{U}(n, f)^{137}\text{Cs}$	$^{237}\text{Np}(n, f)^{137}\text{Cs}$	Average (Standard deviation)
TORT	BUGLE-96	0.94	1.12	0.91	0.96	1.12	1.01(0.10)
	JSD-100	0.90	1.04	1.19	0.92	1.19	1.05(0.14)
DORT	BUGLE-96	0.94	1.13	0.95	0.96	1.14	1.03(0.10)
	JSSTD	0.91	1.09	0.96	0.92	1.04	0.98(0.08)
MCNP1	JENDL3.2	0.90	1.05	0.96	0.76	0.80	0.89(0.12)
MCNP2	JENDL3.2	0.88	1.04	0.96	0.79	0.83	0.90(0.10)

れ、実測値と比較されている。その C/E は 1.03 ± 0.008 であり、非常によく合っている。

文献15)にはKKMプラントのダウンカマー部で測定された6種類($^{109}\text{Ag}(n, \gamma)$, $^{58}\text{Fe}(n, \gamma)$, $^{59}\text{Co}(n, \gamma)$, $^{45}\text{Sc}(n, \gamma)$, $^{54}\text{Fe}(n, p)$ および $^{93}\text{Nb}(n, n')$)の反応率と、MCNP, DORT および TORT による計算値の比較が示されている。シュラウドと原子炉圧力容器の中間点での C/E はよくないが、それ以外は0.7~1.3の範囲に入っている。中間点での C/E がよくない原因は、ダウンカマー部中間点近傍の実際の3次元熱水力条件と計算での個数密度が厳密対応していないためと推定される。TORT/MCNPの比は、熱中性子束に対して平均0.99であり、高速中性子に対して平均1.1である。

III. モンテカルロ法の位置付け

米国ロスアラモス国立研究所(Los Alamos National Laboratory: LANL)で開発されたMCNPは、世界のモンテカルロコードユーザーの7割以上に利用されているが、世界的に普及した理由はいくつか挙げられる。

先に高速・大容量のワークステーションやパソコンの普及との相乗効果と記したが、コンピュータの要因を除けば、まず最初に挙げなければならないことは、MCNPの使い勝手のよさにある。それはLANLの研究者が世界戦略のために意識的に狙ったことであろう。

2番目は、コードの多機能性である。MCNPには炉物理計算に必要な基本的な機能が備わっており、多くの場合、ユーザーが機能を追加したり、線源ルーチンを作成する必要はない。モンテカルロ計算では、基本的にはエネルギースペクトルを計算している。炉物理や原子炉線量評価に必要な反応率や線量率などは、一般的にはエネルギースペクトルにレスポンス関数をかけて積分すれば求められる。エネルギースペクトルを評価するためのエスティメータ(Estimator)も数種類備わっている。

3番目には、入力の手易さが挙げられる。他の計算コードの入力に比べ、MCNPの入力には、特に幾何形状の表現法のように、人間の思考に沿った記述法が採用されている。

4番目には、3次元表現の厳密性が挙げられる。幾何形

状の表現法は、従来の決定論的手法での3次元放射線輸送計算コードに比べ、多様であり、より厳密である。

5番目には、核データ利用の厳密性にある。従来のモンテカルロ計算コードは、MORSEのように多群計算であったが、MCNPは連続エネルギー計算であり、中性子断面積ライブラリーの編集においても、多群断面積のような近似をすべて排除できるため、基の核データの信頼性を損なうことなく計算に反映できる。

6番目には、マニュアルがよく整備され、計算コードの信頼性を示す数多くのベンチマーク実験解析がなされていることである。日本の計算コードの多くが作成者と周辺の一部のユーザーにしか利用されない要因はこの点にある。

7番目には、LANL研究者による世界で定期的なユーザー講習会の開催である。さらに、最新の知見を反映し、3年ごとにバージョンアップを繰り返し、機能拡充と改善を図っていることも多くのユーザーを獲得できた要因のひとつに加えられるだろう。

MCNPのような連続エネルギーモンテカルロ計算コードを利用すれば、3次元幾何形状の表現法や中性子断面積の編集法からして、最も信頼性の高い計算結果を得ることができる。最近では、安価な高速・大容量のパソコンでもMCNPを効率よく利用でき、従来のような計算時間の制限は排除されつつある。極端な表現をすると、計算時間に制限がなければ、分散低減法(Variance Reduction Technique)に注意を向ける必要はなく、従来モンテカルロ計算採用のひとつの障壁とされていたものが取り除かれ、深層透過計算においてもデフォルトのウェイト下限値(Lower Weight Bound)を利用すればよいことになる。

ここで取り上げたJMTRやPWRサーベイランス試験の線量評価のように、すでにモンテカルロ計算だけで対応できるようになっており、実験の必要性は薄れつつある。JMTRでは、炉心 γ 加熱率もMCNPの中性子 $\cdot\gamma$ 線結合計算で求めており、測定値とよく一致する⁹⁾。

今後、実験については、モンテカルロ計算法の信頼性を検証するためのベンチマーク実験問題作成にしのぶ必要がある。基本的なベンチマーク問題さえ整っていれば、事前の精度評価と計算の問題点が解決できるため、モンテカルロ計算だけで十分に対応できるようになる。

国内ではモンテカルロセミナーも頻繁に実施され、モンテカルロ計算の普及・拡大要因になっている²²⁾。モンテカルロ法の利用の現状は原子炉線量評価以外の分野においても同様の状況にある²³⁾。

原子炉線量評価においては、モンテカルロ法での計算が的確に実施できれば、実験の必要性や決定論的手法での放射線輸送計算の必要性もなくなる。TRACYの線量評価ではモンテカルロ法の利点を十分に生かし、そのことを証明していきたいと考えている。

IV. 結 論

原子炉線量評価、特に JMTR のような照射専用炉においては、ユーザーのために必要な照射情報は、すでに MCNP のようなモンテカルロコードによる計算で十分対応できるようになっている。実験は、モンテカルロ計算法の検証のためのベンチマーク実験問題作成にしばる必要がある。これまでの標準的な炉物理評価手法のように、常に評価対象の実測値と計算値を比較・評価しなければ、計算の信頼性が評価できないわけではなく、モンテカルロ法による類似体系のベンチマーク実験解析から、評価対象の最適推定解を求めることができる計算レベルに達している。それができないという人たちは基本的なモンテカルロ計算法に習熟していないためである。

本報をまとめるに当たり、日本原子力研究所(原研)材料試験炉部の長尾春美氏と島川聡司氏(現在、高温工学試験研究炉部)、原研燃料サイクル安全工学部の中村剛実氏、核燃料サイクル開発機構の関根 隆氏に資料の提供と討論をお願いした。東京大学の中沢正治教授には過去四半世紀にわたり、原子炉線量評価に関する刺激的な問題提起をしていただいた。本報のまとめのきっかけになったのは、第2回モンテカルロシミュレーション研究会における中沢教授の講演内容に刺激されたためである。原子炉線量評価の現状と課題に対して同様のことを考えていたことがわかった。ここに記して感謝の言葉といたします。原研燃料サイクル安全工学部長の藤根幸雄氏と同部次長の三好慶典氏には TRACY での線量評価の機会をいただいた。モンテカルロ法の利点を十分に生かすことができた。ここに記して感謝の言葉といたします。

— 参考文献 —

- 1) K. Sakurai, "Measurement and evaluation of neutron spectra above 0.1 MeV in the JMTR," *Nucl. Instrum. Methods*, **213**, 359~371 (1983).
- 2) M. Nakazawa, *et al.*, *JENDL Dosimetry File*, JAERI-1325, (1992).
- 3) K. Kobayashi, *et al.*, *JENDL Dosimetry File 99 (JENDL/D-99)*, JAERI-1344, (2002).
- 4) M. Kawai, *et al.*, *Shielding Benchmark Tests of JENDL-3*, JAERI-1330, (1994).
- 5) T. Nakamura, K. Sakurai, Y. Miyoshi, "Experimental evaluation of leakage neutron spectrum at TRACY," To be published in *J. Nucl. Sci. Technol.*
- 6) 中沢正治, "III-1. 標準的な照射線量評価手法, III-2. 反応率データによる中性子スペクトル・線量の評価法," 原子炉構造材の照射損傷評価と線量測定, 日本原子力学会, (1985).
- 7) F. Briesmeister, Ed., *MCNP—A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4C*, LA-12625-M, (2000).
- 8) S. Shimakawa, Y. Nagao, K. Fujiki, *Characterization of Neutron Field for Stainless Steel Irradiation Experiments in JMTR*, Standard Technical Publication 1398, American Society for Testing and Materials, (2001).
- 9) Y. Nagao, *et al.*, "Evaluation of neutron flux and gamma heating for irradiation tests of JMTR," to be published in 2002 *KAERI-JAERI Joint Seminar on Irradiation Technology*.
- 10) 長尾美春, 竹本紀之, 武田卓士, JMTR 改良 LEU 炉心の核的な照射場特性の評価, JAERI-Tech 2001-069, (2001).
- 11) 関根 隆, 他, 高速中性子照射場としての高速実験炉「常陽」のキャラクタリゼーション, JNC TN 1340 2000-001, (2000).
- 12) T. Aoyama, C. Ito, S. Suzuki, "Current status and upgrading activity of reactor material dosimetry in the experimental fast reactor 'JOYO'," *Proc. 9th Symp. Reactor Dosimetry*, ed. H. A. Abderrahimetal, (1997).
- 13) S. Sitaraman, R. T. Chiang, B. M. Oliver, "MCNP—Based methodology to calculate helium production in BWR shrouds," To be published in *Proc. 11th Symp. Reactor Dosimetry*.
- 14) K. Fukuya, *et al.*, "Three dimensional radiation transport analyses in PWR with TORT and MCNP," To be published in *Proc. 11th Symp. Reactor Dosimetry*.
- 15) T. Tsukiyama, *et al.*, "Benchmark validation of TORT code using KKM measurement and its application to 800 MWe BWR," To be published in *Proc. 11th Symp. Reactor Dosimetry*.
- 16) E. A. Straker, *et al.*, *The MORSE Code—A Multigroup Neutron and Gamma-Ray Monte Carlo Transport Code*, ORNL-4585, (1970).
- 17) W. W. Engle Jr., *A User's Manual for ANISN: A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering*, K-1963, (1967).
- 18) R. E. MacFarlane, D. W. Muir, *The NJOY Nuclear Data Processing System Version 91*, LA-1240-M (1994); R. E. MacFarlane, README file: NJOY94.10, (1995); R. E. MacFarlane, README file: NJOY94.105, (1997).
- 19) 谷口武俊, 中沢正治, 関口 晃, "高速炉ドシメトリ手法に関する研究," 東大工総合試験所年報, **42**, 199 (1983).
- 20) Oak Ridge National Laboratory, *RSIC Computer Code Collection, DORT Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code*, CCC-484, (1989).
- 21) W. A. Rhoades, D. B. Simpson, *TORT Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code*, ORNL/TM-13221, (1997).
- 22) 桜井 淳, 他, "モンテカルロセミナー実施報告," 原子力と文論文誌, **2**[2], 196~201 (2003).
- 23) 桜井 淳・山本俊弘, "国内大型原子力施設のモンテカルロ計算適用の現状," 原子力と文論文誌, **2**[2], 202~214 (2003).