

《小特集》

原子力開発におけるモンテカルロ計算の現状と課題

桜井 淳*・中沢 正治**

ABSTRACT In this paper, the outline of the continuous energy Monte Carlo code MCNP and the fundamental radiation particle simulation method, the weight window method as typical one of variance reduction techniques, application samples, research subjects are described. The relative error is below 0.1% for criticality analysis and 2-3% for other

1. 緒言

原子力技術特有の現象は原子炉や加速器などの施設における中性子や光子などの放射線の発生にある。中性子や光子は波動としての性質を持っており、粒子的性質と併せて「量子」と呼ばれているが、この量子的性質は反応断面積の形でボルツマン方程式に取り込むことができ、中性子や光子は粒子として扱ってもよいことになる。そのため、物質中の放射線現象を詳細に評価できるように、ボルツマン方程式に則ったコンピュータプログラム(計算コード)が作成され、放射線輸送計算が自由自在に行えるようになってきている。これには決定論的手法(多群計算)とモンテカルロ法(最近のものは三次元連続エネルギー計算)がある。世界で広く利用されている前者の代表的な計算コード名は、一次元のANISN¹⁾や二次元のDORT²⁾、三次元のTORT³⁾であり、後者の代表的なものは、MCNP⁴⁾やMVP⁵⁾、MCBEND⁶⁾、TORIPOLI⁷⁾である。

モンテカルロ計算は、コンピュータの高速化に伴いここ10年間に急速に進展した⁸⁾。日本原子力研究所(原研)はMCNPやMVPを利用した連続エネルギーモンテカルロ計算の現状と課題を調査した^{9)~10)}。調査した専門分野は、炉心解析や臨界解析、遮蔽解析、被曝解析、核融合解析、高エネルギー加速器施設解析などである。モンテカルロ計算は、小規模なベンチマーク実験解析の段階から施設解析の段階に移行しており、より一層の高精度化が追究されている。本論文では、連続エ

ネルギーモンテカルロコードの概要や基礎的な放射線粒子シミュレーション法、代表的な分散低減法であるウェイトウィンドウ法、代表的な計算例、課題について記す。

2. 連続エネルギーモンテカルロコードの概要

MCNP(Monte Carlo N-Particle Transport Code)は、1963年以降今日まで、米ロスアラモス国立研究所で開発・改良を続けている計算コードである。3年ごとに改定され、最新版は2000年に公開されたMCNP-4Cである。MVP(Monte Carlo Vector Processing Transport Code)は、1984年に原研が開発を開始し、1994年に初版が公開され、以降も改良が続けられている。詳細な開発の歴史や機能比較については文献13)を参照されたい。日本や原研内部でもMCNPとMVPのユーザーの割合は約7対3で、前者が圧倒的に多い。そのため、本論文ではMCNPの概要について記す。MCNPの機能を表1に要約する。

MCNPのような連続エネルギーモンテカルロコードでは中性子断面積はポイントエネルギーに対応する値が利用される。よって多群断面積のように編集上の近似はすべて排除できる。中性子断面積ライブラリに収録されたすべての核種のすべての核反応(核分裂断面積、捕獲断面積、弾性散乱、非弾性散乱、 (n, n) によるアイソマー励起、 (n, p) 、 (n, α) 、 $(n, 2n)$)においてエネルギーポイントが同一に定義されているわけではないが、輸送計算上の支障はない。原子番号の大きい重核種では、熱中性子から20MeVまでを数万エネルギーポイントで表示している。しきい反応は、種類にもよるが、数百から数千エネルギーポイントと推定される。中性子断面積ライブラリには二次カンマ線生成断面積

Present Status and Research Subject of Monte Carlo Calculation in Nuclear Energy Development By *Kiyoshi Sakurai* (Japan Atomic Energy Research Institute) and *Masaharu Nakazawa* (The University of Tokyo)

* 日本原子力研究所

** 東京大学

表1 MCNPの概要(文献を基に作成)⁴⁾

プログラム行数	40000行 (サブルーチン350)
世界のユーザー	100施設1000名
入力幾何形状	平面 (X-, Y-, Z-軸平行平面, 一般形) 球 (座標原点, 一般, X-, Y-, Z-軸上) シリンダー (X-, Y-, Z-軸平行, X-, Y-, Z-軸上) 円錐 (X-, Y-, Z-軸平行, X-, Y-, Z-軸上) 楕円体, 双曲面, 放物面 (X-, Y-, Z-軸平行) 楕円体, 双曲面, 放物面 (X-, Y-, Z-軸非平行) 楕円-, 円-形状トーラス (X-, Y-, Z-軸平行) 点による表面定義
分散低減法	エネルギーカットオフ, タイムカットオフ, ウェイトカットオフ, ウェイトウィンドウ法, 指数変換法, 潜在吸収, 強制衝突, 線源バイアス法, タリー選択, 相関サンプリング法
タリー (出力形態, 検出器)	トラックレングスエスティメータ, サーフェスクロッシングエスティメータ, ポイントエスティメータ, リングエスティメータ, DXTRAN
臨界計算タリー	コバリエンス加重付組み合わせエスティメータ
計算機能	固定線源問題, 固有値問題 (α 固有値含), 摂動計算
中性子断面積 ライブラリ	ロスアラモス研 (LANL) から多群と連続エネルギー 日本の評価済み核データファイル JENDL 最新版から340核種 (293, 600, 1200, 1500, 2000K) で編集 $\leq 20\text{MeV}$
熱中性子散乱データ $S(\alpha, \beta)$	LANL の附属ライブラリ利用 水, ポリエチレン, ベンゼン, 重水, Be 金属, Be 酸化物, グラファイト, 水素化 Zr の水素と Zr に対して
光子断面積ライブラリ	LANL の附属ライブラリ利用 (Z=1-94) 1keV-100GeV
電子断面積ライブラリ	LANL の附属ライブラリ利用 (Z=1-94) 1keV-100GeV
実施できる輸送計算	中性子, 光子, 電子単独計算及び任意の結合計算

も収められている (JENDL-3.2では340核種中66核種). 中性子断面積は, ポイントワイズ断面積表示であるため, 非分離共鳴領域 (確率テーブル断面積法で平均化) を除き, 中性子自己遮蔽補正を施す必要性はない.

3. 放射線粒子シミュレーション法

実際のモンテカルロシミュレーションに利用されている方程式は, 微積分ボルツマン方程式を積分形に変形した次のような積分出現粒子密度方程式である. $\theta(\mathbf{r}, E, \Omega, t)$ は線源 $S(\mathbf{r}, E, \Omega, t)$ からの衝突による粒子の密度と定義する. 輸送積分演算子 $T(\mathbf{r}' \rightarrow \mathbf{r}, E, \Omega)$, 衝突密度演算子 $C(\mathbf{r}' \rightarrow \mathbf{r}, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega)$, 光学距離 β とすると,

$$\theta(\mathbf{r}, E, \Omega, t) = S(\mathbf{r}, E, \Omega, t) + T(\mathbf{r}' \rightarrow \mathbf{r}, E, \Omega) \times C(\mathbf{r}', E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \theta(\mathbf{r}', E', \Omega', t') \quad (1)$$

ここで

$$T(\mathbf{r}' \rightarrow \mathbf{r}, E, \Omega) = \int dR \Sigma_t(\mathbf{r}, E) \exp[-\beta(\mathbf{r}, E, R, \Omega)] \quad (2)$$

$$C(\mathbf{r}, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) = \iint dE' d\Omega' \frac{\Sigma_s(\mathbf{r}, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \Sigma_s(\mathbf{r}, E')}{\Sigma_s(\mathbf{r}, E') \Sigma_t(\mathbf{r}, E')} \quad (3)$$

$C(\mathbf{r}, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega)$ の右辺最初の項は衝突により別のエネルギーと方向が選択される規格化された結合確率密度関数であり, 二番目の項は衝突の際に吸収反応を起こさない確率を表している. サバイバルウェイト法をとおして粒子はランダムウォークをくり返し, 期待されるセルに到達する. ただしポイントエスティメータの場合には散乱毎にエスティメータへの寄与を確率計算する.

この論文では話を単純化するため、放射線粒子の代表例として主に中性子を取り扱うことにする。実際の原子炉の炉心では、核分裂で発生した中性子は、一個の粒子として、散乱(弾性散乱や非弾性散乱)や吸収(捕獲や核分裂)をとおして、空間に分布する。任意の空間に中性子検出器を設置すれば、その空間の中性子数や中性子エネルギースペクトルを測定することができる。モンテカルロ法では、実際の中性子の物理現象を忠実にシミュレーションしたアナログモンテカルロ計算法も行われてきたが、計算時間がかかるため、現在利用されているものは物理現象が等価になるように人為的に操作された計算法が採用されている。中性子のふるまいは実際の現象と計算では一対一に対応しているわけではない。

モンテカルロ法では個々の素過程(線源での粒子発生位置、エネルギー、方向、次の散乱点までの距離)は乱数 ξ ($0 \leq \xi \leq 1$)によって決定される。人為的な操作を行うために導入された概念が粒子の「ウェイト」である。これは個々の粒子にラベリングした正の実数である。ウェイトは物質の特性に従い散乱毎に変化する。効率的(短時間で高精度)な計算を行うため、次の章で定量的に示すように、粒子のウェイトが指定した平均的ウェイト値より大きい場合、粒子はエネルギーと方向とウェイトを保存して複数の粒子にスプリッティングし、逆に指定した下限ウェイト値より小さい場合、ルシアンルーレットによって、そのままシミュレーションを継続するか打ち切るかを決定する。この時も総量としてのウェイトは保存される。

固定線源問題におけるモンテカルロ計算の最終的な計算値は、適切なエスティメータを設定し、中性子や光子のエネルギースペクトル $\Phi(E)$ を求めることであり、たとえば前者に中性子断面積をかければ個々の核反応の反応率が求まり、中性子線量率換算係数をかければ中性子線量率が求まる。一般的にはレスポンス関数を $R(E)$ とすれば、求めようとする積分値は $X = \int \Phi(E) R(E) dE$ となる。粒子の発生から計算体系外に漏れるまでの一連の相互作用の過程をヒストリーと呼び、実際には計算結果の統計誤差を小さくするため、同様の過程を数多くくり返す。くり返した総数をヒストリー数と呼ぶ。計算体系にもよるが、いまのコンピュータの性能からすれば、数千万から数億ヒストリーの計算も可能である。

4. ウェイトウインドウ法による分散低減

インポートランスサンプリング法にはセルインポータ

ンス法とウェイトウインドウ法がある。前者は空間(セル)依存の相対値であり、後者はエネルギーとセル依存の絶対値である。前者は臨界計算などの固有値問題に、後者は深層透過計算などの固定線源問題に利用されている。モンテカルロ計算のおもしろさとむずかしさは放射線の絶対値が10数桁も減衰する深層透過問題において見出される。そのような体系ではウェイトウインドウ法が威力を発揮する。

図1はあるエネルギーを持った粒子があるセルに入った場合に対するウェイトウインドウ法の考え方を示したものである。 W_L はユーザーが与える。ただし $W_S = 3W_L$ と $W_U = 5W_L$ の3と5は最適設定例を示したものであり、ユーザーが任意に与えることもできる。「中心極限定理」によれば、粒子のウェイトのバラツキが少ないほど、計算精度が上げられる¹²⁾。ウェイトウインドウ法はウェイトがある幅(ウインドウ)に収まるようにする人為的操作法である。

ランダムウォークの過程であるセルの中で、ある粒子のウェイト W がウェイト上限値 W_U より大きくなった場合は、その粒子はエネルギーと方向を保存しながらウェイト W_S を有する粒子にスプリッティングされる。 $W/W_S = N + \delta$ (N は整数部分、 δ は小数部分)とした時、 δ がゼロであれば N 個の粒子となり、そうでない場合には、次に乱数 ξ を発生させ、 $\xi \leq \delta$ ならば $N+1$ の粒子になり、 $\xi > \delta$ ならばそれがキルされて N 個だけになる。

逆に、ある粒子のウェイトがウェイト下限値より小さくなった場合は、ルシアンルーレットが開始され、発生させた乱数 ξ よりもサバイバル確率 $\eta = W/W_S$ が大きければ($\xi \leq \eta$)、その粒子には W_S のウェイトが与えられ、サバイバルされる。しかしながらそれが小さければ($\xi > \eta$)キルされる。粒子のウェイトは散乱前後で $\Sigma_s(\mathbf{r}, E) / \Sigma_t(\mathbf{r}, E)$ の割合で変化する。ただし $\Sigma_s(\mathbf{r}, E)$ は巨視的中性子散乱断面積、 $\Sigma_t(\mathbf{r}, E)$ は巨視的中性

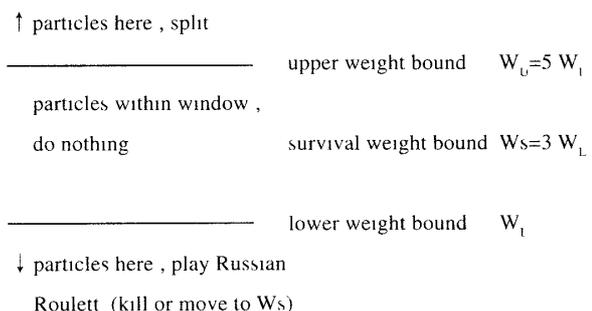


図1 ウェイトウインドウ法の概念図¹³⁾

子全断面積である。

線源の中性子エネルギースペクトルは、ユーザーの判断で任意数 n のエネルギービンに分割され、また計算体系には一般的には m 個のセルが考えられるため、そのような場合には $n \times m$ 個のウェイトウィンドウが設定されることになる。実際の計算では数十から数百程度である。ここで問題になるのがウェイト下限値の与え方である。これにより同程度の精度に達するまでに、計算時間に数倍から極端な場合には数百倍も差が生じることがある。

ウェイト下限値の与え方には四種類ある。もっとも厳密な方法は、まったく同じ体系で随伴計算を行い、随伴中性子束(インポートランス)を求め、ウェイト下限値はインポートランスに反比例するとして求めることである。

二番目の方法は、いちばん多く利用されており、経験を基にエネルギー依存とセル依存のウェイト下限値を推定し、最終的には計算結果を見ながらウェイト下限値のチューニング操作をくり返すことである。

初心者には便利なのは、三番目の、MCNPに備わっているウェイトウィンドウジェネレータを使いこなすことである。それは、厳密な随伴計算をしているわけではないが、通常計算の途中の情報を組み合わせ、インポートランスを求めている⁴⁾。ただしこの機能は、中子と光子のみで、電子には適用できず、しかも角度依存性の強い現象やストリーミング現象では的確な計算結果が得られない。この機能は、万能ではなく、長時間計算しても、特定のエネルギービンやセルで値がゼロになる場合が少なくなく、そのような現象をなくすにはより計算時間を長くする以外にない。それでもゼロが残る場合には、物理的意味を考え、前後と同じ数字に置き換えるなど、最終的なチューニングが欠かせない。この方法は、たとえ計算時間が長くかかっても、メーカーの設計の現場などのように数多くのパラメータ計算を実施する時には、費やすトータル計算時間の短縮化を図れるメリットを有する。

四番目の方法はウェイト下限値にデフォルト値を利用することである。入力でゼロと入れれば、デフォルト入力を意味し、非常に小さいウェイト下限値が採用されるため、ロシアルーレットまでに時間がかかるが、初心者でまったくウェイト下限値の推定法を知らない場合には、非効率ではあるが、経験を積むためのやむを得ない唯一の現実的な方法である。

「モンテカルロ法による遮蔽安全解析セミナー」¹⁰⁾では、厚さ 1m の鉄の遮蔽体に 14MeV 中子を入射した

時の深層透過計算を例に、上記二番目から四番目の方法により、計算演習をとおして教えている。

5. 代表的な計算例

MCNP-4Cには、中子、光子、電子の単独計算の他、中子・光子結合計算などいくつかの結合計算も行える。光子断面積ライブラリには蛍光X線や制動放射も考慮されている。しかしながら中子・光子結合計算例は稀にしかなく、ほとんどは中子の単独計算である。MCNP-4Cには摂動計算機能も備わっているが、公表例は少ない。これまですべての放射線輸送計算コードには、核分裂スペクトルに遅発中性子スペクトルが考慮されてこなかった。臨界固有値計算においても無視したことによる影響は軽微であるとして推定されていた。MCNP-4Cから遅発中性子スペクトルが考慮されるようになった。そこで原研軽水臨界実験装置(TCA)の臨界解析を行い、厳密に検討してみた¹⁹⁾。中子断面積ライブラリはJENDL-3.2を利用した。 V_m/V_f は減速材体積を燃料体積で割った値である。中子実効増倍率(k_{eff})は、計算統計誤差を考慮しても絶対値で約0.001大きくなっており、いまの臨界安全解析の精度からすれば、有意な改善である。表2からいまの臨界安全解析の精度がいかに高いか読み取れる。

最近10年間の原子力開発における代表的なモンテカルロ計算例を表3に要約しておく。

90%が中子単独計算であり、10%が中子・光子結合計算である。最近では、JAERI-KEK大強度陽子加速器施設の設計に最適推定法でのモンテカルロ計算が多く採用されている。

施設名のところに使用した計算コード名を記したが、特に断りのないものはMCNPである。以上の計算例の計算結果を要約すると、固有値問題における中子増倍率の計算精度は数千ヒストリーで0.1%以下になっている。固定線源問題における中子及びガンマ線スペクトルの計算精度は、数十万から数千万ヒストリーで、各エネルギービンにおいて1%から数%、それらのスペクトルにレスポンス関数をかけた積分量のそれは、

表2 即発のみと遅発考慮における中子実効増倍率に表れる差(山本, 他より)¹⁹⁾

V_m/V_f	即発のみ ($k_{eff} \pm \Delta k_{eff}$)	遅発考慮 ($k_{eff} \pm \Delta k_{eff}$)
1.50	0.99038 ± 0.00035	0.99114 ± 0.00036
1.83	0.99084 ± 0.00040	0.99145 ± 0.00039
2.40	0.99167 ± 0.00037	0.99203 ± 0.00034
3.00	0.99280 ± 0.00035	0.99370 ± 0.00033

表3 最近10年間の原子力開発における代表的な計算例(文献8~20より作成)

施設名	分散低減法	エスティメータ	計算項目
商業用 PWR MVP	CI	CWCE SCE TLE	k_{eff} R Spct.
FBR 原型炉 MVP	CI	CWCE SCE TLE	k_{eff} R Spct
JMTR	CI	CWCE TLE	k_{eff} R Spct γ 加熱率
常陽	CI	CWCE TLE	k_{eff} R Spct
武蔵工大炉	CI	CWCE TLE	k_{eff} R Spct 核特性
HTTR MVP	CI	CWCE TLE	k_{eff} R 核特性
TCA	CI	CWCE TLE	k_{eff} R Spct パルス法 α
FCA MVP	CI	CWCE TLE	k_{eff} R Spct
STACY	CI	CWCE TLE	k_{eff} R Spct パルス法 α
TRACY	CI	CWCE TLE	k_{eff} R Spct パルス法 α
FNS	WW EXP	TLE	R Spct. n/γ 線量率
国際熱核融合実験炉	WW EXP	PE TLE	R Spct γ 線量率
大強度陽子加速器 遮蔽施設設計	CI WW EXP	TLE	Spct. n/γ 線量率
中性子照射施設設計	WW EXP	TLE	Spct. n/γ 線量率
核変換施設設計	WW EXP	TLE	Spct n/γ 線量率
燃料輸送船	WW EXP	TLE RE	Spct n/γ 線量率
Winfrith 鉄深層透過	CI WW EXP	all	R Spct
中間貯蔵施設	WW EXP	TLE RE	Spct n/γ 線量率
東海再処理施設 KENO	CI	CWCE	k_{eff}

(略号説明)CI,セルインポータンス法,WW,ウェイトウインドウ法,EXP,指数変換法,CWCE,共分散重み付け組み合わせエスティメータ, SCE,サーフェスクロッシングエスティメータ, TLE,トラックレンクスエスティメータ, PE,ポイントエスティメータ, RE,リンクエスティメータ, R,反応率, Spct,中性子スペクトル,ただし γ 線量率と記されている箇所はカンマ線スペクトルも含む。

(注意1) JMTR, FNS, 国際熱核融合実験炉, 陽子加速器, 中間貯蔵施設では中性子光子結合計算を行い, JMTRはカンマ線加熱率, FNSは二次ガンマ線生成断面積評価のために測定したカンマ線スペクトルと比較, 他は γ 線量率の算出に利用している。

(注意2) 計算に使用したライブラリ関係は表1のものであるが, 武蔵工大炉のみ米評価済みファイル ENDF/B-V から編集した附属ライブラリを利用している。

(注意3) 大強度陽子加速器では, 高エネルギーモンテカルロ計算に NMTC/JAM + MCNP や 0-150MeV まで計算できる MCNPX を利用している。本論文では原子力開発に多く利用されている 0-20MeV 範囲の中性子輸送計算について記し, 高エネルギー関係は省略した。

1%から数%程度に達している。ベンチマーク実験体系では測定値と計算値の厳密な比較がなされ, 両者が合わない場合, 核データ評価値に問題がないか再検討し, 核データ評価者に再評価を依頼した例もみられる。全体的にモンテカルロ計算値の信頼性は高く, 測定値とよく合っている。利用するコンピュータにもよるが, 最速のパソコンで MCNP-4C を実行した場合, TCA 炉心の固有値問題を一千万ヒストリーで1時間ほどで完了する。ヒストリー数の少ないサーベイ計算ならば瞬時に結果が見られる。中性子束が六桁くらい減衰する鉄 1m 深層透過体系の解析でも, 数十万から数百万ヒストリーで1時間以内でよい結果が得られるように

なっている。

6. 課題

これからの研究課題としては次のような項目が挙げられる。準乱数, 完全自動分散低減法, 弱結合臨界体系の中性子源の収束加速問題, 核データの共分散を考慮したモンテカルロ計算の誤差評価⁷⁾, 計算結果の誤差の厳密な定義, よりフレンドリな入力インターフェイス⁹⁾, 炉物理動特性計算が可能な 100 倍程度の高速化⁹⁾, 並列計算における動的負荷分散の自動化⁹⁾, 高温中性子断面積ライブラリの検証, 低温 $S(\alpha, \beta)$ ライブラリの検証, 高エネルギー中性子断面積ファイルの整

備及びベンチマーク実験解析, モンテカルロ法にかかわるすべての不確定要因を排除した安全審査ガイドラインの作成. これらのうちのいくつかの問題を日本原子力学会「モンテカルロ計算法高度化」研究専門委員会へ提案し, 解決策を見出したいと考えている.

7. 結 言

原子力開発においては, 高速のワークステーションやパソコンが利用され始めた1990年頃から, モンテカルロ計算コードの利用者が大幅に増えた. そのため, 組織的にモンテカルロ法の内包する問題点を検討するため, 原研内に関連委員会を設置, さらにモンテカルロシミュレーション研究会開催, 日本原子力学会にモンテカルロ関連の研究専門委員会を設置した. 既存機能では計算できない実験解析にも遭遇し, MCNPに新たな機能追加も実施した. 今後, 解決しなければならない問題も少なくないが, 国内外における計算科学推進の追い風の中で, 機能拡充や信頼性評価法の構築をとおり, モンテカルロ計算の高度化を図りたいと考えている.

参 考 文 献

- 1) Engle Jr, W W.: A User Manual for ANISN - A On Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering, K-1963 (1967)
- 2) Oak Ridge national Laboratory: RSICC Computer Code Collection, DORT TwoDimensional Discrete Ordinates Transport Code, CCC-484 (1989)
- 3) Rhoades, W.A. and Simpson, D.B.: TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code, ORNL/TM-13221 (1997)
- 4) Briesmeister, F Ed. MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4C, LA-12625-M (2000)
- 5) 森 貴正, 中川正幸: MVP/GMVP 連続エネルギー及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード, JAERI-Data/Code 94-007 (1994)
- 6) A Monte Carlo Program for General Radiation Transport Solutions Users Guide for Version 9, AEA Technology (1996)
- 7) Both, J.P.: J Nucl.Sci.Technol., Suppl 1, 420/422 (2000)
- 8) Nakagawa, M and Mori, T.: J. Nucl Sc Technol, 39-7, 692 (1993)
- 9) 植木紘太郎, 森 貴正, 桜井 淳, 中川正幸, 内藤俣孝: モンテカルロ法による中性子・光子輸送シミュレーションの現状, 原子力誌, 41-6, 614 (1999)
- 10) 桜井 淳, 他: モンテカルロセミナー実施報告, 日本原子力学会和文論文誌, 2-2, 196 (2003)
- 11) 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, 日本原子力学会和文論文誌, 2-2, 202 (2003)
- 12) 桜井 淳・山本俊弘編著: モンテカルロ計算ガイドラインーモンテカルロ法による中性子・光子輸送シミュレーションー, JAERI-Rev 2002-004 (2002)
- 13) 桜井 淳: モンテカルロ基礎理論セミナー講義ノート, 日本原子力学会和文論文誌(投稿中)
- 14) 中沢正治, 他: 遮蔽安全性実証解析平成7年度成果報告書, 日本原子力研究所 (1995)
- 15) 内藤俣孝, 桜井 淳編著: 原子力研究における MCNP の使用経験, JAERI-Rev. 97-03 (1997)
- 16) 桜井 淳, 山本俊弘編著: 原子力研究における MCNP の使用経験(II), JAERI-Rev 98-010 (1998)
- 17) 桜井 淳, 山本俊弘編著: 原子力研究におけるモンテカルロシミュレーション, JAERI-Rev 99-013 (1999)
- 18) 桜井 淳, 山本俊弘編著: 原子力研究におけるモンテカルロシミュレーション(II), JAERI-Rev 2000-027 (2001)
- 19) 桜井 淳, 山本俊弘編著: 第1回モンテカルロシミュレーション研究会報文集, JAERI-Rev 2000-018 (2001)
- 20) 桜井 淳, 山本俊弘, 長家康展編著: 第2回モンテカルロシミュレーション研究会報文集ーモンテカルロ法による粒子シミュレーションの現状と課題ー, 日本原子力学会 (2002)