

第 3 回モンテカルロシミュレーション研究会報告

原研 桜井 淳 山本俊弘 長家康展 佐藤 聡
東大 中澤正治

．はじめに

この研究会は 3 年ごとに開催されている⁽¹⁾⁽²⁾。今回(参加者 98 名)の特徴は、統合を視野に入れ、原研・サイクル機構・原子力学会の主催であること、関連部門との情報交換や相互協力を促進するため、日本シミュレーション学会や原子力学会「計算結果評価法」研究専門委員会の報告を含めたこと、J-PARC 放射線安全審査において日本で初めて本格的にモンテカルロ法が採用されることになっていること、J-PARC 建設現場見学会(参加者 37 名)を設けたことである。

本稿は、個々の講演内容の概要とそれらの全体評価、それに将来的な展望と課題について記したものである。

．各論

以下に個々のセッションの報告内容と特徴を要約しておく。

1) 招待講演セッション

寒川 光氏(日本 IBM)「日本シミュレーション学会の活動概要」。日本シミュレーション学会の設立経緯、シミュレーションの対象・手法・適用分野、最近の学会や国際会議での企画等について報告があった。学会誌『シミュレーション』(2003 年 12 月号)には、小特集「モンテカルロシミュレーション」が掲載される等、本研究会と共通の研究分野も少なくない。今後、研究発表をとおし、相互協力を図って行きたい。

仁井田浩二氏(RIST)「粒子原子核輸送汎用モンテカルロコード PHITS の開発」。NMTC/JAM を中核とした高エネルギー粒子・原子核輸送汎用モンテカルロコードシステム PHITS(NMTC/JAM+MCNP+JQMD)の開発及び応用(核破砕中性子源、重粒子線治療、宇宙放射線)について報告があった。J-PARC の核破砕中性子源から発生した時間依存中性子のシミュレーションは現象を理解する上で効果的であった。過去 2 回の研究会でも宇宙放射線の評価法について報告されてきたが、今回、国際宇宙ステーション内の中性子スペクトルの実測値と計算値の比較がなされ、よく一致することが示された。宇宙被ばくでも精度のよい評価ができるようになったことが示された。この研究会をとおして PHITS の優位

性が示された。MCNP-6 では 50GeV までの陽子輸送機能が追加される予定であるが⁽³⁾、どのような優位性を示し、棲み分けを図るのか、興味深い問題である。モンテカルロコードの多様化が進む中、すでに淘汰も始まっている。

2) 原子力学会委員会報告セッション

内藤倅孝氏(ナイス)「「計算結果評価法」研究専門委員会の活動概要」。対象分野は、核データ、臨界、遮蔽、構造強度、熱流動、炉心設計、原子炉動特性、原子炉安全解析、放射性廃棄物処理・処分、環境影響評価と広範囲にわたる。調査・検討では計算結果の精度評価にウェイトが置かれている。計算誤差の要因としては、1)計算式の選択、2)数値計算のための近似式の導入、3)計算に使用する定数、4)対象のモデル化、5)入力データの作成が挙げられている。臨界・遮蔽ではモンテカルロ法の誤差要因も検討対象とされており、原子力学会「モンテカルロ計算法高度化」研究専門委員会や本研究会と共通の問題にも取り組んでいるため、今後、情報交換等をとoshi、相互協力を図って行きたい。

中澤正治(東大)「「モンテカルロ計算法高度化」研究専門委員会の活動概要」。特に重点的に調査・検討している項目は自動最適分散低減法と「モンテカルロ法による安全解析ハンドブック」である。後者の狙いは、安全審査において、申請側と審査側が判断に迷う技術的問題や誤差要因・誤差評価等、現在のモンテカルロ法における不確定要因の排除に置かれている。また、将来、臨界・遮蔽・軽水炉・増殖炉・核融合炉のベンチマーク実験解析や実施設の解析において、中性子断面積の共分散を考慮した輸送計算が可能ないように、JENDL-4 の段階で不足データ(臨界; N-14, Gd-155, -157, 遮蔽; C, N-14, -15, Al, Si-nat, Mo-nat, Pb-nat, 増殖炉; Am-242, -242m, -243, -244, 244m, Cm-241, 242, -243, 244, 245, 246, 247, 248, 249, -250 等の MA 核種, 核融合炉; Li-6, -7, Be, C, Si-nat, Cu-nat, Mo-nat, W-nat)の追加を原研核データセンターに要請したことが報告された。

3) 遮蔽セッション

佐藤 理氏(三菱総研)「自動分散低減法の現状」。MCNP マニュアルで分類している分散低減法は、約 10 種類に及ぶが、遮蔽体深層透過計算で実際によく利用するものは、線源バイアス(空間、角度、エネルギー)、ウェイトウインドウ(Weight Window; WW)法、指数変換法くらいである。これらの中で最も重要なものは WW 法におけるウェイト下限値の推定である。初心者は、MCNP のデフォルト値や鉄についての経験式を利用している。MCNP の計算に慣れてくると WW ジェネレータ(WWG)機能をうまく利用するのも有効である。しかし、いまのところ中性子や光子の計算において角度依存性の強い現象やストリーミング、それに電子輸送には適用できないため、またたとえ長時間計算しても特定のエネルギービンやセルに物理的に不自然な値(ゼロないし異常に大きなウェイト下限値)が算出されることが多く、全体の 10-20%の数値は物理的整合性を維持するためのチューニング操作をしな

ければならない等、煩雑な操作が要求されるために一般的な方法とは位置づけられていない。そのため、最も確実に再現性のある科学的方法は、随伴線束の計算を実施し、線源バイアス値とウェイト下限値を推定することである。報告では、世界で開発されている随伴線束計算システム(A³MCNP, AVATAR, LIFT, ECBO, McBEND, SAS4)の紹介があった。これらの中で A³MCNP(Automatic Adjoint Accelerated MCNP)システムでは、MCNP の入力データから自動的に三次元決定論コード TORT の入力を作成し、それで求めた随伴線束を利用して自動的に線源バイアスやウェイト下限値を推定することにより、その後の MCNP 計算までワンスルーで実施できるようになっている。すでに自動分散低減法は実用化されている。なお ECBO(Efficient Cask Shielding Calculation with Biasing Optimization)は佐藤氏らが開発した使用済み輸送容器専用システムである。

村田 勲氏(阪大)「分散低減法の自動化を目指して」。WWG より効率的で信頼性の高い新しいウェイト下限値の自動推定法であるポイントベースウェイト推定法は、高エネルギー中性子深層透過計算を行うため、将来、MCNPX に適用するために開発されたものである。WW 法のウェイト下限値は、随伴線束に関係しており、MCNP の WWG ではその定義に則ってウェイト下限値を推定しているが、ポイントベースウェイト推定法では、その定義に則っているものの、WWG とは異なり、散乱点ごとにインポートランスを推定しているため、WWG よりも統計精度を上げることができる。この自動ウェイト推定法を適用して 6m の遮蔽体の深層透過計算に成功している。14MeV 中性子に対し、11 種類の物質の深層透過線束の FOM(Figure of Merit)を WWG の結果を利用した計算と比較しているが、ポイントベースウェイト推定法がいずれも勝っていることが示された。

4) 加速器セッション

中島 宏(原研)「大強度陽子加速器施設 J-PARC の放射線安全設計」。J-PARC は、高エネルギー、大強度、大規模という特徴を有していることから、合理的な施設の設計・建設、効率的な施設の運用を実現するためには、全体の安全性に対する考え方、安全性確保のための方針を明確にしておく必要がある。施設全体の概要、建設状況、加速器システム主要パラメータ、世界の大強度陽子加速器、物質・生命科学実験施設、原子核・素粒子実験施設、核変換実験施設、許認可申請の形態、加速器施設遮蔽設計の流れ(線源評価、遮蔽厚の検討、スカイシャインの検討、ダクトストリーミングの検討、放射化の検討、迷路や遮蔽扉の検討)、放射線遮蔽設計の基本方針、設計基準、ビームロスの仮定、ビーム損失位置および強度、加速器の遮蔽設計、遮蔽設計項目、バルク遮蔽計算、施設設計における中性子線量換算係数、詳細計算手法による計算の流れ、詳細および簡易計算法の比較、スカイシャイン計算、ストリーミング計算、放射化計算および加速器残留放射能による空間線量についての報告があった。スカイシャイン評価のためのよいベンチマーク実験問題が存在していないが、FNS で実施された実験内容は参考になる。J-PARC におけるスカイシャイン評価の難しさは、ビームロス位置と強度の予測が困難なためである。

林 克己(日立)「高エネルギー遮蔽設計用簡易手法の開発(バルク、ストリーミング、スカ

イシャイン)」。高エネルギー加速器施設への適用を目的に開発された中性子・光子バルク設計計算コード BULK-、中性子・光子ダクトストリーミング設計計算コード DUCT-、中性子スカイシャイン設計計算コード SHINE-の性能評価についての報告があった。DUCT-では秦和夫氏の提案した解析式を基にダクト内の線束空間分布を計算する。取り扱えるエネルギー範囲は、中性子に対し熱中性子から 3GeV、光子に対し 10keV から 10MeV までである。解析式に含まれるアルベドデータは予めモンテカルロ計算コード NMTC/JAERI+ MCNP で用意しておく。TIARA(p 90MeV)、PRINCETON(p 3GeV)及び NIMROD(p 7GeV)の迷路実験を対象にベンチマーク実験解析が実施され、MCNP、MCNPX 及び NMTC/JAERI + MCNP の結果とも比較した。DUCT-の計算結果は、実測値及びモンテカルロ計算値よりもいくぶん保守的の評価(1.1-1.4 倍)となり、設計に都合が良い。SHINE-では予め NMTC/JAERI + MCNP で用意した CBRF(conical beam response function)により中性子スカイシャインを計算。核研 1.3GeV 電子シンクロトロン施設の中性子スカイシャインベンチマーク実験解析が実施され、線源から 40-1000m の距離で実測値及びモンテカルロ計算値とよく合うことが確認された。ただし、まだ GeV 領域の実験が少ないため、今後、追加実験が必要である。

深堀智生(原研)「JENDL 高エネルギーファイル」。JENDL 高エネルギーファイル(JENDL / HE)には 126 核種(優先度 1; 構造材、ターゲット、核変換に関係する核種、優先度 2; 遮蔽材、核変換に関係する核種、優先度 3; 超伝導、マイナーアクチナイドに関係する核種)に対する 3GeV までの中性子及び陽子の反応断面積が収納されることになっている。JENDL / HE は、ベンチマーク解析の結果を反映させた修正を行い、2004 年 3 月に優先度の高い 66 核種のみ公開され、残る 56 核種は評価中である。JENDL / HE は、J-PARC の第一期工事の安全審査用計算には間に合わなかったものの、今後、安全審査後の詳細解析や第二期工事の核変換施設の設計には利用される予定である。その他、将来的には、各県 1 機の建設が期待されている高エネルギー医療用加速器の設計にも利用が期待される。

5) 原子炉セッション

長家康展(原研)「核分裂源摂動を考慮した k_{eff} の変化量の評価」。微分演算子サンプリング法に基づくモンテカルロ摂動法は炉物理量の小さな変化量や感度を求めるために広く採用されている。その手法は、固定線源問題では非常に有効であるが、固有値問題では核分裂源分布も摂動により変化するために困難が生じる。ほとんどのモンテカルロコードでは摂動が印加された後も核分裂線源分布は変化しないと仮定している。最近、筆者らにより核分裂線源分布変化による摂動量を評価する手法が提案された。この手法では核分裂線源の微係数に対する付加的重みはサイクル毎に規格化され、摂動量は規格化された付加的重みをサイクル間で伝播することにより求められる。この手法をMCNP-5に導入し、その信頼性を一様な摂動と局所的な摂動に対するベンチマーク問題(Godiva, STACY, TCA)で評価した。通常のMCNPの評価量は本手法で評価された効果を考慮することにより著しく改善

(標準解にほぼ一致)される。統計的誤差は大きくなる傾向があるが、本手法は一樣な摂動だけでなく、局所的な摂動においても有効であることがわかった。

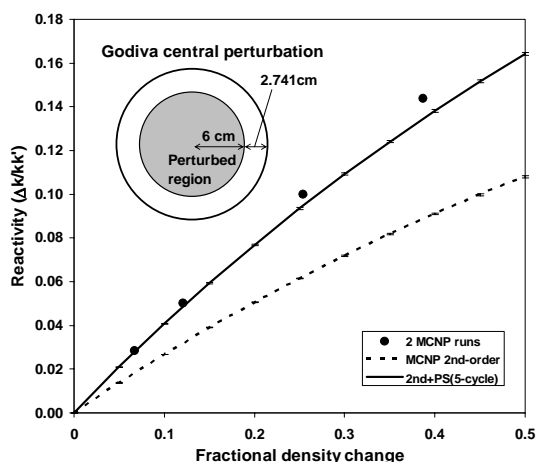


図-1 Godiva 炉心における密度摂動計算結果(長家康展より)

山本俊弘(原研)「Wielandt法を用いたモンテカルロ法臨界計算の収束性の改善」。臨界固有値計算の問題のひとつとして「弱結合体系」の収束性が挙げられる。OECD/NEAではそのような問題の検討を行っている。軽水炉使用済み燃料の無限配列体系のOECD/NEA収束性ベンチマーク問題に対し、内藤倅孝氏は、MCNP-4Cを利用して、「サンドイッチ法」(線源の過大評価条件と過小評価条件の二ケースの計算を実施)により、固有値を推定している。しかしながら収束するまでに時間がかかる。そこで、決定論的手法で採用されてきたWielandt加速法をMCNP-4Cに組み込み、性能評価を行った。Wielandt加速法の理論とMCNP-4Cに組み込む場合のアルゴリズムが報告された。OECD/NEA収束性ベンチマーク問題に対し、従来の計算法では、サイクル当たり2000粒子の計算を100サイクルまで継続しないと収束しなかったが、Wielandt加速法では10サイクルで収束し、収束の判定が容易になった。

Liem Peng Hong「Application of Sandwich Method to Source Convergence Problems Using PC Cluster」。核分裂性物質の配置の仕方により、臨界計算の収束性に大きな差が生じる。OECD/NEA ベンチマーク問題 No.2 を例に解析例の報告がなされた。このベンチマーク問題は、燃料棒中央部燃焼度 55GWD/T 及び燃料棒末端部燃焼度 21GWD/T のPWR燃料棒の 1.33cm ピッチでの無限配列体系である。燃焼の進行している燃料棒中央部 285.7cm の領域をはさみ、その上下に燃焼度が半分以下の領域が 41.75cm 想定されている。PC(3.3GHz)クラスターにMCNP-5をインストールして並列計算を実行した。計算条件は、10000 サイクル、1 サイクル当たりのヒストリー数 20000、スキップサイクル数ゼロ。ヒストリー数は正味 20 億である。初期線源は一樣分布の場合と most reactive 分布の場合で計算された。固有値(k_{eff})が収束値に達するには多くの計算時間がかかるが、前者の線源条件では小さい方向から徐々に大きくなり、後者では逆の方向から収束値に限りなく近づく($k_{eff} = 0.9268 \pm 0.0002$)。このサンドイッチ法で収束値を推定している。収束を加速する方法は

適用されていない。むしろこの方法はコンピュータの高速化に期待したほうがよいとの報告がなされた。

関根 隆(サイクル機構)「「常陽」におけるモンテカルロ法の適用例」。「常陽」の概要、運転履歴、MK- 計画の目的、炉心の変更、MK- の初臨界(2003.7.2)から定期検査及び使用前検査(2003.11.27)までの性能試験工程、過剰反応度計算法、モンテカルロ解析手法(MCNP-4B、JENDL-3.2(600K))、過剰反応度の計算と実測(臨界法で制御棒挿入分の反応度価値の和より算出)の比較、出力・中性子束分布測定、ドシメータによる中性子スペクトル及びフルエンスの測定、燃料溶融限界線出力試験、その計算法と実測との比較等の報告があった。これらのうちモンテカルロ計算の精度は過剰反応度評価と線出力評価において議論された。過剰反応度の測定値(k/k')は $2.99 \pm 0.09\%$ 、それに対してバイアス補正した計算値(k/k')は $3.16 \pm 0.13\%$ であり、両者は誤差を考慮すれば一致する。線出力評価では、核分裂生成物の重金属元素当たりの ^{148}Nd 生成量を評価しているが、MCNP/実測値の比は、燃料要素1、同2、同3に対し、それぞれ、0.99, 1.00, 1.00とよく一致する。また、燃料溶融限界線出力試験時のMCNP/実測値の比は0.96となり、測定値が過大評価済みとなっている。

6) 核燃料サイクルセッション

石川智之(CRC ソリューションズ)「キャスク貯蔵施設の遮蔽ベンチマーク試験解析」。軽水炉使用済み燃料中間貯蔵施設遮蔽設計の課題(大型化と厳しい線量規制、安全裕度の適正化、モンテカルロ法の実用化、計算精度の実証) 解析手法の検討結果(従来評価手法の裕度の検討、モンテカルロ法の有効性の確認、貯蔵施設のクリティカルパスの抽出)、最適遮蔽設計を実施するにあたり計算法の確認をするために実施したベンチマーク実験の内容と結果について報告があった。このベンチマーク実験はモスクワ物理工科大学の IRT 炉(2.5MW スイミングプール型)で実施された。ダクトストリーミング実験では、貯蔵施設の排気口を模擬し、ストリーミング防止対策用の 12.5cm 厚コンクリートルーバーを 3 枚ないし 4 枚備えた状態でのダクト内の中性子線量率分布が測定された。キャスク配列相互自己遮蔽実験では、直径 90cm のキャスク模擬円柱を 8 個正方配列し、容器表面の材質や配列ピッチを変えて最外周の模擬キャスク周辺の中性子線量率分布が測定された。コンクリート成分には実測値を用いているが、結合水(絶乾水)のみの裕度も検討されている。これらの実験に先駆け、モンテカルロ法(MCNP-4C と ENDF/B-)での予備解析が行われ、最適実験を実施するために利用された。最終的な実験条件での計算値は、トラックレングス・エスティメータを用いて、実測値の $\pm 20\%$ の範囲に入り、中間貯蔵施設の解析においてもモンテカルロ法の適用の妥当性が示された。

伊藤大一郎(三井造船)「コンクリートキャスク遮へい許認可解析への適用」。使用済み燃料中間貯蔵施設解析と遮蔽設計解析を例に安全審査にモンテカルロ計算の採用の必要性が報告された。これまで湿式使用済み燃料輸送容器(NFT キャスク)の許認可(SAR)解析には、

二次元放射線輸送計算コード DOT - 3.5 が採用されてきたが、容器周辺の中性子・光子総線量率の計算値は、実測値の 5 倍以上過大評価していた。その原因として線源強度とモデル化の余裕度が挙げられる。モンテカルロ計算では、複雑な三次元的形状のモデル化ができ、線源条件を現実的に定めれば、最適推定解を得ることができる。世界的に使用済み燃料中間貯蔵施設の建設が進められている。米国では敷地境界までの距離が大きく確保できるため、コンクリート容器を野ざらしにしているが、日本では敷地制限から最適遮蔽解析を実施し、専用施設内に約 200-500 体の中間貯蔵容器を設置予定である。モンテカルロ計算では、このような実施でも正確なモデル化の下に一括計算でき、施設の最適設計が可能である。安全審査の計算にモンテカルロ計算を採用するには、誤差評価法を明確に定義しておかなければならないが、現状では未解決である。新たな動きとして、安全審査へのモンテカルロ計算の採用を前提とした精度検証用実験データ取得(キャスク配列実験及び六栄丸実測)が実施されている。モンテカルロ計算を許認可に採用するには、具体的な使用指針となる「モンテカルロ法による安全解析ハンドブック」の早急なまとめが必要である。

桜井 健(原研)「光核反応を用いる廃棄体中のウラン濃度検認法のモンテカルロコードによる概念検討」。光核分裂を利用して放射性廃棄物の中に混入した微量のウランを検認する技術を開発中である。実測する場合、電子ライナックの制動放射で発生した光子を利用する予定である。そのシミュレーションをモンテカルロコードで行うことにした。しかし、いまのモンテカルロコードでは、光核反応をいっさい無視しているため、MVP に光核反応が扱える機能を追加した。光核反応断面積ライブラリーは IAEA 光核反応ファイルから編集した。ウラン量の検認には光核分裂で発生する遅発中性子を利用する。まだ概念設計・検討の段階だが、ウラン量検認の原理とモンテカルロコードの光核反応計算機能についての報告があった。

吉田茂生(東海大)「FNS スカイシャイン実験」。この実験では、原研 FNS の第 1 ターゲット室天井のスカイシャイン実験用ポートを開孔し、線源から約 550m までの中性子線量率分布と約 400m までの二次ガンマ線線量率分布を測定した。実測値はモンテカルロ法(MCNP-4B, JENDL-3.2)での計算値と比較した。計算値は実験値と 30-50%の範囲で一致した。中性子スカイシャインでは空気中の水素の影響が小さいことが確認された。二次ガンマ線スカイシャインでは中性子によって建屋コンクリート内で発生した成分が 30%に達することがわかった。この実験から中性子スカイシャインと二次ガンマ線スカイシャインの詳細なメカリズムを解明する手がかりを得ることができた。

7) 医療照射場セッション

熊田博明(原研)「ホウ素中性子捕獲療法のための BNCT 線量評価システム(JCDS)の開発」。JRR-4 の医療照射施設で実施されているホウ素中性子捕獲療法(BNCT)を効率的かつ効果的に遂行するため、MCNP-5 を中核とした吸収線量評価システム(JCDS)を開発し、2003 年から実用化している。MCNP-5 による計算の高速化を図るべく、13 機の PC から

なる PC クラスタによる並列処理が行われている。評価法の特徴は、頭部を 1cm^3 のボクセルに分割したボクセルモデルに基づき、MCNP-5 のメッシュタリー機能を利用してボクセルごとの詳細な中性子と光子の吸収線量分布を作成している点にある。今後は PHITS による計算にも対応できるように線量評価システムを改良する予定である。

佐々木 節(KEK)「GEANT4 ツールキット」。放医研の重イオン医療照射施設の吸収線量分布を評価するため、GEANT4 を整備中である。GEANT4 の特徴、整備状況、国内外の陽子や重イオンを用いた照射場について報告があった。

斉藤公明(原研)「ライナックを利用した放射線治療のための線量評価システム」。電子ライナックの制動放射で生成される光子を利用した放射線治療を効率的かつ効果的に遂行すべく、EGS4 を中核とした吸収線量評価システムを開発中である。実際の計算は、原研関西の ITBL 計算機上での超並列計算を想定しており、結果はネットワークを介して医療現場に送られる。この技術開発は 5 年計画であるが、2003-2005 年度に汎用システムを開発し、2006-2007 年度に実用化する予定である。

8) 被ばく評価セッション

佐藤大樹(原研)「小動物に対する中性子照射実験のシミュレーション解析」。小動物に対する中性子照射データを人間に適用するため、MCNP を用いて、実験動物体内の入射中性子や二次放射線の挙動を解析中である。マウスのような小さな体系では、入射中性子は十分に減速されず、散乱や核反応による荷電重粒子を生成するため、その成分の割合が大きくなる。それに対し、人間のように大きな体系では、入射中性子は輸送過程で減速され、水素原子の熱中性子捕獲反応により多くの二次光子を生成する。この光子は核外電子とコンプトン散乱を起こして電子を弾き出すため、吸収線量において電子成分が支配的になる。

佐藤達彦(原研)「PHITS を用いた被ばく線量計算法の開発」。PHITS を用いて高エネルギー放射線(中性子、陽子、重イオン等)に対する被ばく線量評価法を開発した。この方法を適用することにより、高エネルギー加速器施設における放射線従事者、航空機の乗員・乗客、宇宙飛行士等に対する被ばく線量をより精度よく評価できるようになった。荷電粒子等方入射に対する実効線量換算係数を図 2 に示す。PHITS を用いて計算した宇宙船内の中性子スペクトルを図 3 に示す。この計算した中性子スペクトルより算出した中性子実効線量当量は $22.8(\mu\text{Sv/day})$ であり、実測したそれより算出した値は $24.2(\mu\text{Sv/day})$ である。実測値と計算値はよく合っている。PHITS を用いて計算した造血組織に対する線量当量は $342(\mu\text{Sv/day})$ であり、TLD による実測値は $347(\mu\text{Sv/day})$ となり、両者は一致した。本研究により開発した線量評価法は、原子力分野のみならず、宇宙開発分野にも適用できることがわかった。

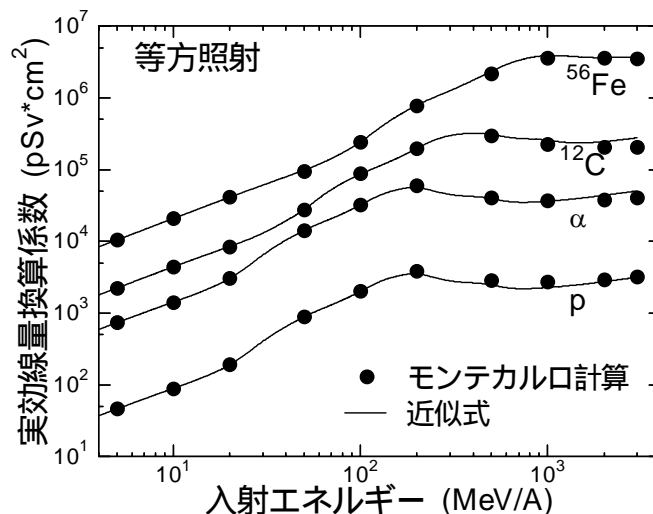


図-2 荷電粒子等方入射に対する実効線量換算係数(佐藤達彦氏より)

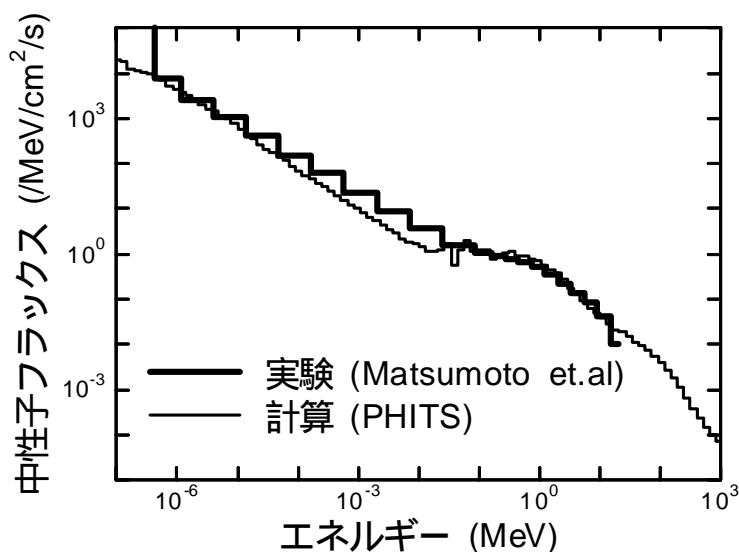


図-3 宇宙船内の中性子スペクトル(佐藤達彦氏より)

高橋史明(原研)「臨界事故時の線量評価システムの開発」。臨界事故時の被ばく線量は血液中の Na-23 の中性子捕獲反応で生成される Na-24 の放射エネルギーを定量することによって求めることができる。しかし、被ばくに寄与する中性子エネルギー成分と Na-24 の生成に寄与するものとの間に顕著な差が存在するため、事前に MCNP で標準的人体の各部の中性子スペクトルを詳細に計算しておき、両者の換算係数を評価しておかなければならない。Na-24 の生成量から事故直後にすぐに被ばく線量が評価できるシステムを開発した。

． 全体評価及び課題整理

日本のモンテカルロ研究にはいくつかの明るい材料がそろっている。

ひとつは長家康展と植木太郎氏(ニューメキシコ大)による MCNP-5 への寄与である。ふたりとも 30 歳台半ばの働き盛りであり、世界のモンテカルロ研究をリードできる実力を備えている。特に MVP 開発者のひとりである長家が MVP のために開発した核分裂源摂動を MCNP-5 に組み込み、世界のユーザーの便宜を図ったことは、日本のモンテカルロ研究にとって歴史的出来事と位置づけられる。長家はその他にも MCNP-5 に組み込まれた周期が 60 兆ヒストリーの擬似乱数のテストにも貢献している。いっぽう、植木氏は、線源サイクル相関を考慮した誤差評価法の提案⁽⁴⁾(SCALE-5 の KENO コードを初め、最近のモンテカルロコードに採用されている)や線源収束性判断の指標となる相対エントロピーの提案、前進・随伴相関カップリングの理論化⁽⁵⁾をとおり、モンテカルロ計算法の効率化と厳密化に貢献した。

世界のモンテカルロコードには光核反応が考慮されていないが、桜井 健氏(原研)の開発した方法を一般化すれば、近い将来、MVP に光核分裂反応を考慮した固有値計算に道を拓くことになる。これまで核分裂核種の中性子断面積の評価においては、臨界ベンチマーク実験解析の結果を考慮し、すべての影響を中性子断面積の調整によって整合性を図ってきたが、光核分裂反応による臨界固有値への影響は、簡単な手計算によれば、0.03-0.1%と予測されるため、今後、厳密な評価が必要であり、従来の調整法でよいか否か、検討しなければならない。世界のモンテカルロコードに先駆け、MVP でそれがなされることは注目すべきことである。

日本のモンテカルロ研究における際立った成果のもうひとつの側面としては高エネルギーコードの開発と応用が挙げられる。高田 弘氏(原研)等は 200GeV まで拡張した NMTC/JAM を開発した。仁井田氏は NMTC/JAM を中核とした高エネルギー粒子・原子核輸送汎用モンテカルロコードシステム PHITS を開発した。J-PARC の放射線安全設計には、MCNP、MCNPX、NMTC/JAM、PHITS、それにこれらに裏打ちされた簡易計算コードが採用されている。日本のモンテカルロ研究は新たな時代を迎えている。

PHITS は、J-PARC の安全審査のみならず、宇宙船内での宇宙飛行士の被ばく線量評価にも採用されており、特に宇宙船内の中性子スペクトルの実測値(1eV-10MeV)と比較し、よい一致を示している。NASA は PHITS の利用に積極的である。今後、日本や世界の有人飛行計画との関係で、原研と宇宙開発機構や NASA とのより緊密な共同研究に発展することが期待される。

LANL は、MCNP の普及を図るべく、世界で継続的にセミナーを開催している。日本では、桜井 淳(原研)が、過去 3 年間に 7 種類のセミナー(定員 5 名)を計 35 回開催し、延べ 172 名の修了生を送り出している。最近では申込者の 80%が大学院生である。セミナーでは、MCNP を例にレクチャーしているが、狙いは連続エネルギーモンテカルロコードの普及と

計算コードのブラックボックス化の回避に置かれている。

この研究会では、MCNP、MVP、MCNPX、NMTC/JAM、PHITS、GEANT4、EGS4 コードによる計算結果が報告されたが、これまでに比べ、利用コードがより多様化し、特に高エネルギー分野での応用が目立った。

モンテカルロ法の今後の課題としてはつぎのようなことが挙げられる。

モンテカルロ計算の効率化と高信頼性を図るには分散低減法の最適化が欠かせない。特に遮蔽体の中性子深層透過計算では、WW 法と指数変換法が適用されるが、主に前者のウェイト下限値の設定の仕方によって結果が左右される。これまで経験によってウェイト下限値を設定するか MCNP の WWG 機能を利用するかであったが、短時間で信頼性が高く再現性のある科学的方法は、ワンスルー方式によって、MCNP 入力の変換から、二次元 DORT ないし三次元 TORT のような決定論的手法での随伴線束(インポートランス)の計算、その結果を基に自動的にウェイト下限値(インポートランスの逆数に比例)を設定後、MCNP 計算を実施する方法が標準化されるようになるだろう。MCNP-6 ではそのようにシステム化の方針であると聞く。今後はこのようなシステムの導入によって個人差による不確定の排除を図る必要がある。

臨界計算において解くのが困難な問題は、ヴェランド加速法やサンドイッチ法により、また核分裂源摂動により、ほぼ解決したが、後者では今後、様々な体系でのベンチマーク実験解析、核分裂源摂動の誤差の低減、摂動領域の小さい場合の対応等の解決を図らなければならない。

「モンテカルロ法による安全解析ハンドブック」の作成では申請側と審査側が判断に迷う不確定要因のある技術項目の厳選及びその解決法を整理しなければならない。特に誤差要因の厳密な評価は欠かせない。線源サイクル相関を考慮すれば、いまの臨界固有値の誤差は、体系にもよるが、平均数倍、大きい場合には 10 倍弱にも達する⁽³⁾。さらに中性子断面積の共分散まで考慮すれば、さらに数倍、最終的にはいまの MCNP の臨界固有値の誤差よりも数十倍もの誤差が見込まれる。現実的な誤差評価を行うことがモンテカルロ研究の課題のひとつである。

MCNP-4C の擬似乱数(48bit Multiplicative LCG)は 4.5 億ヒストリーで一巡する。MCNP-5 の擬似乱数のアルゴリズムは、MCNP-4C と同じであるが、入力で特別に指定(63bit Mixed LCG)することにより、一巡までに 60 兆ヒストリーを要する。最近の計算例では 10 億ヒストリーにも及ぶが、それでも 60 兆ヒストリーもの余裕があれば、今後、10 年間は問題なく利用できる。しかし擬似乱数から準乱数への切り替えも今後の課題として挙げられる。

高温中性子断面積ライブラリーや低温熱中性子散乱則 $S(\mu, \mu')$ の実験的検証も無視できない。

高エネルギー分野では、計算コードの信頼性を検証できるベンチマーク実験問題が少ないため、現状においては検証の仕方が不十分であり、高エネルギーファイル及び計算コー

ドのより厳密な実験的検証が欠かせない。

・「モンテカルロ若手研究者奨励賞」の設置と受賞者

本研究会を将来的により大規模なものに発展させるため、実行委員会(桜井 淳委員長)の責任において、新たな社会制度として、「モンテカルロ若手研究者奨励賞」を設置した。対象者は 39 歳までのモンテカルロ法の基礎研究及び応用・利用研究に携わっている研究者である。原子力学会賞は、モンテカルロ関連では基礎研究に携わっている研究者に与えられているが、モンテカルロ法の発展のためには、両者の貢献に負うところが大きく、研究会の活性化を図るには応用・利用研究も重視してゆかなければならない。この点が原子力学会賞との棲み分けの根拠である。

この研究会では対象者は 6 名であった。選考基準は、この研究会で発表していること(ポスター発表含む)、日本や世界のモンテカルロ研究に貢献していること、所属組織内委員会や原子力学会研究専門委員会に協力的であったこと、日本のモンテカルロ研究のレベルアップに貢献していることである。

今回は、基礎部門では講演テーマ「核分裂源摂動を考慮した k_{eff} の変化量の評価」の長家康展、応用・利用部門では講演テーマ「PHITS を用いた被ばく線量評価システムの開発」の佐藤達彦氏(原研)が受賞した。長家はすべての条件を満たしており、申し分ないが、佐藤氏は と が十分ではないものの、現在発展途上にあり、将来的に有望なためである。受賞者には立派な賞状と豪華な副賞が授与された。今後の両者の努力により、賞の価値を高めて欲しい。

この賞の設置が将来的にプラスに作用し、よりよい研究発表とより多くの発表者及び参加者が得られるような魅力ある研究会へ発展することを期待している。

参考文献

- 1) 桜井淳・山本俊弘編 ; 第 1 回モンテカルロシミュレーション研究会報文集、JAERI-Conf. 2000-018(2001).
- 2) 桜井淳・山本俊弘・長家康展編 ; 第 2 回モンテカルロシミュレーション研究会報文集『モンテカルロ法による粒子シミュレーションの現状及び課題』、日本原子力学会(2002).
- 3) F.B.Brown ; Monte Carlo Methods & MCNP Code Development, LA-UR-04-2648 (2004)
- 4) T.Ueki, T.Mori and M.Nakagawa ; *Nucl.Sci.Eng.*, **125**, 1-11(1997).
- 5) T.Ueki ; *Nucl.Sci.Eng.*, **137**, 117-145(2001).