

JAERI-Review

99-013



JP9950296



原子力研究におけるモンテカルロシミュレーション
—原子力コード評価専門部会平成10年度活動報告—

1999年3月

(編)桜井 淳・山本俊弘

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

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

This report is issued irregularly.

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

原子力研究におけるモンテカルロシミュレーション

-原子力コード評価専門部会平成 10 年度活動報告-

日本原子力研究所東海研究所
原子力コード委員会原子力コード評価専門部会
(編)桜井 淳・山本 俊弘

(1999 年 2 月 23 日受理)

本報告書は、原子力コード委員会原子力コード評価専門部会の平成 10 年度の作業内容をまとめたものである。「モンテカルロシミュレーション」ワーキンググループで調査・検討した高エネルギー領域のモンテカルロ計算の現状や「MCNP 高温ライブラリー作成」ワーキンググループで整備した MCNP 断面積自動編集システムについて記されている。

Monte Carlo Simulation on Nuclear Energy Study -Annual Report of Nuclear Code Evaluation Committee -

(Eds.)Kiyoshi SAKURAI and Toshihiro YAMAMOTO

Nuclear Code Evaluation Special Committee of Nuclear Code Committee
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received February 23, 1999)

In this report, research results discussed in 1998 fiscal year at Nuclear Code Evaluation Special Committee of Nuclear Code Committee were summarized. Present status of Monte Carlo calculation in high energy region investigated / discussed at Monte Carlo simulation working-group and automatic compilation system for MCNP cross sections developed at MCNP high temperature library compilation working-group were described.

Keywords: Monte Carlo Calculation, High Energy, MCNP Cross Sections,
Automatic Compilation System

目 次

1. はじめに	
桜井 淳・野村 靖・内藤俣孝	1
2. 各論	3
2.1 高エネルギー中性子断面積評価及び輸送計算ライブラリーの現状	3
深堀智生	
2.2 大強度中性子源におけるモンテカルロシミュレーション	15
勅使河原 誠	
2.3 MCNP4Bによる摂動計算	25
山本俊弘・桜井 淳	
2.4 原研臨界安全研究室におけるモンテカルロ計算	28
桜井 淳・山本俊弘・三好慶典	
2.5 Spring-8で発生する制動放射線のモンテカルロシミュレーション	32
浅野芳裕	
2.6 MCNP用断面積自動作成システムの整備	41
前川藤夫・桜井 淳	
2.7 「モンテカルロシミュレーション」研究会報告	50
桜井 淳・野村 靖・内藤俣孝	
2.8 「モンテカルロ法による粒子シミュレーション」	
研究専門委員会の設立に当たって	56
桜井 淳・植木絃太郎	
2.9 モンテカルロ法への提言	58
植之原雄二	
3. 結論および課題	62
桜井 淳・野村 靖・内藤俣孝	
謝 辞	63

Contents

1. Introduction	
Kiyoshi SAKURAI, Yasushi NOMURA and Yoshitaka NAITO	1
2. Presentations	
2.1 Present Status on the Evaluation of High Energy Neutron Cross Sections and the Transport Calculation Libraries	3
Tokio FUKAHORI	
2.2 Monte Carlo Simulation on Intense Neutron Source Design	15
Makoto TESHIGAWARA	
2.3 Perturbation Calculation using MCNP-4B	25
Toshihiro YAMAMOTO and Kiyoshi SAKURAI	
2.4 Monte Carlo Calculation at the JAERI Criticality Safety Lab.	28
Kiyoshi SAKURAI, Toshihiro YAMAMOTO and Yoshinori MIYOSHI	
2.5 Monte Carlo Simulation of Bremsstrahlung Produced at Spring-8	32
Yoshihiro ASANO	
2.6 Development of Automatic Cross Section Compilation System for MCNP	41
Fujio MAEKAWA and Kiyoshi SAKURAI	
2.7 Report on the First Symposium of Monte Carlo Simulation	50
Kiyoshi SAKURAI, Yasushi NOMURA and Yoshitaka NAITO	
2.8 On the Establishment of Research Committee of Particle Simulation on the Monte Carlo Method	56
Kiyoshi SAKURAI and Kohtaro UEKI	
2.9 Proposal to Monte Carlo Calculation	58
Yuji UENOHARA	
3. Conclusion and Subject	62
Kiyoshi SAKURAI, Yasushi NOMURA and Yoshitaka NAITO	
Acknowledgments	63

1. はじめに

桜井 淳・野村 靖

日本原子力研究所東海研究所燃料サイクル安全工学部
sakurai@melody.tokai.jaeri.go.jp nomura@popsvr.tokai.jaeri.go.jp

内藤 俣孝

(株)ナイス

nais@green.ocn.ne.jp

原子力コード評価専門部会(野村靖部会長)の平成 10 年度の活動目標は以下の 6 点である。「モンテカルロシミュレーション」ワーキンググループ(桜井淳リーダー他 20 名)において、優先的に①『モンテカルロ計算ガイドライン-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-』の作成を進めること、つぎに②高エネルギー分野などにおけるモンテカルロシミュレーションの現状調査、さらに③原子力コード委員会主催の「モンテカルロシミュレーション」研究会の準備・開催、④日本原子力学会に「モンテカルロ法による粒子シミュレーション」研究専門委員会をスタートさせること、⑤次期作業計画を作成すること、⑥「MCNP 高温ライブラリー作成」ワーキンググループ(桜井淳リーダー他 4 名)において NJOY-97 を中心にした「MCNP 高温ライブラリー自動作成システム」を開発・整備することなどである。

このうち①『モンテカルロ計算ガイドライン-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-』の作成については順調にドラフト原稿の検討作業が進められており、近い将来、JAERI-Review として刊行される。③「モンテカルロシミュレーション」研究会の詳細な内容についても同様に JAERI-Conf として刊行されることになっているのでここでは触れないことにする。

そのためここでは上記作業のうち主に②高エネルギー分野などにおけるモンテカルロシミュレーションの現状調査、③「モンテカルロシミュレーション」研究会開催状況、④「モンテカルロ法による粒子シミュレーション」研究専門委員会の設立経緯、⑥MCNP 高温ライブラリー作成に関わる作業概要について

報告する。

高エネルギー分野などにおけるモンテカルロシミュレーションの現状調査においては、日本原子力研究所の深堀智生氏から「高エネルギー中性子断面積および輸送計算ライブラリーの現状」、同所の勅使河原誠氏から「強中性子源設計におけるモンテカルロシミュレーション」、同所の浅野芳裕氏から「Spring-8 で発生する制動放射線のモンテカルロシミュレーション」、同所の清水勝宏氏から「モンテカルロ法によるプラズマ解析」と題する講演をしてもらった。清水氏の講演内容については「モンテカルロシミュレーション」研究会報文集と重複するのでここでは省略した。

MCNP-4B には摂動計算機能が備わっているが、まだ一般的にはよい計算結果が得られていない。そこでこれまでの検討結果を「モンテカルロシミュレーション」ワーキンググループの山本俊弘氏(原研)にまとめてもらった。次期作業計画についてはまだ検討中であり、明確な結論は得られていない。そのため最後の「第3章・結論および課題」のところで問題を整理しておいた。

平成 10 年度原子力コード評価専門部会委員: 内藤倣孝(ナイス)、松本誠弘、野尻一郎(サイクル機構)、植木紘太郎、大橋厚人、三浦俊正(船研)、林克己(日立エンジニアリング)、辻正俊(宇宙環境利用推進センター)、鈴木賢一(三菱マテリアル)、上松幹夫、植之原雄二、林田芳久(東芝)、星合康嗣(CRC 総研)、藪田尚弘(三菱総研)、谷内広明(神戸製鋼)、増川史洋(原子力技術機構)、佐々木誠(日本総研)、坂本幸夫、前川藤夫、長家康展、山下清信、佐々敏信、長尾美春、山口恭弘、佐藤聡、藤井実、樋口健二、桜井淳、山本俊弘、野村靖(原研)
同オブザーバー: 伊藤大一郎(三井造船)、壺阪晃、勅使河原誠、久米悦雄(原研)



2. 各論

2.1 高エネルギー中性子断面積評価及び輸送計算ライブラリーの現状

深堀 智生

日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部 核データセンター

e-mail: fukahori@cracker.tokai.jaeri.go.jp

(1) 序論

本論に入る前に、簡単に核データの評価の流れを概観する。核データ評価は、基本的に実験データを元に行う。しかし、異なる実験者による測定結果相互の不一致、測定不可能な反応や施設の能力の制限による測定できないエネルギー範囲の存在などによって、必要なすべての核データを実験データを元に評価することは困難である。したがって、必要な全物理量を全エネルギー範囲にわたって単一の値として与えるという核データ評価の目的のためには、参照可能な実験データに原子核物理理論や統計理論を加味して行う必要がある。評価された核データは、まとめられ、形式を統一されてチェックを受け、評価済核データライブラリーとして格納される。このライブラリーを種々の利用コードに利用できるような形式に変換する核データ処理を通して、利用に供される。これら一連の流れを図1に示す。図中下半分は得られた核データの形、すなわち、点は実験値、実線は評価済核データ

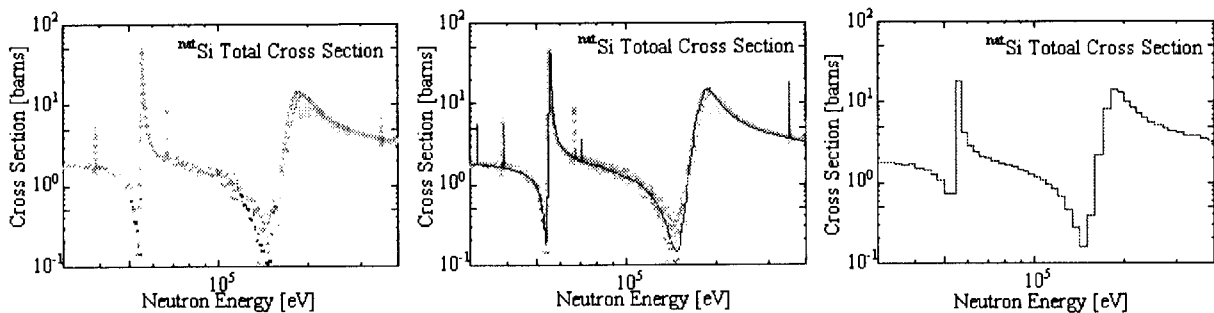
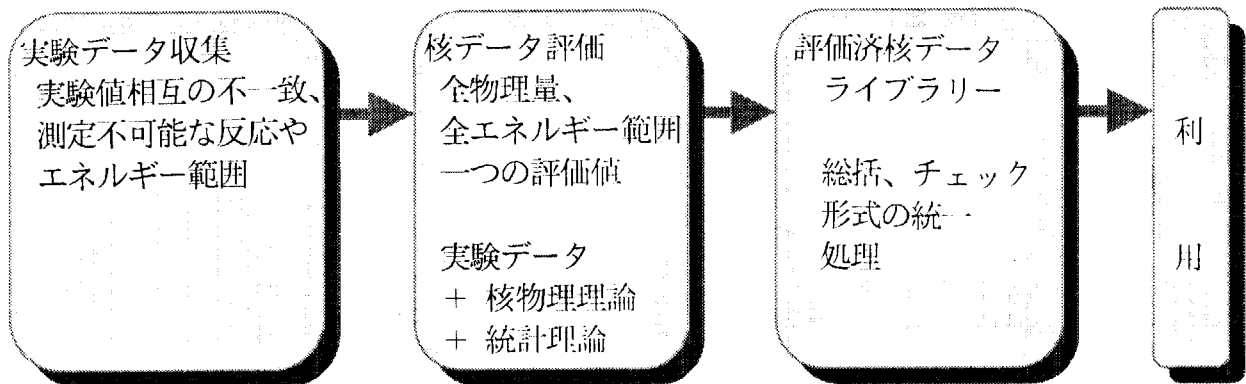


図1 核データ整備の流れ

ータ、ヒストグラムは処理されたライブラリーの例である。実験値には相互に不一致があるが、評価を行うことによって一つの値（実線）になり、処理されて（ヒストグラム）、核データが利用される。

核データは原子力のみならず非エネルギー分野における放射線利用に関しても基礎データであるので、そのニーズは多岐にわたっている。従来から原子力と呼ばれている核分裂炉（熱中性子炉（軽水炉ともいう）や高速炉）は熱中性子エネルギー-数 MeV の核データが必要であるし、核融合炉はこれが 14 MeV までのびる。非エネルギー分野においては、利用または対象となる放射線のエネルギーにも対応して、宇宙開発（宇宙船搭載装置の照射効果、パイロットの被曝線量管理等）、医療関連（医療用 RI 製造、放射線照射による治療等）、加速器利用（中性子利用施設、使用済核燃料消滅処理、国際核融合炉材料照射施設等）等にも必要となる。これらをまとめて、図2に示す。特に高エネルギー領域においては、取り扱う放射線及び利用方法が多岐にわたっているため、断面積や中性子スペクトルのみならず、多くの物理量に対する核データが必要となる。例えば、施設の放射化量推定のためには多くの放射線に対する核種生成断面積が必要になるし、放射線遮蔽のためには輸送断面積が必要となる。これら高エネルギー関連利用分野別核データニーズ及びこれら核データ整備と利用法の間を、表1及び図3にまとめる。

このように、核データは多くの利用分野で不可欠の基礎データであるため、多くの努力が払われて整備が進められている。核データの利用者は通常、核データの利用に際して、

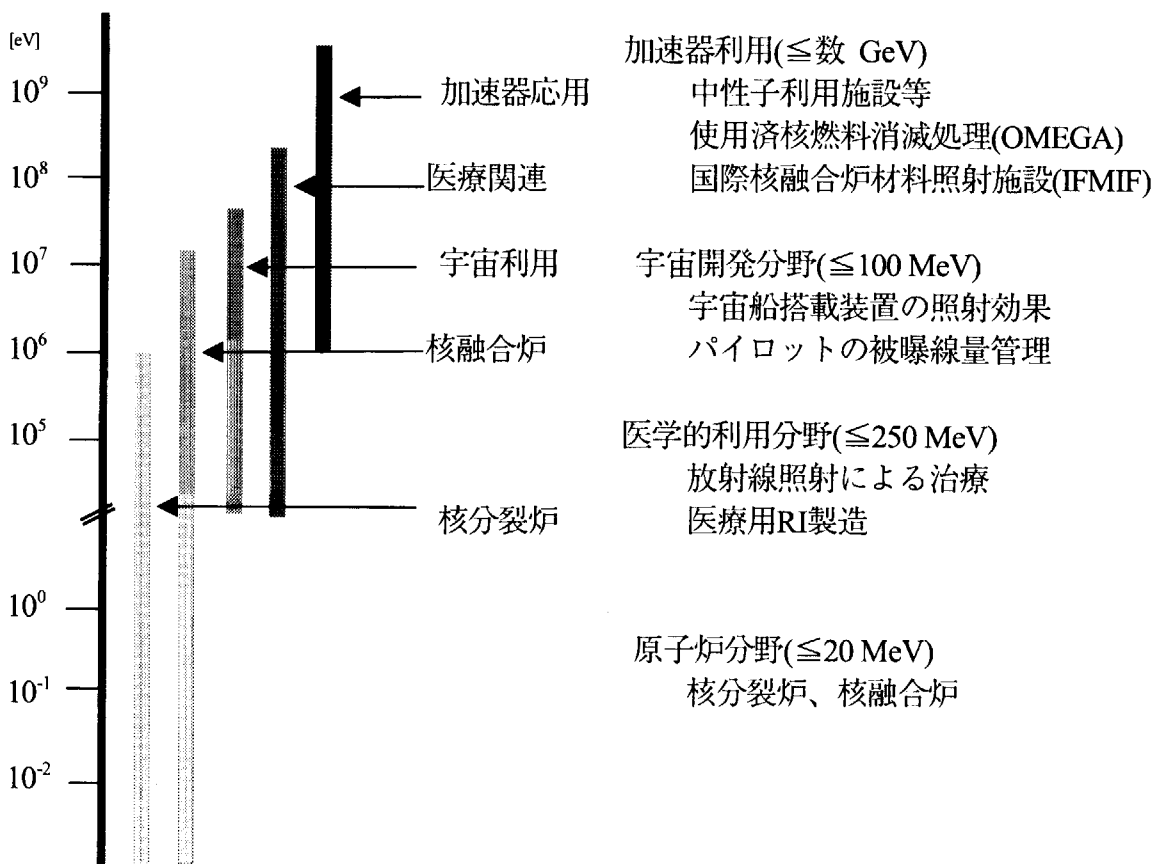


図2 入射エネルギー別核データニーズ

表1 利用分野別高エネルギー核データのニーズ

利用分野	取扱粒子	エネルギー領域	主に必要な核データの種類
加速器・原子炉 ハイブリッド システム等	陽子、中性子 パイオン	< 数GeV	輸送断面積、核分裂、粒子生成、核種生成、核変換、 dpa, (p,n), (π , n)
核融合材料照射用 中性子源	重陽子、中性子	< 50 MeV	(d,n)、輸送断面積、ガス生成、核種生成(放射化・核変換)、 dpa
陽子線・重粒子線 治療施設	陽子、重イオン	$E_0=250$ MeV $E_{ion}=800$ MeV/u	遮蔽設計以外では、核データよりも阻止能データ等の方が重要
R I 製造施設	陽子	< 200MeV	核種生成 (放射化・核変換)
宇宙線線量評価	陽子、中性子 電子、パイオン	< 1 GeV	輸送断面積、粒子生成、荷電粒子輸送断面積
加速器遮蔽(共通)	陽子、中性子 電子、光子 パイオン	< 数GeV 高エネルギー物理 研究用ではTeVまで	輸送断面積、放射化、dpa、核発熱、線量換算係数

その整備の方法（評価法など）を知っておく必要はないが、自分が使用する核データの素性を知った上で利用するのとそうでないのでは、最終結果に与える影響が大であると考えられる。以下、これらを考慮して、核データ評価法、評価済核データを処理して得られるライブラリーと利用コード、核データ整備の現状、今後の展開、核データセンターにおける核データに関するサービスに関して、筆者が現在主に関与している高エネルギー核データを中心に、概要を報告する。

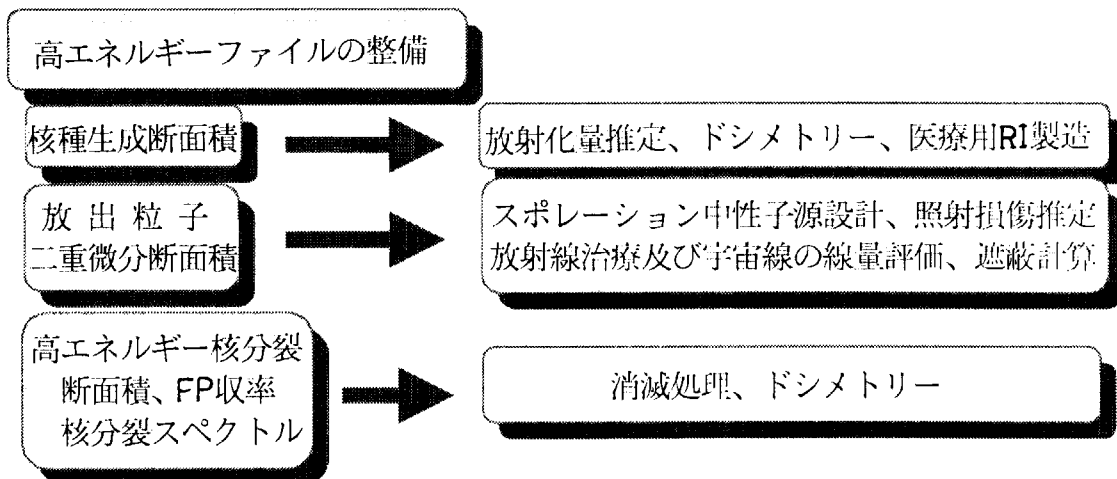


図3 高エネルギー核データのニーズ及び高エネルギーファイルの整備

(2) 核データ評価

a) 全断面積・弾性散乱断面積

全断面積や弾性散乱断面積は通常光学模型により計算する。共鳴領域となめらかに変化する MeV 領域の中間の部分は、構造を持っているので、高分解能実験データにフィットして求めるのが普通である。

光学模型には、一般的なポテンシャルパラメータ（多くのパラメータセットが報告されている）を用いて行う計算のほかに、近年、以下のようなより精度の良いアプローチが開発されている。

- 分散理論：実数部と虚数部の相関を持たせ、フェルミ面付近の補正を行う。
- ミクロスコピックな光学模型：JLM モデル[1]に代表される核内核子による平均場から求めたポテンシャル。JLM モデルの場合、4つのパラメータのみでポテンシャルが表現できるが、中性子及び陽子用のみしか、現状で提案されていない。
- 相対論的光学模型：Dirac 方程式に対応したグローバルポテンシャルパラメータが、近年提唱されている。現象論的であり、計算が簡単な特徴を持つ。もう一つの模型は、相対論的インパルス近似と呼ばれ、調整パラメータ無く、ユニークにポテンシャルを決定できるが、計算が複雑となる欠点を持つ。

b) 理論計算による評価

全断面積以外の反応は、精度の良い実験データが十分にあれば、通常これを用いてフィッティングすることにより評価できるが、そうでない場合は各反応過程に対応した理論計算を用いることによって評価する。本節では、これら理論について簡単に触れることにする。

直接反応過程モデルによる評価は、主に離散準位への非弾性散乱断面積の評価に用いるが、その他の速い核反応過程の物理量評価にも使用される。放出粒子スペクトルの高エネルギー部分の離散ピークはこの反応過程によるものが大部分であり、前方性の強い角度分布を示す。非弾性散乱反応に関する直接反応理論には Distorted Wave Born Approximation (DWBA) モデルや Coupled Channel モデルがよく使用される。(n,d)反応や(p,d)反応など核子を拾い上げるような反応過程における直接反応理論には Pick-up モデルが使われるように、その他の速い核反応過程の物理量評価にも種々の直接反応モデルが提唱されている。また、高エネルギー領域における核子を剛体球のように扱う核内カスケード(Intranuclear Cascade, INC) モデルも直接反応過程モデルの一種と考えると良いだろう。

エネルギースペクトルの低エネルギー部分の 90 度対称または等方的な角度分布を持つ部分は、統計模型で説明される。もっとも基本的であるのが、原子核を液体と仮定し、ここから粒子が蒸発して放出されるとする蒸発モデルである。蒸発モデルによるエネルギースペクトルは以下に示すように、放出エネルギー、逆反応断面積及び準位密度に比例する。

$$\frac{d\sigma}{d\epsilon} \propto \epsilon \sigma_{inv} P(U), \quad \sigma_x(E) = \int \frac{d\sigma_x}{d\epsilon} d\epsilon \quad (1)$$

もう一つよく評価に使用されるのが次式で示される Hauser-Feshbach モデルであり、これは反応断面積に粒子崩壊確率をかけて得られる。蒸発モデルより詳細に反応を記述できるので、多くのコードに組み込まれている。

$$\sigma_x = \sigma_R \frac{\Gamma_x}{\sum_x \Gamma_x} \quad (2)$$

前平衡過程は、直接反応と統計模型の中間に位置するスペクトル部分で、緩やかな前方性を持つ角度分布が特徴である。入射エネルギーが高エネルギーになればなるほど、この部分が重要となるため、多くの理論的発展がなされてきた。半古典的アプローチでは Master Equation を解く、励起子モデル[2]を基本とし、

$$\frac{d\sigma}{d\epsilon} = \sigma_R P_x(\epsilon), \quad P_x(\epsilon) = \sum_{\Delta n=2}^n X_x \frac{N_n(\epsilon, U)}{N_n(E)} \frac{\lambda_c(\epsilon)}{\lambda_c(\epsilon) + \lambda_+(\epsilon)} D_n \quad (3)$$

で表されるハイブリッドモデルを発展させ、角度分布を散乱位置（透過係数の次数）で記述した Geometry Depended Hybrid (GDH)[3]モデル（次式）などがあげられる。

$$\frac{d\sigma}{d\epsilon} = \pi\lambda^2 \sum_{l=0}^{\infty} (2l+1) T_l P_x(l, \epsilon) \quad (4)$$

この他、半古典的アプローチには、前平衡過程からの cluster particle (d, t, ^3He , α) 放出を考慮（前出は核子のみ）できる Iwamoto-Harada-Sato モデル[4,5]も提唱されている。一方、より詳細な前平衡過程理論として量子論的アプローチが試みられている。

- Feshbach-Kerman-Koonin (FKK) モデル[6]
- Tumura-Udagawa-Lenske (TUL) モデル[7]
- Nishioka-Weidenmueller-Yoshida (NWX) モデル[8]
- Semi-classical Distorted Wave (SCDW) モデル[9]

などがあるが、現在では FKK モデルがもっとも核データ評価に利用されている。

その他の核データ評価に使用されている理論として、直接過程及び前平衡過程が内包されているシミュレーション手法を利用した量子論的分子動力学(QMD) 法[10]、3 体問題 (Fadeev Model) などがあげられる。これら多くの理論を駆使して、核データ評価がなされているわけである。

c) 高エネルギー核データの評価

高エネルギー核データの分野においては、加速器などの設計、遮蔽、放射化計算などを通じてより密接にモンテカルロシミュレーションとの関連がある。関連の詳細は第(4)節の「各種計算コードとライブラリー」で述べることにし、ここでは高エネルギー核データ整備のための評価手法について概説する。

高エネルギー領域（ここでは20 MeV～数GeV程度と定義する）における実験データの現状は、従来(20 MeV以下)のデータと比較すると、極端に不足している。このため、核データ評価は核物理理論を用いた計算コードに頼らなければならない。したがって、計算コードの精度評価が必要となる。シグマ委員会を中心に、以下に示すような種々の評価用コードが開発されている。

- 前平衡過程理論：ALICE-F[11], GNASH[12], EXFON[13]
- 多体break-upモデル：SCINFUL/DDX[14]
- 核内カスケードモデル：HETC/3-STEP[15]
- 量子論的分子動力学法：QMD[10]
- 高エネルギー核分裂：FISCAL

これらコードのベンチマークテストを通じて、高エネルギー核データには以下のような評価方式が推奨されている。放射化量推定に必要な同位体生成断面積評価には、モンテカルロ法ではなく、解析的な手法による計算に適している ALICE-F, FKK-GNASH, SINCROS-II[16]などの前平衡モデルコードが計算時間も短縮できるので基本的に使用される。但し、

高エネルギーにおける核破碎反応などによって生成される核種に関しては、後述する QMD コードが必要であることが、最近の研究により提唱されている。輸送計算などに必要な、粒子生成二重微分断面積に関しては、250 MeV 以下でその計算精度がある程度保証されている前平衡モデルコード、これ以上のエネルギーにおいては、QMD や核内カスケードコードを用い、特定のエネルギー点（例えば、現在シグマ委員会で考えられている 150, 250, 350, 500, 700, 1000, 1500, 2000, 3000 MeV。計算時間がかかるのである程度のエネルギー一点に抑える必要がある。）のみを計算する方式がとられる予定である。

一方、高エネルギー核分裂データの評価は、

- 中高エネルギーにおけるアクチニドの核分裂断面積は消滅処理における重要な物理量であるが、核分裂断面積計算の有効なツールの開発は ALICE や HETC 系のいくつかの改良版に見られる以外、精度も十分検討されていない。[17]
- 中高エネルギーにおいては、アクチニド核種以外の中重核でも核分裂を起こすことが知られている。
- 近年、ロシアの Gatchina や米国の Los Alamos において中高エネルギー中性子による核分裂断面積の測定が行われている。

というような現状を考慮し、高エネルギー核分裂断面積の系統性を以下のような式で求める試みがなされている。[18,19]

$$P_{fs}(Z, A, E) = p_1 \cdot [1 - \exp\{-p_3(E - p_2)\}] \quad (5)$$

$$p_i = \exp(q_{i,1} + q_{i,2}x) \quad (i = 1, 2, 3, \quad x = Z^2 / A)$$

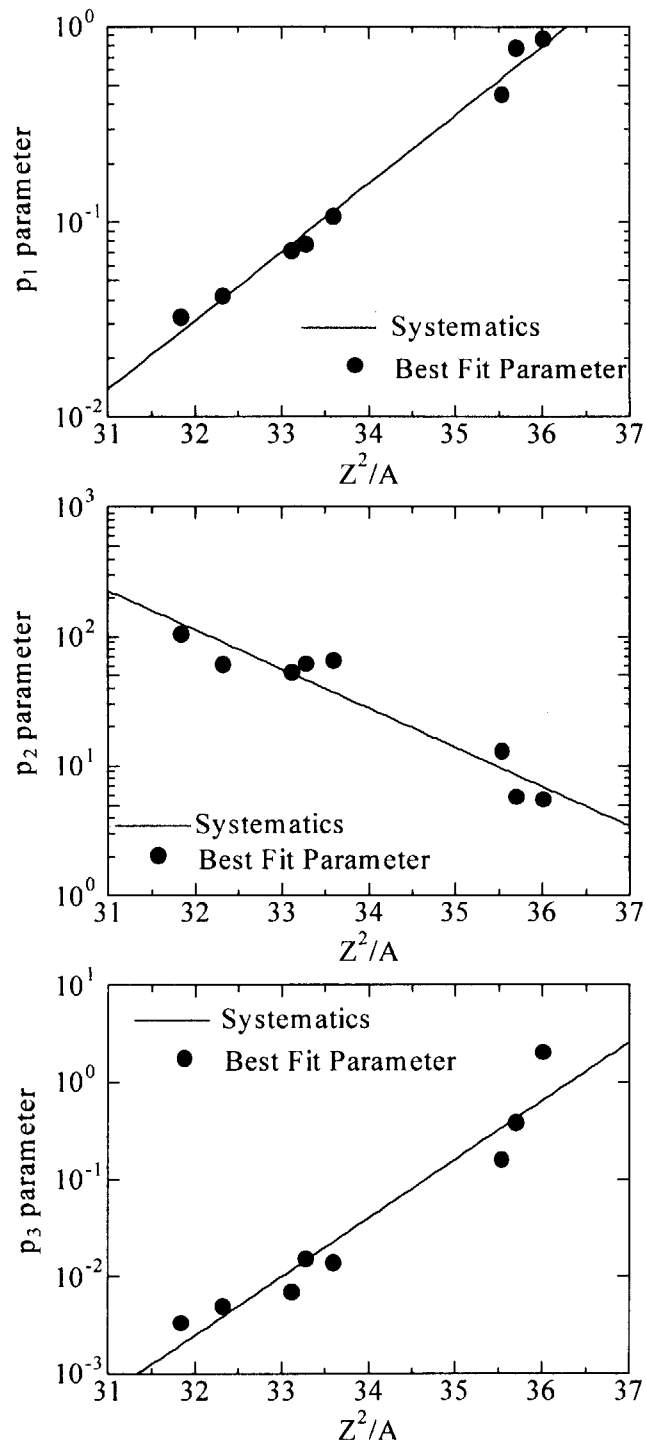
ここで、 P_{fs} は核分裂分岐比(= σ_{fs}/σ_R) (σ_{fs} は核分裂断面積、 σ_R は全反応断面積)、 Z 、 A は複合核の原子番号及び質量数、 E は励起エネルギー、 q_{ij} は Z 、 A に依存しないパラメータである。フィッティング対象核種として、Ag~Am の 29 核種に対する陽子、中性子、光子核分裂断面積実験データであり、低エネルギーでの核の個性を強く反映した複雑な構造は無視している。現状での検討結果を図 4 に示す。これにより、実験値の少ない高エネルギー核分裂断面積に対し、ある程度の精度で評価値を与えることができるようになった。

(3) 評価済核データの現状

ここでは、以上のような核データ評価を行った結果得られた評価済核データの現状について簡単に述べる。シグマ委員会及び原研核データセンターで整備している評価済核データファイルには、汎用ファイルと特殊目的ファイルの 2 種類ある。

汎用ファイルは、主に核分裂炉、核融合炉などを対象とするが、その他の広い分野にわたって利用できるもので、JENDL (Japanese Evaluated Nuclear Data Library) シリーズとして公開されている。最新版は JENDL-3.2[20]であり、現在、2000 年の公開を目指して、JENDL-3.3 の評価作業を進めている。JENDL-3.2 までの JENDL 汎用ファイルの変遷を表 2 にまとめる。表からもわかるように、JENDL-3.2 では 340 核種の評価済核データが格納されており、規模のみならず精度の面でも世界第一級の評価済核データファイルとなっている。

特殊目的ファイルは、特殊な目的・用途の精度向上に評価の努力を集中した核データファイルであり、その時々ニーズに合わせた評価済核データファイルである。JENDL 特殊目的ファイルの評価に用いられた知識は JENDL 汎用ファイルの改訂の時に利用される。JENDL 特殊目的ファイルには、JENDL Fusion File、JENDL Covariance File、JENDL Dosimetry File、JENDL Activation File、JENDL Actinide File、JENDL PKA/KERMA File、JENDL High Energy File、JENDL Photonuclear Data File 等がある。特に、最後の 3 ファイルは高エネルギー



	p_1	p_2	p_3
$Q_{i,1}$	-29.3156	27.0703	-50.4533
$Q_{i,2}$	0.807776	-0.698254	1.38907

図4 パラメータのフィッティング結果

表2 JENDL 汎用ファイル

	JENDL-1	JENDL-2	JENDL-3	JENDL-3.2
Purpose	Fast R.	Fission R.	General	General
Completion	1977	1982	1989	1994
Maximum Energy	15 MeV	20 MeV	20 MeV	20 MeV
Number of Nuclides	72	181	324(59)	340(66)
Light (Z=1-9)	4	8	14(10)	14(12)
Medium Light (Z=10-30)	23	33	56(23)	60(28)
Fission Product (Z=31-69)	34	101	178(8)	187(8)
Medium Heavy (Z=70-87)	1	12	19(15)	19(15)
Heavy (Z=88-94)	9	19	31(3)	34(3)
Transplutonium (Z=95-100)	1	8	26(0)	26(0)

() Number of nuclides with γ -ray production data

表3 各国の高エネルギーファイルの現状

所在	概要	格納核種
BNL	ENDF/B-VI高エネルギーファイル。1 GeVまでの中性子及び陽子入射反応データ。ALICE-Pによる評価。	^{12}C , ^{56}Fe , ^{208}Pb , ^{209}Bi
LANL	150 MeVまでの中性子及び陽子入射高エネルギーファイル。FKK-GNSHAによる評価。	^{12}C , ^{14}N , ^{16}O , ^{27}Al , Ca , $^{54,56,57,58}\text{Fe}$, $^{28,29,30}\text{Si}$, $^{182,183,184,186}\text{W}$, $^{206,207,208}\text{Pb}$ 等
ECN Petten	150 MeVまでの陽子及び中性子ファイル。FKK-GNSHAによる評価。	$^{54,56}\text{Fe}$, $^{58,60}\text{Ni}$
FZK	50 MeVまでのIFMIF用中性子ファイル。	^{52}Cr , ^{56}Fe , ^{51}V
IPPE Obninsk	100 MeVまでのファイル(WIND)。	$n+^{232-238}\text{U}$, $^{237,239}\text{Np}$, $^{236-244}\text{Pu}$, $p+^{238}\text{U}$
IPPE Obninsk	100 MeVまでの放射化断面積ファイル(MENDL-2)。	505核種 (反応)
NEA Data Bank	多くの核種の全断面積、弾性散乱断面積及び非弾性散乱断面積実験データのサーベイ(Barashenkov Compilation)	多数

一関連ファイルとして、現在、精力的に整備中のものである。JENDL High Energy File は、中性子・陽子入射反応を対象とし、第1版は3 GeV以下のエネルギー範囲に対し122核種を格納予定である。JENDL Photonuclear Reaction Data File は42核種に対して、140 MeV以下の光子入射反応を格納予定である。JENDL PKA/KERMA File は国際核融合炉材料照射施設(IFMIF)[21]計画のために準備されている中性子エネルギー50 MeVまでの78核種に対する材料損傷データを格納予定である。表3には各国の高エネルギーファイルの現状を例示する。

表4 主な利用分野の JENDL-3.2 から処理されたライブラリーの概要[22]

ライブラリー名	利用コード	群構造など	処理者
SRACLIB-J32	SRAC	74(fast), 48(thermal), ultra-fine(resonance)	JAERI
WIMSD-J32	WIMS-D	69(up to 10 MeV)	JNDC
WIMS-D4	WIMS-D4	174	PNC
MVPLIB-J3.2	MVP	Point-wise	JAERI
JFS-3-J32	JAERI Fast Set	70	JAERI
FSXLIB-J3R2	MCNP4A	Point-wise	JAERI
JSSTD-295/J32	JSSTD	295(neutron), 104(gamma)	JAERI
JSSTD-175/125/42	JSSTD(collapsed)	175/125/42(neutron), 42/40/21(gamma)	JAERI
BERMJ3	BERMUDA	125(neutron)	JAERI
MGCL-J3.2	JACS	137	JAERI
ORLIBJ32	ORIGEN2	1(PWR/BWR)	JAERI
ORLIBJ32	ORIGEN2	1(FBR)	PNC

(4) 各種計算コードとライブラリー

前述の評価済核データファイルは、各種利用コードに使用可能なように処理されて、それぞれのコードのライブラリーとなる。1996年核データ研究会で、これらコードライブラリーのまとめが山野[19]によって行われた。この一部を抜粋し、表4に示す。このように、評価済核データは、核分裂炉の炉心計算をはじめとし、核融合炉や遮蔽計算等のための多くのコードの基礎データとして、利用されている。

高エネルギー核データも同様なライブラリーを作成する必要があるが、未だ開発途上の領域であるので、事情が若干異なる。領域における輸送計算のオプションとして、

- カスケードコード (> 150~250 MeV) + 輸送計算コード (MCNP, ANISN, DORT, DOT, etc.) → 二重微分断面積が必要(< 150~250 MeV、この方式は LANL で採用されている)
- 輸送計算コードのみ
- 経験式または半経験式 → 二重微分断面積が全てのエネルギー領域で必要

が挙げられる。また、高エネルギー領域におけるライブラリーの形式に関しても、連続モンテカルロシミュレーション用ライブラリーか従来型の多群ライブラリーかで、次のような特徴がある。

i) 連続モンテカルロシミュレーション (MCNP、MVP 等) 用ライブラリー

- 標準的中性子・光子輸送計算コード
- 問題：反応チャンネル増加に伴うデータ表現不足

ii) 多群ライブラリー

- 決定論的な輸送計算コード → 比較的短い計算時間
- ルジャンドル展開で散乱角度分布を表現 → 前方性の強い高エネルギー領域では本質的に計算精度が悪化

これらのオプションの取り方によって、ライブラリー作成手法、ひいては高エネルギー核データ整備予定が大きく変わってくる。したがって、次のようなことを十分考慮して高エネルギー核データを整備していかなければならない。

表5 JENDL 高エネルギーファイルの公開予定

Files	Release
Neutron File for IFMIF (< 50 MeV, 25 elements, 63 isotopes)	1999
1 st Priority Nuclides* (< 3 GeV, 17 elements, 42 isotopes)	1999
2 nd Priority Nuclides* (< 3 GeV, 12 elements, 40 isotopes)	2000
3 rd Priority Nuclides* (< 3 GeV, 18 elements, 40 isotopes)	2001

* Revised nuclides according to file reviews and benchmark tests will be included in next release.

表6 JENDL 高エネルギーファイルの格納予定核種

50 MeV までの IFMIF 用中性子ファイル

Compiling (40 nuclides)	H-1(< 1 GeV), C-12(< 80 MeV), Na-23, Mg-24,25,26, Al-27, Si-28,29,30, K-39, Ca-40,42,43,44,46,48, Ti-46,47,48,49,50, V-51, Cr-50,52,53,54, Mn-55, Fe-54,56,57,58, Ni-58,60,61,62,64, Cu-63,65, Y-89
Evaluating (23 nuclides)	Li-6,7, Be-9, B-10,11, N-14, O-16, K-41, V-50, Co-59, Mo-92,94,95,96,97,98,100, W-180,182,183,184,186, Au-197

3 GeV までの JENDL 高エネルギーファイル (122 核種、中性子・陽子)

1 st priority (42 nuclides)	H-1, C-12, N-14, O-16, Na-23, Al-27, Cr-50,52,53,54, Fe-54,56,57,58, Ni-58,60,61,62,64, Cu-63,65, Ta-181, W-180,182,183,184,186, Au-197, Hg-196,198,199,200,201,202,204, Pb-204,206,207,208, Bi-209, U-235,238
2 nd priority (40 nuclides)	Mg-24,25,26, Si-28,29,30, K-39,41, Ca-40,42,43,44,46,48, Ti-46,47,48,49,50, V-51, Mn-55, Co-59, Zr-90,91,92,94,96, Nb-93, Mo-92,94,95,96,97,98,100, Pu-238,239,240,241,242
3 rd priority (40 nuclides)	Li-6,7, Be-9, B-10,11, C-13, F-19, Cl-35,37, Ar-35,38,40, V-50, Zn-64,66,67,68,70, Ga-69,71, Ge-70,72,73,74,76, As-75, Y-89, Th-232, U-233,234,236, Np-237, Am-241,242,242m,243, Cm-243,244,245,246

- 入射粒子と標的核の組み合わせの考慮

従来考慮の対象とならなかった放出粒子全ての輸送を追うための多くの入射粒子に対する評価済ファイル整備は非現実的。LANL のような MCNPX (MCNP+LAHET システム) を検討する必要がある。

- 適正なエネルギー範囲設定

HETC 系や QMD のようなコードは 100 MeV 以下の入射エネルギーでは精度が良くない傾向にある

- ベンチマーク実験不足

評価済高エネルギー核データファイルの精度検証のために重大な問題となる

これらを検討するために、シグマ委員会ではタスクフォースを設置し、検討を行った。詳細はこのタスクフォースの報告書[23]を参考にしていきたい。

(5) 今後の展開

参考のために、高エネルギー核データファイルに関する今後の展開について、表5、6にまとめる。

(6) 核データセンターにおける核データサービス

最後に、今まで概説してきたデータの取得方法及び WWW を用いた核データ情報サービスについて、概要を紹介する。核データセンターでは、データの迅速なサービスのために以下の WWW ホームページを整備している。

英語版 URL: <http://wwwndc.tokai.jaeri.go.jp/index.html>

日本語版 URL: http://wwwndc.tokai.jaeri.go.jp/index_J.html

以下、格納情報のアウトラインを列挙する。

a) General Information

シグマ委員会情報：会合予定、各ワーキンググループ等の最新の議事録
出版物：

核データセンターやシグマ委員会のレポートのリスト

レポートの要旨と目次

レポートの要求 → e-mail (残部がある場合は無料配布)

核データセンターに到着した外国機関からのレポートのリスト

b) Nuclear Data & Computer Codes

核データ数値データの利用(データのダウンロード)

JENDL-3.2

JENDL-3.2 Point-wise Files (0 K、300 K)

JENDL 特殊目的ファイル

Dosimetry File

Gas-Production Cross Section File

Fusion File とそれに基づいた PKA File (現在修正中)

Activation Cross Section File

その他

JNDC FP Decay Data File

ENSDF

核データの表

- 1995 年の Audi-Wapstra の質量表から取った核種の質量
- Tuli の Nuclear Wallet Cards (1990 年)から取った存在比
- ENSDF から取った spin-parity と半減期
- JENDL-3.2 から計算した熱中性子断面積、共鳴積分値、30 keV 平均捕獲断面積等

核図表

- 堀口氏(広島大)の編集したデータ
- 未測定核種に対する橘氏(早稲田大)の計算した半減期の値

断面積の図

- JENDL-3.2 の図
gif と jpeg 形式で作成した JENDL-3.2 全核種の中性子入射反応断面積の図
- 評価済データの作図 (ENDFPLOT)
核種名、反応の種類、エネルギー範囲等を指定して JENDL-3.2 などに格納されている中性子入射反応断面積の図を作図可能

Evaluated Nuclear Structure and Decay Data

JNDC FP Decay Data File や ENSDF の情報
核データ関連計算機コード
核データ関連コード情報を提供

(7) まとめ

以上、核データ評価法、評価済核データを処理して得られるライブラリーと利用コード、核データ整備の現状、今後の展開、核データセンターにおける核データに関するサービスに関して、高エネルギー核データを中心に、概要を報告した。最初にも述べたが、核データの利用者は通常、核データの利用に際して、その整備の方法（評価法など）を知っておく必要はないが、自分が使用する核データの素性を知った上で利用するのとそうでないのでは、最終結果に与える影響が大であると考えられる。この点で、本レポートがご参考になれば幸いである。また、核データの利用に関する、要求、質問、コメントなどありましたら、どしどし原研核データセンターまでお寄せください。ユーザの声が核データ整備の基本であることは間違いありません。

参考文献

- [1] Jeukenne J.-P., Lejeune A. and Mahaux C.: Phys. Rev., **C16**, 80 (1977).
- [2] Cline C.K. and Blann M.: Nucl. Phys., **A172**, 225 (1971).
- [3] Blann M.: Phys. Rev. Lett., **27**, 337 (1971); *ibid.*, **28**, 757 (1972).
- [4] Iwamoto A. and Harada K.: Phys. Rev., **C26**, 1821 (1982).
- [5] Sato K., Iwamoto A. and Harada K.: Phys. Rev., **C28**, 1527 (1983).
- [6] Feshbach H., Kerman A. and Koonin S.: Ann. Phys. (N.Y.), **125**, 429 (1980).
- [7] Tamura T., Udagawa T. and Lenske H.: Phys. Rev., **C26**, 379 (1982).
- [8] Nishioka H., Weidenmueller H.A. and Yoshida S.: Ann. Phys. (N.Y.), **183**, 166 (1988); *ibid.*, 193, **195** (1989).
- [9] Luo Y. and Kawai M.: Phys. Rev., **C43**, 2367 (1991).
- [10] Niita K., et al.: Phys. Rev., **C52**, 2620, (1995).
- [11] Fukahori T.: JAERI-M 92-039, p.114 (1992).
- [12] Chadwick M.B. and Young P.G.: Phys. Rev., **C47**, 2255 (1993).
- [13] Kalka H.: Proc. Int. Conf. On Nucl. Data for Sci. and Technol., Julich, May 13-17, 1991, Springer-Verlag, Berlin, Heidelberg, p.897 (1992).
- [14] Kashimoto H., et al.: JAERI-M 93-046, p.287 (1993).
- [15] Michel R. and Nagel P.: NSC/DOC(97)-1, NEA/P&T No. 14 (1997).
- [16] Yamamuro Y.: JAERI-M 90-006 (1990).
- [17] 西田雄彦、他：原子力学会 1995 年春の年会 D11.
- [18] 深堀智生、千葉敏：原子力学会 1994 年秋の大会 F17
- [19] 深堀智生、岩本修：原子力学会 1997 年秋の大会 A23
- [20] Nakagawa T., et al.: J. Nucl. Sci. Technol., **32**, 1259 (1995).
- [21] IFMIF-CDA Team: International fusion materials irradiation facility, ENEA Frascati Rep., RT/ERG/FUS/96/11, (1996).
- [22] Yamano N.: JAERI-Conf 96-008, p.9 (1996).
- [23] 大山幸夫、他：JAERI-Review 98-020 (1998).



2. 2 大強度中性子源におけるモンテカルロシミュレーション

勅使河原 誠

1. はじめに

中性子ビームを用いた中性子散乱による物質科学研究は、21世紀においても放射光と共に極めて重要な研究手段であることは世界的にも認められている。しかしながら、世界的には利用可能な中性子源の数は急速に減少しつつあり、来世紀初頭には現在の3/4になると予想されている。ビーム強度依存型の研究分野であることもあり、強度の高い中性子源施設の存続及び実現が望まれている。OECD Megascience forum では中性子源を当面の最重要課題位置づけ、その開発建設を推進している。

特に加速器を用いてパルス化させた核破碎中性子源は、原子炉と比較して非常に高い瞬間中性子強度が得られることや高い強度の熱外中性子が得られるため、これまで原子炉では不可能であった広いエネルギー、運動量領域でも中性子散乱研究が可能になる等の特長がある。この様な理由から原研に於いても中性子科学研究センターが発足され、陽子ビーム出力5MWの大強度核破碎中性子源の研究開発が精力的に進められている。核破碎中性子源は、GeV オーダーの高エネルギー陽子を入射させ核破碎反応を引き起こすターゲット、反応によって得られた中性子を必要なエネルギーに減速し中性子ビームを引き出すモデレータ及び反射体よりなる。モデレータは、中性子源施設の性能を示す重要な要素の一つである。如何に優れた中性子源を開発するかは我々に課された課題であり、中性子源の性能を示すパラメータとして中性子強度及びパルス特性(中性子特性)がある。我々の主な役割は、高性能中性子源を実現するために優れた中性子源コンセプト(ターゲット・モデレータ・反射体システム)を提唱し、その性能を評価することや工学的な観点から設計に必要なデータを提出することにある。また、さらに中性子性能を向上させるために新しいシステムの創出を行うのは言うまでもない。

モデレータから引き出される中性子ビーム(中性子強度及びパルス特性)は、ターゲット・モデレータ・反射体の材料や幾何形状(結合効率)に大きく影響される。モンテカルロシミュレーションは、粒子の輸送を取り扱うため、複雑な形状やパルスビームを扱う時間応答を考慮する必要がある系では、現時点で最も有効な手法の一つである。最近の計算機環境(特にパーソナルコンピュータ)の急激な進歩により必要な統計精度が現実的な時間で得られる様になったことも加えておきたい。

ここでは、高性能中性子源の実現を目指して行ってきた最近のニュートロニクス計算(モンテカルロシミュレーション)の結果と高分解能熱中性子モデレータ開発における統計精度の改善を目指して行った時間焦点法(time focusing)に関して報告する。

2. ターゲット・モデレータ・反射体システム概念

2. 1. 中性子源としての性能の指標と必要なモデレータの種類と数

中性子源施設の全体としての性能を Figure of Merit (FOM) で記述すると

$$FOM_{\text{facility}} = \sum_i (FOM)_i$$

で表される¹⁾。但しここに i を i 番目の中性子ビームの特定の測定器に対するFOMとする。ビーム毎に専用のモデレータを持つことは不可能であるため、モデレータに対する要求の似通ったいくつかの測定器が、それらに平均値的に最適化されたモデレータを見るようにする。そして $FOM_{facility}$ が最大になるようにそれぞれの最適化を行い、全ビームについて積分する。 i の数、すなわち利用できるビームの数を如何にして増やすことが出来るかが重要な命題となる。

我々は、将来中性子散乱実験で必要となるビーム数あるいは測定器の数を冷・熱・熱外中性子が各々全体の1/3を占めると仮定した。各モデレータが受け持つ角度範囲は将来の重要性の高い研究の比重によって決められるが、現段階ではそれらによる比重は設けず均等にした。ターゲット周りの360度の空間のうち、陽子ビームの入射及びターゲットリモートハンドリングに最低それぞれ30度とすると、中性子ビーム取り出し可能な角度は300度となる。これを冷・熱・熱外中性子ビームで均等に分割すると各100度となり、この角度はモデレータ当たり2つのビーム放射面を必要とする。従って、全ビーム放射面は冷・熱・熱外中性子をあわせて6面となる。それらを考慮して想定される測定器を配置すると、実験室の大きさ・形状・測定器の所要な飛行路長、後に述べるモデレータの配置等を考慮して Fig. 1²⁾の様になる。

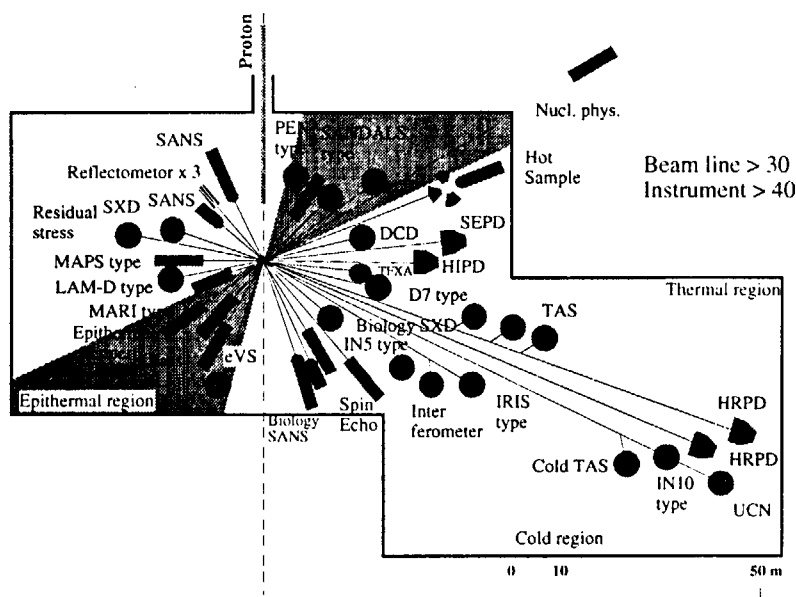


Fig. 1 Tentative layout of the neutron scattering facility of JAERI 5 MW spallation source. Number of neutron beams or instruments for experiments which utilize cold, thermal and epithermal neutrons were assumed to be even.

2. 2. ターゲット・モデレータ・反射体モデル

種々のメンテナンス性を考慮して水平入射陽子ビームを採用した。そのため、ターゲットは水平に置かれ、モデレータはウイング配置となる。陽子ビーム出力5 MWでの水冷固体ターゲットの使用は非現実的であるため液体金属ターゲット（水銀）の使用が不可欠となる。Fig. 2は我々の提案するターゲット・モデレータ・反射体のコンセプトで、4個のモデレータのうち冷中性子用結合型プレモデレータ付き水素モデレータ（高強度・高

分解能) 2個をターゲットの上部に、また熱及び熱外中性子用の非結合モデレータ(共に高分解能)計2個をターゲット下部に配置した²⁾。中性子ビームは、10 x 10 cm²の放射面積及び50度の開き角を持ってモデレータの放射面より引き出される。現在検討している冷・熱・熱外中性子モデレータの主要諸言をTable 1に示す。この配置では図中のターゲットの上を示した速中性子の軸方向分布(1.5 GeV陽子入射における計算及び実験結果)のピークの近傍に出来るだけ接近させて2つのモデレータを配置した。非結合型モデレータはビーム放射面以外熱中性子吸収材(B₄C)で囲まれており、またそれらのモデレータからのビーム取り出し孔の周りにも同様の熱中性子吸収物質でライニングしてある。反射体の材料と大きさの選択は中性子強度、パルス特性及び

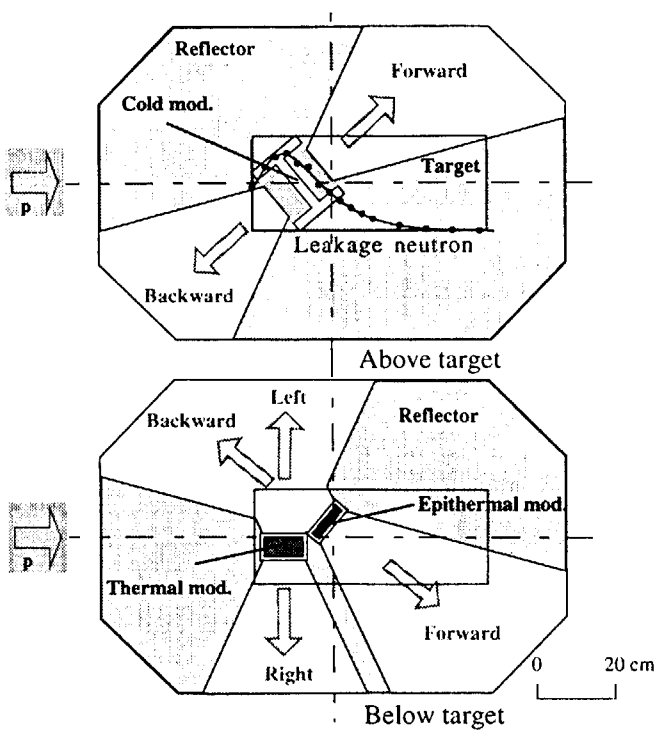


Fig. 2 Layout of target-moderator-reflector system

モデレータの核発熱に対しても大きな影響を持つ。その材料については、減速反射体として最も高い性能が期待されるベリリウム(Be)、SNQやESSでも採用が考えられている非減速反射体としての鉛(Pb)の両者について検討した。反射体の大きさは、標準サイズとして幅80 cm、長さ(奥行き)120 cm、高さ160 cmを設定した。ニュートロニクス計算には高エネルギーハドロン輸送コードNMTC/JAERI(20 MeV以上)及び低エネルギー粒子輸送コードMCNP4A(20 MeV以下)を用いた。なお、MCNP計算に用いた反応断面積は、FSXLIB-JEFF、AFSXLIB-JFNS及びTHERXSである。計算モデルでは、均一矩形分布(48 μA/cm²)の1.5 GeV陽子ビームを水銀(Hg)ターゲットに水平入射させた。中性子特性(中性子強度及びパルス特性)を評価するために点検出器を各々のモデレータの表面から2mの位置に設けた。性能評価上重要な値である冷中性子強度は、後述する

Table 1 Main parameters of moderators

	Cold neutron	Thermal neutron	Epithermal neutron
Purpose	High resolution & high intensity	High resolution	High resolution
Main moderator	L-H ₂ (normal)	Poisoned L-H ₂ *	H ₂ O
size (cm)	12 x 12 x 5	10 x 10 x 8	10 x 10 x 3
Moderator temp.(K)	20	20	Room temp.
Premoderator	H ₂ O (2.5 cm thick)	Non	Non
Coupling	Coupled	Decoupled**	Decoupled**
Cut - off energy (eV)	--	1	1
Angular coverage / viewed surface	50°	50°	50°
No. of viewed surface	1	2	2
No. of moderators	2	1	1

*The candidate of this moderator is (Poisoned L-H₂), (CH₄ pellet+L-H₂), (ZrH₂+L-H₂) or (S-H₂O+L-H₂), but we have not decided it. so we tentatively put Poisoned L-H₂ as a thermal moderator.

**Decoupler is B₄C of thickness of 3 mm. Cut - off energy was controlled by changing the number density of B₄C.

関数に計算結果をフィッティングして求められた。

モデレータの表面からの距離 r ($r=2$ m) における中性子束 $\phi(E)$ は

$$\phi(E) = \frac{\Phi_{4\pi}(E)}{4\pi} = \frac{J(E, r)}{S d\Omega} = \frac{J(E, r)}{S \left(\frac{dS}{r^2}\right)} \quad (1),$$

と表される。但し、 $\Phi_{4\pi}(E)$ は 4π 等価時間平均中性子束、 $J(E, r)$ はニュートロニクス計算によって得られる中性子束、 S はモデレータ表面の中性子ビーム放射面積である。

結合型冷中性子モデレータからの中性子束 $\phi(E)$ は、マクスウエル分布 $\phi_{th}(E)$ 及び減速領域 $\phi_{epi}(E)$ の線形結合で表される³⁾。但し、 $\theta_{cut}(E)$ は、結合関数である。

$$\phi(E) = \phi_{th}(E) + \theta_{cut}(E) \phi_{epi}(E) \quad (2),$$

そこで、 $\phi_{th}(E)$ 及び $\phi_{epi}(E)$ は、

$$\phi_{th}(E) = J \frac{E}{E_T^2} e^{-E/E_T} \quad (3),$$

$$\phi_{epi}(E) = \rho(E) \frac{\phi_{1eV}}{E} \left(\frac{E}{1eV}\right)^\alpha \quad (4),$$

と表され、 E_T は、マクスウエルの平均エネルギー、 J はマクスウエルの積分値である。特に J 値は中性子強度を評価するのに重要な値である。また、 ϕ_{1eV} は $1eV$ での中性子束、 α は $0 \sim 0.2$ の間の定数である。 $\rho(E)$ は結合関数で、

$$\rho(E) = 1 + \delta e^{-y} (1 + y + 0.5 y^2) \quad (5),$$

と表せる。その中のパラメータ y は、 $y=0$ for $E < E_p$

$$y = \gamma(E - E_p) \quad \text{for } E \geq E_p,$$

である。 δ 、 γ 及び E_p はフィッティング係数である。

マクスウエル分布と減速領域を結ぶ結合関数 $\theta_{cut}(E)$ は

$$\theta_{cut}(E) = 1 - e^{-x} (1 + x + 0.5 x^2) \quad (6),$$

と表せる。その中のパラメータ x は、 $x=0$ for $E < E_{cut}$,

$$x = \beta(E - E_{cut}) \quad \text{for } E \geq E_{cut},$$

である。同様に β 及び E_{cut} は、フィッティング係数である。計算結果にここに示された関数のフィッティングを行い主要なパラメータを決定する。

3. 現システムの中性子性能評価

3. 1 冷中性子ビーム強度

中性子源施設として特に注目すべきは冷中性子ビーム強度 (J 値) であり、我々のモデルの性能を評価する上で最も重要なパラメータの一つである。ニュートロニクス計算に

よって得られたターゲット・モデレータ・反射体システムの冷中性子ビーム強度を外国の計画で予想される値と比較すると、陽子ビーム出力MW当たりでFig. 3⁴⁾の如くなる。本計画におけるこの標準モデルPb反射体及びプレモデレータ付き結合型液体水素モデレータ (L-H₂ mod. with PM) から得られる冷中性子ビームスペクトル強度は、Los Alamos の LANSCE Upgrade 計画³⁾(160 kW) で期待される値に比べ既に同程度である (Be 反射体の使用ではそれ以上)。この様に大規模中性子源ではあるが中規模中性子源と同じ効率が得られることは注目値する。Pb 反射体は Be 反射体と比較して同等なパルスピーク値、より狭いパルス幅、短い減衰時間を与え優れたパルス特性を示す (Fig. 4)。つまり、Pb 反射体及びプレモデレータ付き結合型液体水素モデレータの使用は、より狭いパルス幅、短い減衰時間を与えるためにプレモデレータを用いず大きなBe反射体で強度を稼いだ Los Alamos 型と比較するとピーク強度は遥かに高いことを示す。しかしながら、Be 反射体の使用はFOMがパルス当たりの時間積分強度に比例する実験にとっては大きな利得である。

また、陽子ビーム及びターゲット形状、ターゲット寸法の変化 (水銀冷却流路の確保)、ターゲット・モデレータ間距離の増加等の冷・熱中性子ビーム強度に及ぼす影響について詳しく調べ、ターゲット及び冷モデレータの工学的成立性並びにそれらの設計裕度について検討した。冷・熱中性子ビーム強度は、評価した範囲の陽子ビーム及びターゲット形状の変化に殆ど影響されないことや水銀冷却流路の観点からのターゲットの横方向の寸法の増加は、予想より遥かに緩やかに減少していることが示された。これは、ターゲットの工学的設計に大きな自由度を与えることを示し、高性能のターゲットの開発に重要なデータを与えるものである。

3. 2 モデレータの核発熱

5MW の中性子源施設では、特に液体 (超臨界) 水素モデレータの核発熱は非常に高い値に達することが予想され、それを所定の温度に安定に保つためには大きな工学的努力が必要となる。そのための基礎的データを提供することが、我々の第一の役割であり、同時に如何にすれば、中性子性能を犠牲にすることなく、核発熱を軽減できるかについても考えなければならない。

Fig. 5⁵⁾の如く結合型液体水素モデレータに於いてプレモデレータの使用は液体水素モ

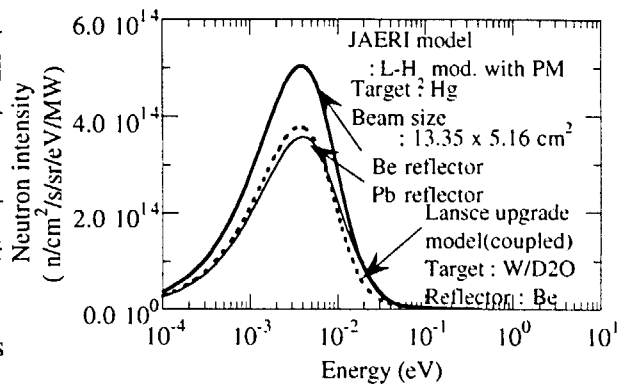


Fig. 3 Comparison of neutron spectral intensities from moderator

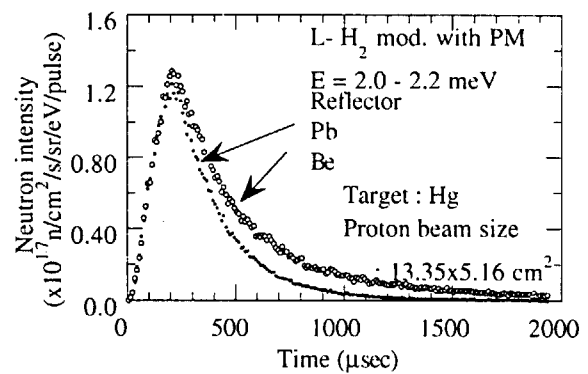


Fig. 4 Comparison of pulse shapes of cold neutrons from a L-H₂ moderator with PM in different reflector at 2.0-2.2 meV

デレータ内の核発熱密度を大きく低減する(それでも十分高い値である)。しかしながら、そのない非結合型液体水素モデレータの分布は非常に高い。特にモデレータのターゲット寄りのホットスポットでは 16 W/cm^2 (16 MW/m^3)にも達し、原子炉の炉心での発熱密度に迫る値となる。JAERI 5 MW 核破碎中性子源でのクライオジェニックモデレータにおける主要諸元を、外国の大強度中性子源での値と比較して Table 2 に示す。

今後の工学的開発研究の重点項目の一として非結合型液体水素モデレータの除熱(超臨界水素の循環)があげられ、中性子工学的な観点からも何等かの優れたアイデアの創出が強く望まれる。

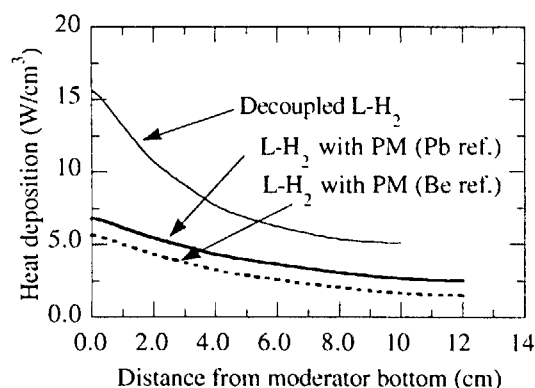


Fig. 5 Spatial distributions of heat deposition in cryogenic moderator as a function of distance from moderator bottom

Table 2 Comparison of important parameters of cryogenic moderators in various neutron sources

	ISIS	HFIR	ANS	SNS	JAERI*
Energy deposition (total, kW)	0.4	0.6+1.4	15+15	2	3.95
Moderator volume (liter)	1.06	0.5	30	1	0.5 (1)
Average power density (kW/liter)	0.4	1.2	1	1	7.9
Volumetric flow rate (liters/sec)	0.5	1	5.5	1	2
Temperature rise (K)	1.1	3	2.3	1.5+1.5	2.9 (5.8)

* The values for pulsed spallation source are for a decoupled H_2 moderator. The values in parenthesis are for the case of 1 liter moderator volume.

3. 3 中性子性能向上を目指した先進的モデレータの開発 (Extended premoderator)⁶⁾

1.5 GeVの扁平陽子ビーム及び扁平ターゲットの採用のため発生中性子分布は、前後方向及び横方向にも非常に広がった中性子源分布となる。そのため液体水素モデレータの直下にしか底部プレモデレータが存在しない標準モデルでは、冷中性子ビーム取り出し面からプレモデレータを経由しない速中性子が大量に入射する。従って、プレモデレータを反射体中のビーム取り出し孔に沿って適当な長さを延ばしてやることにより、核発熱の低減と同時に冷中性子強度の増加にも効果が期待できる(Fig. 6)。

冷中性子ビーム強度、パルス特性、液体水素モデレータ中の発熱密度の底部プレモデレータの厚さ依存性を調べた(Fig. 7)。モデレータの核発熱は底部プレモデレータの厚さとともに単調減少するが、冷中性子ビーム強度には2.5 cm厚の辺に最適な厚さが存在すること、パルス特性(半値幅及び減衰時間)は厚さとともに緩やかに劣化するが、それほど顕著ではない。しかも、底部プレモデレータを中性子ビーム取り出し方向に10 cm拡

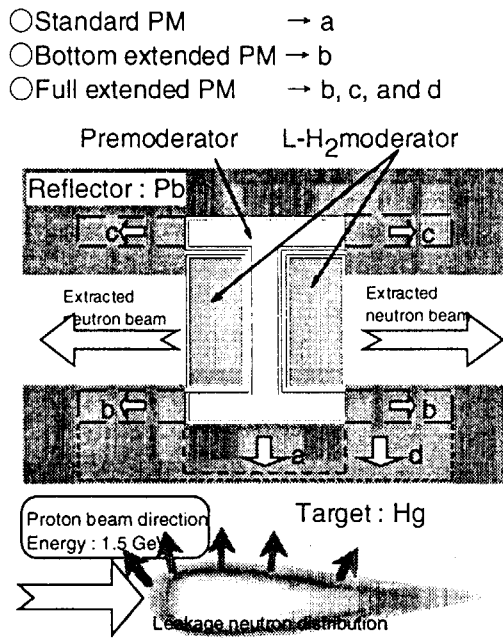


Fig. 6 Layout of fully extended PM case

張させると (Bottom extended PM)、冷中性子強度は増加し、核発熱も明らかに減少する。さらに、プレモデレータの拡張を底面だけでなく、ビーム取り出し孔の側面、天井にまで拡大させると (Full extended PM)、さらに高い冷中性子強度と、さらなる核発熱の低下が得られることが分かった。図に示される様にこの優れた性能がパルス特性の劣化をもたらさず得られることは、注目に値する。そのことを示すためのFig. 8に標準プレモデレータと Full extended の場合のパルス波形とピーク強度を比較した。半値幅にも指数関数的減衰のテイルでも、全く差違が見られない。

Full extended premoderatorを用いた場合の陽子ビーム出力 1 MW 当たりの時間積分冷中性子ビーム強度を ILL の新しい冷中性子源 (second cold source) から得られるビーム強度の 1/4 値と比較すると (Fig. 9)、1 MW で ILL の 1/4 に匹適し、5 MW では時間積分冷中性子強度でも ILL を凌駕することができる (1.25 倍)。これは広いサイエンスの分野で多くのブレイクスルーが期待できるレベルであると言えよう。

4. 高分解能熱中性子用モデレータの開発研究における時間焦点法 (time focusing)

パルス中性子源の大きな長所の一つは、熱中性子領域で非常に分解能の高い散乱実験が非常に効率良く行えることである。5MW 級の中性子源では、熱除去及び放射線損傷の

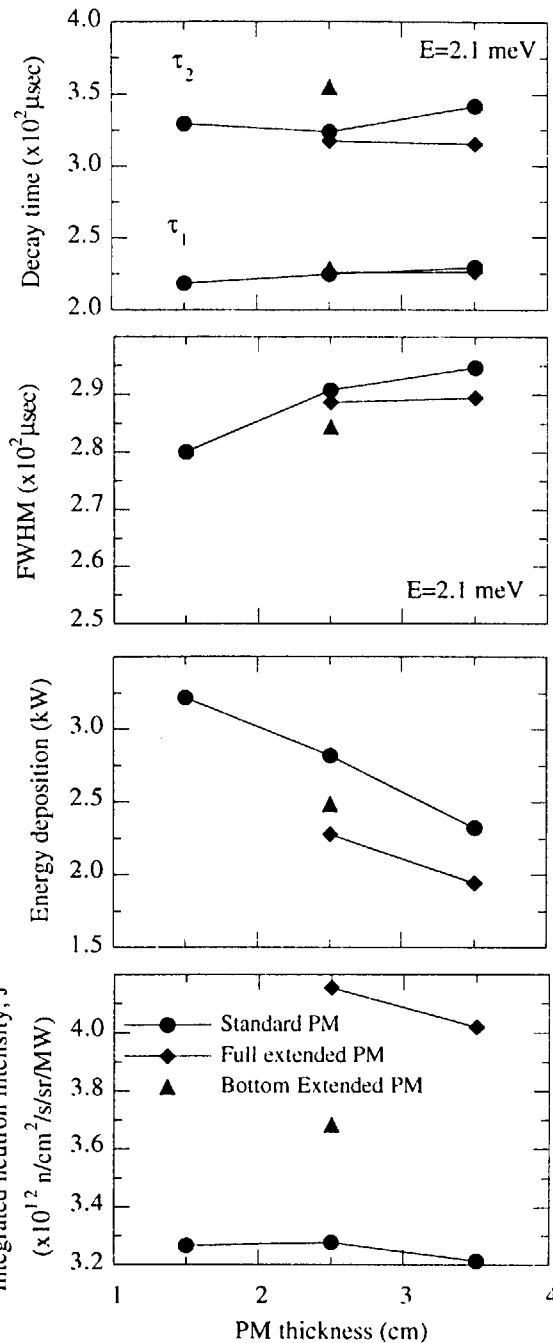


Fig. 7 Premoderator thickness dependence of integrated neutron intensity (J), energy deposition, FWHM and decay time

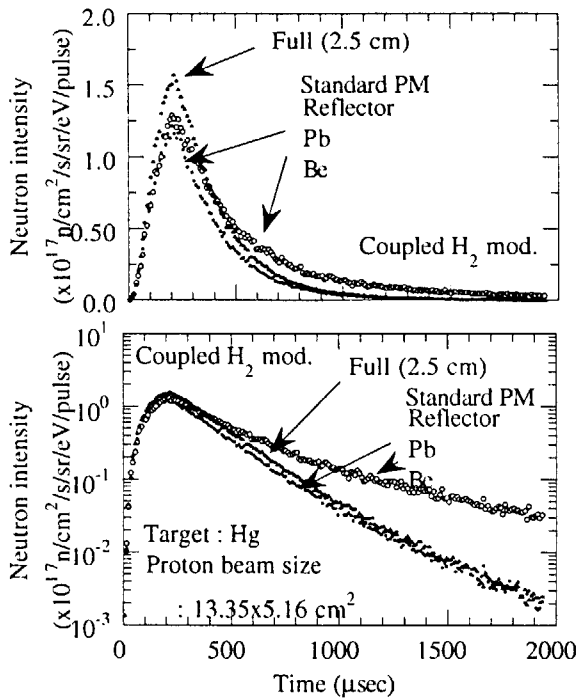


Fig. 8 Comparison of pulse shapes of cold neutrons from a coupled H₂ moderator in various case at 2.0-2.2 meV

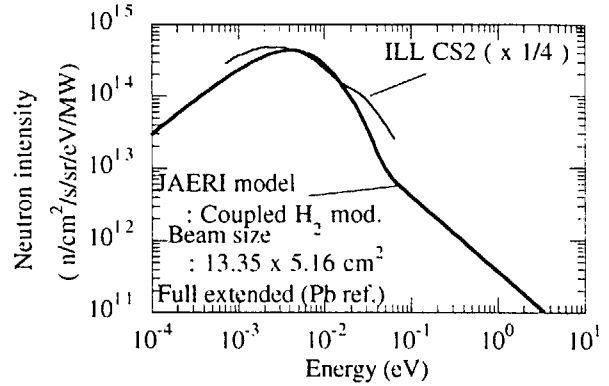


Fig. 9 Neutron spectral intensities from the moderator

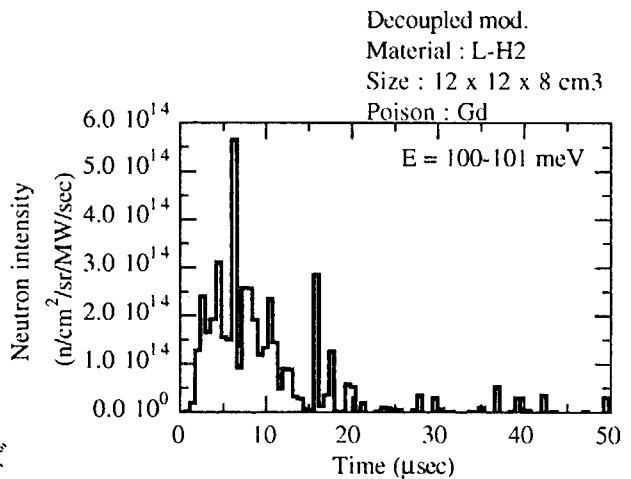


Fig. 10 Time distribution (unfocused) from decoupled moderator

軽減の観点から混合型モデレータ^{8,9)}(例えば固体メタン+液体水素)が検討されている。しかしながら、小さなペレットの制作やフローの問題等解決せねばならぬ工学的な問題が多い。一方液体水素は、前者と比較して工学的な取り扱いが容易であることや、20meV 位迄減速領域の鋭いパルスを作ることが出来るが、液体(固体)メタンや軽水に比べ水素密度が低いため、強度に弱点がある。ここでは、非結合型水素モデレータを高分解能熱中性子のモデレータの候補として、如何にしてより高い性能が得られるかに取り組んでいる。

このモデレータの使命は短パルス熱中性子であるため、計算機による最適化研究には次のような困難がある。まず、プレモデレータ付結合型液体水素モデレータの場合に比べ時間積分強度が著しく弱いこと、十分狭いエネルギーバンド幅の中性子のパルス時間分布を調べるには、一定の統計を得るのにさらに長い計算時間が必要なことが挙げられる。Fig. 10はこの種のモデレータ

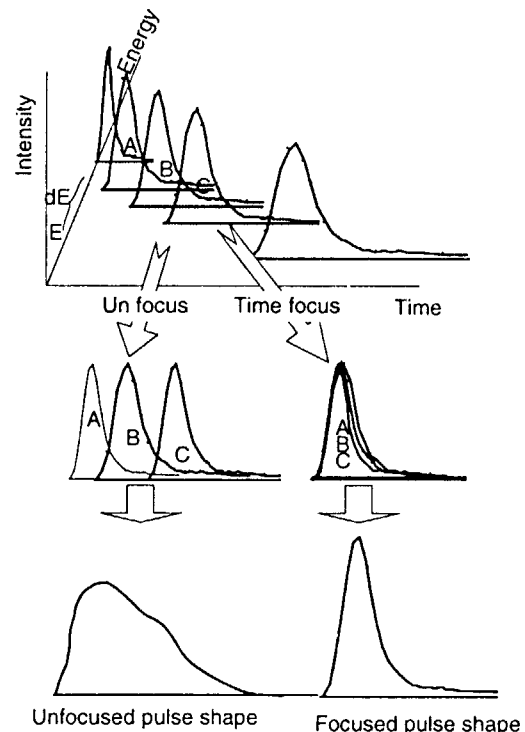


Fig. 11 Model of time focused pulse shape

の 100 meV (バンド幅 1%) でのパルスの時間分布で、計算時間は約 3 週間 (SUN Ultra Spark 167MHz) である。統計を上げるためにエネルギーバンド幅を増やすと、モデレータから 2 m 離れた点状検出器までの飛行時間に分散が生じ、観測される時間構造はぼけたものになってしまう。そこで新たに時間焦点法 (time focusing method) を導入し飛行時間によるぼけの影響を受けないようにした。この方法は実験ではよく用いられる方法で、広いバンド幅を採用しても最終的に求める物現量に支障がない場合に用いら

れる。これはエネルギー幅を十分狭く選び、それぞれのエネルギービンに入ってくる中性子の飛行時間スペクトルを別々に蓄積し、エネルギーが少しずつ異なるために生ずる飛行時間の違いをオフラインで補正した後、全バンド幅について積分する方法である (Fig. 11)。Fig. 12 は結合型・非結合型液体水素モデレータの低エネルギー (2.0 ~ 2.2 meV、バンド幅 10%) でのパルス特性を時間焦点法を用いた結果を比較したもので、歴然たる差が理解される。

このようにして出来るだけ広いエネルギーバンド幅をとり、時間焦点法により計算機実験の分解能を落とすことなく、必要な統計精度の基にパルス特性を検討出来る様になりつつあり、今後のモデレータ開発にとって非常に有効な手段であることを示すものである。

5. まとめ、

高性能中性子源を得るために、まず、そのコンセプト (ターゲット・モデレータ・反射体システム) を提唱した。中性子性能は材料や形状に大きく影響を受ける。その様な場で中性子性能を評価するのに最も有効な手段となるのがモンテカルロシミュレーションであり、その手法を用いて解析したところ、拡張型プレモデレータ (Full extended premoderator) を使用した場合にパルス特性を劣化させずに非常に高い冷中性子強度が得られることが示された。熱中性子モデレータの開発には、パルス特性の評価が重要となる。ところが現状の入手可能な計算機の計算速度では必要な統計精度を得るのに非常に多くの計算時間を必要とする。そこで、実験で良く用いられている手法である時間焦点法 (time focusing) を用いることによって、統計精度の改善が図られることが示された。これは、このモデレータの開発において非常に有効な手法であることを示唆するものである。

References

- 1). N. Watanabe and Y. Kiyanagi: Physica B 180 & 181 (1992) 893.
- 2) N. Watanabe, M. Teshigawara, K. Aizawa, J. Suzuki and Y. Oyama : "A target-moderator-

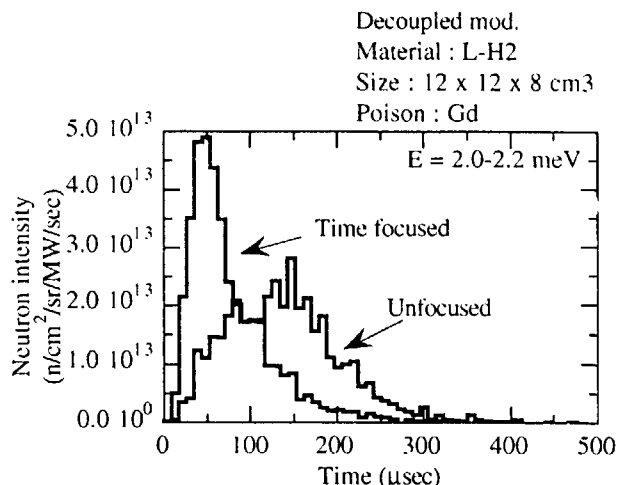


Fig. 12 Effect of time focusing of time distribution from decoupled moderator

- reflector concept of the JAERI 5 MW pulsed spallation neutron source”, JAERI-Tech 98-011 (1998)
- 3) P. D. Ferguson, G. J. Russel and E. J. Pitcher : “Reference moderator calculated performance for the LANCE Upgrade project”, Proc. 13th Meeting Int. Collaboration on Advanced Neutron Sources (PSI, Switzerland, Oct. 11-14, 1995) 510
 - 4) N. Watanabe, M. Teshigawara, H. Takada, H. Nakashima, Y. Oyama, T. Nagao, T. Kai, K. Kosako, R. Hino, S. Ishikura, and T. Aso: JAERI 5 MW Spallation Source Project, to be published in Proc. AccApp'98 (Gatlinburg, TN, USA, Sept.20-23, '98)
 - 5) N. Watanabe et al.:neutronic performance of cold moderators in JAERI 5 MW pulsed spallation source, to be published in Proc. Int. Workshop on Cold moderators for Pulsed Neutron Source (Argonne, Sept. 28-Oct. 2, 1997).
 - 6) N. Watanabe, M. Teshigawara, H. Takada, H. Nakashima, Y. Oyama, T. Nagao, T. Kai and K. Kosako: Towards a high efficiency pulsed cold neutron source, to be published in Proc. ICANS-XIV (Starved Rock Lodge, Utica, Illinois, June 14-19, 1998).
 - 7) P. Ageron, Nucl. Instr. and Meth. A284 (1989)197
 - 8). A. T. Lucas, G. S. Bauer and C. D. Sulfrège: A pelletized solid methane moderator for a short pulse neutron source, Proc. ICANS-XIII (PSI, Villigen, Switzerland, Oct. 11-14,1995) 644.
 - 9) Y. Ogawa, Y. Kiyonagi and N. Watanabe: Neutronic performance on a mixed moderator of polyethylene particles and liquid hydrogen, to be published in Proc. Int. Workshop on Cold Moderators for Pulsed Neutron Sources (Argonne, Sept. 28-Oct. 2, 1997)



2. 3 MCNP4B による摂動計算

山本俊弘・桜井淳

日本原子力研究所東海研究所燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室

E-mail yamamoto@melody.tokai.jaeri.go.jp

sakurai@melody.tokai.jaeri.go.jp

MCNP4B の摂動計算機能⁽¹⁾についての検証を行った。臨界実験では、燃料の周りに水反射体がない場合では検出器や周辺構造材の中性子の散乱による臨界性への影響が問題となる。日本原子力研究所の定常臨界実験装置 STACY の場合、周辺構造機器の影響は最大で約 $0.4\% \Delta k$ と見積もられている。これは周辺構造機器がある場合とない場合で MCNP により臨界計算を行い、実効増倍率の差をとったものである。この方法では精度のよい結果を得るには相当のヒストリー数を要する。JAERI-Review 98-010「原子力研究における MCNP の使用経験 (II)」⁽²⁾では幾つかのケースについて MCNP4B の摂動計算が妥当な結果を与える場合とそうでない場合について示した。一般的には、中性子束の分布を大きく乱すような摂動に対しては、MCNP の摂動計算機能はかなり精度の悪い結果を与えることが分かっている。ここでは周辺機器の反射の影響を評価する場合について MCNP4B の摂動計算の適用性を検討する。

Figure 1 に示すような断面が正方形で、一辺約 40cm の無限長の硝酸ウラン 315g/l の燃料の周りに、1cm 四方の鉄製の角柱を配置した場合としない場合で実効増倍率の差を MCNP4B と TWODANT を用いて解析した。燃料の周りは真空である。TWODANT は群数 22 群、S16、P1 で計算を行った。

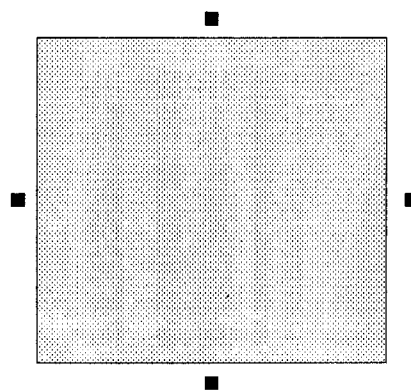


Fig.1 Calculation Model for MCNP4B and TWODANT

結果を Table 1 に示す。MCNP の摂動計算機能は TWODANT を 14% 過小評価しているが、モンテカルロ計算の実効増倍率の誤差を考慮すれば、絶対値としては十分な精度

で角柱の反射効果が求められているといえる。

Table 1 Calculated differences of k_{eff}

TWODANT	2.71×10^{-4}
MCNP4B	$2.33 \times 10^{-4} \pm 1.6 \times 10^{-5}$

次に、軽水臨界実験装置 TCA では、Fig.2 に示すような軽水減速の燃料棒（2.6wt.% UO_2 ）配列体系の中央部分にアルミニウム容器を挿入し、その中に中性子吸収体を含む水溶液を入れ、水に対する反応度を測定する実験を行っている⁽³⁾。この実験のうち、ボロンとガドリニウムを溶かした場合について MCNP4B の摂動計算機能を用いて解析した。溶かした吸収体濃度が最も低い場合を基準炉心とし、他の濃度を摂動体系とする。結果を Table 2, 3 に示す。

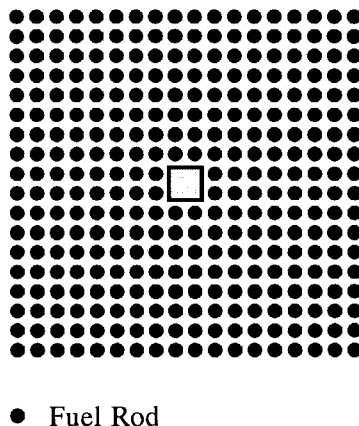


Fig.2 Experimental Configuration of TCA

Table 2 Calculated reactivity of MCNP4B and measured values (Boron)

ボロンの濃度($\mu g/l$)	反応度(MCNP4B)	反応度測定値
504 (基準体系)	—	—
0 (水)	59.2 ρ	79.1 ρ
1004	-44.2 ρ	-57.4 ρ
2070	-75.6 ρ	-139.4 ρ

Table 3 Calculated reactivity of MCNP4B and measured values (Gd)

Gd 濃度(μ g/l)	反応度(MCNP4B)	反応度測定値
50 (基準体系)	—	—
0 (水)	21.9	30.7
101	-19.7	-25.7
207	-55.8	-71.4
418	-103.9	-136.5
622	-123.7	-181.9
826	-116.3	-215.6
1040	-79.2	-241.8

Table 2, 3 に示すように MCNP4B の計算結果は測定値を過小評価しており、特に濃度が濃くなると過小評価の度合いが大きくなる。これは濃度が濃くなるほど中性子束の歪みが大きくなるからであろう。MCNP4B の摂動計算機能は、今回測定を行った濃度範囲では精度のよい結果を与えないことが分かった。

参考文献

- (1) Briesmeister, J.F., Ed. : MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4B, LA-12625-M (1997).
- (2) 桜井淳・山本俊弘(編) : 原子力研究における MCNP の使用経験 (II) - 分散低減法の検討 -, JAERI-Review 98-010 (1998).
- (3) Sakurai, K. et al., : Benchmark Model of Critical Experiment at TCA for Integral Evaluation of Fission Product Nuclide Cross Section, *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 34, No.2, p202 (1997).



2. 4 原研臨界安全研究室におけるモンテカルロ計算

桜井 淳・山本俊弘・三好慶典

燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室

日本原子力研究所

sakurai@melody.tokai.jaeri.go.jp yamamoto@melody.tokai.jaeri.go.jp

miyoshi@melody.tokai.jaeri.go.jp

日本原子力研究所臨界安全研究室では実に多様なモンテカルロ計算を実施しており、まだ国内の他の機関で手がけていない計算にも着手している。ここに全体の概要を紹介する。

1. TCA炉心の中性子増倍率の計算(MCNP-4B)

TCAは軽水型臨界実験装置である。タンクの中に設置された上部支持板と下部支持板で軽水炉燃料棒を固定し、実験目的の任意の炉心を構成できる。通常、タンクに供給する軽水水位を微調整して臨界を維持する。安全を維持するため、緊急排水・オーバーフローシステムと重力落下型安全板システムを備えている。これまでに正方配列炉心や非正方配列炉心、円環炉心、二領域分割炉心等が構成された。標準的な炉物理実験は加圧水型燃料集合体とまったく同一の燃料棒ピッチ・配列(17×17)で実施されている。

モンテカルロ法による中性子増倍率の計算では、数年前までは数万ないし数十万ヒストリーであったが、最近では数百万ないし数千万ヒストリーにもおよぶ。核データの信頼性が高くなったため、計算上の他の不確定要因が目立つようになってきた。桜井は同一炉心で疑似乱数を変えて100万ヒストリーで40ケース、1000万ヒストリーで10ケース計算し、それらを統計処理して信頼性を検討した。その結果、1000万ヒストリー以上で計算しなければ信頼性の高い結果はえられないことがわかった¹⁾。

JENDL-3.2を利用して計算すると、2.6%濃縮ウラン炉心のTCAでは中性子増倍率を0.2%過大評価する傾向がある。濃縮度が低いとあまり目立たないが、研究炉・試験炉の20%濃縮ウラン炉心では1%もの許容しがたい過大評価になっている。この問題がJENDL-3.3で解決することを期待する。

2. TCA炉心の固定線源問題の計算(MCNP-4B)

一般的な炉物理実験では熱・高速中性子束の空間分布を測定し、計算値と比較するが、反応度 ρ の計算精度をそれらの測定値と計算値の差と関連付けるようなことはなかった。内藤らはこの問題を理論化し²⁾、TCA炉心で実験的に実証した³⁾。内藤らはこの方法を「計算誤差間接推定法」と命名した。

固定線源問題の計算では数週間かけて中性子束の計算精度を1-2%にするように注意しているが、炉心の上下末端では数%になる場合もある。時間をかければすべての空間で1-2%にできるが、計算条件は全体の仕事の進捗状況で判断せざるをえない。「計算誤差間接推定法」においては中性子束の測定値と計算値の誤差まで考慮した取扱をしている。

なお「計算誤差間接推定法」は中性子束の空間分布だけでなく、パルス中性子法での即発中性子時間減衰定数 α 、指数実験の中性子空間減衰定数 γ 、Coherence法周波数分析による原子炉ノイズ実験の即発中性子時間減衰定数 $\alpha=2\pi f$ (ただし f は折れ点周波数)にも適用している。将来は臨界安全の分野だけでなく、自然科学の全分野に拡張したいと考えている。

3. TCA炉心のパルス中性子実験のシミュレーション計算(MCNP-4B)

TCA炉心ではさまざまな炉心でパルス中性子実験が実施された。その代表的なものは須崎の論文⁴⁾に記されている。「計算誤差間接推定法」の適用を図るため、モンテカルロ法によるシミュレーションを行っている³⁾。この計算も固定中性子源問題と同様、計算に時間がかかり、1%よりよい精度で α を求めようとすると、体系にもよるが、数週間にもおよぶ。 α を求めるとき、高次モードの影響を回避するなど、データ処理上の注意が必要である。

4. TCA炉心の原子炉ノイズ法実験のシミュレーション計算(MCNP-DSP)

MCNP-DSPはオークリッジ国立研究所で開発された計算コードである。現在のところ未公開である。DSPはDriven Source Powerの略である。臨界安全研究室では研究目的上、開発者の許可をえて利用させてもらっている。これまでにTCA炉心で実施されたMihalcz法周波数分析やCoherence法周波数分析のシミュレーションを実施した⁵⁾。

この計算も固定中性子源問題と同様、計算に時間がかかり、1%よりよい精度で折れ点周波数 f を求めようとすると、体系にもよるが、数週間にもおよぶ。Coherence法周波数分析のシミュレーションで求めた $\alpha=2\pi f$ から評価した反応度と指数実験およびモンテカルロ法での固有値問題から評価したそれらと比較したが、臨界近傍でそれらはよく一致した。今後は未臨界度の深い体系での実験および計算を計画している。

5. STACY炉心の中性子増倍率の計算(MCNP-4B)

STACYは溶液体系の臨界実験装置である。溶液レベルを微調整して臨界を維持する。中性子増倍率の計算は先に記したTCA炉心の計算条件と同様である⁶⁾。

6. STACY炉心のパルス中性子実験のシミュレーション計算(MCNP-4A、-4B)

この計算も先に記したTCA炉心の計算条件と同様である。中性子源は実験時のパルスサトロン位置とは異なり、燃料中央部で中性子を発生させた。この中性子のエネルギーは、発生後核分裂を引き起こすエネルギーでさえあれば何でも構わない。STACYでのシミュレーションでは1eVとしている。パルス発生後のTallyは炉心燃料部全体の全エネルギーの中性子をTrack Length Estimatorで記録している。燃料部全体で検出しているために検出領域が非常に大きく、計算上の検出効率が非常に高い。また、パルス発生位置と検出領域とが対称の位置関係にあるため非対称の高次モードが除去できる利点がある。

7. STACY炉心の原子炉ノイズ実験のシミュレーション計算(MCNP-DSP)

STACYでは動特性パラメータ β_{eff}/l の評価に周波数解析手法を用いた炉雑音実験を行ってきた。STACYではこれ以外にFeynman- α 、Rossi- α 法による α の測定が行われている。周波数解析法ではMCNP-DSPを用いた解析を実施しており、6節のパルス中性子法で求めた α の値とよく一致した結果を得ている。Feynman- α 、Rossi- α 法についてのMCNP-DSPでの解析はこれからの課題である。

8. STACY炉心の中性子ドシメトリーの計算(MCNP-4B)

(中性子・光子スペクトルおよび中性子反応率計算)

STACY炉心の中性子ドシメトリーのためにSTACY炉心タンク外表面の中性子・ガンマ線スペクトルおよび中性子反応率の計算をしている。計算では各エネルギービンの精度を数%以下にしている。

9. TCAおよびTRACY炉心の固有値及び固定線源問題の計算(MVP、中島氏担当)

TCA炉心の固有値問題および固定線源問題にMVPも利用された⁷⁾。今後、TRACY炉心の炉物理計算にも利用される予定である。

参考文献

- 1) 桜井・山本、連続エネルギーモンテカルロコードMCNP-4Bで計算した中性子増倍率の疑似乱数依存性、日本原子力学会誌(投稿中)
- 2) T.Yamamoto, K.Sakurai, T.Arakawa and Y.Naito, Accurate Estimation of Subcriticality Using Indirect Bias Estimation Method(I), J.Nucl.Sci.Technol., Vol.34, No.5, pp.454-460(1997)
- 3) K.Sakurai, T.Yamamoto, T.Arakawa and Y.Naito, Accurate Estimation of Subcriticality Using Indirect Bias Estimation Method(II), J.Nucl.Sci.Technol., Vol.34, No.6, pp.544-550(1997)
- 4) T.Suzaki, Subcriticality Determination of Low-enriched UO_2 Lattices In Water by Exponential Experiment, J.Nucl.Sci.Technol., Vol.28, No.12, pp.1067-1077(1991)
- 5) 山本・桜井・外池・三好、軽水臨界実験装置TCAに対する原子炉雑音実験のシミュレーション、第一回モンテカルロシミュレーション研究会報文集(1999)
- 6) Y.Miyoshi, et al., Critical Experiments on 10% enriched Uranyl Nitrate Solution Using a 60-cm-Diameter Cylindrical Core, Nucl.Technol., Vol.118, pp.69-82(1997)
- 6) 中島健、臨界実験装置による軽水減速燃料格子の核特性研究、北海道大学学位論文(1997)



2.5 SPring-8 で発生する制動放射線のモンテカルロシミュレーション

日本原子力研究所関西研究所放射光利用研究部 浅野芳裕

1. 緒言

1988年に理化学研究所と日本原子力研究所とで共同チームが結成されて以来、大型放射光施設 SPring-8 の建設が進められ、1997年10月に放射光ビームラインが予定どおり共用開始、現在まで順調に運転がなされている。この間、線形加速器、ブースターシンクロトロンおよび蓄積リングやその付属施設の遮蔽安全設計・評価が進められてきた。また、放射光ビームラインについても加速器本体と並行して遮蔽設計・安全評価が実施されている。ビームラインについては今後も引き続き建設が予定されており、現在、なお設計・評価を継続中である。

ESRFやAPSと並んで第3世代大型放射光施設である SPring-8 は周長が1.5 kmにもおよぶ蓄積リングを中核として、入射器系の線形加速器およびブースターシンクロトロンから構成される巨大な電子・陽電子加速器システムである。線形加速器は全長140 mであり、電子で1.2 GeV、陽電子0.9 GeV まで加速可能である。その最大尖頭電流は電子で100 mA、陽電子で10 mA、繰り返し周波数は60 Hz、パルス幅は1-2 μ 秒の性能を有する。線形加速器で所定のエネルギーまで加速された電子・陽電子は周長396 mのブースターシンクロトロンに入射され、8 GeVまで加速された後、蓄積リングに入射される。蓄積リングは、その最大蓄積電流が100 mAの性能を有する低エミッタンス (5.5 nm \cdot rad) が特徴の加速器である。蓄積電子の寿命は10時間以上と評価されており、遮蔽設計上は安全側に10時間の寿命を仮定している。また、この蓄積リングには、23本の偏向電磁石ビームライン、38本の挿入装置ビームライン (そのうちの4本は長直線部) が設置できるよう設計されている。ここで得られる放射光ビームは、蓄積電子ビームが低エミッタンスでもあることから、未だかつて存在しなかった程の高輝度、高強度ビームであり、かつ高エネルギー成分が多いという特徴を有する。

このように SPring-8 は、放射光専用施設では蓄積電子エネルギーが8 GeV と世界最大であり、かつ放射光施設として最適化されているため、既設の施設と比較して数多くの特徴を持っている電子加速器である。また、レーザー電子光ビームラインのように数 GeV のエネルギーを持つ光子を多量に発生させるビームラインの建設も進められている。したがって解析対象とされる放射線は数 keV のエネルギーを持つ大強度の放射光から、8 GeV までのエネルギーを持つ電子や光子であり、かつ指向性の強い性質をもつ。また、光核反応によって生成される光中性子も重要な解析対象である。

現在までに、放射光から光核反応中性子の挙動まで一貫して解析できるコードは無い。また、放射光ビームラインのように光学素子のような各構成要素が複雑な構造物である場合が多く、すべての形状を入力して解析することは不可能に近い。そこで、いままで得られている知見や実験式、経験式等を用いて解析を行い、特に必要と思われる個所について

シミュレーション計算を実施している。特に放射線源としては、放射光の他に(1) SPring-8のビームラインでは特に重要となる蓄積リング内の残留ガスと蓄積電子との相互作用によって発生するガス制動放射線や、(2) 逆コンプトン散乱によるレーザー電子光など高エネルギー光子の挙動および(3) 光核反応中性子をシミュレーション計算の対象としている。また、大型放射光施設特有の問題として挙げられる放射光の床散乱による漏洩線量の解析(グランドシャイン)についても行っている⁽¹⁾。

2. ガス制動放射線

第3世代放射光施設以降、ビームラインの光源としてアンジュレーターやウィグラーなどの挿入装置光源が多く用いられるようになってきている。また、ESRFやAPS、SPring-8等の大型施設では分光器などの光学素子が蓄積リング遮蔽壁の外に設置されるのが普通である。このことは蓄積リングの直線部の延長線上にビームラインが設置されることを意味することになり、必然的に蓄積リング内に残留しているガスと蓄積電子との相互作用によって発生する制動放射線がビームラインに混入してくることを意味している。SPring-8の場合、このガス制動放射線のエネルギーは8 GeVまで分布しており、また、蓄積リングの直線部が19 mにもなるため、強度も強いことが予想される。

ガス制動放射線をシミュレーション計算する場合の前提条件である蓄積リング内真空度は通常、設計値である133 nPa (10^{-9} Torr)を下回ることではない。この極低濃度の残留ガスをそのままシミュレーションすることは実際的ではなく、通常大気圧程度の圧力を仮定し、計算を実行する。得られた結果を133 nPaの真空度状態に外挿することによって施設設計上のガス制動放射線の強度、スペクトル、発散角等を評価している。この時の計算条件は非常に希薄なガスと高速電子との相互作用を想定するので、(1) 想定している空間内で電子とガスとは1回相互作用のみ発生する、かつ(2) 入射電子の相互作用密度が計算領域内で均一、と見なせることが必要である。

図2. 05-1に制動放射線のエネルギースペクトルを電磁カスケードモンテカルロコードEGS4⁽²⁾で計算した結果を示す。この時、ガスとして空気1気圧を想定し、1 mの距離を8 GeVの電子が走行するとした。また、荷電粒子輸送計算時におけるカットオフエネルギー、AEを10 keVとした。図に示されているINT1、INT2、INT3-INT5は各々相互作用領域内で電子とガスとの許容相互作用回数を表わす。図から明らかのように、空気1気圧で1 mの相互作用領域を想定したときには、相互作用一回で発生する制動放射線は相互作用3回以上で発生する制動放射線量のおよそ60%程度である。この原因は、本計算条件下ではメラー散乱が大量に発生し、相互作用のほとんどを占めているため本来発生すべき制動放射線が抑制されるためである。実際にメラー散乱を抑えるためAE値を10 MeVに設定して同様の計算をおこなう(メラー散乱の閾値エネルギーは2AE-電子の静止質量エネルギー、で表わされる)と上記の差は無視できるほど小さくなる。

ガス制動放射線の挙動を解析する上でもう1つの重要な項目は、発生した制動放射線の放出角分布である。ガス制動放射線のような指向性の強いペンシルビーム状の放射線の場合、ガス制動放射線の放出角分布は遮蔽や放射線防護上重要なエネルギー付与分布、また後程述べる光中性子発生分布に大きく影響を与える。

ガス制動放射線の放出角分布は蓄積電子エネルギーに大きく依存する。図2.05-2に蓄積電子エネルギーの違いによるガス制動放射線の放出角分布依存性のシミュレーション結果を示す。図に示されているように蓄積電子エネルギーが8 GeVであるSPring-8の場合、その大半が0.1 mradianの放出角内であり、放出点より100mの地点でのビームの拡がり半径は1cmに満たない。また、EGS4などの電磁カスケードモンテカルロ計算コードでは電子(陽電子)の輸送に連続減速モデルとメラエー散乱(パーバー散乱)などを組み合わせて用いている。したがって、厚いガス層を電子が走行するようなモデルを想定してガス制動放射線をシミュレーションする場合、AE値を大きくしただけでは放出角分布を正確にシミュレーションできないことがある。一般的な目安として、想定する直線部の長さが10mを超えるときには1気圧の代わりに0.1気圧で計算するように指示がなされている⁽³⁾が必ずしも正確ではない。

3. レーザー電子光ビームライン

SPring-8では放射光ビームラインの他に、逆コンプトン散乱を利用したレーザー電子光ビームラインが大阪大学核物理研究センターを中心に高輝度光科学研究センターや原研の協力のもと、建設されている⁽⁴⁾。これは、SPring-8の8 GeV蓄積電子ビームにレーザー光を正面衝突させることによって、数GeVのエネルギーを持つ偏極した光子を得るためのもので核物理、素粒子物理研究に共用される。図2.05-3にレーザー電子光発生装置の全体概念図を示す。計画では200nmの波長を持つUVレーザーを作用領域である蓄積リング直線部にミラーを介して導入する。この作用領域で8 GeV電子ビームにレーザー光を正面衝突させると、光子は後方にコンプトン散乱される。散乱の際にレーザー光は電子からエネルギーを受け取り、高エネルギー光子(ガンマ線)に変換される。この変換された高エネルギー光子(ガンマ線)をレーザー電子光と呼ぶ。入射レーザー光のエネルギーとレーザー電子光の生成断面積の関係を図2.05-4に示す。図に示されているように、得られるレーザー電子光はUVレーザーを用いた場合、約3.5 GeVまでのエネルギーを持ち、そのフラックスはエネルギーにあまり依存しないで大略一定の平坦な構造をもつ。レーザー電子光は散乱された蓄積電子の位置をタギングすることによりエネルギー弁別される。計画ではレーザー電子光の強度はガス制動放射線の 10^3 倍にも及ぶ。

上記に示した非常に高エネルギーで大強度のレーザー電子光が放射光実験ホールに導かれる。また、このレーザー電子光ビームラインに割り当てられた空間は、放射光ビームラインに囲まれた狭い領域である。したがって遮蔽は効率的に行わなければならない。その

ために出来るだけ局所遮蔽を用いることとなる。特にターゲット周りについては局所遮蔽を効率的に配置することが必要となるため、遮蔽設計にも細心の注意が必要となる。遮蔽設計には半経験式である Jenkins の式⁽⁵⁾を概念設計に用い、詳細設計には電磁カスケードモンテカルロコードEGS4を用いてシミュレーション計算を実施している。次項で述べる光核反応中性子についても同様にモンテカルロ計算を実施し、効率的な遮蔽を心がけている。

4. 光核反応中性子

約10MeV以上の光子が厚いターゲットに当たった場合、巨大共鳴吸収や、準重陽子生成、 π 中間子生成などの光核反応を通して中性子が発生する。SPRING-8のような第3世代大型放射光施設の挿入装置光源ビームラインに混入してくるガス制動放射線やレーザー電子光のような高エネルギーで大強度の光子ビームの場合、この光中性子の挙動を解析することはきわめて重要であり、安全対策上も検討・評価しなければならない項目の1つである。

光中性子を求める場合、通常次の方法を採用している。まず、ターゲット内で走行する光子のTrack-Length Distributionを求め、次に求めたTrack-Length Distributionに光中性子生成断面積を乗ずる。ここでTrack-Length Distributionを求めるのに電磁カスケードモンテカルロコードEGS4を用い、光中性子生成断面積にはMCPHOTO⁽⁶⁾+PICA⁽⁷⁾コードにより作成されたライブラリーを用いている。例としてガス制動放射線が鉛の厚いターゲットに入射したときのTrack-Length Distributionの計算結果を図2.05-5に示す。また、そのときの中性子発生量分布を図2.05-6に示す。

得られた光中性子に対する遮蔽・安全解析にはモンテカルロコードMCNP4b⁽⁸⁾を用いている。このとき問題となるのは、発生した中性子の角度分布であり、現状では発生した中性子の放出角度分布まで考慮された光中性子2重微分断面積は無い。そこで第1近似として、すべて等方に放出されると仮定して計算を行い、準重陽子生成や π 中間子生成などで発生する高エネルギー中性子に対して、前方方向に適当に重み付けを行い確認計算を実施している。

5. 放射光

第3世代放射光施設では光源として挿入装置を用いることが多い。このアンジュレーターやウィグラーなどの挿入光源から発生する放射光スペクトルは非常に複雑である。特にアンジュレーターから放出されるコヒーレント光はいくつもの鋭いピークを持った特徴のある光源である。図2.05-7に代表的な放射光スペクトルを示す。現在、この波の性質を解析して光源のスペクトルから光子の輸送解析まで一貫して計算できるモンテカルロコードは無い。そこで、STAC8⁽⁹⁾のような放射光が計算できるコードで得られたスペクトルを用いて、ITS3.0⁽¹⁰⁾やEGS4等のモンテカルロコードで光子輸送計算を

行っている。ただし、放射光は低エネルギーで大強度の放射線であり、目的とする評価量は極めて少ない量である。たとえば漏洩線量を評価する場合、光源の出力は数 10 kW であり、評価量は $\mu\text{Sv/h}$ のレベルであるのでその間には大きな減衰が存在し、計算に大変な労力と時間が必要となる。

6. まとめ

大型放射光施設 S P r i n g - 8 において実施されている制動放射線のシミュレーションに関して、放射線安全上の特徴的な事柄を中心に概要を述べた。今後もさらにいくつかの特殊なビームラインやライナック、シンクロトロンなどの入射器将来利用計画もあり、シミュレーション計算を続ける必要がある。また、種々のベンチマーク実験も計画されている。

最後に今後の課題・問題点として

- (1) 放射光遮蔽のような、低エネルギー光子の非常に大きな減衰を伴う光子輸送問題における分散低減化
 - (2) コヒーレント光などの波の性質のシミュレーション計算への取入れ
 - (3) 光中性子生成における 2 重微分断面積ライブラリーの整備
- などが考えられる。

参考文献

- (1) 浅野芳裕 ; JAERI-research 97-058 (1997)
- (2) W.R.Nelson et al., SLAC-265 (1985)
- (3) A.Ferrari et al., Nucl. Instrum. & Methods in Phys. Research B83 (1993)
- (4) Y.Ohashi et al., SPring8 Annual Report 1997 p.172 (1998)
- (5) T.M.Jenkins, Nucl. Instrum. & Methods in Phys. Research 159 (1979)
- (6) N.Kishida, BNL 598 (1992)
- (7) T.A.Gabriel et al., ORNL CCC160 (1972)
- (8) J.s.hendricks et al., ORNL RSIC CCC-660 (1997)
- (9) Y.Asano et al., Radiation Phys. & Chem.44 (1994)
- (10) J.A.halbleib et al., SAND91-1631 (1992)

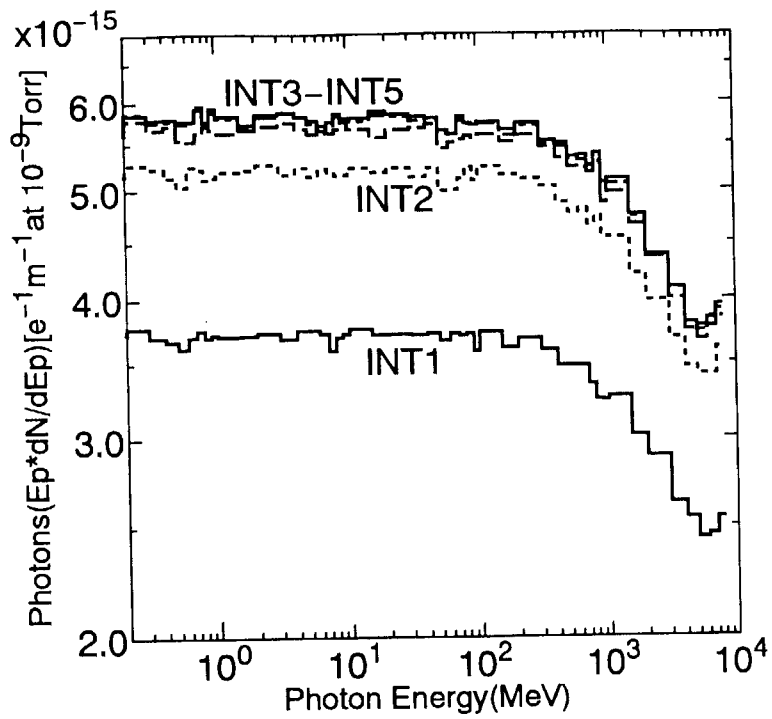


図2. 05-1 空気層0.1205 g/cm²を8 GeV電子が通過したときに発生するガス制動放射線量（縦軸は走行距離1 m、気圧10⁻⁹Torrに規格化。INT1；相互作用1回、INT2；相互作用2回；INT3-5；相互作用3-5回）

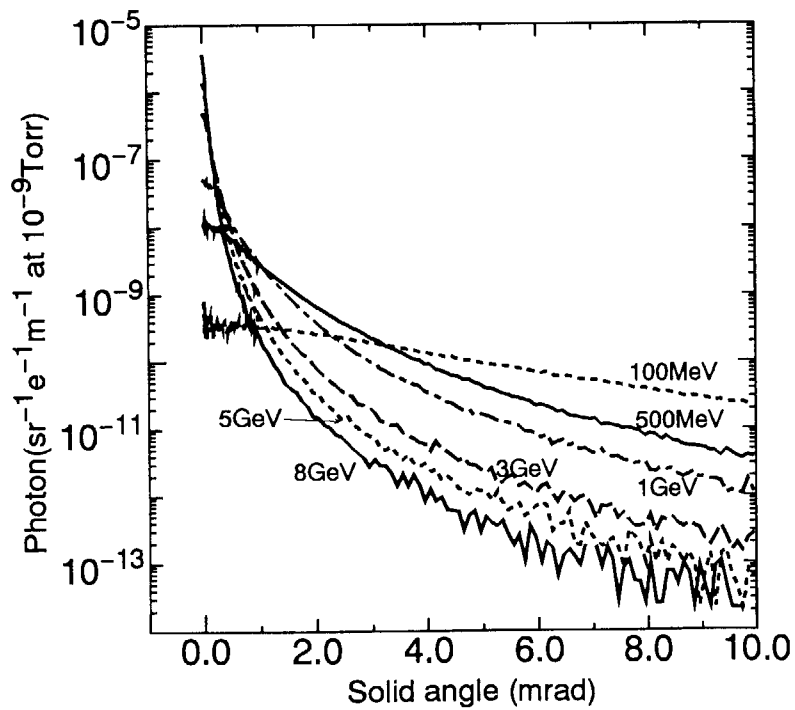


図2. 05-2 蓄積電子のエネルギーによるガス制動放射線放出角依存性

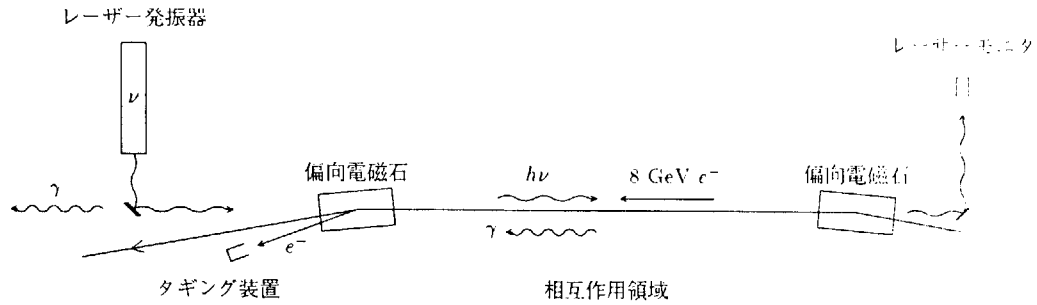


図2. 05-3 レーザー電子光発生装置概念図 (レーザー電子光のエネルギー分解能を上げるために散乱電子をタグする)

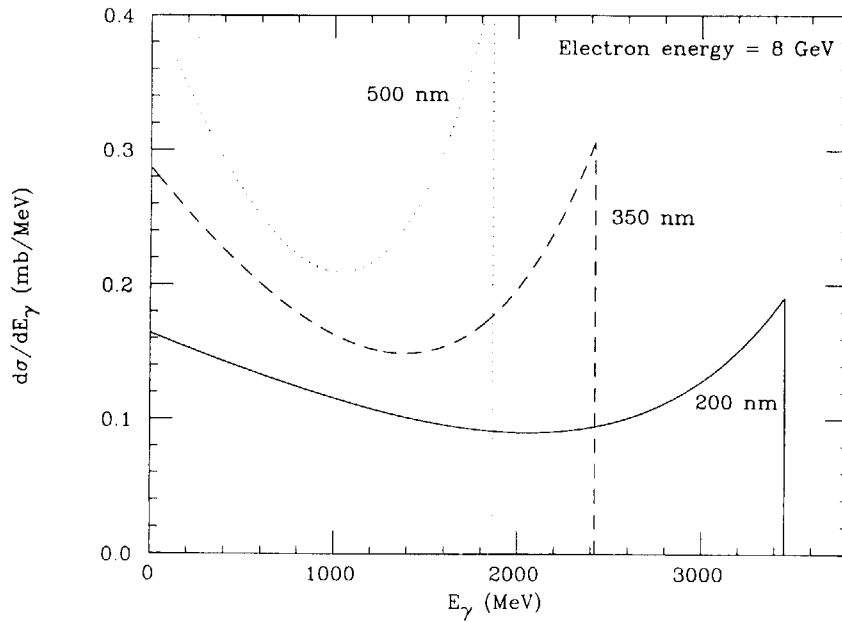


図2. 05-4 生成光子のエネルギーに対するコンプトン散乱微分断面積 (図中の数字は使用レーザーの波長を表す)

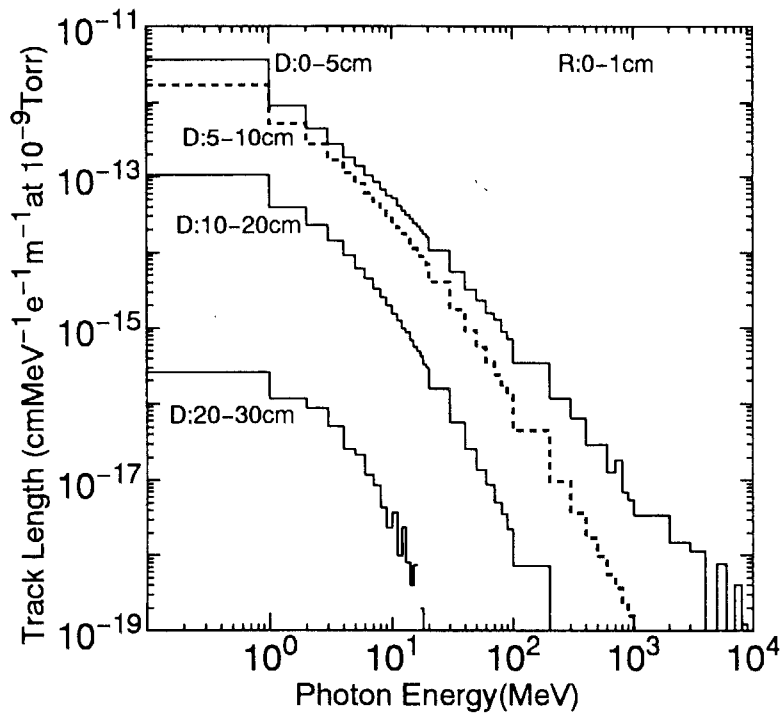


図2. 05-5 鉛ターゲットに入射したガス制動放射線のターゲット中、半径1cm内での光子飛跡分布 (Dはターゲットの深さを表す)

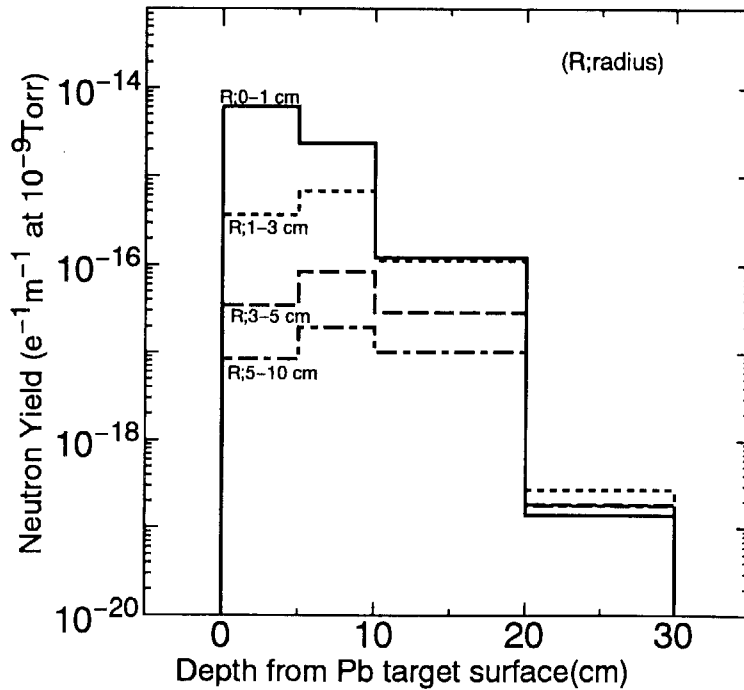


図2. 05-6 ガス制動放射線によって発生する光中性子分布 (Rはターゲット内の半径を示す)

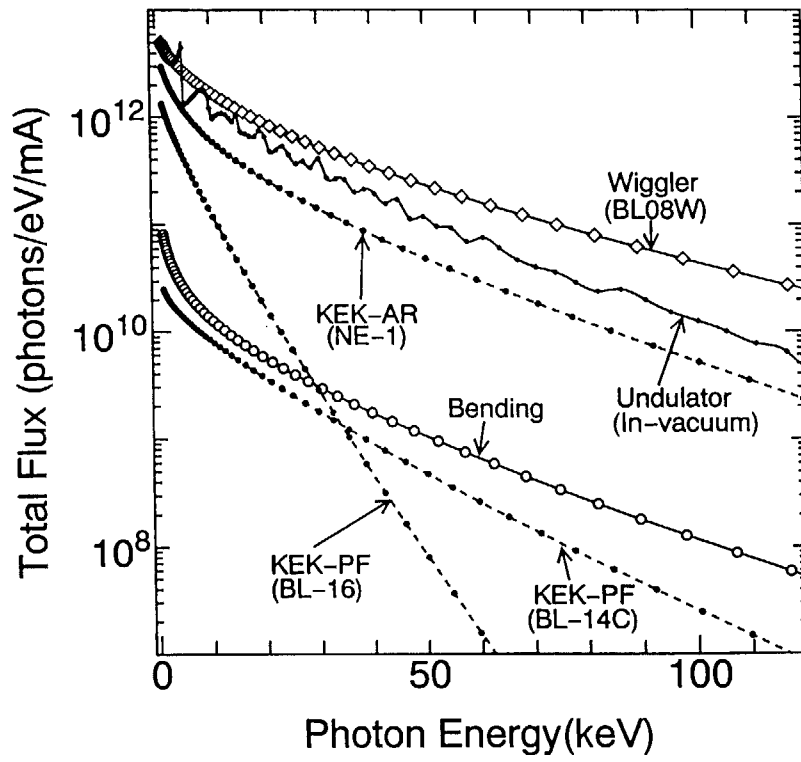


図2. 05-7 代表的な放射光源スペクトル (PF ; K E K フォトンファクトリー)

2.6 MCNP用断面積自動作成システムの整備

前川 藤夫

日本原子力研究所 東海研究所
物質科学研究部 核融合強力中性子源研究室
E-mail: fujio@fnshp.tokai.jaeri.go.jp

桜井 淳

日本原子力研究所 東海研究所 安全性試験研究センター
E-mail: sakurai@melody.tokai.jaeri.go.jp

(1) 背景及び経緯

原研の核データセンターが中心となり、シグマ研究委員会の活動として日本独自の評価済み核データファイル JENDL (Japanese Evaluated Nuclear Data Library)¹⁾の作成が進められてきた。JENDLには原子力全般の核計算を行うために必要な各種の断面積データが含まれており、現在広く利用されている。一方、米国のロスアラモス国立研究所(以下、LANLと略す)ではモンテカルロ法に基づく連続エネルギー輸送計算コードMCNP²⁾の開発を行っている。このMCNPコードによりJENDLの核データを用いて輸送計算を行うには、やはりLANLで開発されているNJOYコード³⁾によりACE形式と呼ばれるMCNP用断面積ライブラリにデータを変換しなければならない。

JENDLの最新バージョンはJENDL-3.2¹⁾であり、これに基づくMCNP用断面積ライブラリ“FSXLIB-J3R2”⁴⁾は以前に作成されていて、現在広く使われている。このライブラリでは室温(300度K)の温度条件の下で断面積の共鳴のドップラー処理が行われているため、原則として室温近傍の体系の計算にしか使えない。しかし一部のユーザーから、室温以外の高温、例えば600度Kや900度Kの温度の体系の計算を行いたいという要望が出された。この要望に対処するため、原子力コード評価専門部会の下に「MCNP高温ライブラリ作成ワーキンググループ」が設立され、平成10年度から活動を開始した。ワーキンググループでは平成10年内に3回の会合を開き、ライブラリ作成の進め方について討議した。初めに、作成する高温ライブラリの主な仕様として、以下の項目を設定した。

- (a) 近い将来に公開されるJENDL-3.3に基づくライブラリを作成する。
- (b) 平成10年春に実施された高温ライブラリ用核種・温度に関するアンケート結果に基づいてライブラリに含める核種及び温度を決定する。

一方、原研の計算科学推進センターから、平成10年度に限りライブラリ作成に対して支援が行われることとなった。ここで、上記の2つの仕様を満たすライブラリを作成することに関し、いくつかの困難が生じた。まず、JENDL-3.3の公開は2000年とされており、計算科学推進センターの支援がある平成10年度内には利用できないため、仕様(a)を満たせない。また、仕様(b)により必要な核種及び温度を選択してライブラリを作成した場合、それ以外の核種や温度による計算をユーザーが希望した場合に対処できない。

そこで、上記の仕様(a)、(b)に基づく高温ライブラリを作成する代わりに、ユーザーが任意の温度で任意の核種を選択して簡易にMCNP用断面積ライブラリを作成できるシステム「MCNP用断面積自動作成システム」を整備するに至った。

JENDL-3.2には340核種に対して断面積データが与えられており、仮にこの340核種すべてをNJOYコードで処理するとなると、340個の入力データを作成し、340回NJOYを実行し、340個の出力結果をまとめなければならず、多大な労力を必要とする。また、米国で開発されているNJOYコードは米国産の評価済み核データファイルはほぼ問題なく処理できるが、日本のJENDLの中にはいくつか処理を行えないデータが存在する。そこで本システムは、最小限の労力で、既存のJENDL-3.2のデータすべてを問題なく処理して、1つのMCNPライブラリとしてまとめあげることが出来るものとした。このシステムにより、高温ライブラリを必要とするユーザーは、必要な任意の温度において任意の核種を含むJENDL-3.2に基づくMCNP用断面積ライブラリを容易に作成できることになる。

(2) MCNP用断面積自動作成システム

MCNP用断面積作成編集システム“autonj”の構成図を図1に示す。図1では、実行モジュール部を太線の四角で、データとファイルを角の丸い四角で表してある。このシステムは以下の5つの実行モジュール(FORTRANプログラム)から成り、Cシェルスクリプトで記述されている。

(a) 核データファイル中の核種識別モジュール [MATLIST]

ユーザーにより指定された核データファイル中の核種のMAT番号とファイル名のリストテーブルを作成する。このリストに従ってNJOY97の核種ループが回る。

(b) NJOY97入力データ作成モジュール [NJ-INP]

ユーザーの指定した処理条件でACE形式断面積ファイルを作成するためのNJOY97入力データを核種毎に作成する。

(c) NJOY97モジュール [NJOY97]

NJOYコードを実行し、核種ごとに検索ファイルxsdirとtype-1形式のACE形式断面積ファイルを作成する。使用したNJOYコードのバージョンは1998年11月23日にLANL/T-2のWWWホームページ上で公開されたNJOY 97.45である。

(d) type-1形式編集モジュール [MKXSDIR]

核種毎に作成された検索ファイルxmdirとACE形式断面積ファイル (type-1形式) からそれらをまとめたtype-1形式のMCNP用断面積ライブラリーを作成する。

(e) MAKXSFモジュール [MAKXSF]

ユーザーがライブラリーの形式としてtype-2を指定した場合に、type-1形式のライブラリーをtype-2形式に変換する。

バイナリデータであるtype-2形式MCNPライブラリーを除き、図1中のファイルはすべてテキストデータである。

autonjシステムでMCNP用ライブラリーを作成するために必要な入力データは以下のとおりである。(なお、本稿執筆段階において本システムは未完成であるため、完成版では多少の変更があり得る。)

- (a) 実行する計算機環境・・・HPとSUNの2種類
- (b) 処理条件入力データの入力形式・・・会話形式とファイル形式
- (c) NJOY97出力リストファイルの保存・・・保存と保存せず
- (d) 処理を行う核データファイルの計算機上のファイル名・・・複数のファイルが指定可能で、ディレクトリ名も指定できる (ディレクトリ名の場合、その中の全ファイルが処理対象となる)
- (e) 処理を行う核種の物質番号 (MAT番号)・・・複数のMAT番号が指定可能で、指定無しの場合は(d)で指定したファイル中の全核種が対象となる
- (f) 断面積処理温度・・・Kと℃ {暗黙値= 293 K @ 20℃}
- (g) ライブラリー識別番号・・・ZAIDのid番号で、2桁の整数 {暗黙値=38}
- (h) ライブラリー共通タイトル・・・最大62文字の任意の文字列
{暗黙値='jendl-3.2 with njoy97'}
- (i) 作成するMCNP用断面積ライブラリーの形式・・・type-1, type-2, type-1&type-2 から選択 {暗黙値=type-2}
- (j) 作成するMCNP用断面積ライブラリー名・・・最大7文字の任意な名称 {暗黙値='fsxlb32'}
- (k) 作成するMCNP用断面積ライブラリーの検索ファイル名・・・任意な名称 {暗黙値='xmdir.fsxlb321' ; 下線部は(i)の形式と(j)の名称に依存}

処理条件入力データファイルに含まれるのは、上記の(d)～(h)である。それ以外は、会話形式でデータを入力する必要がある。図2に、autonjの実行例を示す。

(3) ベンチマーク計算

今回整備したMCNP用断面積自動作成システムにより作成したJENDL-3.2に基づくMCNP用ライブラリが正常に動作し、また正しい結果を与えるかどうかを確認するため、ベンチマーク計算を実施した。ベンチマーク問題として、核分裂や核融合の分野から5題を選定した。これらの問題につき、以前に作成されたJENDL-3.2に基づくライブラリFSXLIB-J3R2及び今回同じくJENDL-3.2から作成したライブラリを用い、ライブラリの違い以外は全く同一のMCNPの入力データを用いて計算を行い、両者を比較した。

その結果、核分裂炉の臨界計算では、モンテカルロ計算の統計誤差を考慮すればお互いに一致する実効増倍率を得た。図3、4には核融合炉のためのベンチマーク実験⁵⁻⁷⁾の解析例を2つ示す。これらはそれぞれ中性子及びγ線スペクトルであるが、どちらの場合も2つの計算結果は見分けがつかないほどに良く一致している。以上のベンチマーク計算から、今回作成したシステムにより作成したライブラリが正常であることを確認した。

(4) 将来計画

本システムは、平成11年1月末に完成予定である。その後、いくつかの典型的な温度点において実際に高温ライブラリを作成し、これらを原研の登録プログラムとして外部に公開する予定である。また、計算科学推進センターの協力を得て、同センターの計算機上でも本システム及び作成した高温ライブラリを利用可能にする予定である。平成11年度には、これらの作業を包括したレポートを作成する予定である。

(5) 謝 辞

本システムを作成するにあたり様々な議論をしていただき、また貴重なご意見をいただいた原子力コード評価専門部会、MCNP高温ライブラリ作成ワーキンググループのメンバーの方々に感謝いたします。本システム作成にあたり多大なご支援をいただいた計算科学推進センター情報システム管理課の藤井実課長に感謝いたします。

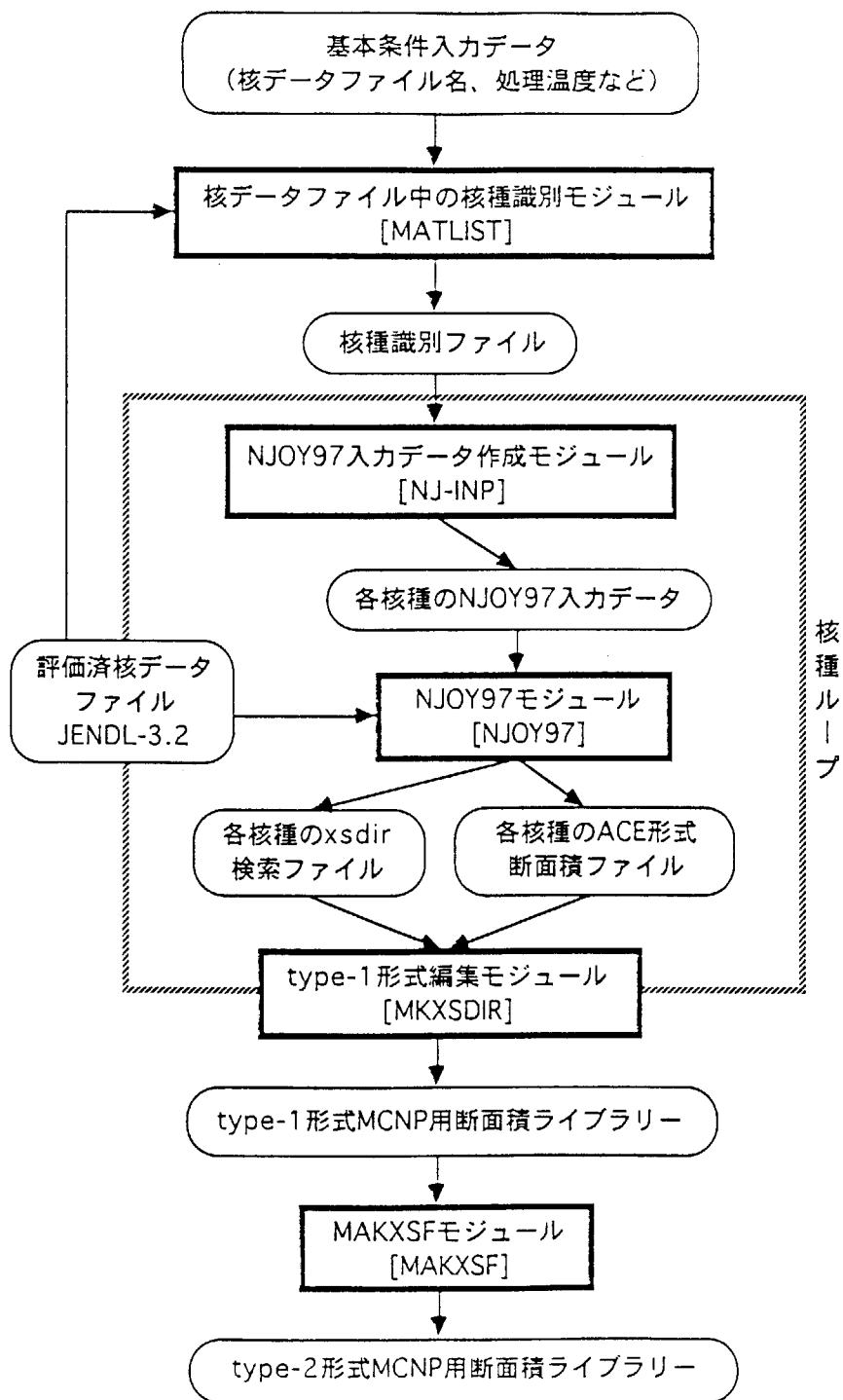


図1 MCNP用断面積自動作成システムの構成図.

```

$ autonj.sh

::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::
autonj ..... automatic production system of a mcnp cross section
                library from JENDL by the NJOY97 code.
::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::::

Please select your computer environment.
  HP = HP9000-series, HP-C-series
  SUN = Sun SparcStation4/5
=====> HP

Please select an input mode.
  0 = input from a file.
  1 = interactive input on this terminal.
=====> 1

Please select one of options for disk space (or producing files).
  0 = minimum disk size (mcnp library)
  1 = medium disk size (mcnp library and output list)
  2 = maximum disk size (library, list and ace file)
(maximum size is about 1.4 GB for JENDL-3.2.)
(If blank, default size is minimum.)
=====> 0

Please enter the path name where JENDL file are located.
(When you finish entering all file names, please enter a blank.)
(If a directory name is given, all files in the directory are
 processed. Only one directory name is allowed. The last
 character must not be a slash (/).)
=====> J3R2
      list of files in the directory above
      J3R2/j32f6301
      J3R2/j32f6302
      J3R2/j32f6303
      J3R2/j32f6304
      J3R2/j32f6305
      J3R2/j32f6306
      J3R2/j32f6307
      J3R2/j32f6308
      J3R2/j32f6309
      J3R2/j32f6310
      J3R2/j32f6311
      J3R2/j32f6312
      J3R2/j32f6313
      J3R2/j32f6314

Please enter the MAT numbers of nuclides that you want to process.
(If blank, all nuclides contained in the specified files are processed.)
=====>

```

図2 MCNP用断面積自動作成システムの実行例。(1/2)

Please enter the processing temperature with NJOY97.

(If blank, default temperature is 293 K.)
 (for example: 300 <--- 300 kelvin)
 (27C <--- 27 celsius = 300.15 K)
 =====>

Please enter a library identification number in zaid for MCNP.

(It corresponds to the "suff" parameter in input data of NJOY/ACER.)
 (It must be integer with two degits.)
 (If blank, default identification number is 38. (If Fe, 26000.38c))
 =====>

Please enter a tolerance of pointwise cross section data.

(The unit of tolerance is [%].)
 (If blank, default tolerance is 0.2 %.)
 =====>

Please enter the maximum number of discrete gamma-ray energies.

(It must be less than 1000 for MCNP-4B or 200 for the previous version.)
 (If blank, default number is 1000.)
 =====>

Please enter a title to be labeled in the library.

(It will be a part of the "hk" in input data of NJOY/ACER.)
 (Maximum 62 characters.)
 (Blank characters can not be used. Please replace blank characters
 with cap (^).)
 (If blank, default title is "JENDL-3.2 with NJOY97".)
 (for example: jendl-3.2^with^njoy97)
 (.....1.....2.....3.....4.....5.....6..)
 =====>

Please enter types of MCNP cross section library.

(If blank, default type of library is Type-2.)
 1 = Type-1 (text format)
 2 = Type-2 (binary format)
 12 = Type-1 and Type-2
 =====>

Please enter a file name of the MCNP cross section library.

(Maximum 7 characters.)
 (When the given name is "fsxlib2", the complete name is "fsxlib21",
 if it is Type-1.)
 (If blank, default library name is "fsxlb32".)
 =====>

Please enter a file name of the directory file for the library.

(If blank, default library name is "xsdir.fsxlb322".)
 =====>

図2 MCNP用断面積自動作成システムの実行例。(2/2)

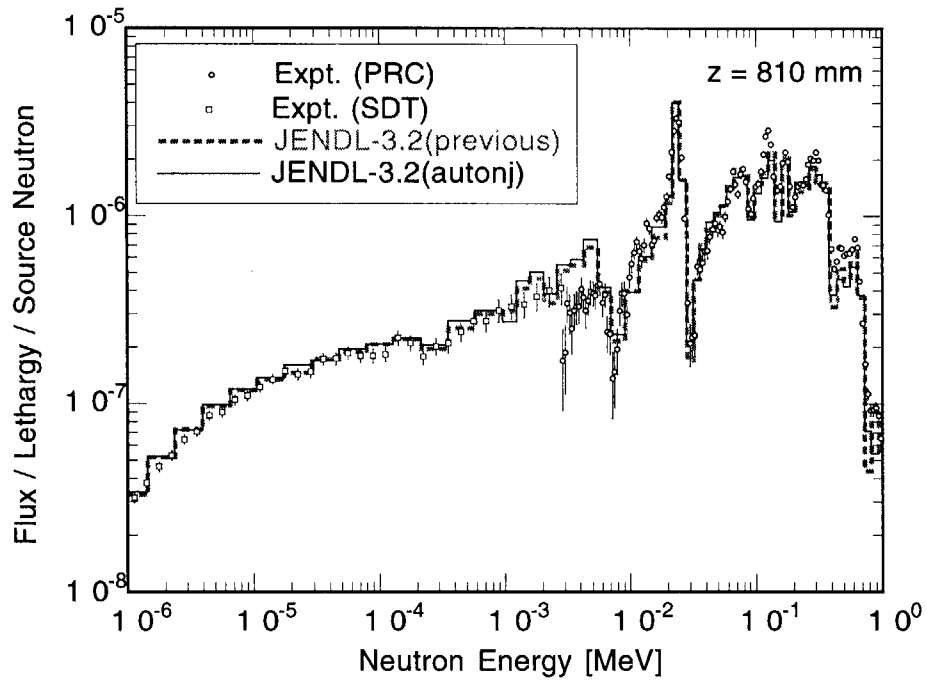


図3 鉄体系中の中性子スペクトルのベンチマーク計算例.

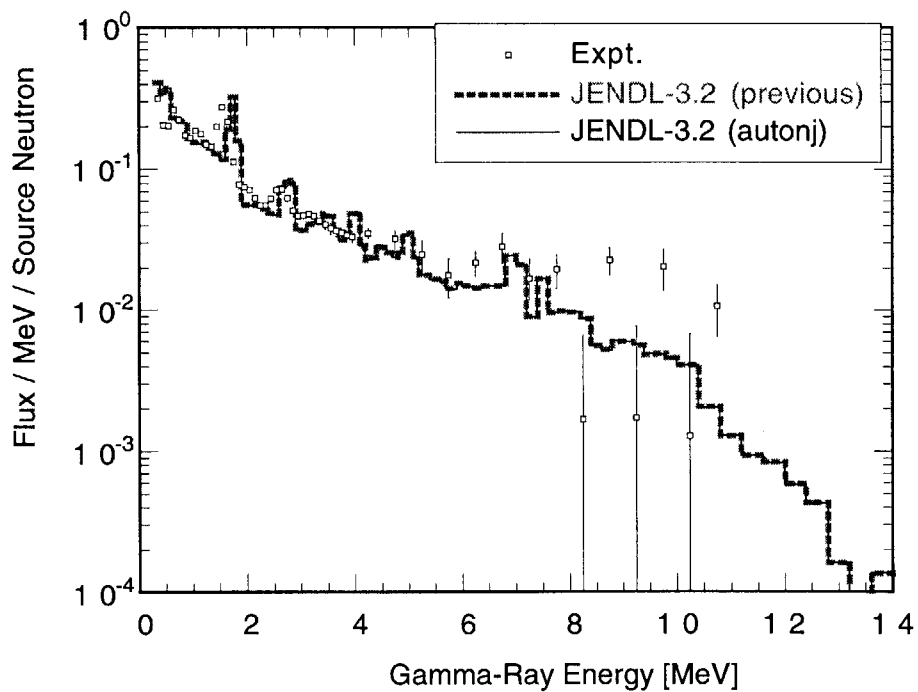


図4 珪素球からの漏洩 γ 線スペクトルのベンチマーク計算例.

参考文献

- 1) 内藤・桜井編:原子力研究におけるMCNPの使用経験、JAERI-Review 97-003(1997)
- 2) 桜井・山本編:原子力研究におけるMCNPの使用経験(II)-分散低減法の検討-、JAERI-Review 98-010(1998)

2.7 「モンテカルロシミュレーション」研究会報告

桜井 淳・野村 靖

日本原子力研究所

sakurai@melody.tokai.jaeri.go.jp nomura@popsvr.tokai.jaeri.go.jp

内藤 倅孝

(株)ナイス

nais@green.ocn.ne.jp

1. はじめに

日本原子力研究所原子力コード委員会主催の第一回「モンテカルロシミュレーション」研究会が9月10-11日、東京・大手町の三菱総合研究所で106名の参加者を得て盛大に開催された。

本研究会の開催に当たって三つのことに配慮した。ひとつはできるだけ多くのひとたちに参加していただくために会場を都内で交通の便のよいところにしたこと、講演内容に粒子モンテカルロ計算の基本的なガイドとなる内容に加え、国際熱核融合実験炉(ITER)や材料試験炉(JMTR)、核燃料サイクル施設等の大型施設の計算例や高エネルギー粒子シミュレーションなどの最新の情報を入れることにより、モンテカルロ計算がベンチマーク実験解析の時代から実施設への適用の時代に入っていることを示したこと、討論しやすいように講演予稿集を配布したことである。

2. 講演内容の概要

①一般論

講演内容の工学的な吟味については別稿^{1) 2)}を予定しているので、ここでは概要のみ記すことにする。

最初に原子力コード委員会委員長の浅井清氏(原研)が開会のあいさつを行い、20年ほど前の計算機技術の状態から今日の現状は計り知れないほどの進歩であると全体的な感想を述べた。座長の中沢正治氏(東大)は14年前に東大で開催された「ニュートロニクス短期研究会-モンテカルロ計算法の現状と展望-」³⁾の頃とその後の発展の様子を話された。当時に比べ、今回は、臨界や遮蔽にとどまらず、炉物理、軽水炉設計、核特性、燃焼計算、被曝評価、放射能消滅処理、核燃料サイクル施設、核融合プラズマ、核融合炉設計、電磁カスケード計算、並列処理等、非常に大きな広がりがあることを強調した。

続いて内藤俣孝氏(ナイス)が「MCNP総論」と題して、MCNPの歴史的発展とそれが果たした役割、特に汎用断面積ライブラリーの使用が可能になったこと、さらに自らが指導した原子力コード委員会での経験・成果、今後の課題等を整理した。課題として、自動バイアス法の開発および並列計算アーキテクチャーの開発・整備、原子炉解析および振動計算、動特性計算の検証・整備、高エネルギー粒子および荷電粒子取り扱いコードの整備、誤差の要因の分析と計算だけで評価できる論理体系の確立を挙げている。

森貴正氏(原研)は「高速・高精度モンテカルロコードMVPの開発」と題して、MVP開発の経緯および課題を整理した。MVPは世界最高速の汎用モンテカルロ計算コードの開発を目指したものであり、非分離共鳴の取り扱いなどに特徴がある。課題として、対象とするエネルギー範囲および粒子の種類拡大、評価法の充実、分散低減法のさらなる開発、適用範囲の拡大を挙げている。

植木紘太郎氏(船研)は「モンテカルロ法による放射線輸送シミュレーションのガイドライン」と題して、日本における過去20年間の発展の経緯を具体的な計算例を示して議論した。特にMCNPを例に信頼性の高い計算結果を得るためのノウハウについて経験をとおして解きあかした。遮蔽体系のモンテカルロ計算における分散低減法や各種エスティータの使用法についての解説はモンテカルロ計算コードの利用者にとって大いに参考になったと思う。

以上、三件の講演内容は一般論であるが、日本でモンテカルロ計算を推進した当事者の話であるため、感銘深いものであった。

各論は、並列計算・燃焼計算、工学設計・研究施設の計算、McBENDの使用経験、高エネルギー計算、核融合プラズマ計算からなる。

②並列計算の現状

樋口健二氏(原研)らは「MCNPの並列計算」と題し、試みた負荷分散手法について、特に中性子輸送計算において負荷の均等化が難しいことを示すとともに、それを解決するために考案した動的負荷分散手法の効果について、静的手法と比較して約15%の性能向上があったと報告した。

長家康展氏(原研)らは「MVP/GMVPの並列計算」と題し、主にMVPでIntel Paragonを利用して高速炉燃料集合体の固有値問題の計算をした結果を基に、理想的な並列化効率を得たと報告した。

石井一弥氏(日立)は「並列処理型モンテカルロ核特性解析コードVMONT」と題し、中性子輸送計算と燃焼計算を結合させた核特性解析コードVMONTの並列化について、並列化にParallel Virtual Machineを利用して軽水炉燃料を模擬した単ピン体系での中性子輸送計算をEWSで行い、全体の並列化効率94%で3.8倍の高速化を達成し、100万ヒストリーでの燃焼計算1ステップ当たり10分で計算できると報告した。

植之原雄二氏(東芝)は「MCNP-BURNによる並列燃焼計算」と題し、MCNPに燃焼計算機能を追加したMCNP-BURNを利用して実際のBWR燃料の並列燃焼計算(中性子増倍率および出力分布)を行った結果について、IBM-SP-2を利用して並列化効率90%でEWSよりも約20倍(90日計算が4日計算)の高速化を達成したと報告した。

いずれの報告も並列化の有効性を明確に示し、並列計算がすでに実用レベルにあることを示している。

③モンテカルロ計算機能の拡充

奥村啓介氏(原研)らは「連続エネルギーモンテカルロ燃焼コードMVP-BURNの開発」と題し、開発経緯および検証計算、備えられている機能のさまざまな特徴について報告した。連続エネルギーを用いた計算であるが、領域分割は有限のため、精度にはどうしても限界があるということであった。

山本俊弘氏(原研)らは「軽水型臨界実験装置TCAに対する原子炉雑音実験のシミュレーション」と題し、MCNP-DSP(未公開コード)を利用して計算したコヒーレンツ周波数分析法での原子炉雑音シミュレーションの結果を報告した。この発表は原子炉雑音シミュレーションであり、モンテカルロ計算適用の幅の広さを示すものと思われる。

山口恭弘氏(原研)は「モンテカルロ法を用いた被曝線量計算」と題し、その意義、数学ファントム、計算結果の適用について報告した。被曝線量計算では粒子束からの換算係数を求めるため従来からモンテカルロ法を採用せざるを得ない状況にあり、山口氏の研究は人体の正確なモデル化による高精度の被曝評価を目指したものであり、今後は1000万個を超す数のボクセルから構成されるファントムを用いた計算も夢ではない。

本研究会では連続エネルギーモンテカルロコードとしてMCNPとMVPが議論されたが、利用者は少ないが英国で開発された有料のそれとしてMcBENDがある。沢村英範氏(CSD)らは「McBENDの使用経験」と題して、主に石油探層(この計算はパルサートロンで発生させた14MeV中性子の輸送計算による減衰状態の検討)のための計算で得られた使用経験について、コードの特徴、計算精度、他に優る事項(特に生産性)等を報告した。McBENDは比較的簡単に形状作成とメンテナンスが可能であり、またAdjoint計算によりインポートスマップを自動的に作成することによって客観的な分散低減法を設定できると報告した。ソースプログラムが公開されていないためブラックボックスの部分もあるが、生産性が高い等、確かに他に優る特徴もある。今後は共通の核データファイルを利用してMCNPやMVPの結果と比較することを期待する。

④大規模工学設計・施設への適用

菊池茂人氏(原研)らは「MCNPによるITER核設計」と題し、MCNPを利用してITERの四分の一を模擬したモデルで各部の高速中性子束や生体線量率を計算してDOT-3.5のそれらと比較した結果について報告した。MCNPの幾何形状入力だけでも5000行にもおよび、わずかな不完全な幾何形状記述によるLost Particleとの闘いであったようである。分散低減にはウエイトウインドウ法(WW法)を利用した。構造材の放射化ガンマ線による生体線量率の設計目標値は100 μ Sv/hourであるが、DOT-3.5では近似が入るため、どうしても満足させることができなかったが、MCNPの結果はその目標値以下になっている。

長尾美春氏(原研)は「MCNPによるJMTR炉心計算」と題し、複雑な炉心の中性子スペクトルや中性子フルエンス、中性子束分布、中性子増倍率等の計算結果を一部測定値との比較を交え報告した。1MeV以上の高速中性子フルエンスのC/Eは1.02、ただし測定値には10%(1 σ)の誤差がともなう。中性子スペクトルの計算では最速のEWSを利用して

も2-3カ月も要する。最終的には実験することなく計算だけで照射データを提供できるようにしたいということであった。

これら二件の報告例は大型複雑体系に対してモンテカルロ法の利点をフルに生かしたものであり、モンテカルロ法の今後の適用および信頼性を議論する場合の先駆的仕事として注目される。工学設計や炉心管理、ユーザーへの核的情報の提供に対しても近い将来、モンテカルロ計算だけで対応できるに違いない。

増川史洋氏(原子力技術機構)は「MCNPによる遮蔽計算」と題し、深層透過およびストリーミング、スカイシャイン・ベンチマーク実験解析に主にWWを利用して計算した結果(再処理施設遮蔽安全性実証解析)について、測定値(中性子スペクトルおよび反応率)とよく合い分散の十分小さい信頼性の高い解が得られ、最大20%程度の誤差以内でMCNPの計算結果が参照解として使用できると報告した。利用された分散低減法は他分野の計算の参考となるものと思われる。

長家康展氏(原研)(原研の山下清信氏の代理)は「高温工学試験研究炉の炉心核特性・遮蔽評価におけるモンテカルロ計算コードの利用」と題し、環状炉心の初臨界予測(MVP)およびスタンドパイプ周辺部遮蔽設計(MCNP)の結果について報告した。臨界量の計算では被覆粒子の配列による二重非均質性を確率的に取り扱えるようにMCNPを改良した。この計算もITERおよびJMTRの計算例と同様、モンテカルロ法が大型施設の工学設計に採用され、良好な結果が得られた好ましい例である。今後はITERや高温工学試験研究炉(HTTR)で対応する測定値も期待できるため、計算値と測定値の厳密な比較から、モンテカルロ法を大型施設の工学設計に採用する場合の信頼性評価を可能にする技術基準を作成して行く必要があるように思える。

松本英樹氏(三菱重工)らは「PWR設計におけるMVPの利用」と題し、燃料ペレット内の出力分布を精度よく評価するための参照解としてMVPを利用した例について、Multiband法およびStoker/Weiss法の計算値との比較を交え報告した。今後は燃料集合体の計算に対してもMVPの結果を参照解として利用して行く方針であると報告した。

横山賢治氏(動燃)は「高速炉研究におけるMVPの利用」と題し、JUPITER臨界実験解析の結果を報告した。中性子増倍率の計算ではよい結果が得られているが、反応率の計算では炉心部についてはよく合うものの、ブランケット部では系統的な差が生じている。ただしその差が統計的に有意なものかどうかはまだ結論が出ていない。モンテカルロ法は決定論的手法のモデル化の妥当性検討に不可欠なものになっており、これまで評価できなかったことが可能になったと報告した。

藪田尚宏氏(三菱総研)は「MCNPによる高レベル廃液貯蔵施設の遮蔽計算」と題し、六ヶ所村で建設中の実施設に近い体系を想定して、深層透過、スカイシャイン計算の結果をDOT-3.5の計算値との比較を交えて報告した。MCNPの分散低減について種々な方法を試み、予備的な検討ながらモンテカルロ計算結果の精度向上に有用な知見が得られたものと思われるガンマ線および二次ガンマ線の統計誤差は15%程度である。

⑤高エネルギー電子・荷電粒子等輸送計算

高田弘氏(原研)らは「加速器駆動消滅処理炉心解析コードシステムATRAS」と題し、

システム構成、特にNMTC/JAERIの中身と計算結果について報告した。NMTC/JAERIは20MeV-3.5GeVのエネルギー領域における核反応および核子・中間子輸送をモンテカルロシミュレーションして20MeV以下の固定中性子源情報を出力する機能を有する。輸送計算に利用している反応断面積はまだ評価済みファイルには収納されていないために米国の開発者が整備したものである。

波戸芳仁氏(加速器研究機構)らは「EGS4による電磁カスケード計算」と題し、EGS4(計算対象粒子:電子、陽電子、光子)の中身および改良された物理モデル、新バージョン等について報告した。これは電子加速器を用いるガン治療に応用される。EGS4で扱われている物理現象は、制動輻射、飛行中および静止時の陽電子消滅、核からのクーロン散乱、モラーおよびバーバー散乱、荷電粒子の個々の相互作用をつなぐ軌跡に連続的なエネルギー損失を適用、対生成、コンプトン散乱、レイリー散乱、光電効果である。大型高エネルギー加速器を利用した原子力研究の進展を背景にして、今後、輸送計算の対象は高エネルギー領域をも包含すると予想されるが、本研究会で関連する2件の講演を組み込んだことは特徴のひとつとして挙げておきたい。

清水勝宏氏(原研)は「モンテカルロ法による核融合プラズマ解析」と題し、ダイバータ部の不純物の挙動を解析するモンテカルロコードIMPMC(Impurity Monte Carloの略)の中身と計算値と測定値の比較について報告した。核融合ではいまだに現象のモデリングに重点が置かれている。これらの問題解決に適用しつつ、今後、核融合プラズマのシミュレーションにモンテカルロ計算が多用されることを期待したい。

最後に原子力コード評価専門部会長の野村靖氏(原研)が閉会のあいさつとして、計算機技術の進歩は日進月歩であり、特にハードの向上とソフトの進歩は車の両輪をなすもので、現在不可能と思われるような計算でも近いうちに可能となることも十分に考えられるため、このことに留意してモンテカルロシミュレーションの一層の技術開発および適用分野拡大を心がげたいとまとめた。

本研究会をとおして参加者はモンテカルロシミュレーションの理工学分野への広がりを実感できたものと思われる。

3. おわりに

本研究会をとおしていくつか反省すべき点があることに気が付いた。大学からの講演を数件募ったが応募がなく、民間からの発表と比べいささかバランスを欠く結果になってしまった。座長持ち時間を多少設けて余裕のある討論を展開すべきであった。これらに考慮して第二回研究会を計画したい。そして本研究会をモンテカルロ計算に携わるひとたちの全国的な交流・情報交換の場にして行きたいと考えている。

原研の原子力コード委員会および原子力コード評価専門部会の各委員、座長・講演者の方々にはご支援・ご協力をいただいた。ここに記し感謝の言葉としたい。

なお本稿は『日本原子力学会誌』第41巻第1号(1999年)に掲載されたものの再録である。

参考文献

- 1) 桜井・長家・山本:第一回「モンテカルロシミュレーション」研究会報文集、JAERI-Conf(編集中)
- 2) 植木・森・桜井・中川・内藤 : モンテカルロ法による中性子および光子輸送シミュレーションの現状と課題、『日本原子力学会誌』解説論文、第41巻第5号(1999年)、掲載予定
- 3) 昭和58年度ニュートロニクスに関する短期研究会報告書-モンテカルロ計算法の現状と展望-、東大原子力工学研究施設研究報告書UTNL-R0161(1984)

2.8 「モンテカルロ法による粒子シミュレーション」研究専門委員会の設立に当たって

桜井 淳

日本原子力研所
sakurai@melody.tokai.jaeri.go.jp

植木 紘太郎

船舶技術研究所
ueki@srimot.go.jp

1. ふたつの提案

連続エネルギーモンテカルロ計算コードの普及にともなう計算の広がりを背景に、日本原子力研究所では、一年間の準備・調整後、平成8年度に原子力コード委員会原子力コード評価専門部会に「MCNP使用経験」ワーキンググループを設置し、炉物理、臨界、遮蔽、被曝評価、核融合中性子工学、核融合炉設計、放射能消滅処理の各分野における計算の現状と計算法の調査・検討を実施した¹⁾。

平成9年度にはそれらの計算例を基に分散低減法の検討を実施した²⁾。平成10年度からはMCNPだけでなくMVPを初めすべてのモンテカルロ計算コードを調査対象にするため、同ワーキンググループ名を「モンテカルロシミュレーション・ワーキンググループ」とした。

そして現在、「モンテカルロ計算ガイドライン—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—」の作成作業を進めている。

平成9年度の活動の半ばに桜井委員よりふたつの提案がなされた。ひとつは平成10年度秋に原子力コード委員会主催の「モンテカルロシミュレーション」研究会を開催すること、もうひとつは同ワーキンググループを母体に同時期に日本原子力学会に(仮称)「モンテカルロシミュレーション」研究専門委員会を設置することである。

ふたつとも同ワーキンググループで承認された。そのため平成9年度の7月に、大学、研究機関、企業の関連部門責任者につぎのような委員候補者推薦の依頼を行った。

2. 依頼文

最近、コンピュータの高速化にともない、またMCNPやMVPのような汎用モンテカルロ計算コードの実用化・普及にともない、原子力を中心とした広範囲の理工学分野において、モンテカルロ計算が精力的に行われております。

現在、原研原子力コード委員会原子力コード評価専門部会「MCNP使用経験」ワーキンググループにおいて原子力の全分野を網羅するモンテカルロ計算例および今後の課題等を整理しております。この作業は現在継続中ですが、平成10年度をもって初期の目的を達成できるものと思います。

同分野をさらに発展させるべく、同ワーキンググループを母体にし、さらに広範囲の大学・研究機関・企業等の関係者を結集し、日本原子力学会に(仮称)「モンテカルロシミュレーション」研究専門委員会を設置するために準備中です。

分野は原子力全般(炉物理、臨界、遮蔽、被曝評価、医療照射場設計、核融合核設計、核融合プラズマ、計測、放射能消滅処理、高エネルギー加速器、加速器軌道計算、宇宙放射線評価等)です。委員は40-50名、スタートは1998年10月です。

委員の選出においては、客観的・公正にすべく、各機関から適任者を数名程度ご推薦していただきたいと考えております。なお公正に進めるべく、集計結果を基に案を作成し、改めて大学等関係者のご意見・ご要望等を考慮し、結論を出したいと考えております。ご多忙のところまことに申しわけありませんが、よろしく願いいたします。

3. 集計結果

研究専門委員会スタートまでの一年間の途中経過については「モンテカルロシミュレーション・ワーキンググループ」で逐次報告し、問題点を全員で討論した。

委員の所属別では、大学25%、研究機関42%、企業33%になっており、ほぼバランスが保たれている。原研の委員が多いのは、「モンテカルロシミュレーション・ワーキンググループ」を母体に行っているためである。モンテカルロ計算の実施状況からすれば妥当なように思える。

委員会の名称は「モンテカルロ法による粒子シミュレーション」研究専門委員会とし、①モンテカルロ法と決定論的手法の比較検討、②分散を効率よく低減するための手法の調査・検討、③ベンチマーク問題の選定と標準解法集の刊行、④高エネルギー粒子の核データならびに輸送シミュレーションの調査・検討、⑤原子力におけるモンテカルロ法の新たな適用分野の検討、などを研究活動項目に掲げることにした。

特に新たな分野への適用に労力を注ぎたい。

高性能ワークステーションの普及にともない、計算科学への期待が大きい。最近では、中性子科学や放射能消滅処理の分野で高エネルギー放射線輸送計算にモンテカルロ法が採用されているが、ますます拡大して行くものと思われる。

モンテカルロ法はまだまだ伸びる分野であり、我々は、モンテカルロ法を計算のリファレンスにすべく、また新たな適用分野を拓くべく、微力ながら努力して行きたいと考えている。

皆様のご支援・ご協力をお願いいたします。

なお本稿は『日本原子力学会誌』第40巻第12号(1998年)に掲載されたものの再録である。

2.9 モンテカルロ法への提言

植之原雄二

東芝

yuuji.uenohara@dx.toshiba.co.jp

モンテカルロ法は、数値計算手法の一つであるが、その特徴から信仰に近い誤解と、嫌悪に近い両極端の誤解を生んでいる。特に、放射線輸送のモンテカルロ法は曖昧さが少ない点と、多くの実績から、これらの誤解も顕著であると思われる。幾つか例を挙げる。

信仰に近い誤解としては、

1. 自然現象を忠実に模擬している、
 2. 解けない問題は無い、
 3. 実験は不要である、
- 等があげられる。

嫌悪に近い誤解としては、

1. 数値解法ではない、
 2. 技巧や工夫が不要、
 3. 論文(学問)になりえない、
- 等があげられる。

これらは、筆者がこれまでに幾度となく耳にしたことで、他にも筆者の知らない多くの誤解があるのだろう。

これらは、半分正しく、半分間違いである。すなわち、条件を限定すれば、正しくもあるし、間違いにもなる。

信仰に近い誤解を例に挙げると、1. の誤解は仮にアナログモンテカルロに限定しても、自然現象を忠実に模擬などしていないことは明らかである。細かな議論はいくつもあるが、根本的なものとして、モンテカルロ法のプロセスをSABRINAのようなMCNP/1/のポストプロセッサで可視化すると、1個の放射線の物質中での挙動を見てきたかのように描くことができる。しかし、量子力学の不確定性原理から言うと、このような絵を描くことはできないことになっている。したがって、絵を描けること自体がすでに自然現象を忠実に模擬していないことになる。勿論ボルツマン方程式から出発すれば正しいのであろうが、ボルツマン方程式は1個の放射線を扱ってはいないの

で、放射線1個とみなすことはできない。言えることは、Sn法や衝突確率法等に比べればモンテカルロ法は忠実に自然現象を模擬していることだけである。

嫌悪に近い誤解を例に挙げると、1. の数値解法でないという誤解は、連続体モデルに基づく数値解析手法を数値解法とすれば、確かにモンテカルロ法は数値解法ではないだろう。モンテカルロ法は、数値積分を粒子モデルで求める方法で、放射線輸送のモンテカルロシミュレーションも根本的には、粒子モデルによる数値積分に帰着する。これは、ボルツマン方程式の積分型を見れば明らかである。粒子モデルが数値解法では無いと一般的に言い切れる人はいないだろう。ただ、粒子モデルが自分の分野に無効であれば、数値解法ではないと言われても、当事者にとっては無理もないと言える。

このように、これらの誤解は、当事者の置かれている状況に左右されるものであることがわかる。したがって、これらの誤解を当事者の利害得失の面から議論しても永遠に決着がつかない問題になってしまう。

それでは、モンテカルロ法の利点はどこにあると言えるのか。これも、時代と状況によって変りうる。筆者は、モンテカルロ法の利点は、柔軟さにあると思っている。これは、信仰に近い誤解の2. に似ているが、何でもできるとは言っていない。解決できる問題が多いと言っているだけである。例えば、一次元、均質、一群、等方散乱の簡単な問題から三次元、非均質、連続、非等方の究極的なモデルまで対応できる。しかもモデルが複雑になっても計算時間はあまり変わらない。したがって、たとえばMCNPがあれば、他にはなにも要らないと言っても間違いではない。しかし、一次元、均質、一群、等方散乱の簡単な問題をMCNPで解くことはない。面倒くさいし、馬鹿馬鹿しいほどの計算時間がかかるからである。それでも時々遊びでやることもある。真剣にやるなら、三次元、非均質、連続エネルギー、非等方散乱の究極的なモデルに適用した方が得なのである。

このようなことは、昔からわかっていたことである。これも、コンピュータのコストが大幅に低下したために筆者のような貧乏人にも体験できるようになったということであろう。思い起こせば、1982年にLos AlamosのLittle/2/がMCNPの講演をしたことがあった。メモリが10メガバイトとか、ハードディスクが数十メガバイト、CPUタイムが日のオーダーで、あきれたことを思い出す。当時、この程度のリソースを主張することは、やりたくありませんということと同じであった。筆者も、かつてモンテカルロ法に対して嫌悪に近い誤解を持ったことがある。これは、Los Alamosが自分達のパワーをひけらかしているようで、それに対する素朴な反発もあったことは否めない。しかし、人生の経験を重ねると、Los Alamosもパワーをひけらかすようなことをするほど低レベルではないこともわかってきて、若い頃の素朴な反発も若気の至りと感じる余裕もできた。

蒼桑の変とはこのことであろうか。あまりの変わりように、自分の不明を恥じることす

ら感じ得ない。このような状況は、1990年頃でも変らなかつた。結局、昔は、モンテカルロ法の柔軟性を云々する精神的にも物質的にも余裕がなかつたのである。いつの時代も、不確実な要素が多く柔軟な対応をとれることが望まれている。特に現在はその要請が顕著である。その点では、モンテカルロ法は時代の要請を満たせるようになったと言えるのであろう。

これは、けっして従来 of 決定論的手法が不要になったと言っているのではない。従来手法では対応できない問題もモンテカルロ法で対応できるようになって、問題解決の手段自体が柔軟性を増したということである。この見解に異論を唱える人もいるだろうが、異論を唱えて良いことが多いとも思えない。

このように見ると、モンテカルロ法の今後の発展に対する対処も絞られてこよう。モンテカルロ法の研究開発や運用を検討するにあたって、問題解決の柔軟性を損なうようなアプローチはあまり効果的ではないであろう。あまりに特定の問題に特化しすぎると、他に有効な代替手段が必ず存在してうまくいかない。たとえば、軽水炉の核設計に特化しても、現在の衝突確率法やノード法よりも劇的に優れた手法になるとは思えない。相対的に優れていると言える程度であろう。(多少マシであるという程度) これも、モンテカルロ法を問題に特化してはいけないと言っているわけではなく、モンテカルロ法を特化しても見通しとしてはあまり期待できないということで、特化して効果が明確であれば特化してもかまわないのである。特化してはいけないという論法も柔軟性を損なう。

人間は、いつの時代でもやりたいことは変らない。原子炉にしても、固有値の評価、漏洩スペクトルの評価はいつの時代でも変らない。手法が変わるだけである。やりたくてもできないことでモンテカルロ法でできることがまだ残されている。モンテカルロ法ではできないと主張する人は、その実現案を提案すれば良いだけである。このようにして、多くのアイデアが実現するのである。モンテカルロ法が実用的解決法に多くの寄与ができなくても、アンチモンテカルロで多くのアイデアを引き出すこともできる。このような逆説的意味でもモンテカルロ法は、研究に値するテーマである。論文にならないのなら、何故論文にならないのか社会学の研究テーマになる。

従来 of 数値計算手法は、効率追求で無駄の排除が最重要課題であった。これも、普遍的な課題であるが、もう少し柔軟性があるて良いはずだ。目標を単一に絞って、単一の目標に邁進できるほど人間は強くもないし単純でもない。それができるのは天才だけだ。このような視点からモンテカルロ法を解釈するのも面白いのではないか。

結論としてまとめると、モンテカルロ法は、従来 of 数値解析手法の常識と幾分異なること(複雑な方が効果的)、計算機技術の革命的展開で実用的なものになってきた点で今後新たな展開ができる可能性の高い分野であることが言える。すなわち、面白そうなテーマであるということにつけるのではないか。

/1/ <http://www-xdiv.lanl.gov/XCI/PROJECTS/MCNP>

/2/ <http://www-xdiv.lanl.gov/XCI/PROJECTS/DATA/dataperson.html>

3. 結論および課題

桜井 淳・野村 靖

日本原子力研究所東海研究所燃料サイクル安全工学部
sakurai@melody.tokai.jaeri.go.jp nomura@popsvr.tokai.jaeri.go.jp

内藤 俣孝

(株)ナイス
nais@green.ocn.ne.jp

参加者数および研究発表内容から判断して「モンテカルロシミュレーション」研究会の開催は成功した。

多方面から最終的に 70 名の委員およびオブザーバーの参加を得ることができ、日本原子力学会「モンテカルロ法による粒子シミュレーション」研究専門委員会の設立には成功した。これによりこの分野の将来に明るい展望が開けた。

『モンテカルロ計算ガイドライン』の作成作業は予定通り進んでおり、ドラフト原稿を基に最終的な原稿の作成、全体の編集作業に着手することができた。関係者に利用していただくため、できるだけ早く刊行したい。

高エネルギー分野におけるモンテカルロ計算の現状調査については、まだすべての計算例を調査・検討していないため、このまま調査を継続することにする。MCNP-4B ではまだわずか 10 核種だけだが 100MeV までの中性子輸送計算ができるようになっており、MCNP-X(MCNP+LAHET)でも 170MeV までの同様の計算ができるようになっている。モンテカルロ計算においては徐々に高エネルギー領域に関心が集まっており、当部会の将来的検討課題のひとつに含める必要がある。

MCNP-4B の特徴は 100MeV までの中性子輸送計算ができるようになったことと摂動計算機能が整ったことである。開発者のロスアラモス国立研究所が刊行した研究報告書には比較的大きな変化のある摂動に対しても正確な計算結果が期待できると記述されているが、山本委員がまとめた論文のように当部会の経験ではまだ広範囲・諸条件において一般的によい結果を得るに至っていない。よってこの問題も当部会の将来的検討課題のひとつに含める必要がある。

当部会では JENDL-3.3 の公開に合わせ、従来と同様な汎用ライブラリーを作成・公開する準備を進めている。前川委員がまとめているように、基本ライブラリーは 293K で編集するが、任意温度の断面積を要するユーザーのために「MCNP 断面積自動編集システム」を提供する方針である。平成 10 年度の作業では、NJOY-97 で JENDL-3.2 の 340 核種を正常に処理できるように整備し、JENDL-3.3 が公開されたら即刻編集して公開できるようにしておく。

ロスアラモス国立研究所の情報によれば、MCNP-4C は 2000 年に公開されることになっている。MCNP-4C では非分離共鳴領域の断面積を厳密に処理する方針であるが、将来的には平成 10 年度に整備した「MCNP 断面積自動編集システム」の入力の一部を変更することにより、MCNP-4C 対応の断面積の編集も可能になる。当部会では最新の情報を基に最新の汎用ライブラリーを提供できるように努めている。

当部会は日本原子力学会「モンテカルロ法による粒子シミュレーション」研究専門委員会を生み出した。今後は調査・検討内容が重複しないように棲み分けを図って行きたい。今後の方針を検討中であるが、まだ明確な結論は出ていない。平成 11 年度には明確な次期構想をまとめたいと考えている。

謝辞

平成 10 年度の作業を実施するに当たり日本原子力研究所原子力コード委員会委員各位のご支援・ご協力をいただいた。同所計算科学推進センター事務室および同所燃料サイクル安全工学部事務室の皆様のご協力をいただいた。特にモンテカルロシミュレーション研究会開催に当たり前者には作業の一部を分担していただいた。ここに記しすべての関係者に感謝いたします。

This is a blank page.

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	ジーメンズ	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	
光束度	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
バーン	b
バル	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 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, ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」 mmHg を表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (N·s/m²) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 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 ⁻²⁸	3.82743 × 10 ⁻²⁰	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

原子力研究におけるモンテカルロシミュレーション—原子力コード評価専門部会平成10年度活動報告—