

 会議のトピックス(II) 

---

炉物理と計算科学に関する国際会議 M&C2005 の報告  
M&C2005: International Topical Meeting on Mathematics and  
Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Nuclear  
and Biological Applications  
(September 12-15, 2005, Avignon, France)

日本原子力研究開発機構

炉心性能評価グループ

横山 賢治

yokoyama.kenji09@jaea.go.jp

---

## 1. はじめに

2005年9月12日～15日にフランス・アビニョンにて開催された炉物理と計算科学を主テーマとする国際専門家会議「M&C2005 (International Topical Meeting on Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Nuclear and Biological Applications)」に出席した。M&Cは、約2年に一度の頻度で開催されているANSのTopical Meetingである。前回は2003年にアメリカで開催されており、今回はフランスのアビニョン法王庁の中に設けられている国際会議場において3日半にわたって開催された。

なお、報告者は核データの専門家ではないので、核データ関連の発表を総括的に紹介することはできないが、会議の概要と核データ関連のトピックスについてまとめさせていただくことにした。核データ関連のトピックスの執筆に関しては、報告者と同じグループに所属する千葉豪氏にも協力してもらった。

## 2. 会議概要

本会議への発表論文数は271件であり、うち口頭発表が160件、特別ポスター発表（口頭発表5分間とポスター発表2時間）が78件、ポスター発表（解析コード・ベンチマークのセッション：ポスター発表2時間×2日）が33件であった。当初の予定より論文数が多く集まり口頭発表時間を確保できなくなったために、多くの発表が口頭発表とポスター発表の混合発表形式である特別ポスター発表となったようである。

参加者リストによると、会議への参加者は全員で369名であり、国別のうちわけを見ると、一番多いのは開催国であるフランスの105名、続いてアメリカ合衆国91名、日本

22名、ドイツ18名、スペイン15名、イギリス13名、韓国13名、ロシア12名、イタリア11名、カナダ11名であった。その他、少数ながら次のような多彩な国からの参加があった：ベルギー、スイス、スウェーデン（7）、メキシコ、フィンランド、南アフリカ（4）、中国、オランダ（3）、ギリシャ、インド、ハンガリー、チェコ、イスラエル、台湾（2）、モロッコ、スロバキア、イラン（1）（括弧内の数字は発表件数）。

フランスで開催されたためヨーロッパからの参加者が多いのは当然であるが、ヨーロッパ以外では日本に次いで韓国からの参加者が多いことが分かる。なお、プログラム構成及びすべての論文を収納した CD-ROM が配布された。

### 3. 開催地

開催地となったのは、歴史的に有名な「法王のアビニョン捕囚」や「アビニョン橋の上で」の民謡等で知られる、フランス南部の都市アビニョンである。アビニョンはパリからTGVで約4時間のところに位置しており、近郊にはフランス原子力庁CEAのMarcule研究所があり、南東の少し離れたところには国際熱核融合実験炉ITERの建設予定地となったCEAのCadarache研究所がある。この地の利を活かして、本会議最終日の午後にはMarcule研究所の高速炉PHENIXの見学会が開催された。また、翌日には別の2コースが用意され、同じくMarcule研究所のATLANTE見学会（当初MELOX見学も予定されていたがロンドンのテロの影響でキャンセルされた）と、Cadarache研究所の施設（TORE SUPRA、EOLE/MINERVE、PHEBOS）見学会が開催された。



アビニョン法王庁（写真中央の奥に会議場入口がある）

前述のように会議が行われたのはアビニヨンの法王庁の中にある会議場であるが、この法王庁はもともと14世紀にローマから移った法王のために建てられた宮殿兼城塞であり有名な歴史的建造物である。現在は、一般の観光客が内部を見学できるようになっており、建物の一部は会議場として使えるように整備されている。とはいえ、歴史的建造物なので建物の構造まで変えるわけにはいかず、法王選出に使ったと言われるコンクラーベと呼ばれる非常に細長い（会議にはちょっと不向きな）部屋が会議場になっていたりと、会場間の移動では複雑な迷路のような長い階段と廊下を行ったり来たりと少々不便な点もあった。しかしながら、700年も前の建物をうまく再利用しつつ維持している点には感心させられた。



プレナリーセッション会場



ポスターセッション会場

#### 4. 核データ関連発表の紹介

本会議の発表内容は多岐にわたるが、ここでは核データに関連のあると思われる発表をいくつかピックアップした。

##### (1) Covariance data for $^{233}\text{U}$ in the resolved resonance region for criticality safety applications 「臨界安全のための $^{233}\text{U}$ 分離共鳴領域の共分散データ」 (L. Leal, USA)

ORNL の L.Leal からは、U-233 の共鳴パラメータ共分散の評価と臨界体系の実効増倍率への誤差伝播計算について報告があった。共分散の評価は ORNL のフィッティングコード SAMMY、多群形式への処理は JAEA の ERRORJ、実効増倍率に対する感度係数計算は ORNL の TSUNAMI システムを用いて行っている。R 行列の共分散評価に SAMMY を使い、かつその共分散データを臨界安全の不確かさ評価に適用したことが初めての試みであり、本発表のミソのようなものである。

U-233 を燃料とする臨界体系の解析値と U-233 断面積に起因する不確かさが評価されているが、解析値と実験値とのずれ (0.2%dk 以内) と比較して、断面積に起因する不確かさが一桁程度大きい (1.5%dk 程度)。なお、769 本の共鳴 (パラメータにして 3845 個) 全ての共分散を評価しており、これを通常の ENDF フォーマットでファイル化すると 100MB ものメモリ容量が必要となる。一方、ORNL の N. Larson が提案した簡易フォーマットを採用すると、容量を 50 分の 1 程度まで削減できるとのことである。この簡易フォーマットでは絶対値 0.02 未満の相関係数を無視するが、それにより 1.5%程度の多群断面積の標準偏差が一律 0.4%程度増加する結果となっている。どの程度の影響であれば無視できると言えるのか明確な指標はないが、バイアス的に誤差が効くので実効増倍率等への誤差伝播には無視できない (と言ってもこれも明確な指標はない) 影響を与えそうな気もする。

(千葉)

##### (2) Comparison of M/C and SN eigenvalue sensitivity methods by the analysis of thorium molten salt reactor 「トリウム熔融塩炉を用いたモンテカルロ法と SN 法による実効増倍率感度解析手法の比較」 (T. Ivanova, FRANCE)

IPN/Orsay の T.Ivanova からは、核特性パラメータの断面積に対する感度係数計算におけるモンテカルロ法と決定論的手法 (Sn 輸送計算) との比較について報告があった。対象としているのはトリウム熔融塩炉であり、核データに起因する核特性パラメータの不確かさについても評価している。核種によっては、中性子輸送計算で用いたデータファイルと異なる共分散データを利用しているが、この妥当性については「それぞれのデータファイルは同一の実験データベースから評価されており、共分散が大きく異なるはずはない」と論文に記述されている。

臨界体系の核特性パラメータの多群断面積に対する感度計算では、用いる計算手法の妥当性ととも、断面積の共鳴構造により生じる二次的な摂動効果の取り扱いも問題と

なる。例えば、水素の断面積に摂動があった場合には、重核種の共鳴自己遮蔽効果に影響を与えるため、重核種の断面積にも摂動が生じてしまう。このようなテーマはあまり派手とは言い難いが、核データ共分散を現実のプラント建設等に利用するならば避けては通れないものと思う。 (千葉)

### **(3) Propagation of Cross Section Uncertainties in Combined Monte Carlo Neutronics and Burnup Calculations 「モンテカルロ法と燃焼計算の結合における断面積誤差の伝播」 (J.C. Kujiper, THE NETHERLANDS)**

燃焼計算に伴う断面積誤差の伝播を取り扱ったテーマである。燃焼計算の各ステップでのスナップショット計算にモンテカルロ法を使うと各ステップの計算結果に統計誤差が含まれるため、この誤差の伝播を考慮する必要があるが、この研究では特に摂動論は用いずに数値計算的に誤差伝播を求めているようである。誤差の要因としては、核データの誤差だけでなく、初期組成の誤差も考慮している。初期組成の誤差伝播は、燃焼の条件によっては非常に重要な誤差要因となるため、初期組成の誤差伝播を正確に評価する手法の開発は核データと炉物理の橋渡しをする上で重要なテーマであろう。

### **(4) Restructuring of Burnup Sensitivity Analysis Code System By Using an Object-Oriented Design Approach 「オブジェクト指向設計手法を用いた燃焼感度解析コードシステムの再構築」 (K. Yokoyama, M. Ishikawa, M. Tatsumi and H. Hyoudou, JAPAN)**

自分の発表の紹介で恐縮だが、燃焼感度解析コードシステム PSAGEP に関する発表を行った。PSAGEP は、燃焼効果を考慮した一般化摂動論に基づいて核反応断面積変化が炉心核特性に与える影響（感度係数）を計算するためのコードである。PSAGEP は、従来の複雑で使いにくかった燃焼感度解析コード群をオブジェクト指向技術とスクリプト言語 Python を用いて使いやすいコードシステムとして再生したものであり、この発表では、従来の FORTRAN で書かれた解析コード群を新しいシステム構成に移行する方法に焦点を絞り、システム移行のために開発した汎用的なプラットフォームに関する情報と、これらの技術を使うことで、燃焼感度解析で必要となる複雑な計算手順を構築するのに有効であることを示した。また、PSAGEP のベンチマーク結果及びサンプル計算結果についても示した。

発表ではシステム再構築に重点をおいたが、PSAGEP が計算結果として出力する燃焼感度係数は、燃焼に伴う核データ誤差の伝播の評価に利用することができる。

### **(5) Use of Data Assimilation techniques in neutronics: benefits and first results 「炉物理におけるデータ同化の利用：利点と最初の結果」 (S. Buis, S. Massart, P. Erhard and G. Gacon, FRANCE)**

核データとの直接的なつながりはないかもしれないが、炉物理における測定と解析の連携といったテーマであり、フランスの次世代炉物理解析システム開発計画の DESCARTES プロジェクトの一環として行われているテーマという点でピックアップした。報告者は、「データ同化 (Data Assimilation)」自体初めて聞く用語であったが、地球科学等でよく使われている手法で数値モデルに観測データを適用することで、より現実に近い計算結果を欠損なく得るための方法のことを指すようである。発表では、炉心の反応度分布の計算値と実験値を使ってより詳細な結果を得るといった内容が報告されていた。データ同化の考え方は、積分実験で得られた実験値を使って核データの誤差を縮小する炉定数調整手法に似た面があると感じた。

なお、前述の DESCARTES プロジェクトに関連して、原子力機構は旧サイクル機構のときに次世代解析コード開発の分野で研究協力の関係を結んでおり、この関係は現在も継続している。DESCARTES プロジェクトは、CEA が主体となって進めている原子力関連の次世代解析コード開発計画の一部であるが、この次世代解析コード開発計画は、炉物理関連の DESCARTES だけでなく、熱水力関連の NEPTUNE、燃料関連の PLEIADES、材料関連の SINERGY、廃棄物処理関連の ALLIANCE 等、異なる分野のプロジェクトからなる大規模なコード開発計画である。この CEA の次世代解析コード開発計画に関連した発表は本会議でも複数発表されており、特にプレナリーセッションでは総括的な発表も行われた。プレナリーセッションについてはプロシーディングから得られる情報は少ないが、発表で用いられた資料が本会議のホームページ (<http://mcavignon2005.cea.fr/>) からダウンロードできる。

DESCARTES 関連の発表は他にも、(1) C. Calvin, "DESCARTES: A new generation system for neutronic calculations", (2) A-M. Baudron and J-J. Lautard, "MINOS: A SPN Solver for Core Calculation in the DESCARTES System", (3) L. Plagne and A. Poncot, "Generic Programming for Deterministic Neutron Transport Codes"等があった。なお、核データニュース No.81 に、C++プログラミング言語を用いたコード開発に関する記事があるが、DESCARTES プロジェクトでは C++が開発言語に採用されており、特に、上記の(3)はタイトルからも分かるようにテンプレート機能を使ったプログラミングに着目した発表である。

## 5. おわりに

国際会議 M&C2005 での核データ関連の発表を断片的にピックアップするという形でまとめたが、本会議では炉物理関連の計算手法や解析コード開発等、他にも興味深い発表が数多く行われた。また、今回ピックアップした核データ関連の発表についても、炉物理での核データ利用に関連するものに限られてしまっているため、核データ関連発表の総括的な紹介になっていないことをご了解いただいた上で、適宜プロシーディングを眺めていただければと思う。本記事が多少なりとも参考になれば幸いである。

以 上