

ND2010

(4) 応用関連 (炉物理)

日本原子力研究開発機構
久語輝彦、奥村啓介、杉野和輝
kugo.teruhiko@jaea.go.jp

核データ国際会議 ND2010 において、評価済み核データライブラリの評価、核データの原子炉解析への応用などに関連して発表された最近の研究の成果や動向について、会議プログラムに沿って紹介する。なお、アイスランドでの火山の影響のため、フランス CEA からの研究発表の多くがキャンセルとなっており、プログラムの変更、セッションのキャンセル等があり、ここでは、必ずしも、当初のプログラムに沿ったものとはなっていない。

Uncertainty Quantification and Covariance Matrix I (2010年4月26日)

スロベニア Jozef Stefan Institute の A. Trkov 氏より、"On the Effects of Correlations in Evaluated Nuclear Data on the Uncertainties in Integral Parameters"と題して、共分散評価における相関の重要性について発表があった。通常、同じ基準データを用いたり、同じ手法を用いたりした場合に生じる相関については考慮されているが、天然元素サンプルを用いた測定の場合の測定誤差の核種間の相関や、単一の測定データセット内に生じる系統誤差については見落とされがちであり、これらの相関を考慮することの重要性を説いている。

米国 Brookhaven National Laboratory (BNL) の C.M. Mattoon 氏より、"Issues in Neutron Cross Section Covariance"と題して、共分散に関する理論的な取り扱いから、その処理や品質保証にまで及ぶ課題について述べられた。具体的には、共鳴間の相関、ポテンシャル散乱の誤差、GNASH コードと KALMAN コードあるいは NJOY コードと PUFF コードの処理結果の差異等が挙げられる。品質保証に関しては、共分散の処理結果を UNCOR コードにより検証することとしている。例えば、UNCOR コードは、弾性散乱断面積の標準偏差が 1%以下となった場合や捕獲断面積の標準偏差が 2%以下となった場合など、非合

理的な誤差に対して、警告を出すようになっている。また、共分散行列が非正定値行列となった場合には若干の調整を行って正定値化する機能を有する。

Fission Energy Application I (2010年4月26日)

米国 Idaho National Laboratory (INL) の G. Palmiotti 氏より、"Nuclear Data Target Accuracies for Generation-IV Systems Based on the Use of New Covariance Data"と題して、第4世代炉各炉型の主要核特性（臨界性、各種反応度係数、出力分布など）の設計要求精度に対する核データの目標精度を評価した結果が紹介された。米国における新しい共分散データ AFCI-1.2（なお、最新のデータは ND2010 開催直前に完成した AFCI-1.3 である）を用いた核特性の不確かさ評価結果をもとに議論されている。AFCI 共分散データは、文字どおり、米国の先進燃料サイクルプロジェクトや GNEP プロジェクト用に特に高速炉体系に整備されているものであり、積分実験情報を活用した炉定数調整法への活用を想定している。ABR や ADS 等、MA 核変換用システムでは、 ^{238}Pu 、 ^{241}Pu や $^{242\text{m}}\text{Am}$ の核分裂、 ^{240}Pu 捕獲が不確かさの主要因として挙げられた。また、ナトリウム冷却高速炉では、 ^{238}U 非弾性散乱が支配的であるとされた。例として、臨界性に対する核データの目標精度が紹介された。EFR（欧州の過去の高速炉設計案で MA の混入は考えていない）については、AFCI-1.2 では ^{238}U 非弾性散乱に対する不確かさは約 20%とされているが、臨界性に対する設計要求精度の 300 pcm に対して、 ^{238}U 非弾性散乱反応に求められる精度は、その他の核データとの相関を考慮しない場合で約 4%、相関を考慮する場合は約 0.5%と評価された。MA が約 10%混入しているナトリウム冷却高速炉については、 ^{238}Pu 核分裂反応に求められる精度は、相関を考慮しない場合で約 5%、考慮する場合で約 1%と評価された。このように、1%以下という達成困難な目標精度が主張されたが、設計要求精度を変更しないのかとの質問に対しては変更しないとの回答であった。現在進行中の WPEC のサブグループ 33 での共分散データと積分実験データの統合活用方策に関する検討において、積分実験データの活用も踏まえて、設計要求精度や核データに対する要求精度に関して、より総合的な議論が進むことが期待される。

米国 Argonne National Laboratory (ANL) の Y.S. Yang 氏より、"Application of AFCI Covariance Data to Uncertainty Evaluation of Fast System Integral Parameters"と題して、AFCI 共分散データを使用した特に燃焼核特性に関して焦点をあてた不確かさ評価の議論がなされた。本発表では、一般化摂動理論に基づく、燃焼核特性に対する核データ感度解析手法の紹介がかなりの部分を占めた。本感度解析コードの感度解析結果を、REBUS コードを用いた、核データを直接変化させて感度を評価する直接計算結果と比較することにより、コードの検証がなされた。他コード、ERANOS との比較がなされたが、ERANOS では、出力規格化による効果（出力を規格化すると、例えば、核分裂断面積に対する感

度を考えると、出力を一定とすると、中性子束レベルの核分裂断面積に対する感度は負となることを言う) が考慮されていないこと等の不備があるとの指摘があった。

米国 BNL の C.M. Mattoon 氏より、"Covariance Library for the Advanced Fuel Cycle Data Adjustment"と題して、AFCI-1.3 共分散データについて説明がなされた。これまで AFCI-1.2 が 2009 年 8 月に、AFCI-1.3 が 2010 年 4 月に整備されている。2011 年 8 月に AFCI-2.0 として整備した後は、WPEC のサブグループ 33 での活用が計画されており、そこでの検討を踏まえて、ENDF/B-VII.1 の共分散データとして格納される予定である。整備される 110 核種のうち、70 核種は FP、構造材が占め、その他は、MA 核種、軽核、Na 等である。

Uncertainty Quantification and Covariance Matrix II (2010 年 4 月 27 日)

米国 Idaho National Laboratory (INL) の G. Palmiotti 氏より、"Use of Covariance Matrices in a Consistent (Multiscale) Data Assimilation for Improvement of Basic Nuclear Parameters in Nuclear Reactor Applications: From Meters to Femtometers"と題して、多群断面積の調整に代わる新しい核データの調整法について発表があった。具体的には、共鳴パラメータ、光学モデルパラメータ、Hauser-Feshbach 統計モデルパラメータ、前平衡励起子モデルパラメータ等を積分実験により調整することのことである。EURACOS の中性子透過実験データを用いて ^{23}Na のパラメータの調整計算が行われている。

フランス Institut de Radioprotection et de Surete Nucleaire (IRSN) の T. Ivanova 氏より、"Impact of Cross-Section-Covariance Data on Results of High-Confidence Criticality Validation"と題して、積分実験の反映による実効増倍率の不確かさの低減について発表があった。共分散データとして、ENDF/B-V、JENDL-3.2、TENDL-2009 のものを用い、積分実験反映後の実効増倍率の不確かさと断面積の相関係数の比較が行われていた。不確かさだけでなく相関係数に関してまで核データ間の比較を行っていたことは興味深かった。

Fission Energy Application II (2010 年 4 月 27 日)

JAEAの久語より、"Recent Application of Nuclear Data to Reactor Core Analysis"と題して、日本原子力研究開発機構における原子炉解析に対する核データの応用について、理論研究・コード開発、実験・実験データベースの拡充、バックエンド分野を含む原子炉解析への応用に関する最近の研究成果について、レビューした。実験データベースの拡充においては、keV領域の ^{235}U の捕獲断面積の断面積の検証に資するために高速炉臨界実験装置 (FCA) で実施した、ウラン燃料高速炉体系におけるナトリウムボイド反応度測定実験データについて紹介した。この実験データは、WPECのサブグループ29において、実施中である中速及び高速エネルギー領域での ^{235}U 捕獲断面積の再評価の検証に有効な積分

実験データである。理論研究・コード開発、原子炉解析への応用に関しては、感度解析、不確かさ解析に関する研究に焦点を当てた。感度解析手法のバックエンド分野の研究への進展を図るものとして開発した燃焼摂動理論コードを用いて、燃焼度クレジットに対して重要な核分裂生成物を対象として、その生成量の高精度評価に重要な核データを明らかにした。また、原子炉炉心核特性の新たな不確かさ評価方法（拡張バイアス因子法）を高速炉炉心核特性の不確かさ評価に適用し、核データに起因する不確かさを大幅に削減すること、設計の高度化・合理化のための設計開発項目の優先度の検討に有効であることを示した。

オランダ Nuclear Research and Consultancy Group (NRG) の D. Rochman 氏より、"Nuclear data uncertainty propagation for a sodium fast reactor"と題して、Total Monte Carlo 手法及び摂動手法による誤差伝播評価により、ナトリウム冷却高速炉のナトリウムボイド反応度の不確かさが評価された。Total Monte Carlo (TMC) 手法では、TALYS による核データ評価、NJOY による ENDF 形式ライブラリの作成、MCNP による核特性解析から成り立ち、光学モデルパラメータ、共鳴パラメータ等をランダムにサンプリングして、上記の一連の解析を数多く実施して、炉心核特性の不確かさを評価するものである。一方、摂動手法は、評価された共分散データと感度解析結果を利用して炉心核特性の不確かさを評価する従来手法である。韓国的高速炉設計 Kalimer-600 のナトリウムボイド反応度を対象として、不確かさを評価した結果、TMC による評価で、 ^{23}Na による不確かさが最大で約 6% と報告された。

JAEA の杉野より、"Development of a Unified Cross-section Set ADJ2010 based on Adjustment Technique for Fast Reactor Core Design"と題して、炉定数調整法に基づく統合炉定数 ADJ2010 の開発について発表を行った。統合炉定数とは、微分データと積分データを統合する意味で命名されたものであるが、単に積分実験を再現するように微分データを調整するだけでなく、多数の積分実験を統計的に考慮することにより、微分データの不確かさを低減できる所に特長がある。今回新たに作成した ADJ2010 の特徴は、(1) 最新の核データである JENDL-4.0 を共分散データと共に用いていること、(2) OECD/NEA が中心になって整備を行っている国際臨界実験ベンチマーク (IRPhEP) に保存されている高品質のデータを採用していること、(3) MA サンプル照射試験データを用いて MA 断面積の調整計算を行っていること等にある。

種々の積分実験に対して、JENDL-4.0 はほぼ満足の行く結果を生み出しているが、ADJ2010 では更なる改善が見られている。また、**図 1** 及び **図 2** に示すように将来の実用高速炉炉心の核特性や使用済燃料の放射能の予測精度を、ADJ2010 では JENDL-4.0 を用いた場合の半分以下と出来ることも示した。

- Prediction Accuracy of Target Core – (Core Characteristics)

Table Prediction accuracy on core characteristics

Characteristics	JENDL-4.0	ADJ2010P
Criticality	0.9%	0.2%
Reaction rate distribution	0.7%	0.4%
Control rod worth	1.9%	0.6%
Na void reactivity	5.3%	1.9%
Doppler reactivity	3.3%	1.6%
Burnup reactivity	6.9%	3.3%
(Delayed neutron fraction)	2.2%	0.8%

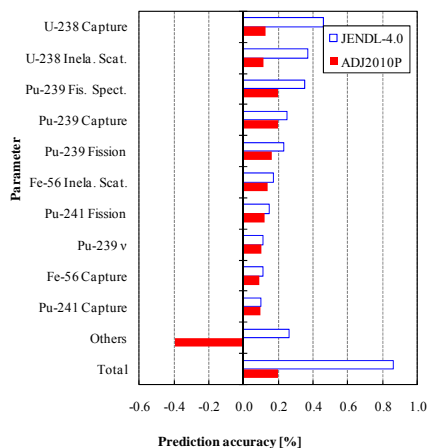


Fig. Components of prediction accuracy on core criticality

13

図1 炉定数調整法による核特性予測精度の低減

- Prediction Accuracy of Target Core – (Radioactive properties)

Table Prediction accuracy on radioactive properties of spent fuel

Property	JENDL-4.0	ADJ2010P
Decay heat	7.6%	3.9%
Neutron emission	11.7%	7.7%
Gamma-ray release	6.7%	3.6%

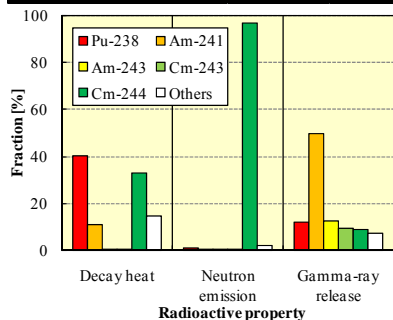


Fig. Fraction of source nuclide

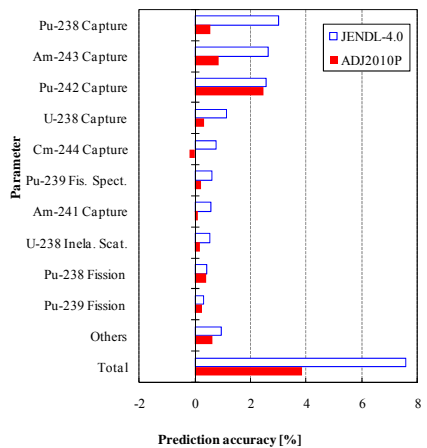


Fig. Components of prediction accuracy on decay heat of spent fuel

14

図2 炉定数調整法による使用済燃料放射能の予測精度の低減

Benchmark Testing I (2010年4月28日)

米国 INL の J.B. Briggs 氏より、"Identification of Integral Benchmarks for Nuclear Data Testing using DICE (Database for the International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments)" と題して、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (ICSBEP) のベンチマークハンドブック (OECD/NEA から DVD で配布されている) に付随しているデータベース検索システム DICE について紹介があった。これを使用することで、臨界性に寄与している主要な核反応やエネルギー領域などを検索し、利用目的に対応するベンチマークデータを得ることができる。また、中性子束、反応率、断面積感度係数といったもののエネルギー依存性をプロットする機能も用意されている。断面積感度係数は、30 群 ABBN-93 ライブラリまたは 238 群 ENDF/B-VII.0 ライブラリを使用し、多群モンテカルロ法である SCALE システムの TSUNAMI コード (1D または 3D) により計算されている。断面積感度係数が整備されると、ICSBEP ハンドブックは核データベンチマークに一層有用なものとなるが、現状の収納ケース数はまだまだ十分とは言えないようである。

ドイツ PSI の E. Kolbe 氏から、"Assessment of the JEFF-3.1.1 Neutron Data with Updated Thermal Scattering Data for Criticality Safety Evaluations of the LWR Fuel Storage Pools" と題して、軽水炉燃料集合体の輸送及びプール貯蔵における臨界安全評価を目的とし、JEFF-3.1.1 と MCNPX-2.5.0 を使用した UO_2 及び MOX 燃料軽水減速体系の実験解析の結果と他ライブラリ (ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1, JENDL-3.3) との比較などが示された。実験データは、ICSBEP ハンドブックから LCT (15 ケース) と MCT (4 ケース) が採用されている。これらのケースについて、JEFF-3.1.1 の結果は、大きなスペクトル依存性は見られないことが示された。また、水反射体の影響が大きい体系では、使用する熱中性子散乱則データによって結果が変わることが述べられた。

米国 Los Alamos National Laboratory (LANL) の A.C. Kehler 氏からは、"Cross Section Data Testing with ENDF/B-VII.0 and Potential ENDF/B-VII.1 Evaluations" と題して、ENDF/B-VII.0 と ENDF/B-VII.1 のプレリミナリ版を使用した ICSBEP ベンチマーク解析の結果が紹介された。計算は MCNP によるものである。最近 ICSBEP ハンドブックに追加された Godiva 等の LANL 超小型炉における反応率実験の解析により、ENDF/B-VII.0 に比べて ENDF/B-VII.1Pre は $^{236}\text{U}(n,\gamma)$ などの反応率が大幅に改善されたとの報告がなされた。また、ENDF/B-VII.1 では ^{235}U 熱核分裂スペクトルの改訂が進められており、その効果が高濃縮溶液体系 (HST45 ケース) でのベンチマーク解析結果により示された。それによると、漏えいが大きいケースで、-400pcm 程度の k_{eff} 勾配が残っており、さらに改善が求められるとしている。また、ORNL の非分離共鳴パラメータの改訂版を採用使用した ^{239}Pu のテ

ストを ICSBEP ハンドブックのプルトニウム溶液燃料系 (PST) 実験データを用いて行ったところ、JEFF-3.2 β データは C/E 値を改善するが、ORNL のデータは結果をかえって悪くすることが報告された。Pu 溶液系の臨界予測精度は、現状では何れのライブラリを使用しても他の体系に比べて臨界性の予測精度は悪く、今後の ^{239}Pu 断面積改訂の目玉となるかもしれない。

Uncertainty Quantification and Covariance Matrix III (2010 年 4 月 29 日)

NRG の D. Rochman から、"Nuclear Data Uncertainty Propagation : Total Monte Carlo vs. Covariances"と題して、Total Monte Carlo (TMC) 手法による誤差伝播評価と摂動手法による誤差伝播評価の対比がなされた。TMC は、より一般的で厳密であり (とされている)、感度解析等で特別に用意するコードの必要がない。ただし、多数回の計算を必要とし、時間がかかる。一方、摂動手法は、共分散データが近似的であり、感度解析コード等が別途必要である。ただし、時間を要しない。TMC による多数回の計算結果から評価された共分散データを用いた摂動手法と TMC 法による臨界性に対する評価結果を比較した結果、TMC が摂動手法に比べて 15~30%大きく評価し、摂動手法が楽観的な評価となることが明らかになった。摂動手法で用いた共分散データには、TMC で考慮された相関が反映できないこと等によると考えられる。

IAEA の R. Capote 氏から、"Application of the unified Monte Carlo method to the evaluation of non-normally distributed nuclear data"と題して、Unified Monte Carlo (UMC) 手法の核データ評価における性能評価・向上に関する研究成果が紹介された。UMC 法では、TMC 法に実験データをベイズの定理により考慮して、より精緻な核データ評価を目指すものである。本発表では、UMC 法と確率密度関数として、正規分布以外の非正規分布 (対数関数分布、均一分布、指数関数分布) を試した。従来の一般化最小自乗法は、正規分布で不確かさが小さい場合は UMC 法と等価であること、非正規分布であれば UMC 法のほうが信頼できる。また、大きな不確かさ (例えば、30%以上) を含む場合は、対数関数分布が有利であり、均一分布、指数関数分布の適用性は乏しいとのことであった。

オーストリア IAEA の D. Neudecker 氏から、"Comparison of covariance matrices obtained by different methods"と題して、GENEUS コードによる核データ評価について紹介があった。GENEUS コードでは、ベイズの定理により実験データを考慮して核データ (共分散データを含めて) が更新される。A. Koning の方法に比べると、GENEUS コードは、核反応モデルに起因する不確かさを考慮して事前共分散データを評価すること、実験データ間の相関を考慮すること、などの特徴があり、より合理的な核データ評価を目指している。

スペイン・Universidad Politecnica de Madrid の O. Chello 氏から、"Propagation of nuclear data uncertainties in transmutation calculation using ACAB code"と題して、核変換システムにおける核特性、バックエンド分野における特性に対する核データに起因する不確かさ評価について紹介された。インベントリ評価コード ACAB コードが、核データ誤差による誤差伝播が扱えるように改良され、インベントリ等への誤差評価がなされた。誤差伝播評価には、感度解析による方法とモンテカルロによる手法が整備されている。欧州の実用核変換用施設 (EFIT) 設計を対象に評価した結果、MA や核分裂生成物 (FP) 生成量に対して崩壊定数の影響は小さいこと、FP 生成量に対する核分裂収率の影響は 10%以下程度の影響が残ること、断面積の影響が最も大きいことが報告された。なお、感度解析手法とモンテカルロ手法の一致は良好であるとのことであった。

(4月28日の Benchmark Testing II はキャンセルされた)

Benchmark Testing III (2010年4月29日)

IAEA の奥村からは、"JENDL-4.0 Integral Testing for Fission Systems"と題して、JENDL-4.0 の積分テストについて発表がなされた。この内容については、本核データニュースの中で、原子力学会企画セッション報告「JENDL-4 の完成と今後の展望 (3) 核分裂炉に対する JENDL-4 の積分テスト」として、報告されているので、ここでは内容の紹介は省略する。本発表では紹介されなかった ^{157}Gd の改訂結果や即発中性子スペクトルの影響について質疑があった。

IAEA の Capote 等は、"Evaluation and Validation for the U-235, U-238 and Pu-239 Prompt Fission Neutron Spectra and Covariances Based on New Parameterization of the Komilov Model"と題して、信頼できる微分データと積分データを使用して、 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu の即発中性子核分裂スペクトルと共分散データを、Komilov モデルのパラメータによる新しい評価を提案し、Watt の式、JENDL/AC-2008、ENDF/B-V/II による結果との比較を行っている。例えば、積分テストで良く使用されている LANL の超小型炉のベンチマーク結果などは、即発中性子の核分裂スペクトルに対する感度は高く、300 pcm 程度はこれにより結果が変わりうると主張していた。

中国原子能科学研究院の Wu 等からは、"Benchmark Testing of CENDL-3.1"と題して、2009年12月に公開された CENDL-3.1 による積分テストの結果が示された。CENDL-3.1 では、 ^9Be 、 ^{10}B 、 ^{11}B 、 ^{12}C 、 ^{14}N 、 ^{16}O 、 ^{19}F 、Ni、Cu、Zr、Pb などを新たに DDX で評価しなおしており、軽核及び構造材核種の評価に重点が置かれている。ベンチマーク解析には、SINBAD データベースに収納されている OKTAVIAN、FNS、LLNL の実験データと、ICSBEP ハンド

ブックの臨界実験データを使用している。ICSBEP ベンチマークの一例として、Cu 含有体系 (HMF72, HMF73, PMF13, PMF40) において、スペクトル指標 (EALF) に対する臨界固有値バイアスが、JENDL-3.3 や ENDF/B-VII.0 に比べて、CENDL-3.1 がもっともすぐれていることが示された。発表の後で、Wu 氏から CENDL-3.1 の CD を入手したので、今後の JENDL ベンチマークとの比較に利用する予定である。なお、NJOY による MCNP 形式の炉定数ライブラリ (Ace ライブラリ) 作成には、Ni の処理に独自パッチが必要になるとのことである。

Uncertainty Quantification and Covariance Matrix V (2010 年 4 月 30 日)

韓国の Hyung Jin Shim ("Nuclear Data Sensitivity and Uncertainty Analysis Using Adjoint Flux Estimated in Monte Carlo Forward Calculations") と Chang Hyo Kim 等 ("Effect of Cross Section Uncertainties on Criticality Benchmark Problem Analysis by McCARD") からは、連続エネルギーモンテカルロ法において、微分演算子法に基づく Forward 計算のみで、精度のよい断面積感度係数を効率よく計算する手法の提案があり、これを McCARD コードに実装し、JEND-3.3 の共分散データを使用して、Godiva などのベンチマーク問題における誤差解析に適用した結果が紹介された。これまで、連続エネルギーモンテカルロ法による感度解析は、原理的には可能であるが、核種やエネルギービンが多い問題での実用性については疑問があり、この種の解析が今後どこまで発展するかが楽しみである。うまくいけば、近い将来には複雑な非均質幾何形状体系を多く含む ICSBEP ベンチマーク問題の断面積感度係数も、連続エネルギーモンテカルロ法で用意されることになるかもしれない。