

OECD/NEA/WPEC の Subgroup 33 「炉定数調整法」会合に参加して (その 2) 2010 年 11 月 29 ~ 30 日、Paris、France

日本原子力研究開発機構
原子力基礎工学研究部門
石川 眞

ishikawa.makoto@jaea.go.jp

次世代原子力システム研究開発部門
炉システム開発計画室
杉野 和輝

sugino.kazuteru@jaea.go.jp

1. はじめに

前報[1]に引き続いて、OECD/NEA の核データ評価協力ワーキングパーティ (WPEC) の下に設置されている SG33 「Methods and issues for the combined use of integral experiments and covariance data (ここでは炉定数調整法のことを指しています)」の活動報告をさせていただきます。2010 年 11 月末に開かれた第 4 回 SG33 会合では、議長である Salvatores 氏の卓越した(強引な?) 指導力のもとで、①参加各国から提出された炉定数調整手法の技術的詳細についての調査と評価を行った報告書を完成し、②各種の誤差評価方法について基本的な対応方針を定めて、さらに、③各参加機関が行っているベンチマーク問題の解析結果及び予備的炉定数調整結果を討議し、今後の活動



写真 1 OECD/NEA 本部 (正面に大きなクリスマスツリーが置かれていました)

計画を決定しました。以下に、その詳細を説明させていただきます。

2. 炉定数調整手法に関する調査報告書の完成

SG33 活動の第一ステップとして、参加各機関（米国 ANL、INL、ORNL、スロベニア JSI、ロシア IPPE、日本 JAEA、オランダ NRG、仏国 CEA）から、各自が使用している炉定数調整法の基礎式と具体的な計算法及び各種の入力データ設定法について、情報を提供してもらったことは、前回ご報告しました。この結果をまとめて分析評価した報告書のドラフトを、Palmiotti 氏（INL）・De Saint Jean 氏（CEA）・石川（JAEA）の3名が主体となって分担執筆し、本会合でメンバーにより修正されて完成しました。表紙を図1に示しますが、各機関からの提出資料を付録として入れると、全 127 頁という長大なものです。まもなく NEA から公開されると思われます（SG26 の報告書も 464 頁ありましたから、Salvatores 氏が絡む報告書はどれも膨大になる傾向があるようです）。

この調査報告書では、以下のような点が SG33 の合意として明記されることになりました。JAEA としては、技術的に極めて納得できる内容になったと思っています。

- 1) 炉定数調整に用いる積分データの誤差としては、実験誤差だけではなく、解析モデル誤差も原理的に含む必要があること（前号に書きましたが、本 SG33 発足の時点では、解析モデル誤差の必要性を明確に認識していたのは JAEA だけであったことを考えますと、非常な進歩です）。
- 2) 積分実験データを高速炉設計に反映した例として、日本の常陽・もんじゅ・実証炉設計を、参考文献とともに提示する。
- 3) 核データ共分散について、近年各国が、評価手法をはじめ精力的に研究開発を行っていることを文献とともに明示する。
- 4) 積分実験データについて、NEA の IRPhE プロジェクトなどの国際的努力により品質が飛躍的に向上してきていることを示す。
- 5) 炉定数調整法は、古典的なバイアス補正法とは本質的に異なって、断面積の感度係数を介して実験体系から実機炉心への外挿を行えることを記載する。
- 6) 現在、炉定数調整法が有している課題は、基礎理論または数値解法や計算機のハード的能力などではなく、物理的入力データ（とくに相関を含む誤差データ）の信頼性であることを確認する。
- 7) 炉定数調整で用いる積分データとしては、多様性ととともに、独立性を可能な限り確保する必要があること、などです。

Assessment of Existing Nuclear Data Adjustment

Methodologies

C. de Saint-Jean (CEA), E. Dupont (NEA), M. Ishikawa (JAEA),
G. Palmiotti (INL), M. Salvatores (INL/CEA)

OECD/NEA WPEC Subgroup 33

Contributors:

R. McKnight (ANL)

P. Archier, B. Habert, D. Bernard, G. Noguere, J. Tommasi, P. Blaise (CEA)

G. Manturov (IPPE)

K. Sugino, K. Yokoyama, T. Hazama (JAEA)

I. Kodeli, A. Trkov, D. Muir (JSI)

D. Rochman, S.C. Van der Mark, A. Hogenbirk (NRG)

B.T. Rearden, M.L. Williams, M.A. Jessee, D.A. Wiarda (ORNL)

図 1 SG33「炉定数調整手法の調査」報告書の表紙

3. 積分実験データの誤差マトリックスの設定

前報で、積分実験誤差マトリックス ($\mathbf{V_e}$) を設定する方法論について、JAEA から「3ステップ法」(具体的には、①まず誤差マトリックスの一要素(例えば、Data A と Data B の共分散とする)毎に、両データの誤差要因を、「共通誤差 (Common error)」と「独立誤差 (Independent error)」に分けて評価する(すなわち、共通誤差と独立誤差の混在を許さず、とにかくどちらかに分類できるようになるまで、積分実験誤差を要因別に細分する)。②続いて Data A と Data B の共通誤差と独立誤差について、各々の要因を合計(統計処理)する。③最後に相関係数を Data A と Data B の共通誤差と全誤差の比の積から算出する)を提案したことをお知らせしました。この方法を、今回の SG33 ベンチマーク実験データ全体(計 20 個)について JAEA が適用してみたものが、図 2 です。これに対して、ZPR・ZPPR の実験者である ANL から「ZPR-6/7 の k_{eff} の実験誤差は最近、より小さいと再評価されたので、標準偏差の数値は見直したい」との意見が出されましたが、相関係数の設定法などについてはとくに異論は出ませんでした。最終的に、議長の Salvatores 氏が、「JAEA の提案したこの実験誤差マトリックスに対して、各参加機関は来年(2011年)の1月末までに意見を提出せよ」と指示を出して、積分実験誤差に関する議論を収束させることになりました。JAEA の提案(個々の具体的な数値ではなく、設定の方法論です)が、SG33 でオーサライズされるといいなと思っています。

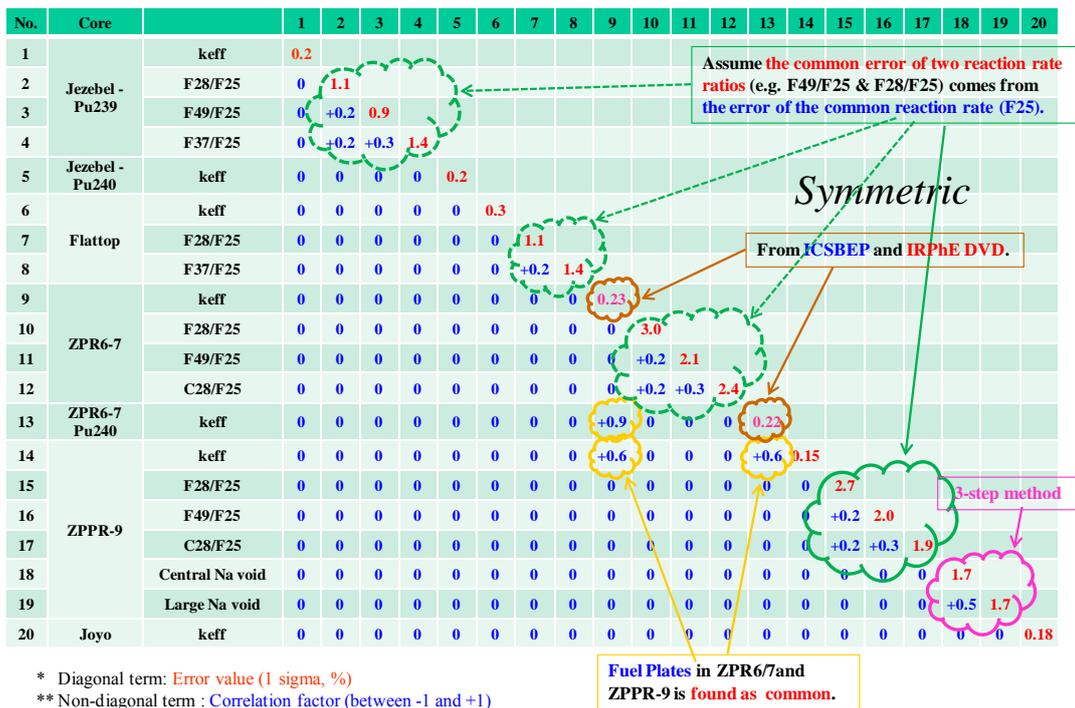


図2 SG33 ベンチマークの実験誤差マトリックス設定に関する JAEA からの提案

4. 積分データの解析モデルに対する誤差マトリックスの設定

前報で、解析モデル誤差マトリックス (V_m) の設定について、JAEA から「解析値への解析モデル詳細度の感度に基づく方法」を提案しましたが、他の参加機関は、設定法以前にまず、そのような誤差を炉定数調整で考慮する必要性を認識していなかったもので、議論が全く噛み合わなかったことを紹介しました。これは、今回の SG33 ベンチマークでは、解析値として、連続エネルギーモンテカルロ計算の結果、または 33 群の決定論での解析値にそれに相当する補正を加えた結果を使用することを前提としており、モンテカルロ計算の統計誤差は、実験誤差に比べて充分小さいと参加メンバーが暗黙に考えていたためであったと思います。まず、この解析モデル誤差を考慮することが「原理的には」必要であることは、2 章で述べたように今回合意を得ることができました (実は、Palmiotti 氏ら他の参加者はまだ渋っていたのですが、Salvatores 氏が、「in principle」としては必要だ」と裁定してくれたことが話を進める駆動力になりました。Salvatores 氏は JAEA に対して批判的な言動も多いのですが、ここでは味方になってくれたので感謝しています)。

それでは、実際に解析モデル誤差マトリックスをどう設定するかですが、今回は、連続エネルギーモンテカルロ手法と決定論手法を使い分ける前提で、JAEA から改訂した提案を行いました。具体的には、積分データの解析値を求める計算法に依存して、以下の 3 つのケースになります。

(ケース 1) 連続エネルギーモンテカルロ計算を直接適用する場合：

臨界性などが、これに当たると思います。この場合は、解析モデル誤差の標準偏差は、モンテカルロ計算から得られる統計誤差になります。しかし、これまでのモンテカルロ解析の研究[2,3]で、中性子源のサイクル間相関に由来するバイアスが現在のモンテカルロ計算の統計誤差には取り入れられていないことがわかっているので、JAEA から「例えばモンテカルロ計算による統計誤差の 2 倍を 1σ 誤差としてはどうか」と提案し、2 倍にするかどうかは各参加機関の判断によるものの、このバイアスを考慮した解析モデル誤差設定を行うことで合意しました。

また、解析モデル誤差の積分データ間の相関は基本的に無いもの¹と見なします。ただし、実験誤差の場合と同じように、同じモンテカルロ計算から、2 種類の反応率比を計算し、分母が同じ反応 (図 2 では F25 (U-235 の核分裂反応率) が相当します) の場合は、当然その相関は考慮する必要があります。

(ケース 2) 決定論のみで解析値を求める場合：

この場合には、まず現有している最も詳細な解析モデルによる補正 (輸送理論補正、無限メッシュ補正、エネルギー超微細群補正など) を行うことが、炉定数調整の効果を確保する大前提になります。その上で、標準偏差については、前回提案したものと同じく、「解析値への解析モデル詳細度の感度に基づく方法」、具体的には、基準計算モデルから詳細モデルへの各種補正係数の一定割合 (JAEA は過去の経験から 30% を提案) を合計したものとします。

一方、相関係数については、新たに補正係数の内訳から共通誤差を推定する方法を提案しました。大型高速炉心である ZPPR-9 と小型高速炉心である「常陽」の臨界性を例に、具体的な手順を図 3 に示します。①まず、各種の補正係数の 30% をその補正に由来する解析モデル誤差とします。②次に、対象としている 2 つの誤差データのうち、小さい方の分が共通誤差の定量的な寄与であると仮定します (これは物理的に補正のメカニズム (例えば中性子漏れの評価に起因する誤差) は同じで、その定量的な効果だけが炉心間で異なるという考えに基づいています。この仮定は、正の相関を最大限 (たぶん保守的) に見積もっていることになると思います)。③ただし、補正の符号が異なる場合は、物理的なメカニズムが異なると考え、相関は無いものとします (図 3 の例では、超微細群補正がこれに当たります。大型炉心である ZPPR-9 と小型炉心である「常陽」は、中性子スペクトルが大きく異なるので、超微細群補正の内訳も違っており相関はないと推定して

¹ 実は、当初 JAEA は、一つのモンテカルロ計算から異なった核種反応率を計算する場合には、中性子束は同じものを用いることになるので何らかの相関が付くのではないかと考えていました。しかし、反応率という積分量ですから、同じ中性子束といっても共鳴領域などに典型的なように断面積のエネルギー依存性が異なれば、やはり相関は無いものとみなしてよいだろうと再考した経緯があります。

いることとなります)。④そして、各補正項目の全誤差から共通誤差を差し引いたものを独立誤差とします。⑤最後に、実験誤差と同様に、対象としている 2 データの解析モデル誤差の相関係数を双方の共通誤差と全誤差の比の積から算出します。図 3 の結果にありますように、大型高速炉心 ZPPR-9 と小型高速炉心「常陽」の臨界性の相関係数は、解析モデル誤差の大きさや内訳が異なることから+0.14 とかなり小さくなり、これは炉物理的な感覚と合います。

| Experimental core | | ZPPR-9 (: A) | | JOYO Mk-I (: B) | | Correlation factor |
|---|--------------------------|--------------|--------|-----------------|--------|--------------------|
| Error classification | | Independent | Common | Independent | Common | |
| keff by basic method | | 0.99372 | | 0.98060 | | |
| Correction by detailed model (unit: pcm) | Transport theory | +248 | ±74 | +1760 | ±523 | ±74 |
| | Mesh-size effect | -93 | ±28 | -210 | ±56 | ±28 |
| | Ultra-fine energy effect | +103 | ±31 | -50 | ±15 | 0 |
| | Multi-drawer effect | +47 | ±14 | 0 | 0 | 0 |
| | Cell-asymmetry effect | -52 | ±16 | 0 | 0 | 0 |
| Total | | 0.99625 | ±88 | 0.99560 | ±532 | ±79 |
| | | | | | | 0.14 |

(Ref.) NEA IRPhE Handbook, DVD (2010)

- Rule 1: One analytical modeling error component is “proportional” to the correction value (30% here).**
- Rule 2: Smaller error value between two data is assumed as “common error”.**
- Rule 3: If the sign of correction values between data is opposite, they are assumed as “independent”.**

図 3 解析モデル誤差マトリックスの設定の方法論に関する JAEA からの提案

一方、今回の SG33 ベンチマークでは扱っていませんが、ZPPR-9 炉心と同じ実験シリーズである ZPPR-10A 炉心と ZPPR-10C 炉心の臨界性の解析モデル誤差と相関係数を評価してみたものが、図 4 です。ZPPR-10A 炉心（600MWe 級制御棒チャンネル付き工学模擬炉心）と比べた ZPPR-10C 炉心（同 800MWe 級炉心）の違いは炉心サイズのみで、燃料セル非均質構造や炉心型式は全く同じですから、両者の解析モデル誤差の正の相関も強いことが予想されます。実際に、上記の手順で計算してみますと、両者の相関係数は+0.82 となり、これも炉物理の実感に近いものとなりました。今回の JAEA が提案した解析モデル誤差マトリックス評価の方法論は、決して完全なものとはいえませんが、一応の定量的説明性は有しているのではないかと思います。

| Experimental core | | ZPPR-10A (: A) (600 MWe-class FBR) | | | ZPPR-10C (: B) (800 MWe-class FBR) | | | Correlation factor |
|---|--------------------------|---------------------------------------|-------------|--------|---------------------------------------|-------------|--------|--------------------|
| | | | Independent | Common | | Independent | Common | |
| keff by basic method | | 0.9913 | | | 0.9916 | | | |
| Correction by detailed model (unit: pcm) | Transport theory | +530 | ±93 | ±129 | +430 | 0 | ±129 | |
| | Mesh-size effect | -130 | ±21 | ±33 | -110 | 0 | ±33 | |
| | Ultra-fine energy effect | +150 | ±16 | ±42 | +140 | 0 | ±42 | |
| | Multi-drawer effect | +40 | 0 | ±12 | +40 | 0 | ±12 | |
| | Cell-asymmetry effect | -60 | ±10 | ±15 | -50 | 0 | ±15 | |
| Total | | 0.9966 | ±97 | ±141 | 0.9961 | 0 | ±141 | |
| | | | ±171 | | | ±141 | | 0.82 |

$$\rho_{A,B} = \frac{\sigma_{Common,A} \times \sigma_{Common,B}}{\sigma_{Total,A} \times \sigma_{Total,B}}$$



(Ref.) NEA IRPhE Handbook, DVD (2010)

図4 解析モデル誤差マトリックスの設定例（強い相関のケース）

（ケース3）決定論と連続エネルギーモンテカルロ法を組み合わせる場合：

ケース1の連続エネルギーモンテカルロ法で、解析値を決定する方法は、単純で分かり易いのですが、複雑な燃料交換や燃焼組成分布を扱わなければならない高速炉心設計解析や、臨界実験の測定項目のうち局所的な反応率分布や微細反応度の解析にいつも適用するのは、計算時間の観点から現実的に不可能であると考えられます。逆に、決定論手法は複雑な組成分布を有する体系などの計算には有利ですが、モンテカルロ計算のように3次元の複雑な非均質形状を as-built で模擬するのは非常に困難です。これらの双方の特長を生かして、現実的にかつ解析精度を確保しようとして提案したのがこの両者の組み合わせ法です。具体的には、積分データの最確解析値 $R_{Combined}$ を図5の式で求めます。

$$R_{Combined}(best) = R_{Det}(simplified\ geom, as-built\ comp) + \{R_{MC}(as-built\ geom, simplified\ comp) - R_{Det}(simplified\ geom, simplified\ comp)\}$$

図5（ケース3）決定論とモンテカルロ法の組み合わせによる最確解析値の算出式

すなわち、基準計算値を幾何学形状はやや近似を入れているが組成分布は詳細な決定論で求めておき、これにモンテカルロ計算の補正として、as-built 形状ではあるが組成は単純化した連続エネルギーモンテカルロ計算値 R_{MC} と、基準計算と同じ幾何学形状で組成

はモンテカルロ計算と同じに単純化した決定論計算値 R_{Det} の差を与えるのです。このようにすれば、この補正計算が解析モデル誤差の観点からよいシミュレーションになっているという前提の下では、最確解析値 R の解析モデル誤差の標準偏差はケース 1 と同様に、モンテカルロ計算の統計誤差になりますし、解析モデル誤差の相関もケース 1 と同様に無いと考えるとよいように思います（補正計算におけるシミュレーションの「良さ」の判断に、ややあいまいさは残りますが）。

以上の解析モデル誤差マトリックス設定の方法論に対する JAEA の提案に対しては、ケース 1 に関しては合意されたものの、決定論が絡むケース 2 及びケース 3 については深い議論になりませんでした。結局、議長の Salvatores 氏が、「JAEA の提案したこの方法論に対して、各参加機関は来年（2011 年）の 1 月末までにコメントがあれば出すこと」という、やや消極的な宣言をして収束しました。それでも当初、多くの参加者には必要性の認識すらなかった解析モデル誤差について、評価の方法論まで SG33 の議論の場に乗せることができるようになったのは、かなり満足すべきなのでしょう。

5. 核データ共分散に関する議論

今回初めて、SG33 会合の正式な議題として、核データ共分散が取り上げられました。

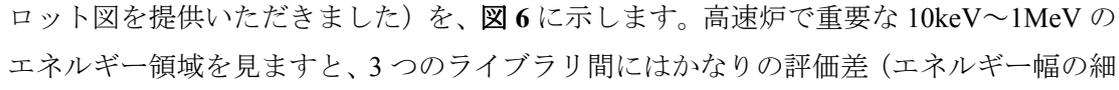
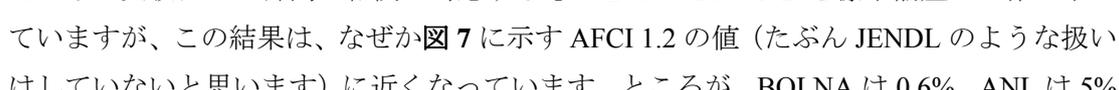
まず、BNL から、今年（2010 年）の 12 月に公開される予定の核データ共分散ライブラリ AFCI (Advanced Fuel Cycle Initiative) 2.0 の紹介がありました。AFCI は、米国の核燃料サイクル開発プロジェクトとして DOE から多額の予算が継続してついており、この共分散ライブラリもその一環として作成されたものです。経緯を整理しますと、最初の共分散ライブラリが、GNEP (Global Nuclear Energy Partnership) プロジェクトの成果として 2008 年 10 月にリリースされました。このときは GNEP-1.0 と名付けていたようですが、共和党が選挙で負けたので、Bush 大統領の印象が強い「GNEP」の名前も無くなり、AFCI 1.2 [4]と「改名」したとのことです。その後、構造材とアクチノイド核種の評価を改良した AFCI 1.3 が 2010 年 4 月にリリースされ、今回報告されたものが 12 月公開直前の AFCI 2.0β 版です。

AFCI 2.0 は、ENDF/B-VII.0 を対象として評価された共分散ライブラリで、12 個の軽核種 (LANL が評価)、78 個の構造材核種 (BNL)、20 個のアクチノイド核種 (LANL+BNL) を格納しています。また、通常反応断面積の他に、核分裂当たりの中性子発生数 (ν バー)、弾性散乱の平均方向余弦 (μ バー)、即発中性子スペクトル (χ) に対する共分散データも含んでいます。なお BNL の説明の中で、「これは ENDF/B-VII.1 にも採用されるだろう」とありましたので、「VII.0 と VII.1 は核データの評価が違うのだから、なぜそのまま採用できるのか」とたずねましたところ、Herman 氏がややあわてて「両ライブラリの評価がそんなに変わらない場合のことで、もちろん評価データが大きく変われば共分散

も再評価することになる」と答えていました。BNL の発表者は、ライブラリと共分散の整合性のことをあまりよく考えていなかったようです。

BNL からは 3 名もの参加者がいました。その一人である Herman 氏は、BNL の核データセンター長ですが、前回に引き続いて今回も熱心に、この SG33 会合に参加していました。米国では、この AFCI 共分散ライブラリの主要ユーザーがこの SG33 と目されているようで、「ぜひ共分散ユーザーからのフィードバックをいただきたい」と前向きな発言をしていたのが印象的でした。

引き続き、JAEA から、この SG33 の場で核データ共分散を検討すべきであるとの提案を行いました。ここでは、幾つかの代表的な核種反応の 3 大ライブラリ (JENDL、ENDF、JEFF) の評価核断面積、測定実験値、各種の誤差評価 (ANL の工学的判断に基づく共分散 (2008) [5]、米国の研究所連合 BOLNA による共分散 (2008) [5]、AFCI 1.2 (2009) [4]、JENDL-4.0 (2010) [6]) の比較を示して、「炉定数調整を行い、その結果を用いて高速炉実機的设计を行おうとするのであれば、積分データ側としても、自分が使用している核データ共分散が物理的に説明できるものかどうか、ユーザーとしての確認はしておかねばならない」と述べました。

例えば、Pu-239 核分裂反応のケース (JAEA 核データ評価研究グループの岩本修氏にプロット図を提供いただきました) を、 **図 6** に示します。高速炉で重要な 10keV~1MeV のエネルギー領域を見ますと、3 つのライブラリ間にはかなりの評価差 (エネルギー幅の細かさの違いによる振動?) がみられ、JENDL-4.0 の標準偏差 (約 1%) を超えているエネルギー点もあります。また、JENDL-4.0 では同時評価の結果に対して、評価では考慮できていない実験データ群間の相関に対応するものとして Factor 2 を標準偏差に一律に掛けていますが、この結果は、なぜか  **図 7** に示す AFCI 1.2 の値 (たぶん JENDL のような扱いはしていないと思います) に近くなっています。ところが、BOLNA は 0.6%、ANL は 5% と、いずれも最近 3 年間の評価でありながら、出典によって一桁近く標準偏差の違いがあります。このような違いをどのように考えるのか、核データ評価側に「対話」を求めべきではないかというのが、JAEA の提案の根拠です。このような趣旨ですから、今回の U-Pu 燃料高速炉という枠組みには入らず核データ評価自体も難しいと思われる Minor Actinide などは対象としません。また、微分測定データが大量にあって核データ評価手法が確立されているもの (つまり、分かり易い議論ができるもの) に絞ることとし、現在 NEA/WPEC で研究が開始された弾性散乱の平均方向余弦 (μ バー) なども除外することとします。たぶん Pu-239、U-238、Na、Fe など高速炉心でとくに重要な数核種が議論の対象になると思います。

Pu-239 Fission (above 10keV*)

- **Note:** The fluctuation among three libraries seems quite large compared with the STD of JENDL. We had better consult the nuclear data people of each library.

高速炉で重要な10keV~1MeV
のエネルギー領域

* Above 10 keV, experimental data measured after 1960 analyzed in JENDL-4.0 by simultaneous fitting of U-233, U-235, U-238, Pu-239, Pu-240 and Pu-241 fission cross sections and their ratios by the SOK code.

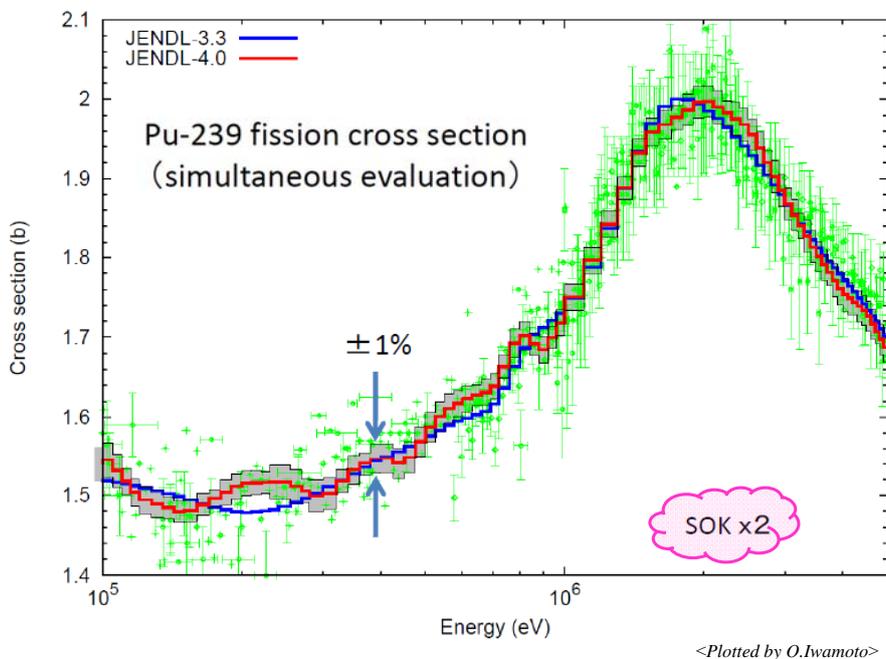
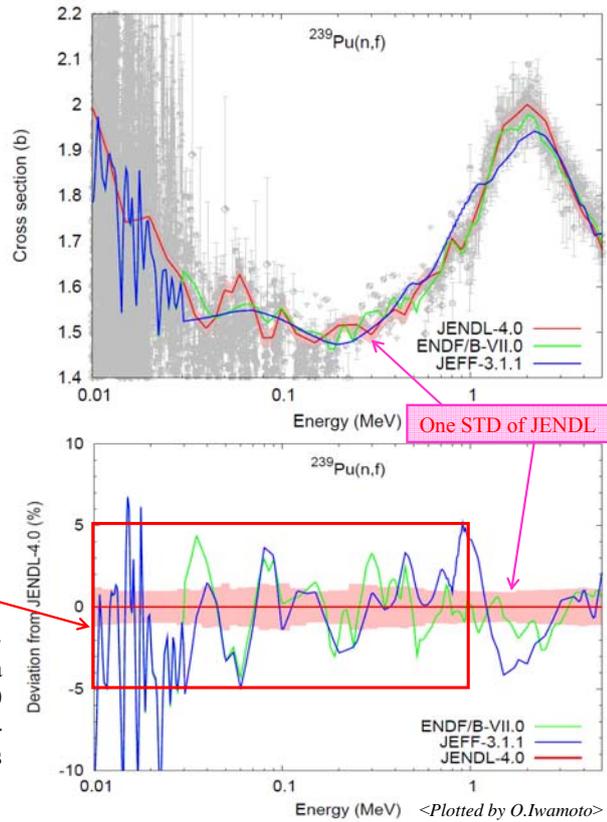


図6 Pu-239 核分裂断面積の各種ライブラリ評価値、測定値、JENDL-4.0 標準偏差

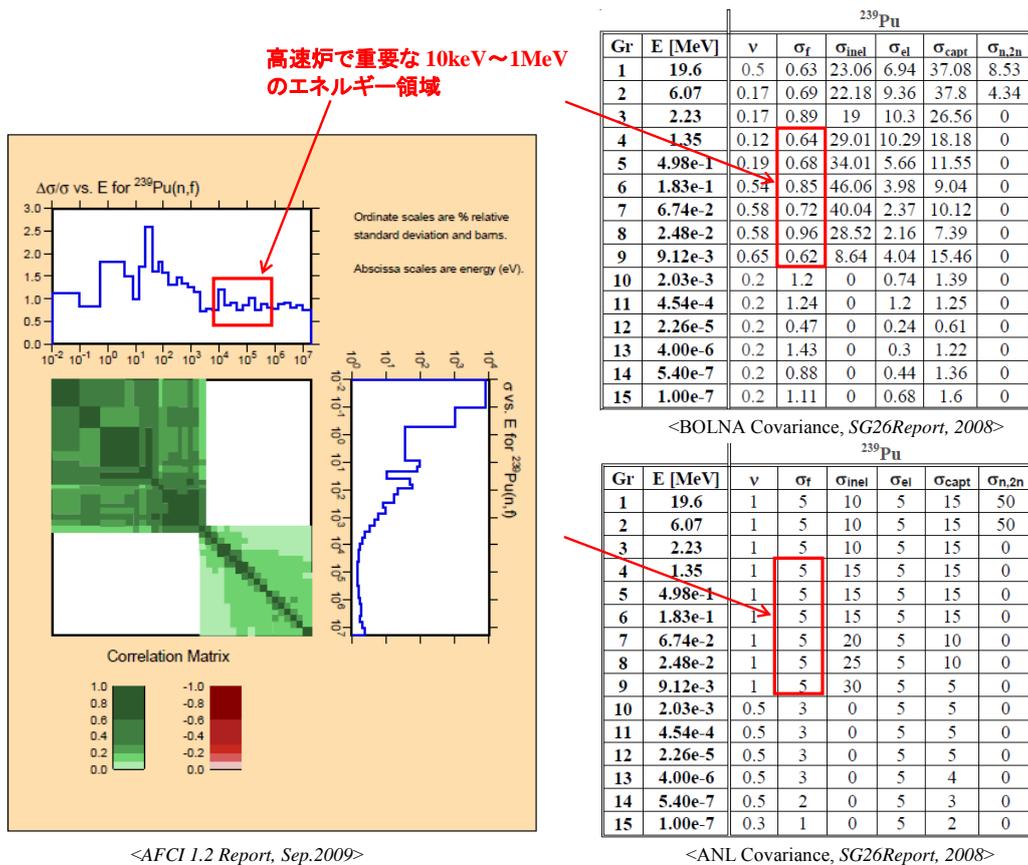


図7 Pu-239 核分裂断面積に対する各種の共分散（標準偏差）

JAEA のこの提案は、SG33 の発足当初は枠外とされていたもので、却下されることも予想していたのですが、BNL の出席・発表もあったせいでしょうか、Salvatores 氏は、この SG33 の目的はあくまで炉定数調整の方法論を検討することであって、核データの議論をすることが本筋ではないことを強調した上で、「各機関の使用した 33 群構造の核データと共分散を集積し、次の SG33 会合で議論する」と裁定しました。実は、我が国の JENDL 委員会でも、今年から新たな WG を設置して、核データ共分散に関する積分データ側と微分データ側の技術的協議（対話）を行うことになりました。これと同じ流れが、OECD/NEA の国際協力の場合でもこれをきっかけにしていけるといいなと考えています。

6. 設計体系の不確かさ解析

INL と JAEA より、2つの設計体系、すなわち ANL が提供した ABR（酸化物燃料）炉心モデルと JAEA が提供した 600MWe 級 FBR 炉心モデルの臨界性の不確かさ評価結果が示されました。繰り返しのようになりますが、共分散データとして、INL は AFCI 2.0 β 版を JAEA は JENDL-4.0 をそれぞれ使用しています。

ABR 炉心モデルに対しては、INL と JAEA の双方とも、臨界性の不確かさは 0.9%Δk 近傍と評価され、内訳もほぼ同様でした (図 8 参照)。それに対し、600MWe 級 FBR 炉心モデルに対しては、JAEA が約 1.1%Δk と評価したのに対し、INL は約 1.5%Δk と評価しており、かなりの差異が見られました。600MWe 級 FBR 炉心モデルにおける差異の最大の要因は Pu-241 核分裂断面積の共分散データの差にありまして、標準偏差に換算しますと、主要エネルギー領域において、JENDL-4.0 が 1~5%なのに対して AFCI 2.0β 版では 10~20%となっております (図 8 参照)。AFCI 2.0β 版の Pu-241 核分裂断面積の標準偏差がこんなに大きめに与えられている理由を聞きまして、最近取り入れた測定データがこれまでのものと約 20%異なっているためとのことでした。なお、臨界性の不確かさの差異が ABR 炉心モデルでは現れずに 600MWe 級 FBR 炉心モデルにおいてのみ見られた原因は、燃料の Pu 組成の差にありまして、前者は臨界実験装置で用いられている Pu 組成に類似しており Pu-241 含有率は 2%弱しかないのに対し、後者は軽水炉取出使用済燃料 Pu 組成を模擬しており Pu-241 含有率は約 10%に及んでいます。

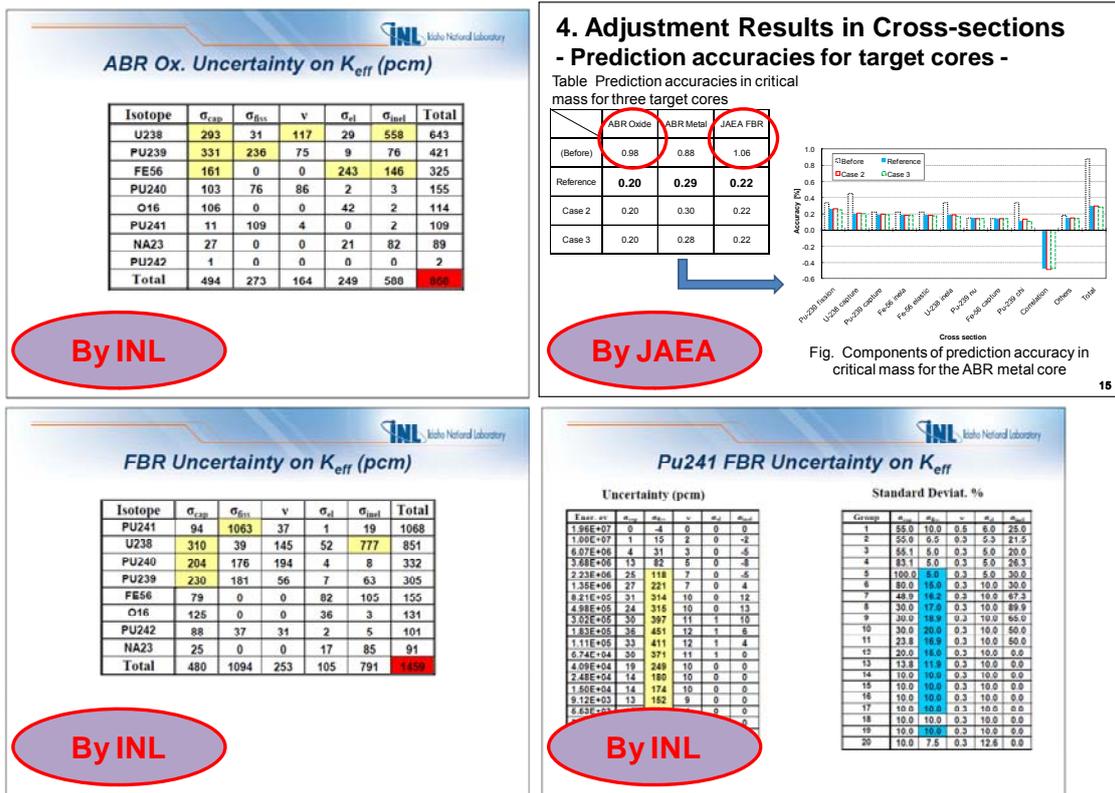


図 8 INL と JAEA による設計体系の臨界性不確かさ評価結果

設計体系以外を対象とした不確かさ評価としては、NRG と JSI と ANL から報告がありました。NRG からはベンチマーク実験データを対象に Total Monte Carlo 法による評価結果が報告されましたが、今回は一部の核種・反応の評価までで、合計値の評価は今後の課題のようでした。ANL からは、同じくベンチマーク実験データを対象に AFCI 2.0 β 版に基づいた報告がありましたが、特に ZPPR-9 の Na ボイド反応度の不確かさにおいて Pu-240 核分裂スペクトルの誤差による寄与が大きいとの結果が示されましたので、JAEA でも検討が必要だと思いました。JSI からは、SG33 の国際炉定数調整ベンチマークには含まれない体系ではありますが、ZPR-9/1~9 炉心（燃料として中濃縮ウランまたは高濃縮ウランを、燃料の希釈材としてアルミニウムと酸化アルミニウムと黒鉛とタングステンの種々の組合せを、反射体としてアルミニウムと酸化アルミニウムと酸化ベリリウムの種々の組合せを、それぞれ組替えることにより構成）に対する臨界性の不確かさ評価結果が報告されました。その中で、共分散データとして SCALE-6.0 と JENDL-4.0（タングステン等の一部は他のデータを引用）を用いた場合の評価結果が示されまして、SCALE-6.0 は JENDL-4.0 に対して 1.7~5.3 倍の不確かさを与えるとされていたことが注目されました。

今後は、各研究機関が使用している共分散データは所定の 33 群構造の型式で SG33 事務局に提出され、相互比較が行われる予定となっています。

7. 予備的な炉定数調整結果

（会合の準備）

国際炉定数調整ベンチマークのフェーズ I では、各研究機関が各々の手法や断面積データ及び共分散データに基づいて解析を実施することとなっています。JAEA は核データ及びその共分散データとして JENDL-4.0 を用いて国際ベンチマークの解析を実施しています。問題は解析手法に伴う誤差（解析モデル誤差）の設定です。炉定数調整計算において、解析モデル誤差を考慮する必要性については、前回の SG33 会合において JAEA の主張により一定の理解を得ることができました。しかしながら、JAEA が提案した決定論的手法を採用した場合の具体的手法²については、理解が得られませんでした。そこで、今回の SG33 会合では、JEZEBEL や FLATTOP と言った超小型炉心だけでなく、全てのベンチマーク実験について連続エネルギーモンテカルロ法（MVP コード）を適用することにしました。連続エネルギーモンテカルロ法を用いた場合には、計算結果に伴う統計誤差が解析モデル誤差に相当することになりますが、この点については特に会合参加者から

² 計算値と解析値の差の二乗の積分実験合計から、実験誤差と断面積起因誤差の二乗和を差し引いた残りを解析モデル誤差の積分実験合計とし、補正係数の大きさに応じて各積分実験に解析モデル誤差を振り分ける方法です。統計的な整合性の観点から、 χ^2 値が自由度程度（ χ^2 値を自由度で除した規格化 χ^2 値が 1 程度）となることが理想であるとの仮定に基づいています。

の異存はないはずですので、理解は得られやすいと考えまして会合に臨みました。

(会合での報告)

報告は会合 2 日目でしたが、初日に基準となる国際炉定数調整ベンチマークの解析は全て連続エネルギーモンテカルロ法で行うことに決まっていたので(後述)、結果論ではありますが会合の準備は非常に効率的であったと言えます。

さて、前回に引き続き今回の会合でも、解析モデル誤差の重要性を改めて主張するために、解析モデル誤差を考慮した場合と考慮しなかった場合の比較を示しました。解析モデル誤差を考慮したケースでは、解析モデル誤差として MVP の統計誤差出力をそのまま与えたり、MVP による統計誤差出力が過小評価になっているとの知見に基づいて、MVP の統計誤差出力の 3 倍(本来は最大でも 2 倍程度とのことですがここでは包絡性を想定)を与えたりしましたが、規格化後の χ^2 値 (χ^2 値を自由度で除した値)はそれぞれ 1.5 及び 1.2 となっており特に問題はないと考えられます。それに対しまして、解析モデル誤差をゼロとしたケースでは、規格化後の χ^2 値は 2.4 とやや大きめになっておりまして、C/E 値の 1 からのずれ(実験値と解析結果の差異)と各々の誤差の積算との間には整合性が保たれていないこととなります。

次に炉定数調整計算に移ります。まず、**図 9**に記載しますベンチマーク実験の C/E 値の変化を示しまして、特に実験誤差と同レベルの解析モデル誤差であります ZPPR-9 の Na ボイド反応度では解析モデル誤差の設定による影響が大きく、その考慮が重要であることを示しました。次に、**図 10**に記載します断面積(炉定数)の調整量を示しまして、Na ボイド反応度のみ有意な感度を有する断面積(Na の弾性散乱、Fe の弾性散乱)において、解析モデル誤差をゼロとしたケースでは誤差を超えるような不適切な調整が見られ、繰り返し、解析モデル誤差の考慮が重要であることを主張しました。

JAEA からの報告は概ね好評でした。ただ、NRG と BNL からモンテカルロ法のヒストリー数をもっと増加させて、Na ボイド反応度の解析モデル誤差(統計誤差)を低減すべきとのコメントを頂きました。今回示しました結果は中間報告との認識でしたので、コメントは拝承しましたが、改めて考えますと、とにかく解析モデル誤差を実質的に排除しようとの意識が根強くあるように感じました。

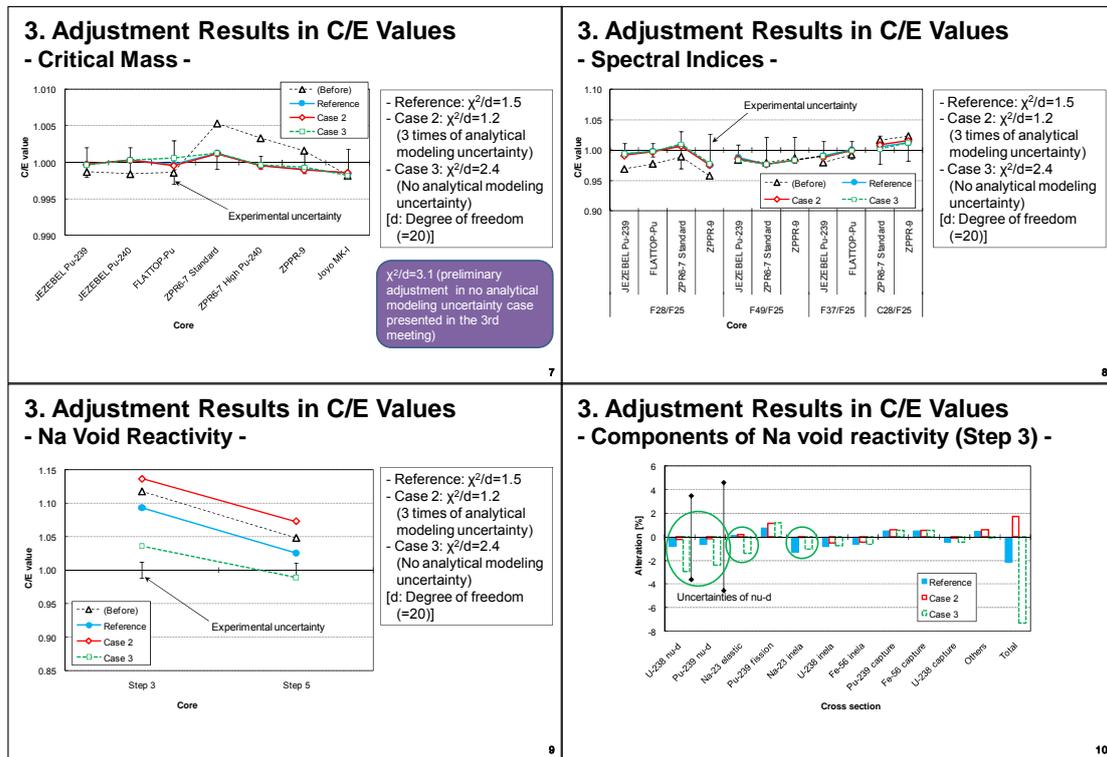


図9 JAEAによる炉定数調整ベンチマークの結果 (C/E 値の変化)

4. Adjustment Results in Cross-sections - Na-23 elastic scattering cross-section data -

Fig. (Na-23, elastic_scattering)

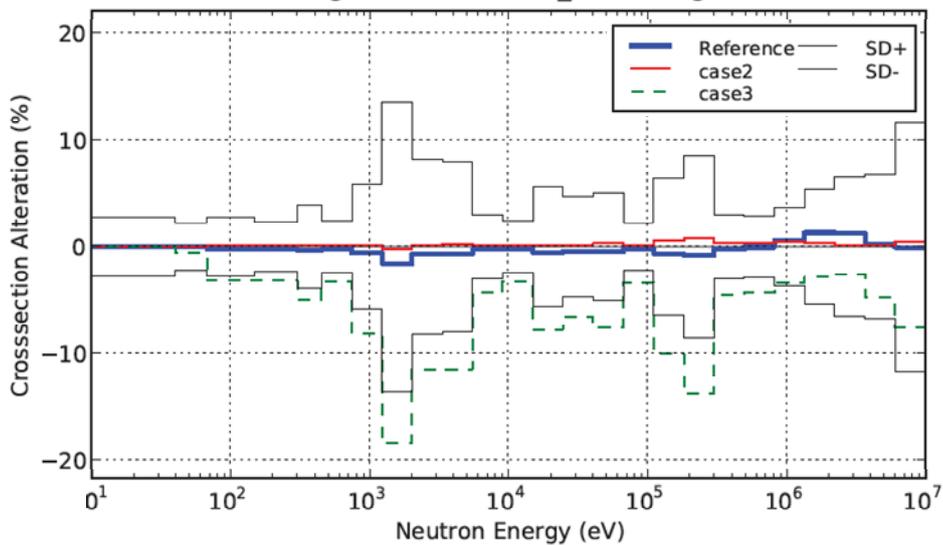


図10 JAEAによる炉定数調整ベンチマークの結果 (Na-23 弾性散乱断面積の調整量)

JAEA 以外からは INL から中間報告がありました。INL による Joyo MK-I の臨界性は、調整前では実験値に対し 1%以上の過小評価が見られていましたが、U-235 捕獲断面積の過剰な調整（誤差を大幅に上回る調整）により改善が図られていました。今回、INL は決定論的手法を用いて Joyo MK-I の臨界性の解析を行っていましたが、その過小評価は、JAEA が用意した補正係数に問題のあることが分かりました。すなわち、実効断面積の中性子エネルギー群縮約に関する任意性に起因する INL と JAEA との群縮約効果の差異が原因であることが分かりました。具体的には、INL はベンチマーク計算の指定通り ERANOS システムの 1,968 群炉定数をベースに 33 群に縮約しているのに対して、JAEA は都合により 175 群詳細炉定数と超微細群炉定数の組合せをベースに 33 群に縮約しています。さらに炉心燃料領域以外の群縮約計算では、INL はベンチマーク計算の指定通り炉心燃料領域の中性子スペクトルを外部固定中性子源として与え、格子計算で得られた中性子スペクトルを用いるのに対し、JAEA は都合により炉心燃料領域の中性子スペクトルをそのまま用いました。なお、この問題は次に述べます理由により回避されることになります。

すなわち、話は国際炉定数調整ベンチマークの基準解析法に戻ります。前述しました決定論的手法を用いた場合の「実効断面積の中性子エネルギー群縮約に関する任意性」の問題は、会合初日に INL より既に指摘されておりました。また、決定論的手法を用いた場合の解析モデル誤差の設定法については今回の会合でも結論が出ませんでした。そのような状況でしたので、基準となります国際炉定数調整ベンチマークの解析では連続エネルギーモンテカルロ法を全面的に採用することに、すなわち、4 章で示しましたようにケース 1 を中心に進めることになりました。

8. おわりに（個人的感想）

Salvatores 氏は、今回の炉定数調整研究にかなり本気の様子です。この SG33 会合の後に欧州の JEFF 会議が開かれたのですが、彼はこれには出席せず、NEA 本部の同じフロアの小会議室 Room C を 2 日間借り切って、INL の Palmiotti 氏らと炉定数調整に関する打合せ（NEA の電子掲示板に会議のタイトルが出ていたので分かりました）を行っていました。また、この SG33 への正式な参加機関は、米国 ANL、INL、ORNL、スロベニア JSI、ロシア IPPE、日本 JAEA、オランダ NRG、仏国 CEA ですが、さらに今回から韓国 KAERI とスイス PSI がオブザーバとして新たに参加することになりましたし、NEA の臨界安全研究活動を取り仕切っている仏国 IRSN の Ivanova 女史もこの会合に参加して、さかんに発言していました。また、中国の CIAE も次回から参加するとのメールが Xu Ruirui 氏から先日届きました。本 SG の活動に対して、国際的関心が徐々に高まっているように感じます。（石川）

SG33 の設置目的に関しては、"This WPEC subgroup was established ~. Indication should be provided on how to best exploit existing integral experiments, define new ones if needed, provide trends and feedback to nuclear data evaluators and measurers."とあり、提言は核データ評価者や核データ測定者に対して行うとされています。よって、本 SG の取り組みとして具体的に実施していることは炉定数調整計算ではありますが、最終的に目指していることは、炉定数調整ではなく断面積調整あるいは核データ調整に関する国際合意を得ることではないかと思います。

上記のように考えると、工学的判断に基づいており理論的根拠の伴わない JAEA による解析モデル誤差の提案は、SG メンバー一同から受け容れられなくてもやむを得ないと感じます。設計への適用を主眼に置いた決定論的手法に基づく炉定数調整法に関する議論は、必要であれば WPEC ではなく別の枠組みで行うべきなのかも知れません。

解析モデル誤差のことはさておきまして、やはり、SG33 の活動により炉定数調整法に関する国際的コンセンサスが得られましたら、国内における核設計手法としての炉定数調整法に関する理解促進につながることは間違いないと思います。SG33 の活動の動向は見守る必要があると思います。(杉野)

※ この NEA/WPEC の SG33 については、以下のホームページで全ての会議資料や議事録などを見ることができます。関心のある方はぜひどうぞ。

<http://www.oecd-nea.org/science/wpec/sg33/>



写真 2 OECD/NEA 本部の向かいにある公園

今回の会合は、大寒波の襲来で雪が積もった中で開かれました。



写真 3 SG33 会合の様子

JAEA による予備的炉定数調整結果の報告を、
みんなが真剣に聞いているところです。

参考文献

- [1] 石川 眞、杉野 和輝：「第 22 回 OECD/NEA 原子力科学委員会核データ評価国際協
カワーキングパーティ(WPEC) (2) Subgroup 33 「炉定数調整法」 会合に参加して」、
核データニュース、No. 97、pp.28-44、日本原子力学会核データ部会・シグマ特別専
門委員会 (2010 年 10 月)
- [2] T. Ueki, T. Mori and M. Nakagawa: "Error Estimations and Their Biases in Monte Carlo
Eigenvalue Calculations," Nucl. Sci. and Eng. 125, pp.1-11 (1997).
- [3] H. J. Shim and C. H. Kim: "Real Variance Estimation Using an Intercycle Fission Source
Correlation for Monte Carlo Eigenvalue Calculations," Nucl. Sci. and Eng. 162, pp.98-108
(2009).
- [4] P. Oblozinsky, C. M. Mattoon, M. Herman, S. F. Mughabghab, M. T. Pigni(BNL) and P.
Talou, G. M. Hale, A. C. Kahler, T. Kawano, R. C. Little, P. G. Young(LANL) : "Progress on
Nuclear Data Covariances: AFCI-1.2 Covariance Library," BNL-90897-2009, Brookhaven
National Laboratory, (Sep. 2009).
- [5] NEA Nuclear Science Committee: "Uncertainty and Target Accuracy Assessment for
Innovative Systems Using Recent Covariance Data Evaluations", NEA/WPEC-26,
International Evaluation Co-operation, Vol.26 (2008).
- [6] O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Otuka and S. Chiba : "Covariance Evaluation for Actinide
Nuclear Data in JENDL-4," Proc. of International Conference on Nuclear Data for Science
and Technology 2010 (ND2010), Korea (Apr. 2010).

以上