

(2) Subgroup 33 「炉定数調整法」 会合に参加して

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

炉物理研究グループ

杉野 和輝

sugino.kazuteru@jaea.go.jp

1. はじめに

OECD/NEA の核データ評価協力ワーキングパーティ (WPEC) では、核データ評価に関連する重要トピックスを検討するために、数年間にわたって国際協力で研究活動を行う Subgroup (SG) を設置しています。今回筆者たちが参加した 2010 年 6 月の SG33 会合は発足後第 3 回目になりますが、2008 年に報告書を発行して完了した SG26 「革新原子炉システムの核データニーズ」の提言[1]を受けて、2009 年 6 月から約 2 年間の予定で活動を行っているものです。先立つ SG26 の目的は、GEN-IV 及び GNEP の高速炉炉心設計における設計精度目標を核データ精度の観点から与えることにありました。ここでは、仏国 CEA 及び米国 ANL・INL の炉物理・核設計研究に大きな影響力を持つ Salvatores 氏が議長となってリードし、JAEA もメンバーとして参加しました。この SG26 による重要な結論のひとつが、「現在の評価済み核データ (微分データ) の精度のみでは、GEN-IV や GNEP の高速炉炉心核設計の目標精度を達成するのは不可能であり、臨界実験解析な

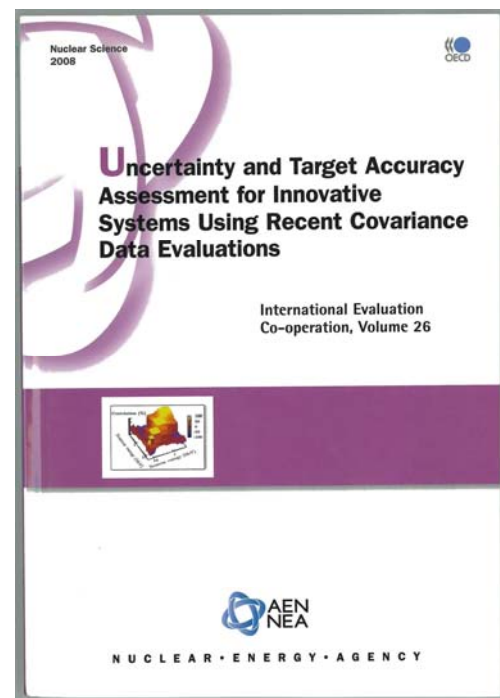


写真 1 SG33 発足の基である SG26 報告書

(<http://www.nea.fr/science/wpec/volume26/volume26.pdf> からダウンロードできます。)

どの積分データ情報を何らかの形で取り入れて予測精度を向上する必要がある。」というものでした。この積分データ情報を核設計に取り入れる方法として最も有力とされているのが、本 SG33 で研究対象としている「炉定数調整法」です（なお、SG33 の正式なタイトルは、「Methods and issues for the combined use of integral experiments and covariance data（炉物理積分実験データと核データ共分散の統合活用の方法と課題）」です。技術的には、最近開発された拡張バイアス因子法などもこの範疇に含まれるはずですが、ここでは歴史的に認知されている炉定数調整法のみを扱っています）。

2. 炉定数調整法とは

なぜ今、NEA/WPEC が炉定数調整法の研究を行っているかを知っていただくために、「そもそも炉定数調整法とは何か」を説明させていただきます。

炉定数調整法の目的は、原子炉実機の核特性予測精度を向上させるために、臨界実験等から得られた積分的な情報を用いて、炉心核計算に用いる炉定数を調整しようというものです。この炉定数調整法は特に、エネルギー多群近似を行わねばならず、また大量のプルトニウム燃料を用いて模擬度のよい臨界実験を行うことが難しかった高速炉の分野でその必要性が早くから認識されてきており、その起源は 1960 年代に遡ります。

一般には、1964 年に開かれた「原子力平和利用に関するジュネーブ国際会議」で、イタリアの Cecchini 等[2]が、高速炉の臨界実験で得られた実験値（積分データ）について、実験誤差の範囲内で解析値が一致するように炉定数（微分データ）を修正し、大型炉の核特性を推定する方法を提唱したのが、公開の場で炉定数調整研究が報告された最初であると言われています。興味深いのが、この論文の共著者に、今回の SG33 の議長である Salvatores 氏の名前があり、本人が「これが私の学位論文だった。」と今回の SG33 会合でなつかしように語っていたことです。つまり、彼は 46 年前に炉定数調整法を世界で初めて提唱し（筆者の杉野は、まだ生まれていませんでした）、そして今その実用化に向けて、再び NEA の場でリーダーシップをとっていることになります。

その後、多くの研究者が炉定数調整法に対する理論的な考察を深めましたが、その中には、1970 年代前半の三谷浩氏や黒井英雄氏（原研）[3]による、炉定数間に相関がある場合も考慮した炉定数調整の基礎式の完成、統計理論を用いて調整結果が妥当であることを検定する方法、系統誤差を除去する方法の提案などもあり、彼らの研究はその後の世界の研究者から高く評価され多くの論文で引用されています。最終的には、1977 年に Dragt 氏ら[4]が、炉定数調整の基礎式を、ベイズの定理から出発して非常に簡明なマトリックス表式で整理しました。この表式により、炉定数間の相関とともに、積分実験データの相関も明確な形で取り入れることができます。以下にまず、この Dragt 氏による表式で、炉定数調整法の内容を簡単にまとめますので、少しお付き合いください。

炉定数調整法は、ベイズの定理（条件付き確率推定法）をその理論的基礎としていま

す。確率論におけるベイズの定理は、得られた新しいデータを用いることによって事前予測確率を修正し、事後の予測確率を高めるものとして知られています。事象 A_i と B が同時に生起する確率を $P(A_i, B)$ 、各々の事象の事前予測確率を $P(A_i)$ 、 $P(B)$ 、また事象 A_i が起こった時に B の起こる事後確率（条件付き確率）を $P(B/A_i)$ とすると、

$$P(A_i, B) = P(A_i) \cdot P(B/A_i) = P(B) \cdot P(A_i/B)$$

$$P(A_i/B) = P(B/A_i) \cdot P(A_i) / P(B) \quad \dots\dots\dots (1)$$

が成り立ちます。炉定数調整法ではまず、ある核断面積セット \mathbf{T} （本節でのボールド文字は、それがベクトル量またはマトリックス量であることを示します）が真値をとる確率を $P(\mathbf{T})$ 、臨界実験値 \mathbf{Re} が真値をとる確率を $P(\mathbf{Re})$ とおきます。臨界実験から積分情報 \mathbf{Re} が得られたという条件のもとでの核断面積セット \mathbf{T} が真値をとる確率 $P(\mathbf{T}/\mathbf{Re})$ を、事後の予測確率と考えます。次に、核断面積セット \mathbf{T} に対する共分散（真値からのばらつき）を \mathbf{M} とし、核断面積セットの真値を \mathbf{To} とすると、核断面積セット \mathbf{T} が真値をとる確率 $P(\mathbf{T})$ は、 \mathbf{To} の周りに \mathbf{M} を分散とする正規分布をしていると期待されます（逆に、こうなるように共分散 \mathbf{M} を定義すると考えてもよいでしょう）。すなわち、

$$P(\mathbf{T}) = P(\mathbf{To}) \propto \exp[-(\mathbf{T} - \mathbf{To})^t \mathbf{M}^{-1} (\mathbf{T} - \mathbf{To}) / 2] \quad \dots\dots\dots (2)$$

Eq.2 は、 \mathbf{To} と \mathbf{T} を置換しても同じです。つまり、ある核断面積セット \mathbf{T} が真値をとる確率 $P(\mathbf{T})$ は、真値 \mathbf{To} がある断面積セット \mathbf{T} の周りに分布している確率 $P(\mathbf{To})$ と同じであることを意味します。以降は真値 \mathbf{To} を変数（事象 A_i ）として考え、 $P(\mathbf{To})$ が最大となるように \mathbf{To} を最適化します。また、実験値 \mathbf{Re} （事象 B ）の確率分布は、真値を \mathbf{Reo} とすると、実験誤差の共分散 \mathbf{Ve} を用いて同様に次式で示されます。

$$P(\mathbf{Re}) \propto \exp[-(\mathbf{Re} - \mathbf{Reo})^t \mathbf{Ve}^{-1} (\mathbf{Re} - \mathbf{Reo}) / 2] \quad \dots\dots\dots (3)$$

さらに、解析手法の共分散を \mathbf{Vm} とすると、核断面積セットの真値 \mathbf{To} が与えられた場合、解析値 $\mathbf{Rc}(\mathbf{To})$ は実験値の真値 \mathbf{Reo} の周りに分散 \mathbf{Vm} で分布します。したがって、実際の実験値 \mathbf{Re} の分布は \mathbf{To} が与えられた時、解析値 $\mathbf{Rc}(\mathbf{To})$ の周りに分散 $\mathbf{Ve} + \mathbf{Vm}$ で分布することになります。

$$P(\mathbf{Re} / \mathbf{To}) \propto \exp[-(\mathbf{Re} - \mathbf{Rc}(\mathbf{To}))^t (\mathbf{Ve} + \mathbf{Vm})^{-1} (\mathbf{Re} - \mathbf{Rc}(\mathbf{To})) / 2] \quad \dots\dots\dots (4)$$

Eq.1 に、Eqs.2~4 を代入すると、

$$P(\mathbf{To} / \mathbf{Re}) = P(\mathbf{Re} / \mathbf{To}) \cdot P(\mathbf{To}) / P(\mathbf{Re})$$

$$\propto \exp(-J) / \exp[-(\mathbf{Re} - \mathbf{Reo})^t \mathbf{Ve}^{-1} (\mathbf{Re} - \mathbf{Reo}) / 2] \quad \dots\dots\dots (5)$$

ここで、

$$J = (\mathbf{T} - \mathbf{To})^t \mathbf{M}^{-1} (\mathbf{T} - \mathbf{To}) + (\mathbf{Re} - \mathbf{Rc}(\mathbf{To}))^t (\mathbf{Ve} + \mathbf{Vm})^{-1} (\mathbf{Re} - \mathbf{Rc}(\mathbf{To})) \quad \dots\dots\dots (6)$$

Eq.5 の分母には断面積に関わる項を含んでいないので、結局、実験値 \mathbf{Re} が与えられた条件の下で $P(\mathbf{To})$ を最大化するためには、Eq.6 の関数 $J(\mathbf{To})$ を最小化すればよいことになります。具体的には、

$$dJ(\mathbf{To}) / d \mathbf{To} = 0 \quad \dots\dots\dots (7)$$

となるような \mathbf{T}_0 を求め、これを調整された核断面積 \mathbf{T}' (真値に対するもっとも確からしい推定値) とすることになります。ここで、核特性の変化と断面積の変化を関係づける量として、感度係数 \mathbf{G} を導入します。感度係数 \mathbf{G} の定義は、「ある核断面積 σ 100% 変化当たりの、臨界実験体系のある核特性量 \mathbf{R} の相対変化 $(d\mathbf{R}/\mathbf{R}) / (d\sigma/\sigma)$ 」ですが、Taylor 展開の 2 次以降を無視することにより以下の式で用いられます。

$$\mathbf{R}_c(\mathbf{T}_0) = \mathbf{R}_c(\mathbf{T}) + \mathbf{G}(\mathbf{T}_0 - \mathbf{T}) \quad \dots\dots\dots (8)$$

この関係を用いることにより、Eq.6 の関数 J は核断面積 \mathbf{T}_0 のみの関数になり、微分可能となります。Eq.8 を Eq.6 に代入し、Eq.7 の演算を行って整理すると、炉定数調整後の核断面積セット \mathbf{T}' は、以下のように表されます。

$$\mathbf{T}' = \mathbf{T} + \mathbf{M}\mathbf{G}^{-1}(\mathbf{G}\mathbf{M}\mathbf{G}^{-1} + \mathbf{V}_e + \mathbf{V}_m)^{-1}(\mathbf{R}_e - \mathbf{R}_c(\mathbf{T})) \quad \dots\dots\dots (9)$$

また、炉定数調整後の核断面積セット \mathbf{T}' の誤差 (共分散) \mathbf{M}' も、 $\mathbf{T}' - \mathbf{T}_0$ の分散を計算することにより下式になります。

$$\mathbf{M}' = \mathbf{M} - \mathbf{M}\mathbf{G}^{-1}(\mathbf{G}\mathbf{M}\mathbf{G}^{-1} + \mathbf{V}_e + \mathbf{V}_m)^{-1}\mathbf{G}\mathbf{M} \quad \dots\dots\dots (10)$$

核特性予測精度の内訳の中で、核断面積誤差による寄与は、炉定数調整前と調整後について各々、 $\mathbf{G}\mathbf{M}\mathbf{G}^{-1}$ 及び $\mathbf{G}\mathbf{M}'\mathbf{G}^{-1}$ として評価できます。上記の Eq.9、Eq.10 が炉定数調整の基礎式ですが、これらの式を観察すると、以下のような炉定数調整法の重要な特徴が分かります。

- ① ある核特性の C/E 値の改良に寄与するのは、その核特性に対する感度が大きく、かつ、調整前の断面積誤差が大きい核種反応の断面積です。逆に言えば、仮にある核特性に大きな感度を有する核種反応であっても、断面積誤差が小さい場合にはその核種反応の断面積は動けないので、C/E 値の改良には寄与しないこととなります。すなわち、炉定数調整法は、核断面積誤差の範囲内で断面積を動かすため、核データ評価側との矛盾は原理的に起きにくいはずです。
- ② 炉定数調整法が有効であるためには、実験解析誤差 ($\mathbf{V}_e + \mathbf{V}_m$) の大きさが、断面積誤差に起因する核特性予測誤差 $\mathbf{G}\mathbf{M}\mathbf{G}^{-1}$ と比べて小さいことが必要です。ただし、実験解析誤差が大きくても、Eq.9 と Eq.10 によれば、 \mathbf{T}' は \mathbf{T} に、 \mathbf{M}' は \mathbf{M} に戻るだけなので、結果に悪い影響を与えることはありません。言い換えれば、実験解析誤差が大きい C/E 値に対しては、C/E 値が 1.0 に近いことが真値に近くなるとは限らないため、炉定数調整法では無理にその C/E 値を 1.0 に近づけることはしないのです。
- ③ 炉定数調整法での核特性予測精度の向上は、断面積共分散の縮小 ($\mathbf{M} \rightarrow \mathbf{M}'$) により達成されますが、その縮小の度合いには C/E 値自体は関係がありません。仮に、調整前の C/E 値がもともと全て 1.0 で断面積の調整は不要であったとしても、その核特性に感度があれば、積分情報が追加されたということで予測精度の向上が図れます。また Eq.10 からは、共分散の縮小は対角成分 (標準偏差) の減少のみではなく、非対角成分 (相関係数) の負の方向への変化からも寄与を受けることが推定されます。

3. 参加各国の炉定数調整法基礎式の比較

今回の会合に先だって、SG33 に参加している各国が使用している炉定数調整法の基礎式を提出することになっていました。会合までに資料が間に合った 6 機関（米国 INL、スロベニア JSI、ロシア IPPE、日本 JAEA、オランダ NRG、仏国 CEA）について、JAEA がその内容を整理し、**図 1** の比較表にまとめて議論を行いました。

Organization	Theory	Basic equation	Reference	Major unique feature
INL (USA)	Lagrange multiplier's method	$\tilde{y} - y = -(I - B, A^T G^{-1} A)v$ $B_y = (I - B, A^T G^{-1} A)B_y (I - B, A^T G^{-1} A)^T$	Gandini, "AMARA", 1973	Limit the number of adjusted parameters.
JSI (Slovenia)	Partitioned least-square method	ZOTT-99 code	Muir, NSE 101, 1989	Modify input covariances to enforce unit .
IPPE (Russia)	Maximum likelihood method	$C' - C = WH^T (V + HWH^T)^{-1} (I - I_p)$ $W' = W - WH^T (V + HWH^T)^{-1} HW$	Manturov, "INDECS", 1984	Check of data consistency.
JAEA (Japan)	Baysian parameter-estimation method	$T' = T_0 + MG' [GMG' + V_e + V_m]^{-1} [R_e - R_e(T_0)]$ $M' = M - MG' [GMG' + V_e + V_m]^{-1} GM$	Dragt, NSE 62, 1977	Include the V_m explicitly.
NRG (Netherlands)	Total Monte Carlo method	TALYS, NJOY and MCNP codes	Koning, Annals N.E. 35, 2008	Alternative approach to propagate uncertainties.
CEA (France)	Bayes' theorem method	$\bar{\sigma} - \bar{\sigma}_m = M_\sigma \cdot S^T (M_E + S \cdot M_\sigma \cdot S^T)^{-1} \cdot (\bar{E} - \bar{C}(\sigma_m))$ $M_{\sigma'} = M_\sigma - M_\sigma \cdot S^T (M_E + S \cdot M_\sigma \cdot S^T)^{-1} \cdot S \cdot M_\sigma$	Gandini, Symposium, Tokyo, 1973	Applied to ERALIB1.

図 1 炉定数調整法に用いる基礎式の主要参加国ごとの比較

ここで得られた主な結論は以下のとおりです。

- (1) 4 つの機関（JSI、IPPE、JAEA、CEA）の基礎式は、Theory の名称は異なるものの、内容は全く同一（Dragt の表式）です。
- (2) INL は、1973 年の Gandini の表式[5]を使っており、単位行列 I が入るなど一見違っで見えますが（これは、議長の Salvatores 氏や INL の Palmiotti 氏がイタリア出身であることから、彼らの愛国心に由来しているのかも知れません）、数学的には結局、Dragt の表式と同等であることを会議の場で確認しました。
- (3) NRG は、Total Monte Carlo 法と称して、彼らが開発した TALYS コードの核物理モデルパラメータを誤差の範囲でランダムにサンプリングし、そのサンプリング結果から個別のライブラリを生成して（今回は 500 個作ったとか）、その積分特性の予測精度から核物理パラメータの最確値を推定するという非常に手数がかかり凝った方法[6]を採用していました。しかし、彼ら自身が、「これは従来の決定論的な炉定数調整法

に対する独立な代替手法として行っているものであり、結果は同じになると期待している。」と言っておりましたので、今回は、横目で見ればよさそうです。

- (4) 炉定数調整の基礎式には議論の余地がないことが分かりましたので、次に、各機関が各々自ら「特長」として、強調した点を議論しました。まず、INLが「感度係数と共分散の積を核種・反応毎に計算して調整対象を絞っている。」と言ったので、JAEAから、「(Eq.9、10)を見ると分かるが、感度係数と共分散の積が小さければ、その核種・反応は調整前と変化しないだけで、精度上のメリットはないし、また、逆行列の計算マトリックスのサイズも、調整核データの数ではなく積分実験データの数なので、数値解析上も効果はない。なぜそのような操作が必要なのか？」と尋ねたところ、「実はその通りであり、せいぜい、計算結果の印刷量が少なくなるくらいがメリットだ。」との回答がありました。また、JSIが、「調整データの χ 二乗値と自由度（積分データの数）の比が1.0になるようにコード内で強制的にデータを調整している。」と申告した点には、同様のアイデアを使用しているJAEAは非常に関心があったのですが、どうも回答記載者の理解不足だったようで、回答し直しということになりました。IPPEは、「調整データの整合性をチェックするために、 χ 二乗値と自由度の比が、1.0から 1σ 以内であることとしている。」ということでした。JAEAから、なぜ、 0.8σ でも 1.2σ でもなく、 1σ で判断するのだろうと疑問を呈したところ、出席者は（IPPEは欠席）、「それは任意に決めるものだ。」との意見でした。あまり、定量的な説得性は無い措置のようです。

CEAに対しては、JAEAから、「CEAはすでに調整ライブラリであるERALIB1も作成した実績があるのに、炉定数調整法に対して何の課題が残っていると考えているのか？」とあえて質問したところ、Salvatores氏が、「より以前の調整炉定数セットであるCARNAVAL-4[7]は、Super Phenixの炉心設計にも使われたが、ERALIB1は何の使用実績もない。」ということで、つまり、現在の技術要求から見ると、ERALIB1は信頼性・説得性や説明責任の点から要求を満たしていないと考えているということのようでした（実はSalvatores氏は、CEAによるCARNAVAL-4の作成（1977年！）には、イタリア研究所時代から関与してきました。一方、ERALIB1（1996年）は、CEAのFort氏が、積分実験解析データ評価から核データ共分散の整備に至るまで全てワンマンで行ったらしく、このへんが、両調整炉定数に対する同氏の評価の違いに反映されているのだろうと邪推しました）。このSalvatores氏のERALIB1に対する疑念は、これまで調整炉定数セットADJ2000Rを作って高速実証炉設計研究などに使用してきたJAEAがずっと悩んできていて、今回のSG33に積極的に参加した動機とほとんど同じであると感じました。つまり、高速炉設計における許認可などの場で、炉定数調整法の信頼性・説得性を如何にして具備するかということです。最後に、JAEAからは、解析モデル誤差(Eq.4の \mathbf{V}_m)を、explicitに扱っていることを強調しました。これについては、今回のSG会合の最大の議論テーマ

のひとつになりましたので、後述します。

最終的に、炉定数調整法の課題は、おおもとの基礎式ではなく、各種のデータ設定法にあることが SG メンバー全員で合意されましたので、副議長の Palmiotti 氏が以下のような質問状を参加各機関に配って回答を整理し、今後議論していくことになりました。

- ・ 逆行列を計算するマトリックスのサイズは？
- ・ 調整した炉定数は断面積が変わるが、繰り返して収束させているか？
- ・ 調整パラメータの数、積分データの数などに制限を設けているか？
- ・ 代表的な調整計算の CPU タイムは？
- ・ 調整対象データを何らかの criteria で制限しているか？
- ・ 自己遮蔽因子は explicit に取り扱っているか？
- ・ 高次 Pn 効果を取り扱っているか？
- ・ 解析モデル誤差を取り扱っているか？
- ・ 非弾性散乱は、マトリックスで調整しているか？
- ・ 核分裂スペクトルと遅発中性子データを調整しているか？
- ・ 統計的な整合性チェックは行っているか？
- ・ 核データ間の相関は取り扱っているか？
- ・ 積分実験間の相関は取り扱っているか？
- ・ 核データと積分実験の間の相関は取り扱っているか？
- ・ 調整後の核データ共分散は生成するか？
- ・ 調整計算の解はユニーク (local minima) か？

4. 積分実験誤差マトリックスの設定

炉定数調整の基礎式 (Eq.9、10) を見ると分かりますように、炉定数調整の結果は、基本ライブラリによる C/E (計算/実験) 値の 1.0 からのずれに対して、3 種類の物理量 (積分実験値、解析モデル、核データ) の誤差マトリックス (共分散) を入力データとして設定すれば、解は一義的に決まります。JAEA がこの SG33 に参加した意図のひとつは、これらの誤差データの設定法に関して、何らかの国際的なコンセンサスを少しでも得ることができないかというものでした。

その第一歩として、積分実験誤差マトリックス (**Ve**) 設定の方法論について、**図 2** を用いて、以下の提案 (「3 ステップ法」と呼びます) を行いました。

- **(Step 1)** Evaluate the components of the experimental errors for “Data A” and “Data B” quantitatively, and distinguish them into **Random errors (i.e., independent errors ($|\rho|=0$) between Data A and B)**, or **Systematic errors (i.e., common errors ($|\rho|=1$) between Data A and B)**. If an error component cannot be systematic or random either, divide the error to more detailed subcomponent until the component becomes either.
- **(Step 2)** Sum up of the experimental errors of Data A and B with **Independent ($\sigma_{Independent}$)** and **Common (σ_{Common})** components.
- **(Step 3)** Calculate the total error value and correlation factor:

Total error of Data A and B:

$$\sigma_{Total,A} = \pm \sqrt{\sigma_{Independent,A}^2 + \sigma_{Common,A}^2}, \quad \sigma_{Total,B} = \pm \sqrt{\sigma_{Independent,B}^2 + \sigma_{Common,B}^2}$$

Correlation factor between Data A and B : $\rho_{A,B} = \frac{\sigma_{Common,A} \times \sigma_{Common,B}}{\sigma_{Total,A} \times \sigma_{Total,B}}$

図 2 実験誤差マトリックスの設定法に関する JAEA からの提案

ここでの要点は、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)」¹ に分けて評価するというものです。また、この提案のミソは、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ことを提案している点です。炉物理実験を行う方々にとっては、非常に酷な要求であることを承知の上で、本来の誤差評価があるべき姿としてあえて提示したものです。ここまで積分実験誤差の内訳を分類することができれば、相関係数は**図 2** の下式により一義的に計算できます。

¹ 従来の誤差論では、「系統誤差 (Systematic error)」と「ランダム誤差 (Random error)」と呼ばれることが多かったようですが、「系統誤差」という用語は、「特定の 2 つのデータの相関を評価するための誤差」というよりは「全データに (定量的にも) 共通な誤差」という印象があったため、特定の 2 つのデータに共通な誤差ということを明示するために、「共通誤差」の用語を使ってはどうかと JAEA から提案して、この場では SG メンバーの合意を得ました。例えば、同じ誤差要因であっても、データによってその定量的な誤差値は一般に異なりますので、相関係数も 2 つのデータの組み合わせに依存します。「ランダム誤差」から「独立誤差」に変更したのも同じ理由です。しかし、このあたりの用語の感覚は、個人に依存するでしょうから、今後変わるかも知れません。

Table 2.12. Summary of Uncertainties in the Zone Sodium Void Measurement in ZPPR-9.

Source of Uncertainty			Uncertainty	
			cents	% of measured reactivity ^(a)
Measurement technique	MSM method	Counting statistics		+/-0.2 ^(b)
		Rod drop method		+/-1.0
		$R_1 - \epsilon_1$		+/-0.2
		$R_2 - \epsilon_2$		+/-0.2
		$\beta_{eff,1}$	negligible	
	$\beta_{eff,2}$			
	Adjustment	$S_{eff,1}$		+/-0.5
		$S_{eff,2}$		+/-0.5
		Interface gap		+/-0.03
		Temperature		+/-0.27
Pu decay			+/-0.0015	
Geometry	Interface gap (included in adjustment of measurement technique)		--	
	Pu mass		--	
Composition	Assumed deviation of material mass	U mass	Depend on measured void zones (see Table 2.10(1))	
		Stainless steel weight		
		Sodium mass		
		O mass		
		C mass		
		²³⁸ Pu isotope ratio		
		²³⁵ U isotope ratio		
	Removed sodium mass		+/-1.0	
	Difference of stainless steel weight between the sodium-filled plates and the empty plates		+/-0.16	

(a) Every value in this column depends on the individual measurement case and is a relative uncertainty.

(b) Generalized uncertainty refer the actual uncertainties presented in Table 1.13 and Table 1.14. Table 1.13: Results of Zone Sodium-Voiding Measurements in ZPPR-9. (Used: ZPPR-11 Monthly Report for February 1987, ZPPR-TM-361, Argonne National Laboratory (Feb. 1987).)

Step No	Total Zone Drawers	Zone Depth, mm	Total Na Mass, mg	Reactivity Change, % cent		Reactivity Adjustment, % cent
				Cumulative	Step	
1	9	203.2	2.90	3.03+/-0.05 (0.16)	3.03+/-0.05 (0.16)	-0.04
2	37	203.2	11.04	11.56+/-0.04 (0.35)	8.53+/-0.06 (0.71)	-1.26
3	97	203.2	31.30	29.39+/-0.02 (0.36)	17.83+/-0.04 (0.32)	1.23
4	97	406.4	62.60	37.26+/-0.01 (0.43)	7.87+/-0.02 (0.30)	0.84
5	97	508.0	77.88	31.48+/-0.02 (0.36)	-5.58+/-0.04 (0.15)	0.13
6	97	685.8	105.11	24.44+/-0.02 (0.39)	-7.34+/-0.04 (0.15)	-0.82
7	25 (N.A.S.)	203.2	8.07	0.93+/-0.04 (0.12)		
8	25 (N.A.S.)	203.2	8.07	0.93+/-0.04 (0.12)		

(a) A random uncertainty of 1% is assigned to any state of mass difference.
 (b) Counting statistics only are included in ϵ_1 . The value of ϵ_2 includes uncertainties in the reactivity adjustment and a 1% uncertainty in the detector calibration as well as the counting statistics uncertainty.
 (c) Prior to the measurement of the sodium-voided state, replacement of specified fuel drawers with sodium-voided is necessary. This adjustment accounts for differences in experimental conditions between the reference and the partial-rod. Usually, the reactivity change caused by interface gap, core temperature, Pu decay, and operational control rods are adjusted to the measured sodium-void reactivity. All uncertainty is assigned based on the magnitude of the adjustment.
 (d) Outer core seen in Table 1.23.

Random error	Systematic error
0.2 % for Step3 and Step5	1.0 % for Step3 and Step5
0.2 % for both step	
0.0 % for both step	
0.5 % for both step	
Step3: 0.10 %, Step5: 0.09 %	
0.09 % for both step	
0.00 % for both step	
0.0 % for both step	
Step3: 0.72 %, Step5: 0.67 %	
1.0 % for both step	
0.16 % for both step	
(Sub total)	(Sub total)
Step3: 1.16 %, Step5: 1.16 %	Step3: 1.24 %, Step5: 1.21 %
(Total error)	
Step3: 1.70 %, Step5: 1.68 %	

$$\rho(\text{between Step3 and Step5}) = \frac{\sigma_{\text{Common}}(\text{Step3}) \times \sigma_{\text{Common}}(\text{Step5})}{\sigma_{\text{Total}}(\text{Step3}) \times \sigma_{\text{Total}}(\text{Step5})} = 0.53$$

図3 ZPPR-9 炉心での Na ボイド反応度測定の実験誤差及び相関係数評価

図3には、NEAが最近出版した炉物理実験ベンチマーク IRPhEP ハンドブック [8]の中から、ZPPR-9のNaボイド反応度について、上記の「3ステップ」法を適用した実例を示します(左側の表は、IRPhEP報告書に記載された誤差評価結果そのものです。実は今回、この3ステップ法を提案する気になったのは、IRPhEPの審査がすでに、このようなレベルの実験誤差評価を要求しているので、実験情報が完全に失われてしまった昔の実験はともかく、これからの炉物理実験の報告者には、このレベルの誤差評価がスタンダードとなるべきだという考えがあったからでした)。

この積分実験誤差マトリックスの評価に対する JAEA からの提案に対しては、メンバーからはおおむね良好な反応が得られたと思います。議長の Salvatores 氏からは、「ZPPR-9のNaボイド反応度測定については、物理的に妥当そうな相関係数が得られている。よいかも知れない。」とのコメントを受けました。今後、臨界実験の経験が豊富な ANL の McKnight 氏などを中心とした定量的レビューを受けた上で、本 SG の推奨として、この方法論とこれに基づく炉定数調整ベンチマーク計算用 20 個の積分データ (5.を参照) の実験誤差マトリックスがまとめられていくことになると思います。

引き続き、JAEA から議論を起こしたのが、解析モデル誤差マトリックスについてでした。これについては、6.で詳述します。

5. 炉定数調整ベンチマーク問題の概要

前回の会合で表 1 に示す通り、7 体系計 20 の積分実験を扱うことになりました。

^{239}Pu JEZEBEL、 ^{240}Pu JEZEBEL、FLATTOP は、いずれも米国 Los Alamos Scientific Laboratory (現 Los Alamos National Laboratory、以下 LANL) において、裸あるいは反射体付き条件下で Pu の臨界量を測定するために構築された体系で、金属 Pu で出来た球体を用いられました。いずれの体系の実験情報共に国際臨界安全ベンチマーク問題として ICSBEP ハンドブック[9]に収められています。また、積分実験とは言え、臨界実験装置のものとは異なり、体系が非常に単純なので、核データのベンチマークにしばしば用いられるものです。 ^{239}Pu JEZEBEL は ^{239}Pu の含有率が 95% の Pu 金属 (約 17 kg) の裸体系です。それに対し、 ^{240}Pu JEZEBEL は ^{240}Pu を初め高次の Pu を約 24% 含んだ Pu 金属 (約 19 kg) の裸体系で、高次 Pu の核データの評価に資することが出来ます。また、FLATTOP は ^{239}Pu JEZEBEL とほぼ同じ組成の Pu 金属 (約 6 kg) を天然ウランの反射体で被覆した炉心で、反射体効果に関連する核データの評価に資することが出来ます。

表 1 SG33 の炉定数調整で取り扱う積分実験

Core	Characteristics
^{239}Pu JEZEBEL	Critical mass, F28/F25*, F49/F25*, F37/F25*
^{240}Pu JEZEBEL	Critical mass
FLATTOP	Critical mass, F28/F25*, F37/F25*
ZPR-6/7	Critical mass, F28/F25*, F49/F25*, C28/F25*
ZPR-6/7 High ^{240}Pu	Critical mass
ZPPR-9	Critical mass, F28/F25*, F49/F25*, C28/F25*, Na void reactivity (Step 3), Na void reactivity (Step 5)
Joyo MK-I	Critical mass

* Spectral index

ZPR-6/7 と ZPR-6/7 High ^{240}Pu は米国 ANL-East (現 ANL) の ZPR 臨界実験装置を用いて構築された炉心で、高速炉開発を支援する目的で実験が行われました。双方のデータ共 ICSBEP ハンドブックに収められていますが、ZPR-6/7 の反応率比 (Spectral index) は IRPhEP ハンドブックの方に収められています。双方共炉心高さは約 1.5m あり、次に示す ZPPR-9 の約 5 割増となっています。制御棒は模擬されておらず、クリーンな炉心体系です。ZPR-6/7 炉心は出力分布の平坦化を目的とした Pu 富化度 (割合) の違いによる領域分割はなく単一領域です。ベンチマーク問題では内側炉心領域と外側炉心領域とに区

分されていますが、それは装荷された燃料の正確な重量の記録の有無によるもので、内側炉心領域については記録が残っているため、正確炉心領域 (Exact core region) とも呼ばれているようです。他方、ZPR-6/7 High ^{240}Pu は内側炉心として ^{240}Pu を初めとする高次 Pu の含有率が通常の燃料 (約 13%) より高め (約 32%) の Pu を含んだ燃料が装荷されており、JEZEBEL に加えてここでも高次 Pu の効果を見ることができます。炉心の軸方向と径方向には劣化ウランのブランケットで囲まれています。なお、ICSBEP 及び IRPhEP 両ハンドブック共に前述のブランケットは劣化ウラン反射体と記述されており、Pu 増殖をイメージさせないような配慮がされているように思えました。

ZPPR-9 は米国 ANL-West (現 Idaho National Laboratory) の ZPPR 臨界実験装置を用いて構築された炉心であり、動力炉・核燃料開発事業団 (現 JAEA) と米国エネルギー省 (DOE) との共同で行われた大型高速炉のモックアップである JUPITER 実験シリーズの最初の炉心であります。実験情報は最新版 (2010 年度版) の IRPhEP ハンドブックに掲載されています。余談ですが、IRPhEP には略称 ZPPR の正式名称が 1980 年代後半に "Zero Power **Plutonium** Reactor" から "Zero Power **Physics** Reactor" に変更された旨が記述されており、米国における脱 Pu 政策の歴史が刻まれていると言えます。話は戻りますが、ZPPR-9 は 650MWe 級高速炉を模擬した高速炉炉心体系で、通常の高速度炉炉心のように出力分布の平坦化を目的として Pu 富化度 (割合) の異なる内側炉心領域と外側炉心領域の 2 領域で構成されています。炉心高さは約 1m であり、「もんじゅ」や Super Phoenix 等の中大型高速炉炉心や SG33 で取り上げるターゲット炉心と同等の炉心高さを有しています。制御棒は模擬されておらず、クリーンな炉心体系です。臨界実験装置は異なりますが、燃料は前述の ZPR-6/7 と同じものが用いられていることも特徴の 1 つで、燃料組成に起因する実験間の相関は強くなるものと考えられます。

Joyo MK-I は我が国の高速実験炉「常陽」で最初に構成された炉心で、炉心領域は 1 領域で、炉心周囲は劣化ウランブランケットで取り囲まれています。試験データは IRPhEP ハンドブックに掲載されています。炉心領域の燃料は、SG33 のベンチマークで取り上げる他の炉心と異なり、Pu の他に濃縮ウランが用いられており、Pu も高次の Pu を多く含んでいます。他の 6 体系とは独立した試験データと位置付けられます。

次に炉定数調整のための解析に話を移します。LANL の超小型炉心を除いて、臨界実験装置や実機高速炉で構築された炉心体系を、中性子輸送計算で忠実にモデル化するのは大変な労力を伴います。そこで、SG33 では、体系毎に分担を決めて、担当機関は忠実なモデルを用いた中性子輸送計算により参照解を得ると共に、簡略化したベンチマーク計算用のモデル (2次元 RZ 体系均質格子計算モデル) を用意または整備し、参照解と簡略化モデルとの間の解析結果の比を補正として用意することとなっていました。JAEA は ZPPR-9 と Joyo MK-I を担当することになっていましたので、実験の概要と、ベンチマーク問題の整備について説明しました。図 4 に説明で用いたスライドの抜粋を示します。

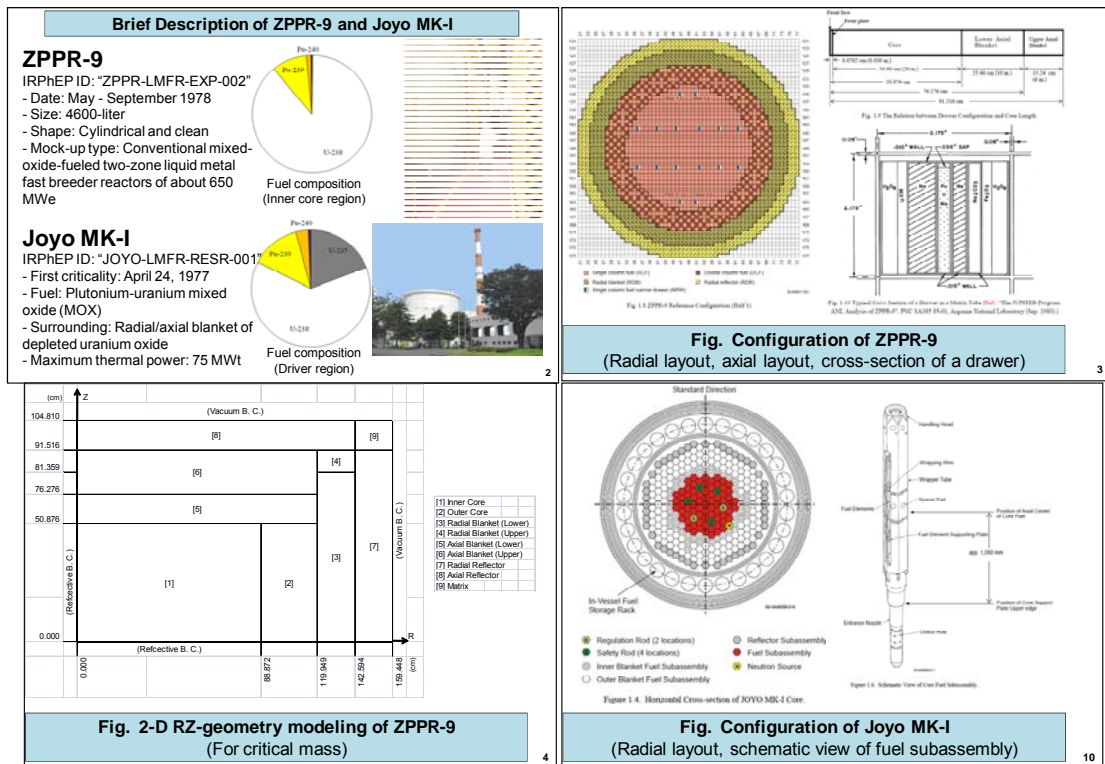


図 4 JAEA が整備したベンチマーク問題の説明

6. 炉定数調整ベンチマークの JAEA による予備的な結果

炉定数調整の結果を示すに先立ち、解析モデル誤差について説明を試みます。高速炉の設計で一般的に採用されている決定論的手法を用いた場合、モンテカルロ法のような統計的手法と異なり、解析モデルに付随する誤差（以下、解析モデル誤差）を定量的に設定する方法は未だ確立されていません。このため、一般には解析モデル誤差そのものを考慮していないのが現状です。従いまして、少々大げさかも知れませんが、我々が会合で紹介しました設定法は、世界に先駆けたものということになります。

解析モデル誤差の設定法について具体的に説明します。まず、実験値と解析値の差は実験データと核データと解析モデルそれぞれの誤差から構成されるものと仮定します。ここで、実験データと核データの誤差は定量的に評価が可能です。そうしますと、実験値と解析値との差から実験データと核データの誤差を差し引くことにより解析モデル誤差を推定することができます。ただし、実験値と解析値との差は一般に統計的にばらつきますので、個々の実験解析に対して、逐次解析モデル誤差を推定することはほぼ不可能です。そこで、炉定数調整の対象とする積分実験全体（あるいはある核特性全体）に関して、実験値と解析値の差の二乗和から、実験誤差及び核データの誤差の二乗和（正確には共分散）を差し引くことにより、解析モデル誤差の二乗和を求めます。次に、この解析モデル誤差の合計値を各積分実験に割り振るわけですが、その際に、解析モデル

誤差は解析上の補正量に比例するとの仮定を行います。解析上の補正量とは文字通り解析モデルを変更したことによる差分ですから、解析モデルの感度に対する良い指標になるのではないかと考えます。解析上の補正の具体例としては、均質格子モデルに対する非均質格子モデルの適用による補正（非均質格子モデル補正）、空間メッシュを詳細にすることによる補正（空間メッシュ補正）、拡散理論に対する輸送理論の適用による補正（輸送理論補正）などが挙げられます。これらの補正量のある定数 α 倍したものの二乗和が先程求めた解析モデル誤差の二乗和と一致するように定数 α を求めることにより、各々の積分実験の解析モデル誤差が補正量×定数 α の形で得られることとなります。また、補正量の内訳から解析モデル誤差の相関も求めることが出来ます。

会合では図 5 に示すスライドを用いて説明を行いました。十分な説明時間がなかった事情もあると思いますが、説明後に参加者からは、「補正は誤差をなくすために施すものであって、なぜ補正後の値に誤差（不確かさ）が伴うのか理解できない。」「輸送理論補正や空間メッシュ補正が実際に計算条件の違いによりばらつくのかどうか調べたのか。」「基準計算の条件を補正が不要となるぐらい非常に詳細なものにすれば解析モデル誤差は生じないのではないか。」、などの意見が出され、JAEA の具体案に対しては納得が得られませんでしたが、さすがに解析モデル誤差の存在そのものを否定するような意見は出されませんでした。半経験的な設定法では研究者からは受け容れられず、理論的裏付けが必要だと実感致しました。

1. Cross-section Adjustment Theory

$$\begin{cases} \mathbf{T}' = \mathbf{T}_0 + \mathbf{M}\mathbf{G}' [\mathbf{G}\mathbf{M}\mathbf{G}' + \mathbf{V}_e + \mathbf{V}_m]^{-1} (\mathbf{R}_e - \mathbf{R}_c(\mathbf{T}_0)) \\ \mathbf{M}' = \mathbf{M} - \mathbf{M}\mathbf{G}' [\mathbf{G}\mathbf{M}\mathbf{G}' + \mathbf{V}_e + \mathbf{V}_m]^{-1} \mathbf{G}\mathbf{M} \end{cases}$$

- Definition of matrices and vectors -

- Experiment values: \mathbf{R}_e
- Calculation values: $\mathbf{R}_c(\mathbf{T}_0)$
- Experimental error values: \mathbf{V}_e
- Analytical modeling error values: \mathbf{V}_m
- Cross-section data: \mathbf{T}_0 (Before adjustment), \mathbf{T}' (After adjustment)
- Sensitivity coefficients to cross-section: \mathbf{G}
- Covariance data: \mathbf{M} (Before adjustment), \mathbf{M}' (After adjustment)

Cross-sections and their covariance are adjusted so as to maximize the probability that the cross-sections could give more reliable C/E values based on the Bayesian theory.

3. Evaluation of Analytical Modeling Errors

- Continuous energy Monte Carlo method: Statistical error
- Deterministic method: Relatively evaluated by a kind of sensitivity consideration about the influence of analytical modeling methods (Estimation of analytical modeling error so as to set the chi-square value to the degree of freedom or the number on integral data)

$$\chi^2 = [\mathbf{R}_e - \mathbf{R}_c(\mathbf{T}_0)]' [\mathbf{G}\mathbf{M}\mathbf{G}' + \mathbf{V}_e + \mathbf{V}_m]^{-1} [\mathbf{R}_e - \mathbf{R}_c(\mathbf{T}_0)]$$

↑ Estimation

3. Analytical Modeling Errors (Cont'd)

- Estimation by correction factors

$$V_{m,i} = \sum_j \{\alpha(f_{i,j} - 1)\}^2 \quad f_{i,j} : \text{Correction factor}$$

- Example of analytical mode error estimation

Correction	Factor	Factor-1	Variance	Error
Spatial mesh	1.10	0.10	0.9E-03	0.03
Transport theory	1.20	0.20	3.6E-03	0.06
Ultra-fine group	0.90	0.10	0.9E-03	0.03
Total	1.19	-	5.4E-03	0.07

> Base calculation conditions: Multi-group, finite difference diffusion theory
> $\alpha=0.3$

- Correlation coefficients

Sometimes by engineering judgment (Strong: 0.8-0.7, Intermediate: 0.6-0.4, Weak: 0.3-0.2)

3. Analytical Modeling Errors (Cont'd)

- Correlation coefficients used in JAEA's study

Core characteristics	Correlation coefficient	Application condition
Criticality	0.8	Between cores of identical experimental series
Control rod worth	0.7	Between patterns in identical experimental series
(Between similar patterns in identical core)	0.6	
(Between different patterns in identical core)	0.5	(Other than above-mentioned)
Reaction rate distribution	0.5	Between types and positions in identical experimental series
(Between IC)	0.3	
(Including OC)		
Spectral index	0.5	Between types and positions in identical experimental series
(Excluding F28/F49)	0.4	
(Including one F28/F49)	0.3	(Between F28/F49)
Na void reactivity	0.5	Between patterns in identical experimental series

図 5 JAEA による解析モデル誤差の設定法

1. Calculation and Adjustment Conditions

- Nuclear data: **JENDL-4.0**
- Covariance data: **JENDL-4.0**
- Base calculation: With 33-group cross-section set
- Corrective factors: Given (practically ZPR6-7 only)
- Analytical modeling error (A.M.E.): **Standard method at JAEA**
- > Results for 2 cases (**With A.M.E.** / No A.M.E.)
- Adjusted parameters (complements)
 - Total fission spectrum (not prompt)
 - Total Nu-bar (not prompt)
 - Energy-averaged delayed neutron fraction (not delayed Nu-d)

4. Adjustment Results in Cross-sections

- Na-23 elastic scattering cross-section data -

4. Adjustment Results in Cross-sections

- Prediction alterations for target cores -

	ABR Oxide	ABR Metal	JAEA FBR
With A.M.E.	-0.26	-0.31	-0.12
No A.M.E.	-0.77	-0.46	-0.28

Fig. Components of prediction alteration in critical mass for the ABR oxide core

$$T' = T_0 + MG' [GMG' + V_e + V_m]^{-1} (R_e - R_e(T_0))$$

4. Adjustment Results in Cross-sections

- Prediction accuracies for target cores -

	ABR Oxide	ABR Metal	JAEA FBR
Before	0.98	0.88	1.06
After	0.24	0.32	0.25
No A.M.E.	0.19	0.28	0.22

Fig. Components of prediction accuracy in critical mass for the ABR oxide core

$$M' = M - MG' [GMG' + V_e + V_m]^{-1} GM$$

図 6 JAEA による予備的な炉定数調整結果

引き続きまして、JAEA の手法による解析の中間報告として、図 6 に示しますスライドを用いて予備的な炉定数調整結果について説明しました。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炉定数調整結果の比較について、具体的な解析結果を示しました。すなわち、解析モデル誤差を考慮しなかった場合には、炉定数調整により核データがその誤差を超えて余分に調整されたり、解析モデル上の改善の余地を核データの調整で補ったり、核データの誤差が過小評価となってしまったりする危険性があることを述べました。この説明により、会合参加者には、解析モデル誤差の考慮の重要性については十分に認識されたものと考えています。

7. 今後の予定

今後はまず、炉定数調整の詳細に関する具体的な各機関の方法 (χ^2 検定、異常データの排除、散乱マトリックスの扱い、核分裂スペクトル及び遅発中性子データの取り入れ、非線形性への対応など) について調査と議論を進め、炉定数調整手法に関する国際的合意を形成することが、本 SG の最初のマイルストーンになります。これに引き続いて、各参加機関は、本 SG で選定した全 20 の積分実験ベンチマークを解析して、その結果の C/E (計算/実験) 値を用いた炉定数調整計算を行います。この結果を本年 11 月末に次回 SG33 会合で議論して、炉定数調整ベンチマークの結論を合意し、NEA 公開報告書を作成

して本 SG のミッションを完了する予定です。

なお、炉定数調整には、核データの誤差（共分散）を入力データとして使用する必要がありますが、JAEA から、本 SG33 でも、現在各機関が整備している核データ共分散について、積分データ研究の観点から評価し見解をとりまとめるべき（必要に応じて、核データ評価側の意見を求める）であると提案して、メンバーの合意を得ました。この核データ共分散に関する検討も、次回の SG33 会合で行われることになりました。

8. おわりに（個人的感想）

本 SG33 の発足に当たっては、実は 2 年前の WPEC の会合で提案された時に、一部の有力な核データ研究者から、「積分データを扱うのは、WPEC の所掌である核データ評価協力の枠を超えるものであり、Subgroup としてはふさわしくないのではないか。」という強い反対の意見がありました。確かに、今回の報告を見ていただいても分かるように、炉定数調整の結果は、積分データの誤差マトリックス評価が非常に重要になるため、核データ研究の分野ではカバーしきれず、最終結果の責任を核データ側が負うことはできません。しかし同様に、炉定数調整の結果は、微分ライブラリの共分散評価に支配されることから、炉物理研究の側だけでも最終結果を保証することはできず、すなわち、学際領域または異分野間の協働作業でのみ成立するものなのだと考えます。

一方、高速炉設計（GEN-IV、米国 GNEP、日本 FaCT）の現場からは、核設計精度の定量的確保と向上の要求があり、これに応えるためには、炉定数調整法が最も有力と考えられていることから、誰かがどこかの場で、炉定数調整法に対する理解の整理と国際的合意形成を行わなければならないのが現状です。この要求を踏まえて、JENDL-4 や ENDF/B-VII では、共分散データの整備が、大きな開発テーマとなってきました。また、IRPhEP などの活動に見られますように、炉物理実験データや解析手法の品質（誤差評価を含みます）に関する認識も次第に共有されるようになってきました。つまり、46 年前に炉定数調整法が Salvatores 氏らによって最初に提案されてから、2010 年の現時点まできてようやく、炉定数調整への設計側からのニーズと、核データ研究及び炉物理研究のベクトル（定量的な誤差と相関係数の評価に挑戦できるほど両分野の研究が成熟してきたことを含みます）が合ってきて、本 SG33 の活動となって集約してきていると見なしてよいだろうと思います。

JAEA は、もしこの NEA/WPEC の場で国際的合意が形成されれば、我が国の FaCT 炉心核設計や次期もんじゅ許認可取得などにおいて、炉定数調整法を採用することができ、高速炉サイクルの確立促進に貢献できるであろうとの立場から、これまでも積極的に関与してきましたし、これからもしていくつもりです。何とか、本 SG33 の活動を成功させたいと願っています。（石川）

炉定数調整法を始めて知ったのは 1992 年から 93 年頃です。今もその気持ちに変わりはないのですが、当時は高速炉開発に携わりたく、ある電力会社で勤務していました。残念ながら、結局は退職することにしたのですが、退職時の会社からの説得は、軽水炉の炉心管理から高速炉の研究開発に関する部署に異動すれば、炉定数調整法に関する研究に携われるチャンスがあるのだから、我が会社に留まるように、との内容でした。その当時、実験値に合うように物理データ（具体的には核データ）を調整すると言うような発想は非常に画期的に思えました。今から思うと、当時は電力会社でさえも炉定数調整法の研究開発に予算をつぎ込む程の高い関心を示していたのだなと回顧されます。

それから、10 年、20 年と月日が流れ、現在に至ります。今は、その説得に反したために、炉定数調整法に携わっています。20 年前には非常に画期的に思えた炉定数調整法ですが、今は正直、現実の厳しさを感じています。すなわち、炉定数調整では相関を含めて誤差設定が肝心となるわけですが、誤差に正解はありません。誤差の信頼性を高めることは可能だと思いますが、その作業は非常に面倒な上、客観的に信頼性の高さを証明することは並大抵のことではないと思います。しばらくは研究業務から離れ、現場に近いところで仕事に従事していましたので、このような研究者らしからぬ文面となることをお許し頂きたいと思います。

結びとしますが、論文・表彰・資金獲得だけでなく、誤差設定のような泥臭い作業でも評価・歓迎するような原子力社会となることを期待しています。(杉野)

参考文献

1. 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).
2. G. Cecchini, U. Farinelli, A. Gandini and M. Salvatores: "*Analysis of integral data for few-group parameter evaluation of fast reactors*," Proc. 3rd Int. Conf. Peaceful Uses Atomic Energy, Geneva, **P/627**, p.388 (1964)
3. H. Mitani and H. Kuroi: "*Adjustment of Group Cross Sections by Means of Integral Data, (I), (II)*," J. Nucl. Sci. and Technol., Vol.9, p.383 and p.642 (1972).
4. J. B. Dragt, J. W. M. Decker, H. Gruppelaar and A. J. Janssen: "*Method of Adjustment and Error Evaluation of Neutron Capture Cross Sections; Application to Fission Product Nuclides*," Nucl. Sci. and Eng. **62**, p.117 (1977).
5. A. Gandini: "*Nuclear Data and Integral Measurements Correlation for Fast Reactors. Part 1 : Statistical Formulation*," RT/FI(73)5, Comitato Nazionale Energia Nucleare (1973).
6. S. J. Koning and D. Rochman: "*Towards sustainable nuclear energy: Putting nuclear physics to work*," Annals of Nuclear Energy **35**, p.2024 (2008).

7. J. P. Chaudat, A. Filip, G. Langlet, M. Salvatores and J. P. Trapp: "*Data Adjustment for Fast Reactor Design*," Proceedings of American Nuclear Society, vol.27, p.877 (1977).
8. NEA Nuclear Science Committee: "*International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments (IRPhEP)*", NEA/NSC/DOC(2006) 1, March 2009 Edition (DVD).
9. NEA Nuclear Science Committee: "*International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments*," NEA/NSC/DOC(95)03. 以上



写真2 OECD/NEA 本部のあるビル

(セーヌ川の中州にあって、7階の会議場の窓からエッフェル塔が小さく見えます。)



写真3 SG33 会合の様子

(かなり、真面目に議論をしています。) <撮影：杉野>