

会議のトピックス(IV)

「核データ評価における積分データの使用」に 関する IAEA コンサルタント会議報告

日本原子力研究開発機構

石川 眞

ishikawa.makoto@jaea.go.jp

1. 会議開催の経緯

今回の IAEA コンサルタント会議 (2017 年 11 月 14~17 日 at ウィーン IAEA 本部) が開かれた発端は、同年 9 月に OECD/NEA の国際核データ評価協力ワーキングパーティ (WPEC) から、ウラン・Pu など重要 6 核種の国際協力作業による中性子断面積評価 (CIELO プロジェクト) に関する最終論文のドラフトが関係者に配布されコメントを求められたことです。私は計 77 名 (!) いるこの論文の共著者の一人とされていますので、当該論文の内容をチェックしましたところ、「U-235 及び Pu-239 の核分裂当りの中性子発生数 ($\bar{\nu}$) を、積分実験の臨界性実験解析結果が良くなるように調整した」という記述がありました。これは、実は 2006 年公開の ENDF/B-VII.0 ライブラリの中からその評価論文[1]等で公言されていた¹ことですが、今回私からあらためて、「それでは、この積分データを利用した調整による核データ共分散への影響はどのように扱ったのか」と、JENDL-4.0 における C/E-1 平均値と共分散に基づく臨界性不確かさ評価矛盾の具体例 (3 節(2)で図表を示します) を挙げて質問しました。この問題提起をきっかけとして、10 数名の共著者 (Trkov 氏、Capote 氏、Koning 氏 (以上 IAEA)、Chadwick 氏 (LANL)、Herman 氏 (BNL)、Bauge 氏 (CEA)、Salvatores 氏 (INL)、Palmiotti 氏 (同)、Kodeli 氏 (JSI) など) による 30 数本の電子メールでの議論が行われました。ここで出された意見は、① $\bar{\nu}$ の不確かさは小さくその調整量は微少なため核データ共分散には影響しないはずというものと、②たとえ調整量がゼロであっても積分臨界実験データを参照して核データを決定する限り $\bar{\nu}$ と他の反応の間には大きな相関が生じる、という 2 つに大別されました。

結局、このネット上の議論は決着がつきませんでした。IAEA (この時点では①派で

¹ しかし、ENDF/B-VII.0 は実質的に共分散データを含んでいなかったため、本稿で述べる問題は顕在化しませんでした。2011 年に公開された ENDF/B-VII.1 は、重要アクチノイドのデータを ENDF/B-VII.0 からほとんどそのまま受け継ぎ、さらに新たな共分散データの付加を売り物のひとつにしていたため、大きな問題になるはずでしたが、今回の議論が起こるまで問題の指摘等はなかったようです。

した)はこの論争をきっかけに、今回の「核データ評価における積分データ利用」をテーマとした少人数のコンサルタント会議を開くこととし、私も参加することとなったわけです。この会議の具体的な目的は、1) 核データ評価における積分データ利用の妥当性判断基準を定義すること、2) 積分データを利用して作成された核データライブラリを適正に利用するための方法論の提案を行うことです。他の参加者は、IAEA の Trkov 氏 (本会議のとりまとめ役) と Capote 氏 (最終日のみ参加)、米国 Sandia 研究所の Griffin 氏 (dosimetry が専門)、仏国 CEA の Noguere 氏 (核データ評価、ベンチマーク等)、チェコ Rez 中央研究所の Kostal 氏 (中性子透過実験等)、スロベニア JSI 研究所の Radulovic 氏 (放射化実験等) の 6 名でした。

会議の報告書[2]は公開されており、Presentations も以下の URL にありますので、関心のある方はご覧下さい。 <https://www-nds.iaea.org/index-meeting-crp/CM-IDNDE-2017/>

2. 核データ評価における積分データ利用の妥当性判断基準

Griffin 氏、Kostal 氏、Radulovic 氏らが提案した積分実験に対して、核データ評価への使用の観点から議論が行われ、本 IAEA 会議の結論のひとつとして、以下の提案をすることになりました。

----- <本 IAEA 会議からの提案 I> -----

核データ評価において利用する積分データの基準要件を、以下のように定める。

- (1) 特定の核種反応のみに感度のある積分実験値が測定されていること。
- (2) 当該積分データの利用により、核種間・反応間に新たな相関を付加することがないこと。
- (3) 当該積分実験が高精度かつ正確 (high precision & accuracy) に実施されていること。

これらの基準をもとに、核データ評価で使用する具体的な積分データの候補を、以下の 4 クラスに分類する。

クラス 1 : 基準(1)~(3)を満たしているもの (Cf-252 自発核分裂スペクトルや熱中性子による核分裂スペクトル、Maxwell 分布 (30keV) のスペクトル場を利用した積分実験)

クラス 2 : 他に適当な実験がない場合に、条件付きで受け入れられるもの (Sample 振動実験、照射後試験、十分に熱化された中性子場でのスペクトル平均測定)

クラス 3 : 他に適当な実験がなく、大きな反応間相関が付加されることを理解した上で、条件付きで受け入れられるもの (関連核種数が最小限の臨界測定)

クラス 4 : 核データ評価としての使用は、受け入れられないもの (中性子透過・漏洩測定、遮蔽実験、反応度測定、複雑な体系の臨界性測定、実機熱出力運転での核パラメータ測定)

ここで、クラス 3 は当初案にはなかったのですが、そのままと臨界実験がクラス 4 (つまり使用不可)に分類されそうだったので、現状の汎用ライブラリ評価の現状(LANL 小型炉実験などで調整されている)を踏まえて、何とか使用できるようにしてもらいました。また、クラス 2 の照射後試験の採用は、CEA の Noguere 氏が強く主張しました²。

具体的な積分実験項目の提案及びクラス分けは、この短時間・少人数の議論では完結はしなかったと思います。今後、広い分野の関係者による議論を深めて合意を形成していく必要があるでしょう。

3. 積分データを利用して作成された核データライブラリを適正に利用する方法論

こちらは、主に私と Noguere 氏の報告項目に対して議論・合意形成を行いました。

(1) 臨界性 C/E 値の歴史経緯

過去の文献を調査して、ENDF/B と JENDL による高速炉実験の臨界性 C/E 値を整理してみました。図 1 に ENDF/B の経緯を示しましたが、明らかに 2006 年の ENDF/B-VII.0 から、臨界性 C/E 値を 1.00 にするように調整が行われたことが分かります。ENDF/B-IV や V の時代は、まだ決定論による粗い解析が主流であり核データだけでなく解析モデルによる不確かさも大きかったこと、ENDF/B-VI の時代はモンテカルロ計算が主流になってはきましたが共分散利用や感度解析はまだ広まっていなかったことなどが、それまでシステムティックな核データの調整が行われなかった背景の一因として推定されます。

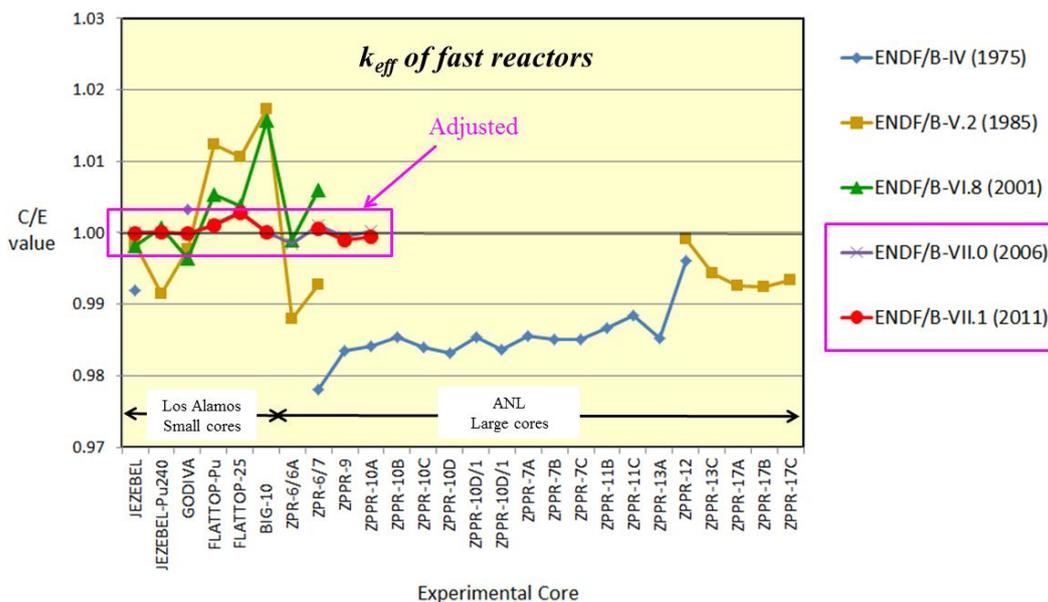


図1 ENDF/Bライブラリによる高速炉臨界性C/E値の経緯

² CEA 及び米国にいるその出身者たちは PROFIL などの照射後実験データを核データライブラリ評価に使用すべきとことあるごとに主張しています。照射集合体の複雑な構造や多段にわたる化学分析の工程など、技術的に非常に難しい積分データだと私は思うのですが。

JENDL の経緯は図 2 に示しました。ENDF/B とは違って、JENDL-2 の当初から臨界性 C/E 値はそれほど悪くなかった³のですが、やはり、C/E 値は 1.00 から 0.5~1.0% くらいずれていました。しかし、2008 年に公開された JENDL Actinoid File 2008 (JENDL/AC-2008) になって、突然 1.00 にぴったり一致するようになりましたが、これはその開発論文[3]の "Correction of Data" の章で詳しく説明されているように、計 7 核種の核モデルパラメータ (1 核種当り 10 個) を複数の積分実験データに合うように数学的に調整したためです。

JENDL/AC-2008 の調整結果は、2010 年公開の JENDL-4.0 (積分データによる調整は行っていないと報告されています) に、微妙な形⁴で受け継がれたのではないかと推定されます。JENDL-4.0 の臨界性 C/E 値は、JENDL/AC-2008 ほどはぴったり 1.00 に一致してはいませんが、それでもそれまでのライブラリと比べて、このように非常に良好な予測性能を発揮することは、微分情報のみでは達成できないと考えられるからです。

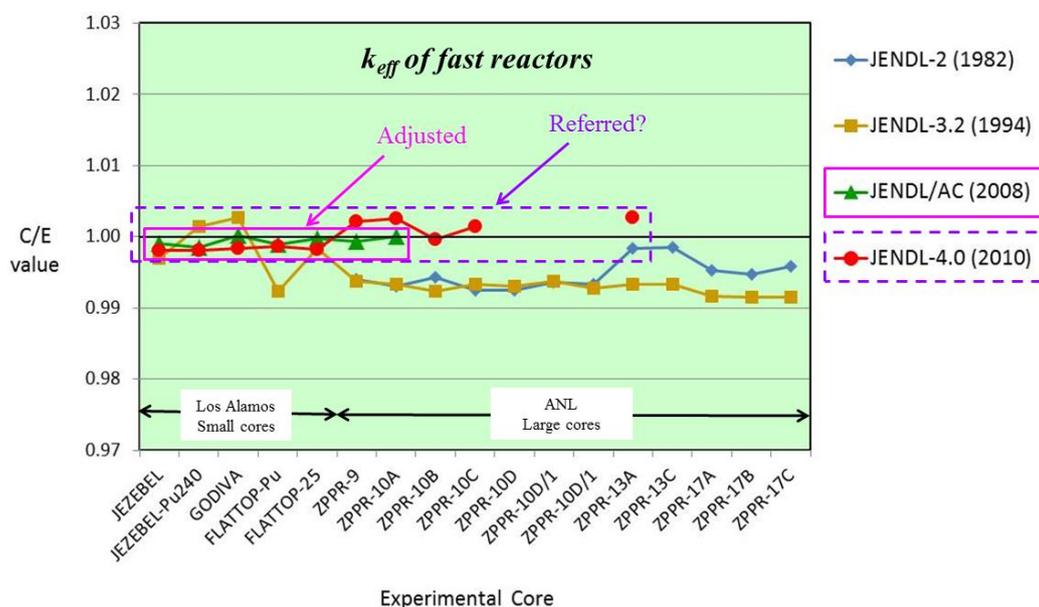


図2 JENDLライブラリによる高速炉臨界性C/E値の経緯

³ JENDL は、もともと高速炉炉心設計のために開発されましたので、開発当初から、高速炉の臨界性に関する FCA 実験などの C/E 値にはかなり気を使っていたようです。ただし、感度解析等を通じたシステムティックな調整は行われていなかった (今は引退されたある JENDL-2 評価者から、「ユーザーから、核分裂断面積をもっと上げろ、もっと上げろと言われて往生した」というお話を聞いたことがあります) ために、JENDL-2 ではその他の核特性 (Na ボイド反応度の極端な過大評価など) への弊害が起きていました。これらの問題は、JENDL-3.2 で大きく改善されたのですが、その寄与は Na 非弾性散乱断面積や Pu-239 捕獲断面積の改訂によるものでした。これらのマイナーな断面積の調整により Na ボイド反応度の予測精度を改善することは、他に巨大な感度をもつ核種反応が幾つもあるため、炉物理的な発想ではあまり出てきません。JENDL-3.2 の核データ評価の過程で、新たな微分情報及び核モデル計算法を採用したことが、たまたま積分データ予測性能の改善につながったのではないかと推測されます。だとすれば、この JENDL-3.2 のケースは、積分データを利用することなく、微分データ側の努力だけで積分特性の予測精度を向上させた「良好事例」であるということになります。真実は、歴史の彼方に消えてしまっていて分からないのですが、.

⁴ 図 2 では、“Referred?”と書きましたが、数学的な調整はしていないが、積分ベンチマークの結果は核データ評価の過程で何らかの参考とされたのではないかと、私が (独断で) 推測したという意味です。

(2) JENDL-4.0による積分ベンチマーク結果の統計処理

原子力機構では、高速炉の実験データベース整備[4]をこれまで 20 年間以上継続して行ってきましたので、これを利用して、JENDL-4.0 でこれまで解析してきた高速炉核特性を、①臨界性（計 31 データ：LANL 超小型炉心から ZPPR・BFS 大型炉心臨界実験、「もんじゅ」などの実機など）、②反応率（計 218 データ：比、空間分布）、③反応度（計 198 データ：制御棒価値、Na ボイド反応度など）に分類して統計処理を施し、C/E-1 の 2 乗平均値と、核データ共分散から算出した C/E 値の不確かさ⁵の比較を行いました。

その結果を表 1 に示しますが、臨界性において、C/E-1 の平均値は 0.18% であるのに対し、共分散等に基づく C/E 値の合計不確かさは 0.88% であり、約ファクター 5 の食い違いがある⁶ことが分かります。これは、統計上のばらつきなどでは説明のつかない大きな矛盾です。なぜ、これが問題になるかと申しますと、この JENDL-4.0 の共分散データを使って、炉心核設計の精

度評価を行った場合、非常に大きな設計裕度が必要になり経済的に不合理な設計になってしまうことがまずあります。しかしそれ以前に、このように実験解析の結果を再現できない共分散では、もともと許認可を審査する側に信頼されず使用を

表 1 JENDL-4.0による高速炉データベース解析結果の統計処理まとめ

Core Parameter (number of data)	Square root of Average value of (C/E-1) ²	Average value of Total uncertainty of C/E values $\sqrt{V_e + V_m + GMG^{*1}}$	Average value of Nuclear- data-induced uncertainty $\sqrt{GMG^t}$
Criticality (31)	0.18 %	0.88 %	0.82 %
Reaction rate (distribution, ratio) (218)	2.2 %	3.3 %	2.4 %
Reactivity (control rod worth, sodium void reactivity, etc) (198)	7.3 %	11.4 %	7.4 %

*1 V_e : Experimental uncertainty (1 sigma), V_m : Analytical modeling uncertainty (1 sigma),
G: Sensitivity coefficients, M: Covariance data of JENDL-4.0 (1 sigma).

却下される可能性が高くなるでしょう。

一方、反応率や反応度⁷には、C/E-1 の 2 乗平均値と核データ共分散から算出した C/E 値の不確かさにそれほど矛盾はありません。図 3 には、JENDL-4.0 による高速炉臨界性の C/E 値と合計不確かさの比較、図 4 には、Na ボイド反応度のそれを例として示しました。

⁵ 正確には、実験不確かさと解析モデル不確かさを加えた合計不確かさと、C/E-1 の比較です。ただし、臨界性の場合、合計不確かさのほとんどが共分散に基づく核データ起因不確かさです。

⁶ 最初に述べた 9 月のメールでの議論の中で、INL の Palmiotti 氏から ENDF/B-VII の同様の値を教えてくださいました。ENDF/B-VII では、C/E-1 平均値は 0.16% であるのに対して、共分散から求めた C/E 値不確かさは 0.65% だそうで、やはりファクター 4 程度の大きな食い違いがあることが分かりました。

⁷ 反応度の合計不確かさは C/E-1 の平均値よりやや大きいですが、これは決定論を用いた場合の解析モデル不確かさ（算出法は Ref. 5 を参照）が特に Na ボイド反応度などで大きすぎるためと判明しています。連続エネルギーモンテカルロ計算を用いれば、解析モデルの不確かさは小さくなり、合計の不確かさは、より C/E-1 平均値に近づきます。ただし高々数 10 セントの測定反応度をモンテカルロ計算で精度よく求めるには膨大な計算が必要なため、現在も作業を継続中です。

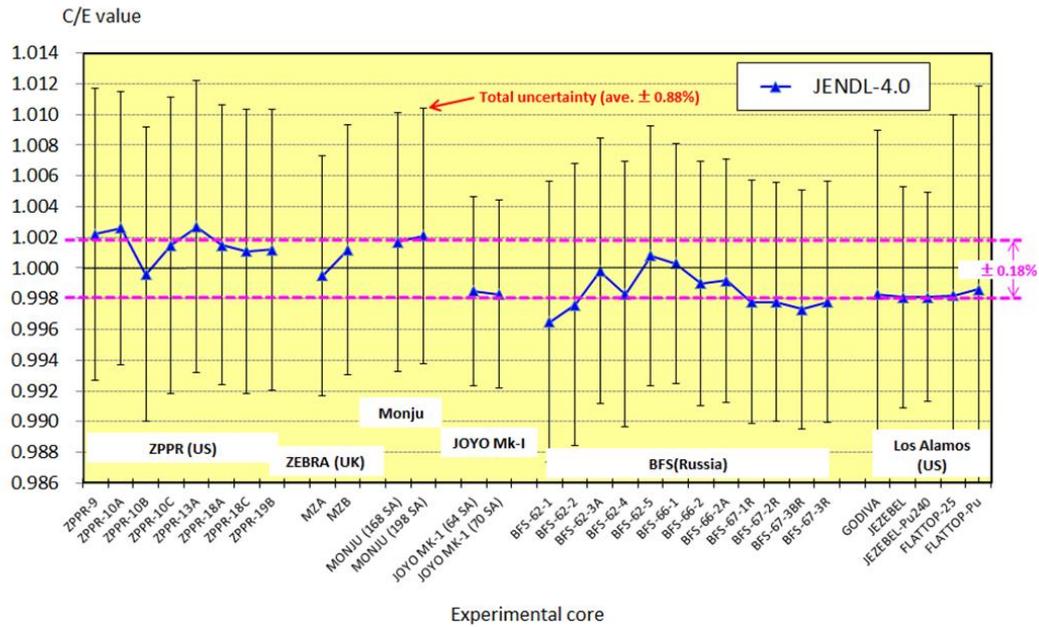


図3 JENDL-4.0による高速炉臨界性のC/E値と合計不確かさの比較

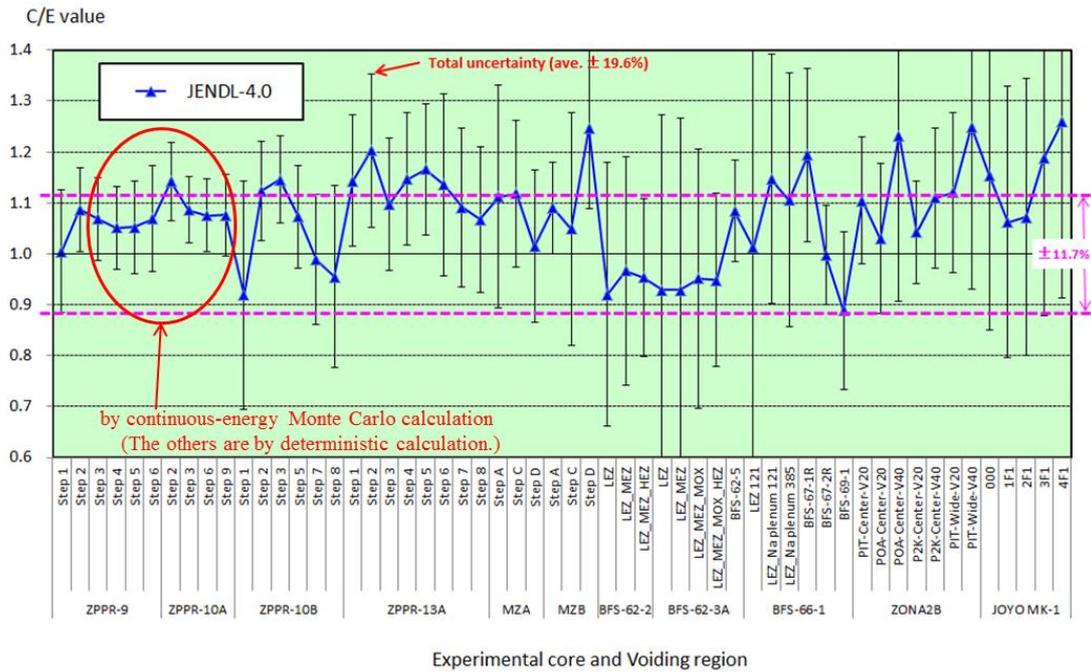
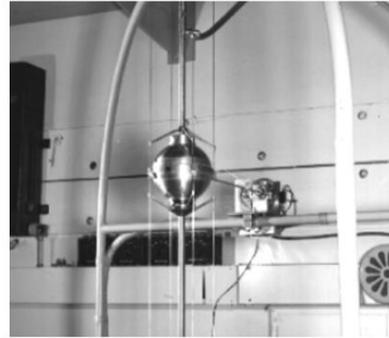
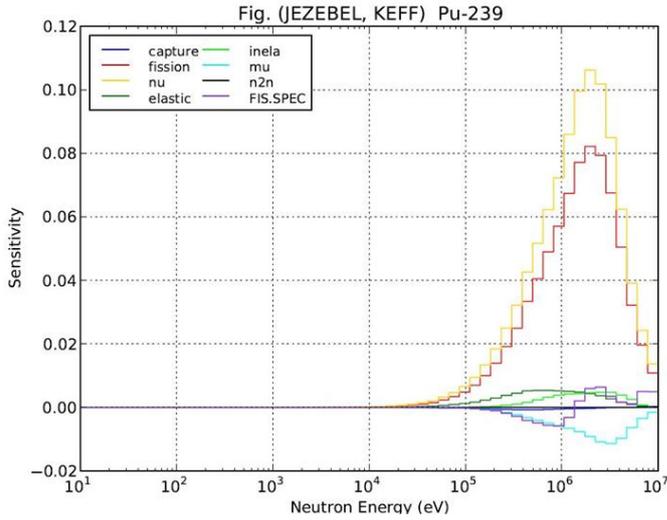


図4 JENDL-4.0によるNaボイド反応度のC/E値と合計不確かさの比較

(3) 積分臨界性データの付加による核データ共分散への影響

9月のメール論争の発端となった「積分データを利用した調整による核データ共分散への影響」の確認として、JENDL-4.0に基づく群定数に対して、LANLの代表的なPu-239

超小型実験 JEZEBEL の臨界データ情報を加えた場合の共分散の変化を、炉定数調整法[6]を用いて計算しました。図 5 に JEZEBEL 実験体系と臨界性の C/E 値及び Pu-239 の各反応に関する感度係数を、図 6 に JENDL-4.0 を JEZEBEL 臨界性により調整した結果を示します。



Specification of JEZEBEL Core		
Diameter		~13 cm
Pu Weight		~17 kg
Pu	Pu239	95.2 at%
	Pu240	4.5 at%
	Pu241	0.3 at%
Natural Ga	Ga69+Ga71	1.02 wt%

C/E value of keff by JENDL-4.0 with continuous-energy Monte Carlo calculation = 0.9987 ± 0.0020

図5 JEZEBEL実験体系とJENDL-4.0による臨界性C/E値と感度係数

Exp.	Prior C/E	Post C'/E	V_e (%)	V_m (%)	Prior GMG (%)	Post GM'G (%)
JEZEBEL	0.9987	0.9999	0.200	0.027	0.693	0.194

~ -0.5%Δk

Post covariance: M' (reactions with no prior correlations)

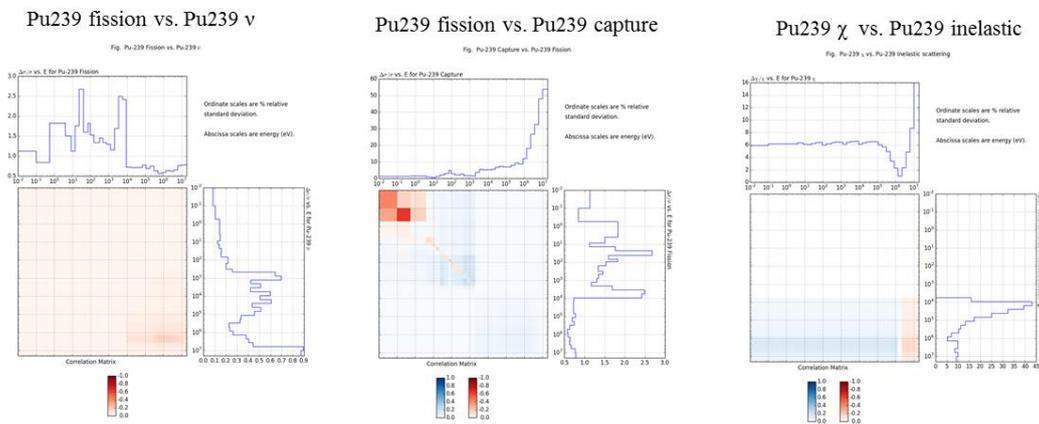


図6 JENDL-4.0をJEZEBEL臨界性で炉定数調整した結果

JEZEBEL の臨界性は、Pu-239 の $\bar{\nu}$ と核分裂断面積に非常に大きな感度があることが図 5 から分かりますが、図 6 を見ますと、この $\bar{\nu}$ と核分裂断面積の間に調整前にはなかった負の相関（左下図の薄い赤色の部分）がついています。この相関は一見弱いようですが、感度係数を乗じて全核種反応でエネルギー積分しますと、図 6 の右上にありますように、-0.5% の大きな不確かさ低減効果となります。つまり、前節で示した JENDL-4.0（および ENDF/B-VII）における C/E-1 平均値と共分散から算出した C/E 値不確かさの大きな食い違いの原因は、JENDL-4.0 および ENDF/B-VII ではこの積分データ利用により新たに生じた核データ間の相関⁸を、共分散に取り入れていないためであるということになります⁹。

(4) CEA における C/E-1 平均値と共分散ベースの C/E 値不確かさの乖離への対処法

Noguere 氏が、CEA において 1990 年代に、核データライブラリに積分データ情報を炉定数調整法で取り込んだ時に大きな失敗をおかした経験談¹⁰を披露した後、積分データを核データライブラリに取り込んだ時の共分散をどう扱うかについて、CEA が 2012 年から採用している方法¹¹を図 7 を用いて示しました。

CEA が作成している共分散ファイルは COMAC と呼ばれていますが、これを mic ファイルと mac ファイルの 2 種類に分別して使用¹²するのです。mic ファイルは、現在の JENDL-4.0 や ENDF/B-VII ファイルと同様に、共分散としては微分情報だけから作成されており、積分データ利用により生じた新たな核データ間の相関は付加されていません。このため、この mic ファイルは、共分散による核特性の不確かさ評価に用いることはなく、単に、次の mac ファイルの作成において、事前共分散として用いるだけです。mac ファイルは、Application library と呼ばれ、特定の分野（高速炉炉心、軽水炉炉心、遮蔽など）にのみ適用するものとして、mic ファイルにはなかった積分データ利用による相関を何らかの方法で取り入れます。従って、C/E-1 平均値と共分散による C/E 値不確かさの間

⁸ この例でも分かりますが、JENDL-4.0 の JEZEBEL 臨界性の C/E 値はもともと 1.0 にかかなり近いので、調整による C/E 値の変化はほとんどありません。それにもかかわらず、反応度で -0.5% に相当する大きな反応間の相関がついていますので、9 月のメール議論での①の意見は間違いであったということになると思います。IAEA はしぶしぶだと思いますが、この結論を受け入れたようです。

⁹ この検討に続いて、私からは、単純化した仮定に基づいて、JENDL-4.0 では無視されている核データ間相関を加えた場合の不確かさ低減効果をデモンストレーションしました。しかし長くなりますので、関心のある方は先に示した IAEA の HP からご覧いただければ幸いです。

¹⁰ 1996 年に調整ライブラリ ERALIB-1 を作成する際に、測定値に従って Na 全断面積をほぼ保存する条件を入れることを忘れたので、Na 非弾性散乱断面積が異常に小さくなり、この欠陥は 2005 年公開の JEFF-3.1.1 にも引き継がれてしまったとのことでした。積分データを用いた核データの調整は、慎重に行う必要があるという実例であると思います。

¹¹ CEA がこのような方法を採用していたことは不勉強で知らなかったのですが、私が発表のまとめで、以下の文章で提案した内容とほぼ同じでした。→ (Proposal by Ishikawa) A possible solution might be to introduce new correlations to the original covariance matrix in the group-constant form of an application field, without changing the nominal nuclear data and associated standard deviations. (If the integral experiments used in a library evaluation get identified, even the mathematical adjustment could be adopted ...)

¹² Noguere 氏は、この方法論は理想的ではあるが、現実には適用するのは決して簡単ではないと付け加えていました。私もそう感じていましたので、彼の誠実な態度に非常に好感を持ちました。

には矛盾は生じません。

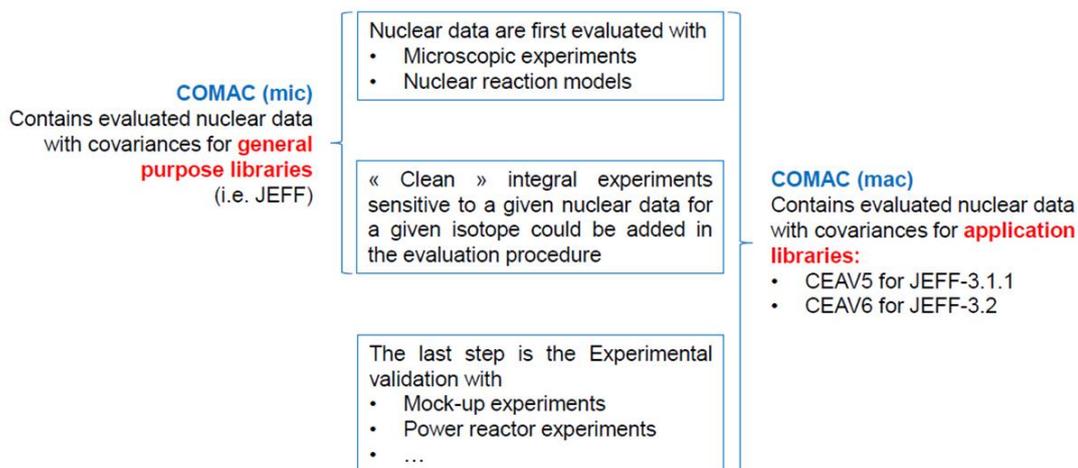


図7 CEAが採用している積分データ利用による共分散への影響の対処法 (Noguere氏の発表から)

最終的に、積分データを利用して作成された核データライブラリを適正に利用するために、本 IAEA 会議が提案する内容は以下になりました。

----- <本 IAEA 会議からの提案 II> -----

現在の汎用核データライブラリが積分データも利用して作成されている現状を踏まえて、今後は核データライブラリを、以下の 2 種類に明確に区分して使用することを提案する。本案を採用する場合、核データ評価者には、個別分野の核データユーザーが A ファイルから B ファイルを作成するために必要な、何の積分実験を、どのように使用して汎用ライブラリを作成したのか¹³という情報を報告する義務が生じる。

(A ファイル) 汎用目的のライブラリ： 現状の ENDF/B-VII、JEFF-3.2、JENDL-4.0 であり、核データのノミナル値決定には積分データ情報が利用されているが、その共分散は微分データからの情報のみにより作成¹⁴されている。このため、この共分散は積分特性

¹³ よく考えれば、調整後の共分散は、事前共分散と、調整に使用した積分データの感度係数と実験解析誤差にのみ依存して決定され、事前ライブラリの核データノミナル値や事前 C/E 値には依存しませんから、核データ調整に使用した具体的な積分実験とその実験誤差設定値を覚えてもらうだけで済むのかもしれませんが、しかし、ENDF/B にしても JENDL にしても 40 年以上の開発の歴史がある訳ですから、今の時点で、ライブラリ評価時に何の積分実験データを利用したかを特定するのはかなり難しいのかもしれませんが、とにかく、核データ評価側に調査していただくしかないようです。

¹⁴ 積分データ利用により生じる核データ間相関は、その積分データに感度のある全ての核種間・反応間・エネルギー間に発生します。これを現在の ENDF フォーマットで格納することが不可能なことが、今回、A ファイル (ENDF フォーマットです) と B ファイル (多分群定数ライブラリ形式なので、全ての相関を格納できます) に分別しなければならない技術的な理由のひとつです。

の不確かさ評価には使用せず、以下の B ファイルを作るための事前共分散データとして用いる。

(B ファイル) 適用分野ごとのライブラリ：汎用目的のライブラリから、適用分野毎に作成される（群定数形式）ライブラリであり、何らかの形で核データ評価に使用された積分データの影響を共分散に取り入れることにより、C/E 値と、共分散に基づく不確かさ評価の間に、矛盾が生じないように作成する。

B ファイルの作成には幾つかの考え方がありますが、私は A ファイルから作成した核データノミナル値と標準偏差は変更せず、相関係数だけを入れ替えるのがよいのではないかと考えています。これは炉定数調整の原理からははずれるのですが、核データノミナル値と標準偏差は、核データ評価者が微分データの実験値とそのばらつきを慎重に検討して、統計処理または核データモデル計算で決定したものですから、尊重すべきであるし、また、A ファイルと B ファイルの積分計算値が一致することで、ライブラリ処理が間違いなかったことを確認することができるからです。その後、B ファイルに対して、自分たちが整備した実験データベースを使用した大規模な調整等を加えて設計用の群定数セットを作成することなどは、ユーザーの責任として自由に行えばよいでしょう。

4. 所感など

2017 年 9 月に行ったメールでの議論から、11 月の IAEA 会議を経て、この原稿を執筆している現時点（12 月初旬）まで、いろいろな情勢の変化がありました。この間に考えたことを、書き連ねてみます。

(1) 9 月のメール議論直後の 10 月 2～6 日に、仏国 Aix-en-Provence で第 4 回共分散ワークショップが開かれました。日本からは千葉豪氏が参加して、今号の核データニュースに会議報告を寄稿していただいています。その発表資料が HP (<http://www.cw2017.com/>) で本 IAEA 会議の前に公開されていまして、私もものぞいてみました。そこで一部の参加者が、積分データの核データ評価における利用について、かなり辛辣な発言をしているのをみました。千葉さんの記事と重複するかもしれませんが、例えば、LANL の Talou 氏は「我々は積分ベンチマークの結果で核データ評価値を上げ下げしているが、This step (“secret sauce”) is completely ignored in the UQ¹⁵ process!」と書いていますし、同じ LANL

¹⁵ Uncertainty Quantification (不確かさの定量化) の略で、V&V (Verification and Validation) とともに、現在進められているシミュレーション信頼性確保の重要キーワードになっています。

の White 氏は「我々は、核データ評価で calibration¹⁶に使った積分データの結果をもって、validation できたと主張している。We must all be fools, because we are fooling ourselves in here somewhere.」と警告しています。核データ評価者側からのこのような発言を見たのは初めてですので、私は非常に驚きました。

(2) IAEA 会議の前の週 (11 月 6~8 日) に、米国 BNL で Cross Section Evaluation Working Group (CSEWG) の 2017 年年会¹⁷が開かれて、今回の IAEA 会議を主催した Trkov 氏が参加しました。この場でも積分データの利用による C/E-1 の平均値と共分散ベースの C/E 値不確かさ評価の乖離について議論があったそうで、Trkov 氏は IAEA 会議参加予定のメンバーに、以下のメールを送ってきました¹⁸。

I am just attending the CSEWG Meeting in the USA, where the issues regarding the use of integral data cropped up again. There are two schools of thought:

- some users would like to have adjusted covariances that will give small uncertainties in the calculated integral observables;

- others want unadjusted libraries that they can adjust for their particular class of applications

つまり、良好な C/E-1 値と整合する小さな不確かさ値を出す共分散を作るべきという意見と、ライブラリ評価では積分データを使うべきではない、それは個別分野毎のユーザーの役割だという意見です。後者の意見は一応もつともなのですが、いったん、ENDF/B-VII や JENDL-4.0 のような素晴らしい臨界性 C/E 値を出すライブラリがあることを知った以上、ユーザーが ENDF/B-VI 以前のような凸凹の C/E 値を出すライブラリ (ただし、不確かさ評価値との整合は取れています) を選択するとは、私にはとても思えませんでした。何とかして、現状の良好な C/E 値と、整合する共分散の作成を両立させなければならないと考えながら、IAEA 会議に出発したわけです。

(3) 9 月のメールでの議論で、INL の Salvatores 氏は、「炉物理屋としては、核データ評価のプロセスで積分データを利用してほしくない」と書いてきました。これは、実は私

¹⁶ 余談ですが、欧米の核データ評価者は、adjust という用語を使いたがらず、calibrate または tweak と言いたがる傾向があるようです。大した操作をしているわけではない、という意識からでしょうか。

¹⁷ CSEWG は、ENDF/B 開発のために、米国の核データ評価者とユーザー (米国人以外の参加も許されるそうですが、大部分は米国人です) が一同に介して議論する組織です。OECD/NEA の ICSBEP ができる前は、ここで核データベンチマークの整備が行われてきました。LANL の Neudecker 氏からの情報によりますと、ORNL の Williams 氏がこの C/E-1 の平均値と共分散ベースの C/E 値不確かさ評価の乖離について報告をしたところ、一部の核データユーザーは寝耳に水でたいへん驚いたとのことでした。(私の推測では、核データ評価者でもこの事実を知らなかった人が多かったのではないかと思います。自分たちが苦労して作った共分散データが、少なくとも臨界性不確かさ評価には使い物にならないと知って、かなりショックを受けたかもしれません。) とにかく対応が必要であるとして、ちょうど IAEA 会議が開かれた週から CSEWG メンバーによるメールによる議論が行われているようです。

¹⁸ どうやら Trkov 氏はこのあたりで、自分の意見を①から②に変えたようです。ただし、IAEA が作成している CIELO-1 ライブラリはいっさい積分データを使用していないので、新しい相関は不要であるという点を変えていませんが。

も同感なのです。積分データを入れて核データを調整するためには、当該積分実験体系や実験方法に関する詳細な情報、実験不確かさの定量的分析、他実験との相関など様々な評価が必要であり、その結果を踏まえて、その実験には何か未知の誤りがあると判断して使用しないと決断することが必要な場合もあります。モンテカルロで計算したから全て安全に使えるというようなものではありません。

また、臨界実験だけを使用することは、臨界性は多くの核種反応に敏感なので、核データの的に誤った調整結果になる（いわゆる compensation effect が発生する）可能性もあります。これが、現在炉物理側で行われている炉定数調整においては、可能な限り多様な核特性を使用しようとしている理由です。このように、もし誤った積分実験の使い方をすれば、その核データライブラリは非常に危険なものになることを充分認識した上で、核データ評価者には、積分データを（やむを得ず）利用していただきたいと思います。結局、積分データによる核データライブラリの「汚染」を防ぐためには、核データ評価側と炉物理解析側との密接な協力の下で、積分実験の利用を慎重に行うしか方法はないだろうと私は思っています。

(4) これまでは、高速炉の臨界性についてのみ話が出てきましたが、それでは軽水炉はどうかの难道うかと疑問がわきます。軽水炉実験データを用いて核データライブラリの調整を行ったという記述を私は見たことがないのですが、2017年に発行された JENDL 委員会リアクター積分テスト WG の軽水炉ベンチマーク整備報告書[7]によりますと、中性子吸収材などを含まず常温の臨界性 C/E 値は、低濃縮ウラン炉心で $1.000 \pm 0.4\%$ の幅（全 56 データ）、MOX 炉心でも $1.000 \pm 0.4\%$ の幅（全 58 データ）に全 C/E 値がほぼ収まる¹⁹とされています。この幅を 2σ としますと、軽水炉の臨界性でも C/E-1 の 2 乗平均値は約 0.2% で、高速炉の 0.18% とほぼ同等です。

軽水炉の場合は熱中性子散乱則 $S(\alpha, \beta)$ の共分散や感度係数計算システムが整備されていないこともあり、共分散ベースの C/E 値不確かさを計算することは JENDL ではまだできていないのですが、現在の JENDL-4.0 の共分散の熱エネルギー領域での評価値を見る限り、高速炉と同様に、C/E-1 平均値と共分散ベースの C/E 値不確かさの大きな乖離の問題がやはり生じているのではないかと予想されます。軽水炉でも V&V の議論が進んで行くにつれて、核データ共分散の利用が必須になってくるでしょうから、これから準備をしておく必要があるでしょう。

(5) 原子力機構の高速炉実験データベース関係者は、2010 年以降に JENDL-4.0 の利用を始めた時点で、この C/E-1 平均値と共分散による C/E 値不確かさの食い違いに気付いて

¹⁹ 明らかに異常であると判断された実験データを除去したあとの統計です。実験データを取捨選択する考え方は、Ref. 7 の第 1 章をご覧ください。

はいました。しかし、炉定数調整を行えば、事前共分散のこの欠陥はほとんど見えなくなるので、まあいいかとのんきに考えていたわけです。ところが、2014年夏に日本原子力学会が、学会標準のシミュレーション信頼性確保に関するV&V[8]の最終案を作成し、高速炉の核設計ではどう対応しようかという議論が始まったときに、真剣に考えなければならなくなりました。といいますのは、炉定数調整法は確かに核設計手法としては本筋なのですが、現時点ではまだ信頼性が薄いので、当面はJENDL-4.0そのものを核設計の基本ライブラリとして使用しなければならないと、核設計手法関係者の議論が固まった[9]からです。学会標準のV&Vは、実験解析不確かさの内訳定量評価や設計体系への外挿性を絶対の要件としていますので、核設計の場合は核特性不確かさ評価のために核データ共分散を用いざるを得ないのですが、今の矛盾を含んだままでは、この共分散自体が許認可の場で信用されない恐れがありますので、何とかしなければなりません。

このために、原子力機構の高速炉核設計関係者は2015年始めにJENDL評価者に対して、C/E-1平均値と共分散によるC/E値不確かさの乖離を解決する方法を相談しましたが、よい解決案が出ず進展のないまま現在に至っていました。ですから、ここに来て、国際協力のCIELOライブラリに関する議論をきっかけに、何とか核データ評価側と核設計側の双方に受け入れられそうな提案が本IAEAコンサルタント会議で得られたことは、私にとって望外の喜びでした。これから、JENDL関係者と具体的な相談を始めなければならないのですが、両者の協力によりいい核設計手法を確立できればと願っています。

(以上)

参考文献

- [1] M.B.Chadwick, et al.: "ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology", Nuclear Data Sheets 107, pp.2931-3060 (2006). See p.2966.
- [2] V.Radulovic and A.Trkov: "Integral Data in Nuclear Data Evaluation", Summary Report of an IAEA Consultants Meeting, IAEA Headquarters, Vienna, Austria, 14-17 November 2017, INDC(NDS)-0746 (Jan. 2018).
- [3] O.Iwamoto, et al.: "JENDL Actinoid File 2008", Journal of Nuclear Science and Technology 46, pp.510-528 (2009).
- [4] 杉野 和輝、他：「核設計基本データベースの整備（XIV）－JENDL-4.0に基づく高速炉核特性解析の総合評価－」、JAEA-Research 2012-013 (2012年)。
- [5] M.Salvatores, et al.: "Methods and Issues for Combined Use of Integral Experiments and Covariance Data", WPEC/SG33 final report, OECD/NEA/NSC/DOC(2013)445, (2013).
- [6] 石川 眞：「核設計への応用：炉定数調整法」、第45回炉物理夏期セミナーテキスト、pp.136-157 (2013年)

- [7] JENDL 委員会リアクター積分テスト WG : 「JENDL 開発のために軽水炉ベンチマークデータ集の整備ー公開データベース ICSBEP 及び IRPhEP における実効増倍率データの活用ー」、JAEA-Data/Code 2017006 (2017 年)
- [8] 日本原子力学会標準委員会 : 「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン : 2015」、AESJ-SC-A008 : 2015 (2016 年)
- [9] 大釜 和也、他 : 「次世代高速炉核設計手法のモデル V&V および UQ (1)~(3)」、日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 2H03~2H05 (2016 年)



写真1 IAEAコンサルタント会議の集合写真

(左からRadulovic氏、Noguere氏、石川、Kostal氏、Griffin氏、Trkov氏、右上枠Capote氏)