

核設計への応用：炉定数調整法

日本原子力研究開発機構 石川 眞

e-mail: ishikawa.makoto@jaea.go.jp

1. はじめに

原子炉炉心の核設計精度を向上する手法のひとつとして、臨界実験や実機性能試験・運転から得られた多数の測定データを一括して設計用炉定数セットに反映する方法があり、炉定数調整法¹とよばれている。ここでは、炉定数調整研究の歴史的経緯、基礎式、炉定数調整で用いられる核データ（共分散を含む）、積分データ（誤差マトリックスを含む）、そして現在の炉定数調整の技術レベルを示すものとして、我が国における最新の高速炉用統合炉定数²ADJ2010の概要を説明する。

2. 炉定数調整研究の経緯

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ある。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年代にさかのぼる。

1964年の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ら^[2-1]とイスラエルのHumiら^[2-2]により、高速炉の臨界実験で得られた積分実験データの実験値について、実験誤差の範囲内で解析値が一致するように炉定数を修正し、大型炉の核特性を推定する方法が提唱されたのが、公開の場で炉定数調整研究が報告された最初であるといわれている。これを契機として、その後、理論の改良研究及び適用による数値的研究が各国で開始された。英国のHemmentら^[2-3]は、積分データの実験値がつねに測定誤差を含んでいることを考慮し、基本炉定数からのずれが最も少なく、かつ実験値に解析値が実験誤差の範囲内でできるだけよく一致するものを選ぶようにした。彼らはこの方法をGODIVAやVERAなどの当時の臨界実験データに適用しているが、この時すでにU-235やU-238の非弾性散乱断面積については、全断面積ではなく励起レベル別毎に調整を行っていることが注目される。イスラエルのPazyら^[2-4]は、調整された炉定数の精度を評価する方法を示し、また調整量を求める時に解くべき方程式の数は、調整すべき炉定数の数ではなく使用する積分データの数に等しいことを明らかにした。

実際の数値的適用検討として、イタリアのCecchiniとGandini^[2-5]は、炉定数調整を行うプログラムCALIを開発し、ZPR-III、IVや、ZEBRAの実験データを用いたABBNセットの調整を行った。この報告があった1968年のIAEA会議では、Cecchiniと会議参加者の間で、少数の積分データで多数の炉定数を調整することの妥当性、核データに存在する系統誤差の問題、ドップラ反応度を扱うための自己遮蔽因子調整の可能性についての議論^[2-6]がすでに行われている。仏国ではBarreら^[2-7]が、MASURCAやZPR-IIIデータを調整に用いたCadaracheセットVersion 2(以下、Cadarache version II)を作成した。英国では、Rowlandsら^[2-8]によって、ZPR-IIIやZEBRAデータを用いて詳細群ラ

¹ 英語では伝統的に”Cross-section adjustment”と呼ばれることが多いが、調整の対象は核断面積だけではなく、核計算に使用される核データ全て、すなわち弾性散乱平均方向余弦、核分裂スペクトル、遅発中性子割合なども含む。

² ”Adjusted library (調整ライブラリ)”などと通常呼ばれるが、ここでは、微分核データと積分実験情報を炉物理的整合性を持って合わせたという意味を強調して、”統合炉定数 (Unified reactor-constant)”とする。

イブラリ FGL4 の調整が行われた。Barre と Rowlands の報告が行われた 1969 年の高速炉会議では、調整される炉定数のエネルギー群数ほどの程度詳細であるべきか、核分裂スペクトルの調整は必要か、解析が難しいサンプル反応度実験データを炉定数調整に含めるべきか否か、U-235 と Pu-239 のサンプル反応度の比はかなり正確であるのにこれを炉定数調整で無視しているのはおかしい、炉定数の調整結果が核データの微分測定結果と矛盾しているのは問題であるなどの、現在からみても技術的に興味深い議論^[2-8]が、多くの参加者によりなされている。

我が国でも、1970 年代前半に日本原子力研究所の三谷浩氏・黒井英雄氏らによって積極的に理論的検討が進められた。三谷らの研究^[2-9, 10]では、最小二乗法の一般理論から出発して、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を完成し、また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などを提案した。彼らの研究は、各国の研究者による多くの論文^[2-11~13]中에서도引用されており、炉定数調整研究の進展に大きな寄与をしたものと考えられる。また彼らは実際に ABBN セットに対して ZPR-III や ZEBRA、FCA などのデータを用いた調整を行い、その結果を詳細に検討している。

その他にも多くの理論的及び適用研究が報告された^[2-14~21]が、最終的には、Dragt ら^[2-13]が炉定数の基礎式を、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る。統合炉定数の作成で我々が現在使用している調整法もこの基礎式を採用している。

適用性研究の一環として Weisbin ら^[2-22]は、ENDF/B-IV ライブラリに対する共分散ファイルを整備し、ZPR-6/7 の積分データを用いて包括的な調整研究を行い、この中で、実効増倍率 (keff) と、U-238 捕獲反応率と Pu-239 核分裂反応率の比 (C28/F49) の予測精度は炉定数調整後に飛躍的に向上するが、この効果は個々の核データの標準偏差が小さくなったためではなく、むしろ共分散の相関が導入されたためであることを指摘した。また、我が国の亀井孝信氏ら^[2-23]は、ZPPR-10A および 10D のデータを用いて炉定数調整を行い、これらの炉心における制御棒価値や反応率に対する計算/実験 (C/E) 値の径方向依存性³が、核データ誤差に起因している可能性があることを報告した。

また、炉定数調整を実機設計に適用するための実用化研究が、とくに仏国では早くから精力的に行われた。1969 年には前述の統合炉定数 Cadarache version II^[2-7]を、1973 年には Cadarache version III^[2-15]を 4、1977 年には Cadarache version IV^[2-18]を、MASURCA、HARMONIE、ERMINE などの臨界実験データの他に実機高速炉である RAPSODIE の照射データまでも調整用データとして作成し、PHENIX など実際の炉心解析に使用した。その後 Fort ら^[2-24]が、欧州炉心解析システム ERANOS の一環として JEF-2.2 ライブラリに基づく統合炉定数 ERALIB-1 を開発している。仏国のアプローチで特徴的なのは、調整された核データの他に、炉心解析手法及びコード、不確かさデータまでも一体ととらえ、全体として整合のとれた炉心設計システム (Formulaire と称している) と位置付けている点である。これは微分データを真値に近づけるといふ核データ改良的な見方とはかなり異なっており、実機設計における炉定数調整法の本質を非常に的確にとらえた立場であると考えられる。

³ 1980 年代に使用されていた核データライブラリは JENDL-2 であったが、日米共同研究であった JUPITER 大型高速炉臨界実験解析の結果、空間分布核特性に非常に大きな C/E 値径方向依存性 (制御棒価値で 10 数%) が見られたことが大きな問題となっていた。電力と旧動燃による統合炉定数 ADJ91 開発のための共同研究が開始されたのは、従来の E/C バイアス因子法ではこの C/E 値空間依存性への対応が難しいとされたことがきっかけであった。

⁴ この報告は、1973 年の東京会議で CEA の Barre 氏により行われたが、発表後の質疑で、Kuroi、Stacey、Gandini、Rowlands らの間で、とくにセル非均質性による解析モデル誤差を炉定数調整でどのように扱うべきかについて、激しい議論が行われた。この時点ではまだ、解析モデル誤差に対する考え方は確立していなかったようである。

実機設計との関連では、核設計精度の評価について、1983年に亀井ら^[2-25]が、バイアス因子法による設計精度を、実機を臨界実験の核データ感度係数の差と核データ共分散から算出した。これに対し、Wagschalら^[2-26]は、炉定数調整法は、バイアス補正法とは異なってモックアップ実験の模擬度が良くない場合でも設計予測精度向上が得られるとして、バイアス補正法よりも設計手法として優れていることを主張した⁵。1989年に阪大の竹田敏一氏ら^[2-27]は、実験解析誤差と設計解析誤差の相関も考慮した設計精度評価式を、積分データを用いない場合、バイアス補正法、炉定数調整法などについて、包括的なマトリックス表式で導出した。この時点で、設計への反映法を含む炉定数調整に関する理論的研究はほぼ収束したもの⁶と考えられる。

我が国において、炉定数調整法を実機設計に適用する研究が最初に行われたのは、1989～1991年にかけて実施された旧動燃と日本原子力発電(株)の共同研究であり、高速炉用70群統合炉定数ADJ91^[2-29]が作成された。ここでは、JENDL-2を基本ライブラリとして、米国ZPPR臨界実験装置で実施されたJUPITER実験データのみを積分核特性として使用した。その後、旧サイクル機構が高速炉積分実験・解析データベースの拡張を行い、また旧原研及びシグマ委員会が核データ共分散を評価する手法を世界に先駆けて新たに開発して、2001年にJENDL-3.2ライブラリを基にしたADJ2000^[2-30]が作成された。ここでは、積分核特性として、従来のJUPITER実験データに加え、FCA、「常陽」、BFS、MASURCA、Los Alamos超小型炉心など当時としては可能な限り多種・多様な炉心からの実験データを採用し、また実機で重要な燃焼・温度核特性も調整用積分データとして取り入れたこと、それに伴い、自己遮蔽因子を調整する手法を新たに開発したこと、及びJENDL-3.2の核データ評価手法と整合した新たな手法により

表 2.1 我が国における高速炉用統合炉定数開発の経緯

整備された共分散を使用したことに大きな特徴がある。さらに最近、原子力機構は、JENDL-4.0ライブラリに基づき、積分核特性を大幅に増加し、かつ積分誤差マトリックスの評価手法を新たに開発して、ADJ2010^[2-31]を作成した。表 2.1 に、我が国の統合炉定数開発の経緯を示す。

	ADJ91	ADJ2000	ADJ2010
基本ライブラリ (公開年)	JENDL-2 (第一版 1982、最終版 1989)	JENDL-3.2 (1994年)	JENDL-4.0 (2010年)
調整対象の核データ	11核種の σ_{∞} (計32反応)、2核種の χ 、6核種の β	11核種の σ_{∞} (計41反応)、2核種の χ 、6核種の β 、U-238の自己遮蔽因子	27核種の σ_{∞} (計155反応)、2核種の χ 、11核種の β 、U-238の自己遮蔽因子、4核分裂性核種の疑似FP断面積
調整エネルギー群数	18群	18群	高速炉標準70群 (最終群を除いて lethargy 幅: 0.25)
核データ共分散	核データ測定値とJENDL-2との差からの概略評価	JENDL-3.2ベースの共分散評価 (ただしライブラリ完成後)	JENDL-4.0の評価と同時並行の共分散評価
積分実験データ	JUPITER実験(米ZPPRでの共同研究)から得られた82データ	JUPITER, FCA, JOYO, BFS, MASURCA, Los Alamos実験から得られた237データ (燃焼特性、温度特性を含む)	JUPITER, ZEBRA, JOYO, MONJU, BFS, MASURCA, Los Alamos実験から得られた488データ (燃焼特性、温度特性、MA照射後試験を含む)
積分誤差マトリックス	・対角成分: 実験報告書、解析補正係数の一定割合 ・非対角成分: 工学的判断	・対角成分: 実験報告書、解析補正係数の一定割合 ・非対角成分: 工学的判断	・対角成分: IRPhE評価値など、解析補正係数の一定割合 ・非対角成分: 誤差要因相関法

⁵ 亀井氏らは1983年に、Wagschalらの主張に対して、炉定数調整法は β_{eff} の誤差の影響を受けること、及び新しい実験データが得られたり解析値の改訂があった時に、設計炉定数をその都度変更する必要があることの2点から、バイアス補正法は将来にわたって必要とされると反論した。しかし、炉定数調整法が理論的には優れたものであることは当時から認めており、後に全日本体制(原電・旧動燃の共同研究 + 東芝、日立、三菱、CRC、NESI、阪大、原研)で構成されたADJ91の開発チームにおいて、竹田氏らとともに理論的中心として活動した。

⁶ なお、炉定数調整に関連した最新の理論的研究としては、JAEAの横山賢治氏が、ペイズの定理に基づいて積分実験データを反映しつつ、実機の設計対象核特性(複数)に対して炉定数を最適化するように、条件付きガウス分布とムーア・ペンローズ疑似逆行列を用いて定式化した「拡張炉定数調整法」^[2-28]がある。まだこの新手法の実用性への評価は定まっていないが、技術的に興味深い内容である。

3. 炉定数調整の理論

炉定数調整法は、ベイズの定理（条件付き確率推定法）^[例えば 3-1]をその理論的基礎としている。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る。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想確率を $P(A_i)$ 、 $P(B)$ 、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、

$$\begin{aligned} P(A_i, B) &= P(A_i) \cdot P(B|A_i) = P(B) \cdot P(A_i|B) \\ P(A_i|B) &= P(B|A_i) \cdot P(A_i) / P(B) \end{aligned} \quad \dots \quad (1)$$

が成り立つ。炉定数調整法ではまず、ある核データセット \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 $P(\mathbf{Re})$ と置く。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データセット \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る。次に、核データセット \mathbf{T} に対する共分散（真値からのばらつき）を \mathbf{M} とし、核データセットの真値を \mathbf{To} とすると、核データセット \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る。（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。）すなわち、

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

(2)式は、 \mathbf{To} と \mathbf{T} を置換しても同じである。つまり、ある核データセット \mathbf{T} が真値をとる確率 $P(\mathbf{T})$ は、真値 \mathbf{To} がある核データセット \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する。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} を最適化する。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、実験値の誤差マトリックス \mathbf{Ve} を用いて同様に下式で示される。

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

さらに、解析手法の誤差マトリックス \mathbf{e} を \mathbf{Vm} とすると、核データセットの真値 \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} の周りに誤差 \mathbf{Vm} で分布する。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 $\mathbf{Rc}(\mathbf{To})$ の周りに誤差 $\mathbf{Ve}+\mathbf{Vm}$ で分布する。

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

(1)式に、(2)、(3)、(4)式を代入すると、

$$\begin{aligned} P(\mathbf{To}|\mathbf{Re}) &= P(\mathbf{Re}|\mathbf{To}) \cdot P(\mathbf{To}) / P(\mathbf{Re}) \\ &= \text{Constant} \times \exp(-J) / \exp[-(\mathbf{Re}-\mathbf{Reo})^t \mathbf{Ve}^{-1}(\mathbf{Re}-\mathbf{Reo}) / 2] \end{aligned} \quad \dots \quad (5)$$

ここで、

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

(5)式の分母には核データ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、(6)式の関数 $J(\mathbf{To})$ を最小化すればよいことになる。具体的には、

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

⁷ 用語としては「実験値の共分散」でよいのであるが、炉物理・核データの分野では、共分散という用語は核データと結びつけて使用されることが多い。このため、本テキストでは「共分散」という用語は核データに関してのみ用いることとし、積分データに関しては「誤差マトリックス」として混乱を避けることとした。

⁸ 核特性の計算結果に含まれる誤差のうち、解析手法（またはモデル）に由来する誤差のみを扱い、核データに起因する誤差は含まない。以下では、「解析モデル誤差」と呼ぶ。

となるような \mathbf{T}_0 を求め、これを調整された核データ \mathbf{T}' (真値に対するもっとも確からしい推定値) とすることになる。ここで核特性の変化と核データの変化を関係づける量として、感度係数 \mathbf{G} ^[例えば 3-2] を導入する。感度係数 \mathbf{G} の定義は、「ある核データ 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 $(d\mathbf{R}/\mathbf{R}) / (d\sigma/\sigma)$ 」であるが、Taylor 展開の 2 次以降を無視する⁹ことにより、核特性の変化と核データの変化を関係づける以下の式が得られる。

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

この関係を用いることにより、(6)式の関数 \mathbf{J} を核データ \mathbf{T}_0 のみの関数とすることができ、微分が可能になる。(8)式を(6)式に代入し、(7)式の演算を行って整理すると、炉定数調整後の核データセット \mathbf{T}' は、以下のように表される。

$$\mathbf{T}' = \mathbf{T} + \mathbf{MG}^t(\mathbf{GMG}^t + \mathbf{Ve} + \mathbf{Vm})^{-1}(\mathbf{Re} - \mathbf{Rc}(\mathbf{T})) \quad \dots (9)$$

また、炉定数調整後の核データセット \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る。

$$\mathbf{M}' = \mathbf{M} \cdot \mathbf{MG}^t(\mathbf{GMG}^t + \mathbf{Ve} + \mathbf{Vm})^{-1}\mathbf{GM} \quad \dots (10)$$

核特性予測精度の内訳の中で、核データ誤差による寄与分は、炉定数調整前と調整後について各々、 \mathbf{GMG}^t および $\mathbf{GM}'\mathbf{G}^t$ として評価できる。上記の(9)、(10)式が炉定数調整の基礎式であるが、これらの式から、以下のような炉定数調整法の重要な物理的特徴が分かる。

- 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、調整前の誤差が大きい核種・反応の核データである。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、核データ誤差が小さい場合にはその核種・反応の核データは動けないので、C/E 値の改良には寄与しないことになる。すなわち、炉定数調整は、核データ誤差の範囲内で核データを動かすため、核データ評価側との矛盾は原理的に起きにくいはずである。
- ② 炉定数調整が有効であるためには、実験・解析誤差マトリックス($\mathbf{Ve} + \mathbf{Vm}$)の大きさが、核データ共分散に起因する核特性予測誤差 \mathbf{GMG}^t と比べて小さいことが必要である。ただし、実験・解析誤差が大きくても、(9)式と(10)式によれば、 \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ない。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、炉定数調整では無理にその C/E 値を 1.0 に近づけることはしないということになる。
- ③ 炉定数調整法での核特性予測精度の向上は、核データ共分散の縮小 ($\mathbf{M} \rightarrow \mathbf{M}'$) により達成されるが、その縮小の度合いには C/E 値自体は関係がない。仮に、調整前の C/E 値がもともと 1.0 で、調整後の C/E 値も 1.0 であったとしても、その核特性に感度があれば予測精度の向上が図れる。これは炉定数調整により、核データの値自体には変化がなかったとしても、新たな積分情報が加わったことにより、核データの信頼性が向上したことを意味する。なお、(10)式からは、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¹⁰への変化からも寄与を受けることが推定される。

⁹ 炉定数調整法に含まれている大きな仮定は、この核データ変化に対する核特性変化の線形性と、(2)~(5)式にあるように、関連する全ての誤差が正規分布であるとする点の 2 点である。(その他には、核データ共分散、積分実験誤差、解析モデル誤差の三者の間には相関がないとすることがある。)

¹⁰ ある核特性の 2 個の核データに関する感度係数の正負の符号が同じ場合である。6.3 節で示すように、感度係数の符号が逆転している場合は、相関を正の方向にシフトすることによって核特性予測誤差を低減する。

4. 炉定数調整に用いる微分核データ

4.1 汎用ライブラリ

最新の統合炉定数 ADJ2010 の作成に用いた基本ライブラリは、2010 年 5 月に公開された JENDL-4.0^[4-1]である。高速炉核特性ベンチマーク体系に対する JENDL-4.0 の予測性能は、以下のよう評価されている^[4-2]。

- ① JENDL-4.0 は、裸とウラン反射体付きのロスアラモス超小型高速炉心の臨界性を良好に再現できる。Na 減速の大型・中型高速炉については、約 0.5% $\Delta k/k'$ 以内で予測できる。
- ② JENDL-4.0 は、JENDL-3.3 で見られた濃縮ウラン燃料高速炉の Na ボイド反応度に対する C/E 値の過小評価の問題を解消した。これは keV 領域での U-235 捕獲断面積の改良による。
- ③ JENDL-4.0 は、Na 減速高速炉の種々の核特性（制御棒価値、ドップラ反応度、反応率分布、反応率比など）を精度良く予測できる。
- ④ JENDL-4.0 は、炉心燃料の燃焼によるアクチノイド核種や FP の生成量を精度良く予測できる。

4.2 核データ共分散

一般に共分散¹¹とは、ある分散値のセット $x_i (i=1,n)$ の誤差マトリックスのことであり、次式で定義される^[例えば 3-1]。共分散マトリックスは、必ず対称であり、かつ正定値行列（positive-definite）でなければならない。

● 対角成分： $\mu_{ii} = \text{var}(x_i) = \langle (x_i - m_{0i})^2 \rangle$ for $i=1,n$ ($m_{0i} = \langle x_i \rangle$: mean value) ... (11)

--> 標準偏差 (STD)： $\sigma_i = \text{std}(x_i) = \sqrt{\text{var}(x_i)}$... (12)

● 非対角成分： $\mu_{ij} = \text{cov}(x_i, x_j) = \langle (x_i - m_{0i})(x_j - m_{0j}) \rangle$ for $i, j=1,n$ with $i \neq j$... (13)

--> 相関係数 (C.F.)： $\rho_{ij} = \frac{\mu_{ij}}{\sqrt{\mu_{ii}\mu_{jj}}} = \frac{\text{cov}(x_i, x_j)}{\text{std}(x_i) \times \text{std}(x_j)}$ where, $-1 \leq \rho_{ij} \leq 1$... (14)

核データ共分散は、ある評価済ライブラリの誤差を表すものであり、炉定数調整においては、物理的に核データの調整可能な範囲を制限するとともに、核データ間の相対的な動きを規定する重要な役割を果たす。これまでの研究で確立された核データ共分散の評価法は、大きく以下の 4 つに大別される。詳細は、付記した関連文献を参照していただきたい。

- 1) 一般化最小二乗法^[4-3~5]、2) 共鳴領域解析^[4-6~9]、3) Kalman-filter 法^[4-10~17]、
- 4) モンテカルロ法^[4-18~19]

今回統合炉定数 2010 作成のために使用した 70 群共分散は、JENDL-4.0 に格納された共分散データ^[4-20]を NJOY システム^[4-21]に組み込まれた ERRORJ コード^[4-22]で処理したものである¹²。以下に、JENDL-4.0 共分散の、炉定数調整に関連する特徴を以下にまとめる。

¹¹ 対角成分を分散 (Variance)、非対角成分を共分散 (Covariance) として、マトリックス全体を、Variance-Covariance matrix と呼ぶ場合もある。

¹² ただし、「常陽」の燃焼核特性に対して必要となるランプ化 FP 核種については、JENDL-4.0 に FP 核種の共分散が格納されていないため、欧州のライブラリ TENDL-2008^[4-23]による共分散を用いた。なお、FP 核種間の誤差の相関は無視している^[4-24]。

- ① JENDL-4.0 には、合計 95 核種（主要軽核 (B-10, 11, O-16, Na-23 など)、構造材核種 (Cr-52, 53, Mn-55, Fe-56, Ni-58, 60 など)、全てのアクチニド 79 核種) に対する共分散データが格納されている。共分散を評価した反応は、ENDF フォーマットの MF31 に格納されている核分裂当りの即発中性子数、遅発中性子数、MF32 の共鳴パラメータ、MF33 にある捕獲反応、核分裂反応、弾性散乱、非弾性散乱（トータル）、MF34 の弾性散乱角度分布（一次ルジャンドル係数）、MF35 の即発中性子スペクトルである。核分裂生成物 (FP) を除いては、高速炉核設計に必要な核種はほぼ網羅されている。
- ② JENDL-4.0 の共分散評価手法は、基本的に JENDL-4.0 ライブラリの評価手法と整合をとっている。主要アクチニド (U-233, 235, 238, Pu-239, 240) の共鳴領域の共分散は、共鳴パラメータを評価した ORNL の SAMMY 計算^[4-6]によって得られたものを採用しているが、ORNL から提供された共分散ファイルは Pu-240 を除いて巨大なサイズであったため、低エネルギー部分のみを JENDL-4.0 に格納し、高エネルギー部分については、断面積に対する共分散 (MF33) に置き換えた^[4-25]。マイナーアクチニドの分離共鳴パラメータについては、対角成分 (variance) のみを評価したが、連続領域断面積については相関も格納している。
- ③ 主要 6 核分裂性核種 (U-233, 235, 238, Pu-239, 240, 241) の核分裂断面積の共分散は、断面積および断面積比を SOK コード^[4-5]によって最小自乗法で同時評価した際に得られた結果を格納した。ただし、同時評価法で使用する実験データには、異なった実験シリーズ間の相関に関する情報が存在せず、一般に得られた誤差は小さくなりすぎることが知られている^[4-1]。この効果を補正するため、JENDL-4.0 では、SOK コードで計算された核分裂断面積の標準偏差に対して、一律にファクター 2.0 を乗じた¹³。他の 24 核分裂性核種で実験データが豊富なものに対しては、最小自乗コード GMA^[4-3]を用いて断面積評価値とその共分散を同時に評価したが、実験データのばらつきと比較して得られた誤差が小さすぎると判断された核種については、適当なスケールリング因子を用いて補正した。
- ④ 核分裂以外の核反応と弾性散乱角度分布については、核モデル計算コード CCONE^[4-14]により得られた核モデルパラメータ（光学模型モデル、レベル密度、核分裂障壁高さ、ガンマ線強度関数などの約 50 個）の感度係数と KALMAN コード^[4-10]による最小自乗フィッティングを組み合わせた Kalman-filter 法により、共分散を評価した。ここでは、実験データ間の系統誤差を推定し、また実験データ群の χ^2 乗値と自由度の比が約 1.0 になるように実験誤差を調整するなどの配慮を詳細に行っている。また、CCONE コードによって得られた JENDL-4.0 評価値と、KALMAN コードによるそれは必ずしも一致する訳ではないため、両者の差が KALMAN コードによって計算された共分散に加えられた。
- ⑤ U-233, 235, 238, Pu-239 の核分裂スペクトルの共分散は、5 MeV 以下では JENDL-3.3 のもの、5 MeV 以上では上記 CCONE-KALMAN による推定値を採用した。
- ⑥ 核分裂当りの即発中性子発生数の共分散については、実験データを GMA コードで最小自乗フィッティングすることにより評価した。実験データがない核種については、システムティックスの誤差を推定した。

¹³ JENDL4.0 の共分散評価で使用したファクター 2.0 という値は、工学的判断によるものと考えられるが、実験情報の不足を補うためのこのような評価者の専門的経験に基づく簡易処理の採用は、現状ではやむを得ないであろう。今後の共分散評価研究の進展に期待したい。

⑦ 遅発中性子割合の共分散については、U-235、U-238、Pu-239 の共分散は、GMA コードによる JENDL-3.3 の評価を採用した。その他の核種は、実験データから推定して対角成分のみを与えた。

共分散評価の一例として、U-235 捕獲反応の誤差マトリックスを、JENDL-4.0 と、ENDF/B-VII.0 をベースに評価された 33 群構造共分散セット COMMARA-2.0^[4-26]を比較して図 4.1 に示すが、基本ライブラリ及び評価手法の違いによる差¹⁴が観察できる。

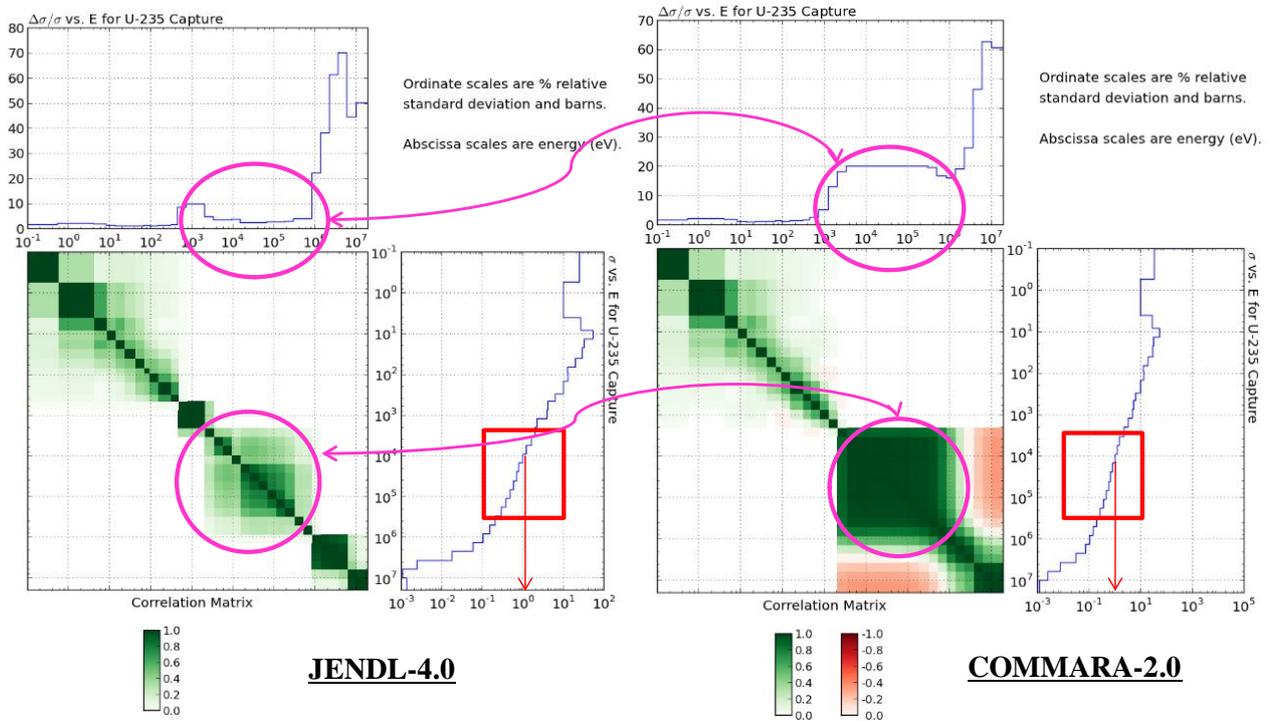


図 4.1 U-235 捕獲断面積の共分散 —JENDL-4.0 と COMMARA-2.0 の比較—

5. 炉定数調整に用いる積分データ

5.1 高速炉実験データベース

炉定数調整で用いる積分実験データは、調整結果の信頼性・汎用性を確保するために、以下の要件を満たしていることが必要である。

1) 多様性

炉定数調整法は、対象とする積分核特性に感度のある核種・核反応・エネルギーのみを最適化して、C/E 値を 1.0 に近づけようとするものである。感度係数は、核特性によって非常に異なる（例えば、臨界性は Pu-239 に対して百 keV 程度のエネルギー領域に主な感度があるが、Na ボイド反応度は keV 領域が支配的である。）ので、調整された炉定数の汎用性を確保するためには、感度係数の観点からできるだけ多様な核特性を調整対象とすることが望ましい。

2) 独立性

¹⁴ 2 つのライブラリの共分散の比較に当たっては、両ライブラリの核データ値の違い、共分散評価手法の違い、使用した測定データベースの違いなどを総合的に評価しなければ、両者の共分散データの違いが物理的に妥当であるかどうかを判断することはできない。これが、世界の主要ライブラリの共分散に関する議論の収束を難しくしている理由のひとつである。

5.2節で述べるように、同じ実験装置や同じ燃料で行われた実験データは、お互いに強い相関を持つことが多い。これは、ある炉心の核特性が多数回実験されたとしても、その測定値は一様に偏っている可能性があることを意味する。これを防ぐためには、実験装置、燃料製造、測定方法などの観点から、可能な限り多数の独立な実験データを炉定数調整に採用することが望ましい。

3) 誤差評価

5.2節で述べるように、炉定数調整では、実験誤差の内訳について、共通誤差 (Common error) と独立誤差 (Independent error) ¹⁵を分類できるようになるまで、詳細にかつ定量的に評価されている必要がある。これは、炉物理実験を行う研究者にとっては、非常に困難な要求であることを承知の上で、本来の実験誤差評価があるべき姿として敢えてここで提示する。実際、NEAの臨界安全ベンチマーク実験ハンドブック ICSBEP^[5-1]や炉物理実験ベンチマーク IRPhE^[5-2]の審査ではすでに、このようなレベルの実験誤差評価が要求されている^[5-3]。

統合炉定数 ADJ2010 作成のために整備された高速炉用実験データベースの一覧を、表 5.1 にまとめる。

表 5.1 炉定数調整のための高速炉実験データベース

実験装置 (研究所、国)	実験炉心 (合計数)	炉心の特徴	測定核特性	公開性
ZPPR <JUPITER計画> (ANL-W, 米国)	ZPPR-9, 10A~10C (4)	60~80kW級 均質二領域MOX炉心	臨界性、反応率、制御棒価値、Naボイド 反応度、ドップラー反応度 (サンプル)	Yes. (IRPhE)
	ZPPR-13A (1)	65kW級 径方向非均質MOX炉心	臨界性、反応率、制御棒価値、Naボイド 反応度、ドップラー反応度 (サンプル)	
	ZPPR-18A, 18C, 19B (3)	100kW級 均質二領域MOX炉心 (外側: 濃縮ウラン混合)	臨界性、反応率、制御棒価値、 Naボイド反応度	
ZEBRA <MOZART計画> (Winfrith, 英国)	MZA (1)	550ℓ一領域MOX クリーン炉心	臨界性、Naボイド反応度	Yes. (IRPhE)
	MZB, MZC (2)	2,300ℓ 均質二領域MOX もんじゅ模擬炉心	臨界性、制御棒価値、Naボイド反応度	
常陽 (JAEA, 日本)	JOYO Mk-I (1)	Pu・濃縮ウラン混合燃料のブランケット 付き75MWth高速実験炉	臨界性、制御棒価値、Naボイド反応度、 燃料置換反応度、等温係数、燃焼反応度	Yes. (IRPhE)
	JOYO Mk-II (1)	Pu・濃縮ウラン混合燃料のSS反射体付き 100MWth高速実験炉	MA照射後試験	No.
もんじゅ (JAEA, 日本)	MONJU Startup Tests (2)	28kW級均質二領域の 高速増殖原型炉	臨界性、制御棒価値、等温係数	No.
BFS (IPPE, ロシア)	BFS-62-1~62-5, 66-1 (6)	3,400ℓ 三または四領域 濃縮ウラン (+Pu) 炉心 (ブランケットまたはSS反射体)	臨界性、反応率、制御棒価値、 Naボイド反応度	No. (Yes. BFS-62-3A) (IRPhE)
	BFS-67, 69, 66 (3)	10kgのNpO ₂ を炉中心MOX領域に装荷 (原子炉級、兵器級、高次化Pu)	臨界性、反応率、制御棒価値、 Naボイド反応度	
MASURCA (CEA, 仏国)	ZONA-2B (1)	380ℓ Pu燃焼型MOX炉心 (CIRANO計画)	Naボイド反応度、燃料置換反応度	No.
SEFOR (General Electric, 米国)	SEFOR CORE-I, II (2)	20MWth Pu・濃縮ウラン 混合燃料高速炉心	ドップラー反応度 (全炉心)	Yes. (PHYSOR2004)
Los Alamos (LANL, 米国)	FLATTOP-Pu, FLATTOP-25, JEZEBEL, JEZEBEL-240, GODIVA (5)	直径約10cmの球状炉心 (Pu-239, 高次化Pu, ウラン燃料、 裸またはU-238反射体付き)	臨界性	Yes. (ICSBEP)

¹⁵ 従来の実験報告書では、それぞれ「系統誤差 (Systematic error)」、「統計誤差 (Statistical error)」と呼ばれることが多いが、ここでは、2つのデータを対象としてその相関を評価するという意味を明確にするために、共通誤差 (Common error)、独立誤差 (Independent error) と呼ぶ。

5.2 実験誤差マトリックス

実験誤差のマトリックス \mathbf{V}_e (すなわち、標準偏差と相関係数のセット) は、可能な限り IRPhE ベンチマークなどの詳細な実験誤差評価結果¹⁶に基づいて設定する。ただし、核特性間や実験炉心間の相関係数については実験者による報告は全く存在しないので、最新の統合炉定数 ADJ2010 作成においては、可能な限り客観的なデータと一貫した手法による実験誤差マトリックス \mathbf{V}_e を、新たな考え方に基づく「共通独立誤差要因完全相関に基づく共分散評価法」(略して「誤差要因相関法」)を用いて整備した。ここで採用した誤差要因相関法による実験誤差マトリックス \mathbf{V}_e の設定手順¹⁷を示す。(ステップ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、対応する両データの誤差要因を、共通誤差(相関係数=1)と独立誤差(相関係数=0)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ことを、ここでの基本原則とする。

(ステップ2)

続いて Data A と Data B について、共通誤差と独立誤差をそれぞれ合計(統計処理)してこれを加え合わせ、各々の標準偏差(対角成分)を算出する(下式参照)。ここで統計処理が許されるのは、前ステップにおいて、誤差項目間に相関が無くなるまで誤差要因が細分されていることを前提としているからである。

共通誤差を σ_{Common} 、独立誤差を $\sigma_{Independent}$ とすると、各々の全誤差は、

$$\text{Data A の標準偏差: } \sigma_{Total,A} = \sqrt{\sigma_{Independent,A}^2 + \sigma_{Common,A}^2} \quad \dots \quad (15)$$

$$\text{Data B の標準偏差: } \sigma_{Total,B} = \sqrt{\sigma_{Independent,B}^2 + \sigma_{Common,B}^2} \quad \dots \quad (16)$$

(ステップ3)

最後に、Data A と Data B の共通誤差の積和と全誤差の比((17)式)から、相関係数(非対角項)を算出する。これらの計算を、マトリックスの要素毎に繰り返す。(従って、例えば同じ ZPPR-9 炉心の Na ボイド反応度測定であっても、相関係数は各ボイドステップの組み合わせ毎に異なることになるが、非漏洩項や漏洩項の内訳が異なれば、同じ誤差要因であっても共通誤差と独立誤差の値はそれぞれ違ってくるはずなので、データの組み合わせで相関係数が異なることは物理的に妥当である。)

¹⁶ 従来は、標準偏差については、実験者(ZPPRの場合は米国 ANL、「常陽」の場合は動燃など)による報告値に基づいて、また相関係数については、実験炉心や核特性に有すると考えられる系統誤差を工学的に判断して決定していた。しかし、最近、IRPhE ベンチマークのような高品質な実験誤差の再評価結果が公開されはじめてきたことから、より説得性を有する実験誤差マトリックスの設定が可能になってきている。ただし、全ての既存実験が、現在要求されているレベルで再評価されているわけではなく、今後の炉物理研究の進展に期待したい。

¹⁷ 2010年に、仏国に本社を持つ世界最大の原子力産業複合企業 AREVA が、臨界安全研究の一環として、モンテカルロ(MC)法を用いて実験誤差マトリックスを作成する手法を提唱した^[54]。これを受けて、米国 ORNL が SCALE システムの下に PROTEUS というモジュールを開発して、実際に ICSBEP ハンドブックの HEU-SOL-THERM-001 ベンチマーク体系にある 10 ケースの臨界実験値の誤差フルマトリックスを試験的に評価したという情報^[55]があるので、今後、注視していく必要がある。ここで扱われた実験体系の不確かさ要因は計 6 項目(タンク径、高さ、重要 4 核種の原子数密度)であるが、このような少ない不確かさ要因であっても十分な統計精度を持つ実験誤差マトリックスを得るために、600 回の不確かさランダムサンプリングと、計 6000 回の keff 計算を行ったらしい。MC 計算には、実験不確かさ要因の誤差分布形を任意に設定できる大きな利点はあるが、もし正規分布を仮定するならば、MC 計算と本節で提示した手法の結果とはほぼ一致するものと考えられる。さらに、実際の実験体系不確かさ要因数はもっと多いと予想されること、臨界安全とは異なり炉心設計では反応率分布や微小反応度なども扱わなければならないことなどを考え合わせれば、当面は、ここで提示した決定論による評価法の方が現実的であろう。

$$\text{Data A と Data B の相関係数: } \rho_{A,B} = \frac{\sum_i \sigma_{Common,A,i} \times \sigma_{Common,B,i}}{\sigma_{Total,A} \times \sigma_{Total,B}} \dots (17)$$

以上の方針に基づく具体的な操作¹⁸を図示した例を、図 5.1 に示す。

(下表は、IRPhE ハンドブックの ZPPR-9 報告書からの抜粋。)

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

Source of Uncertainty			Uncertainty		Step3 (97Drawers, ±8inches)	Step5 (97Drawers, ±20inches)		
			cents	% of measured reactivity ^(a)			Reactivity change (cents)	Reactivity change (cents)
Measurement technique	MSM method	Rod drop method		+/(0.2) ^(b)				
		Counting statistics		+/-1.0				
		λi and $\beta i / \beta$		+/-0.2				
		$\frac{R1 \cdot \epsilon_2}{R2 \cdot \epsilon_1}$						
		$\frac{\beta_{eff,1}}{\beta_{eff,2}}$	negligible					
		$\frac{S_{eff,2}}{S_{eff,1}}$						
	Adjustment	Interface gap		+/-0.03				
		Temperature		+/-0.27				
		Pu decay		+/-0.0015				
	Geometry		Interface gap (included in adjustment of measurement technique)		--	0.042	0.038	
Composition	Assumed deviation of material mass	Pu mass	Depend on measured void zones (see Table 2.10(1))		0.024	0.062		
		U mass		0.19	0.15			
		Stainless steel weight		0.68	0.64			
		Sodium mass		0.043	0.044			
		O mass		0.0038	0.0042			
		C mass		0.019	0.023			
		²³⁹ Pu isotope ratio		0.14	0.11			
		²³⁵ U isotope ratio			1.0	1.0		
	Removed sodium mass			+/-1.0				
	Difference of stainless steel weight between the sodium-filled plates and the empty plates				+/-0.16		0.16	0.16
Sub total					1.24	1.48	1.22	1.44
Total					1.93	1.88		
Correlation factor					$\rho = \frac{1.0^2 + 0.038^2 + 0.024^2 + 0.15^2 + \dots}{1.93 \times 1.88} = 0.405$			

図 5.1 実験値の標準偏差と相関係数の設定法 (ZPPR-9 の Na ボイド反応度測定-Step 3 と Step 5)

5.3 解析モデル誤差マトリックス

現在の高速炉心解析においては、臨界性など炉心積分的な核特性については連続エネルギーモンテカルロ法を採用する事が多くなってきているが、反応率分布や微少反応度については、モンテカルロ

¹⁸ ステップ 1~3 が「誤差要因相関法」による誤差マトリックス評価の原則であるが、ステップ 1 での「共通誤差と独立誤差の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」作業が、細分のための十分な詳細情報が得られておらず、ある共通誤差項目の値が Data A と Data B で異なってしまう可能性がある。このような場合の措置として、Data A と Data B の共通誤差を比較して符号が同じ場合は、値の小さい方を両方の共通誤差として設定することとする。この理由は、組成誤差など誤差の発生原因は同じであっても、核特性への感度係数が異なる部分は相関には寄与しない場合があると考えられるためである。(厳密に言えば、絶対値の小さい方の誤差の感度係数が完全に Data A と Data B で重なっているという保証はないので、この措置は両者の相関係数を実際よりもやや大きく見積もっている可能性はある。) なお、Data A と Data B の共通誤差の符号が異なる場合は、感度係数そのものが全く異なっていると考えられるので、その要因の共通誤差への寄与はないものとみなすこととする。

法では十分小さな統計精度を確保するには膨大な計算コストが必要であり、さらに摂動計算などによる物理的メカニズムの分析が難しいため、今後も決定論による解析は使用されていくであろう。このため、解析モデル誤差は、決定論とモンテカルロ法の2種の解析手法について評価する必要がある。

5.3.1 決定論的手法における解析モデル誤差マトリックスの設定

真の解析値が分からない条件の下で、解析モデルの誤差および相関を評価する方法論は、世界的に未だ確立されてはいない。ここで説明する方法は、OECD/NEAのSG33（「7.おわりに」を参照）においてJAEAが提案し、「A possible estimation method」として採用されたものである。

1) 標準偏差

統合炉定数ADJ2010作成においては、「解析の不確かさは、計算モデルの詳細化に対する感度に比例する、すなわち詳細モデル計算による基準計算に対する各種補正量の「一定割合」を誤差とする。」という考え方を採用した。すなわち、計算モデルを詳細化した場合に解析値の変動が大きい（解析モデルに対する感度が大きい）核特性は、誤差も大きい可能性が高いであろうという推定は、少なくとも定性的には一定の説得力を持つ¹⁹と考えられるからである。

2) 相関係数

解析モデル誤差の相関係数設定についても、実験誤差の相関係数と同様に、5.2節で示した「誤差要因相関法」を採用した。表5.2(a)に、ZPPR-9の臨界性(Data Aとする)と「常陽」MK-I炉心の臨界性(Data B)の解析モデル誤差とその相関係数を評価した例を、表5.2(b)に、ZPPR-9とZPPR-10Aの臨界性を評価した例を示す。

(ステップ1)

解析モデル誤差の要因項目は、基準計算に対する詳細モデル計算による補正項目とする。ここでは、輸送理論補正、メッシュサイズ補正、超微細群補正、マルチドロワ補正、セル非対称効果補正の5項目を対象とした。まず、各々の補正值の一定割合(表5.2では30%と設定した)が、その補正に由来する解析モデル誤差であるとする。これを共通誤差(Common error)と独立誤差(Independent error)に分類するのであるが、ここでは、Data AとData Bの誤差を比較して、全て小さい方を共通誤差と設定²⁰する。

なお、Data AとData Bである項目の誤差の符号が違っている場合は、補正による物理メカニズムが両方で全く異なっているものと考え、独立誤差とみなすことにする。表5.2(a)の例では、超微細

¹⁹ この方針により、補正項目毎や実験炉心毎の誤差の大小の相対関係は把握することができるが、誤差の絶対値は決まらない。ここで用いる「補正量の一定割合」を決定するために、当初の一定割合は補正量の50%と仮置きして調整計算を行い、C/E値の1からのずれの2乗と、核データ起因誤差・実験誤差・解析モデル誤差の2乗和の比の全積分データ合計である、いわゆる χ^2 乗値と自由度(ここでは積分データの数になる。D.L.Smithの教科書^[3-1]の"12.2 General Least-Square Methodology"に詳細な説明がある。)の比が約1.0から大きく離れている場合は、この比が約1.0になるように一定割合を調整する。この方法が成立するためには、①他の誤差データ(核データ共分散、及び積分実験誤差)が、定量的にも妥当に評価されていると信頼できること、②実験または解析に誤りのある異常データが、炉定数調整データ群から排除されていることが前提になる。(ただし、ADJ2010作成においては、仮置きした補正量の50%による χ^2 乗値がほぼ1.0であったため、一定割合の再調整は行う必要はなかった。)

²⁰ この考え方も、5.2の実験誤差マトリックスの脚注で説明したものと同じである。例えば、輸送理論補正が、基準計算の拡散理論において中性子の漏洩量を過大評価していることを改善するものだとすれば、その物理的なメカニズムはZPPR-9と「常陽」Mk-Iで基本的には同じであり、定量的に重複している部分が誤差の小さい方に現れているものと仮定している。大きい誤差を示す「常陽」Mk-Iは小型炉に特有のメカニズムがさらに加えられていると考えられるので、この余剰部分は独立誤差とみなすこととする。(ただし、実験誤差マトリックスの場合と同様に、小さい方の誤差を示すZPPR-9の補正の物理メカニズムの全てが、大きい誤差を示す「常陽」Mk-Iの補正に含まれているという保証はないので、この措置は両者の相関係数を実際よりもやや大きく見積もっている可能性はある。)

群補正がこのケースに当たる。また、片方のデータにのみ必要な補正（表 5.2 (a) では、マルチドロ
ワ効果補正とセル非対称効果補正が該当する）は当然、独立誤差となる。

(ステップ 2)

続いて Data A と Data B について、共通誤差と独立誤差を合計（統計処理）してこれを加え合わ
せ、各々の標準偏差（対角成分）を算出する。ここで採用する各補正項目誤差の統計処理が正当化さ
れるためには、各項目間に相関がない²¹ ことが必要である。

(ステップ 3)

最後に、Data A と Data B の共通誤差と全誤差の比の積から、相関係数（非対角項）を算出する。
これらの計算を、解析モデル誤差マトリックスの要素毎に繰り返す。

具体的な決定論による解析モデル誤差の評価例のうち、左の表 5.2 (a) は、大型高速炉である
ZPPR-9 炉心の臨界性と、小型高速炉である「常陽」MK-I の臨界性を対象としているので、輸送理
論補正などの物理的メカニズムは相当に異なり、両者の相関は比較的弱いものと推定される。実際
に計算された相関係数は、+0.14 であるので、弱い相関という感覚と整合する²²。もう一つの例として、
表 5.2 (b) には、両方とも大型高速炉の模擬実験であるが、炉心サイズが少し異なる場合（ZPPR-10A
は 60 万 kWe 級炉心相当、ZPPR-10C は 80 万 kWe 級炉心相当）を示した。この場合には、炉心型
式が同じで炉心サイズが少し異なるだけであるので、両者の臨界性の解析モデル誤差は強い正の相関
を示すことが予想されるが、実際に結果は+0.82 となった。現在までに整備した決定論による解析モ
デル誤差の評価法により、評価者による任意性の排除についてはほぼ達成できていると考える。

表 5.2 決定論による解析値の標準偏差と相関係数の設定法

(a) 弱い相関の例

(b) 強い相関の例

実験炉心	ZPPR-9 (: Data A)			JOYO Mk-I (: Data B)			相関係数
	*1) Common error	Independent error	*2) Common error	Independent error			
基準計算によるkeff	0.99372		0.98060				
詳細モデルによる補正 (unit: pcm)	輸送理論補正	+248 ±74	0	+1760 ±74	±523	$\rho_{A,B} = \frac{\sum_i \sigma_{Common,A,i} \times \sigma_{Common,B,i}}{\sqrt{\sum_i \sigma_{Total,A}^2 \times \sum_i \sigma_{Total,B}^2}}$	
	メッシュサイズ補正	-93 ±28	0	-210 ±28	±56		
	超微細群効果補正	+103 ±0	±31	-50 ±0	±15		
	マルチドロワ効果補正	+47 ±0	±14	0	0		
	セル非対称効果補正	-52 ±0	±16	0	0		
合計	0.99625	±88	0.99560	±532	0.14		

実験炉心	ZPPR-10A (: Data A) (600MWe級FBR模擬)			ZPPR-10C (: Data B) (800MWe級FBR模擬)			相関係数
	*1) Common error	Independent error	*2) Common error	Independent error			
基準計算によるkeff	0.9913		0.9916				
詳細モデルによる補正 (unit: pcm)	輸送理論補正	+530 ±129	±93	+430 ±129	0	$\rho_{A,B} = \frac{\sum_i \sigma_{Common,A,i} \times \sigma_{Common,B,i}}{\sqrt{\sum_i \sigma_{Total,A}^2 \times \sum_i \sigma_{Total,B}^2}}$	
	メッシュサイズ補正	-130 ±33	±21	-110 ±33	0		
	超微細群効果補正	+150 ±42	±16	+140 ±42	0		
	マルチドロワ効果補正	+40 ±12	0	+40 ±12	0		
	セル非対称効果補正	-60 ±15	±10	-50 ±15	0		
合計	0.9966	±171	0.9961	±141	0.82		

*1) 解析データは、IRPhEP ハンドブックの ZPPR-9 報告書による。(JENDL-3.2 ベース)
*2) 同、IRPhEP ハンドブックの JOYO Mk-I 報告書による。(同上)

*1) 解析データは、IRPhEP ハンドブックの ZPPR-10A 報告書による。(JENDL-3.2 ベース)
*2) 同、IRPhEP ハンドブックの ZPPR-10C 報告書による。(同上)

²¹ しかし現在採用している詳細計算モデルによる補正項目の場合、解析モデル誤差の中には、例えば輸送理論補正とメッシュサイズ補正はともに中性子束勾配の評価の厳密さに由来するので、一定の相関は存在すると考えられ、この無相関の仮定はあくまで近似である。ただし、センターメッシュコードの場合には、一般に輸送理論補正とメッシュサイズ補正は符号が反対で相殺するので、ここで各々に相関がないとして統計処理を行うのは、合計の誤差を大きく見積もることになり保守的な評価となっていると推定される。理想的には、両補正項目を、完全相関項と完全非相関項にさらに細分して評価することが望ましく、将来の課題である。

²² 今回整備した誤差マトリックス評価手法においては、できる限り評価者による任意性を排除するようにしているが、最終的に得られた標準偏差および相関係数の値の妥当性については、これまでの物理解析の経験から得られた感覚と大きく違っていないことが判断基準のひとつである。もし、物理的感覚と計算結果の誤差値が大きくずれている場合は、誤差要因の抽出など、どこかに大きな見落としがある可能性があるからである。

5.3.2 モンテカルロ法における解析モデル誤差マトリックスの設定

1) 標準偏差

As-built 体系を連続エネルギーモンテカルロ計算で評価した場合の解析モデル誤差は、モンテカルロコードが算出する統計誤差のみである。しかし、従来から、既存のモンテカルロコードでは世代間の中性子源の相関を無視して統計誤差を評価しているため、実際よりも過小評価になる傾向があることが知られている^[5-6,7]。具体的な過小評価の程度は解析対象にかなり依存するようであるが、Ref.5-6では、臨界性の標準偏差に対してファクター1.2~1.8という幅が示されているので、今回のデータベース構築では、モンテカルロコードの算出する統計誤差に2を乗じて、炉定数調整で用いる 1σ の解析モデル誤差と設定した。

2) 相関係数

ランダムに中性子を発生して核反応させるモンテカルロ手法であるので、基本的には複数の解析結果間に相関がつくことはない。これは、1回のモンテカルロ法計算で複数の反応率を評価する場合にも成り立つと考えられる。炉心内の位置が異なる場合はもちろんであるが、炉心内の同じ位置であっても、例えばPu-239の核分裂反応とU-238の捕獲反応は、中性子が反応する断面積や共鳴ピークのエネルギー位置が異なるので、計算される反応率同士に相関はないものと推定される。唯一の例外は、調整対象の核特性計算値として、1回のモンテカルロ法計算において、炉心内の同じ位置で、同じ反応を分母にもつ複数の反応率比（例えばF25/F49とC28/F49など）を用いる場合の、解析モデル誤差の相関である。この場合は、同じモンテカルロ法計算の最終結果であるF49反応率が両者の分母に共通に使われるので、+0.5の相関がつくことになる。（もし、別なモンテカルロ法計算で2つの反応率比を各々評価する場合は、もちろん相関はない。）

6. 高速炉用の統合炉定数

6.1 調整対象の核種・反応

最新の高速炉用統合炉定数 ADJ2010^[2-31]の作成²³で調整の対象とした核種・反応は以下のとおりである。高速炉核特性評価に影響を与えるものは、全て網羅されている²⁴。なお、中性子エネルギー群は、感度係数計算や核データ共分散を含めて、全て高速炉解析標準の70群構造（lethargy幅：一律0.25、ただし最終群を除く）で扱った。

- ① 高速炉の炉心解析で重要となる30核種159反応の無限希釈断面積（核分裂当りの中性子発生数、弾性散乱平均方向余弦を含む）、
- ② U-235とPu-239の核分裂スペクトル、
- ③ U-238捕獲反応の自己遮蔽因子、
- ④ 9核分裂性核種（U-234~236, U-238, Np-237, Pu-238~242, Am-241）の遅発中性子割合（一群扱い）。

²³ Ref.2-31の付録には、ADJ2010の作成に用いた全てのデータ（C/E値、感度係数、核データ共分散、実験誤差マトリックス、解析モデル誤差マトリックス）が電子ファイルで添付されている。関心のある方は参照されたい。

²⁴ ただし、非弾性散乱断面積（および水素の弾性散乱）の調整は、散乱後エネルギー群に関して合計した全散乱断面積に対して行い、散乱マトリックス要素（または励起エネルギーレベル）毎の調整は行っていない。これは、感度係数自体は、散乱マトリックス要素（または励起エネルギーレベル）毎に算出できるが、対応する核データ共分散のうち、連続エネルギー励起領域（MT91）の散乱中性子スペクトル（MF6に格納されている）の共分散を、現在のENDFフォーマットは扱えないためであり、共分散評価研究の課題のひとつである。

6.2 積分実験データ

まず、表 5.1 に示した実験炉心及び測定核特性から、計 643 データを選定し、JENDL-4.0 と最新の決定論詳細解析手法、または連続エネルギーモンテカルロ法を用いて、最確 C/E 値を算出した。

続いて、炉定数調整結果に異常を与える可能性のあるデータを排除するために、下式のように、C/E-1 の絶対値と全誤差評価値との比が 2 以上²⁵である場合は、実験値、解析値、誤差評価値のいずれかまたは複数になんらかの異常があるものとして、この該当データを機械的に排除した。

$$\text{異常積分データの排除ルール：} \quad \frac{|C/E - 1|}{\sqrt{GMG^t + Ve + Vm}} > 2 \quad \dots (18)$$

この上でさらに、炉定数調整による核データの変化量なども詳細に検討しながら、実験データに信頼がおけないもの（例えば、ブランケット・反射体領域の反応率分布）や、現在の解析手法では解析値に信頼がおけないもの（例えば、感度係数や解析モデル誤差が他の核特性と比べて非常に過大なデータ²⁶）などを、一つずつ吟味の上、除去していった²⁷。最終的に、計 488 データが ADJ2010 作成のための積分実験データとして選定された。

6.3 C/E 値及び核データの変化

(1) 臨界性

図 6.1 に、炉定数調整に用いた全ての実験炉心の臨界性について、調整前（JENDL-4.0）と調整後（ADJ2010）の C/E 値を比較して示す。実験炉心の種類は、100 万 kWe 級の大型高速炉心から原爆級の超小型炉心まで、また Pu 燃料炉心とウラン燃料炉心、臨界実験炉心と実機炉心、均質炉心と非均質炉心、クリーン炉心と工学模擬炉心、制御棒挿入の有無など、非常に多岐に渡っており、また独立性も高い。2010 年に公開された JENDL-4.0 は、もともとそれらを全て従来ライブラリに比べればかなりよい精度で予測する性能を有していたが、炉定数調整を施すことによりその予測精度はさらに向上し、全ての炉心の調整後 C/E 値はほぼ±0.2% Δk 以内で 1.0 に一致した。

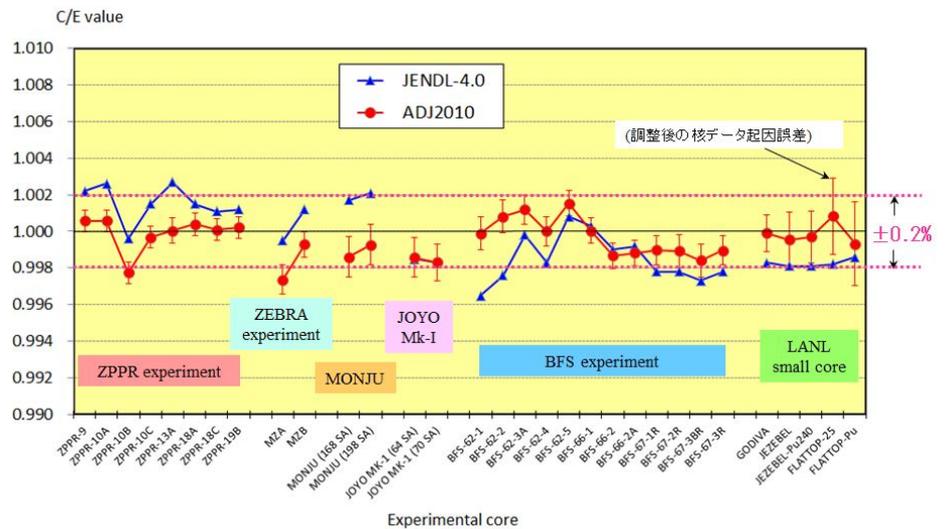


図 6.1 炉定数調整による C/E 値の変化 — 臨界性 —

²⁵ すなわち、統計的に 95%信頼幅を設定したことと同等である。非常に評価精度の悪い "rare" な核データに大きな感度がある積分実験データの場合は、核データの改良につながるかもしれないせっかくの有用な情報を逃したかもしれないという可能性はある。ただし、表 5.1 については、そのような核種・反応はとくに見当たらない。

²⁶ 評価された感度係数や解析モデル誤差が過大であるということは、その核特性の正味の測定値が、非常に大きな正の要因と負の要因の相殺の結果であることが多い。このような敏感すぎる核特性は、炉定数調整には不向きである。

²⁷ この操作にはある程度の任意性が避けられないが、ADJ2010 の作成においては、異常積分データを炉定数調整に含むことによる危険性を避ける方を優先した。この意味で、ADJ2010 は「保守的」に調整されたといえる。

(2) U-238 核分裂反応率

図 6.2 には、U-238 核分裂反応率と、Pu-239 または U-235 核分裂反応率の比について、調整前後の C/E 値を比較して示した。JENDL-4.0 による C/E 値は、Pu 燃料である ZPPR 炉心については 5%程度の系統的な過小評価である一方、濃縮ウラン燃料である BFS 炉心については 1 のまわりにばらついていたが、炉定数調整後は、両炉心の C/E 値ともほぼ 1 のまわりに分布するようになった。

この両炉心の傾向改良の

原因は、図 6.3 の核種・反応毎の C/E 変化への寄与から分かる。すなわち、U-238 核分裂断面積変化そのものと共通核種である Na 非弾性散乱断面積変化の C/E 値への寄与は計+2%程度であり、これだけでは上記のような燃料種別が違う炉心での C/E 値の改善はできない。しかし ADJ2010 の炉定数調整では、Pu-239 の核分裂スペクトルを硬くして Pu 炉心の C/E 値をさらに増加させる一方、U-235 の核分裂スペクトルを軟らかくしてウラン炉心の C/E 値を合計で変更させず、両炉心での調整後の C/E 値の改善に成功している。図 6.4 には、調整による Pu-239 核分裂スペクトルおよびその共分散の変化を示す。核分裂スペクトルは標準偏差の範囲内で変化しており、JENDL-4.0 では高エネルギー領域で 2MeV をはさんで強い負の相関が与えられていたものが、調整後は無相関に近くなった 28。

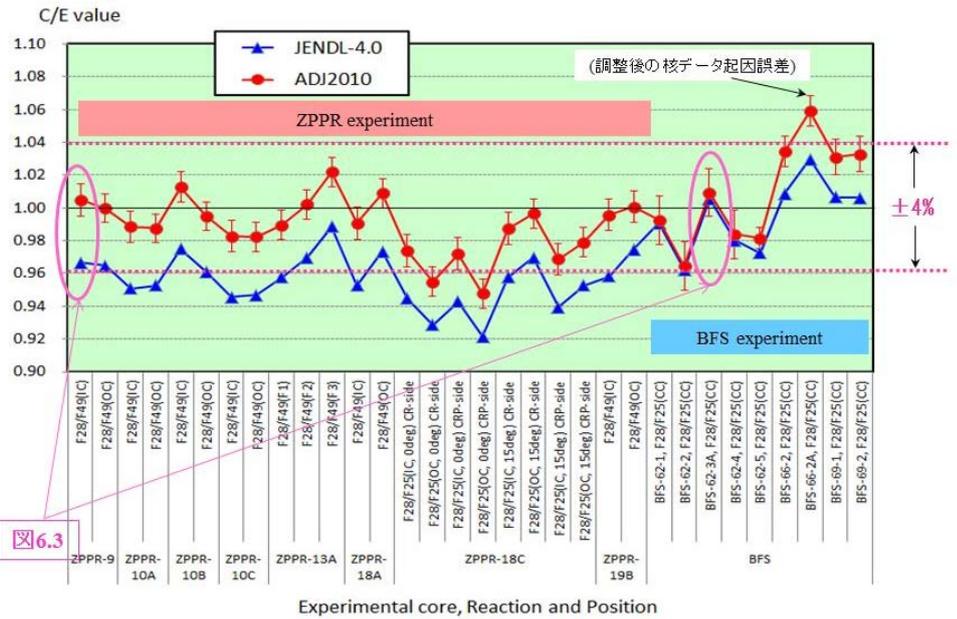


図 6.2 炉定数調整による C/E 値の変化
—F28/F49 または F28/F25—

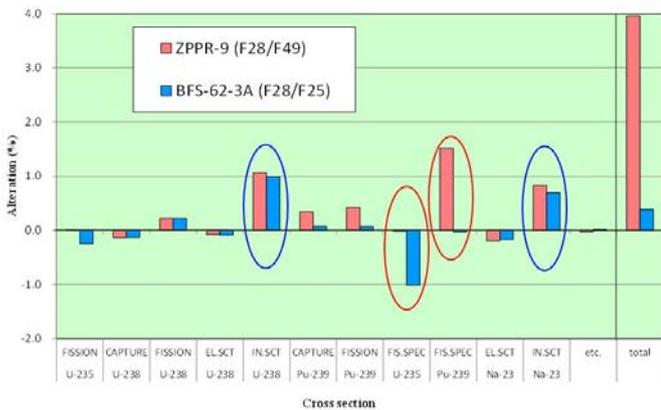


図 6.3 C/E 値の変化の核種・反応毎内訳の比較
—F28/F49 (ZPPR-9) と F28/F25 (BFS-62-3A) —

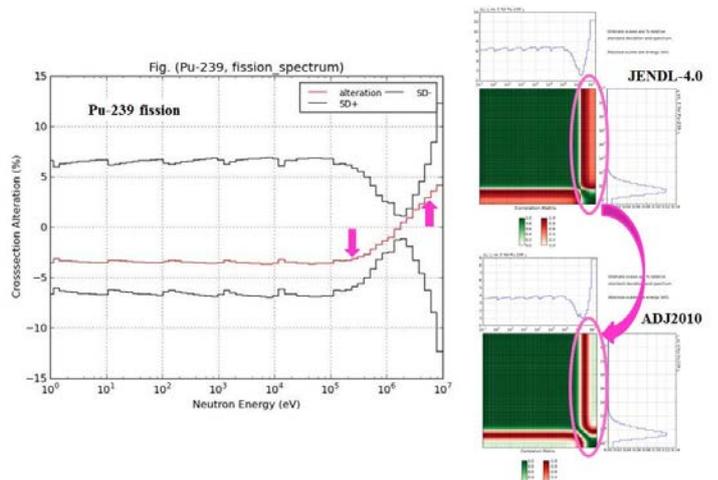


図 6.4 炉定数調整による核データの変化
—Pu239 核分裂スペクトル—

28 ZPPR-9 の F28/F49 に対する Pu-239 核分裂スペクトルの感度係数は、2MeV を境に正負の符号が逆転する。従って、調整前の負の相関が無相関になることで、Pu-239 核分裂スペクトルに起因する F28/F49 予測誤差は低減する。

6.4 実機設計精度の向上

積分実験データを実機核設計にどのように反映するかという観点からは、①積分実験情報を反映しない、②E/C 値バイアス補正法²⁹、③炉定数調整法の3種類が代表的な設計手法である。これらの各設計手法による設計ノミナル値と設計誤差の評価式^[2-27]を示す。

① 積分実験からの情報をいっさい核設計に反映しない³⁰。

$$\bullet \text{ 設計ノミナル値: } \mathbf{Rc}^{*(2)}(\mathbf{T}) = \mathbf{Rc}^{(2)}(\mathbf{T}) \quad \dots (19)$$

$$\bullet \text{ 設計誤差: } \mathbf{V}[\mathbf{Rc}^{*(2)}(\mathbf{T})] = \mathbf{G}^{(2)}\mathbf{M}\mathbf{G}^{(2)t} + \mathbf{V}\mathbf{m}^{(2)} \quad \dots (20)$$

ここで、肩記号* : 設計ノミナル値

肩記号⁽²⁾ : 実機設計炉心

② ある核特性の実験値(E)と解析値(C)の比を実機体系の解析値に乗じて設計のノミナル値とするE/C 値バイアス補正法³¹。

$$\bullet \text{ 設計ノミナル値: } \mathbf{Rc}^{*(2)}(\mathbf{T}) = \mathbf{Rc}^{(2)}(\mathbf{T}) \times [\mathbf{Re}^{(m)}/\mathbf{Rc}^{(m)}(\mathbf{T})] \quad \dots (21)$$

$$\bullet \text{ 設計誤差: } \mathbf{V}[\mathbf{Rc}^{*(2)}(\mathbf{T})] = \Delta \mathbf{G}\mathbf{M}\Delta \mathbf{G}^t + \mathbf{V}\mathbf{e}^{(m)} + \Delta \mathbf{V}\mathbf{m} \quad \dots (22)$$

ここで、肩記号^(m) : モックアップ炉心^(m)

$$\Delta \mathbf{G} = \mathbf{G}^{(2)} - \mathbf{G}^{(m)} : \text{実機炉心(2)とモックアップ炉心(m)の感度係数の差} \quad \dots (23)$$

$$\Delta \mathbf{V}\mathbf{m} = \mathbf{V}\mathbf{m}^{(m)} + \mathbf{V}\mathbf{m}^{(2)} - \mathbf{V}\mathbf{m}^{(m2)} - \mathbf{V}\mathbf{m}^{(m2)t}$$

$$: \text{モックアップ炉心(m)と実機炉心(2)の解析モデル誤差の非相関分} \quad \dots (24)$$

③ 本テキストでのテーマである炉定数調整法³²。

$$\bullet \text{ 設計ノミナル値: } \mathbf{Rc}^{*(2)}(\mathbf{T}) = \mathbf{Rc}^{(2)}(\mathbf{T}') \quad \dots (25)$$

$$= \mathbf{Rc}^{(2)}(\mathbf{T}) + \mathbf{G}^{(2)}(\mathbf{T}' - \mathbf{T}) \quad \dots (26)$$

$$\bullet \text{ 設計誤差: } \mathbf{V}[\mathbf{Rc}^{*(2)}(\mathbf{T})] = \mathbf{G}^{(2)}\mathbf{M}'\mathbf{G}^{(2)t} + \mathbf{V}\mathbf{m}^{(2)} - \mathbf{N}\mathbf{V}\mathbf{m}^{(12)} - \mathbf{V}\mathbf{m}^{(12)t}\mathbf{N}$$

ここで、肩記号⁽¹⁾ : 炉定数調整に用いた実験データ群

$$\mathbf{N} = \mathbf{G}^{(2)}\mathbf{M}\mathbf{G}^{(1)t}[\mathbf{G}^{(1)}\mathbf{M}\mathbf{G}^{(1)t} + \mathbf{V}\mathbf{e}^{(1)} + \mathbf{V}\mathbf{m}^{(1)}]^{-1} \quad \dots (27)$$

これらの設計手法を、高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT) プロジェクトにおいて検討された 75 万 kWe 高速実証炉炉心^[6-3]に適用した場合の各設計手法の精度を、代表的な核特性について

²⁹ 伝統的なバイアス因子法^[例えば 2-25]は、一つの設計対象核特性値に一つのモックアップ実験値を対応させるものであるが、近年、複数の実験データを組み合わせてバイアス因子の精度向上を図る一般化バイアス因子法^[6-1]、拡張バイアス因子法^[6-2]が開発された。しかし、これらの新手法は、核特性の感度係数、核データに対する共分散、積分誤差マトリックスを全面的に活用する点で、方法論の本質及び実用化に向けて有している課題は、炉定数調整法と類似している。本テキストでは、手法間の比較に関する議論を簡明にするため、伝統的なバイアス因子法のみを扱う。

³⁰ 他に情報がないのであるから、計算値がそのまま設計ノミナル値になる。なお、設計誤差第2項の $\mathbf{V}\mathbf{m}^{(2)}$ には、実機燃料組成の不確かさや製造公差なども含む必要がある (これは他の設計手法でも同じである)。

³¹ バイアス補正法は、(22)式から分かるように、核データ起因誤差だけではなく、解析モデル誤差 (の相関分) も、バイアス値で相殺することをねらっている。これは計算機能力不足のために3次元輸送計算や詳細群計算ができないなど、解析精度が極めて悪かった時代には、バイアス補正法ではとにかく実機模擬度を上げさえすればよい (例えば完全モックアップの場合は実験誤差 $\mathbf{V}\mathbf{e}^{(m)}$ しか残らない) ので、設計法としては非常に魅力的であったものと考えられる。しかし逆に、バイアス補正法ではモックアップ炉心の実機炉心に対する模擬度が悪いか、またはモックアップ実験誤差が大きいと設計精度は向上せず、悪化する可能性すらあることが、図 6.5 の結果から分かる。

³² 炉定数調整法の設計誤差の第1項から、実験データ群が実機のフルモックアップになっていなくても核データ起因の誤差は縮小できる (少なくとも悪化はしない) ことがわかる。また、実験データ群の誤差 $\mathbf{V}\mathbf{e}^{(1)}$ は第1項に暗に含まれており、バイアス補正法とは異なって、設計誤差に直接には寄与することはない。一方、実機炉心の解析モデル誤差 $\mathbf{V}\mathbf{m}^{(2)}$ が実機データ群とのそれとの相関で小さくなることはバイアス因子法と同様である。

比較した結果を図 6.5 に示す。E/C バイアス因子法は、実機体系と選定モックアップ炉心の類似度及び測定誤差に依存して、設計精度が悪くなる場合もあり、また増殖比などのようにモックアップ実験データが存在しない

核特性の精度向上は不可能である。これに対して、炉定数調整法は、多数の積分実験情報を一括して炉定数セットに反映することにより、全ての核特性において設計精度が向上していることが分かる。

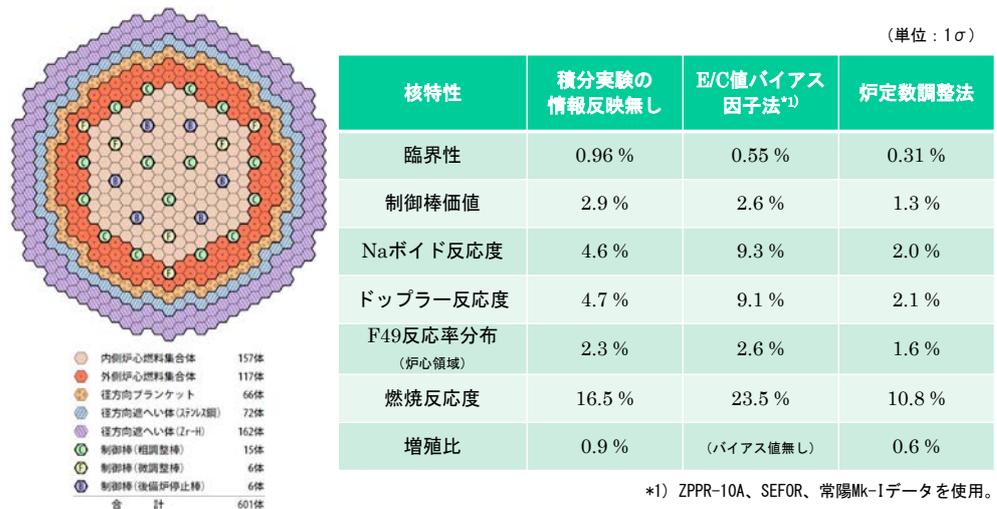


図 6.5 種々の設計手法による 75 万 kWt 高速実証炉炉心の核設計精度

7. おわりに

OECD/NEA の核データ評価協力 Working Party (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多数の Subgroup (SG) を設置している。炉定数調整に関連する活動として、まず 2008 年に、SG26「革新原子炉システムの核データニーズ」(議長: Salvatores 氏) 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。』という重要な提言^[7-1]を行った。これを受けて、SG33「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」^[7-2]が設置され、積分データ情報を核設計に取り入れる方法として現時点で最も有力とされている炉定数調整法を研究対象として、2009～2013 年にかけて活動を行った。参加機関は、米国 ANL、BNL、INL、ORNL、仏国 CEA、IRSN、スロベニア JSI、ロシア IPPE、オランダ NRG、中国 CIAE、スイス PSI、日本 JAEA である。この SG33 の成果は、2013 年 3 月に開かれた核データ国際会議 ND2013 で報告^[7-3]されており、その結論は次のようにまとめられている。

→『SG33 で行ったベンチマーク解析では、炉定数調整の結果は、重要な核特性に関しては、起源となるライブラリや共分散の違いに拘わらず、同様の C/E (計算/実験) 値改善の方向性を示した。また、異質な積分実験データを調整対象に加えた場合(ストレステストと呼ぶ)でも、炉定数調整の結果は、物理的に破綻することはない「頑健性」を有していることも確認された。炉定数調整法は、物理的に慎重に適用されることにより、積分核特性予測の精度向上のための強力なツールとなる。ここで肝要なのは、核特性及び中性子エネルギーなどの観点から多様な積分データを調整対象とすることである。なお炉定数調整の結果は、炉心核設計の精度向上だけではなく、核データ評価側にも有効にフィードバックできると考えられる。』

炉定数調整法は、関連する各種の誤差(核データ共分散、積分実験誤差マトリックス、解析モデル誤差マトリックス)を定量的な入力データとして必要とする。すなわち、実機設計で炉定数調整法を

採用しようとするれば、真正面から、微分及び積分データの誤差（相関を含む）の定量的信頼性が問われることになる。しかし最近、世界のあらゆる技術分野に広がっている品質保証（Quality Assurance）への要求やV&V（Verification and Validation）・説明責任（Accountability）などの確立の動き^{【例えば 7-4】}からすれば、原子力関係者はこれらのテーマを避けてとおることはできないであろう。また、従来のE/C値バイアス因子法であっても、結果としての設計の品質を現代的な意味で保証しようとするれば、（一見無関係なようであっても実は）、上記の誤差群の定量的評価が必要になる。今後の研究開発の進展を期待する。

” There seems no "golden rule of thumb" to improve the real covariance data, therefore, the persistent efforts to solve the individual problems would be the only way to reach the success of the covariance fields.” <from SG33 Final Report.>

（以上）

参考文献

（2. 炉定数調整研究の経緯）

- 2-1 Cecchini, G., Farinelli, U., Gandini, A., and Salvatores, M.: "Analysis of integral data for few-group parameter evaluation of fast reactors", Proc. 3rd Int. Conf. Peaceful Uses Atomic Energy, Geneva, P/627, pp.388-397 (1964).
- 2-2 Humi, M., Wagschal, J. J., and Yeivin, Y.: "Multi-group constants from integral data", Proc. 3rd Int. Conf. Peaceful Uses Atomic Energy, Geneva, P/668, pp.398-402 (1964).
- 2-3 Hemment, P. C. E. and Pendlebury, E. D.: "The Optimization of Neutron Cross-section Data Adjustments to Give Agreement with Experimental Critical Sizes", Proc. Int. Conf. on Fast Critical Experiments and Their Analysis, Illinois, ANL-7320, pp.88-105 (1966).
- 2-4 Pazy, A., Rakavy, G., Reiss, Y., and Yeivin, Y.: "Use of Integral Measurements as Supplementary Data in Neutron Cross-section Evaluation", Proc. Int. Conf. on Fast Critical Experiments and Their Analysis, Illinois, ANL-7320, pp.270-277 (1966).
- 2-5 Cecchini, G. and Gandini, A.: "Comparison between Experimental and Theoretical Integral Data on Fast Critical Facilities. CALL, a Program for Generating 'Effective' Nuclear Group Constants by a Correlation Method", Proc. Int. Conf. on Fast Critical Experiments and Their Analysis, Illinois, ANL-7320, pp.107-115 (1966).
- 2-6 Cecchini, G., and Gandini, A.: "Analysis of Integral Experiments on the ZPR IV Critical Facility", Proc. Symp. Fast Reactor Physics, Karlsruhe, Vol. I, pp.367-376, IAEA (1968).
- 2-7 Barre, J. Y., Heindler, W., Lacapelle, T., and Ravier, J.: "Lessons Drawn from Integral Experiments on a Set of Multigroup Cross Section", Proc. Conf. Phys. Fast Reactor Operation Design, London, pp.165-179 (1969).
- 2-8 Rowlands, J. L. and Macdougall, L. D.: "The Use of Integral Measurements to Adjust Cross Sections and Predicted Reactor Properties", Proc. Conf. Phys. Fast Reactor Operation Design, London, pp.180-197 (1969).
- 2-9 Mitani, H. and Kuroi, H.: "Adjustment of Group Cross Sections by Means of Integral Data, (I), (II)", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 9, pp.383-394 and pp.642-657 (1972).
- 2-10 三谷浩：「積分測定量を用いた群定数修正の基礎的研究」、日本原子力研究所、JAERI-M 5767 (1974).
- 2-11 Gandini, A.: "Nuclear Data and Integral Correlation for Fast Reactors. Part 2 : Review of Methods", RT/FI(73)22, Comitato Nazionale Energia Nucleare (1973).
- 2-12 Collins, P. J., Lineberry, M. J., and Smith, K. S.: "Consistency of Fast Reactor Integral Measurements Using Cross-Section Adjustment", Trans. ANS, Vol. 27, pp.884-885 (1977).
- 2-13 Dragt, J. B., Dekker, J. W. M., Gruppelaar, H., and Janssen, A. J.: "Method of Adjustment and Error Evaluation of Neutron Capture Cross Sections: Application to Fission Product Nuclides", Nucl. Sci. Eng., 62, pp.117-129 (1977).
- 2-14 Gandini, A.: "Nuclear Data and Integral Correlation for Fast Reactors. Part 1 : Statistical Formulation", RT/FI(73)5, Comitato Nazionale Energia Nucleare (1973).

- 2-15 Chaudat, J. P., Barre, J. Y., and Khairallah, A.: "Improvements of the Predicted Characteristics for Fast Power Reactor from Integral Experiments: Cadarache Version III Multigroup Cross Section Set", Proc. of the Symp. Physics of Fast Reactor", Tokyo, Vol. 3, pp.1207-1238 (1973).
- 2-16 Pazy, A., Rakavy, G., Reiss, I., Wagschal, J. J., Ya'ari, A., and Yeivin, Y.: "The Role of Integral Data in Neutron Cross-Section Evaluation", Nucl. Sci. Eng., 55, pp.280-295 (1974).
- 2-17 Gruppelaar, H., Dekker, J.W.M., and Janssen, A.J.: "Neutron Capture Cross-Section Adjustment: Based on Integral Measurements", Trans. ANS, Vol.27, pp.876-877 (1977).
- 2-18 Chaudat, J. P., Filip, A., Langlet, G., Salvatores, M., and Trapp, J. P.: "Data Adjustments for Fast Reactor Design", Trans. ANS, Vol.27, pp.877-879 (1977).
- 2-19 Kuroi, H., Mitani, H., and Koyama, K.: "Arts and Effectiveness of Data Adjustment", Trans. ANS, Vol.27, p.880 (1977).
- 2-20 Salmi, U., Wagschal, J. J., Ya'ari, A., and Yeivin, Y.: "Sensitivity of Reactivities to Current Cross-Section Libraries", Trans. ANS, Vol.27, pp.880-881 (1977).
- 2-21 Weisbin, C. R., Oblow, E. M., Marable, J. H., and Salvatores, M.: "Data Adjustment: A Cautiously Optimistic View for the Improvement of Design Performance Calculations and Data Assessment", Trans. ANS, Vol.27, pp.881-883 (1977).
- 2-22 Weisbin, C. R., Oblow, E. M., Marable, J. H., Peelle, R. W., and Lucius, J. L.: "Application of Sensitivity and Uncertainty Methodology to Fast Reactor Integral Experiment Analysis", Nucl. Sci. Eng., 66, pp.307-333 (1978).
- 2-23 Kamei, T. and Kato, Y.: "Investigation on Space Dependence of C/E Values for Control Rod Worths and Reaction Rate Distribution in ZPPR-10A and -10D Assemblies", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 22, pp.1025-1028 (1985).
- 2-24 Fort, E., Assal, W., Rimpault, G., Rowlands, J., Smith, P., and Soule, R.: "Realisation and Performance of the Adjusted Nuclear Data Library ERALIB1 for Calculating Fast Reactor Neutronics", Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR96), Mito, Japan, Vol.3, pp.F21-F30 (1996).
- 2-25 Kamei, T. and Yoshida, T.: "Error Due to Nuclear Data Uncertainties in the Prediction of Large Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Core Performance Parameters", Nucl. Sci. Eng., 84, pp.83-97 (1983).
- 2-26 Wagschal, J. J., and Yeivin, Y.: "Comment on 'Due to Nuclear Data Uncertainties in the Prediction of Large Liquid-Metal Fast Reactor Core Performance Parameters'", Nucl. Sci. Eng., 86, pp.121-124 (1984).
- 2-27 Takeda, T., Yoshimura, A., Kamei, T., and Shirakata, K.: "Prediction Uncertainty Evaluation Methods of Core Performance Parameters in Large Liquid-Metal Fast Breeder Reactors", Nucl. Sci. Eng., 103, pp.157-165 (1989).
- 2-28 Yokoyama, K., Ishikawa, M. and Kugo, T.: "Extended cross-section adjustment method to improve the prediction accuracy of core parameters", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 49, No.12, pp.1165-1174 (2012).
- 2-29 Ishikawa, M., Hoshi, T., Sanda, T., Kamei, T. and Kawakita, T.: "Improvement of Nuclear Design Method for Large LMFBR Cores Using the Cross-Section Adjustment", Proc. Joint Int. Conf. on Mathematical Methods and Supercomputing in Nuclear Applications (M&C+SNA'93), Karlsruhe, Germany, Vol.1, pp.593-604 (1993).
- 2-30 Ishikawa, M., Sugino, K., Sato, W. and Numata, K.: "Development of a Unified Cross-section Set ADJ2000 based on Adjustment Technique for Fast Reactor Analysis", J. Nucl. Sci. Technol., Supplement 2, Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2001), Tsukuba, Japan, Vol.2, pp.1073-1076 (2002).
- 2-31 杉野和輝、石川眞、沼田一幸、岩井武彦、神智之、長家康展、羽様平、千葉豪、横山賢治、久語輝彦：「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 -」、日本原子力研究開発機構、JAEA-Research 2012-013 (2012).
- (3. 炉定数調整の基礎式)
- 3-1 Smith, D.L., Probability, Statistics, and Data Uncertainties in Nuclear Science and Technology, An OECD Nuclear Energy Agency Nuclear Data Committee Series, Nuclear Physics and Nuclear Data in Science and Technology, Volume 4 (1991).
- 3-2 Weisbin, C.R., Peelle, R.W., Marable, J.H., Collins, P., Kujawski, E., Greenspan, E. and deSaussure, G.: "Sensitivity and Uncertainty Analysis of Reactor Performance Parameters", Advances in Nuclear Science and Technology, Vol.14, Plenum Press (1982).
- (4. 微分核データ)
- 4-1 Shibata, K., Iwamoto, O., Nakagawa, T., Iwamoto, N., Ichihara, A., Kunieda, S., Chiba, S., Furutaka, K., Otuka, N., Ohsawa, T., Murata, T., Matsunobu, H., Zukeran, A., Kamada, S., and Katakura, J.: "JENDL-4.0:

- A New Library for Nuclear Science and Engineering", *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 48, No. 1, pp.1-30 (2011).
- 4-2 Chiba, G., Okumura, K., Sugino, K., Nagaya, Y., Yokoyama, K., Kugo, T., Ishikawa M., and Okajima, S.: "JENDL-4.0 Benchmarking for Fission Reactor Applications", *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 48, No. 2, pp.172-187 (2011).
- 4-3 Poenitz, W.P.: "Data Interpretation, Objective Evaluation Procedures and Mathematical Techniques for the Evaluation of Energy-dependent Ratio, Shape and Cross Section Data", Proc. of the Conference on Nuclear Data Evaluation Methods and Procedures, Brookhaven National Laboratory, New York, Sep. 22-25, 1980, BNL-NCS-51363, pp.249-289 (1981)
- 4-4 Muir, D.W.: "ZOTT99, Data Evaluation Using Partitioned Least-Squares", Code package IAEA1371/01, NEA Computer Program Service (1999).
- 4-5 Kawano, T., Matsunobu, H., Murata, T., Zukeran, A., Nakajima, Y., Kawai, M., Iwamoto, O., Shibata, K., Nakagawa, T., Ohsawa, T., Baba, M. and Yoshida, T.: "Simultaneous Evaluation of Fission Cross Sections of Uranium and Plutonium Isotopes for JENDL-3.3", *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol.37, No.4, pp.327-334 (2000).
- 4-6 Larson, N.M.: "Updated Users' Guide for SAMMY: Multilevel R-matrix Fits to Neutron Data using Bayes' Equations", Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-9179/R8 (October 2008).
- 4-7 Obložinský, P., Cho, Y.-S., Mattoon, C.M., Mughabghab, S.F.: "Formalism for neutron cross section covariances in the resonance region using kernel approximation", Brookhaven National Laboratory, BNL-91287-2010 (2010).
- 4-8 R.C. Little, T. Kawano, G.D. Hale, M.T. Pigni, M. Herman, P. Obložinský, M.L. Williams, M.E. Dunn, G. Arbanas, D. Wiarda, R.D. McKnight, J.N. McKamy, J.R. Felty: "Low-fidelity Covariance Project", *Nuclear Data Sheets* 109, pp.2828-2833 (2008).
- 4-9 Mughabghab, S.F.: "Atlas of Neutron Resonances, Resonance Parameters and Thermal Cross Sections, Z = 1-100, 5th Edition", Elsevier, Amsterdam (2006).
- 4-10 Kawano, T. and Shibata, K.: "Covariance Evaluation System", Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI-Data/Code 97-037 (1997).
- 4-11 Young, P.G., Chadwick, M.B., MacFarlane, R.E. , Talou, P., Kawano, T., Madland, D.G., Wilson, W.B., and Wilkerson, C.W.: "Evaluation of Neutron Reactions for ENDF/B-VII: ²³²⁻²⁴¹U and ²³⁹Pu", *Nuclear Data Sheets* 108, pp.2589-2654 (2007).
- 4-12 Herman, M., Capote, R., Carlson, B.V., Obložinský, P., Sin, M., Trkov, A., Wienke, H., and Zerkin, V.: "EMPIRE: Nuclear Reaction Model Code System for Data Evaluation", *Nuclear Data Sheets* 108, pp.2655-2715 (2007).
- 4-13 Koning, A.J., Hilaire, S., and Duijvestijn, M.C.: "TALYS-1.0", Proc. of Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2007), Session-4: Nuclear models, DOI: 10.1051/ndata:07767 (2007).
- 4-14 Iwamoto, O.: "Development of a Comprehensive Code for Nuclear Data Evaluation, CCONE, and Validation Using Neutron-Induced Cross Sections for Uranium Isotopes", *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol.44, No.5, pp.687-697, (2007).
- 4-15 De Saint Jean, C., Habert, B., Archier, P., Noguere, G., Bernard, D., Tommasi, J. and Blaise, P.: "Uncertainty Evaluation of Nuclear Reaction Model Parameters Using Integral and Microscopic Measurements with the CONRAD Code", *Journal of Korean Physical Society (Proc. of Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, ND2010)*, Vol.59, No.2, pp.1276-1279 (2011).
- 4-16 Herman, M., Pigni, M.T., Obložinský, P., Mughabghab, S.F., Mattoon, C.M., Capote, R., Cho, Young-Sik, Trkov, A.: "Development of Covariance Capabilities in EMPIRE Code", *Nuclear Data Sheets* 109, pp.2752-2761 (2008).
- 4-17 Herman, M., Bauge, E., Capote, R., Fisher, U., Konobeyev, A.Yu., Pereslavtsev, P.E., Herman, M., Obložinský, P., Pigni, M.T., Kawano, T., Talou, P., Kodeli, I., Trkov, A., Koning, A., Rochman, D., Leeb, H., Neudecker, D., and Smith, D.L.: "Covariance Data in the Fast Neutron Region", *Nuclear Energy Agency, International Evaluation Co-operation*, Volume 24, NEA/NSC/WPEC/DOC(2010)427 (2011).
- 4-18 Koning, A.J.: "New working methods for nuclear data evaluation: how to make a nuclear data library?", *Proceedings of International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, ND2007*, Session-11: Evaluated files, methods and processing, DOI: 10.1051/ndata:07683 (2007).
- 4-19 Rochman, D., Koning, A. J., van der Marck, S. C., Hogenbirk, A. and an Veen, D. : "Nuclear Data Uncertainty Propagation: Total Monte Carlo vs. Covariances", *Journal of Korean Physical Society (Proc. of Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, ND2010)*, Vol.59, No.2, pp.1236-1241 (2011).

- 4-20 Iwamoto, O., Nakagawa, T., Chiba, S. and Otuka, N.: "Covariance Evaluation for Actinide Nuclear Data in JENDL-4", Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2010), Jeju Island, Korea, Journal of Korean Physics Society, Vol.59, No.2, pp.1224-1229 (2011).
- 4-21 Kahler, S.: "NJOY 99: Nuclear Data Processing System", <http://t2.lanl.gov/codes/njoy99/>, LANL (2011).
- 4-22 Chiba, G.: "ERRORJ: A Code to Process Neutron-nuclide Reaction Cross Section Covariance, Version 2.3", JAEA-Data/Code 2007-007 (2007).
- 4-23 Koning, A. J. and Rochman, D.: "TENDL-2008: TALYS-based Evaluated Nuclear Data Library", <http://www.talys.eu/tendl-2008/>, NRG (2008).
- 4-24 Chiba, G.: "Uncertainty Quantification of Lumped Fission Product Cross Section or Fast Reactor Application", Proc. of the 2009 Annual Symposium on Nuclear Data (NDS2009), JAEA-Conf 2010-005, pp.45-50 (2010).
- 4-25 JAEA Nuclear Data Center: "JENDL-4.0 Update Files", <http://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/j40/update/>, JAEA (Sep. 2012).
- 4-26 Herman, M., Obložinský, P., Mattoon, C.M., Pigni, M., Hoblit, S., Mughabghab, S.F., Sonzogni, A., Talou, P., Chadwick, M.B., Hale, G.M., Kahler, A.C., Kawano, T., Little, R.C. and Young, P.G.: "COMMARA-2.0 Neutron Cross Section Covariance Library", Brookhaven National Laboratory, BNL-94830-2011 (2011).
- (5. 積分データ)
- 5-1 OECD/NEA: "International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments (ICSBEP)", NEA/NSC/DOC(95)03, DVD (2011).
- 5-2 OECD/NEA: "International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments (IRPhE)", NEA/NSC/DOC(2006)1, DVD (2012).
- 5-3 Dean, V.F.: "The Benchmark Evaluation Process: From Experimental Data to Benchmark Model", Nucl. Sci. Eng., 145, pp.20-38 (2003).
- 5-4 Buss, O., Hofer, A., Neuber, C. and Schmid, M.: "Hierarchical Monte-Carlo approach to bias estimation for criticality safety calculations", Proc. Int. Conf. on Advances in Reactor Physics to Power the Nuclear Renaissance (PHYSOR 2010), Pittsburgh, USA (2010).
- 5-5 McKnight, R.: Private communication, ANL (2013).
- 5-6 Ueki, T., Mori, T. and Nakagawa, M.: "Error Estimations and Their Biases in Monte Carlo Eigenvalue Calculations", Nucl. Sci. Eng., 125, pp.1-11 (1997).
- 5-7 Shim, H.J. and Kim, C.H.: "Real Variance Estimation Using an Intercycle Fission Source Correlation for Monte Carlo Eigenvalue Calculations", Nucl. Sci. Eng., 162, pp.98-108 (2009).
- (6. 高速炉用統合炉定数)
- 6-1 Sano, T. and Takeda, T.: "Generalized Bias Factor Method for Accurate Prediction of Neutronic Characteristics", J. Nucl. Sci. Technol., Vol.43, No.12, pp.1465-1470 (2006).
- 6-2 Kugo, T., Mori, T. and Takeda, T.: "Theoretical Study on New Bias Factor Methods to Effectively Use Critical Experiments for Improvement of Prediction Accuracy of Neutronic Characteristics", J. Nucl. Sci. Technol., Vol.44, No.12, pp.1509-1517 (2007).
- 6-3 大久保努、大木繁夫、小倉理志、森脇裕之、大久保良幸：「高速増殖実証炉に向けた炉心概念検討 (1) 全体概要、(2) 炉心設計」、日本原子力学会、2010 年秋の大会予稿集、P30～31 (2010)。
- (7. おわりに)
- 7-1 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).
- 7-2 WPEC Subgroup 33: "Methods and issues for the combined use of integral experiments and covariance data", <http://www.oecd-nea.org/science/wpec/sg33/>, OECD/NEA/NSC (2013).
- 7-3 Salvatores, M., Palmiotti, G., Aliberti, G., Archier, P., De Saint Jean, C., Dupont, E., Herman, M., Ishikawa, M., Ivanova, T., Ivanov, E., Kim, S.-J., Kodeli, I., Manturov, G., McKnight, R., Pelloni, S., Perfetti, C., Plompen, A., Rearden, B.T., Rochman, D., Sugino, K., Trkov, A., Wang, W., Wu, H. and Yang W.-S.: "Methods and Issues for the Combined Use of Integral Experiments and Covariance Data: Results of a NEA International Collaborative Study", Nuclear Data Sheets, totally 33 pages, to be published (2013).
- 7-4 堀田亮年：「数値解析の信頼性に関する標準」、日本原子力学会、2012 年秋の大会、標準委員会セッション 5「数値解析技術と標準」、http://www.aesj.or.jp/sc/committees/gijiroku/etc/2012a_sc_session5_3.pdf (2012)。