

## 炉物理・核データ部会合同企画セッション

「核データ・炉物理研究と社会の係わり（最終報告）」

(2) 核データ・炉物理における定量的な不確かさ評価の提案

日本原子力研究開発機構

石川 眞

ishikawa.makoto@jaea.go.jp

### 1. 提案の背景

2003 年秋の企画セッション以降約 2 年間、メーリングリストを通して、様々な切り口で行ってきた「社会との係わり」の議論を踏まえ、今回、次期アクション項目として、「核データ・炉物理における定量的な不確かさ評価」を提案させていただくこととした。「社会の係わり」と、不確かさの定量評価の間に何の関連があるのかと不審に思う方もおられるかも知れないので、その背景を述べる。

まず、最近の原子力を取り巻く情勢への、私なりの素朴な認識は、以下のようである。1995 年に、「もんじゅ」Na 漏洩事故が起こったが、この波及は技術的問題よりはむしろ、動燃という組織に対する道義的糾弾へと向かった。関係者の懸命な努力でこれが収まりかけていた 1997 年に、東海再処理工場のアスファルト固化施設爆発事故が起こり、動燃は改組してサイクル機構として再出発をしなければならないこととなった。さらに、1999 年には実際に産業界で起こるとは誰も思っていなかった JCO 臨界事故が起こり、原子力そのものに対する世論の恐怖感が増幅することとなった。また 2002 年には、実害はなかったのだが、東電トラブル隠し問題が発生し、日本の産業界と国の規制体制への不信感が起こった。さらに 2004 年には、原子力そのものとは関連が薄いものの、美浜タービン蒸気噴出事故が起こり、多数の犠牲者を出したことに社会からの非難が集中した。

これらの出来事が露呈してきた根本的な問題は、原子力の本質的な技術的欠陥ではなくむしろ、社会からの、原子力への漠然たる不安感、原子力専門家たちへの不信感ではないかと感じている。それでは、上記の種々の事件の発生に対して、技術的にはあまり関連のなかった核データ・炉物理研究に従事するものは、いっさい無関係であるとしてよいのであろうか？ 私にはそうは思えない。社会の原子力への不信感の原因のひとつは、その「不透明性」にあるのは明らかだと思えるので、少なくとも、広義でとらえた社会への「技術に関する説明責任」は、核データ・炉物理の分野でも果たすべきであろう。また時代の流れは、ある技術やプロジェクトのもたらすリスク及びベネフィットや、その評価に伴う不確かさを定量的に提示した上で、社会に受け入れられるかどうかの判断を受ける、すなわち「説明責任」を要求するのが当然になってきている。この説明責任を果たす手段のひとつとして、今回提案したのが、「不確かさの定量的評価」である。

## 2. 核データ・炉物理研究における不確かさ評価の現状と課題

まず、「不確かさの定量評価」は、誰が行い、また誰にとって必要であるのかという点を考える。図1は、核データ・炉物理分野の成果（物理量・製作物）がどのような流れを通して、最終的に原子炉の許認可までつながるかの整理を試みたものである。例えば、順序3の、汎用核データライブラリ（JENDL）に関わる不確かさ評価の関連を見てみる。JENDLを作成する人は、核データの評価者（シグマ委員会、核データセンター）である。もし核断面積の測定値から、一般化最小二乗法を用いてある核データを評価するとしたら、核データの評価者は、核断面積の測定値そのものだけではなく、その定量的不確かさ（標準偏差、データ間の相関係数）を入手することが絶対に必要である。一方、JENDLを使用するのは、例えば臨界実験の解析者であるが、この人は、JENDLに格納された評価済み核データの不確かさ（いわゆる共分散）を入手しなければ、解析で得られたC/E（計算/実験）値の1.0からのずれが、核データに由来するものなのか、それとも自分が使った炉物理モデルがまずいのか、または実験データそのものに誤差があるせいなのかを判断し、改善を図ることができない。

このように、不確かさを評価する人と使いたい人が異なる、つまり、ある物理量・製作物を作る人自身(A)ではなく、それを使って次の段階の物理量・製作物を作りたい人(B)

が、Aの定量的な不確かさを必要としていることが、問題を複雑にしている。例えば、核データの測定をする人にとって、その測定値の不確かさを定量的に評価することは、非常に難しい仕事であることは推測できる。放射線計測の統計誤差だけでなく問題は無いが、その測定体系に系統的に影響しているバックグラウンドや、計測器の校正誤差、測定サンプルの組成測定に基づく誤差などは、核データ測定者の検定できる範囲を超えている部分も多く、説得力をもって定量的に評価しそれを論文に盛り込むことは、一般に自分の研究論文の主

順序	Bの定量的な不確かさを 使用して得られる 物理量・製作物（A）	Aの不確かさの 定性的性質と定量的な 値を必要とする人（B）
1	（放射線の検出器効率や、 サンプルの同位体組成）※	核断面積の測定者
2	核断面積の 測定値・論文	核データの評価者
3	評価済みの 汎用核データライブラリ	臨界実験の解析者、 炉物理モデル・コードの 開発者
4	（炉物理臨界実験データ）※	原子炉の設計メーカー、 炉定数の調整者
5	積分実験解析の C/E 値	原子炉設置者（電力）
6	対象炉心の 核特性設計値	許認可を行う国の機関 （炉心特性評価や安全解析 の確認）・公衆
7	設計対象炉心の 事象及び事故解析結果	

※（ ）は、不確かさ授受の流れに必ずしも乗っていないことを示す。

図1 核データ・炉物理分野における定量的不確かさの流れ

題ではないためにどうしても熱心になれない、または労多く報われずとして遠ざける場合もあったのではないと思われる。この事情は、核データの測定だけでなく、以降の汎用ライブラリの評価、積分実験解析、設計解析、事故解析などの局面でも共通であると思う。

次に、核データ・炉物理の分野で、今後、不確かさの定量評価の研究を進めるべきではないかという例をいくつか挙げる。

### 例 1：測定値が豊富にある核データの場合

図 2 は、Am-243 の核分裂断面積の測定値と、それを基にした JENDL-3.3 の評価結果である。この図を見ると、素人には素朴な疑問がわく。1MeV 以上、また、10MeV 以上の測定値は、明らかに、異なる測定者によって、系統的に大きくずれたデータが存在する。

しかし、彼らの示す測定誤差は、その系統的な差に比べて非常に小さい。一般に、核データの測定値は、それを全て一緒に最小二乗処理すると、その  $\chi^2$  乗値と自由度の比は、1 を大幅に越えて、5 や 10 といった値になることも珍しくないらしい。これは明らかに、測定者のいずれか、または両者が、誤差評価において自分が計測できない系統誤差を無視した結果なのではないかと思われる。

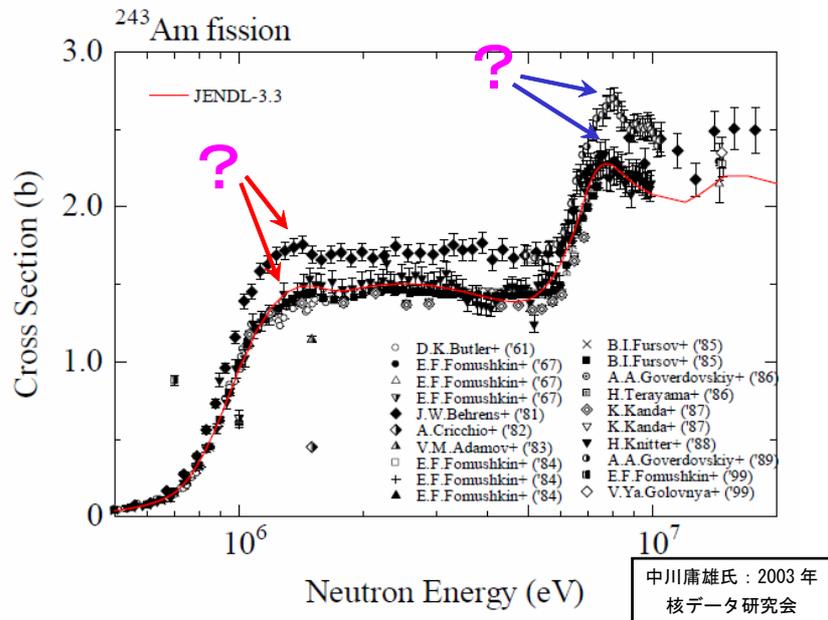


図 2 Am-243 核分裂断面積の測定値と JENDL 評価結果

### 例 2：測定値がわずかにしかない核データの場合

図 3 は、最近 MA 核変換の分野でその影響が大きいことから話題となった Am-241 捕獲反応の isomer 分岐比の測定値と JENDL 他のライブラリ評価結果の比較である。この核データは、熱中性子エネルギー領域では、測定値がある程度存在しその結果も約 0.9 と安定していたので問題はなかったが、高速エネルギー領域では、公表された測定値が数 10keV のところに一点あるだけであったので、JENDL-3.3 の評価ではその誤差 (たぶん  $1\sigma$ ) の上限を通して、約 0.7 とした。

## Isomeric Ratio of Am241 Capture

ところが、従来から我が国で用いられていた値は ENDF の約 0.8 であり、最近報告された複数の高速エネルギーでの MA 照射後試験結果は、それ以上の 0.85 程度ではないかということを示唆したために、かなり問題となった。ところが、2 年ほど前に、米国の LANL が過去の積分測定値を基に再評価

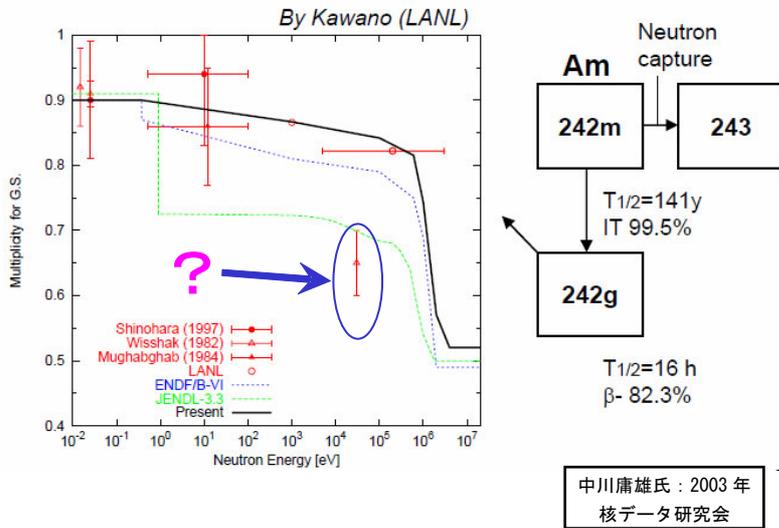


図 3 Am-241 捕獲反応の isomer 分岐比と JENDL 評価結果

し、図 3 にあるように MA 照射後試験結果を支持するデータを提示したので、現在では、JENDL-3.3 のデータはあまり使われなくなっている。このように、わずかにしかない測定データをどのように使うかは、核データにかぎらず、技術的に非常に非常に難しい問題であると想像される。とくに、この Am-241 捕獲反応の isomer 分岐比の件に関しては、測定の定量的な不確かさ評価と、それを使用する核データ評価者の判断は、技術的にクリティカルなものであったのではないかと思います。

### 例 3：炉物理解析モデルと炉心設計精度の場合

原子炉、とくに高速炉の設計にとって、設計計算で評価された制御棒価値と、炉心を制御するのに必要な最大反応度との収支は、炉心の反応度的成立性を保証するものとして安全評価上非常に重要である。高速炉実機の制御棒は、SUS 製の案内管の中に、B<sub>4</sub>C ピンがクラス

#### 制御棒価値の計算法

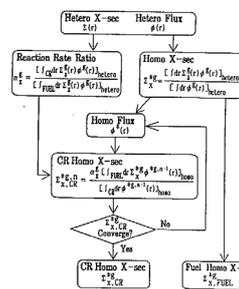


Fig. 1 Calculational flow of reaction rate ratio preservation method

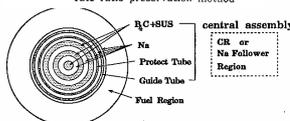


Fig. 2 Supercell model for homogenization

T Kitada et al.: JNST 31 [7], p649 (July 1994)

#### 制御棒価値の設計例

項目	主炉停止系 (%Δk/kk')	後備系 (%Δk/kk')
<b>全数挿入時</b>		
●3次元拡散計算値	9.29	3.14
●ノミナル設計値*1	7.85	2.65
●最小値*2	7.07	2.39
<b>ワンロッドスタック時</b>		
●3次元拡散計算値	7.82	2.68
●ノミナル設計値*1	6.61	2.26
●最小値*2	5.95	2.03
<b>必要反応度最大値</b>	5.53	1.64
<b>炉停止余裕</b>	0.42 <sup>*3</sup>	0.75 <sup>*4</sup>

\*1 基準計算値 × JUPITER 実験解析に基づく各種補正 (計 0.845)  
 \*2 ノミナル計算値 × 設計余裕 (±10%、2σレベル相当)  
 \*3 主炉停止系はワンロッドスタックに対する値である。  
 \*4 後備停止系は全挿入に対する値である。

動燃：60万kWe級FBR設計研究(1992年)

図 4 高速炉における制御棒価値の設計精度評価

タ状に設置され、その周辺を Na が冷却するという複雑な構造をとっているために、非均質効果を含んだ制御棒価値の評価はかなり難しくなる。図 4 の左側に最新の高速炉実機制御棒価値の解析モデルを示すが、繰り返し計算により周辺の中性子束の歪みを保存するように制御棒の実効断面積を補正する流れとなっている。このように、複雑な炉物理モデルを用いたときに、その解析方法による不確かさを定量的に評価するのは、極めて難しい。しかし、図 4 の右側に示すように、制御棒価値は反応度に関する安全確保の最も重要なものであるために、設計では、ワンロードスタック条件とともに解析上の不確かさを保守側に取り入れて、必要最大反応度との収支を評価することになっている。このために、この制御棒解析モデルに起因する不確かさを定量的に評価することは、炉物理解析側には必須の要求であるが、未だ確定した方法論は作られていない（連続エネルギーモンテカルロ計算を参照解とすればよいという意見もあるが、ある程度以下の反応度や局所反応率分布には、まだ適用上の問題が多いと思う）。

### 3. 核データ・炉物理両部会の次期アクションに対する提案

以上のような現状認識のもとに、両部会の次期アクションとして、「核データ・炉物理における不確かさの定量評価」を提案する。検討する内容は、3 ステップに分かれる。まず最初に、図 1 の中で核データ・炉物理がカバーすべき順序 2～5 に対応する以下の項目に対して不確かさ評価の現状調査を行う。

- 1) 核断面積の測定値、2) JENDL-3.3 ライブラリ、3) 炉物理臨界実験の測定値、
- 4) 積分実験解析の C/E 値、5) 炉心の核特性設計値

引き続き、図 1 に例示したように、その不確かさがどのような形で誰に使われているか、どのようなニーズがあるのかなどについて整理を行い、核物理量毎に、「不確かさの定量評価」の観点からどのような課題があるのか（または現状で充分なのか）を抽出する。最後に、これらの課題を解決するための次のアクションリストを作成して、次期アクションとしては、いったん区切りをつける。

検討の具体的な方法として、2005 年秋の大会企画セッションでは、会議費用が不要でありかつ自分の都合のよい時間に参加できることから、従来のインターネットのメーリングリスト（ML）上での議論を提案したが、合意結論として、議論を収束させるためには、学会の調査専門委員会など、何らかの実体を伴う会議体が必要であるとなったので、これは撤回する。しかし、両部会の ML に議論の進捗を適宜報告し、広く意見を集めるなどの補助的な手段は、有効であるかもしれない。

活動の予定としては、これまでも行ってきたように、期限を明確に区切り、メリハリのある活動を行いたい。具体的には、2006 年秋の大会で中間報告、2007 年秋の大会で最終報告（計 2 年間の活動）を提案する。このためには、この期間で実行できる量と質の活動内容を、まず計画立案段階で絞り込む必要があるだろう。