

日本原子力学会・炉物理部会

炉物理部会ニュース(No.17)

2004年12月17日発行

目次

1. 企画セッションの目的と概要

放射線利用振興協会
大杉 俊隆

2. 核データ・炉物理研究の社会との係わりについて

三菱重工業(株)
松本 英樹

3. 安全確保・安全規制の最新動向を踏まえた核データ・炉物理研究の課題

(株)テプコシステムズ
佐治 悦郎

4. 実機核特性の予測精度に関するRepresentativity因子について

大阪大学大学院工学研究科
竹田 敏一

5. 核データ測定と核データ評価の誤差

東北大学
馬場 護

合同企画セッション（核データ部会、炉物理部会）

「核データ・炉物理研究と社会の係わり」中間報告）」

（１）合同企画セッションの目的と概要

放射線利用振興協会 大杉俊隆
(osugi@popx.tokai.jaeri.go.jp)

2003年学会「秋の大会」にての核データ部会・炉物理部会合同企画セッション「核データ・炉物理研究は社会に如何に係わるべきか」での以下の課題或いは問題提起を受け、両部会員間にて今後の進め方について議論した。

- (1) 核データ・炉物理コードの品質保証／標準に関する問題
- (2) 核データ・炉物理に関する解決すべき課題
- (3) 核データ・炉物理の今後の技術開発に関する検討
- (4) 核データ・炉物理研究の社会への説明責任に関する課題

その結果、核データ部会及び炉物理部会での共通の定常的な検討・議論の場としてメーリングリスト「核データ・炉物理研究と社会の係わり」を設置し、上記課題のそれぞれに対し検討を深め、更にそれらを短期的な課題と中長期的な課題とに分け、今後の具体的なアクションプランの作成を進めていくことになった。

今回の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」中間報告）」では、メーリングリストを通じた議論において最も集中的に議論された課題「リスクの定量化と核特性評価値の不確かさ」を取り上げ、これらの課題についての両部会員の認識の一致を図ることとした。このため、「社会との係わりの最も重要な視点は、安全確保の説明責任である」との認識から、幅広く且つ具体的な提案をして下さった佐治氏（テブコシステムズ）に総括的な御講演をお願いした。また、「核特性評価値の不確かさ」に関連して、解析面からの評価として竹田氏（大阪大学）に、核データ自身の誤差評価について共分散データを含めて馬場氏（東北大学）に御講演頂いた。

各講師の方の御講演内容の詳細は、以下の章にて順次報告される。ここでは、座長としての感想を記して前座の御報告としたい。

松本氏（三菱重工）からは、本メーリングリストを用いてこれまでに議論された内容を纏めて頂くと共に、「核データ・炉物理の民間規格作成の効果／有用性」について御教示頂いた。「民間規格」に関しては、既存の委員会等において議論が先行していると思われるので、それらを調査し、我々（核データ・炉物理部会）がどの程度具体的に民間規格の作成に係わることが出来るかを明確にすることが、今後の具体的なアクションプラン作成に重要と思われる。

佐治氏は、リスクの定量化に寄与し得る不確かさ評価法を確立し学会標準として制定することに関し、核特性評価結果の品質を客観的・合理的に説明する観点のみならず、規制における自由度を確保する観点からも重要であると指摘された。

竹田氏からは、臨界実験体系と実機体系との類似度として、感度係数を用いて表現した Representativity について御講演頂いた。実機の核特性の不確かさを低減するために求められる臨界実験の実験誤差も定量的に評価できるとのこと。

馬場氏からは、「核データ測定と核データ評価の誤差」として、JENDL をベースとした核データの誤差と誤差評価の現状について御報告頂いた。核データの誤差が実機核特性にもたらす誤差を適正に評価するため共分散データの整備を進めていること、また、測定値の精度自身を向上させるためには強力中性子源施設の整備が課題であるとのこと。

「不確かさ」自身の追究は、一般的には上述のように、核データ・炉物理を含む各分野において個別に精力的に行われている。それらを有機的に結合し「総合的な核特性誤差」として何処まで精度保証が可能か興味の尽きぬ処ではある。

今回は「具体的なアクションプラン」の討議までには至らなかったが、単に議論を進めるだけでなく具体的な成果を得るための行動の提示が必要というのが、「核データ・炉物理の研究と社会の係わり」を意図した本活動の原点であった。これらの議論のための材料は十分に本セッションにて提供されたと思われる。また、「民間規格」、「学会標準」等に関しては、同様な活動が既に始まっている分野もあろう。活動の重複を避けるためにも、これらの既存の活動内容をサーベイし、「アクションプラン」作成に向けて関係者の現状認識を同じくする必要がある。核データ・炉物理両部会として独自の活動を目指すか、既活動の一端を担うべく焦点を絞るか、種々の方策を検討すべきであろう。「何をすべきか」、「何が出来るか」、「どのような形態で」等々の議論をすべき時ではと思われる。今後の活発な議論を期待したい。

合同企画セッション（核データ部会、炉物理部会）

「核データ・炉物理研究と社会の係わり（中間報告）」

(2) 核データ・炉物理研究の社会への係わりについて

三菱重工業（株） 松本 英樹

1. はじめに

2003 年日本原子力学会「秋の大会」での炉物理部会・核データ部会合同企画セッション「核データ・炉物理研究は、社会にいかに関わるべきか」の結論^{1,2}を受け、炉物理部会・核データ部会で共通の定常的な検討・議論の場としてメーリングリスト(ML)を設置し、議論を深めると共にアクションプランを作成していくこととなった。このメーリングリストの核データ部会側の幹事役として、日本原子力研究所核データセンターの深堀氏が、炉物理部会側からの幹事役として報告者が、メーリングリストの運営についてサイクル機構の石川氏が、それぞれ担当している。

この ML では、(1)核データ・炉物理コードの品質保証/標準に関する課題、(2)核データ・炉物理に関する解決すべき課題、(3)核データ・炉物理の今後の技術開発に関する課題、及び(4)核データ・炉物理研究の社会への説明責任に関する課題について広く意見交換を行い今年度中にそれぞれのアクションプラン策定を目指している。

2003 年 12 月から開始された ML ではこれまでに 84 件の投稿があり、主に(4)「核データ・炉物理研究の社会への説明責任」についての議論が行われてきており、関連した技術項目についても意見交換が行われてきたが、「社会との係わり」について「核データ・炉物理として何をすべきか」の議論は、今だ十分とは言えない。また、(2)、(3)を主題にした議論はほとんど行われていないのが実情である。

2. 核データ・炉物理研究と社会の係わりMLの活動内容報告と提案

今回の合同企画セッションでは、ML の経過状況と具体的な議論として、炉物理・核データの性能規定化と民間規格の活用に関し、「民間規格を活用していくことは可能である」こと、及び「具体的な民間規格の推進が必要である」という意見があり、これに対する異論もでていないこと、報告者もこれに賛成したいこと等を報告させて頂いた。会場からも特に異論はなく、総論としては ML の経過と現状認識が確認されたものと判断している。また、核データの品質保証の観点から、測定者と評価者の意思疎通の重要性、高精度な実験測定的重要性について議論がなされていることを紹介させて頂いた。今後、これらを具体的なアクションプランに繋げていくことが必要である。

民間規格の一例として、「原子炉を未臨界にできること」という性能規定に対して、抽象的ではあるが、民間規格化の方向性を示した。

この性能規定は、炉物理の観点からは、「制御棒価値」が「所用制御反応度」より大きいこと等価である。これらは核設計コードの計算値を基に評価される値であるから、それぞれに「不確定さ」が存在する。したがって、「制御棒価値」が「所用制御反応度」より「大きい」というためには、「不確定さ」を込みにして比較されなければならない。このことが確実に保証されていることを示すため電力会社やメーカーは「臨界実験解析に基づく精度確認」や「実機炉心の起動試験解析による精度確認」を行っている。また、製作公差等を担保するために「設計マージン」を加えて保守性を確保している。

「民間規格」は「不確定さ」や「設計マージン」の与え方について統一的且つ具体的な評価方法を与えるものである。保守性に対する考え方が異なれば、これら値が必要以上に大きくなることも、あるいは、その逆が起こりうることも考えられる。計算コードが異なれば「不確定さ」や「設計マージン」の値も異なるが、それらの評価方法は明確で且つ統一的な手法が採用されるべきである。

このことが、過度な「設計マージン」の排除や客観性のある「不確定さ」評価を可能とし統一的で明確な説明の可能性を与える。そういう「民間規格」を作っていくことに対する各界のコンセンサスが得られること、つまりアクションプランを作成することが必要である。

先の例に立ち戻ると、「不確定さ」を評価するためには、使用する設計コードの性能を先ず評価しておかなければならない。設計コードの妥当性は、これまで各々のコード開発の検証時に使用した実験データを用いて、モノの許認可における使用ツールとして説明してきた。これを例えば、適用炉型に応じて、基本的な設計コードの妥当性を確認するための推奨解析データ（例えば、OECD/NEA の臨界実験ベンチマーク集 ICSBEP の何番～何番と具体的に）、その妥当性の判断基準、あるいは設計適用時の不確定性評価の方法を示した民間規格があれば、その民間規格を拠り所にしてコードの妥当性についての説明が容易になる。当然、民間規格作成に当たっては、その根拠が深い議論と幅広い検証により確立されることが必要である。

民間規格は許認可の一助をなすものであり、作成された民間規格や標準が許認可に使用されるためには、さらなる議論が必要であると思われるが、許認可の説明の透明性と公開性を保証できる民間規格を目指したい。

3. まとめ

「核データ・炉物理研究と社会の係わり」メーリングリスト(ML)の経過報告と議論の内容について報告させて頂いた。

ML の目的である(1)核データ・炉物理コードの品質保証/標準に関する課題、(2)核データ・炉物理に関する解決すべき課題、(3)核データ・炉物理の今後の技術開発に関する課題、及び(4)核データ・炉物理研究の社会への説明責任に関する課題に関して具体的なアクションプランに繋げるために、活発な意見交換が必要である。

また、「民間規格」についての報告者の考え方を示させて頂いた。今後の意見交換の土台になれば幸いである。

参考文献(1)炉物理の研究、炉物理部会会報第 56 号,2004/01 (2)核データニュース No.77,2004/02

合同企画セッション（核データ部会、炉物理部会）

「核データ・炉物理研究と社会の係わり」（中間報告）

(3) 安全管理・安全規制の最新動向を踏まえた核データ・炉物理研究の課題

（株）テプコシステムズ 佐治悦郎

(saji-etsurou@tepsys.co.jp)

1. はじめに

昨年(2003年)の学会秋の大会において開催された核データ部会・炉物理部会の合同企画セッション「核データ・炉物理研究は、社会にいかに関わるべきか」のその後の展開については、同セッションの座長を拝命した縁もあって、それなりの当事者意識をもって見守り、折りに触れて話題提供を行ってきた。今回(2004年秋)の企画セッションにおいてお話しした内容は、それらをまとめたものであるが、著者の独断と偏見に近いところも多々あることをご容赦願いたい。

さて、「社会との係わり」の最も重要な視点のひとつは、安全確保の説明責任を果たすことであるとの認識に基づき、最近の安全確保・安全規制の動向のうち、「リスクの定量化」及び「規制基準の性能規定化と民間規格の活用」のふたつに着目し、それらを踏まえた核データ・炉物理研究の課題について考察した。

2. リスクの定量化について

確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment: PSA)技術の成熟を背景に、安全管理・安全規制における定量的リスク情報の活用への期待が近年、急速に高まりつつある¹⁾。定量的リスク情報とは、原子力施設で過酷な事故(シビアアクシデント)が起こる確率やそれによって施設周辺の人々の生命が脅かされる確率、また施設を構成する構築物、系統及び機器の損傷、故障等がこれらのリスクにいかなる感度を有するかの指標のことをいい、これらを評価する技術がPSAである。またPSAの発達は、「どれくらい安全なら十分安全といえるのか? (How safe is safe enough?)」という安全確保における根元的な問いに対して定量的な目標を設定することを意味するものとした。こうした動きは主に米国で先行しており規制の合理化に貢献している。わが国でも、一般社会に受容された安全目標と定量的リスク情報を用いて、客観性、合理性、透明性の高い安全管理・安全規制を実現することを目指し、原子力安全委員会により、表1のような安全目標の案が提示され²⁾、また「リスク情報を活用した原子力安全規制の導入の基本方針について」が取りまとめられている(平成15年11月10日原子力安全委員会決定)。こうした動きを受けて、規制行政庁や電気事業者等においては、具体的な導入に向けた検討が始まっている。

3. 規制基準の性能規定化と民間規格の活用について

最新の技術的知見を速やかに規制に取り入れることを可能にするため、規制上の技術基準の性能規定化と民間規格の活用が進められようとしている³⁾。規制当局が定める基準は、要求される性能のみを規定し、それを実現するための具体的方法や仕様については、学協

表1 「中間とりまとめ」²⁾における安全目標案

<p>定性的目標案</p> <p>原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は、公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである。</p> <p>定量的目標案</p> <p>原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の一程度を超えないように抑制されるべきである。</p> <p>また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じうるがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の一程度を超えないように抑制されるべきである。</p>

会などにおいて最新の知見を反映しつつ公正・透明なプロセスを経て制定される民間規格を積極的に活用しようとするものである。

性能規定の対極にあるのが仕様規定である。仕様規定の典型的な例としては、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和55年通商産業省告示第501号)、いわゆる告示501号を挙げることができる。本技術基準は、原子炉施設を構成する様々な機器類の材料、構造等の仕様を事細かに規定したものであるが、その技術的内容が数年間にわたって改訂されていないこと、設計・建設時における設備の構造等を規定しているだけでなく、供用開始後も同じ構造等を維持するよう要求していること等の問題点が以前から認識されていた。そのため、本技術基準の性能規定化の作業及び日本機械学会が整備した民間規格の妥当性評価が現在、原子力安全・保安院において精力的に進められている⁴⁾。余談であるが、こうした動きが一昨年のいわゆる東電問題をきっかけにクローズアップされたのは記憶に新しい。

4. 核データ・炉物理研究との関係

(1) リスクの定量化と核特性評価

先に述べたリスクの定量化手法であるPSAは、周辺の公衆に被害が及ぶ可能性のある過酷な事故を炉心損傷、格納容器破損などと規定した上で、それらの発生確率を、機器の故障率や人的過誤率に基づいて評価しようとする方法であり、核データや炉物理との関係は表面上判りづらい。しかし、実際には、たとえば安全系機能の喪失の度合いと炉心損傷との定量的関係を明らかにするために、決定論的解析が行われており、そこには反応度制御系の特性や崩壊熱といった核データ・炉物理が介在するパラメータ(核特性)が、従来の安全評価で用いられているものと同様、安全裕度を見込んだ保守的な値として用いられている。

さて、リスクを定量的に評価するとは、そもそも確率論的な取り扱いを行うことに他ならない。しかし、上記の通り、PSA では、核特性については依然、決定論的な扱いであり、保守的な値を用いている。では、これを一歩進めて、核特性についても確率論的な扱いが可能であろうか。この問いに対し答えを用意し得るのが、CSAU(Code Scaling, Applicability and Uncertainty Evaluation Method, しばしば統計論的安全評価手法と呼ばれる)である。この方法では、安全系の機能については決定論的に与えつつ、過渡・事故事象の進展を統計的ばらつきを伴った最確評価(Best Estimate)で与えようとするものである。そこで用いられるパラメータには核特性を含め、統計的ばらつき情報としての不確かさの考慮が可能であり、核特性についてそうした情報を適切に供給するためには核データの共分散や炉物理計算における不確かさ評価が重要となってくる。更に PSA と CSAU を結合させ、種々の核特性の不確かさと炉心損傷確率といった定量化されたリスクとの関係の分析を進めることができれば、リスク低減の観点から評価精度を向上させるべき核特性が明らかとなり、新たな研究課題を提示することが期待できる。無論、そこまで壮大なことを考えるまでもなく、統計的意味を持った不確かさ評価が、CSAU を通じてその重要性を増してくることは明らかである。

(2) 不確かさ評価法の標準化

先に述べた規制上の技術基準においては、核特性は現状、どのように扱われているのだろうか。その例を表2に示すが、結論からいうと、核特性に関する限り、従来、規制基準は性能規定に留まっており、告示501号のような事細かな仕様は定められていない。

表2 規制上の技術基準における核特性の取り扱いの例

<p>原子炉反応度係数に対する要求の例</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 安全設計審査指針13. 原子炉の特性「炉心及びそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有し、また、出力振動が生じてもそれを容易に制御できる設計であること。」 <p>制御棒炉停止系に対する要求の例</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(通商産業省令第62号)第23条2.「制御棒による制御系統は、通常運転時において制御棒が固着した場合においても、燃料許容損傷限界を超えことなく速やかに機能し、かつ、安全上必要な余裕をもって反応度変化を制御できる反応度抑制効果を有するものでなければならない。」

さて、このような性能要求を満たしていることを判定するために、核特性評価精度(不確かさの大きさ)が重要となるが、精度を左右する核データや炉物理計算手法を規定する

法令や指針は存在しない*のであるから、原子炉を設計する側はそれらを自由に選んでよいことになり、反面、規制当局に対して精度に対する説明責任が生じることとなる。核データや炉物理計算手法は時代と共に進歩するものであり、新知見を取り入れれば精度の向上が期待できるが、一方、それらを用いて規制当局より許認可処分を受けるためには、その都度、新たな説明責任が発生することとなり、これが最新知見反映の阻害要因となっている。

核特性精度、すなわち不確かさの与え方については、現状、予想される不確かさに安全裕度を加味し、枠取り値としての不確かさで与えるのが一般的であるが、前述したリスクの定量化の観点からは、統計的な意味を持ったもの、すなわち最確値のまわりの確率分布で与えることが必要である。こうした与え方は、たとえリスクの定量化に用いるためでなくとも、より客観的で合理性の高い与え方であり、従来 of 決定論的安全評価においても十分な安全裕度を有することに対する説明性の向上に役立つと考えられる。

そこで、核特性評価結果の不確かさをリスクの定量化への対応や説明性の向上の観点から、最確値のまわりの確率分布として規定し、その現状や評価方法を専門家間で検討した上で学会標準としてまとめれば、核特性評価精度を客観的、合理的に説明する際に、大いに役立つと考えられる。更に、それを規制側に承認してもらえれば、規制側への説明が容易になり、核データや計算手法に最新知見を反映し易くなる。

5. おわりに

安全確保レベルに関する社会への説明責任を果たすため、核特性評価精度の現状を適切に把握し、リスクの定量化に寄与し得る不確かさ評価方法を確立することを提案したい。そして、それを学会標準として制定し、規制側の承認取得を目指す。そうすれば、核データ・炉物理研究の最新知見をタイムリーに反映できるようになる。

最後に、昨年 of 企画セッションからの一年間の活動について著者なりに振り返ってみたい。何かいいわけじみた物言いで恐縮だが、本稿で述べた内容は著者の思いつきの域を出ていない。こうしたいわば荒削りの問題提起をメーリングリストを利用したインターネット上で行い、そこでの議論を通じて核データ・炉物理研究に携わる方々の問題意識を反映したものに洗練していければよいと当初、考えていたのであるが、残念ながらごく一部の方の反応しか得られず、荒削りのままの中間報告となってしまった。これについては、著者の不明を恥じるばかりであるが、そもそも昨年 of 企画セッションでなされた様々な提案についてもその後、議論が発展していくことがなかった事実を考え合わせると、今後、にわかに議論が活性化していくとの楽観的な見通しは立てづらい。昨年、今年と催された学会企画セッションそのものは会場を満員にする関心を得ていたのであるから「核データ・炉物理研究と社会の係わり」という命題が人々の興味を引いていないということはなさそうである。とすれば、メールを通じた議論の限界かとも思われるが、いずれにせよこのままの活動形態では、芳しい進展が得られないのではないかと懸念する。人々の積極的な参

* ECCS性能評価指針における崩壊熱データの規定は数少ない例外。但し、この場合も同指針に挙げられたデータ以外を排除するものではない。

加が得られない状態で形だけ進めていっても、そこに投入される努力は砂漠に水を注ぐがごとく、何も残りも残さないのではないかと危惧する。もう一度、原点に戻り、どういった課題・活動形態が多くの人々の参加意欲を刺激するのか、またはその必要性について共通認識を得られるのか等について考える必要はないだろうか。事実を謙虚に受け止めるべきと著者は思うのだが、それはあまりに悲観的な見方であり、ネガティブに過ぎるというご批判をいただくかもしれない。それを覚悟の上で敢えて一言述べさせていただいた。

参考文献

- 1) 「平成 15 年版原子力安全白書」(平成 16 年 4 月、原子力安全委員会)
- 2) 「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」(平成 15 年 12 月、原子力安全委員会安全目標専門部会)
- 3) 「原子力発電施設の技術基準の性能規定化と民間規格の活用に向けて」(平成 14 年 7 月、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会)
- 4) 例えば、「総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会性能規定化検討会(第 3 回)(平成 16 年 10 月 18 日開催) 議事要旨」参照
<http://www.meti.go.jp/committee/summary/0002621/index.html>

合同企画セッション（核データ部会、炉物理部会）

「核データ・炉物理研究と社会の係わり（中間報告）」

4．実機核特性の予測精度に関する代表性因子について

大阪大学大学院工学研究科 竹田敏一

4.1 緒言

核データを用いて核設計あるいは、核計算を実施した場合の計算結果の精度を予測する事は、特に安全評価にとって重要である。

原子炉の安全審査においては、計算値を測定データのある実験値（臨界実験データ等）と比較し、計算が安全側であることを確かめ、その設計値を妥当なもの（保守的なもの）と評価している。

しかし、常に保守的であっても、古いモデルを採用した場合には物理現象を忠実に表現しているわけではなく、現実を忠実にモデル化する最確評価（ベストエスティメイト）を取り入れる必要がある。

炉心計算における最確評価には 3 次元の核熱結合が用いられる。その妥当性はモンテカルロ法等の結果と比較することにより保証される。問題は核データ（断面積ライブラリー）による設計値の不確かさの評価である。これには、後で示すように核データの共分散を用いて、計算値の不確かさ幅を評価することができる。

さらに、革新炉のような新型炉を設計する場合は、検討する炉心をモデル化して、臨界実験を実施し、その核特性を把握するのが常である。

このような臨界実験を実施した場合、或いは実施しなかった場合の実機核特性の評価の方法が図 1 に示されている。

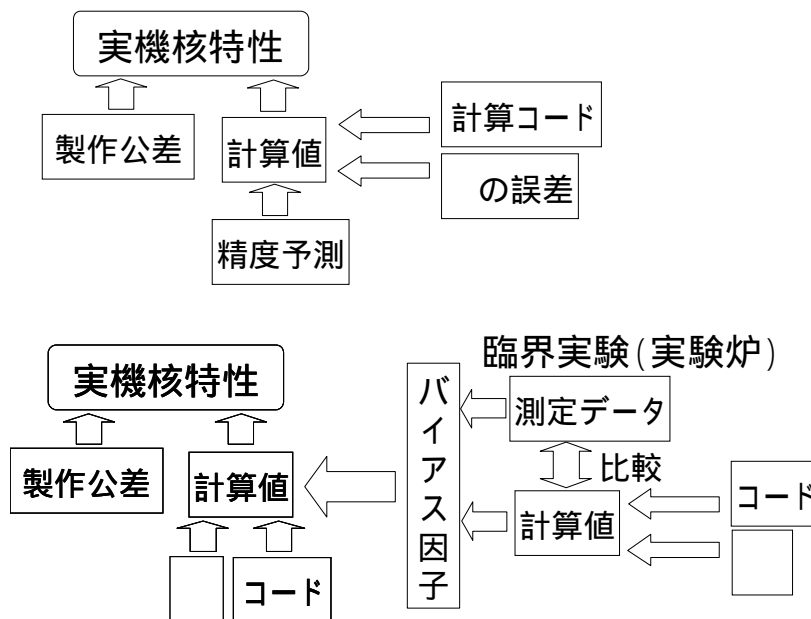


図 1 実機核特性評価方法

4.2 精度評価の方法

まず、臨界実験を実施せず計算コードを用い直接、核特性を計算する場合の精度を考える。

計算としては、連続エネルギーモンテカルロ計算を用いると、標準偏差が評価でき、それを計算誤差とすることができる。

また、計算法として2次元或いは、3次元の拡散コード、輸送コードによる決定論的手法を用いる場合には計算誤差としては、a 断面積の自己遮蔽効果の誤差 b 3次元体系のモデル化誤差 c メッシュ誤差 d エネルギー群誤差 e 輸送計算における角度分点に基づく誤差 等があり、各計算誤差を ΔR_{mi} とすると、全体の計算誤差は、

$$\Delta R_m = \sum_i \Delta R_{mi} \quad (1)$$

となる。

次に、核データに基づく核特性の誤差評価を行う。

$$\Delta \sigma_\ell = \text{用いる断面積の真値からの差}$$

により、 $\Delta \sigma_\ell$ を定義する。ここで、サフィクス ℓ は核種、反応、エネルギーを表している。

断面積が $\Delta \sigma_\ell$ だけ変化した場合の核特性の変化は感度係数 S_ℓ を用いて、

$$\Delta R = S_\ell \Delta \sigma_\ell \quad (2)$$

と表される。 ℓ についての和をとり、さらに計算誤差も含めると核特性の誤差は、

$$\Delta R = \sum_i \Delta R_{m,i} + \sum_\ell S_\ell \Delta \sigma_\ell \quad (3)$$

となる。これより、計算された核特性量 R の分散は、

$$V_c(R) = V(R_m) + S'VS \quad (4)$$

となる。ここで、 $V(R_m)$ は、計算による分散、 S は感度の行列であり、 S' は S の転置行列である。また、 V は断面積共分散である。

次に、臨界実験を実施した場合を考える。臨界実験は実機をモデル化したものであり、場合によってはかなりシンプルなものとなっている。この臨界実験体系と実機とを区別するため、臨界実験体系のパラメータは異なるスーパーフィクスで表す。臨界実験を実施することにより、種々の核特性測定値 R_E^E が与えられ、図1に示すようにこの測定値と計算値 R_C^E との比で定義されるバイヤス因子 f が求められる。

$$f = R_E^E / R_C^E \quad (5)$$

一般にこの因子は1よりずれている。これは、測定値 R_E^E には測定誤差 ΔE があり、計算値には計算法の誤差および断面積誤差に基づくエラーが含まれるためである。

$$R_E^E = R_0^E (1 + \Delta E) \quad (6)$$

$$R_C^E = R_0^E (1 + \Delta R_m^E + S^E \Delta \sigma) \quad (7)$$

上式で、 R_0^E は、臨界実験体系での核特性の真値である。

実機での核特性計算値は、

$$R_C = R_0 (1 + \Delta R_m + S \Delta \sigma) \quad (8)$$

となる。バイヤス因子を用いる方法では、(8)式の計算値は次のように補正される。

$$\tilde{R} = f R_C \quad (9)$$

(5) ~ (8) を上式に代入し、誤差は充分小さいと仮定すると、補正された核特性は次式で与えられる。

$$\tilde{R} = R_0 \{1 + \Delta S \Delta \sigma + (\Delta R_m - \Delta R_m^E) + \Delta E\} \quad (10)$$

但し、

$$\Delta S = S - S^E \quad (11)$$

(10) より、 \tilde{R}_C の分散値は、

$$V(\tilde{R}_C) = \Delta S' V \Delta S + V(R_m - R_m^E) + V(E) \quad (12)$$

上式で第1項は断面積、第2項は計算法、第3項は実験の各誤差に基づく \tilde{R}_C の分散への寄与を表している。

(4) (12) を用いると臨界実験を実施し、バイヤス因子を適用することにより、分散値は以下のように低減する。

$$\begin{aligned} VR &\equiv \frac{V(\tilde{R}_C)}{V(R_C)} \\ &= \frac{\Delta S' V \Delta S + V(E) + V(R_m - R_m^E)}{S' V S + V(R_m)} \end{aligned} \quad (13)$$

ここで、代表性因子 γ を

$$\begin{aligned} \gamma^2 &= \frac{S'VS^E}{S'VS} \frac{S^EVS}{S^EVS^E} \\ &\approx 1 - \frac{\Delta S'V\Delta S}{S'VS} \end{aligned} \quad (14)$$

で定義すると、

$$VR = \frac{(1 - \gamma^2)S'VS + V(E) + V(R_m - R_m^E)}{S'VS + V(R_m)} \quad (15)$$

となり、計算誤差を考えない場合には、

$$VR = 1 - \gamma^2 + \frac{V(E)}{S'VS} \quad (16)$$

となる。臨界実験を実施することにより $VR \rightarrow 0$ とすれば設計精度の高度化が図れる。このためには、(16) より、次の条件が必要となる。

代表性因子を 1 に近くする。

この条件は $S^E \approx S$ の臨界実験をすればよいことがわかる。

実験誤差 $V(E)$ が断面積誤差 $S'VS$ に比べ充分小さいこと。

4.3 適用例

4.2 で導出された方式に基づき、臨界実験による核特性分散の低減効果を超寿命小型高速炉 4S に対して調べてみる。4S 炉は超寿命の運転のため、高内部転換比をもち、反応度制御は炉心のまわりの反射体を上下に動かすことにより行う高速炉である。

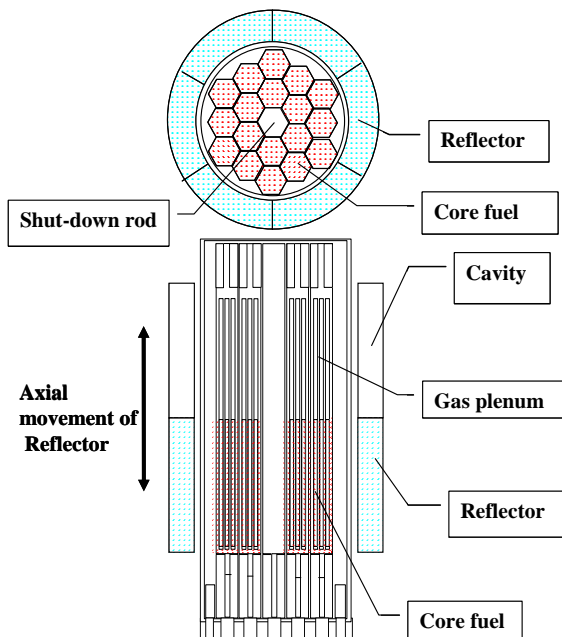


図 2-1 実機小型高速炉 (4S)

この炉心の重要な核特性は、反射体反応度価値、Na ボイド反応度であり、種々の核特性を把握するため、FCA を用いた臨界実験が実施されている。

図 2 に示される 4S 炉、FCA 体系から得られるバイヤス因子を 4S 炉に適用した場合の反射体反応度価値の分散値低減を求めた。図 3 はこの値の 1 からのずれ、即ち、何%分散値が少なくなったかを示す図で、実験誤差の関数として示してある。この図より、反射体反応度価値の実験誤差が 5% もあるとほとんど実験の意味がなく、実験を有効に用いるためには実験誤差を 1~2% 程度以下にする必要のあることがわかる。

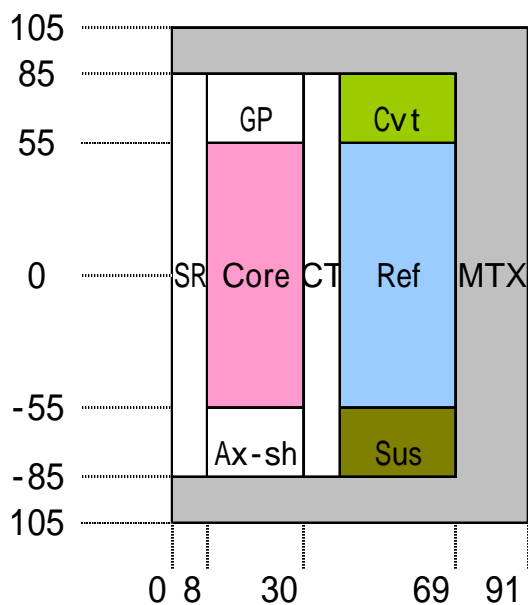


図 2-2 FCA モックアップ体系

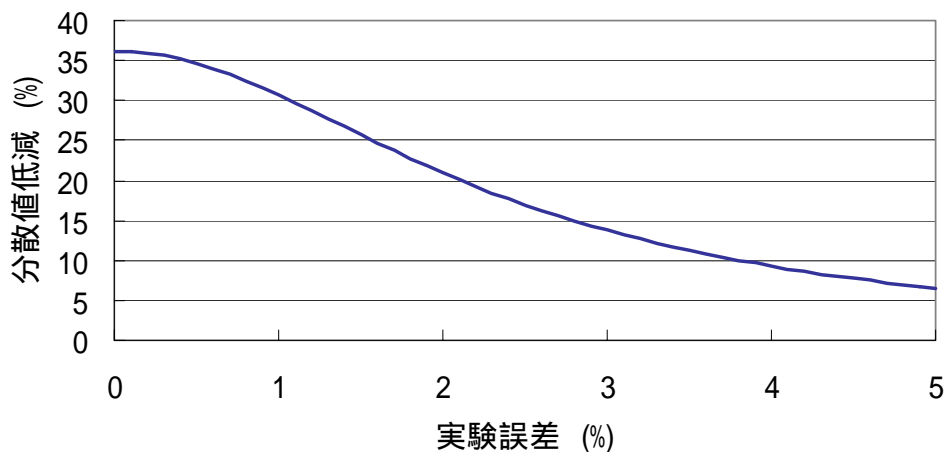


図 3 反射体反応度値の分散値低減

4.4 結論

臨界実験による分散値低減の理論式を導出した。この式により、どのような臨界実験が設計精度の高度化に必要なかがわかり、さらに、実験誤差をどのくらいに見積もれば実験が有効かがわかるようになった。

合同企画セッション（核データ部会、炉物理部会）

「核データ・炉物理研究と社会の係わり（中間報告）」

(5)核データ測定と核データ評価の誤差 -

Nuclear data and Reactor physics study concerned with Society (Interim Report)

- (5) Errors associated with nuclear data measurement and evaluation -

東北大学 馬場 護

Mamoru BABA (babam@cyric.tohoku.ac.jp)

核データの測定と評価に伴う誤差及びその低減のための方策を検討する。

キーワード:核データ, 誤差, 測定, 評価, 安全性, 経済性

1. はじめに

核データは原子力における基盤的なデータベースであり、社会との関わりは原子炉や原子力システム的设计を通じて、如何に安全性と経済性の向上に貢献するかという面においてであると考えられる。原子力システムの核特性予測には、モデル化や計算手法に伴う誤差と計算に用いる核データに起因する誤差が伴うが、近年のコンピュータと計算手法の進歩により計算に伴う誤差の割合が減少し、核データ誤差の占める割合が支配的になりつつある^{1,2)}。そのため、核データの誤差に起因する原子力システムの特性格予測の不確かさを定量的に評価することが必要となるが、それには誤差の大きさ(分散)とともにそれらの相関(共分散)の情報が必要となる。このような事情により、核データの誤差そのものを低減するとともに、誤差を共分散を含めてきちんと評価し、かつベンチマークなどを通じて品質保証を行うことが対社会的責任として認識されるようになってきた¹⁾。

核データは、実験データと理論から“真”の値とその誤差を推定し、データの推定・補完を行う評価作業を通じて完結したファイルとして提供される。通常、核データに要求される精度は極めて高く、理論の予測精度を大きく超えているために、絶対値、誤差ともに実験値によって支配されるのが一般的であり、核データの精度向上には評価手法とともに実験データの質を高めることが本質的といえる。

この報告では、核データの誤差の現状と核データ誤差の主要因である実験データの精度向上の方策について述べる。

2. 核データ誤差の現状

2.1 JENDL-3.3 における共分散データ

JENDL においては、最近公開された Version 3.3 において、共分散ファイルが付加された。共分散ファイルは ENDF/B, JEF においては、以前から与えられていたが、質的に評価の高い JENDL で共分散ファイルが利用可能になったことで、設計誤差の評価や設計マージンの精度の高い評価に大いに寄与するものと期待される。

Fig.1,2にJENDL-3.3共分散データの例を示す。Fig.1は、²³⁵Uの中性子入射核分裂断面積の共分散を示す。これによって誤差の大きさとデータ間の相関が分かる。低エネルギー部と高エネルギー部分で誤差が大きいこと、あまり強くはないがエネルギー間でデータに相関のあることが分かる。またFig.2には²³⁵U、²³⁹Puの中性子核分裂断面積の相関が示されている。一般に核分裂断面積は²³⁵Uを標準とする相対測定によって求められることから、明瞭な相関関係が見られる。

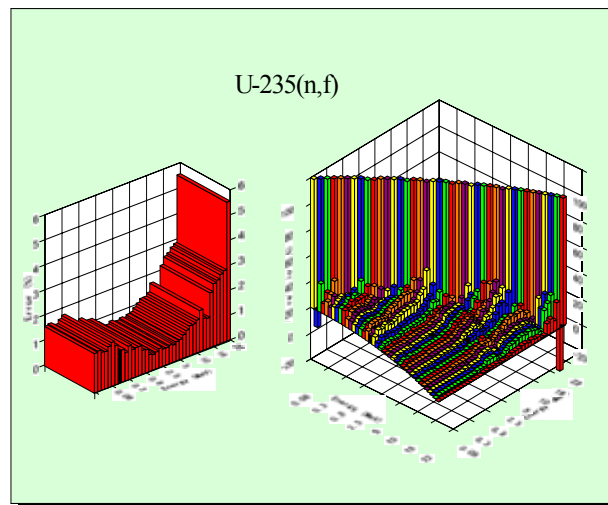


Fig.1: JENDL-3.3 の²³⁵U核分裂断面積における分散（左）とエネルギー間の相関（右）

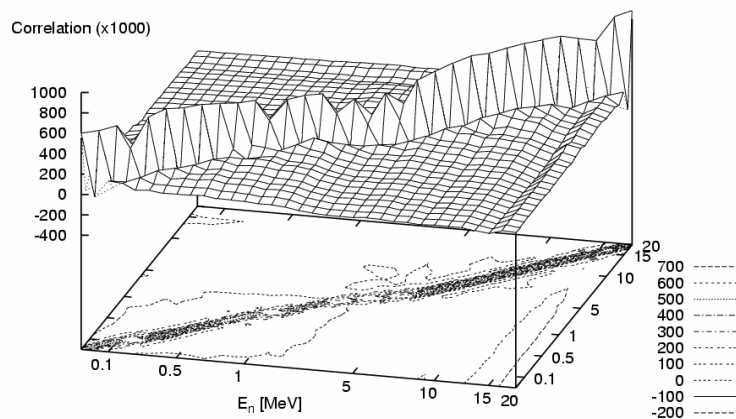


Fig.2: ²³⁵U(n,f)（横軸）と²³⁹Pu(n,f)（縦軸）断面積の相関係数

2.2 核データの不確かさ

核データは原子炉の臨界性から核燃料サイクル, 核融合, 加速器など多方面に亘って利用されるが, 最も基本的な例の一つとして, 臨界性に係わるデータの比較をFig.3, Table 1 に示す。 Fig. 3 は高濃縮ウラン水溶液体系についての臨界計算の比較であり, データが古い adjustmentの前には ENDF/B-V, JENDL-3.2, ABBN-93 による計算には1% を超える不確かさがある。 この中で, JENDL-3.2 では燃料組成比にあまりよらずに, 0.4% 程度の安定した不確かさになっていることが注目される。 最近のversionでこの誤差はかなり改善されているが, ファイル間及び計算値実験値の間にはまだ有意な差があるのが現状である²⁾。

Table 1 には²⁴¹Amの臨界質量に対する核データファイル間の計算結果を示す。 Metal, Oxideいずれの場合も 30 %程度の差がある。これは, ^{242m}Am, ²⁴³Am などの場合も同様であり, マイナーアクチニドの場合は依然として大きな誤差が存在していることを示す。この原因は次節で述べるように, 実験が困難で評価の基礎となる実験データそのものの誤

差が大きいためである。

加速器駆動システム(ADS)や宇宙関連の高エネルギー領域データでは不確かさはもっと大きい。最終的に誤差をどこまで低減すべきかは核データのみでは決まらないが、誤差は安全性へのマージンを大きくして経済性に跳ね返るので、誤差低減は核データ活動の強い動機付けとなり得る。また、放射線損傷やソフトエラーも広い意味で安全性に関わる問題であり、その機構や素過程の解明も核データ・炉物理分野の守備範囲事項として、誤差・信頼度を議論できる段階までに高める必要がある。

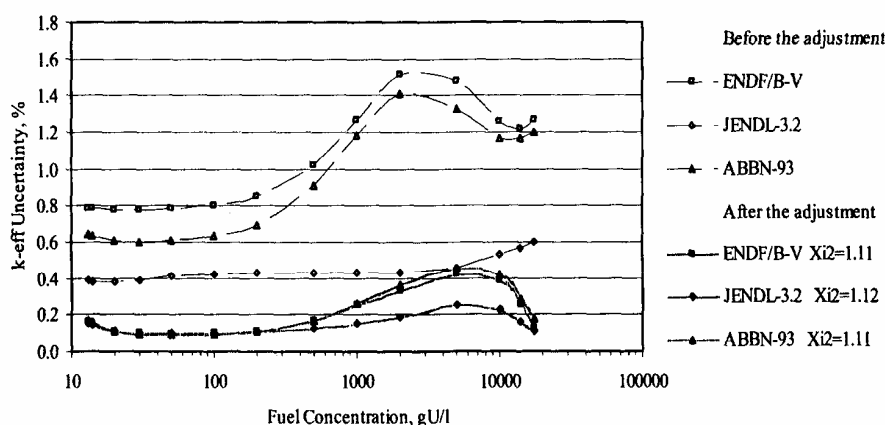


Fig.3: 高濃縮ウラン水溶液体系についての臨界計算の不確かさ²⁾

Table 1: 各種データファイルによる²⁴¹Am臨界質量の計算値²⁾

Chemical form	Reflector	Critical mass (kg)						
		MONK				MCNP		
		UKNDL	JEF-2.2	ENDF/B-VI	JENDL-3.2	JEF-2.2	ENDF/B-VI	JENDL-3.2
Metal $\rho = 13.66$ g/cm ³	Bare	56.4	75.7	88.0*	76.1	73.3	57.7	73.7
	Water	50.9	68.3	79.9*	69.2	65.8	52.0	66.7
	Steel	33.6	42.4	51.8*	45.4	40.9	33.8	43.6
Dioxide $\rho = 11.69$ g/cm ³	Bare	98.2	132	161*	135	129	94.6	131
	Water	92.0	124	151*	125	120	87.6	123
	Steel	65.4	86.0	109*	91.4	83.9	62.4	89.0

*MONK results for ENDF/B-VI are subject to error

3. 核データにおける誤差の原因とその対策

断面積 σ は、通常次式で求められる： $\sigma = R / (N \times \phi)$ 。従って断面積の誤差は、反応率 R 、ターゲット原子数 N 、入射中性子束 ϕ の誤差によって決まる。

マイナーアクチノイドの場合は、試料自身が強いアルファ放射体であり自発核分裂を伴うため、バックグラウンドが多く R の誤差すなわち σ の誤差を小さくすることが困難である。これを解決するには、バックグラウンドを凌駕するイベント数を稼ぐことが必要であり、バックグラウンドの抑制と強力な

中性子束の実現が最も重要である。

他方、原子炉の安全性に重要なドブラー反応度の場合には、 (n, γ) 反応についての正確な共鳴構造の情報が必要であり、高いエネルギー分解能の実験が必須である。そのため、高エネルギー分解能のTOF装置が開発され、多くの共鳴断面積が明らかになったが、最近のORELAでの $^{238}\text{U}(n, \gamma)$ 断面積の実験結果は、Table 2に示すように全体に数 % 程度高い値となっており、データにまだ改善の余地のあることを示している^{2,3)}。

今後の核データの主要な課題は、より高いエネルギー分解能の追求とともにマイナーアクチニドなど放射性の強い少量のサンプルから如何に信頼度の高いデータを得るか^{4,5)}であると言える。上述のように、その解決には、強力な中性子束が必要であり、またサンプルイベントをバックグラウンドからの確に識別できる測定手法が必要である。

前者がCERNで進められているn-TOプロジェクト⁶⁾やJPARCにおける断面積測定計画であり、後者の1つが「革新的原子力システム」プロジェクトで進められている多重線検出システムである⁵⁾。両者の組み合わせによる実験は次世代への大きなステップを刻むものと期待される。n-TOプロジェクトにおいては、CERNの24 GeV陽子シンクロトロンを用いた強力な核破砕中性子源と200 m程度の長い飛行距離を用いて、数eVから200 MeV程度までの中性子入射核分裂、捕獲などの断面積を高いエネルギー分解能で求めることが可能であり、マイナーアクチニドや核分裂生成物に対する実験が精力的に進められている⁶⁾。また、米国LANL (Los Alamos National Laboratory) LANSCE/WNR⁷⁾においては、800 MeVの陽子ビームによる核破砕反応を中性子源として、数100 keVから400 MeV程度の範囲で高いエネルギー分解能の実験を行っている。最近、鉛スペクトロメータを設置し、核破砕中性子源を導入することによって極めて高い中性子束を実現し、 $^{235}\text{m}\text{U}$ 等希少核種の断面積の測定を行っている⁸⁾。日本においては、京大炉において鉛スペクトロメータを用いてマイナーアクチニドに関する系統的な測定が行われ、JENDL-3の評価に大きく貢献した。これらはいずれも、強力中性子源の威力を示している。

バックグラウンドの抑制に関しては二つのアプローチがあげられる。核分裂の場合はアルファ粒子バックグラウンドと自発核分裂が問題となる。後者に対しては中性子強度の増強が必要であるが、アルファ粒子に対しては核分裂片との阻止能の違いを利用して弁別する方法が挙げられる⁴⁾。また、捕獲反応の場合は、“真”の捕獲の場合にはカスケードによって線間の相関が存在することを利用して線バックグラウンドを除去することの有効性が示されている⁵⁾。従って捕獲に伴う多重線を多重線検出システムで計測し、線の相関に基づいて“真”の事象を選別することができる。これが多重線検出システムを用いたアクチニド捕獲断面積の高精度測定の原理であり、そのための検出器開発が現在進められている⁵⁾。

強力中性子源とこうした検出器システムの組み合わせによってアクチニドのみならず、核変換や宇宙核物理学等で必要とされる不安定核ターゲット核データにも大いに寄与すると考えられる。

4. まとめ

核データと社会との接点である誤差について、現状と今後の課題を概観した。JENDL-3.3において共分散データが提供され、また実験においても誤差を低減するための努力がなされており、その成果を取り入れることによって、誤差の低減ひいては設計マージンの低減やより合理的な安全設計が可能になると期待される。

Table 2 Average ^{238}U neutron cross sections in the energy range 1 keV to 10 keV;
(a) ENDF/B-VI, (b) present evaluation.

Energy Range keV	Capture b		Elastic b	
	(a)	(b)	(a)	(b)
1 - 2	1.87	1.94	21.68	22.25
2 - 3	1.36	1.41	21.57	22.12
3 - 4	1.15	1.20	19.82	20.36
4 - 5	0.88	0.89	14.79	15.03
5 - 6	0.90	0.90	14.20	14.38
6 - 7	0.87	0.88	16.66	16.37
7 - 8	0.68	0.74	13.79	14.07
8 - 9	0.63	0.65	15.03	15.71
9 -10	0.65	0.71	13.07	13.89
1 -10	1.00	1.04	16.73	17.12

参考文献;

- 1) 「核データニュース」No.77(2004)p.31
- 2) 「核データニュース」No.77(2004)p.48,
- 3) 「核データニュース」No.77(2004)p.56
- 4) 「Nuclear Fission and Neutron-induced Fission Cross Section」 A. Michaudon (Ed)
Pergamon Press
- 5) M. Igashira et al.; ND2004, paper No.162
- 6) Tasson - Gotet al: ND2004 Abstract 440, 434
- 7) P. Lisowski: ND2004 Abstract 631
- 8) R. Haight : ND-2004 Abstract 154, 528,