

N 241 71-09

本資料は 年 月 日付けで登録区分、
変更する。

2001. 7. 31

[技術情報室]

原子炉設計に対する核データの 不確かさが持つ意味

IMPLICATIONS OF NUCLEAR DATA UNCERTAINTIES
TO REACTOR DESIGN 全訳

1971年3月

動力炉・核燃料開発事業団

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

ま え が き

高速炉の開発が進展するにつれて、初期に建設が考えられている高速原型炉に対する“保守的な設計”から、将来の商業発電を目指した“より経済性の高い設計”へその開発研究の主眼も移行していくことになる。安全性の許す範囲内でこれらの経済性を高めた設計を行なうためには、安全限界内での設計余裕を最小限に押えるとともに、その安全限界をもより具体的に設定する必要がある。

原子炉設計者の目指すこれらの目標に大きく立ちはだかる問題の1つは設計基礎となる核データの不確かさにある。高速炉の燃料コスト等に大きな影響をおよぼすUやPu同位元素に関しては、従来から精力的な追求がなされているが、開発が進み、高速炉の経済性を実証できるような設計が必要になるにつれて、近年、特に遮蔽設計に対するデータの不確かさの問題が大きく取上げられるようになってきた。

ここに紹介するGREEBLER等による論文“IMPLICATIONS OF NUCLEAR DATA UNCERTAINTIES TO REACTOR DESIGN”においても、これらの情勢を反映してごく近い将来に建設が予定されている原型炉(300 MW(e))と将来の技術的に確立された実用炉(1000 MW(e))とをモデルにして、核データの不確かさと燃料コストの問題が取上げられ、遮蔽設計における不確かさと、コストの関連が炉容器の設計等を通して述べられている。さらに使用済燃料輸送キャスクの遮蔽設計、燃料再処理、製造設備等との関係で中性子源データの不確かさにも言及している。また長期的な燃料サイクルにおける増殖比、倍增時間等の不確かさの影響も明らかにしている。

これらの問題を解決するために米国では、主として微分測定による核データの精度向上を目標としているが、ヨーロッパ諸国の積分実験データによる“統計的データ較正法”と好対照をなすものであろう。個々の問題に対する詳細な検討は巻末の参考文献を参照していただきたい。

1971年3月

高速増殖炉開発本部

金 城 勝 哉
小 林 節 雄

1.	はじめに	1
2.	炉心パラメータに見られる不確かさ	3
2.1	不確かさの現状とその改善のための研究状況	3
2.2	炉物理パラメータにおける不確かさの意味	4
3.	遮蔽と放射線源に関する不確かさ	7
3.1	プラントの遮蔽	7
3.2	燃料処理における中性子源の不確かさ	7
4.	個々のデータの不確かさの効果	9
4.1	現在の不確かさと5年後の目標精度, ならびにその経済的考察	9
4.2	個々のデータ不確かさの評価に関する文献	10

参 考 文 献

原子炉設計に対する核データの不確かさが持つ意味

P. GREEBLER, B. A. HUTCHINS, C. L. COWAN
GENERAL ELECTRIC COMPANY, SUNNYVALE,
CALIFORNIA, U S A

1. はじめに

核データの不確かさは、発電用原子炉系の設計および運転に対して以下に述べるような影響をおよぼす。

(1) 炉心設計や燃料の目標性能に課せられた厳しい限界値に対して、たとえそのためにコストが上昇することになっても十分なマージンを見込まなければならない。

つまり、考えられる最悪なデータに基づいた場合でも、燃料および炉心構成材が許容温度を越えないこと、原子炉の制御および反応度係数に対する要求を満足していること、重力による反応度挿入機構に対する安全反応度限界を越えないことおよび燃料の性能が使用者の要求に合致していることが必要である。

(2) 遮蔽に関しても、そのために、余分な遮蔽材が必要になり、またそれを置くための余分な空間を設けることによるコストの上昇をきたすことになっても、考えられる最悪な遮蔽データに基づいた設計値が安全 side からはずれないようにしなければならない。

この遮蔽設計には、炉容器および1次冷却回路内の構造機器に対する放射線損傷の防禦、およびプラント周辺のすべての人間立入区域に対する生体遮蔽ばかりでなく、リサイクルによる核分裂性物質を利用するために用いられる燃料製造および輸送のための機器の遮蔽も含まれている。

(3) 長期に亘る核燃料物質の需要計画を立てる際には、すべての原子炉システムの燃料費に、核データの不確かさによる高速増殖炉システムの倍增時間の変動を考慮しなければならない。

これらの、データ不確かさの効果は、この論文において、高速炉を対象に詳しく述べられている。高速増殖炉が選ばれた理由としては 1) 世界各国において、新型動力炉として集中的な開発が行なわれている。 2) 核反応を起こすすべてのエネルギー範囲に亘って核データの不確かさによる大きな影響を受ける炉型である。 3) 核データの不確かさによる影響を軽減できるような、過去の運転経験による恩恵を持っていない、ことなどがあげられる。

高速炉の諸特性がデータの不確かさによって大きく変化することは、軽水炉と高速炉の両方について報告されたいくつかの究研によって明らかにされてきた。 Moorhead [1], および

Greebler & Hutchins〔2〕等によって行なわれた初期の高速炉に関する研究では、データの不確かさによって高速炉の計算に大きな不確かさが生ずることが指摘された。1966年に出版されたKinchin〔3〕とSmith〔4〕の論文を比較することにより、軽水炉と高速炉では反応度の計算値に対する評価の精度に3～5倍の相違が示されたが、これは、1つには軽水炉では豊富な運転経験を持っているためである。1967～1968年に出版されたFrench〔5, 6〕, Drake, et al〔7〕, Craven & Perry〔8〕, およびGreebler, et al〔9, 10〕等の論文によって、核データの不確かさによる熱中性子炉および中速中性子炉の燃料費の不確かさは0.05 mill/KW(e)h以下であるのに対して、高速炉では0.15～0.25 mill/KW(e)hにも達することが明らかにされた。データの不確かさが高速炉の物理量におよぼす種々の効果については近年、Kusters, et al〔11〕, Broeders〔12〕, Schmidt〔13〕, Barre & Ravir〔14〕, Gandini, et al〔15〕, およびKallfelz, et al〔16〕等によって研究されてきている。これらの研究結果は、現在の核データの不確かさが、高速炉の解析および設計に重大な影響をおよぼすことをはっきり証拠づけている。遮蔽設計におけるデータの不確かさの重要性は最近Penny〔17〕によって議論されている。

高速炉においては、燃料元素であるPu-239とU-238のデータの不確かさが最も重要な問題である〔2, 4, 10〕。最近まで15KeV以下のPu-239の α 値が最も不確かさの大きなデータであった。世界各地のいくつかの研究所で測定された15KeV以下のPu-239の α 値〔18, 19, 20〕がようやく十分な一致を見たことは、高速炉の計算に用いられる核データに大きな自信をもたらすものであろう。

炉心および燃料性能に直接関係する最も重要なデータの不確かさは依然として残っているが、遮蔽計算に最も重要な中性子除去断面積の不確かさ（特にステンレススチールの構成核種およびNaについて）が、各国の高速炉プログラムにおける原型炉もしくは実証炉のより詳細なプラント設計が進むにつれてその重要性を増してきている。これらの傾向は、最近構造材の中性子による放射線損傷の問題の重要性が認識されてきたことにより〔21, 20〕, より強調されている。高燃焼度のPuを利用した燃料のための製造機器および輸送キャスク等の設計における最近の研究は、高燃焼Pu中で起こる中性子源核種の生成に関連した核断面積データの不備な分野に集中している。

第2節および第3節ではデータの不確かさがいくつか合わさった場合の炉心パラメータおよび遮蔽設計に予想される不確かさ、および原子炉の設計、運転に対するこれらの不確かさの持つ意味について詳述する。第4節では、重要な特性に対するデータの不確かさについて考え、炉心および燃料性能パラメータにおよぼすそれらの個々の効果を検討する。

2. 炉心パラメータに見られる不確かさ

Table Iに二種類の高速炉について炉心の組成と幾何学的形状および、二、三の炉物理パラメータを示す。1つは1000MW(e)の高速炉で、高性能の、十分に開発の進んだ時点における原子炉を代表している。もう一方は300MW(e)の初期に建設が予想される¹⁾原型炉もしくは実証炉の第1炉心として保守的に設計された原子炉の代表例である。保守的な設計とは、冷却材の圧力損失を低減するために燃料ピンのピッチと直径の比が大きくなっている、燃料要素構造材(スチール)のスエリングの許容限界を大きくとっている、燃料のスエリングを調整するために燃料ピン内の軸方向の膨張余裕を大きくとっている、どの単一機構の最大反応度値値に関してもギリギリの限界を伴った第1次、2次の炉停止制御機構に対する厳しい要求、最小のドブラー係数に対する厳しい要求、Naのポイドにより生ずる反応度への制限、等の各要素を含んでいるようなものである。これらの分野における設計の保守性のために燃料の体積割合を減少させあるいは、増殖比を減少させ、燃料装荷量を増加させるような方法により炉心の組成および形状を変化させている。これらの二つの原子炉はデータの不確かさが原子炉の設計および運転におよぼす影響を説明するモデルとして用いられている。

2.1 不確かさの現状とその改善のための研究状況

核データの不確かさによる、二、三の重要な炉物理パラメータの現在の不確かさをTable IIに示す。表中の不確かさの範囲は各々の炉物理パラメータが90%の信頼度でその中に含まれるように決められたものである。不確かさの範囲は、Table Iに示された2つの高速炉ともほとんど同じであるが、その設計に与える影響の度合は2.2で述べるように多少異なっている。

いくつかの炉物理パラメータの現在の不確かさを、1966²⁾年時点での不確かさと比較してTable IIに示してある。また1966年のワシントン会議(2)で推奨された今後5年間のデータ改良目標値を“1971年の目標”として示してある。文献(2)に報告された1966年時点での不確かさと現状を比較してみると原子炉設計に要求されるデータの改

1) “保守性”の度合は各国の設計機関でそれぞれ異なることは当然予想されるが、そのいくつかは、最初の原子炉を将来の大型高速炉プラントに期待している長期間の燃料のふるまいを、実際に模擬するような条件で運転できるように、設計を行なうであろう。

2) 原子炉の核データに関する第1回の国際会議(Oct.17-21, 1966)がパリで開かれ、中性子断面積に関する第1回の会議(Mar.22-24, 1966)がワシントンで開かれた年である。

良に多大の努力をなされたことがわかる。最も重要なデータの改良は15KeV以下のPu-239の α 値である〔18, 19, 20〕。またU-238の $\sigma(n, \gamma)$ に関する二、三の異なった測定〔23, 24, 25〕により、このデータに見られた大きな不確かさが軽減された。さらに、この期間に燃料元素に関する、より深い評価がなされ〔26, 27, 28, 29〕それぞれの不確かさを軽減するとともに、異なったスタンダードによる絶対測定の結果に見られたバラツキを一致させるのに役立っている。

1966年の報告〔2〕で5カ年計画として推奨されたデータの精度についての“1971年の目標”は、1966年時点と現在の不確かさから単に外挿しただけでは全く成功の見込みがないように見える。しかし、重要な核データに関する測定が加速度的なペースで進められている現状からすると、今後2カ年以内に“1971年の目標”が達成できるものと期待される。現在はU-238の $\sigma(n, \gamma)$ データの改良にその重点が置かれている。オークリッジ国立研究所にある新しいORELA-Linac〔30〕はこの核断面積の測定に用いられ、核データ改良のための開発に楽観的な見通しを与える好例として役立っている。

計算モデルの近似による不確かさ（例えば計算コードの限界からくるもの）がさらにTable IIに示した核データによる不確かさに加わる。これらの結合した不確かさを考えると、核分裂プルトニウムの装荷量、増殖比、再生プルトニウム中の中性子レベル等は特に核データの不確かさの寄与が大きくドブラー係数、100%ナトリウムボイド反応度、全制御棒価値、プラントの遮蔽に関連した中性子束および放射能レベル等の不確かさはその $\frac{1}{2}$ 以上が核データの不確かさによるものである。また出力分布に対する寄与は $\frac{1}{2}$ 以下である。

このように、現在のデータの不確かさは、高速炉の経済性と安全性能に直接結びつく上述のパラメータに大きな影響を与えている。

2.2 炉物理パラメータにおける不確かさの意味

十分に開発の進んだ大型高速炉プラントにとって、核データの不確かさに対する主要な考察は、燃料装荷量、増殖比といったような燃料サイクルパラメータに関して、これらの不確かさが持っている最終の効果を検討することにある。これらのパラメータは主として核物質の倍增時間を決定しさらにそれが高速炉の燃料コストばかりでなく、次々に拡大していく経済の中で、別の新しい高速炉に用いられるPu燃料を産出する熱中性子炉の燃料コストにも効果をおよぼす〔31〕。大型高速炉システムの不確かなデータに基づいて考えられている倍增時間の現在の不確かさは、高速炉とそれ以外の炉との間の長期的な balan

スがどのようなものであるか、また、それに関連してウランの必要量がどの様になるかという問への回答を、長期間の燃料コストを検討する場合と同じように困難なものにしている。

データの不確かさが燃料コストにおよぼす影響を説明するために、Table I にあげた 1000MW(e) の高速炉に対して Table II に示したように、増殖比については±0.1、核分裂プルトニウムの装荷量については±8% の不確かさを考えた。これらの不確かさにより倍増時間は 5.8 ~ 11.5 年の巾を持ち燃料コストに ±0.13 mill/KW(e)h の不確かさをもたらした。³⁾ この 0.13 mill/KW(e)h の燃料コストの違いにより、1000MW(e) プラント 1 機を 1 年間運転した場合、運転費に \$900,000 もの違いがでてくる。また、上述の倍増時間の不確かさの巾は、1 機の高速炉による発電所で 1985 年から 2020 年の 35 年間に累積される U₃O₈ の必要量に換算して約 100 万トンもの差となって表われる [32]。

ここ 2、3 年の原型炉あるいは実証炉の設計および運転に対する核データの不確かさの効果は、上で論議した“確立された”高速炉プラントの場合よりも、もっと複雑である。“近い将来”の高速炉プラントはまだ開発段階にあるために、資本費と燃料製造費がかなり高くなるであろう。その結果、データの不確かさによる燃料コストの差異にはこれらのプラントを経済的に競合させるような大きな効力を認めていないようである。主眼は、数多くの要素および物質の使用限界のもとに、信頼性と安全性の保証を得ることに置かれており、これは、初期の運転経験と国家的な高速炉開発プログラムの継続により、次々に得られる情報の恩けいを受けると考えられる、未来の“確立された”高速炉プラントに対しても同様である。これらの“確立された”高速炉プラントに比べて、特に最初の原子炉の目標性能は一般的に控え目である。これは照射によって起こされるステンレスのスエリング、燃料の熱伝導率、物質温度限界、水力の圧力成分、および安全性の見地から厳しさの条件が変わった場合の非定常時の冷却材、燃料のふるまい等に関する因子を含んだ熱水力、機構的性質に存在する不確かさ、および前述の物理パラメータに存在する不確かさに対する許容度を用意するためである。しかしそれでも、なおいくつかの重要な性能目標があり、その中には必ず増殖性の実証と高出力密度の実現が含まれている。

Table I に示した 300MW(e) 高速炉の炉心パラメータは現在の工学的不確かさが許容

3) これらの倍増時間、およびコストの不確かさの評価には、以下の値を用いた：

炉外の Pu 予備を 30%、核分裂 Pu の値段は \$10/g、燃料に関する利息を 10%/年、プラントの負荷率を 80% とした。これらの条件、特に Pu の値段と燃料に対する利息は国によって、また時期によっても大きく変わるものであろう。

できるように目標性能にある程度の妥協があることを示している。1000MW(e)高速炉の設計に比較して燃料の体積割合が低いのは、主としてデータの不確かさに対する許容度を大きくとるために設計変更を行なった結果生じたものである。そのため増殖比を多少低下させ、燃料装荷量を増加させている。燃焼余裕と、起動から全出力運転までの温度変化を制御するための全制御量に見られる不確かさは、全体的な制御棒価値と、1本の制御棒価値に課せられたギリギリの制限条件に見られる不確かさとに結びついており、これらの不確かさが、要求される制御棒の本数を増加させることは重要な問題である。そしてそれが燃料の体積割合を減少させ、増殖比を低下させる一因にもなっている。燃料交換直後の、シム棒が完全に挿入された状態で、冷却材が喪失した場合に、不確かさを考慮した上でも必要なドップラー係数(最大仮想事故時に格納容器が破壊しないという保証がなされるように、エネルギー発生を制限する係数)が得られるように、Table Iの300MW(e)高速炉には、少量の減速材(BeO)が加えられている。これがさらに増殖比を低下させている。300MW(e)高速炉に対する増殖比1.2とは最悪の場合でも1.1を保証し、Table IIに示した不確かさの巾に基づいて高々1.3までは期待できることを示している。

1000MW(e)に比較して、300MW(e)の初期炉心の線出力が低いことにより、燃料装荷量を増加させているが、これは、出力分布に見られる不確かさと同様に燃料の熱的性質の不確かさに対する許容度から生じたものである。設計の支えとして考えられている臨界実験装置によるモックアップ実験が、特に燃料装荷量と制御棒価値に対してTable IIに示したパラメータの不確かさの範囲以下に設計値の精度を向上させ得ることは注目すべきである。このような臨界実験計画を実施することは、それ自身重要なコスト・ファクターであるが、いくつかの原子炉設計機関は、炉心設計パラメータの多くが決定された後の最終的な確証実験のために、これらの臨界実験装置を利用しているにすぎない。

3. 遮蔽と放射線源に関する不確かさ

3.1 プラントの遮蔽

原子炉容器の内側およびその近辺の機器が過度の放射線損傷を受けないように適当な遮蔽体を製作する際の設計余裕の一例として、炉容器での中性子束レベルの不確かさは1デカード程度でよい。この不確かさを考慮した炉容器内の径方向遮蔽体厚さは12 cm増加し、ほぼ同じだけ炉容器の半径を増加させる。また2次冷却ループ中のNaの放射化に関する不確かさが1デカードあると、タンク型原子炉の場合は中間熱交換器の回りにさらに4 cm厚さのB₄C遮蔽を追加しなければならない。同様の余分な遮蔽が300 MW(e)プラントに対して要求されるとすると、(米国内で建設するとして)約100万ドル資本費が上昇する。例としてTable IIに上げた遮蔽分野における不確かさはいくつかの計算結果とベンチマーク実験結果(33)との差によく一致している。しかしながら、このような実験は、特に深い貫通路のために一般の高速炉プラントで考えているよりも、単純な形状、配置になる傾向がある。Table IIに示した核データの不確かさによる遮蔽設計の不確かさは、高速炉プラントに重要な遮蔽データの不確かさに対する系統的な評価が、プラントのsensitiveな場所における放射線レベルの不確かさの効果と結合した形で定量的に行なわれていないために、非常に大ざっぱなものである。

原子炉の設計および運転に要求される遮蔽データはいくつかの重要な反応核種を含んでいる[17]。deep Penetrationの計算のためにKeV ~ MeVにおける全断面積と非弾性散乱断面積の角度分布が要求される。さらに中性子スペクトルを正確に求めるために非弾性散乱に対する励起準位が要求される。また中性子捕獲およびそれに続く非弾性散乱による γ 線の生成が遮蔽計算には同様に必要とされる。熱中性の捕獲スペクトルと共鳴スペクトルとの差異が重要視され、すべての入射中性子エネルギーに対する捕獲 γ 線スペクトルを知るべきであるとの認識が高まってきている。

3.2 燃料処理における中性子源の不確かさ

リサイクルされたプルトニウム中の中性子源レベルのファクター5の不確かさ(Table II参照)は燃料製造および使用済燃料輸送の際の遮蔽設計の不確かさに関与している。燃料製造コストは中性子遮蔽の要求に大きく作用される。なぜならば、このような要求は燃料製造工程における種々のハンドリング運転に必要な各機構に複雑な影響を及ぼすからである。Pu-236, Pu-238の蓄積を引起こす反応に関する核データの不確かさは、製造プラントの遮蔽設計に用いられる中性子源データの精度改善に関して最も重要な量である。

また Cm-242, Cm-244 の蓄積を引起す反応に関する核データの不確かさは、使用済燃料輸送容器の遮蔽設計に用いられる中性子源データの精度改善に最も重要なものである。(後者の問題はプルトニウム燃料の高速炉系だけでなくウラニウム燃料の熱中性子炉でも高いバーンアップまで燃焼させた燃料要素については重要である。)

Pu-236, Pu-238, Cm-242, Cm-244 を形成する反応系列を Fig. I に示す。Snyder [36] は熱中性子炉に関してデータの要求精度を評価し、現在のデータの不確かさを示した。プルトニウム燃料の高速炉においては Pu-236, Pu-238 の蓄積はほとんど U-238 の $n, 2n$ 反応によって起こる。また Cm-242, Cm-244 の蓄積は高位の Pu 同位元素の照射と崩壊によって起こり、従って燃料の同位元素割合に大きく左右される。(Table I の脚注 (a)(b) には高速炉から出てくる Pu 燃料に対して、軽水炉からでてくるだけ高い Pu-241, Pu-242 を含んだ Pu 燃料の組成割合を示してある。)

上述の反応系列において最も決定的なデータ不確かさを持つものは U-238 の $n, 2n$ 反応であり、Np-237, Am-241, Am-243 について Fig. I に示した各反応である。中性子源の同位体割合を決定するために必要なデータのほとんどは、核モデルの研究、積分実験、および非常にわずかではあるが、低エネルギーでの微分測定に基づいている。

従って現在のデータの不確かさは非常に大きく、中性子源レベルに対する不確かさはファクター 5 ほどもある。

4. 個々のデータの不確かさの効果

4.1 現在の不確かさと5年後の目標精度、ならびにその経済的考察

Table III には1000 MWe 高速炉 (Table I 参照) の増殖比および核分裂燃料装荷量におよぼす、Pu-239とU-238の現在のデータ不確かさによる効果を示してある。他のPu同位元素や、F.P., Na, SS 等による同様の効果はTable IVに示してある。300 MW(e)高速炉における不確かさの範囲はTable IIIおよびIVにあげた1000 MW(e)高速炉の場合とほぼ同じである。Table III, IVに示したデータ不確かさの評価値は、90%の信頼度を持つものである。Table Vには、それぞれの場合について、推奨されたデータの目標精度を示してある。これらの目標精度は、1000 MW(e)クラスの實用炉が、1980年代のある時期に運転に入れるように建設を行なうために、精力的な設計がなされると期待してよいならば、1975年以前に達成されるであろう。

燃料コストの不確かさは核分裂Puの装荷量よりも増殖比の不確かさによる影響が大きい。脚注(3)にあげた条件による燃料コストの想定に対しては、増殖比0.01の変化に対して、燃料コストが0.01 mill/KW(e)h変動するという大ざっぱな評価は妥当なものである。また、Pu装荷量の1%の変化に対して燃料コストが0.004 mill/KW(e)h変動するということは同様の想定⁴⁾による大ざっぱな評価である。100 Kev以下のU-238の $\sigma(n, r)$ の不確かさが増殖比の不確かさに最も大きな影響を及ぼしており、Pu装荷量については20~300 KevのPu-239の $\sigma(n, f)$ による寄与が最も大きい。また、Pu-239の $\alpha, \bar{\nu}$ 分裂スペクトルの平均エネルギー $\overline{E \times (E)}$ 、U-238の $\sigma(n, n')$ 、 $\sigma(n, f)$ 、Pu-240の $\sigma(n, r)$ 、 $\sigma(n, f)$ 、Pu-241の $\sigma(n, f)$ およびステンレス、F.P.の $\sigma(n, r)$ が同様に高速炉パラメータの計算精度に重要な影響を持つ核種である。

Table Vには90%の信頼度による現在のデータ不確かさの範囲と、今後5年間の推奨目標精度を示してある。これらの不確かさ、目標精度に対応する燃料コストの変動巾が同様に示されている。燃料コストの不確かさを、0.01 mill/KW(e)h程度以下におさえるためには、U-238とPu-239のデータの不確かさを3%かそれ以下に押えなければならない。Pu-239の $\bar{\nu}$ は0.5%以下の不確かさに改善すべきである。一方、他の燃

4) Table Iに示した1000 MW(e)高速炉の倍增時間は、燃料装荷量および増殖比の微小変動に対して、ほぼ次のような関係で変化する： $\delta(\text{年}) = 8.5 [0.01 \delta(\text{燃料装荷量}) - 2.5 \delta(\text{増殖比})]$

料元素や構造材の不確かさは同様のコスト変動に関して10%程度まで許容できる。現在の総合された核データの不確かさによる燃料コストの不確かさが0.13 mill/KW(e)hである。今後5年間にこの目標精度に到達するためには重要なU-238とPu-239のデータのより高い精度の測定を得る努力がなされなければならない。

4.2 個々のデータ不確かさの評価に関する文献

1968年の“中性子断面積に関する会議”〔10〕で決定されたデータ不確かさの範囲が現在の評価された不確かさのベースとして用いられている。1967年以来行なわれてきたデータの測定および以下に示すような測定によって、これらの不確かさの範囲を修正するための努力がなされている。また、総括的なデータの評価がこれらの不確かさを減少させるのに貢献している。

1968年以来、20 Kev以下のPu-239の α が最も大きく改善された核種としてランクされている。この改善はGwin〔18〕, Ozirr & Lindsey〔19〕, および最近のU.Kの測定結果〔20〕によるところが大きい。Evatt & Hutchins〔37〕による単一レベルの統計的共鳴パラメータの解析により単一パラメータの計算値と測定データにかなりのよい一致がみられた。

Pu-239の核分裂断面積の測定は、James & Patric〔27〕, Shunk〔38〕, Gwin〔18〕, Gilboy & Knoll〔39〕, Ryabov〔40〕, White & Warner〔41〕, およびLetho〔42〕等によって報告されている。これらの測定のほとんどはPu-239の $\sigma(n, f)$ とU-235の $\sigma(n, f)$ の比として報告されている。Davey〔26〕, Hart〔28〕, およびGrenn〔43〕等は、この比をPu-239とU-235の分裂断面積の測定間の矛盾のない規格化のために用いている。

U-238の $\sigma(n, r)$ の特に1~500 Kevにおける測定結果に対して、重要な注意が出されている。報告された測定の中には、Moxon〔23〕, およびMenlove & Poenitz〔24〕のデータを含んでおり、両者ともMacklin〔44〕等による初期の測定結果よりも低い値になっている。低エネルギー領域における“Petrel bomb”の結果はGlass〔25〕等によって報告されている。Davey〔29〕によって行なわれたU-238の $\sigma(n, r)$ の詳細な評価により、“絶対測定”の間に存在する基本的な不一致を明らかにした。

U-238の $\sigma(n, n')$ の不確かさはA.B. Smith〔45〕による最近の第一段階の結果およびBarnard〔46〕等による初期の結果に基づいている。

U-238, Pu-240, Pu-241の核分裂断面積に対する不確かさの範囲は1968に与えられているようにほとんど同じである。測定結果はStein〔47〕, White & Warner

[41], および Byers [48] 等によって報告されているが断面積の不確かさを減少させるような測定手段を持っていない。

ステンレスの $\sigma(n, r)$ の不確かさは Barnard [49], Cierjacks [50], および Carlson [51], 等による高分解能の全断面積および散乱断面積の測定により縮小されている。

熱中性子領域における $\bar{\nu}$ の不確かさは小さいが 500 Kev までのエネルギー依存の値は U-235 に対する Meadons [52], および Kuzentsov [53] の測定によれば, 依然として不確かさがかなり大きい。分裂中性子スペクトルの不確かさは, Grundl [54], および McElroy [55] 等のフォイルを用いた測定によりいくらか大きくなっており, U-235 に対してはよりハードであることを示している。

本論文で説明した誤差は Table III および IV に示したように (データの誤差が) それぞれのエネルギー範囲にわたって, 単一の量として, 関係した場合だけの値である。原子炉パラメータに対する共鳴パラメータの効果は取り上げられていないが, この効果はそれほど重要ではないであろうと考えられる。

最後に, Table V で 1975 年の目標精度として選ばれた値は, 楽観的過ぎるように見えるかも知れない。これらの目標が今後 5 年間に実現され, 楽観的な態度が正当化されるという見込みには二つの理由がある。第一には, 多くの実験機関における測定プログラムは原子炉業界の要求を直接に指向しており, またデータの評価技術も進歩しつつある。第二に "絶対測定" に見られる根本的な差異がはっきりしてきた [29] ことである。このことにより多くの実験差が理解され, 今後 5 年間に取除かれるのであろう。絶対測定におけるこれらの差の除去は, Table V に示した測定目標を達成するための重要なカギとなっている。

TABLE I. TYPICAL DESIGN PARAMETERS FOR EARLY 300 MW(e) AND MATURE
1000 MW(e) LIQUID METAL FAST BREEDER REACTOR CORES

Parameter	300 MW(e) ^(a)	1000 MW(e) ^(b)
Core Height/Diam. (metre)	.76/2.0 ^(c)	7.6/2.5 ^(c)
Fuel (vol.% PuO ₂ -UO ₂)	33	47
Steel/Sodium/BeO/B ₄ C (vol.%)	23/41/2/1	15/37/0/1
Core Fuel Burnup (MW(t)-d-t ⁻¹)	50,000	100,000
Core Avg. Fuel Linear Power (W/cm)	230	315
Core Peak-to-Avg. Power Density (a)	1.6	1.6
²³⁹ Pu + ²⁴¹ Pu in Reactor (Kg)	1050	2300
Breeding Ratio	1.2	1.4
Doubling Time (year)	30	8
Doppler Effect—Sodium In (T dk/dT)	-.0060	-.0060
Doppler Effect—Sodium Out (T dk/dT)	-.0040	-.0037
Total Sodium Void Reactivity (\$)	0	22
Single-Element Sodium Void Reac. (\$)	.04	.06
Total Shim Control Rod Reactivity (\$)	15	7
Fluence at Core Center (nvt > 1 MeV)	25 × 10 ²²	7 × 10 ²²
In Spent Fuel Element (nvt Total)	25 × 10 ²³	7 × 10 ²³

- (a) 各パラメータは燃料交換までの6カ月の中途、炉心平均燃焼度25,000MWd/tにおける第1炉心に対するものである。新燃料のPu組成は239/240/241/242についてそれぞれ59/26/12/3で、これは軽水炉からの取出し燃料に相当する。
- (b) 各パラメータは燃料交換までの1年間の中途、炉心平均燃焼度50,000MWd/tの平衡サイクルに対するものである。新燃料のPu組成は72/22/4/2で、高速炉からのリサイクルPuに相当している。
- (c) ブランケット厚さは0.4mで軸方向ブランケット体積の組成は炉心と同じで、径方向の組成は燃料50%、ステンレス20%、ナトリウム30%である。なおブランケット燃料には劣化ウランを使用している。
- (d) 二領域炉心(外炉心のPu富化度が高い)の径方向出力ピーキング、軸方向出力ピーキング、および制御棒の微小変動や炉心の同一領域における異なった燃料棒間のバーンアップにおける変動による局所的ピーキングを含んでいる。

TABLE II. UNCERTAINTY RANGES IN PREDICTED PHYSICS PARAMETERS OF FAST BREEDER POWER REACTORS DUE TO NUCLEAR DATA UNCERTAINTIES

Parameters	Uncertainty Range		
	Present ^(a)	1966 ^(b)	1971 Goals ^(b)
$^{239} + ^{241}\text{Pu}$ Inventory in Reactor (±%)	8	10	3
Breeding Ratio (±)	.10	.13	.05
Doppler Coefficient (±%)	20	30	10
Total Sodium Void Reactivity (±%)	20	23	15
Control Rod Reactivity Worth (±%)	15		
Peak-to-Avg. Core Power Density (±%)	5		
Total Neutron Flux at Reactor Vessel	1/3 to 3 ^(c)		
^{24}Na Radiation Level in Secondary Coolant Circuit	1/10 to 10 ^(c)		
Neutron Source Level of Recycled Pu	1/5 to 5		

(a) 増殖比, 燃料装荷料および燃料コストに対する不確かさの個々のデータによる寄与は TABLE III, IV, Vを参照のこと。

(b) "1966年"の不確かさは参考文献〔9, 10〕のデータ不確かさの範囲から評価されたものである。これらの値は, 1966年のワシントン会議〔2〕で用いられたデータの不確かさとエネルギー範囲0.1~100 Kevのデータについてのみ考察された点を除いては, ほとんど同じである。"1971年の目標"は文献〔2〕のTable 13と(そのTableの脚注により100 Kev以上のエネルギーに対する $\bar{\nu}$ のデータ不確かさを修正したものであるが,) ほとんど一致している。この修正は文献〔9, 10〕に報告されている感度解析の結果に基づいており, これにより上記の中性子エネルギー範囲100 ev~100 Kevにおける物理パラメータの現在の不確かさの2/3がひきだされている。

(c) 除去断面積の±20%の不確かさに基づいている。

TABLE III. EFFECTS OF ^{238}U AND ^{239}Pu UNCERTAINTIES ON PREDICTED VALUES OF BREEDING RATIO AND FISSILE Pu INVENTORY

Data Uncertainty	Incident Neutron Energy	Uncertainty Range($\pm\%$) ^(a)	Breeding Ratio(\pm)	Fissile Pu Inventory($\pm\%$)
$^{238}\text{U } \sigma (n, r)$	1 to 100 keV	10	.060 ^(b)	2.5 ^(b)
	> 100 keV	10	.015 ^(b)	0.6 ^(b)
$^{238}\text{U } \sigma (n, n')$.1 to 1 MeV	15	.005	0.3
	> 1 MeV	20	.015	1.0
$^{238}\text{U } \sigma (n, f)$	> 1 MeV	6	.010	0.7
$^{238}\text{U } \bar{\nu}$	> 1 MeV	3	.005	0.5
$^{239}\text{Pu } \sigma (n, f)$.1 to 20 keV	10	.003	1.5
	20 to 300 keV	10	.015	5.5
	> 300 keV	6	.004	1.5
$^{239}\text{Pu } \sigma (n, r)$.2 to 20 keV	20	.020	1.0
	20 to 80 keV	20	.015	0.8
	> 80 keV	20	.002	0.1
$^{239}\text{Pu } \bar{\nu}$	> 0.1 keV	2	.040	3.0
$^{239}\text{Pu } \overline{E^x(E)}$	> 0.1 keV	10	.025	2.0
$^{239}\text{Pu } \sigma (n, n')$	> 10 keV	40	.005	0.3

(a) 各エネルギー範囲に対して単一値として表示されている不確かさの範囲は、ほぼ90%の信頼度を持つものであり、これは、その領域における反応率のエネルギー依存性ならびに、測定データの不確かさを考慮したものである。

(b) U-238, および他の親物質 (Pu-240 等) の $\sigma (n, r)$ の不確かさは、増殖比と燃料装荷量に対しては逆の燃料コスト効果を持っている。例えば、U-238 の $\sigma (n, r)$ が高いほど増殖比、燃料装荷量とも高くなる。しかしながら、増殖比に関する効果は、燃料コスト、倍增時間の両方に対して優勢である。Table III, IV に上げられた他の核種の増殖比と燃料装荷量に関する不確かさは、燃料コスト及び倍增時間に関して同一方向への効果を持っている。

TABLE IV. EFFECTS OF UNCERTAINTIES IN FISSION AND RADIATIVE CAPTURE CROSS SECTIONS OF HIGHER Pu ISOTOPES, FISSION PRODUCTS, SODIUM AND STEEL ON PREDICTED VALUES OF BREEDING RATIO AND FISSILE Pu INVENTORY

Data Uncertainty	Incident Neutron Energy	Uncertainty Range ($\pm\%$) ^(a)	Breeding Ratio (\pm)	Fissile Inventory ($\pm\%$)
²⁴⁰ Pu σ (n, γ)	0.1 to 100 keV	30	.005 ^(b)	0.3 ^(b)
	> 100 keV	40	.001 ^(b)	0.1 ^(b)
²⁴⁰ Pu σ (n, f)	1 to 300 keV	30	.003	0.2
	> 300 keV	15	.003	0.2
²⁴¹ Pu σ (n, f)	> 0.1 keV	25	.003	1.0
²⁴¹ Pu σ (n, γ)	> 0.1 keV	40	.002	0.1
Fission Products σ (n, γ)	> 0.1 keV	40	.030	2.0
Sodium σ (n, γ)	0.1 to 10 keV	30	.003	0.2
	> 10 keV	50	.001	~0
Steel σ (n, γ)	< 0.1 MeV	25	.025	1.0
	> 0.1 MeV	35	.010	0.5
Steel σ (n, n')	> 0.8 MeV	15	.005	0.3

(a) See footnote (a) of Table III.

(b) See footnote (b) of Table III.

TABLE V. CURRENT DATA UNCERTAINTIES AND RECOMMENDED ACCURACY GOALS FOR
1975

Data Type and Incident Neutron Energy Range	Uncertainty ($\pm\%$) ^(a)		Cost Uncertainty (\pm mill/KW(e)h) ^(b)	
	Present ^(c)	1975 Goal	Present	1975 Goal
^{238}U σ (n, γ) 100 eV to 1 MeV	10	2	.065	.013
^{238}U σ (n, f) 1 to 10 MeV	6	3	.013	.006
^{238}U σ (n, n') 100 keV to 10 MeV	20	5	.025	.008
^{239}Pu σ (n, γ) 0.1 to 500 keV	20	3	.045	.007
^{239}Pu σ (n, f) 0.1 keV to 10 MeV	10	2	.034	.007
^{239}Pu $\bar{\nu}$ > 0.1 keV	2	0.5	.050	.013
^{239}Pu $\overline{\text{Ex}}(\text{E})$ > 0.1 keV	10	2	.033	.006
^{240}Pu σ (n, f) > 1 keV	20	10	.008	.004
^{240}Pu σ (n, γ) 0.1 keV to 1 MeV	30	10	.004	.001
^{241}Pu σ (n, f) > 0.1 keV	25	10	.007	.003
Fiss. Prod. σ (n, γ) > 0.1 keV	40	10	.038	.010
Fe, Ni, Cr σ (n, γ) > 0.1 keV	30	10	.041	.010
Combined Data Uncertainties			0.13 ^(d)	0.03 ^(d)

(a) それぞれ独立に示されたデータの不確かさは、表示されている全エネルギー範囲に関したものと仮定されている。

(b) 1000 MW(e) 高速炉については、脚注(3)のコスト方式に基づいて、90%信頼度のデータ不確かさによるものである。

(c) Table III, IV に示された値に関して90%の信頼度で評価されたものである。

(d) 個々のデータ不確かさの効果を統計的に結合したものである。(脚注(a), (b)に述べられたデータ不確かさの相関に対する仮定はそれぞれ、非観的、楽観的すぎるものであり、結合された値は希望的に正当な相関効果を与えている)

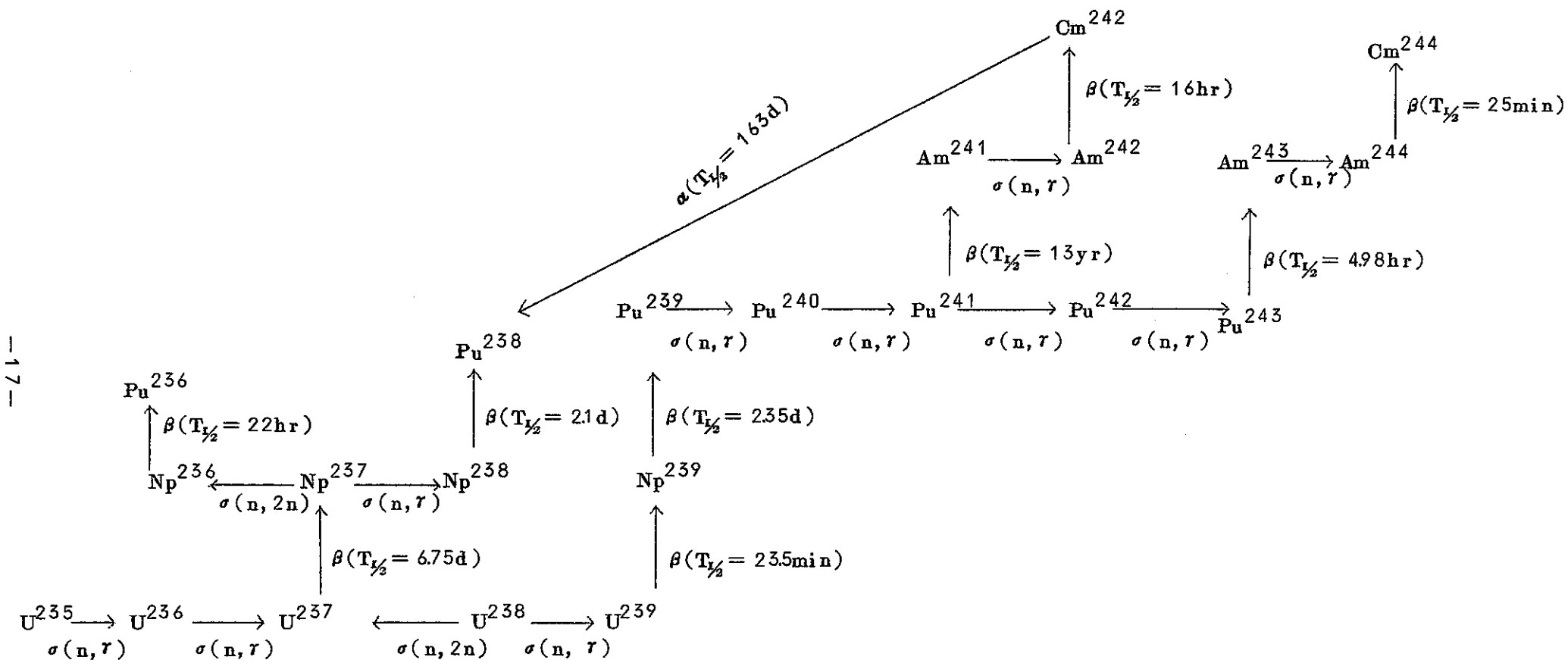


FIGURE 1. NUCLEAR REACTION SEQUENCES IN PU-U FUEL FOR FORMATION OF NEUTRON SOURCE ISOTOPES

REFERENCES

1. MOORHEAD, T.P., "The Effects of Errors in Cross Section Data on Calculations for a Large Dilute Fast Reactor", Conference on Physics of Fast and Intermediate Reactors, II, IAEA, Vienna (1962).
2. GREEBLER, P., HUTCHINS, B.A., "User Requirements for Cross Sections in the Energy Range from 100 eV to 100 keV", Conference on Neutron Cross Section Technology, Washington, D.C., March 22-24 (1966).
3. KINCHIN, G.H., "Nuclear Data Requirements for Thermal Reactor Design and Operation", Conference on Nuclear Data for Reactors, Paris, October 17-21 (1966).
4. SMITH, R.D., "Nuclear Data Requirements for Fast Reactor Design and Operation", Conference on Nuclear Data for Reactors, Paris, October 17-21 (1966).
5. FRENCH, R.J., "Use of Neutron Data in Thermal Reactor Power Plant Design", 1967 Winter Meeting of American Nuclear Society, Chicago, November 5-9 (1967).
6. FRENCH, R.J., "Use of Neutron Data in Thermal Reactor Power Plant Design", Conference on Neutron Cross Section Technology, Washington, D.C., March 4-7 (1968).
7. DRAKE, M.K., STEWART, H.B., TAYLOR, R.C., "The Effects of Cross Section Uncertainties in the HTGR", 1967 Winter Meeting of American Nuclear Society, Chicago, November 5-9 (1967).
8. CRAVEN, C.W., Jr., PERRY, A.M., "Sensitivity of Molten-Salt Breeder Reactor Economics to Uncertainties in Basic Nuclear Data", 1967 Winter Meeting of American Nuclear Society, Chicago, November 5-9 (1967).
9. GREEBLER, P., "Sensitivity of Fast Reactor Economics to Uncertainties in Nuclear Data", 1967 Winter Meeting of American Nuclear Society, Chicago, November 5-9 (1967).
10. GREEBLER, P., HUTCHINS, B.A., WOLFE, B., "Significance of Neutron Data to Fast Reactor Power Plant Design", Conference on Neutron Cross Section Technology, Washington, D.C., March 4-7 (1968).
11. KÜSTERS, H., SCHMIDT, J.J., BROEDERS, C.H.M., EISEMANN, E., METZENROTH, M., SCHROETER, K.E., THIEM, D., "Analysis of Fast Critical Assemblies and Large Fast Power Reactors with Group Constant Sets Recently Evaluated at Karlsruhe", KFK 793, Kernforschungszentrum, Karlsruhe, November (1968).
12. BROEDERS, C.H.M., "The Influence of Nuclear Data Uncertainties on Properties of Critical Assemblies", KFK 939, Kernforschungszentrum, Karlsruhe, January (1969).

13. SCHMIDT, J.J., "Current State of Physical Knowledge of the Most Important Reactor Data", KFK 966, Kernforschungszentrum, Karlsruhe, April (1969).
14. BARRE, J.Y., RAVIER, J., "Inaccuracies in the Characteristic Parameters of a Fast Power Reactor Due to the Prevailing Uncertainties in the Basic Neutron Data", Symposium on Fast Reactor Physics, Karlsruhe, October 30-November 3 (1967).
15. GANDINI, A., SALVATORES, M., DAL BANO, I., "Sensitivity Study of Fast Reactors Using Generalized Perturbation Techniques", Symposium on Fast Reactor Physics, Karlsruhe, October 30-November 3 (1967).
16. KALLFELZ, J.M., ZOLOTAR, B.A., SEHGAL, B.R., "Modifications to Fissile Element Cross Sections, and their Influence on Calculated Fast Reactor Parameters", Personal Communication, W.B. Loewenstein to P. Greebler, Argonne National Laboratory, December (1969).
17. PENNY, S.K., "The Thrust of Cross Section Data Requirements for Reactor Shielding Calculations", 1969 Winter Meeting of American Nuclear Society, San Francisco, November 30-December 4 (1969).
18. GWIN, R., WESTON, L.W., deSAUSSURE, G., INGLE, R.W., TODD, J.H., GILLESPIE, F.E., HOCKENBURY, R.W., BLOCK, R.C., "Measurements of the Neutron Fission and Absorption Cross Section of ^{239}Pu Over the Energy Region 0.02 to 30 keV", Oak Ridge National Laboratory, October 7 (1969).
19. CZIRR, J.B., LINDSEY, J.S., "A Measurement of the Capture to Fission Ratios for Pu-239", UCRL-72080, Lawrence Radiation Laboratory, Livermore, California, November (1969).
20. SOWERBY, M.G. and SCHOMBERG, M.G., private communication from M.G. Schomberg, of U.K., to R. Gwin, of ORNL. Values reported on Figure 4 of Reference 18.
21. CAWTHORNE, C., FULTON, E.J., "Voids in Irradiated Stainless Steel", Nature, Vol. 216, p. 575, November 11 (1967).
22. LAURITZEN, T., WOLFF, U.E., WITHOP, A., "Swelling of Austenitic Stainless Steels", GEAP-13536, General Electric Co. (to be published).
23. MOXON, M.C., "The Measurement of Average Neutron Capture Cross Sections in the Mass Region Above 100", Thesis Presented for Degree of M.Sc. to London University, Unpublished (1968).
24. MENLOVE, H.O. and POENITZ, W.P., "Absolute Radiative Capture Cross Section for Fast Neutrons in ^{238}U ", Nuc. Sci. & Engng., 33, 24 (1968).
25. GLASS, N.W., SCHELBERG, A.D., TATRO, L.D., WARREN, J.H., " ^{238}U Neutron Capture Results from Bomb Source Neutrons", Conference on Neutron Cross Section Technology, Washington, D.C., March 4-7 (1968).

26. DAVEY, W.G., "Selected Cross Sections for ^{232}Th , ^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu and ^{242}Pu ", Nuclear Science and Engineering, 32, p. 35-45, April (1968).
27. JAMES, G.D., PATRICK, B.H., "Evaluation of the ^{239}Pu Fission Cross Section in the Energy Range 1 keV to 100 keV", AERE-M2065 (Amended), AERE Harwell, October (1968).
28. HART, W., "Revised Fission Cross Section Evaluations for the Energy Range 1 keV to 15 MeV", AHSB(S)R169, AERE Risley, (1969).
29. DAVEY, W.G., "An Analysis of the Capture Cross Section of ^{238}U Between 1 keV and 15 MeV", Nuc. Sci. & Engng., 39, 337-360, March (1970).
30. PERING, N.C., LEWIS, T.A., "Performance of 140 MeV High Current Short Pulse Linac at ORNL", Proc. of Particle Accelerator Conference, Washington, D.C., March 5-7 (1969).
31. MURPHY, P.M., "The Influence of Plutonium on the Design of Advanced Reactors", Twelfth Annual Meeting of American Nuclear Society, Denver, Colorado, June 20-23 (1966).
32. DIETRICH, R.J., "Uranium Requirements for Nuclear Power", Nuclear News, Vol. 10, No. 9, September (1967).
33. CRAMER, S.N., CAIN, V.R., STRAKER, E.A., "Monte Carlo Graphite Benchmark Calculations Using S_n Adjoint Biasing", 1969 Winter Meeting of the American Nuclear Society, San Francisco, November 30-December 4 (1969).
34. ZIMMERMANN, H., "Dose Rate of Reprocessed Na-1 Breeder Fuel", EURFNR-385, Kernforschungszentrum, Karlsruhe, July (1967).
35. BAILEY, H.S., EVATT, R.N., RUIZ, C.P., GYOREY, G.B., "Neutron Shielding Problems in High Burnup Thermal Reactor Fuel Shipping", 1969 Winter Meeting of American Nuclear Society, San Francisco, November 30-December 4 (1969).
36. SNYDER, T.M., "Future Cross Section Needs of the Nuclear Power Industry", Conference on Neutron Cross Section Technology, Washington, D.C., March 22-24 (1966).
37. EVATT, R.N., HUTCHINS, B.A., "Derivation of ^{239}Pu Resonance Parameters from Correlation of Experimental Data", 1969 Annual Meeting of American Nuclear Society, Seattle, June (1969).
38. SHUNK, E.R., BROWN, W.K., LaBAUVE, R., "Fission Cross Sections from Petrel", LA-3586, Los Alamos Scientific Laboratory, December (1966).
39. GILBOY, W.B. and KNOLL, G., "The Fission Cross Sections of Some Plutonium Isotopes in the Neutron Energy Range 5 to 150 keV", KFK 450, Kernforschungszentrum, Karlsruhe (1966).

40. RYABOV, Y.V., et al, "Measurement of the Radiative Capture and Fission Cross Section Ratios for ^{235}U and ^{239}Pu in Resonance-Neutron Energy Region", Atomnaya Energiya, 24, 4 (1968).
41. WHITE, P.H. and WARNER, G.P., "The Fission Cross Sections of ^{233}U , ^{234}U , ^{236}U , ^{238}U and ^{237}Np , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , Relative to that of ^{235}U for Neutrons in the Energy Range 1 to 14 MeV", Journal of Nuclear Energy, 21, 671 (1967).
42. LEHTO, W.K., "Fission Cross Section Ratio Measurements of ^{239}Pu and ^{235}U to ^{235}U from 0.24 to 24 keV", Nuclear Science and Engineering, 32, 361-367, March (1970).
43. GREENE, N.M., LUCIUS, J.L., CRAVEN, C.W., Jr., "An Evaluation and Compilation of the Fission and Capture Cross Sections of ^{239}Pu in the Energy Range 25 keV - 15 MeV", ORNL-TM-2797, Oak Ridge National Laboratory, January (1970).
44. MACKLIN, R.L., PASMA, P.J., GIBBONS, J.H., "Resonance Neutron Capture and Transmission in Sulphur, Iron and Lead", Phys. Rev., 136, B695 (1964).
45. SMITH, A.B., Argonne National Laboratory, Personal communication, B.A. Zolotar, of ANL, with B.A. Hutchins, of GE, November (1969).
46. BARNARD, E., FERGUSON, A.T.G., McMURRAY, W.R., van HEERDEN, I.J., "Scattering of Fast Neutrons by ^{238}U ", International Conference on Study of Nuclear Structure with Neutrons, Antwert, EANDC-50-S, P/26 (1965).
47. STEIN, W.E., SMITH, R.K., SMITH, H.L., "Relative Fission Cross Sections of ^{236}U , ^{238}U , ^{237}Np , and ^{238}U ", Conference on Neutron Cross Section Technology, Washington, D.C., March 4-7 (1968).
48. BYERS, D.H., et al, "Fission Cross Sections from Petrel", LA-3586, Los Alamos Scientific Laboratory (1966).
49. BARNARD, E., DeVILLTERS, J.A.M., ENGELBRECHT, C.A., REITMAN, D., SMITH, A.B., "High Resolution Fast Neutron Cross Section of Iron", PEL 180, Pelindaba, Pretoria, July (1968).
50. CIERJACKS, S., FONTE, P., KOPSCH, D., KROPP, L., NEBE, J., UNSELD, H., "High Resolution Total Neutron Cross Sections Between 0.5 - 30 MeV", KFK 1000, Lernforschungszentrum, Karlsruhe, June (1968).
51. CARLSON, A.D., CERBONE, R.J., WILLOUGHBY, D.F., "Measurement of Neutron Penetration Standards. Volumn III. High Resolution Measurements of the Total Neutron Cross Sections of Nitrogen and Iron", GA-9149 (Vol. 2), Gulf General Atomic, Inc., March 27 (1969).
52. MEADOWS, J.W., WHALEN, J.F., "Energy Dependence of $\bar{\nu}$ for Neutron-Induced Fission of ^{235}U Below 1.0 MeV", Journal of Nuclear Energy, 21, p. 157, February (1967).

53. KUZNETSOV, V.F., SMIRENKIN, G.N., "The Average Number of Neutrons in the Fission of ^{233}U and ^{235}U by 0.08 - 1 MeV Neutrons", Atomnaya Energiya, 22, p. 401, May (1967).
54. GRUNDL, J.A., "A Study of Fission Neutron Spectra with High Energy Activation Detectors, Part II: Fission Spectra", Nuclear Science and Engineering, 31, 191-206, February (1968).
55. McELROY, W.N., "Implications of Recent Fission-Averaged Cross Section Measurements", Nuclear Science and Engineering, 36, 109-113, April (1969).