
第12章

広がる応用

1. はじめに
 2. 原子炉物理の応用
 3. 知識基盤としての原子炉物理
 4. 教養としての原子炉物理
 5. より専門的な原子炉物理
 6. まとめ
-

〔この章のポイント〕

原子炉物理は、核分裂の連鎖反応という原子力エネルギーの根幹をなす物理現象を把握し制御するための学問である。しかし、原子炉物理は、原子炉の設計や解析のみに活用されているわけではなく、臨界安全・再処理・核不拡散・医療など非常に幅広い分野でも活用されている。

従って、原子炉物理は、原子力工学を学ぶものにとっては必須・不可欠の知的基盤であり、本教科書がその基盤を築くための一助になれば望外の喜びである。

第12章 広がる応用

12.1 はじめに

第1章から第9章においては、原子核・断面積・中性子束などからはじまり、核分裂の連鎖反応、中性子束の空間分布、エネルギー分布、実効増倍率などの基礎的な概念を学んだ後、動特性や反応度フィードバック効果といった短期的な原子炉の振る舞い、燃料の燃焼など長期にわたる原子炉の変化などについて説明を行ってきた。第10章では原子炉物理学のもっとも大きな応用である原子炉の設計について概要を説明し、第9章までに学んだ基礎的な知識がどのように役立てられているのかを見てきた。また、第11章では、原子炉物理の進歩と切り離せない臨界実験を実施し、その結果を考察する上で、原子炉物理がどのように活用されているかを議論した。

以下では、原子炉物理が原子力工学のさまざまな分野で知識基盤として用いられていることを示し、原子炉物理が原子力工学を学ぶものにとって必須の知識であることを述べる。

12.2 原子炉物理の応用

12.2.1 臨界安全と原子炉物理

原子炉の設計においては、いかに効率よく連鎖反応を維持するかに注意が払われる。言い換えると出来るだけ少ない量の核燃料物質を用いて、これを効率よく核分裂されることにより、効率的な原子炉ができあがる。そのため、原子炉物理では、連鎖反応を持続させるための条件について詳細に学ぶ。本教科書においては、第3章および第5章で連鎖反応を持続するための条件について述べた。少ない核燃料物質を用いて連鎖反応を効率的に持続させるためには、

- (1) 巨視的核分裂断面積の大きな燃料を用いる
- (2) 核分裂断面積は低（熱）エネルギー領域において大きくなるため、減速材と燃料の割合を適切に設定し、中性子を十分に減速する
- (3) 中性子を吸収する物質をできるだけ少なくする
- (4) 体系からの中性子の漏えいを少なくする

等のことが重要となる。

さて、核燃料物質を取り扱う上で最も注意しなければならないのが、意図していない核分裂連鎖反応の持続による臨界事故である。このような事故の一例として第1章、第5章においてJCOの臨界事故について概要を紹介した。

臨界事故を防ぐためには、あたりまえのことではあるが、核分裂による連鎖反応を持続させないことが必要である。臨界事故を防ぐために行われるのが臨界管理であり、**臨界安全** (criticality safety) と言う考え方にのっとり行われる。核分裂の連鎖反応をいかに防ぐか、と言う観点からは、臨界安全は原子炉の設計（連鎖反応をいかに効率的に持続させるか）とは対極にあるともいえる。しかしながら、これは逆に、臨界安全において原子炉物理の知識がそのまま役立つことを示している。すなわち、連鎖反応を効率的に持続させるための方策と逆のすることにより、連鎖反応の持続を防ぐことが出来るのである。前述の(1)～(4)を参照すると、

- (1)' 巨視的核分裂断面積の小さな燃料を用いる
- (2)' 減速材と燃料の割合を（無限増倍率が小さくなるよう）設定する
- (3)' 中性子を吸収する物質を多量に加える
- (4)' 体系からの中性子の漏えいを多くする

ことが臨界安全上、重要ということになる。

では、(1)'～(4)'の対策は、臨界安全上、妥当なものであろうか？もちろん、原子炉物理の観点からは、(1)'～(4)'は何れも無限増倍率もしくは実効増倍率を小さくするものであることは明らかである。しかし、原子炉の炉心が決まった幾何形状を有する燃料と、極端には変動しない減速条件を前提として設計されているのに対し、臨界

安全では核燃料物質を取り扱う様々なプロセス（濃縮、再転換、加工、輸送、貯蔵、再処理など）を対象としていることを考慮に入れなければならない。

さて、(1)' は、臨界安全上、一般に $^{235}_{92}\text{U}$ （もしくは核分裂性物質）の濃縮度制限という形で考慮されている。軽水炉で用いられているウラン燃料においては、核分裂断面積の大きい $^{235}_{92}\text{U}$ の濃縮度を高くすることで燃料の無限増倍率は大きくなり、ひいては燃料集合体一体当たりの発熱量（使用済み燃料の燃焼度）を高めることが可能となる（高燃焼度化、第10章）。

高燃焼度化は、使用済み燃料体数の削減が可能になること、さらに経済性の向上にもつながるため、積極的に推進されている。しかしながら、主として臨界安全上の配慮から、軽水炉燃料に用いる $^{235}_{92}\text{U}$ の濃縮度は現時点では5wt%以下とされており、さらなる高燃焼度化にあたっての検討事項となっている。

(2)' については、原子炉、特に熱中性子炉においては、減速材と燃料の割合をほぼ最適に近い状態で配置することにより、効率的に連鎖反応を維持している。そのため、温度上昇などで減速材の密度が小さくなると無限増倍率が減少する設計になっている。この点については、第8章および第10章において負のフィードバック効果として説明を行った。

一方、燃料の加工など、意図せぬ臨界を防ぐ必要のある施設においては、逆に減速材（主として水）の存在を厳密に管理している。しかしながら、臨界安全評価においては、不測の事態を想定し、仮に設備が浸水したとしても未臨界であることを確認することがある。この際、注意が必要なのは、たとえば燃料加工施設では、粉末状の UO_2 など、炉心に装荷される燃料とは異なる形状の核燃料物質を扱う場合があることである。

原子炉に用いられる燃料（燃料と減速材が別の領域にある非均質な構造）とは、減速や共鳴吸収の効果が大きく異なる形で現れる可能性があり、減速材と燃料の適切な混合割合は一般に炉心とは異なる。そのため、「最適な条件で」減速材が存在しても臨界に達しないように配慮して設計を行う必要がある。

(3)' については、燃料集合体などの保管庫において、燃料集合体間に中性子をよく

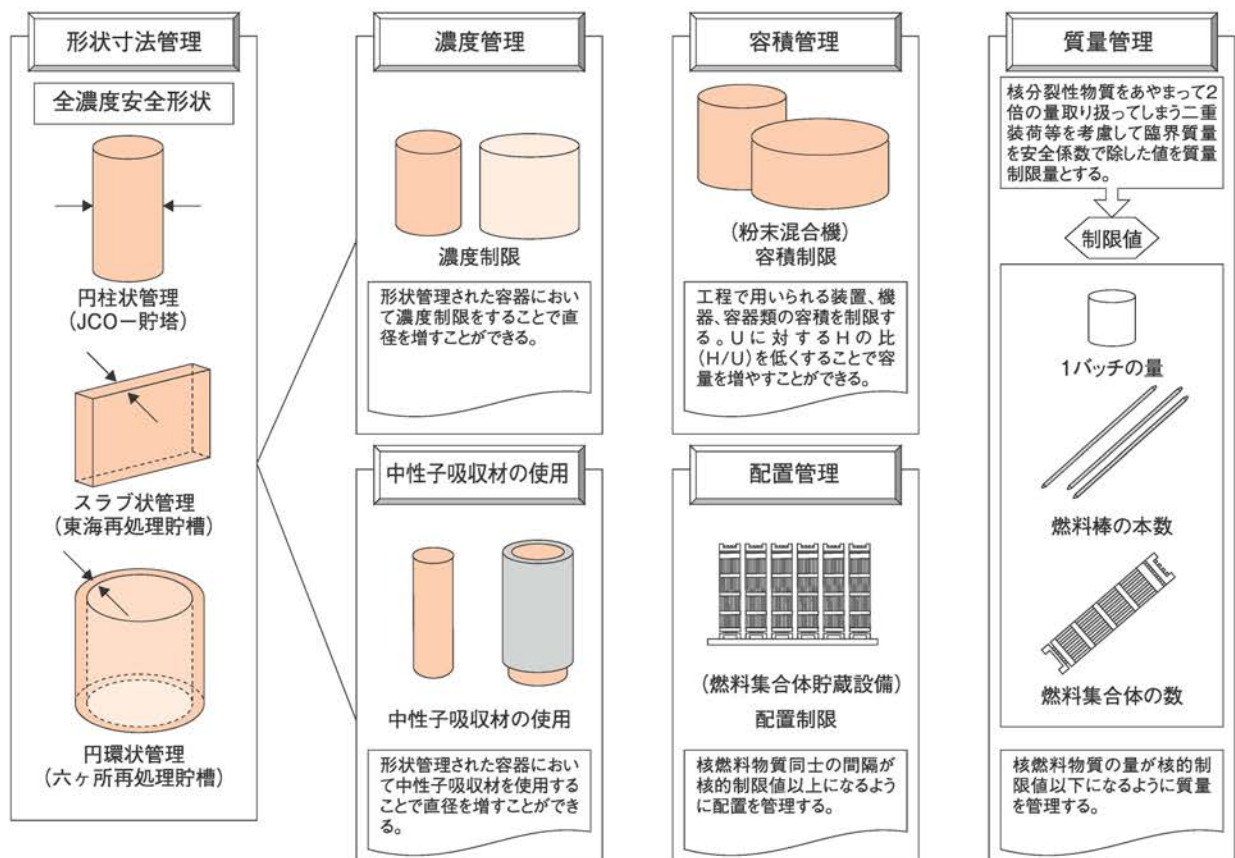


図12.1 臨界安全確保のための手段の概要（文献1の図2.1を引用）

吸収するホウ素が含まれたステンレススチールを用いることで考慮されているのが一例である。

臨界を維持するために最適な形状は、できるだけ漏れを少なくする形状、すなわち体積に対する表面積の割合が最も小さい「球」である。臨界安全ではこれを逆から捉え、できるだけ中性子の漏えいを大きくするように燃料取り扱い設備の形状を制限することがある。たとえば、燃料を取り扱う部分を薄い平板状とし、中性子の漏えいを意図的に大きくするなどの工夫が行われる。これが「(4)」であり、臨界安全においては、形状管理と呼ばれている。また、燃料集合体の貯蔵設備では、燃料集合体間の間隔を大きく取ることで、中性子の漏えいを大きくしている。

その他、一ヶ所に核分裂性物質を多量に集めないなど、基本的なことも含め、図12.1に臨界安全確保のための手段の概要を示す。

以上、臨界安全の基本について述べてきたが、臨界安全の実現のためには、原子炉物理の知識が不可欠であることは明らかである。炉心における連鎖反応は「意図して」発生させるものであり、上述のように連鎖反応を維持できる条件は限られる。一方、臨界安全は「意図しない」連鎖反応を防ぐものであり、連鎖反応の維持に関する物理についてより深い理解と洞察が必要とされる。

12.2.2再処理と原子炉物理

燃料の再処理工程においては、使用済み燃料に含まれるウラン・プルトニウムなどの量を適切に評価する必要がある。これは、核燃料物質の量を適切に管理する計量管理および臨界管理の観点から重要である。

燃料に含まれるウラン・プルトニウム量は、第9章、第10章で説明した燃料の燃焼計算による結果から求める。そのため、燃焼計算の結果には十分な信頼性が必要となる。精度良い燃焼解析について説明することは本教科書の範囲を超えるが、その基礎は第9章で学んだ燃焼方程式を解くことである。

燃焼計算の精度は、燃焼後の燃料棒の一部を試験用の特別な施設内で切断し、ペレット内部に生成される核種の組成を測定する**照射後試験** (Post Irradiation Experiment: PIE) によって得られたデータを用いて検証されている。検証の対象となっている核種には、主要な重核種であるウラン、プルトニウムのほかにネプツニウム (Np)、アメリシウム (Am)、キュリウム (Cm) といったマイナーアクチニド、主要なFPが含まれている。検証例を図12.2に示す。

また、実機炉心の運転に伴う燃焼挙動を炉心計算コードで再現し、実際の炉心実効増倍率や炉心内の出力分布といった測定データと比較する追跡計算による検証もなされており、燃焼計算には十分な精度があることが確認されている。

このように、原子炉物理とは一見、直接関係がなさそうな再処理においても、原子炉物理に基づく知識 (解析) が関連してくる。

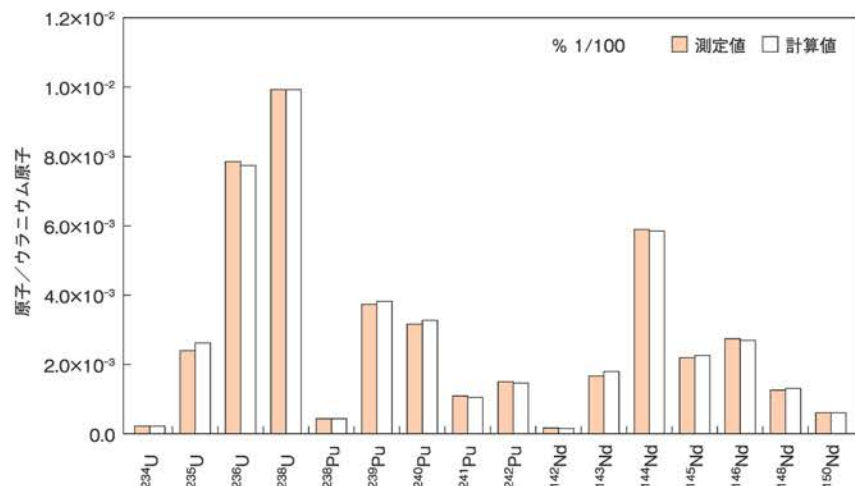


図12.2 照射後試験による燃焼後燃料の同位体組成の計算精度の検証例
(BWR、UO₂燃料、68.3GWd/t燃焼、文献2) Fig. 18より引用)

12.2.3 最終処分と原子炉物理

使用済み燃料には、ウラン、プルトニウムなど燃料としてそのまま使用できる核種が含まれている。そのため、再処理を行うことでこれらの核種を回収し、燃料として再利用することが計画されているのは上述の通りである。

一方、使用済み燃料には、12.2.2節で述べたように、マイナーアクチニドやFPなども含まれている。これらの核種の中には寿命の長いものがあり、また、崩壊により発熱したり放射線を放出したりするものがある。

そこで、これらの核種を放射性廃棄物として適正に管理していくためには、発熱量や放射線の強度がどの程度であるか、精度良く見積もる必要がある。発熱量や放射線の強度は核種毎に特有の値となるため、12.2.2節で述べたのと同様に使用済み燃料に含まれる核種の組成を正確に計算する必要があり、結局のところ炉心の燃焼計算による解析結果が不可欠である。

また、使用済み燃料に含まれるマイナーアクチニドやFPを燃料の一部として原子炉などに再び装荷し、炉心内に存在する中性子によって核分裂させたり、捕獲反応によってより短寿命の核種に変換させたりする試みもある。このような処理は、「核種を核反応によって変換」することから、**核変換処理** (nuclear transmutation) と呼ばれている。

たとえば、使用済み燃料に含まれる代表的なマイナーアクチニドとして、 $^{237}_{93}\text{Np}$ (半減期214万年) や $^{241}_{95}\text{Am}$ (半減期433年) がある。これらについては、10.4.3節 (FBRの燃料集合体核設計) で述べたように、高速炉において、燃焼に伴う燃料の無限増倍率の変化を低減する可燃性毒物として用いることができる。このような仕組みを利用することで、 $^{237}_{93}\text{Np}$ や $^{241}_{95}\text{Am}$ は廃棄物ではなく、燃料の一部として有効に活用することができるようになる。

また、 $^{237}_{93}\text{Np}$ からは中性子の捕獲反応により、 $^{238}_{94}\text{Pu}$ が生成する。 $^{238}_{94}\text{Pu}$ は崩壊熱が大きく、自発核分裂による中性子発生数が多いことから、原子炉で生成したプルトニウムを核兵器に転用することをさらに困難にする働きも期待できる。このようなマイナーアクチニドの利用は、「廃棄物」を有効活用し、「宝」に変える逆転の発想であるといえる。放射性廃棄物の処分方法は、原子力に課された大きな課題の一つであるが、原子炉物理の知識を役立てる機会も多い。

12.2.4 廃炉 (デコミッショニング) と原子炉物理

運転を終了した原子力発電所を解体するプロセスを**廃炉** (decommissioning) と呼ぶ。原子力発電所では、原子炉压力容器周辺部など、ごく一部ではあるが、炉心から発生した中性子による照射などにより、放射化した部分が存在する。そのため、廃炉ではこのような部分を確実に処分・管理することが重要である。

このプロセスにあたっては、放射化量を適正に評価する必要があり、炉心で発生した中性子によって、評価の対象とする場所にどの程度の中性子束が生じていたのかを正確に予測する必要がある。

このためには、(1) 炉心で発生する中性子量の評価、(2) 反射体、原子炉压力容器、遮へい体内部などでの中性子束分布の計算が不可欠である。

(1) については、第5章、第10章で述べた炉心設計で用いる計算手法により評価することが可能である。

一方、炉心設計では、一般に反射体の一部までしか計算の考慮に入れないため、原子炉压力容器や遮へい体内部の中性子束は直接評価の対象としていない場合が多い。

したがって、(2) については、炉心で発生する中性子を中性子源として、炉心-反射体-原子炉压力容器-遮へい体における中性子束の空間およびエネルギー分布を詳細に計算する必要がある。中性子束分布が求めれば、原子炉压力容器や遮へい体などに含まれている核種が中性子の捕獲などにより放射性核種になる量を定量的に求めることができる。

このような計算は、**遮へい計算** (shielding calculation) と一般に呼ばれている。この遮へい計算においては、中性子の飛行方向や減衰を正確に考慮する必要があるため、第4章で学んだ拡散理論では精度良い結果が得られない。そのため、ボルツマンの輸送方程式に基づいた数値解法 (輸送計算) を用いる。この数値解法は本教科書の範囲を超えるが、原子炉物理の中心的な計算の一つである。

12.2.5 秘匿核燃料物質の探知と原子炉物理

不正な目的のために隠して輸送される核燃料物質を探知する技術の開発が注目されている。特に、大型のコンテナに核燃料物質が隠されている場合、X線透過などの方法では探知がしばしば困難である。そこで、微弱な中性子線を用いた方法が検討されている。

核燃料物質には核分裂するという重要な特性がある（核分裂しなければそもそも核燃料物質ではない）。第3章で述べたように、核分裂に際しては、即発ガンマ線、遅発ガンマ線、即発中性子、遅発中性子などが発生する。この特徴を活用して、積載物に微弱な中性子線を当てることにより、隠されている核燃料物質にごくわずかの核分裂を生じさせ、その際に発生するガンマ線や中性子を検出することにより、核燃料物質の有無を検査する方法が開発されている。

たとえば、遅発中性子の発生は核分裂現象に特有の現象であり、しかも都合の良いことに核分裂から時間遅れを伴って発生する。そこで、微弱な中性子線を積載物に照射し、照射を終了した後に時間遅れを伴って中性子が検出されれば、それは核燃料物質が隠されている証拠になる。

中性子は、物質を透過しやすい性質がもともとあるため、大型の貨物に対しても適用できる可能性が高い。中性子源としては、加速器を利用したものが検討されている。これは、重水素イオンを加速し、重水素を含むターゲットに衝突させ、核融合反応を起こして2.45MeVの中性子を発生させるものが一例として検討されている。加速器は、原子炉のように大型の施設を必要とせず、比較的小さなスペースに設置可能であるという特長がある。

なお、貨物内における中性子の挙動は、通常、ボルツマンの輸送方程式の数値解法、特に中性子の挙動を乱数に基づいて直接シミュレーションするモンテカルロ法により求められることが多く、原子炉物理がその基盤技術として用いられている。

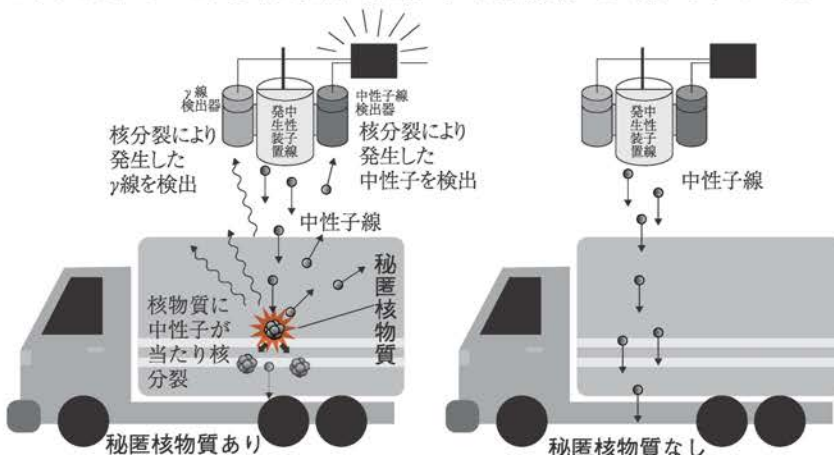


図12.3 秘匿核物質の検出

12.2.6 地雷の探査と原子炉物理

前節では、中性子線を用いることで隠された核燃料物質を探知する方法について述べたが、中性子線を活用することにより、地中に埋められている地雷を探査する技術も研究されている。

対人地雷は世界各地で大きな人的被害をもたらしており、その確実な探知および早急な除去が求められている。地雷には火薬の成分として ^{14}N が含まれているが、この核種は微視的吸収断面積が比較的大きく、中性子を吸収した後に特定のエネルギーを有するガンマ線を放出する特徴がある。この特徴を活用し、地表面から中性子線を入射し、地表面から出てくるガンマ線を計測することにより、地中の地雷の探知を行える可能性がある。

また、地表面から入射した中性子線の一部は火薬成分で散乱され、地表に戻ってくるが、戻ってきた中性子線のエネルギー分布を解析することにより、地雷の探知を行う方法についても研究が行われている。中性子源としては、前節と同様に核融合中性子源を用いることが検討されている（図12.4）。

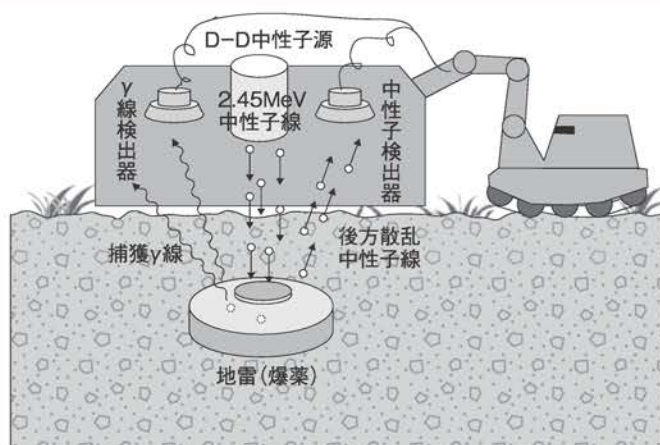


図12.4 中性子源を用いた地雷探査（文献3,4）

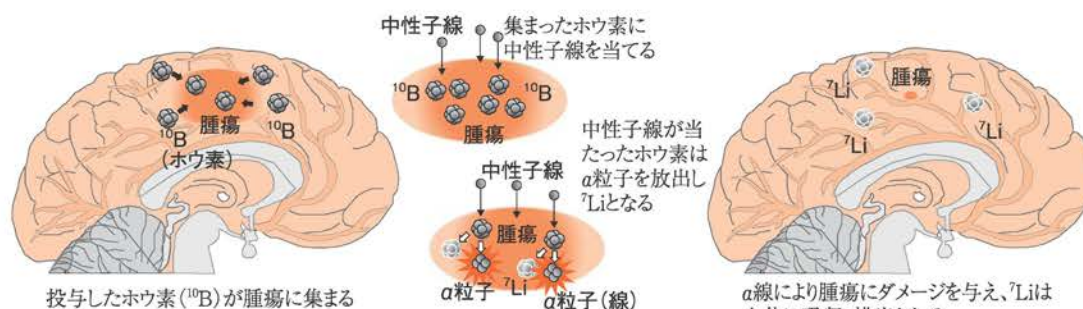
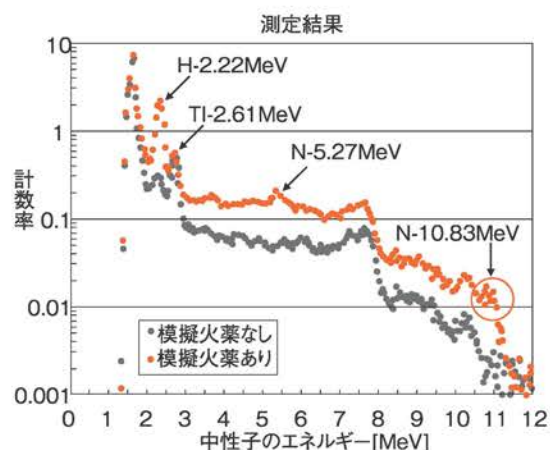


図12.5 ホウ素捕獲療法（JAEAプレス発表より引用）

いずれの方法についても地表面と地雷の間における中性子の挙動や地雷内部での中性子の吸収や散乱の状況を知る必要があり、解析のためにモンテカルロ法が一般的に用いられている。

12.2.7 ガンの治療と原子炉物理

近年、ガンの治療方法の一つとして、原子炉から中性子線を用いたホウ素捕獲療法（Boron Neutron Capture Therapy: BNCT）が注目されている。BNCTは、ホウ素（B）を含む薬品を患部に入れ、人体の外部から中性子線を照射する。

第2章で述べたように、ホウ素はエネルギーの低い熱中性子に対して反応断面積が高く、 (n, α) 反応などを起こしてα線を放出する。α線は飛ぶ距離が非常に短いので、（ホウ素が存在している）患部のガン細胞のみに選択的にダメージを与えることが可能である。BNCTでは、エネルギーの低い中性子線が必要であることから、研究用原子炉などで得られる熱もしくは熱外中性子が用いられる。

BNCTは治療のためではあるが、人体に中性子線を照射するため、患部以外へのダメージを最小限に抑える必要がある。そのためには、使用する中性子線の強度およびエネルギー分布を正確に把握し、これに基づいて治療時の人体内における中性子束分布を精度良く計算することが極めて重要である。このために、やはりモンテカルロ法による解析が用いられることが多い（図12.5）。

12.3 知識基盤としての原子炉物理

前節まで、原子力工学の様々な分野における原子炉物理の適用例について述べてきた。前節までの説明は、原子炉物理の応用分野は非常に広く、「原子炉物理=炉心設計に特化した学問」という図式は必ずしも当てはまらないことを示している。むしろ、原子力工学の種々の分野に密接に関連していることから、原子炉物理は、原子力工学を学ぶものの知識基盤として必須のものであることがわかりいただけると思う。

また、原子力とその安全性は切っても切り離せない関係にある。原子力の安全性の根本は連鎖反応を的確に制御すること—これこそが原子炉物理の基本—であることから、原子炉物理は、原子力の安全性の根幹であるともいえる。従って、原子力にかかわる者全てにとって、原子炉物理は必須の知識である。

12.4 教養としての原子炉物理

本節では、原子炉物理を学ぶべき理由をもうすこし別の視点から述べておく。「なぜ原子炉物理を学ぶ必要があるか」を議論する視点は二つあるように思われる。

一点目は、原子炉物理の高度な知識を有する炉心解析の専門家に対する産業界からの継続的なニーズである。第10章で述べたように、炉心管理業務は定期的に発生する。日本全体では50基以上の軽水炉が稼動しているために、毎年かなりの炉心設計・管理業務が発生している。多くの原子力メーカーや電力会社では、炉心設計・管理業務を基礎的なスキルの一つとしてみているために、入社後間もない若い技術者をこの業務に配属する場合がある。このため、炉心設計・管理分野においては、良く教育された技術者に対する継続的なニーズがある。

さて、原子炉物理の教育（講義）を、炉心解析の専門家を養成するという視点で捉えるならば、原子力工学を専攻する人全てに対して原子炉物理の教育を行う必要がないことは明らかである。このような原子炉物理はいわば「専門としての原子炉物理」であり、一般的な学問としての「原子炉物理」のイメージはこの観点からのものであると思われる。

一方、上述の議論に欠落しているのが、以下に示す第二の視点、つまり「教養としての原子炉物理」という視点である。

原子炉物理はその名のごとく、主として中性子に起因して原子炉内で発生するさまざまな物理現象をカバーする学問である。原子炉物理は原子炉が原子炉たる所以、つまり、核分裂の連鎖反応を的確に制御する技術を、理論を背景に説明する唯一の科目である。その意味では、原子炉物理は、これまで述べてきたように原子力工学の基盤のひとつであるといっても過言ではないだろう。

最近、若年層の理科離れが問題視されている。科学技術立国を目指している日本としては看過できない点である。この解決策のひとつとしてサイエンスコミュニケータが注目を集めている。これは、複雑な理論・背景を持った科学技術を一般の方々に分かりやすく伝える技術を持った人のことであり、高度な知識を持った技術者と一般の方々の橋渡しを行うことが期待されている。原子力についても、状況は同じであろう。むしろ、原子力については、一般の方々の理解を得ようと努力してきたことから、このコミュニケーションの難しさについては早くから認識されていたように思われる。

原子力関係の問題を一般の方々に伝える際に最も難しいと思われる点は、原子力の背景となっている現象や理論に一種の「独特さ」が存在することである。そしてこの「独特さ」を正確に、かつ分かりやすく伝えるためには、背景となっている理論・技術にかなりの理解が必要となるように思われる。このために原子力技術の実態が正確に社会に伝わらず、誤解を招いているケースがあるのではないだろうか。

以下に述べるように、その「独特さ」のうち、多くのものは原子炉物理で取り扱うもののようと思われる。

たとえば、第8章で述べた軽水炉の固有の安全性（負のフィードバック効果）について説明することを考えてみよう。この場合、(1)中性子の反応のしやすさは温度によって異なり、燃料の温度が高いほど中性子が無駄になり（吸収され）やすいこと（ドップラ効果）、(2)スピードの遅い中性子が核分裂を起こしやすいこと、(3)原子炉の中には中性子のスピードを遅くするための物質（減速材）が存在すること、(4)核分裂が多くなると原子炉内の温度が高くなること、(5)温度が高くなると減速材が少なく（密度が小さく）なること、などについての知識が必要となる。これらの多くは原子炉物理でのみ扱うトピックスである。同様に、核燃料サイクルの説明のためには、第3章、第9章で取り扱った燃焼や核変換、転換といったことについての理解が必要である。さらに、安全性に関していえば、第3章、第7章で学習した即発中性子と遅発中性子の違いも重要である。

原子炉物理の学習をした人が、原子力のもつ「独特さ」を一般の方々に誤解なく伝えられる程度の知識を身につけることができれば、コミュニケータに要求されるための資質のひとつを満足できると考えられる。もちろん、コミュニケータの要件は専門知識だけではない。しかし、正確な知識を身につけた人がある程度数、世に送り出せることが可能になれば、原子力技術を誤解なく社会に伝えるという点で意味があるだろう。

また、原子力工学を学んだ人は、原子力には直接関係しないかもしれないが、エネルギー関連分野に就職することも多い。このような人が、日本の基幹エネルギーである原子力について最低限の正確な知識を身につけることは必要なことであり、就職後も役に立つであろう。また、仮に、原子力と直接の関連する分野に就職しなくても、重要なエネルギー源である原子力について、この教科書で対象としているような知識を有していることは無駄にはならないだろう。

以上のことから、「教養としての原子炉物理」という考え方は重要であり、原子炉物理は原子力工学の知識基盤のみならず、より広い人にとっての知識基盤になることが望ましいと考えられる。

12.5 より専門的な原子炉物理

本教科書は原子炉物理を初めて学ぶ初学者を対象としているため、原子炉物理の基礎に絞って説明を行っている。そのため、実際の原子炉の設計や実験の解析に使われている様々な物理モデル・計算モデル・数値計算法については全くふれられていない。

原子炉物理の基礎は、原子炉内の中性子束のエネルギーおよび空間分布を詳細に計算することである。これは、原子炉を構成する核種の反応断面積が既知であれば、ボルツマンの輸送方程式を解くことにより原理的には可能となる。しかし、第5章、第10章で述べたように、全ての核種の微細な反応断面積を再現できるだけの詳細なエネルギー解像度（数十万群）と空間解像度（1mm程度の空間メッシュ領域）で数メートルにおよぶ実際の炉心の解析を行うことは、現実的な計算時間では不可能である。

さらに、原子炉の設計を行うためには、炉心内の中性子束分布を一回求めればすむわけではない。実際の原子炉には冷却材の流量分布や温度分布が存在し、これらの分布は反応断面積の変化や原子数密度の変化を通じて中性子束に影響を与える（フィードバック効果、第8章）。そのため、原子炉のある特定の状態を計算するだけでも、フィードバック効果を考慮して、中性子束分布を繰り返し計算する必要がある。実際の炉心解析においては、炉心の寿命を通じて様々な炉心状態を解析することから、一つの炉心を設計するためには、炉心内の中性子束分布を数千回～数万回計算する必要がある。さらに、炉心内の燃料配置を決めるためには、数十から数百（場合によっては数千）の炉心設計案を確認し、最適な設計案を選び出す必要がある。

仮に、上述のように「現実の炉心を忠実に模擬した」詳細な解析モデルを使用していれば、設計計算に非常に長い時間が必要となることは明らかであろう。しかし、実際の炉心設計にあてられる時間は無限ではなく限られたものである。計算時間が長い詳細な解析モデルだけを使用すると、限られた時間では解析を行うことができないか、解析ができていても十分な数の設計案を検討することができず、安全性や経済性の観点から不十分な炉心設計しかできない可能性が高い。

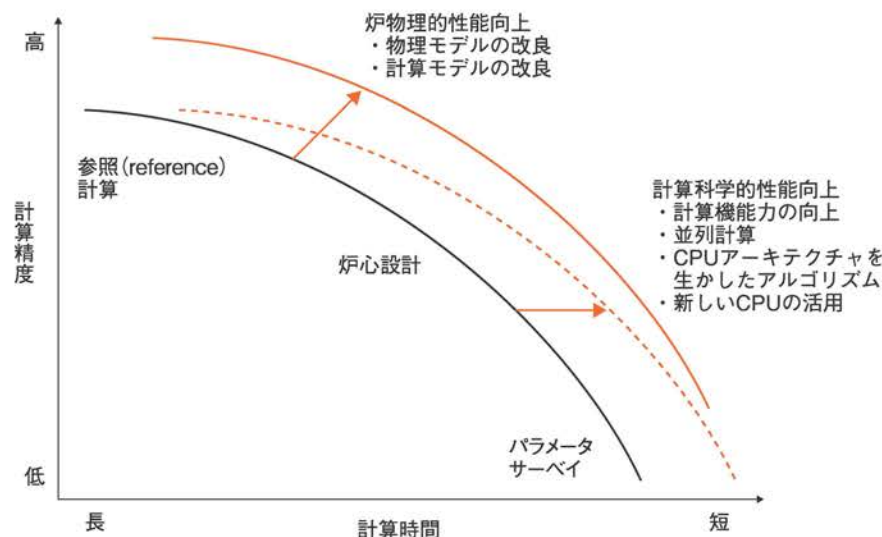


図12.6 計算精度と計算時間の関係

一方、簡易で計算時間の短い解析モデルを使用する場合を考える。この場合、詳細なモデルに比べて計算精度は劣ると推定されるため、計算誤差を考慮するための設計余裕をとる必要がある。計算時間の短い解析モデルを用いた場合、多数の設計案を限られた時間内に検討することは可能であるが、設計余裕を十分にとる必要があるため、やはり安全性や経済性の観点から十分な設計ができない可能性もある。

以上の議論は、原子炉物理の主要な適用先である炉心設計においては、「計算時間は計算精度と等価である」ことを示している。すなわち、計算時間を短縮することは、計算精度を高めることと同等の意味を持つことになる。この関係を図12.6に示す。

日本国内では50基以上の商業用原子炉が稼働している。これらの原子炉においては、現時点では、ほぼ年に一回燃料交換を行っており、この際に炉心設計を行う必要がある。第10章で述べたように、炉心設計の良し悪しは原子炉の安全性・経済性に直接大きな影響を与える。つまり、原子炉物理に対しては、炉心特性を計算するために要する時間を短縮し、得られた結果の精度を向上するニーズが継続的に存在することになる。このため、新しい理論や計算モデルに関する研究が継続的になされており、また、新しい研究結果を実際の原子力プラントに適用するチャンスも多い。

原子炉の振る舞いを正確に、かつ短時間に解析するためには、対象とする物理現象の本質を把握し、それを細心かつ大胆にモデル化する必要がある。このような作業を行うためには、原子炉物理を正しく理解するとともに、物理現象の本質を見抜く力量が必要とされる。

また、物理現象のモデル化のみならず、それを実際に数値計算するための効率的な計算アルゴリズムの開発も重要となる。さらに、同じ計算アルゴリズムを使用しても、計算速度は使用する計算機やプログラム方法によって変化する。

このようなより専門的な原子炉物理を勉強するためには、いくつかの優れた教科書や参考書が存在する。これらを章末にあげておく。

12.6 まとめ

本章では、原子炉物理学の応用的な側面を含め、「なぜ原子炉物理を学習する必要があるのか」について述べてきた。繰り返しになるが、本教科書は原子炉物理の基礎のみを述べたものであり、原子炉物理のごく一部の内容のみが含まれる。

原子炉物理は原子力工学に携わるものの必須の基盤知識であり、本教科書では、この基盤知識をカバーするように努めた。この基盤知識をしっかりと身につけ、さらに原子炉物理自体に興味を持ってもらえたならば、この教科書が作成された意図は達成されたことになる。