原子炉の物理

2019年12月

日本原子力学会炉物理部会

まえがき

本教科書のねらいと特徴

本教科書の最も大きな目的は、原子炉において発生している様々な物理現象を、数式を 用いずに初学者¹向けに分かりやすく解説することである。

一般的な原子炉物理の教科書では、原子炉内で発生している物理現象と、原子炉の振る 舞いを定量的に予測するためのモデル化と評価手法とが一体となって解説されている。し かしながら、物理現象を効率よく計算するための近似や数値計算上の工夫は複雑なものと なり得るため、これが初学者にとって炉物理のハードルを大きく上げる要因になっている 可能性がある。また、核設計や炉心設計を専門としない初学者にとっては、これらのモデ ル化や解析手法は必ずしも全て必要とは限らない。

原子炉を学ぶ者にとってまず重要なことは、原子炉内で発生する物理現象を現象として 正確に理解することである。そのうえで、必要に応じて物理現象をどのようにモデル化 し、解析を行うか、というステップに進むことが重要であろう。

先に述べたように、本教科書の最も大きな特徴は、「数式を用いない」ということであ る。これは、従来の炉物理の教科書と最も大きく異なる点である。本教科書は、物理現象 の詳細な記述に特化し、そのモデル化には踏み込まない。これにより、初学者にとっての 「炉物理」の学習のハードルを下げることを試みている。なお、定量的な予測のためのモ デル化と解析手法については、第Ⅱ部で詳細に説明する予定である。

もう一点、本教科書の重要な特徴は、中性子と原子核の相互作用を中核とする「原子炉 物理」だけではなく、原子核反応を中核としつつ、原子力安全との関連を念頭において 様々な物理現象の相互作用を記述・考慮する「原子炉の物理」について説明していること である。そのため、従来であれば、「原子力安全工学」「原子力プラント工学」「熱水力」 「核燃料」などの分野でなされていた説明も一部取り込んでいる。

本教科書が、原子炉における物理現象を理解するための一助になれば幸いである。

編者

千葉豪(北海道大学) 卞哲浩(京都大学複合原子力科学研究所) 山本章夫(名古屋大学)

¹本教科書の読者として、原子力工学を初めて学ぶ方、原子炉物理を初めて学ぶ方、従来 の原子炉物理の教科書の敷居が高すぎると感じる方、原子炉に関連する様々な物理現象を 改めて学び直したい方、などを念頭においている。

各章の主執筆者

- 第1章 原子炉の物理 山本章夫(名古屋大学)
- 第2章 原子力開発の歴史 卞哲浩(京都大学複合原子力科学研究所)
- 第3章 原子核物理の基礎知識 西山潤(東京工業大学先導原子力研究所)
- 第4章 中性子と原子核の反応および断面積 山本章夫
- 第5章 核分裂と連鎖反応、発生エネルギー、崩壊熱 竹田敏(大阪大学)
- 第6章 中性子の増倍と臨界 小林千将(原子力エンジニアリング)
- 第7章 中性子の一生 遠藤知弘(名古屋大学)
- 第8章 核燃料の燃焼 山本健土(原子燃料工業)
- 第9章 出力の変化と原子炉の動特性 竹澤宏樹(東京都市大学)
- 第10章 動力炉(軽水炉) 佐藤駿介(電力中央研究所)
- 第11章 発熱と伝熱、発電 千葉豪(北海道大学)
- 第12章 物理現象の相互作用 相澤直人(東北大学)
- 第13章 臨界集合体 山中正朗(京都大学複合原子力科学研究所)
- 第14章 試験研究炉 左近敦士(近畿大学原子力研究所)
- 第15章 原子力プラントの安全性と原子炉の物理 山本章夫
- 第16章 臨界安全 山根祐一(日本原子力研究開発機構)

執筆協力者

吉岡研一(東芝エネルギーシステムズ)、日野哲士(日立製作所)、小池啓基(三菱重工業)、宇根崎博信(京都大学複合原子力科学研究所)、亀山高範(東海大学)、馬野琢也 (ミリオンテクノロジーズ・キャンベラ)、三澤毅(京都大学複合原子力科学研究所) 目次

第1章	原子炉の物理	1
第2章	原子力開発の歴史	9
第3章	原子核物理の基礎知識	47
第4章	中性子と原子核の反応および断面積	63
第5章	核分裂と連鎖反応、発生エネルギー、崩壊熱	93
第6章	中性子の増倍と臨界	109
第7章	中性子の一生	125
第8章	核燃料の燃焼	157
第9章	出力の変化と原子炉の動特性	189
第10章	動力炉(軽水炉)	209
第11章	発熱と伝熱、発電	243
第 12 章	物理現象の相互作用	263
第13章	臨界集合体	283
第 14 章	試験研究炉	317
第15章	原子力プラントの安全性と原子炉の物理	331
第16章	臨界安全	357

第1章 原子炉の物理

内容

第1章	・ 原子炉の物理	1
1.1 厉	見子炉とは	3
1.2 厉	夏子炉で生じる主要な物理現象	5
1.2.1	□ 核的現象	5
1.2.2	2 熱水力的現象	5
1.2.3	3 化学的現象	6
1.2.4	4 機械的現象	6
1.2.5	5 材料的現象	6
1.3 厉	 予ゲの物理とは	7
1.4 才	×教科書の構成	7

【この章のポイント】

- 原子炉の内部では、核分裂に代表される核反応のみならず、様々な物理現象が発生している。
- 原子炉の物理は、核分裂反応などの原子核反応を中心として、原子炉で生じる物理現象
 を扱う学問分野である。
- 核分裂連鎖反応の制御は、原子力安全の基本であり、従って原子炉の物理は、原子力安全の重要な基盤を担う。

1.1 原子炉とは

【この節のポイント】

原子炉は、①核燃料物質を燃料として使用する装置で、②核分裂の連鎖反応を制御することができ、③中性子源を用いることなくその反応の平衡状態を持続できるものである。

そもそも、**原子炉**(nuclear reactor)が原子炉であるための必須の要件は何であろうか? これは、一見簡単な問いに見えるが、実は奥が深い。この問いに対して根拠を持って答える ことが出来れば、それだけで原子炉の物理の基礎の基礎は習得できていると言えるぐらい である。核燃料を使用していること?核分裂が連鎖的に発生していること?中性子が飛び 交っていること?発電していること?放射線を出すこと?

日本における原子力の法体系における最上位の**原子力基本法**(Atomic Energy Basic Act) において、「原子炉」は以下の様に定義されている。

『「原子炉」とは、核燃料物質を燃料として使用する装置をいう。ただし、政令で定める ものを除く。』

これから、原子炉が核燃料物質を使用する装置であることは必要な要件の一つであるこ とが分かる。この文中の政令は「核燃料物質、核原料物質、原子炉及び放射線の定義に関す る政令」を指しており、この政令を見ると、以下の文章が記載されている。

『原子力基本法第三条第四号ただし書の政令で定めるものは、原子核分裂の連鎖反応を 制御することができ、かつ、その反応の平衡状態を中性子源を用いることなく持続すること ができ、又は持続するおそれのある装置以外のものとする。』

原子力基本法からたどっていくと、二重否定の構造になっており、非常に分かりにくいが、 結局のところ、法律では以下の三要件を満たすものを原子炉と定義していることになる。

・核燃料物質を燃料として使用する

・核分裂の連鎖反応を制御することができる

・核分裂の連鎖反応の平衡状態を、中性子源なしに持続可能、あるいは持続の可能性がある

一番目の要件は、一般的な認識と合致するであろう。すなわち、ウランやプルトニウムと

いった核燃料(nuclear fuel)を使用している、ということである。

二番目の要件は、原子炉の物理に深く関係する。二番目の要件では、原子炉が原子炉であるためには、核分裂(nuclear fission)の連鎖反応(chain reaction)を制御可能であることが示されている。言い換えると、制御しない(制御できない)形で核分裂の連鎖反応を使用する装置は、原子炉とは呼べないということである。

三番目の要件は、「臨界(critical)」になるもののみが原子炉といえる、ということを示し ている。核分裂が発生しうる物質があれば、それが少量であったとしても、核分裂の連鎖反 応はある確率で発生する。ただし、この場合、連鎖反応が永久に継続することはなく、途中 で停止する。しかし、中性子源からの中性子の供給があれば、供給された中性子を起点とし た連鎖反応が次々に起こり続けるため、見かけ上、核分裂の連鎖反応を「平衡状態」に維持 することが可能になる。外部から中性子源を新たに供給するという形でしか連鎖反応を維 持できない装置は原子炉とは呼べない、ということである。近年、加速器を用いて中性子を 発生させ、その中性子を未臨界状態の炉に打ち込んで運転を行う「加速器駆動未臨界炉」が 提案されている。この施設が、「核分裂の連鎖反応の平衡状態を中性子源なしに持続できな い」ということであれば、これは原子炉とは異なった「未臨界炉」という位置づけになる。

【コラム】原子力基本法

原子力関係の法律は、原子力関係の専攻における講義、あるいは、原子炉主任技術者や核 燃料取扱主任者などの勉強でしか接する機会がないかもしれない。しかしながら、特に原子 力基本法は、広く原子力に関係する人が知っておくべき事項が書かれている。以下に、原子 力基本法第三条までを引用する。この機会に読み返しておこう。

第一章 総則

(目的)

第一条 この法律は、原子力の研究、開発及び利用(以下「原子力利用」という。)を推進することによつ て、将来におけるエネルギー資源を確保し、学術の進歩と産業の振興とを図り、もつて人類社会の福祉 と国民生活の水準向上とに寄与することを目的とする。

(基本方針)

- 第二条 原子力利用は、平和の目的に限り、安全の確保を旨として、民主的な運営の下に、自主的にこれ を行うものとし、その成果を公開し、進んで国際協力に資するものとする。
- 2 前項の安全の確保については、確立された国際的な基準を踏まえ、国民の生命、健康及び財産の保護、 環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的として、行うものとする。

(定義)

第三条 この法律において次に掲げる用語は、次の定義に従うものとする。

一 「原子力」とは、原子核変換の過程において原子核から放出されるすべての種類のエネルギーをいう。

- 二 「核燃料物質」とは、ウラン、トリウム等原子核分裂の過程において高エネルギーを放出する物質で あつて、政令で定めるものをいう。
- 三 「核原料物質」とは、ウラン鉱、トリウム鉱その他核燃料物質の原料となる物質であつて、政令で定め るものをいう。
- 四 「原子炉」とは、核燃料物質を燃料として使用する装置をいう。ただし、政令で定めるものを除く。
- 五 「放射線」とは、電磁波又は粒子線のうち、直接又は間接に空気を電離する能力をもつもので、政令で 定めるものをいう。

1.2 原子炉で生じる主要な物理現象

原子炉内部では、中性子と原子核との相互作用(原子核反応)をはじめとする、様々な物 理現象が生じる。世の中には様々な工学システムがあるが、原子炉ほど多種多様な物理現象 が生じるシステムはまれであろう。

原子炉の物理は、中性子と原子核の反応を中心に扱うが、原子核反応、例えば原子炉の 炉心における核分裂の起こりやすさ、中性子の吸収のされやすさなどは、原子炉内で生じ る様々な物理現象の影響を受ける。なぜならば、これらの物理現象により温度、幾何形状 及び物質組成が変化するからである。そのため、原子炉の物理では原子炉で生じる種々の 物理現象を考慮しなければならない。第12章において、様々な物理現象の相互作用につい て説明するが、以下では、その概要を示す。

1.2.1 核的現象

原子炉における中核的な物理現象は、中性子がウランなどの重たい原子核と衝突する際 にある割合で発生する核分裂反応(nuclear fission reaction)とそれから発生する中性子と原 子核の核反応(nuclear reaction)である。また、核分裂反応をはじめとした中性子と原子核 の反応により発生した新たな原子核は不安定なものも多く、時間とともに他の原子核に変 化(崩壊(decay))する特徴がある。この際、様々な種類の放射線(radiation)を放出する。 本教科書の第2章以降では、主として核的現象に関する説明を行うが、核的現象に及ぼす 様々な物理現象も併せて紹介する。

1.2.2 熱水力的現象

原子炉における主要な発熱源は、核分裂反応そのものからの発熱及び核分裂で発生した 放射性物質から放出される放射線が周囲の物質に吸収されることで発生する**崩壊熱**(decay heat)である。原子炉においては、発熱は主として核燃料で発生し、発生した熱エネルギー は被覆管を通じて冷却材に伝達される。冷却材は炉心内を循環し、温度上昇とそれに伴う密 度減少、沸騰、炉心部材の振動(流体振動)など、熱の授受と流れに起因する様々な物理現 象を発生させる。

また、事故時において、炉心の冷却が不十分になった場合は、核燃料や被覆管が非常に高 温になり、溶融などの相変化が生じる。

5

これらの熱水力的現象は、物質の温度や密度の変化を通じて、原子炉で生じる中性子と原子核の反応に影響を与える。

1.2.3 化学的現象

原子炉内には核燃料・制御棒・炉心を形成する構造材といった種々の物質が存在し、一般 的に高温高圧で強放射線場でもある。そのため、複雑な化学反応が促進されやすい環境とな っている。核分裂反応で生成する物質の一部は、腐食性を示すものがある。また、水を冷却 材として使用している場合には、高温の被覆管が水と反応して腐食や酸化が発生する可能 性がある。このため、被覆管における化学反応は、被覆管の健全性の観点から非常に重要で ある。

また、水を冷却材として使用している原子炉では、水に含まれる微量の不純物が被覆管に 析出し、水垢(クラッド、crud)と呼ばれる皮膜が生成されることがある。この皮膜は、被 覆管の伝熱性能を低下させるとともに、被覆管の寿命に影響を及ぼす。また、この皮膜内に は中性子を吸収する物質が含まれていることがあり、原子炉の核的な振る舞いに影響を与 えることがある。

事故時に炉心が冷却できなくなると、燃料及び被覆管が非常に高温になる。軽水炉で使用 されているジルコニウム合金製の被覆管は、高温になると水蒸気と反応し、酸化ジルコニウ ムを生じ、水素を放出する。このジルコニウムー水反応は発熱を伴う化学反応であり、炉心 が大きく損傷・溶融する過酷事故において重要となる。また、発生した水素は、原子炉の安 全性に大きな脅威となり得る。

1.2.4 機械的現象

原子炉の温度と圧力は室温大気圧から運転時の高温高圧、さらに事故条件まで広い範囲 で変化する。温度が変化すると物質は膨張し、幾何形状が変化する。この幾何形状の変化や 圧力の変化のため、原子炉を構成する材料に様々な力(応力)が生じる。この機械的な力は、 被覆管を破損させる要因となり得る。また、燃料などの幾何形状や冷却材の圧力変化は、核 的な反応に影響を与える。

燃料ペレット内で発生する核分裂で生成する物質には、ある割合で希ガスや高温で揮発 しやすいものが含まれており、これらがペレットから放出されることにより、被覆管の内圧 を増加させることが知られている。

1.2.5 材料的現象

原子炉内は、中性子をはじめとする放射線が飛び交っており、原子炉内の材料はこれらの 放射線にさらされる。特に、原子炉を構成する材料が中性子にさらされると、様々な材料的 な変化を引き起こすことに留意しなければならない。

軽水炉の被覆管は、ジルコニウムの合金でできているが、ジルコニウム合金は、中性子の 照射を受けると、長さが伸びることが知られている。つまり中性子線の照射により、被覆管 が「成長する」のである。これは照射成長と呼ばれている。この照射成長により、燃料棒を 束ねた燃料集合体が曲がることがあり、これは原子炉の性能に影響を与える。

動力用軽水炉の原子炉容器は鉄鋼(低炭素鋼)でできているが、中性子の照射を受けると、 硬く脆くなる性質がある。そのため、原子炉容器にどの程度中性子があたったのかを評価す ることが行われる。

1.3 原子炉の物理とは

1.2節で述べたように、原子炉においては様々な物理現象が生じる。原子炉の物理 (physics of reactors) においては、核分裂反応を中核とする中性子と原子核の反応を中心として、この反応に影響を与える様々な物理現象を取り扱う。

従来の「**原子炉物理**」は「reactor physics」と表記され、主として原子炉内で生じる中性 子の挙動と原子核との反応を予測する学問体系である。これに対し、原子炉の物理は Physics of reactors であり、原子核反応を中核としつつ原子炉で発生している物理を幅広く取り扱う。

福島第一原子力発電所事故は、社会に深刻な影響を与え、その影響は今なお甚大である。 原子炉物理は中性子と原子核の反応を扱っていることから、原子炉の緊急停止(スクラム) が成功することで原子炉物理のミッションは果たされたと考える向きもあるかもしれない が、それだけでは不十分であろう。原子力安全との関連を考えたとき、「中性子と原子核の 反応」のみに着目するだけでは全く不十分であり、安全確保のためには、原子炉内で生じる 物理現象を幅広く理解することが肝要である。

本教科書は、このような反省の上に立ち、従来の原子炉物理を包絡する形で、「原子炉の 物理」について、特に発生している現象を理解することを目的にしてまとめられたものであ る。

なお、本教科書では、物理現象そのものの解説に注力し、原子炉の特性を予測するための モデル化と解析方法については取り扱わない。

1.4 本教科書の構成

第1章では、原子炉の物理を概説するとともに各章の概要を示す。

第2章では、原子炉の物理に関連する原子力開発の歴史を振り返り、原子炉の物理の歴史 的背景を述べる。これは、現在の原子炉技術の体系を理解するための情報として重要である。

第3章では、中性子と原子核の反応を理解するため、原子核反応の基礎となる原子核物理の概要を説明する。

第4章では、中性子と原子核の反応の起こりやすさを表す指標として「断面積」という考 え方を説明するとともに、中性子と原子核との種々の反応について述べる。

第5章では、核分裂エネルギー発生の中核である核分裂反応とその連鎖反応について説 明する。また、核分裂で発生した放射性物質から放出される放射線が源となる崩壊熱につい て説明する。 第6章では、原子炉を原子炉たらしめる概念の一つである臨界について説明する。また、 原子炉における中性子の増加率・減少率を代表するパラメータとして、増倍率という概念を 説明する。

第7章では、原子炉の物理における主役である中性子に焦点を当て、発生から消滅まで その一生を説明する。

第8章では、原子炉の運転とともに核燃料の組成が変化する燃焼について説明する。原子 炉内で核燃料と酸素が結合するいわゆる燃焼反応は発生しないが、核分裂反応により熱を 発生させるプロセスを燃焼反応になぞらえている。

第9章では、秒~分程度の短い時間における原子炉の動的な振る舞いについて説明する。 原子炉からの制御棒の引き抜き・挿入に伴う原子炉の出力の変化など、安全上重要な項目と なる。

第10章では、代表的な原子力プラントとして、加圧水型軽水炉と沸騰水型軽水炉の概要 を説明する。

第11章では、核燃料で発生した熱がどのように輸送され、発電などの用途に利用される か、また発電プラントを運転することによって燃料ペレットや被覆管で起こる事象につい て説明する。

第12章では、原子炉内で発生している様々な物理現象間の相互作用について説明する。

第 13 章では、原子炉の物理の基礎データ取得に用いる極低出力の原子炉(臨界集合体) について説明を行う。

第14章では、原子炉のうち、材料の照射などに使用する様々なタイプの試験研究炉について説明する。

第15章では、原子力プラントの安全確保に必要な基本的な考え方及び原子炉の物理と原子力安全の考え方の関係を説明する。

第16章では、核燃料施設における安全確保、特に臨界安全についての基本的な考え方を 説明する。

8

第2章 原子力開発の歴史

内容

第2章	原子力開発の歴史			
2.1 放兵	2.1 放射線の発見(1890~1930年代)[1,2]15			
2.1.1	エックス線の発見	16		
2.1.2	ラジウム・ポロニウムの発見、放射能の発見	16		
2.1.3	アルファ線・ベータ線・ガンマ線の発見	16		
2.1.4	原子構造(原子核・電子)の実証	16		
2.1.5	中性子の発見	16		
2.2 核	分裂の発見と実証(1900~1940 年代)[1,2]	19		
2.2.1	ウラン壊変の発見	20		
2.2.2	質量とエネルギーの等価性の証明	20		
2.2.3	核変換の実証	20		
2.2.4	人工放射能の発見	20		
2.2.5	核分裂の発見	20		
2.2.6	核分裂中性子の発見	20		
2.2.7	核分裂連鎖反応の実証	21		
2.3 原-	子爆弾の開発(1940~1960 年代)[1,3]	24		
2.3.1	原子力の軍事利用と原子爆弾	25		
2.3.2	マンハッタン計画	25		
2.3.3	核拡散防止条約による核兵器開発の規制	26		
2.4 発行	電用原子炉の開発(1950~1970 年代)[1]			
2.4.1	原子力の平和利用と発電用原子炉	29		
2.4.2	発電用原子炉の炉型選定と「原子炉物理」の役割	29		
2.4.3	発電用原子炉概念の誕生			
2.4.4	増殖炉概念の誕生	31		
2.4.5	加圧水型軽水炉概念の誕生	31		
2.4.6	潜水艦用原子炉の開発	32		
2.4.7	世界初の商業用原子炉の運転開始			
2.4.8	沸騰水型軽水炉概念の誕生			
2.4.9	アメリカ以外の国における発電用原子炉開発	34		
2.4.10	石油危機に伴う原子力発電利用の進展	35		
2.5 原-	子力事故(1970~2010 年代)[3,4]			
2.5.1	スリーマイル島原子力発電所事故			
2.5.2	チェルノブイリ原子力発電所事故			
2.5.3	福島第一原子力発電所事故			
2.6 福.	島第一原子力発電所事故後の原子力開発(2010 年以降)[3,4,5]	42		

2.6.1	各国の原子力開発政策	.43
2.6.2	世界的なエネルギー需要の増加	.43
2.6.3	地球温暖化に伴う原子力発電需要の増加	.44
2.6.4	原子炉の世代と次世代原子炉開発	.44
2.6.5	廃止措置技術の開発	.45

【この章のポイント】

- ・原子力開発の歴史は、19世紀後半から20世紀初頭にかけて欧州を中心に相次いだ放射線の発見、及び核分裂の発見と実証により幕を開け、第二次世界大戦下の国際政治の渦の中で原子爆弾の開発につながった。
- ・戦後の20世紀中盤において、予算・人材規模で他国を圧倒するアメリカを中心に、軽水炉を主体とする発電用原子炉の開発が強力に推進され、「原子炉の物理」、すなわち核分裂を制御する技術の基礎が確立された。
- ・ 20 世紀後半から 21 世紀初頭にかけて経験した重大な原子力事故の教訓と、今日の世界的なエネルギー需要の増加により、原子力安全の向上に資する開発が益々重要となっており、その中核的な技術基盤として「原子炉の物理」が果たすべき役割は大きい。

原子力開発の歴史とは、他の発電方式(火力・再生可能エネルギー等)とは異なる原子 力固有の技術(原子炉を原子炉たらしめている技術)に関する開発の歴史であり、「原子炉 の物理」に係る技術基盤と密接な関係がある。したがって、「原子炉の物理」を学ぶ上で、 その成り立ちの背景=原子力開発の歴史を学ぶことには大きな意義がある。

本章では、19世紀後半から20世紀初頭に相次いだ放射線の発見から、20世紀中盤に大きく進展した発電用原子炉の開発、20世紀後半から21世紀初頭にかけて経験した原子力 事故を踏まえた今後の原子力開発まで、約1世紀超の原子力開発の歴史を概観する。本章 の構成に沿って整理した原子力開発の概略年表を表2-1に示す。

表 2-1 原子力開発の概略年表

年代	節	1890 1900 1910 1920 1940 1950 1960 1970 1980 1990 2000 2010 2020
放射線の発見	2.1	△1895 エックス線の発見(2.1.1節) △1898 ラジウム・ボロニウムの発見、放射能の発見(2.1.2節) △1898 アルファ線、ベータ線の発見(2.1.3節) △1900 ガンマ線の発見(2.1.3節)
核分裂の発見と実証	2.2	
原子爆弾の開発	2.3	$\Delta 1940$ プルトニウムの発見(2.3.1節) $\Delta 1940$ 冶金計画(2.3.1節) $\Delta 1942$ マンハッタン計画(2.3.2節) $\Delta 1945$ 世界初の核爆発実験(トリニティ実験)(2.3.2節) $\Delta 1945$ 世界初の核兵器としての原子爆弾投下(広島 長崎)(2.33節) $\Delta 1945$ 世界初の核兵器としての原子爆弾投下(広島 長崎)(2.33節)
発電用原子炉の開発	2.4	$\Delta 1953$ 原子力平和利用宣言(2.4.1節) $\Delta 1955 世界初の原子力潜水艦(ノーチラス号)の航海試験成功(2.4.6節)\Delta 1957 国際原子力機関(IAEA)の設立(2.4.1節)\Delta 1957 世界初の商業用原子炉(シッピング・ポート)の運転開始(2.4.7節)$
原子力事故	2.5	Δ 1979 スリーマイル島原子力発電所事故 Δ 1986 チェルノブイリ原子力発電所 $3011 福島第一原子力発電所事故(2,5.3節) \Delta$
福島第一原子力発電所 事故後の原子力開発	2.6	2016 パリ協定の発効(2.6.3節) △ 第4世代原子炉の開発(2.6.4節) 廃止措置技術の開発(2.6.5節)

2.1 放射線の発見(1890~1930年代)[1,2]

【この節のポイント】

- 19世紀後半から20世紀前半にかけ、欧州の研究者らにより、さまざまな放射線の発見が相次ぎ、原子核および放射線に関する物理学の基礎が短期間のうちに確立した。
- ・ 中性子は、原子炉で生じる核反応の中核を担う放射線であり、中性子を含む放射線の
 発見が、原子力開発の出発点となった。



図 2-1 ラジウムとポロニウムを発見したキュリー夫妻 (https://ja.wikipedia.org/wiki/%E3%83%9E%E3%83%AA%E3%83%BB%E3%82%AD%E3%83 %A5%E3%83%AA%E3%83%BC)

ドイツの化学者マーチン・クラプロート(Martin Klaproth)は、1789年に新しい金属元 素を発見した。この元素はウラニウムと名づけられ、それは数年前に発見された天王星(ウ ラヌス)に由来する。ウラニウムは地球上で天然に存在する最も重い元素として知られて いる。

その後、20世紀を前に、ヴィルヘルム・レントゲン(Wilhelm Röntgen)、アンリ・ベク レル(Henri Becquerel)、キュリー夫妻(図 2-1: Pierre Curie and Maria Curie)が、放射線と、 放射線に関連する新たな自然現象を次々と発見した。

本節では、各放射線の発見について、発見された年・発見した科学者・発見の経緯等を

解説する。

2.1.1 エックス線の発見

1895年、ドイツの実験物理学者ヴィルヘルム・レントゲンは、クルックス管を用いた陰 極線の実験中、黒い紙や木片などの不透明体を透過する放射線を発見した。放射線は、原 子核が余分なエネルギーを発散する際に放出する高速粒子や高エネルギーの電磁波である。 レントゲンは、この放射線の正体が未解明であったことから、「未知のもの」という意味で エックス線と名づけた。

翌1896年、フランスの物理学者アンリ・ベクレルは、放射線がウラン鉱石から放出され ていることを発見した。後に訪れる物理学の変革において、レントゲンとベクレルによる 放射線の発見が、その出発点となった。

2.1.2 ラジウム・ポロニウムの発見、放射能の発見

1898年、ピエールとマリーのキュリー夫妻は、放射性物質であるラジウムとポロニウム を発見した。また、トリウムやウランなどの元素がもつ「放射線を放出する性質」を放射 能と名づけた。

その後 1914 年、マリー・キュリーはパリにラジウム研究所を設立し、放射能研究を推進 した。後に、原子力開発の中核である核分裂研究において数多くの功績を残すこととなる 当研究所のフレデリック・ジョリオ (Frederic Joliot-Curie) は、マリー・キュリーの娘イレ ーヌと結婚し、放射能研究にまい進した。

2.1.3 アルファ線・ベータ線・ガンマ線の発見

1898年、イギリスの物理学者アーネスト・ラザフォード(Ernest Rutherford)は、トリウムやウランからエックス線とは異なる2種類の放射線が放出されていることを発見し、アルファ線、ベータ線と名づけた。後に、ベータ線は-eの負電荷を持ち、アルファ線は+2eの正電荷をもつヘリウムの原子核であることが実証された。

1900年、フランスの化学者ポール・ヴィラール(Paul Villard)は、エックス線よりも透 過力が大きく、磁場で曲がらない放射線がラジウムから放出されていることを発見した。 ラザフォードは、この放射線をガンマ線と名づけた。

2.1.4 原子構造(原子核・電子)の実証

1911年、ラザフォードは、原子の質量が、その中心にある非常に小さな領域に集中して いることを明らかにした。ラザフォードは、この小さな領域(原子核)は正の電荷をもっ ており、その外側に、非常に軽い負の電荷をもつ電子が存在することを実証した。

2.1.5 中性子の発見

1932 年、イギリスの物理学者ジェームズ・チャドウィック(James Chadwick)は、ポロ

ニウムから放出されるアルファ線をベリリウムに衝突させることにより、中性子を発見した。ラザフォードは、1920年代に中性子の存在を予言していたが、電荷をもたないために 検出が容易ではなく、他の放射線よりも後に発見された。

中性子の発見を受け、ドイツの物理学者ヴェルナー・ハイゼンベルク(Werner Heisenberg) は、原子核が陽子と中性子で構成されていると考えた。

中性子は、その後開発されることになる原子炉において生じる核反応の中核を担う放射 線であり、中性子の発見が原子力開発の出発点となった。

【コラム】原子力開発に関連したノーベル賞受賞者

原子力に関する研究開発が推進される過程では、その基礎・基盤研究に従事した数多くの科学者がノーベル賞を受賞した。当時の時代背景として、原子力開発そのものが科学・ 技術分野における重要な成果に位置づけられていたことが示唆される。

原子力開発に関連したノーベル賞受賞者を表 2-2 にまとめる。本章に登場する多くの科 学者らが、1900~1930 年代に受賞していたことがわかる。

受賞 年度	受賞 部門	受賞者	国籍 (受賞時)	受賞理由	関連節
1901	物理学	ヴィルヘルム・レントゲン	ドイツ	エックス線の発見	2.1.1
1903	物理学	アンリ・ベクレル	フランス	自発的放射能の発見	2.1.1
同上	物理学	ピエール・キュリー	同上	ベクレルによって発見され た放射現象に関する共同 研究	2.1.2
同上	同上	マリー・キュリー	同上	同上	同上
1908	化学	アーネスト・ラザフォード	イギリス	元素の崩壊、放射性物質 の化学に関する研究	2.1.3, 2.2.1
1911	化学	マリー・キュリー	フランス	ラジウムおよびポロニウム の発見とラジウムの性質 およびその化合物の研究	2.1.2
1921	物理学	アルベルト・アインシュタイン	スイス	理論物理学に対する貢 献、特に光電効果の法則 の発見	2.2.2
1922	物理学	ニールス・ボーア	デンマーク	原子構造と原子から放射 に関する研究についての 貢献	2.2
1927	物理学	アーサー・コンプトン	アメリカ	彼に因んで命名されたコ ンプトン効果の発見	2.2.7
1932	物理学	ヴェルナー・ハイゼンベルク	ドイツ	量子力学の創始ならびに その応用、特に同素異形 の水素の発見	2.1.5
1935	物理学	ジェームズ・チャドウィック	イギリス	中性子の発見	2.1.5
1938	化学	フレデリック・ジョリオ・キュリー	フランス	人工放射性元素の発見	2.2.4
同上	同上	イレーヌ・ジョリオ・キュリー	同上	同上	同上
1938	物理学	エンリコ・フェルミ	イタリア	中性子放射による新放射 性元素の存在証明および 関連して熱中性子による 原子核反応の発見	2.2.5, 2.2.6

表 2-2 原子力開発に関連したノーベル賞受賞者一覧(1/2)

受賞 年度	受賞 部門	受賞者	国籍 (受賞時)	受賞理由	関連節
1944	化学	オットー・ハーン	ドイツ	原子核分裂の発見	2.2.5
1951	化学	グレン・シーボルグ	アメリカ	超ウラン元素の発見	2.3.1
1974	平和	佐藤栄作	日本	非核三原則の提唱	2.4.1
2005	平和	国際原子力機関		原子力エネルギーの平和 的利用に対する貢献	2.4.1

表 2-2 原子力開発に関連したノーベル賞受賞者一覧(2/2)

【コラム】現代物理学における日本人科学者の活躍

第二次世界大戦後の1949年、湯川秀樹は日本人として初めてノーベル賞を受賞した。湯 川の受賞では、素粒子物理学分野における「中間子理論」が理由とされており、表 2-3 に 示すように、その後も素粒子に関する成果で複数の日本人および日本出身の科学者らがノ ーベル物理学賞を受賞している。素粒子は、物質を構成する最小の単位であり、その基礎 研究は原子力開発と密接に関連する。

日本では、湯川のノーベル賞受賞以前から、素粒子物理学のもととなる量子力学の分野 において精力的に研究が進められ、仁科芳雄が、その先駆的な役割を果たした。仁科は日 本の現代物理学の父と呼ばれており、表 2-3 に名を連ねたノーベル賞受賞者をはじめ、数 多くの科学者に影響を与えた。また、仁科芳雄の次男である仁科浩二郎は、名古屋大学で 原子炉物理研究を主導し、理論・実験両面で先進的な成果をあげた[6]。

近年は、日本の基礎研究の取り組みが組織としても大きな成果をあげている。理化学研 究所の RI ビームファクトリーで生成された 113 番元素が国際的に新元素として認定され た。2016 年、この元素が、理化学研究所仁科加速器科学研究センターの研究グループが提 案した「ニホニウム (Nh)」に命名される快挙を遂げた[7]。

受賞年度	受賞者	受賞理由
1949	湯川秀樹	中間子の存在の予想
1965	朝永振一郎	量子電気力学分野での基礎的研究
1973	江崎玲於奈	半導体におけるトンネル効果の実験的発見
2002	小柴昌俊	天体物理学、特に宇宙ニュートリノの検出に対するパイオニア的貢献
2008	小林誠	小林・益川理論とCP対称性の破れの起源の発見による素粒子物理学
		への貢献
同上	益川敏英	同上
同上	南部陽一郎	素粒子物理学における自発的対称性の破れの発見
2014	赤崎勇	高輝度で省電力の白色光源を可能にした青色発光ダイオードの発明
同上	天野浩	同上
同上	中村修二	同上
2015	梶田隆章	ニュートリノが質量を持つことを示すニュートリノ振動の発見

表 2-3 日本人および日本出身のノーベル物理学賞受賞者一覧(2019年9月時点)

2.2 核分裂の発見と実証(1900~1940年代)[1,2]

【この節のポイント】

- 20世紀前半において、欧州の研究者らにより原子力開発の中核となる核分裂研究が進展し、「核変換の実証」、「核分裂の発見」等、重要な成果が相次いで創出された。
- 1942年12月2日、エンリコ・フェルミらにより、アメリカのシカゴ大学フットボール・ スタジアムの観客席下にあるスカッシュ・コートに設置された原子炉で臨界実験が行われ、世界で初めて核分裂連鎖反応が実証された。



図 2-2 シカゴ・パイル1号の初臨界の様子 (https://ja.wikipedia.org/wiki/%E3%82%B7%E3%82%AB%E3%82%B4%E3%83%BB%E3%83 %91%E3%82%A4%E3%83%AB1%E5%8F%B7)

放射線が相次いで発見された 20 世紀前半は、原子力開発の中核となる核分裂研究につい ても大きく進展した。欧州では、原子核や核反応を研究する複数のグループが、新しい理 論や実験結果を次々と発表し、原子核と放射線に関する物理学の基礎が一挙に確立された。 フランスでは、ジョリオ・キュリーが核分裂研究で多大な功績を残した。イギリスでは、 アーネスト・ラザフォードが原子構造模型を提唱した。デンマークでは、ニールス・ボー ア(Niels Bohr)がアルベルト・アインシュタイン (Albert Einstein) と量子力学で大きな論

争を繰り広げ、彼らは現代物理学の双璧と呼ばれた。ドイツでは、オットー・ハーン(Otto Hahn)が核分裂を発見した。イタリアには、後にアメリカに渡り、世界最初の原子炉となる「シカゴ・パイル」(図 2-2: Chicago Pile)を完成させ、核分裂連鎖反応の実証を成功に 導いたエンリコ・フェルミ(Enrico Fermi)がいた。彼らが、原子・原子核・放射能・量子 物理分野の研究にまい進した結果、核分裂に係る重要な成果が相次いで創出された。

本節では、核分裂の発見と実証に大きく寄与した成果について、成果が得られた年・科学者・成果創出の経緯等を解説する。

2.2.1 ウラン壊変の発見

1902年、アーネスト・ラザフォードは、ウランがアルファ線を放出して別の原子に変わること(壊変)を発見した。

2.2.2 質量とエネルギーの等価性の証明

1905年、ドイツ出身の物理学者アルベルト・アインシュタインは、質量とエネルギーの 等価性を証明する「特殊相対性理論」を発表した。

2.2.3 核変換の実証

1919年、ラザフォードは、ある原子を人工的に別の原子に変えられること(核変換)を 証明した。これを機に、多くの科学者が、さまざまな原子に放射線を衝突させ、別の原子 に変換させる実験に取り組んだ。

2.2.4 人工放射能の発見

1934年、フレデリック・ジョリオ・キュリーとイレーヌ・ジュリオ・キュリーは人工放 射能を発見した。1935年、ジョリオ・キュリーはノーベル賞授賞式後の記念講演で、「将 来我々科学者は原子を自由に分割したり、くっつけたりすることができるようになるだろ う。その時には莫大なエネルギーが放出されるだろう」と述べた。当時、この予言は物理 学の世界に大きな衝撃を与えた。本講演を機に、多くの科学者が、莫大なエネルギーを放 出する核分裂の実証研究にまい進した。

2.2.5 核分裂の発見

1935年、イタリアの物理学者エンリコ・フェルミは、ウランに中性子を衝突させ、ウランより重い元素を発見したと発表したが、この発表は誤りであることが後に明らかとなった。その後1938年、ジョリオ・キュリーらは、フェルミの実験を追証した結果、ウランに中性子を衝突させるとウランより軽い元素(バリウム)ができることを発見した。

この発見の確認に時間がかかる中、同年12月、ドイツの化学者オットー・ハーンとオー ストリア出身の物理学者リーゼ・マイトナー(Lise Meitner)は、ウランに中性子を衝突さ せると放射性のバリウムが生成されることを発見した。また、マイトナーは、ウランの原 子核が中性子を吸収すると、二つの原子核に割れること(核分裂)を発見した。こうして、 「核分裂の発見」という歴史的栄誉は、ハーンとマイトナーの手に渡った。

アインシュタインが証明した質量とエネルギーの等価性に基づいて計算された結果と、 マイトナーの考察による結果は合致し、ウランの核分裂によって膨大なエネルギーが放出 されることが示唆された。

2.2.6 核分裂中性子の発見

1939年、エンリコ・フェルミは、中性子が核分裂によって放出される可能性が高いこと

を指摘した。

同年、ジョリオ・キュリーは、ウランに中性子を衝突させると核分裂を起こし、より軽い2つの元素ができ、その際にエネルギーが放出され、同時にいくつかの中性子も放出されることを発見した。

この発見は、原子力エネルギーの利用を考えるうえで重要な意味をもっていた。すなわ ち、エネルギーの放出を伴う核分裂を起こすには、ウランに中性子を衝突させる必要があ るが、もし核分裂のたびに新たに中性子が生まれるならば、ウランに中性子を1個だけ衝 突させることにより、核分裂反応を次から次へと連鎖的に生じさせることができる。この 連鎖反応こそ、大量のエネルギーを発生させるために必要となる現象であった。

核分裂の発見後、ジョリオ・キュリーは、核分裂によるエネルギー発生に関する3件の 特許(2件は原子炉、1件は原子爆弾)を申請した。これを機に、ジョリオ・キュリーを中 心としたフランスの科学者らが原子力開発を牽引することとなった。

2.2.7 核分裂連鎖反応の実証

放射線の発見や核分裂の発見に係る成果は、欧州の科学者を中心に創出されたものであったが、1939年、エンリコ・フェルミが祖国イタリアからアメリカに移住したのを機に、 アメリカの原子力開発が急速に進展し、開発の先駆者が取って代わった。当時、イタリア でムッソリーニによるファシズムが全盛期を迎えていたことがフェルミ移住のきっかけで あったといわれている。

当時、アメリカのフランクリン・ルーズベルト(Franklin Roosevelt)大統領は、第二次 世界大戦の勃発とアメリカの参戦を不可避と考えていた。ルーズベルトは、フェルミらに よる研究成果を受け、核分裂エネルギーの軍事利用を目的とした研究体制を整えた。研究 が開始された 1941 年当時、核分裂研究は既に核分裂連鎖反応を実証する段階まで進んでい た。アメリカ政府による強力な資金援助のもと、最初の原子炉の実験計画が 1942 年半ばに 開始され、フェルミが指揮をとることとなった。

1942 年、原子爆弾の開発を目的とし、シカゴ大学の冶金研究所が研究拠点とされた。ア ーサー・コンプトン (Arthur Compton) が所長となり、コンプトンの下で、フェルミが物 理部長に任命された。当時、原子爆弾の開発を目的とした研究は「冶金計画」という暗号 名で呼ばれた。冶金研究所には、アメリカ中から多くの優秀な科学者が招集され、最盛期 には約 2,000 名もの科学者が研究にまい進した。その後、「冶金計画」の本拠地がニューヨ ークのマンハッタンに移され、新たな暗号名「マンハッタン計画 (Manhattan Project)」の もと、核分裂研究が強力に推し進められていった。

同年、フェルミらは、核分裂連鎖反応の実証実験に着手した。シカゴ大学のフットボー ル・スタジアムの観客席下にあるスカッシュ・コートに、約50トンの天然ウランを置き、 その周囲に減速材である黒鉛ブロックを積み重ねていった。黒鉛ブロックが約400トンに なったところで、ウランに中性子を衝突させた結果、核分裂連鎖反応が生じ、臨界状態(核 分裂連鎖反応が持続される状態)が確認された。 こうして、フェルミらは、臨界となる条件をうまく揃えれば核分裂連鎖反応を起こせる ことを世界で初めて実証した。これは、1942年12月2日の出来事である。本実験は、黒 鉛ブロックを何万個も積み重ねたものであることから、当時は「原子パイル」(現在は「シ カゴ・パイル」と呼ばれている。)と呼ばれたが、これが世界初の原子炉となった。

上述した核分裂連鎖反応に係る基礎・基盤技術の開発を経て、マンハッタン計画の規模 はさらに大きくなった。ナチス・ドイツが核分裂エネルギーの軍事利用を先に成功させる ことを恐れたアメリカは、原子爆弾の製造に突き進んでいった。

【コラム】フランスとアメリカにおける気質の違い[1]

フランスは、科学・芸術・文化等の幅広い分野において、歴史上傑出した人物を数多く 輩出してきた国である。その一方、優れた個人の発明や能力をまとめあげ、国全体として 大きな力を発揮することは得意でないといわれてきた。そのため、組織化が必須となる工 学の分野では、それを得意とするアメリカに先を越されることが多々あったようである。 原子力開発においても、フランスとアメリカにおけるこのような気質の違いが見てとれ る。すなわち、放射線の発見や核分裂研究の段階においては、フランスを中心に、ジョリ オ・キュリーをはじめとする個々の優れた研究者が数多くの成果を創出し、原子力開発を 牽引した。その後、アメリカで原子爆弾の開発という国家レベルの目標が設定されると、 核分裂連鎖反応の実証を皮切りに、組織化の得意なアメリカが予算・人材の規模を活かし、 世界の原子力開発の担い手に取って代わった。

その後、アメリカの原子力開発は、原子爆弾だけでなく、発電用原子炉についても世界 を牽引してきた。アメリカの2 大重電メーカーである、ウェスティングハウス (Westinghouse: WH)社とゼネラルエレクトリック(General Electric: GE)社は、それぞれ 加圧水型軽水炉(Pressurized Water Reactor: PWR)と沸騰水型軽水炉(Boiling Water Reactor: BWR)を開発し、軽水炉プラント技術をアメリカ国内だけでなく世界に開放した結果、軽 水炉は、今や世界の原子炉シェアの大半を占めるに至っている。

【コラム】日本の原子力開発

本書は日本の教科書であるが、日本に関連する原子力開発については割愛した。その理 由は、日本の原子力技術がアメリカからの技術導入によるものであり、純然たる独自開発 とはいえないためである。また、その背景として、1952年にサンフランシスコ講和条約が 発効されるまで、敗戦国である日本では、GHQ(連合国軍総司令部)の占領政策として原 子力開発が全面的に禁止され、開発の着手が遅れたことも関係している。

原子力開発の黎明期において、大局的な歴史の時間軸上に日本の原子力開発は現れない が、今日、日本が「原子力先進国」と呼ばれるに至る背後には、数多くの先人達による努 力がある。第二次世界大戦後、原子力開発が遅れていた日本では、(i)原子力の研究開発を 推進するため、早期に原子炉を建設すること、(ii)物理・化学・生物等の基礎研究を行うこ と、(iii)ラジオアイソトープを生産すること、および(iv)研究者・技術者を養成すること等 を目的とし、日本初の原子炉 JRR-1 (Japan Research Reactor No.1) が建設された[8]。 JRR-1 は日本原子力研究所(当時)が建設・運転を手がけた、通称湯沸し型と呼ばれる 均質溶液型の小型研究炉である。1956 年 8 月に着工され、1957 年 6 月に完成した。同年 8 月 27 日、炉心は臨界に達し、日本で初めて「第 3 の火」=原子力の灯がともされた。その 後、運転停止までの 11 年間、エネルギー約 182 MWh、運転時間 8,043 時間の実績を残し た。JRR-1 の建設・運転を通じて、日本は原子力人材育成の基盤を構築し、炉物理実験、 照射実験等の基礎技術に係る知見を着実に蓄積していった。

JRR-1の臨界到達後、日本初の「発電用」原子炉 JPDR (Japan Power Demonstration Reactor) が建設された[8]。JPDR は日本原子力研究所(当時)が運転を手がけた、GE 社製の BWR である。1963 年 10 月 26 日、日本で初めて原子力発電に成功し、これを記念して 10 月 26 日は「原子力の日」に制定された。

JRR-1、JPDR を起点とした 20 世紀中盤以降における日本の原子力開発の歴史について は、日本原子力学会賞「原子力歴史構築賞」の受賞案件[8]が参考になる。各案件の概要を 一通り眺めるだけでも、数多くの先人達が積み上げてきた成果と、そのために払われてき た努力の大きさ・熱量を体感することができる。 2.3 原子爆弾の開発(1940~1960年代)[1,3]

【この節のポイント】

- 核分裂連鎖反応を大量かつ瞬間的に生じさせるか、徐々に行わせるかで、その用途は 「原子爆弾」と「発電用原子炉」に大別されるが、核分裂反応が発見・実証された 20 世紀前半から中盤にかけては、政治的影響(ナチス・ドイツの台頭、第二次世界大戦 の勃発)により、原子爆弾の開発・製造技術が先行して確立された。
- アメリカは、世界に先駆けて原子爆弾を開発するため、マンハッタン計画を立ち上げ、
 その製造と実験に成功した。
- 第二次世界大戦後は、核軍縮を目的とし、戦勝国のうち一部の国以外に核兵器の開発・
 保有を認めない核拡散防止条約が制定されたが、実際の核軍縮は進んでいない。



図 2-3 世界初の核実験(トリニティ実験)における核爆発直後の様子 (https://ja.wikipedia.org/wiki/%E3%83%88%E3%83%AA%E3%83%8B%E3%83%86%E3%82% A3%E5%AE%9F%E9%A8%93)

核分裂連鎖反応の実証により、これまで人類が経験したことのない莫大なエネルギーが 得られることが明らかとなり、その相反する2つの用途が必然的に見出された。1つは、 核分裂連鎖反応を大量かつ瞬間的に生じさせ、爆発的なエネルギーを生み出す原子爆弾(大 量破壊兵器)、もう1つは、核分裂連鎖反応を徐々に行わせ、適度なエネルギーを長時間に わたり継続的に取り出す発電用原子炉であった。

核分裂の発見と同時期にナチス・ドイツが台頭し、第二次世界大戦が勃発したことから、 ナチスが世界に先駆けて原子爆弾の開発に成功することを恐れた連合国側では、アメリカ が国中の科学者を集めて原子爆弾を開発・製造し、1945年7月の核実験(図2-3)を経て、 翌8月、世界で初めて原子爆弾を核兵器として広島と長崎に投下するに至った。その威力 と悲惨さを経験した人類は、原子爆弾の投下から70年以上が経った今も、「兵器としての 核分裂エネルギー」=核兵器を手放すことはできていない。

本節では、アメリカを中心とした原子爆弾の開発の歴史を解説する。

2.3.1 原子力の軍事利用と原子爆弾

ナチス・ドイツの台頭を機に、アメリカで原子爆弾の開発が開始された。これは、大量 破壊兵器としての核分裂エネルギー利用、すなわち軍事利用を意味する。

ナチス・ドイツによる迫害を恐れたハンガリーの物理学者レオ・シラード(Leo Szilard) は、イタリアのエンリコ・フェルミと同様、アメリカへの移住を選択した。シラードは、 核分裂エネルギーの軍事利用が政治的圧力に直結しうることに気づいた。ナチス・ドイツ が万一、先行してこの軍事利用に成功することとなれば、世界に大きな悲劇が訪れる恐れ があると考えた。1939 年 10 月、シラードはアルベルト・アインシュタインの支援を受け てアメリカのルーズベルト大統領に書簡を送り、この悲劇の可能性を訴えた。この書簡に 込められたシラードの意図を理解したルーズベルトは、程なくして「ウランについての諮 問委員会」を設置した。これを機に、アメリカでは組織的な原子力開発が開始されること となった。

当時、アメリカの原子力研究は、フェルミ1人が牽引したものではなかった。1940年、 カリフォルニア大学のグレン・シーボルグ(Glenn Seaborg)が、ウランに中性子を吸収さ せると、核分裂性の極めて高いプルトニウムという元素ができることを発見した。この発 見を起点に、アメリカ中から多くの科学者が招集され、原子爆弾用プルトニウムの生産方 法に関する開発が開始された。前節で述べたように、これは「冶金計画」という暗号名で 呼ばれた。

2.3.2 マンハッタン計画

「冶金計画」は間もなく「マンハッタン計画」に名前を変え、原子爆弾の開発は着々と 進められた。エンリコ・フェルミによる核分裂連鎖反応の実証も、この開発の一環として 得られた成果であった。

その後、核分裂連鎖反応の実証を含む基礎技術の蓄積を経て、原子爆弾の開発は製造段

階に入った。計画はグローブス将軍を中心として強力に推進され、15万人規模の超大型プロジェクトとなった。開発拠点は、(i)テネシー州オークリッジ(Oak Ridge)、(ii)ワシントン州ハンフォード(Hanford)、(iii)ニューメキシコ州ロスアラモス(Los Alamos)の3箇所に置かれ、それぞれに大規模な研究・開発・製造施設が建設された。(i)にはウラン濃縮施設、(ii)にはプルトニウム生産用原子炉が建設され、(iii)では原子爆弾の設計が行われたと同時に、関連する製造施設が建設された。その後、1945年7月16日、アメリカは世界最初の核爆発実験(トリニティ実験)に成功し、マンハッタン計画は所期の目的を達成した。

本計画で建設された3施設は、その後国立研究所として生まれ変わった。(i)のウラン濃縮施設については、発電用原子炉燃料の製造に必要なウラン濃縮サービスを世界で唯一提供できる施設となった。1960~1970年代にかけ、世界中の電力会社が濃縮サービスを利用した結果、元々軍事用に建設された(i)は、初期の原子力発電を支える重要な役割を担った。 原子爆弾は瞬間的に爆発させる必要があることから、天然ウラン中の核分裂性のウラン 235(U-235)の濃縮度を0.7%から90%超にまで高めることにより、核分裂連鎖反応を起こしやすくしていた。マンハッタン計画で(i)が建設されたのは、このウラン濃縮技術を開発するためであった。発電用原子炉燃料のウラン濃縮は、原子爆弾向けに90%超まで高めていたU-235の濃度を、濃縮途中の3~4%の時点で取り出すことにより対応することができた。

(ii)のプルトニウム生産用原子炉は、ウラン 238 (U-238) に中性子を衝突させ、プルト ニウムを生産するために建設された。建設当時、原子爆弾としては高濃縮ウランよりもプ ルトニウムの方が優れていることが既にわかっていたためである。プルトニウム生産炉は 他の炉型と同様、核分裂連鎖反応により大量の熱を発生させることができ、発電用原子炉 にもなることから、その後、旧ソ連、イギリス、フランスにおける発電用原子炉の原型と なった。

2.3.3 核拡散防止条約による核兵器開発の規制

第二次世界大戦後、アメリカ以外のいくつかの国々も原子爆弾の開発・製造・実験に成 功していった。その後、原子爆弾を含む核兵器の廃絶を最終目標とした核軍縮を目的とし て核拡散防止条約(Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons: NPT)が制定され、1970 年に発効された。NPT では、1967年1月1日時点で核兵器を保有していたアメリカ、ロシ ア、イギリス、フランス、中国の5か国を核兵器保有国(核兵器の保有を許された国)と 認定し、それ以外の国については核兵器の保有を禁止し、非核保有国とした。非核保有国 が核兵器を保有した状態を「核の拡散」という。NPT は 25 年間の期限付であったが、1995 年、無条件・無期限の延長が決定され、今や190 か国以上が本条約を締結するに至ってい る。

NPT 未加盟国や脱退国の中には核兵器を保有する国があり、多くの例外や変則的運用も 許容されているため、本条約の拘束力については今も多くの課題が残されている。また、 核兵器保有国と非保有国の間の不公平感や、複雑に絡み合う各国の利害・政治的背景等に

26

より、実際の核軍縮は進んでいない。

【コラム】広島・長崎に投下された原子爆弾[3]

1945年7月のトリニティ実験成功後、アメリカは、太平洋戦争において日独伊軍事同盟の中で唯一残った日本の降伏を促すことを主な目的とし、同年8月、広島と長崎に原子爆弾を投下した。8月6日、広島に原子爆弾「リトルボーイ」が、同月9日には、長崎に原子爆弾「ファットマン」が、それぞれ投下された。これが世界で初めて核兵器として投下される原子爆弾となった。

リトルボーイは、U-235の濃縮度を 80%超に高めた高濃縮ウランによる「ガンバレル型 (砲身型)」の原子爆弾である。臨界量未満に分けられた 2 つの高濃縮ウランの塊を火薬に より瞬時に衝突させて臨界量にもっていき、大気中の中性子をトリガーとして、瞬時に核 分裂連鎖反応を起こすものである。ガンバレル型の原子爆弾は、使用前の起爆装置の誤作 動等により瞬時に臨界量に達する可能性があるため、取り扱い上の安全性は低いとされる。

一方、ファットマンは、プルトニウムによる「インプロージョン型(爆縮型)」の原子爆 弾である。臨界量未満に分けられた複数の球状プルトニウムの塊を火薬により瞬時に中心 部に圧縮させて密度を高め臨界量にもっていき、ベリリウム・ポロニウム中性子発生器に よる中性子をトリガーとして、瞬時に核分裂連鎖反応を起こすものである。プルトニウム による原子爆弾をガンバレル型としないのは、核分裂性のプルトニウム 239 (Pu-239) に 混在したプルトニウム 240 (Pu-240)の自発核分裂による「過早核爆発」を防ぐためであ る。

ウラン濃縮コストの高さと原子爆弾の取り扱い上の安全性の観点から、現在の原子爆弾 は、プルトニウムによるインプロージョン型が主流となっている。

27

2.4 発電用原子炉の開発(1950~1970年代)[1]

【この節のポイント】

- 第二次世界大戦後、原子力の平和利用を目的とした発電用原子炉の開発が進み、いくつかの国で早期に実用化が達成された。
- アメリカでは世界に先駆けてウラン濃縮技術が確立され、減速材としての重水や黒鉛の利用が必須でなくなったことから、濃縮ウラン・軽水減速炉(軽水炉)の開発に成功した。その結果、経済性の観点から、原子炉の他の炉型(重水炉、黒鉛炉、ガス炉等)に対する優位性が高まり、発電用軽水炉の世界シェアが一挙に広がった。
- ・ 発電用原子炉開発の根幹は、膨大な燃料・減速材・冷却材候補の中から、実用化の観 点で最適な組み合わせを選択すること(炉型選定)にあり、原子炉物理は、その中核 を担った。この大きな潮流の中で、原子炉物理の技術基盤それ自身が確立された。



図 2-4 シッピングポート原子力発電所 1 号炉 (https://ja.wikipedia.org/wiki/%E7%AC%AC1%E4%B8%96%E4%BB%A3%E5%8E%9F%E5% AD%90%E7%82%89)

第二次世界大戦後、原子力開発の黎明期を支えた科学者たちは原子爆弾の開発から解放 された。彼らは戦後の技術者とともに、核分裂エネルギーの平和利用を目指した実用化研 究に着手し、発電用原子炉の開発を成功に導いた(図 2-4)。 戦後復興を通じて世界的に工業化が進展する中、それを支えるエネルギー源の主体は石 炭から石油に変わりつつあった。工業化の中で、将来にわたり消費が増え続けることにな れば、これらの化石燃料もいずれ枯渇するリスクが見通されるようになった。また、1970 年代の2度にわたる石油危機を発端に石油価格が高騰したことで、豊富な石油資源を有す る中東の国々が政治力を得たことも相まって、世界情勢が再び緊迫化するのではないかと 危惧されるようになった。このような中、アメリカ、フランス、イギリス、カナダ、旧ソ 連等が独自に進めてきた原子力開発に成果をあげた結果、石油価格は下落し、世界は安定 と活気を取り戻した。特に、自由経済市場における厳しい競争の中でアメリカが最本命と して見出した軽水炉技術は、発電用原子炉開発の成功に決定的な役割を果たした。

本節では、軽水炉を中心とした発電用原子炉の開発の歴史を解説する。

2.4.1 原子力の平和利用と発電用原子炉

第二次世界大戦後も原子爆弾の開発は続き、アメリカのみならず、旧ソ連やイギリス等、 いくつかの戦勝国が次々と原爆実験に成功していった。このような中、1950年6月に朝鮮 戦争が始まり、中国の参戦も相まって戦線がこう着するにつれ、アメリカでは戦争の早期 終結を支持する世論が広がりを見せ始めた。1952年のアメリカ大統領選挙では、朝鮮戦争 の開始を主導した民主党のハリー・S・トルーマン大統領(Harry S. Truman)に対し、共和 党のドワイト・デビッド・アイゼンハワー(Dwight David Eisenhower)が朝鮮戦争の早期 終結を最大の選挙公約として戦い、勝利した。大統領就任後、アイゼンハワーは公約通り 1953年7月に朝鮮戦争を終結させた。

1953 年 12 月、アイゼンハワー大統領は、核軍備拡張競争(軍拡競争)への歯止めを求 めるアメリカ国民の声を背景に、ニューヨークの国連本会議で「原子力平和利用宣言 (Atoms for Peace)」を発表した。この宣言の中でアイゼンハワー大統領は、軍拡競争の中 止と、原子力の平和利用を世界に呼びかけた。また、アメリカがこれまで機密情報として 取り扱っていた原子力技術を、平和利用に供する目的であれば、他国に向けて積極的に開 示し、技術支援を進めていく方針を打ち出した。その後、本宣言を契機として、1957 年、 国際原子力機関(International Atomic Energy Agency: IAEA)が設立された。

こうして、アメリカの対外原子力政策は、それまでの秘密主義から一転して国際協力主義へと変わり、原子力平和利用と発電用原子炉開発の道が拓かれた。

2.4.2 発電用原子炉の炉型選定と「原子炉物理」の役割

アメリカでは、第二次世界大戦前後における圧倒的な国力と自由経済体制のもとで、原 子爆弾の開発だけでなく、発電用原子炉開発においても世界を牽引した。他国では、低コ ストで手堅い技術をもとに開発せざるをえなかったが、アメリカでは豊富な国力により、 複数の技術オプションの得失を分析し、その中から経済性の観点で最も優れたものを選択 することができた。アメリカはエネルギー資源にも恵まれており、発電用原子炉の早期実 用化に迫られていなかったため、開発対象を初期段階で限定することなく、膨大な技術オ プションを比較・検討することができた。

政府主導で開発が推進された国々では国産技術の保護が前提とされたのに対し、アメリ カでは初めから民間企業が開発を担った。自由経済市場の厳しい競争原理のもとで膨大な 技術オプションがふるいにかけられ、市場が客観的に選ぶ少数の技術が生き残った。その 結果、後述する軽水炉を軸に、発電用原子炉の開発が推進された。

原子爆弾と発電用原子炉の開発系譜はまったく異なるものの、アメリカでは、マンハッ タン計画においてウラン濃縮技術が確立済みであったことも、他国より優れた技術を早期 に開発できた要因であった。濃縮ウランは核分裂しやすい優れた燃料であることから、こ れを用いることで、減速材や冷却材に用いるべき物質の選択の幅が広がった。その結果、 減速材として、人類がその特性を熟知した普通の水(重水との対比で軽水と呼称)を用い ることが可能となった。

これに対し、イギリスやフランスではウラン濃縮技術をもたなかったため、燃焼効率の 悪い天然ウランを用いざるを得なかった。その場合、減速材としては性能が極めて高いも の(中性子をよく減速して核分裂を促し、中性子の吸収も少ないもの)を採用する必要が あることから、その選択肢は重水や黒鉛に限られ、経済性の観点で軽水炉より優れた炉型 を見出すことはできなかった。

初期の発電用原子炉開発の根幹は、膨大な燃料・減速材・冷却材候補の中から、実用化 の観点で最適な組み合わせを選択すること(炉型選定)にあり、**原子炉物理**は、その中核 を担った。この大きな潮流の中で、原子炉物理の技術基盤それ自身が確立されていった。 ここで、原子炉物理の技術基盤とは、(i)原子炉内で中性子が従う基礎方程式(ボルツマン 方程式の応用)、(ii)ボルツマン方程式の数値解法(計算手法の開発)、(iii)数値解法に合わ せた計算機技術、(iv)核データライブラリ等が挙げられる。

2.4.3 発電用原子炉概念の誕生

ウィスコンシン大学のファリントン・ダニエルズ(Farrington Daniels)は、シカゴ大学 冶金研究所の所長を務めた後、発電用原子炉の概念を創出した。1946年、この提案が受け 入れられ、オークリッジのクリントン研究所で本格的に研究が開始された。エンリコ・フ ェルミらによる「シカゴ・パイル」と同様、ダニエルズの提唱した原子炉は「ダニエルズ・ パイル」と呼ばれ、アメリカにおける発電用原子炉開発の出発点となった。

ダニエルズ・パイルは、約1,200℃の高温条件で稼働し、減速材として酸化ベリリウムが、 冷却材としてヘリウムガスが採用された。これは、極めて高難度の技術に基づく原子炉概 念であり、考案時は未解決の技術課題が山積していた。その後、本計画は中断されること となったが、本計画を通じて、原子力に関する膨大な知見が戦後の技術者らに継承されて いった。本計画には、WH 社の技術者や、潜水艦用原子炉の開発を行った海軍の技術者ら も参加しており、その後誕生することとなる加圧水型軽水炉(PWR)の技術基盤構築に重 要な役割を果たした。
2.4.4 増殖炉概念の誕生

発電用原子炉の開発がシカゴ大学冶金研究所(後のアルゴンヌ国立研究所)とクリント ン研究所(後のオークリッジ国立研究所)で開始されると、ウラン資源の有効活用が最も 重要な技術課題として掲げられた。当時、世界のウラン資源量は極めて少ないと考えられ ていたため、ウラン資源を有効に活用できる技術が、その将来性(息の長さ)に直結する と考えられるようになった。

ウラン資源を最も有効に活用できるのが、「増殖炉」と呼ばれる原子炉概念であることは、 当時既に明らかにされていた。天然ウランの 99.3%を占める U-238 に中性子を吸収させ、 これを効率的にプルトニウムに変換することができるならば、机上の計算では、すべての 天然ウランを燃料として活用できることになる。この技術を実用化することは決して容易 ではないが、原子炉をうまく設計できれば、最初に入れた燃料よりも多くの燃料(プルト ニウム)を生成することができる。この原子炉概念は、燃料が増えるという意味で「増殖 炉」と呼ばれ、「夢の原子炉」または「無尽蔵のエネルギー源」ともいわれた。

2.4.5 加圧水型軽水炉概念の誕生

発電用原子炉開発の初期段階では、アメリカにおける多くの科学者が増殖炉の概念に着 目していた。アルゴンヌ国立研究所では、液体金属ナトリウムを冷却材とする「高速増殖 炉」(Fast Breeder Reactor: FBR)を有望視し、オークリッジ国立研究所でも増殖炉の研究が 進められていた。その後、オークリッジ国立研究所では、アルゴンヌ国立研究所の考案し た増殖炉に勝る炉概念を見出せていなかったため、以前から研究されていた、中性子を減 速させ、核分裂を促進する熱中性子炉に再び目を向けるようになった。

熱中性子炉の最も基本的な構成要素としては、核分裂反応により熱エネルギーを発生さ せる「燃料」、核分裂を促すために中性子を減速させる「減速材」、燃料から発生した熱を 取り出す「冷却材」があり、各構成要素にどのような材料を適用するかが大きな課題であ った。

原子力開発の初期段階における燃料としては、核分裂のしやすい U-235 の割合が低い天 然ウランしかなかった。また、天然ウランを利用して核分裂連鎖反応を持続させ、原子炉 の運転を継続する、すなわち臨界状態を維持するためには、重水または黒鉛を減速材とし て用いる必要があった。重水は中性子減速能力が高い一方、非常に高価であるため、商業 化を目的とした発電用原子炉への適用に際してはコスト面で不利であった。また、黒鉛は 重水に比べてはるかに安価である一方、十分な減速能力を得るには大量の黒鉛が必要とな るため、原子炉の高出力化(大型化)に限界があった。

重水製造技術等、高い技術力を有していた欧州では20世紀中盤、自国由来の独自技術の 活用を重視し、天然ウラン燃料・重水減速炉路線での原子力開発を主軸としていた。この 間、圧倒的な予算・人材を投資して原子力開発を進めていたアメリカは、核分裂のしやす い U-235 の割合を高めるためのウラン濃縮技術を確立し、減速材として重水や黒鉛を用い ることは、もはや必須要件ではなくなった。 この点に着目したオークリッジ国立研究所のアルビン・ワインバーグ (Alvin Weingerg) は、安価で使い方も熟知された普通の水(軽水)を減速材として用いることを考えた。軽 水は熱伝達特性が良く、冷却材を兼ねることも相まって、コスト・取り扱い・設計のいず れの観点でも有利になることが見込まれた。その結果、濃縮ウラン燃料・軽水減速炉=軽 水炉の概念が誕生した。

水は温度が上昇して沸騰すると、水と蒸気が混合して複雑な挙動を示すことから、解析 により予測した通りの性能が出るかについては不確かな要素が多く、原子炉を安定して制 御することは難しいと考えられていた。そこでワインバーグらは、水を沸騰させずに温度 を上げればよいとの着想に至り、水の圧力を高くし、高温・高圧の液体状にして用いれば よいとの結論に達した。ここに、世界中で最も多く普及することになる加圧水型軽水炉 (PWR)の概念が誕生した。

2.4.6 潜水艦用原子炉の開発

アメリカ海軍のハイマン・リッコーバー(Hyman Rickover)は、アメリカ初の発電用原 子炉の実験炉を目指していたダニエルズ・パイル計画に参画していた。この計画の中で、 リッコーバーは、原子炉が潜水艦用の動力源として極めて望ましいことに気づいた。第二 次世界大戦後、東西冷戦下において、潜水艦は重要な戦略的軍事力であったため、その性 能向上として潜水時間の延長が強く望まれていた。原子炉を動力源にできれば、燃料交換 が1年以上不要となり、燃料に酸素も必要としないことから、潜水時間を飛躍的に伸ばす ことができると考えられた。

その後、リッコーバーは、核分裂の発見後間もない 1930 年代末に海軍のロス・ガン (Ross Gunn) が既に同様の点に着目し、1945 年には原子力潜水艦の開発計画書まで作成していた ことに気づいた。これにより、リッコーバーは自らの着想を確かなものにすると、強力な リーダーシップと並外れた政治的センスを発揮し、海軍と原子力委員会の双方に潜水艦用 原子炉の開発を目的とした組織を立ち上げた。リッコーバーは双方の組織のトップに就任 し、潜水艦用原子炉の開発にまい進した。

潜水艦用原子炉の開発にあたり、リッコーバーはアメリカの 2 大重電メーカーである WH 社と GE 社に、原子炉概念の提案を依頼した。その際、リッコーバーは重要な条件と して、(i)潜水艦内に搭載することからコンパクトであることと、(ii)旧ソ連との軍備拡張競 争の中で一刻も早く実用化可能な技術であることの2点を要求仕様として提示した。その 結果、天然ウラン燃料・黒鉛減速炉は(i)を満たせず、高速増殖炉については実用化の観点 で課題が山積しており(ii)を満たせないことから、両炉型は選択肢から外れた。

当時、WH 社は多くの技術者をダニエルズ・パイル計画に参画させていた経緯から、PWR の研究で先行するオークリッジ国立研究所の研究者らと技術交流を深めていた。その自然 な流れから、WH 社はオークリッジ国立研究所の支援を得て、PWR を提案する方針とした。 ただし、リッコーバーの提示した(i) (コンパクトさ)を満たすため、燃料については高濃 縮ウランを用いることとした。

32

一方、GE 社は、将来の発電用原子炉の本命と考えられていた高速増殖炉の概念を基礎 としつつ、リッコーバーの提示した(ii)(早期の実現性)を満たすための炉型の見直しを進 め、高速中性子よりも取り扱いの容易な中速中性子を用いることとした。一方、冷却材に ついては(i)(コンパクトさ)を重視し、性能のよい液体金属ナトリウムを用い、高速増殖 炉の変形と言える中速増殖炉を提案する方針とした。

リッコーバーにとって、WH社のPWRも、GE社の中速増殖炉も、ともに十分魅力的で ありつつ、いずれの炉型も長所と短所をもち合わせていた。PWRの短所である加圧条件の 取り扱いについては、技術的な観点から短期的に解決できるものであった。一方、中速増 殖炉の短所であるナトリウムの取り扱いについては、ナトリウムと水の接触による爆発の 危険性が化学的に根本的なものであり早期解決が困難であったため、最終的にはPWR が 採用された。

WH 社の PWR を搭載した世界初の原子力潜水艦であるノーチラス号 (Nautilus) は、1954 年1月に進水し、翌 1955 年1月 17日、航海試験に成功した。潜水艦用原子炉の開発で得られた膨大な技術的知見は、WH 社にとって何にも代えがたい財産として蓄積され、その後の同社における原子力発電ビジネスに大きく貢献した。

2.4.7 世界初の商業用原子炉の運転開始

1953 年、潜水艦用原子炉の開発を成功に導いたリッコーバーは、航空母艦用原子炉の開発計画を立ち上げた。その後、朝鮮戦争への財政負担の増大を背景にこの開発は中止されたが、間髪を入れず、リッコーバーは陸上用の大型発電炉の開発計画を立て、その予算化に成功した。リッコーバーは、炉型選定において、潜水艦用原子炉の開発を通じて実績のある PWR を採用し、WH 社が開発を担当した。

このプラントは、ペンシルバニア州のシッピングポート(Shippingport)に建設されるこ ととなり、シッピングポート原子力発電所と呼ばれた。陸上発電用原子炉の開発において は、潜水艦用原子炉の開発過程で蓄積された膨大な PWR の技術データが活用された。た だし、潜水艦用の PWR ではコンパクト化を重視して高濃縮ウランが用いられたが、陸上 発電用では経済性を重視し、濃縮コストの低い低濃縮ウランが採用された。これに合わせ て燃料仕様が抜本的に見直され、今日まで用いられてきた酸化ウラン燃料と、その被覆管 材料としてジルカロイ合金が新たに開発された。

1957 年 12 月、シッピングポート原子力発電所は、アメリカ最初の原子力発電所として 商業運転に成功し、これが世界初の商業用原子炉となった。シッピングポート原子力発電 所の運転開始を皮切りに、原子力発電時代への道が拓かれ、メーカーとして PWR 技術を 蓄積してきた WH 社は PWR の導入にまい進していった。

2.4.8 沸騰水型軽水炉概念の誕生

1952 年、アメリカの原子力委員会(Atomic Energy Commission: AEC)は、民生発電用原 子炉開発計画を発表した。本計画の中で、「PWR」、「BWR」、「FBR」、「ガス冷却黒鉛減速 炉」、「均質炉」の5つが、至近の開発対象に選定された。その後、政府の予算削減要求に応じて対象炉型を1つ減らす必要が生じたことから、PWRとBWRが軽水炉という点で共通であることを鑑み、開発の遅れていたBWRが計画からいったん除外された。

その後、1954年に原子力法が改正され、再度、開発対象炉型が拡張されることとなった。 その間、アルゴンヌ国立研究所において、BWRの炉内で生じる沸騰現象が当初懸念され た原子炉の不安定化にはつながらないことが実証され、BWRは再び開発対象炉型に選定 された。当時、GE社がBWR開発に本格参入しはじめていたこともあり、BWRの開発は 一挙に進展し、市場に導入されることとなった。

1962年、アメリカ政府-原子力委員会の発電用原子炉開発計画において、PWR、BWR、 FBR、ガス冷却黒鉛減速炉の4つが、商業化の観点から現実的な原子炉に選定された。そ の後、ガス冷却黒鉛減速炉は、発電効率を高めるために温度を上げる改良が進み、以後、 「高温ガス炉」と呼ばれるようになった。

上記4 炉型のうち、FBR と高温ガス炉については根本的な技術課題の解決に時間を要す ることが見通されるようになったため、長期的な開発計画の中に位置づけられることとな った。その結果、すぐに商業化できる発電用原子炉としては PWR、BWR のみが残った。 軽水炉が本命の炉型として残った大きな理由は、水が(i)人類の最も使い慣れた液体であり、 (ii)安価であり、(iii)減速材・冷却材双方の観点から優れた性質をもっていたためである。 また、潜水艦用原子炉の開発を通じて PWR の開発が圧倒的に先行していたことも、最後 に軽水炉が残った理由の1つに挙げられる。

2.4.9 アメリカ以外の国における発電用原子炉開発

アメリカでは複数の炉型を比較・検討することにより、最終的に軽水炉を商業化の本命 と位置づけたが、アメリカ以外で原子力開発の自主化を推進する国々では、軽水炉と異な る炉型を軸に開発が進められた。

カナダでは、隣国アメリカとは異なる独自路線を貫き、天然ウラン・重水減速炉の CANDU 炉を開発し、発電用原子炉として実用化した。

旧ソ連では、PWR と独自技術による沸騰水型軽水冷却黒鉛減速炉(RBMK)の2 炉型を 発電用原子炉として実用化した。なお、RBMK は極低出力で不安定になり、一度事故が起 こると大事故につながりかねないとして、アメリカとイギリスでは採用が見送られた。旧 ソ連では 1986 年、この RBMK 技術を用いたチェルノブイリ原子力発電所(Chernobyl Nuclear Power Plant)で事故を起こしており、事故後、この炉型は採用されていない。

フランスでは、ジョリオ・キュリーらが重水を用いた核分裂研究に取り組んできたこと もあり、重水の取り扱いに習熟していた。重水自体はノルウェーから入手できたこともあ り、当初は天然ウラン燃料・重水減速炉の開発が推進されたが、十分な量の重水を確保で きなくなったため、重水減速炉の開発は中止された。その後、もう1つの優れた減速材で ある黒鉛を用いた天然ウラン燃料・黒鉛減速炉が採用されたが、最終的にはアメリカ製軽 水炉の導入に舵を切ることとなった。

2.4.10 石油危機に伴う原子力発電利用の進展

1973年10月、第4次中東戦争が勃発すると、機を同じくして第1次石油危機が発生し、 石油価格が高騰した。政治的に不安定な中東の石油産出国は、石油供給先に対して石油を 盾に強い発言権を行使し始めた。国内に十分なエネルギー資源をもたないフランスは、こ のような不安定な状況に鑑み、原子力発電所を増設する方針を打ち出し、フランス電力公 社(EDF)は今後の新設発電所をすべて原子力発電とする方針を打ち出した。

フランスの原子力産業界は、石油危機を起点とした原子力発電所増設の流れの中で2つ の賢明な策を講じることで、石油危機を追い風に変えた。第1に、メーカーであるフラマ トム社 (Framatome) が WH 社と対等な技術力を蓄積してきたことで、対等なパートナー シップ契約を結ぶことが可能となり、アメリカに縛られずに PWR の開発にまい進するこ とができた。第2に、設計が同一のプラントを1つのサイトに複数基建設する「プラント の標準化」により、経済性を向上させることができた。通常は、個々の発注主である電力 会社が配置やサイズ等について個々の要求を出すことから、合理主義の国であるアメリカ ですら、標準化が実を結ぶことはなかった。一方、フランスは電力会社が EDF1 社しかな く、かつ、それが国営企業であったことから、標準化による経済性の向上に成功した。フ ランスは幸運にも、軽水炉への切り替えを第1次石油危機の前に完了していたため、石油 依存体質から原子力利用への移行を円滑に推進することができた。

一方、イギリスでは、一時期5つものメーカーが乱立し、各メーカーにプラント建設が 万遍なく発注されたことが一因で技術が拡散した結果、原子力開発においてアメリカやフ ランスの後塵を拝することとなった。炉型選定においても、マグノックス炉(マグネシウ ム合金を燃料被覆管に採用した炭酸ガス冷却黒鉛減速炉)、改良型ガス炉、蒸気発生重水減 速炉と、国産技術路線を突き進みつつも炉型が大きく変遷し、軽水炉導入への方針転換ま でに時間を要することとなった。

イギリスの原子力産業界は、軽水炉路線に転換した後も苦難の時期を過ごした。軽水炉 が建設される予定だった 1980 年代初期は、第2次石油危機後の経済不況でエネルギー需要 が伸びず、石油危機の教訓として省エネルギー化が進められたことも相まって、電力供給 が過剰になり始めた。また、北海における豊富な油田の発見が決定打となり、新規の原子 力発電所を建設する必要性がなくなった。さらに、1979 年のスリーマイル島原子力発電所 事故(Three Mile Island accident: TMI accident)と、1986 年のチェルノブイリ原子力発電所 事故により、軽水炉開発を前にして、原子力発電の是非が問われることとなった。

【コラム】大阪万博に届いた「原子の灯」

1953年のアイゼンハワー大統領による原子力平和利用宣言を機に、日本政府は原子力発 電所の開発体制を確立していくこととした。1954年3月、改進党(当時)の中曽根康弘ら が原子力開発予算を国会に提出し、1954年度予算に計上された。当時の予算額2億3500 万円はウラン235(U-235)にちなんだものであったといわれている。 その後、日本は高度経済成長期に入り、原子力開発に関する官民一体の取り組みが進ん だ。それまで「次世代の夢」であった原子力発電は、「現実的」かつ「先進的」な1つの電 源になりつつあった。当時、子供たちが読む漫画本の中では原子の力で動く科学の子「鉄 腕アトム」が活躍しており、この時代における原子力開発の機運を伺い知ることができる。 このような時代背景のもと、関西電力は、1970年に大阪で開催される「万国博に原子の 灯を」を合言葉に、美浜原子力発電所1号機の建設を開始した[9]。工事は順調に進み、1970 年1月に完成、同年7月29日に臨界に到達した。それから間もない8月8日午前11時過 ぎ、1号機から送られた約1万kWの「原子の灯」は無事万博会場に届き、電光掲示板を 通じて一般の来場者たちにも知らされた。大阪万博の開催は世界の注目を集め、大阪府千 里丘陵の会場には約半年の会期中に6,400万人を超える人々が押し寄せた。

2.5 原子力事故(1970~2010年代)[3,4]

【この節のポイント】

- 20 世紀後半から 21 世紀初頭にかけ、いくつかの原子力事故が発生した。
- 特に重大な原子力事故は、スリーマイル島原子力発電所事故、チェルノブイリ原子力
 発電所事故、福島第一原子力発電所事故であり、これらの事故要因は各々全く異なる
 ものの、事故の経験とその後の対応から教訓とすべき点は多い。



図 2-5 福島第一原子力発電所事故

(https://ja.wikipedia.org/wiki/%E7%A6%8F%E5%B3%B6%E7%AC%AC%E4%B8%80%E5%8E %9F%E5%AD%90%E5%8A%9B%E7%99%BA%E9%9B%BB%E6%89%80%E4%BA%8B%E6 %95%85)

20世紀中盤において発電用原子炉の開発・利用が急速に進展し、その恩恵が享受され始める一方、20世紀後半からは、そのリスク=原子力事故が現実のものとして発生し、発電 用原子炉利用の是非が度々問われることとなった。

原子力事故の要因は、原子炉の設計上の欠陥、運転操作中のヒューマン・エラー等、さまざまなものがあるが、結果として事故が発生したという点では同じである。原子力事故の影響度合いとしては、国際原子力事象評価尺度(International Nuclear and Radiological Event Scale: INES)により、レベル 0~7 までの 8 段階で評価され、レベル 1~3 が異常事象(incident)、レベル 4~7 が事故(accident)とされている。

本節では、発電用原子炉の事故に分類される事例として、スリーマイル島原子力発電所 事故、チェルノブイリ原子力発電所事故、福島第一原子力発電所事故(図 2-5)を挙げ、 原子力事故の経験とその後の対応を解説する。

2.5.1 スリーマイル島原子力発電所事故

1979年3月28日、アメリカのスリーマイル島原子力発電所2号炉(TMI-2)で燃料溶融 事故が発生した。本事故は INES レベル5(より広範な影響の事故)に分類される。

本原子炉は、電気出力 96 万 kW の PWR である。97%出力運転中、二次系の軽微な故障 が原因でポンプとタービンが停止し、一次系の温度と圧力が上昇した。その後、加圧器逃 し弁が開き一次系の圧力の上昇が抑制されたが、圧力が低下した後も弁は熱により開固着 の状態となった。これにより一次冷却材が漏出・沸騰し、炉心水位が低下した結果、燃料 溶融に至った。炉心水位低下の要因は、加圧器の水位計を確認した運転員が、原子炉圧力 容器には十分水があるものと考え、過剰給水を警戒して炉心内の冷却水を注入する緊急炉 心冷却装置を手動で止めてしまったことにあった。当時、沸騰する泡が吹き上がり、水位 計が水位を実際よりも高く表示しており、これを誤表示と見抜けなかったことが、本事故 の結末を決定づけた。

事故後、溶融燃料(燃料デブリ)は原子炉容器内に留まったものの、燃料デブリの取り 出しや放射性廃棄物の処理も含めたサイトのクリーンアップには、多額の費用と期間が必 要とされた。取り出された燃料デブリと使用済燃料はキャニスターに封入され、アイダホ 原子力研究所への輸送を経た後、燃料貯蔵プールに移された。その後、独立した使用済燃 料貯蔵施設の水平乾式貯蔵モジュールに移送された。現在、燃料デブリを含め、全燃料の 99%が回収されたと推定されている。

放射性廃棄物については、処理・処分に向けて検討が進められている。また、廃止措置 については、TMI-1の廃止措置と同時に実施する計画であり、実際の作業は今後 30~50 年後と想定されている。この間、主要な放射線源であるセシウム 137 とコバルト 60 は約半 分に減衰するため、解体や除染作業を合理的に行うことができると考えられている。

2.5.2 チェルノブイリ原子力発電所事故

1986 年 4 月 26 日、旧ソ連(現ウクライナ)のチェルノブイリ原子力発電所 4 号炉で燃料溶融事故が発生した。本事故は INES レベル 7 (重大事故)に分類される。

本原子炉は、電気出力100万kWの黒鉛減速沸騰軽水圧力管型原子炉(RBMK)である。 外部電源喪失を想定した試験中、運転ミスにより炉心溶融と水蒸気爆発が発生し、炉心が 大規模に損傷した。炉心損傷に伴い、大量の放射性物質が外部に放出され、旧ソ連国内に とどまらず、欧州各国にまで放射性物質が放出されるに至った。ここでは、運転における 数多くの判断の誤りや手順の逸脱があった。その中で最も重大な誤りは、想定していたも のよりもずっと低い炉出力で試験を開始したこと、炉出力を試験条件まで低下させる際、 試験開始の指示が遅れたことにより、キセノン蓄積に起因して低下していく炉出力を補償 するため、安全規則を逸脱して制御棒を引き抜いたことであった。挿入された制御棒がわ ずか6本となった状態で試験が開始され、低出力であったがゆえに試験開始後に超臨界と なり、出力が急上昇した際に制御棒は全挿入されたものの、挿入完了までに20秒はかかる ため、炉停止には間に合わなかった。その結果、低出力で自己制御性をもたない特性と相 まって、原子炉出力の急上昇を引き起こすこととなった。

事故後、原子炉には封じ込めのためのコンクリートやほう素が大量に投入され、石棺状態で管理されている。また、本発電所から 30 km 圏内は立入禁止区域となっている。石棺 そのものも老朽化が進行していることから、石棺を覆うシェルターが建設され、2016 年 11 月に設置が完了した。シェルター建設後も、本原子炉は依然として安定化に向けた作業の 段階にある。今後、シェルターを含めたシステム全体の安全性を向上させるとともに、放 射性廃棄物の処理・処分を進めていくことが検討されている。

2.5.3 福島第一原子力発電所事故

2011 年 3 月 11 日に東北地方太平洋沖地震が発生し、地震で発生した津波により、福島 第一原子力発電所(1F)で炉心溶融、水素爆発、放射性物質の外部への大量放出が発生した。本事故は INES レベル 7(重大事故)に分類される。

1Fには6機の原子炉(BWR)があり、電気出力は1号機が460 MW、2~5号機が784 MW、 6号機が1,100 MWである。事故時の状況は原子炉ごとに異なっている。地震発生時、1~ 3号機は運転中であり、緊急停止により停止モードに入り、崩壊熱除去システムが動作中 に津波が襲来し、全電源喪失などの重大な事態に陥った。4~6号機は定期検査のため、停 止中であった。

地震発生時に運転中であった 1~3 号機は地震動を検知し、自動的に炉心部に制御棒が挿 入され、核分裂反応が停止された。すなわち、原子炉を安定な停止状態にするために必要 とされる「止める」「冷やす」「閉じ込める」のうち、「止める」については成功した。しか し、原子炉に設置されている「冷やす」ための装置が電源を喪失し、そのすべてが使用で きなくなった結果、「冷やす」=崩壊熱を除去することに失敗し、燃料温度の上昇により燃 料が破損した。燃料の破損により、燃料中に蓄積されていた放射性物質を「閉じ込める」 こともできなくなり、放射性物質を原子炉外に放出する重大事故をもたらした。その結果、 周辺地域を含め、社会に深刻な影響を及ぼしている。

1 号機では、津波によりすべての電源設備が浸水被害を受け、その機能を喪失した。その結果、「冷やす」「閉じ込める」に失敗し、大量の放射性物質を放出する事故となった。 また、事故時に発生した水素により水素爆発を起こし、原子炉建屋の損傷にまで至った。

2号機では、1号機と同様にすべての電源機能を喪失したが、直流電源喪失前に原子炉隔 離時冷却系ポンプ(原子炉で発生する蒸気を用いてポンプを回し、注水する装置)が起動 したため、運転が継続され、3月14日までの約3日間、「冷やす」機能は維持された。し かし、この間に電源設備を復旧することができなかったため、最終的には「冷やす」「閉じ 込める」に失敗した。2号機では、1号機の水素爆発時に開放されたブローアウトパネル(破 裂板式安全装置)の開口部から事故時に発生した水素が放出されたため、水素爆発と、そ れによる原子炉建屋の大規模損壊は免れた。ただし、同開口部から大量の放射性物質が放 出された。

3 号機では、交流電源を喪失したものの、直流電源については喪失を免れたため、3 月

12日まで「冷やす」機能が維持された。しかし、この間に交流電源を復旧することができなかったため、最終的には「冷やす」「閉じ込める」に失敗した。3号機で発生した水素は、
3号機の原子炉建屋を水素爆発により損傷させただけでなく、隣接する4号機へと接続された配管を通じて流れ込み、4号機の原子炉建屋をも損傷させた。

【コラム】 チャイナ・シンドローム

1979年3月16日、原子力発電所の事故をモチーフとした映画「チャイナ・シンドローム」がアメリカで公開された。本映画のタイトルは、「炉心が溶融し、高温の溶融燃料が原子炉の底を突き破って地下にもぐり、地球の反対側の中国にまで到達する」という、ブラック・ユーモアに拠る。この映画の公開から2週間後の同月28日、スリーマイル島原子力発電所事故が発生した。

また、1995年11月15日、アニメ・新世紀エヴァンゲリオンの第7話「人の造りしもの」 が日本でテレビ放送された。本放送では、核分裂炉を動力源とした人型兵器が暴走するス トーリーが展開される。この放送から3週間後の12月8日、もんじゅナトリウム漏えい火 災事故が発生した。なお、もんじゅの火災事故はスリーマイル島原子力発電所事故やチェ ルノブイリ原子力発電所事故とは性質の異なる事故であり、INES上はレベル1(逸脱)に 分類される。

「チャイナ・シンドローム」も「エヴァンゲリオン」も、大事故寸前の「万事休す」と いうタイミングで、原子炉の爆発が食い止められるストーリー展開となっている。しかし、 現実に事故が起きれば、映画のような展開になるとは限らない。原子力利用においては、 過去の原子力事故の経験とその後の対応を教訓とし、何にも増して「原子力安全」が最優 先されるべきである。この考え方は、いかに原子炉の安全性能が高められた段階において も、将来にわたり揺らぐことのない「基本原則」である。

【コラム】JCO 臨界事故[3]

1999年9月30日、東海村のJCO で臨界事故が発生した。本事故は INES レベル4(限定 的な影響の事故) に分類される。本事故は、いわゆる原子炉の事故ではなく、スリーマイ ル島原子力発電所事故やチェルノブイリ原子力発電所事故とは性質が異なる。このため、 本筋の説明からは割愛したが、日本で初めて被ばくによる死亡者を出した事故として記憶 すべきものである。

JCO 臨界事故は、高速増殖炉の実験炉である「常陽」の核燃料加工の最終工程で、不適切な手順に基づく作業により発生したものであり、多量の中性子線とガンマ線を被ばくした作業員2名が死亡した。

事故当日、作業員は、常陽向けにウラン濃縮度が 18.8%に高められた硝酸ウラニル溶液 を、正規のマニュアルとは異なる裏マニュアルに沿って、ステンレスバケツで運び、他の 容器に移し替えた。また、この溶液を、臨界にならない細長い形状の貯塔容器に移して均 質にすることになっていたが、さらなる効率化のため、中性子漏れの少ない円筒形状の沈 殿槽(内径 45 cm、高さ 60 cm)の中に、ステンレスバケツで溶液を移し替える手順に変更 した。この沈殿槽は、冷却水入りのジャケットで覆われていた。

移し替えの作業中、約16 kgの硝酸ウラニル溶液を沈殿槽に注ぎ終わった瞬間、臨界事 故が発生した。その瞬間、作業員は溶液の中を青白い光が走るのを目撃しており、チェレ ンコフ放射に類似した発光現象であったと考えられている。

本事故の要因は、「バケツから円筒容器に移し替えたこと」、「ウラン濃縮度が18.8%と通 常の燃料よりはるかに高かったこと」、「沈殿槽の外部を覆っていた冷却水が中性子反射体 の役割を果たしたこと」の3条件が重なったことにより、核燃料が臨界量を超えてしまっ たことにある。「臨界質量」「ウラン濃縮度」「核分裂性核種」「中性子漏れの少ない形状」 「中性子反射体」といった、「原子炉の物理」に基づく臨界事象や臨界量に対する教育を徹 底し、これらの基礎知識を十分に浸透させていれば、事故の根本要因である誤った裏マニ ュアルの作成や作業の効率化(省力化)にはつながらなかったものと考えられる。 2.6 福島第一原子力発電所事故後の原子力開発(2010年以降)[3,4,5]

【この節のポイント】

- 2011年3月に発生した福島第一原子力発電所事故以降、世界各国で原子力開発政策が
 見直されつつある。
- ・世界的なエネルギー需要の増加や地球温暖化防止対策の観点から今後も原子炉を利用していくためには、原子力安全の向上に資する不断の技術開発が必要であり、「安全性」を大前提に、「経済性」や「運転性」を高めた次世代原子炉の開発が進んでいる。
- ・ 原子力開発とは、廃止措置技術までを含めた開発であり、福島第一原子力発電所の廃止措置においては、燃料デブリ取り出しをはじめ、「原子炉の物理」に係る技術基盤が
 果たすべき役割は益々高まっている。

Generation IV: Nuclear Energy Systems Deployable no later than 2030 and offering significant advances in sustainability, safety and reliability, and economics



図 2-6 原子炉の世代と変遷

(https://ja.wikipedia.org/wiki/%E7%AC%AC4%E4%B8%96%E4%BB%A3%E5%8E%9F%E5% AD%90%E7%82%89)

21世紀初頭は、世界的なエネルギー需要の増加や地球温暖化防止対策の観点から原子力 発電需要が急増し、原子カルネッサンスと呼ばれる時期があった。しかし、原子カルネッ サンスは長続きせず、2011年3月に発生した福島第一原子力発電所事故を機に、原子力開 発は再び苦難の時期を迎えた。世界各国は原子力政策を見直し、原子力利用の廃止を打ち 出す国も現れ始めた。

本節では、各国における至近の原子力開発政策をまとめるとともに、今後も原子炉を利 用していくにあたり、益々重要となる原子力安全の向上と、それをふまえた次世代原子炉 の開発(図 2-6)、廃止措置技術の開発について解説する。

2.6.1 各国の原子力開発政策

福島第一原子力発電所事故後、世界各国で原子力政策を見直す動きがあり、原子力を推 進する国の中には、中長期的に廃止する政策をとる国も現れ始めた。しかし、重要なベー スロード電源である火力と原子力のうち、火力については地球温暖化問題の根本原因の1 つであり、将来的な化石燃料不足と価格高騰のリスクがあることを踏まえると、今後も長 期的にベースロード電源として維持するには大きな課題を抱えている。もし、火力と原子 力の双方を排除する方向となれば、現段階では発電用エネルギーの安定供給が困難となる。 この観点から、世界的には多くの国が引き続き原子力を推進する計画であり、新たに原子 力の導入を検討する国も存在する。

地球温暖化ガス排出量ランキングで世界第1位~4位に位置する中国、アメリカ、イン ド、ロシアでは、それぞれ10基以上の新設を計画している。また、この4か国以外で原子 力を引き続き推進する政策をとるのは、フランス、イギリス、フィンランド、ウクライナ、 スロバキア、ルーマニアである。さらに、今後のエネルギー需要の拡大を見据え、新たに 原子力発電の導入を検討する国としては、バングラデッシュ、トルコ、ベラルーシ、リト アニア、エジプト、ポーランド、サウジアラビア、アラブ首長国連邦が挙げられる。一方、 中長期的に脱原子力政策を進める国は、ドイツ、ベルギー、スウェーデン、台湾、韓国で ある。

日本は、地球温暖化ガス排出量ランキングで世界第5位であり、同時に、消費エネルギーに占める化石燃料の割合でも世界第3位(約95%)となっている。2018年7月に閣議決定された第5次エネルギー基本計画において、原子力が引き続き重要なベースロード電源に位置づけられ、2030年時点における電源構成上の見通しは20~22%程度とされている。本計画では、「3E+S」というエネルギー政策の基本的視点が示されている。すなわち、安全性(safety)を前提に、エネルギーの安定供給(energy security)、経済効率性の向上(economic efficiency)、環境への適合(environment)を図るため、最大限の取り組みを行うという方針が打ち出されている。

福島第一原子力発電所事故を経験した日本の責務は、技術および運用の両面から原子力 安全の向上を国際的に発信していく取り組みが求められる。

2.6.2 世界的なエネルギー需要の増加

経済成長に伴い、世界のエネルギー消費量は増加の一途をたどっている。1965 年に 38 億 toe (tonne of oil equivalent、原油換算トン)であったエネルギー消費量は、1 年あたり 2.6% のペースで増加を続け、2011 年には 123 億 toe に達した。

エネルギー消費の伸び率は国によって差があり、先進国(OECD 諸国)では伸び率が低 く、開発途上国(非 OECD 諸国)で高くなる傾向にある。この背景として、先進国では、 (i)経済成長率、人口増加率とも開発途上国と比較して低く留まっていること、(ii)産業構造 が変化したこと、(iii)エネルギー消費機器の効率改善等による省エネルギーが進んだこと等 が挙げられる。これに対し、開発途上国ではエネルギー消費が単調に増加している。 世界のエネルギー消費量をエネルギー源別にみると、石油の消費量は1971年から1年あたり1.3%のペースで増加を続け、今日に至るまで、エネルギー消費における最大のシェアを誇っている。また、石炭についても発電向けの消費が堅調に増加している。特に近年は、 アジア地域を中心に安価な発電用燃料の需要が増加しており、消費量が急速に拡大している。天然ガスは、気候変動への対応が急がれる先進国を中心に需要が伸びており、特に発電用と都市ガス用の消費が伸長している。

一方、原子力(年平均8.6%)と新エネルギー(同8.8%)は消費量の伸び率が最も高くなっている。これは、エネルギー供給の多様化や低炭素化といった課題を解決するためのエネルギー源として、導入が進んだものと考えられる。

2.6.3 地球温暖化に伴う原子力発電需要の増加

世界の平均気温は年々増加し、地球温暖化が進んでいると考えられている。また、温暖 化の主要因が、人類の生産活動に起因した二酸化炭素排出であることも明確になりつつあ る。現在、平均気温は産業革命前に対して 1℃近くまで上昇してきており、生態系を含め たさまざまな分野への影響が懸念されている。

2013~2014年に出版された気候変動に関する政府間パネル(IPCC)の第5次評価報告書 によると、気候システムの温暖化には疑う余地がなく、1950年代以降、観測された変化の 多くは数10年~数1000年間で前例のないものであり、その主要因は人間活動であった可 能性が極めて高いとされている。

これらの気候変動に対処するため、2015 年 12 月、パリで開催された国連気候変動枠組 条約(UNFCCC)の第 21 回締約国会議(COP21)でパリ協定が採択され、翌 2016 年 11 月に発効された。パリ協定は、京都議定書(1997 年採択、2005 年発効)以来となる、世界 的な温暖化対策の枠組みであり、長期的には産業革命以前比で 2℃を十分下回る 1.5℃目標 が掲げられている。また、今世紀後半に世界の温室効果ガス排出を正味ゼロとする目標も 含まれている。

地球温暖化防止(二酸化炭素排出量の削減)の具体的な方策としては、省エネルギー(社 会構造の変化や行動様式の変化を含む)、低炭素化石燃料への転換(石炭・石油→ガス)、 二酸化炭素の分離・回収・貯留等が挙げられている。発電中に二酸化炭素を発生させない 原子力発電や再生可能エネルギーの利用もその中に含まれている。各々の技術には長所・ 短所があるため、これら複数の技術オプションを併用した対策が重要であると考えられて いる。

国際エネルギー機関(IEA)の推計によると、前述の2℃削減目標の達成には再生可能エ ネルギーの寄与が重要としつつ、原子力発電の拡大についても費用対効果の高い対策であ ると推計されている。

2.6.4 原子炉の世代と次世代原子炉開発

原子炉は、その開発時期に応じて第1世代~第4世代原子炉の4つに分類され、現在稼

働中の最新炉型が第3世代、現在開発中の炉型が第4世代にあたる(図2-6を参照)。

第1世代原子炉は、1950~1960年代に、主に軍事用動力炉から転用された技術に基づい て開発された炉型であり、アメリカのシッピングポート原子力発電所等が挙げられる。本 世代の原子炉は過酷事故の経験がない。

第2世代原子炉は、1970~1990年代末までに設計された初期の商業用原子炉である。主 に軽水炉であり、設計寿命は30~40年、活動寿命は50~60年とされている。初期の第2 世代原子炉は減価償却が進み、安価な電力供給にも寄与してきたが、過酷事故を起こした のも、本世代の原子炉である。

第3世代原子炉は、1990年代後半から普及し始めた第2世代の改良型である。主な改良 点は、核燃料技術の高度化、熱効率の向上、安全システムの改善、維持費の低減などであ る。一般に、設計寿命は60年であるが、活動寿命は120年まで延長できるとされている。 また、第3世代原子炉に対し、過去の過酷事故の教訓を反映した「第3世代+」の原子炉も あり、非常用炉心冷却系(ECCS)に受動的安全設備(パッシブセーフティー、Passive safety) が導入されている。「第3世代+」では、過酷事故対策として、溶融燃料に対するコアキャ ッチャーの導入、原子炉容器内保持システムの導入、冗長性の強化等が図られている。

第4世代原子炉は、近未来型の原子炉であり、米国エネルギー省が提示しているもので ある。開発目標としては、高い安全性、核拡散防止性、廃棄物の最小化、建設・運用費の 低減などが挙げられており、アメリカ、カナダ、フランス、イギリス、中国、日本等が開 発を進めている。炉型としては、超高温原子炉(Very High Temperature Reactor: VHTR)、超 臨界圧軽水冷却炉(Super-Critical Water Reactor: SCWR)、ナトリウム冷却高速炉

(Sodium-cooled Fast Reactor: SFR)、溶融塩炉(Molten Sault Reactor: MSR)、ガス冷却高速 炉(Gas-cooled Fast Reactor: GFR)、鉛冷却高速炉(Lead-cooled Fast Reactor: LFR)の6種が 開発対象とされている。

2.6.5 廃止措置技術の開発

寿命を迎えた通常の原子炉の廃止措置は困難な作業であり、時間が掛かり作業工程も煩 雑であるが、過酷事故を経験した福島第一原子力発電所の廃止措置は、より一層の困難に 直面することが予想される。特に、燃料デブリ取り出しにおいては、燃料デブリの性状推 定、放射線強度の評価、臨界評価(未臨界度測定)、デブリ取り出し工法の選択等、経験し たことのない多くの課題に直面している。

原子力開発は、原子炉の開発、廃棄物の処理・処分、さらに廃止措置までを完遂して初 めて原子力開発であるといえる。「原子炉の物理」の役割は、事故時に原子炉を「止める」 ことで、そのすべてが果たされるわけではない。燃料デブリ取り出しの成功に向け、取り 出し時の臨界評価へ直接的に貢献する等、その技術基盤が果たすべき役割は益々高まって いる。

45

<u>参考文献</u>

- [1] ジョン・イー・グレー、「原子力の奇跡-国際政治の泥にまみれたサイエンティストた ち-」、日刊工業新聞社 (1993).
- [2] エミリオ・セグレ、「X線からクォークまで-20世紀の物理学者たち-」、みすず書房 (2019).
- [3] 國米欣明、「-核分裂発見から80年-原子力のあゆみ」、幻冬舎(2018).
- [4] 日本原子力学会編、「原子力のいまと明日」、丸善出版 (2019).
- [5] 経済産業省 資源エネルギー庁ホームページ (https://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/2013html/2-2-1.html)
- [6] 名古屋大学大学院工学研究科 総合エネルギー工学専攻 エネルギー安全工学講座 原子核エネルギー制御工学グループホームページ (http://www.fermi.energy.nagoya-u.ac.jp/index.html)
- [7] 理化学研究所仁科加速器科学研究センターホームページ 113 番元素特設サイト (http://www.nishina.riken.jp/113/)
- [8] 日本原子力学会ホームページ「第1回(平成20年度) 原子力歴史構築賞」 (http://www.aesj.or.jp/awards/2008/historic.html)
- [9] 関西電力ホームページ「関西電力の歴史 HISTORY02. 日本初の原子力発電営業運転 への挑戦」(https://www.kepco.co.jp/firstcareer/company/project02/)

第3章 原子核物理の基礎知識

内容

第3章	原子核物理の基礎知識	47
3.1 原	子核の物理	49
3.1.1	原子核の構成要素とその大きさ	49
3.1.2	原子核に働く力	50
3.2 原	子核とエネルギー	51
3.2.1	原子核の励起準位	51
3.2.2	原子核の質量と結合エネルギー	52
3.3 原于	子核の崩壊と核反応	54
3.3.1	原子核の崩壊	54
3.3.2	放射線と原子核との相互作用(核反応)	59

【この章のポイント】

- 原子核は、陽子と中性子から構成される非常に小さい系であり、核力(強い相互作用)
 と呼ばれる力によって束縛されている。
- 軽い原子核は結合したほうが、重い原子核は分離したほうが、エネルギー的により安定である。
- 不安定な原子核は、α崩壊、β崩壊などにより放射線の放出を伴い安定な原子核へ崩壊する。
- ・ 電荷を持たない中性子は、原子核に容易に接近できるため、原子核との相互作用(原子 核反応)を起こしやすい。

原子炉物理学において、原子炉内での中性子と原子核との相互作用はその根本とも言え る物理現象である。原子「核」物理学は、この中性子と原子核との相互作用を記述するため の学術分野と言えるが、原子炉物理では、この原子核物理の分野で構築された理論、得られ た知見を直接的に考慮することはなく、中性子と原子核との相互作用の確率を所与のパラ メータとして扱う。従って、原子炉物理の問題を扱うときには原子核物理学の理論および知 見の詳細を知る必要はないが、いくつかの原子核物理の基礎的な知識を理解することは重 要である。本章では、原子炉物理を理解するうえで必要となる原子核物理の基礎を学ぶこと を目的とする。

3.1 原子核の物理

ľ	この節のポイント】
•	原子核は陽子と中性子から構成される。
•	原子核の大きさ(10 ⁻¹⁵ m)は原子の大きさ(10 ⁻¹⁰ m)と比べて非常に小さい。
•	核力(強い相互作用)は短い距離で働く非常に強い引力であり、原子核を構成している

中性子と陽子を束縛している。

3.1.1 原子核の構成要素とその大きさ

原子核は陽子と中性子から構成される。陽子と中性子を総称して**核子**(nucleon)と呼ぶ。 原子番号 Z の原子の原子核には Z 個の陽子が含まれる。この原子核に含まれる中性子の個 数を N とすると、この原子核を構成する核子の数 A は Z と N の和となる。この A を原子 核の**質量数**(mass number)と呼ぶ。原子核は自身を構成する陽子の数(原子番号)と中性 子の数によってその特性が決まる。A と Z で規定されるそれぞれの原子核のことを**核種** (nuclide)と呼ぶ。また、原子番号が同一で質量数(中性子数)が異なる核種を**同位体**(isotope)

と呼ぶ。

核種の表記方法は、1 文字もしくは2 文字の元素記号に対して、左上に質量数、左下に原 子番号、右下に中性子数を付するというものである。例えば、原子番号が8、質量数が16の 酸素であれば「¹%08」のように表記する。また、原子番号が92、質量数が238のウランで あれば「²38U₁₄₆」となる。しかし、元素と原子番号は水素なら1、ウランなら92と1対1 に対応するので、元素記号と質量数のみで同位体を特定することができる。したがって、通 常は²³⁵U もしくは U-235 のように表記する。

原子核の大きさは原子の大きさと比べて非常に小さい。原子核の半径は 1×10⁻¹⁵ ~ 7× 10⁻¹⁵ m (1~7 fm、原子核の大きさには一般的に fm (フェムトメートル)の単位が使われ、 1 fm = 10⁻¹⁵ m である)程度となることが分かっている。原子の大きさは 10⁻¹⁰ m 程度なので、 例えば原子核がソフトボール程度の大きさだとするならば、原子の半径は 1 km 程度という ことになる。原子の中から原子核を見つけるのは非常に難しいことがイメージできるであ ろう。

また、安定な原子核の質量数は原子核の半径の3乗に比例することが分かっている。陽子 と中性子の大きさがほぼ同一と見做せるとするならば、球の体積はその半径の3 乗に比例 すること、原子核の質量数が原子核中の核子の総数に対応することから、原子核の密度が質 量数によらずどのような核種でもほぼ等しいということが分かる。これを核の密度の飽和 性と呼ぶ。また、原子核の密度は1m³あたり約3×10¹⁷kg(1 cm³あたり約3×10¹⁴g)と桁 外れに大きな値となり、核子が接するほどぎっしり詰まった高密度な状態にある。

【コラム】身の回りの物質の中身は、ほぼ真空?

重たいものの代表格である純金の密度は、20 g/cm³程度である。上で述べたように、原子 核の密度は約 10¹⁴ g/cm³であることから、原子の大部分は真空であることが理解できる。原 子炉物理では、原子炉内を飛行する中性子と原子核の相互作用が中心となるが、原子炉内を 飛んでいる中性子から見ると、我々の身の回りにある物質はほぼ「真空」であり、ある原子 に中性子が飛び込んだとしても、その原子内の原子核と中性子の反応はごく稀にしか発生 しない。

3.1.2 原子核に働く力

核子のうち、陽子は正の電荷をもつが、中性子はその名が示す通り電気的に中性な粒子で ある。正の電荷をもつ陽子同士にはクーロン力による斥力(電気的斥力)が働く。しかし、 すでに説明したように、原子核の中では陽子が非常に近い距離に存在している。電気的斥力 があるにもかかわらず、核子が非常に狭い領域に密集しているということは、原子核内では 核子同士を結合させる何らかの力が働いていることになる。その力の正体は、核子間に働く 核力(強い力、強い相互作用)である。表 3-1 に示すように、自然界には「4 つの力」(相互 作用)が存在するとされており、その一つである核力(強い相互作用)は、重力相互作用、 電磁相互作用と比べて大きい力である。強い相互作用は、その影響範囲は 10⁻¹⁵ m オーダー と非常に短く、2 つの核子が近い距離にあるときだけ作用し、強い引力が働く(なお、核子 同士が極端に近いと強い斥力が働くことが分かっている)。原子核の中では、陽子の間に電 気的斥力が働く一方、核子間の強い相互作用による引力が働き、安定状態が得られると言え る。ただし、陽子数が増えると電気的斥力の影響がより大きく現れることから、安定である ためにはより多くの中性子が必要となる。従って、質量数が大きい安定核種では陽子数と中 性子数の差が大きくなる。表 3-2 にいくつかの安定核種に含まれる陽子数と中性子数を示す が、質量数が大きくなるにつれて陽子数より中性子数が多くなっていくことが分かるであ ろう。なお、4 つの力の一つである弱い相互作用は、後述するβ崩壊を引き起こす力であり、 その影響範囲は強い相互作用と比べてもさらに狭い範囲となる。

名称	相対的な強さ	影響範囲 (m)
強い相互作用	10^{40}	10-15
電磁相互作用	10 ³⁸	無限大
弱い相互作用	1015	10-18
重力相互作用	1	無限大

表 3-14 つの相互作用

表 3-2 安定な原子核中の陽子数と中性子数

核種	陽子数	中性子数	中性子数の陽子数に対する比
ナトリウム 23 (²³ Na)	11	12	1.1
鉄 56 (⁵⁶ Fe)	26	30	1.2
モリブデン 99 (⁹⁹ Mo)	42	57	1.4
ウラン 235 (²³⁵ U)	92	143	1.6

3.2 原子核とエネルギー

【この節のポイント】

- ・ 原子核は離散的なエネルギー励起状態を持つ。
- ・ 質量とエネルギーは等価である。
- 軽い原子核は結合したほうが、重い原子核は分離したほうが、エネルギー的により安定である。

3.2.1 原子核の励起準位

原子核は、陽子数と中性子数が適当な範囲にあるときには安定で、外力によらず核子間の 強い相互作用によって束縛状態を構成する系である。さらに、前述した通り、原子核は半径 が 1~7 fm ほどの大きさを持つ系であり、このようなミクロな世界を記述するのは量子力学 である。量子力学的な扱いにおいてエネルギーは離散的な値を持つため、量子力学で記述さ れる原子核においては、それを構成する個々の核子は離散的なエネルギーを持つ。核子をエ ネルギーが低い状態から詰めていった場合、原子核全体として最もエネルギーが低い状態 を基底状態(ground state)、それ以外を励起状態(excited state)と呼ぶ。また、エネルギーの励起状態の一つ一つを励起準位(excited level)と呼ぶ。質量数がAの原子核Xについての基底状態と励起状態を概念的に図3-1に示す。エネルギーが低い励起準位は他の励起準位と明確に区別できるが、エネルギーが高くなるにつれて準位の間隔が小さくなり、最終的には区別できなくなる様子が分かる。



図 3-1 原子核の基底状態と励起状態

3.2.2 原子核の質量と結合エネルギー

原子核の構成要素である陽子の質量は 1.6726×10^{-27} kg である。このような微小な質量を 扱う場合に kg 単位は不便である。そこで、統一原子質量単位(unified atomic mass unit)と 呼ばれる単位が一般に使われる。この単位の記号は u であり、静止して基底状態にある自由 な炭素 12 原子の質量が 12 u と定義される。1 u = 1.66054×10^{-27} kg であり、陽子の質量は 1.007276 u、中性子の質量は 1.008665 u と記述される。

炭素 12 原子を構成するのは陽子 6 個、中性子 6 個からなる C-12 の原子核と6 個の電子 である。電子の質量は核子に比べて非常に小さい(約 1800 分の 1)ので、ここではその影 響を無視して考える。炭素 12 原子(すなわち原子核)の質量は 12 u であったが、それぞれ の核子の質量は 1 u を超えていることを奇妙に思わなかっただろうか?このことは、C-12 の 原子核の質量は、ばらばらにした陽子 6 個、中性子 6 個の個々の質量の和より小さいこと を意味している。つまり、核子がばらばらに存在している状態と比べて、これらの核子が原 子核を構成することによって質量が失われていることになる。アルベルト・アインシュタイ ンにより、特殊相対性理論の帰結として質量とエネルギーが等価であることが示された。つ まり、質量の消失はエネルギーの発生を、エネルギーの消失は質量の発生を意味する。原子 核を構成する個々の核子の質量の総和と原子核の質量の差(これを**質量欠損(mass defect)** と呼ぶ)に相当するエネルギーを、核種の**結合エネルギー(binding energy)**という。原子 核の質量は構成する個々の核子の質量の和より常に小さいため、結合エネルギーは常に正 である。結合エネルギーとは、強い相互作用でしっかりとまとまっている原子核をばらばら の陽子と中性子に分解するのに必要な最小エネルギーと言え、ばらばらの陽子、中性子から 原子核を結合した際に放出されるエネルギーとも言える。

原子核物理では、エネルギーの単位として**電子ボルト**(electron volt、eV、1 eV=1.60217733 ×10⁻¹⁹ J)が使われる。これは真空中において1Vの電位差によって電子が得る運動エネル ギーに対応する。また、原子炉物理では、eVもしくはその10⁶倍にあたる MeV(=10⁶ eV) がエネルギーの単位としてよく使われる。図 3-2 に安定な原子核の核子1個当たりの結合エ ネルギーを示す[4]。結合エネルギーは、質量数が60までは増加し、それ以降は緩やかに減 少しており、質量数60を境に、軽い核は結合したほうが、重い核は分裂したほうがエネル ギー的に安定である(よりしっかり結合している状態になっている)ことが分かる。



図 3-2 安定な原子核の核子当たりの結合エネルギー

【コラム】水素と酸素を燃焼させると軽くなる?

理科の授業で、水を電気分解して作った水素を燃焼させる実験をやった方もいるかもし れない。そのときに、燃焼前の水素と酸素の総重量は、燃焼で得られる水の重量に等しい、 と習ったはずである。これは、化学反応の前後で物質の総質量は変化しないという「質量保 存の法則」として知られている。

しかしながら、質量とエネルギーの等価性を考えると、この質量保存の法則は、厳密には 正しくない。

第5章で詳しく述べるが、原子核分裂反応では、一回の核分裂あたり200 MeV 程度の大きなエネルギーが発生する。そのため、核分裂で発生する物質の総質量は、核分裂前の物質の総質量より検知できるほど明らかに軽くなる(99.9%程度となる)。これは、質量がエネルギーに変換することで消失したためである。

水素の燃焼でもエネルギーが発生するため、化学反応後の物質の総質量は、この発生エネ ルギー分だけ少なくなっているはずである。しかし、一つの水分子の生成において発生する エネルギーは数 eV であり、核分裂反応に比べると非常に小さい。そのため、失われた質量 は非常に微少となり、「質量保存の法則」は事実上問題なく成り立つと考えて良い。

3.3 原子核の崩壊と核反応

【この節のポイント】

 不安定な原子核は、α崩壊、β崩壊などにより安定な核種へ崩壊するとともに放射線を放 出する。

・ 電荷を持たない中性子は、原子核に容易に接近できるため核反応を起こしやすい。

3.3.1 原子核の崩壊

原子核を不安定にする要因の一つとして、原子核内の陽子数と中性子数のバランスが悪いことが挙げられる。このような原子核は、陽子数や中性子数のバランスが良くなる方向に変化する。不安定な原子核がより安定な原子核に変化する現象を、原子核の(放射性)崩壊または壊変(radioactive decay)と呼ぶ。また、崩壊する可能性がある核種(すなわち不安定な核種)を放射性核種(radionuclide)と呼ぶ。ある元素に着目した場合には、放射性核種である同位体は放射性同位体(radioisotope)とも呼ばれる。

また、放射性崩壊に伴って原子核から何らかの**放射線**(radiation)が放出される。放射線 とは、高い運動エネルギーを持つ粒子と高いエネルギーの電磁波の総称を言う。高い運動エ ネルギーを持つ粒子としては、α線、β線、中性子線、陽子線、重粒子線などが、高いエネル ギーの電磁波としては、γ線、X線などが挙げられる。

放射線を放出する性能を**放射能**(radioactivity)と呼ぶ。「放射線」と「放射能」は混同し がちな用語としてよく知られており、これらを区別するためにしばしば「光」と「電球」の 関係に例えられる。「放射線が漏れた」とは「光」が漏れたことを指し、「放射能が漏れた」 とは光源である電球自体が漏れたことになる。

ただし、厳密には、放射能は「1 秒間当たりに崩壊する放射性核種の個数」と定義され、 単位としてベクレル(Bq)を使用する。前段で放射能を「電球」に例えたが、この定義に則 った場合には、放射能は「電球がどれだけ明るい光を放出するか」に対応すると言えるだろ う。

また、放射能を有する物質から放出される個々の放射線はそれぞれエネルギーを有する。 放射線のエネルギーは「光の色」と考えればよいだろう。

【コラム】虹の外側には何がある?

虹には赤色から紫色までの色が見えるが、赤色の外側には「赤外線」、紫色の外側には「紫 外線」がある。紫外線は、日焼けの原因であり、長期間にわたって浴び続けると皮膚がんの 原因にもなる。これは、紫外線は赤外線や可視光に比べて光のエネルギーが高く、人体をよ り傷つけることによる。青色の光の方が赤色の光より波長が短く振動数も大きい。そのた め、青色側の光の方がよりエネルギーが高い。γ線やX線は、紫外線よりずっと波長が短く、 エネルギーが高い。そのため、人体に対する影響は大きい。

原子核の壊変は確率的に発生する事象であり、放射性核種がある長さの時間において崩 壊する確率は放射性核種の種類毎に決まっている。このことは、ある放射性核種が存在する とき、その個数が崩壊によって減少していく速さは放射性核種の種類毎に決まっているこ とと同じ意味となる。ある放射性核種の個数が放射性崩壊によって半分に減るまでに要す る平均時間を**半減期(half-life)**と呼ぶ。なお、ここで「平均」と言っているのは、放射性崩 壊が確率事象であるがゆえ、半減期に相当する時間が経過したとき、必ず放射性核種の個数 が半分になるとは限らないからである。例えば、同一種類の放射性核種が100 個存在すると き、その半減期が経過したときはその個数が厳密に 50 になるとは限らず、48 であるかもし れないし、55 であるかもしれない。ただし、現実の問題を考えるときは、原子核の個数は 50 といったような少数ではなく、10²⁰ 個といった非常に大きな量となるため、基本的には 「平均値」からのずれは無視できる程度となり、そういったばらつきを特に気にする必要は ない。

また、単位時間内に放射性核種が崩壊する確率は崩壊定数(decay constant)というパラ メータで記述される。崩壊定数は半減期と1対1で対応するため、崩壊定数から半減期を、 半減期から崩壊定数を算出することが出来る。

放射性崩壊を起こす原子核、すなわち不安定な原子核のうち、非常に不安定なものは放射 性崩壊を起こす確率が高い。従って、そのような核種の崩壊定数は大きく、半減期は短い。 一方、ほどほどに不安定な原子核は、その崩壊定数は小さく、半減期は長い。ここで、放射 性核種が複数個存在し、それらが非常に不安定な原子核であると仮定する。これらは短い時 間で崩壊して大量の放射線を放出するため、短時間では近寄り難いほど危険と言えるが、あ る程度時間が経過すると放射線の放出は無視できる程度となる。一方、これらがほどほどに 不安定な原子核であるとするならば、長い時間をかけてゆっくりと崩壊するため、より少な い数の放射線がじわじわ放出され続けることになる。

放射性崩壊にはいくつかの様式がある。以下では、その主だったものについて個々に述 べる。

(1)β崩壊

ベータ崩壊(β 崩壊、beta decay)は主に電子もしくは陽電子を放出する崩壊様式を指す。 安定状態と比べて陽子数が少ない原子核では、崩壊とともに原子核から電子と反電子ニュートリノが放出される。このような β 崩壊を β ⁻崩壊と呼ぶ。このとき、原子核中の1個の中 性子が陽子に変わることになる。一方、安定状態と比べて陽子数が多い原子核では、陽電子 と電子ニュートリノが放出され、これは β ⁺崩壊と呼ばれる。このときは、原子核中の1個 の陽子が中性子に変わることになる。 β 崩壊では、質量数は変化せず、 β ⁺崩壊でそれぞれ原 子番号が±1変化する。また、 β 崩壊に伴って放出される電子線を β 線(beta ray)と呼ぶ。 なお、 β^+ 崩壊と競合する過程として、陽子が原子軌道にある電子を捕獲する**電子捕獲** (electron capture)というものがある。電子捕獲は β^+ 崩壊と異なり、陽電子を放出せず、電 子ニュートリノのみを放出する。

(2)α崩壊

放射線として He-4 の原子核であるアルファ粒子を放出する崩壊様式を**アルファ崩壊**(*α* **崩壊、alpha decay**) と呼び、放出されたアルファ粒子を*α*線(alpha ray) と呼ぶ。*α*崩壊で は質量数が 4、原子番号が 2 だけ減少する。

【発展的内容】 α崩壊のメカニズム

α崩壊が起きるには原子核からのα粒子の分離エネルギーが負である必要がある。さらに、 核子の強い相互作用と陽子のクーロン力によるポテンシャルによって作られるクーロン障 壁を乗り越える必要がある。図 3-3 にα崩壊とクーロン障壁の概念を示す。原子核に対して α粒子の結合エネルギーが負である場合、分離したほうがエネルギー的に安定である。しか し、核内のα粒子は必ずしもクーロン障壁を超えるだけのエネルギーを持っているわけでは ない。したがって古典論ではα粒子は原子核の外へ移動できないことになる。しかし、量子 論では物質は粒子と波の性質を持ち、その存在確率は波動関数を用いて表現されるため、障 壁の外に存在する確率が 0 ではない状態があることになる。この、あたかも障壁をすり抜け る現象をトンネル効果と呼ぶ。一旦原子核外にα粒子が存在することになれば、クーロン力 の斥力により α粒子は元の原子核と反発し、放出される。α崩壊の起こりやすさ、つまり半 減期は、α粒子の分離エネルギーとクーロン障壁の大きさと形に影響される。一般的に質量 数が大きい核種ほど α崩壊の確率が大きくなる。長らくビスマス 209 (Bi-209) が天然に存在 する最も質量数が大きい安定核種とされてきたが、近年、α崩壊することが実験的に確かめ られた[5]。これにより質量数が最も大きい安定核種は鉛 208 (Pb-208) となった。しかし、 Bi-209 の半減期は(1.9±0.2)×10¹⁹ 年であり宇宙年齢 1.38×10¹⁰と比較しても非常に長い。



(3)y線遷移

α崩壊やβ崩壊、または核反応により原子核が励起状態になったとき、ガンマ線(y線、 gamma ray)と呼ばれる高いエネルギーの電磁波を放出してエネルギーの低い状態へと遷移 する。これをγ線遷移(gamma-ray transition)と呼ぶ。この時放出されるγ線のエネルギー は、エネルギー準位間のエネルギー差に相当する。γ線遷移は、原子核と電磁場との相互作 用によって起き、原子核を構成する陽子数、中性子数は変化しない。ガンマ線遷移は通常極 めて短い半減期で高いエネルギー準位から低いエネルギー準位へ遷移する。したがってほ とんどのガンマ線遷移はα崩壊やβ崩壊と同時に起こるとみなしてよい。しかし、なかには 比較的長い半減期の励起状態を持つ核種が存在する。この状態を準安定状態(metastable state)と呼ぶ。この場合、核種としては同一であるが、基底状態と励起状態で異なる半減期 を持つ放射性核種とみることができる。そこで、そのような核種の励起状態を**核異性体** (isomer)と呼び、基底状態と区別するために質量数に m を追加して核種を表記する(例 えば、^{99m}Tc)。また、この励起状態から基底状態へのガンマ線遷移を特に**核異性体転移** (isometric Transition: IT)と呼ぶ。

なお、エネルギー準位間の状態によってはγ線の放出が許されない場合があり、そのとき はγ線の代わりに原子中の電子がエネルギーを持ち放出される現象が起きる。このようにし て放出される電子を**内部転換電子**(internal conversion electron)と呼ぶ。

β崩壊とγ線遷移の例として、鉄 59 (Fe-59) がβ崩壊してコバルト 59 (Co-59) に変わる過程を原子核の準位で示したもの(左)と、この過程で放出されるγ線のエネルギー分布(右)を図 3-4 に示す。Fe-59 がβ崩壊した場合、β線を放出したあとの原子核である Co-59 の大部分は 1.095 MeV もしくは 1.292 MeV の励起エネルギーを持つことになる。この状態からγ線遷移により Co-59 の基底状態になるが、その際に励起エネルギーに対応した 1.292、1.095、さらにはこれらの差である 0.19 MeV のγ線が放出されていることが分かる。



図 3-4 Fe-59のβ崩壊に対応する原子核の準位と放出γ線のエネルギー分布

(4)自発核分裂

核分裂は質量数の大きい原子核が質量数のより小さい 2 つの原子核に分かれる現象であ り、一般的には中性子との相互作用によって起こるが、これが勝手に(自発的に)起こる場 合もある。これを自発核分裂(spontaneous fission: SF)と呼ぶ。質量数の大きい原子核は相 対的に中性子を過剰に持っているため、自発核分裂が起こると同時に中性子を放出する。自 発核分裂は稀に起こる現象であるが、質量数が大きいほどその発生確率は大きくなり、一般 に質量数が 230 を超える核種は測定可能な時間スケールで自発核分裂を起こす。半減期が 2.52 年のカリフォルニウム 252 (Cf-252)は自発核分裂を起こす代表的な核種で、放射性崩 壊したときに 3%程度の確率で自発核分裂を起こす(それ以外はα崩壊となる)。自発核分裂 の発生確率が比較的高いことから、Cf-252 は中性子の発生源(中性子源)として利用されて いる。

【発展的内容】重い原子核の崩壊系列

不安定な原子核は、α崩壊もしくはβ崩壊を繰り返し、最終的には安定な核種へと壊変する。図 3-5 に放射性崩壊と核反応による核種の変換の関係を示す。



図 3-5 放射性崩壊と核反応による核種の変換

β崩壊では質量数が変わらず、α崩壊では質量数が4減少する。したがって、Pb-208より も重い不安定な核種は安定核種へ崩壊するまでに質量数が4つとびとびに減少していく。 そのため、Pb-208よりも重い放射性核種の崩壊には質量数を4で割ったときの余りの違い によって4つの系列(トリウム系列、ネプツニウム系列、ウラン系列、アクチニウム系 列)が存在する。すべての系列はPbの安定同位体で崩壊が終わる。起点となる親核種は それぞれトリウム232(Th-232、半減期1.405×10¹⁰年)、ネプツニウム237 (Np-237、半 減期2.144×10⁶年)、ウラン238 (U-238、半減期4.468×10⁹年)、ウラン235 (U-235、半 減期 7.038×10⁸年)となる。ただし、ネプツニウム系列に関しては、太陽系の年齢 4.5×10⁹年と比較して、親核種の半減期が非常に短いため、地球上には天然に存在しない。

3.3.2 放射線と原子核との相互作用(核反応)

放射線と原子核との相互作用は**(原子)核反応**(nuclear reaction)とも呼ばれる。核反応 は、一般的に X(a,b)Y と表記される。ここで、X は標的核(放射線と相互作用を起こす原子 核)、Y は残留核(相互作用を起こした後の原子核)、a は入射した放射線の種類(入射粒子)、 b は相互作用後に放出される放射線の種類(放出粒子)を示す。例えば、U-238 が中性子と 相互作用を起こしてy線を放出する反応は ²³⁸U (n, γ)²³⁹U と、ベリリウム 9 (⁹Be) が α 線と相 互作用を起こして中性子を放出する反応は ⁹Be (α, n)¹²C と、それぞれ記述される。なお、具 体的な核反応の種類などは第4章で説明される。

核反応は強い相互作用による反応であるため、反応が起きるためには標的核と入射粒子 が強い相互作用が影響する程度の距離に接近する必要がある。3.1節で説明したように、原 子核の大きさと強い相互作用の影響距離はいずれも非常に小さい。原子核は正の電荷をも っているため、入射粒子が電荷を持っている場合は、図 3-4 で示したクーロンポテンシャル の斥力を超えて原子核との距離を縮めるためには、入射粒子に十分な運動エネルギーが必 要になる。一方、入射粒子が中性子である場合、中性子は電荷を持たないために、運動エネ ルギーによらず容易に原子核に接近することが可能となる。

図 3-6 に、原子核 ^AX が中性子(図中の n) 1 個を吸収して質量数が 1 増えて、^{A+1}X となったときのエネルギー準位を簡略化して示す。^AX の基底状態と ^{A+1}X の基底状態のエネルギー差(原子核 ^AX と中性子の質量の和と、原子核 ^{A+1}X の質量の差)は ^{A+1}X から中性子を分離するのに必要なエネルギーを意味する。これを(中性子)分離エネルギー(separation energy)と呼び、図中では*S_n*に対応する。



図 3-6 中性子捕獲反応における原子核の励起状態

中性子が原子核に入射したとき(図 3-6 中の①)、中性子は核内の核子と衝突して、それ を励起させ、自らはエネルギーと運動量を失う。核子はこの衝突を繰り返し、原子核は励起 状態となる。1 個の中性子にエネルギーが集中すればその中性子は核外へ飛び出してしまい、 励起状態が崩れる。中性子を取りこんだ後の原子核のエネルギー状態が励起準位のいずれ かに対応するとき、つまり余分な運動エネルギーが余らない場合は、核子の放出が起こりづ らく、原子核として中性子の放出に対して比較的安定な状態となる。図 3-6 中の②のように ガンマ線遷移が起き、原子核の持つ励起エネルギー中性子分離エネルギー以下になれば、も う中性子は原子核の外に出ることはできなくなる。図 3-7 に原子核 ^AX が中性子と反応する 過程を励起準位で示すが、この原子核が中性子を取り込んで生成される原子核 ^{A+1}X のエネ ルギーが励起準位のいずれかに対応する場合にこの反応が起こり易いことになる。^AX の基 底エネルギーと ^{A+1}X の励起エネルギーの差は、原子核に入射した中性子のエネルギーと分 離エネルギーの和に対応するため、入射した中性子のエネルギーが特定の値をもつときに、 中性子と原子核との相互作用が起こる確率が高くなる。



図 3-7 中性子と原子核との反応における励起準位の関係

中性子と原子核の相互作用確率は**断面積**(cross section)と呼ばれるパラメータによって 定義される。その詳細は続く第4章にて説明される。図 3-8 に²³⁸U が中性子を捕獲する反 応についての断面積を示す。横軸が反応を起こす中性子のエネルギーに対応する。図に示 されているように、特定のエネルギーをもつ中性子がこの反応を起こす確率が非常に大き くなっているが、このような反応確率(断面積)の構造を共鳴(resonance)と呼ぶ。個々 の共鳴に対応する中性子のエネルギーは、図 3-7 で示したような励起エネルギーで説明す ることが出来る。なお、図 3-7 に示されているように、励起エネルギー準位が高くなるに 従い、個々のエネルギー準位を区別することが難しくなる。このことは図 3-8 の断面積の 図でも同様であり、共鳴の間隔が中性子のエネルギーの増加とともにどんどん狭くなって いき、最終的に、ある中性子エネルギーを境に共鳴が観察されなくなる。この共鳴が観察 されなくなったエネルギー領域は、共鳴が存在しないのではなく、個々の共鳴をそれぞれ 分離して記述できなくなったため、見かけ上、滑らかな振る舞いをしていると考えてよ い。



図 3-8²³⁸U に中性子が捕獲される確率(断面積)。JENDL-4.0の数値に基づく。

参考文献

- [1] 八木浩輔、「原子核物理学」、朝倉書店 (1971).
- [2] 市村宗武、坂田文彦、松柳研一、「原子核の理論」、岩波書店 (2001).
- [3] 武藤一雄、「原子核物理学概論講義ノート」

http://www.th.phys.titech.ac.jp/~muto/lectures/lectures.htm#IntroNP02

- [4] Atomic Mass Evaluation AME2016, https://www-nds.iaea.org/amdc/
- [5] P. de Marcillac, N. Coron, G. Dambier, J. Leblanc, J.-P. Moalic, "Experimental Detection of αparticles from the Radioactive Decay of Natural Bismuth," *Nature*, **422**, 876-878 (2003).
- [6] K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, J. Katakura, "JENDL-4.0: a new library for nuclear science and engineering," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 48, 1-30 (2011).

第4章 中性子と原子核の反応および断面積

内容

第4章	中性子と原子核の反応および断面積	
4.1 中	生子と原子核の反応の種類	65
4.1.1	核分裂反応	
4.1.2	弹性散乱反応	67
4.1.3	非弹性散乱反応	70
4.1.4	放射捕獲反応	71
4.1.5	(n, 2n)および(n, 3n)反応	72
4.1.6	(n, α)および(n, p)反応	72
4.1.7	その他の反応	72
4.2 中	生子と原子核の反応確率と断面積	74
4.2.1	中性子と原子核の反応確率と断面積の関係	74
4.2.2	微視的断面積	75
4.2.3	巨視的断面積	77
4.2.4	微視的断面積の特徴	
4.3 中	生子と原子核の反応率	
4.3.1	一つの中性子と物質の反応率	
4.3.2	多数の中性子と物質の反応率	
4.3.3	中性子束	
4.4 中	生子と原子核の相互作用データベース(中性子断面積データ)	

【この章のポイント】

- ・ 中性子と原子核の相互作用の確率は、微視的断面積と呼ばれ、入射する中性子のエネル ギーにより、大きく変化する。
- ・ 中性子と原子核の相互作用の種類は、散乱反応及び吸収反応が存在し、吸収反応は核分裂反応や捕獲反応などがある。
- 原子炉の特性を評価する基礎となる中性子と原子核の相互作用率(反応率)は、物質の 原子数密度、微視的断面積、中性子数密度、中性子の速さから計算することが出来る。

原子炉内で発生する様々な物理現象のうち、最も重要なものの一つは原子炉内を飛び交っている中性子と原子炉を構成する様々な物質の相互作用であろう。

この相互作用の一つである核分裂反応を考える。核分裂を起こす核種(ウラン、プルトニ ウムなど)の原子核と中性子が相互作用すると、核分裂が起こり、その際に大量のエネルギ ーを発生する。従って、原子炉内における発熱分布は、原子炉内における核分裂反応の空間 分布に依存して決まる。仮に発熱分布に極端な偏りがあり、局所的に非常に高い発熱が生じ ている場合(つまり、局所的に非常に高い割合で核分裂反応が発生している場合)、原子燃 料がその熱に耐えることが出来ず、破損してしまう可能性もある。この例は、中性子と原子 核の相互作用が、原子炉の振る舞いの多くを決定することを示している。

原子炉物理の主要な関心事の一つは、中性子と原子核の反応を精度良く定量的に評価することである。第4章では、中性子と原子核の反応について説明を行う。

4.1 中性子と原子核の反応の種類

【この節のポイント】

- ・ 中性子と原子核の相互作用の種類は、中性子が原子核に衝突し散乱される散乱反応、中 性子が原子核に吸収される吸収反応がある。
- 散乱反応は、運動エネルギーが保存される弾性散乱反応、運動エネルギーが保存されない非弾性散乱反応がある。
- ・吸収反応は、原子核が分裂する核分裂反応、中性子が原子核に捕獲される捕獲反応などがある。

中性子は電荷を持っていないため、正に帯電した原子核あるいは負に帯電した電子から 電気的な力を受けることはない。従って、中性子は原子核の周りを回っている電子に邪魔さ れることなく(電子と反応することなく)原子核に到達し、原子核と相互作用することが出 来る。

中性子と原子核の相互作用は図 4-1 のように整理できる。本節では、中性子と原子核の相 互作用のうち、主要なものについて説明を行う。



図 4-1 中性子と原子核の反応

4.1.1 核分裂反応

原子炉における中性子と原子核の反応のうち、最も重要なものの一つである。ウラン、プルトニウムなど質量数が大きい核種の原子核と中性子が反応すると、中性子を一旦吸収した原子核が二つに分裂することがある(図 4-2)。これが核分裂反応(nuclear fission reaction)である。この際、反応を起こした原子核や、入射した中性子のエネルギーにもよるが、多くの場合、平均的に 2~3 個の中性子も同時に放出する。この中性子がさらに別の原子核と反応し、核分裂反応を発生させる場合があり、このような核分裂反応の「連鎖」が継続する状態を核分裂連鎖反応(fission chain reaction)と呼んでいる。

核分裂反応で分裂した後の原子核は**核分裂片**(fission fragment)と呼ばれ、大きな運動エ ネルギー(約170 MeV)を持っている。核分裂片は、核分裂を起こした地点から遠くへは飛 ばず、ほぼその場で全量が熱エネルギーに変わる。原子力発電は、この熱エネルギーを利用 して行うものである。

核分裂で発生した核分裂片は、一般にエネルギーを余剰に持っている(持て余している) 不安定な状態である。そのため、多くの核分裂片は、この余剰のエネルギーを放射線として 放出し、自らのエネルギーを減ずることで、よりエネルギー的に安定な状態に変化する。こ れが核分裂を起こした核燃料から高い放射線が放出される理由となる。ハイテンションな 人がはしゃぎまくり、エネルギーを使うことで「安定」な状態になるのと同じイメージであ ろう。

核分裂反応では、原子核が二つに分裂し、さらに中性子を放出することから、質量数、原 子番号ともに変化する。詳細については、第5章で説明する。


図 4-2 核分裂反応のイメージ

【コラム】ニュートロンジャマーとニュートロンジャマーキャンセラー アニメ機動戦士ガンダムシリーズのシード、シード・デスティニーでは、「ニュートロン ジャマー」と「ニュートロンジャマーキャンセラー」という装置が出てくる。ニュートロン ジャマーは中性子が原子核と相互作用して核分裂を発生させるメカニズムを妨害 (jamming) することで、核分裂を抑制するデバイスである。すなわち、ニュートロンをジ ャミングするということで、ニュートロンジャマーと称されている(ニュートロンの邪魔を するからではない)。このアニメの世界では、ニュートロンジャマーのため、核兵器が利用 できないという設定になっている。ニュートロンジャマーのメカニズムは不明であるが、中 性子は荷電粒子ではないことから、電場・磁場などの影響を受けないため、このデバイスを 実際に開発することは原理的に困難であると思われる。実際に開発されれば、そのインパク トは非常に大きいであろう。制御棒に代わる原子炉停止装置として使用できると思われる。 なお、ニュートロンジャマーキャンセラーは、ニュートロンジャマーの効果をキャンセル する装置であり、この装置を積んでいる機体(フリーダムガンダム)は、核分裂炉をエネル ギー源として稼働している。この機体が落とされる際、パイロットのキラ・ヤマトが原子炉 の緊急停止(スクラム)を行う描写がある。

4.1.2 弾性散乱反応

弾性散乱(elastic scattering) は中性子が原子核と衝突し、散乱される反応である。この 際、衝突前後で中性子と原子核の運動エネルギーの総和は保存される。運動エネルギーの総 和が保存されない場合、後に説明する**非弾性散乱**(inelastic scattering) となる。ビリヤード のように、球と球が衝突するイメージで捉えると良い(図 4-3)。ただし、ビリヤードでは、 球(玉)の大きさは手玉・的玉ともに全て同じ大きさ(重さ)であるが、中性子と原子核の 衝突の場合、原子核の重さが核種により異なる。水素原子(原子核が陽子1つからなる軽水 素)の場合、原子核と中性子はほぼ同じ重さであり、ビリヤードの玉と玉の衝突のイメージ に近いものとなる。一方、ウラン原子の場合、原子核の重さは中性子の200倍以上である。



図 4-3 弾性散乱のイメージ

弾性散乱が生じると、中性子の飛行方向とエネルギーが変化する。衝突により中性子がエ ネルギーを失うため、弾性散乱後の中性子のエネルギーは、散乱前のものに比べて低くなる。 水素の原子核の例を考えよう。中性子が水素の原子核を「かすった」場合、方向もエネルギ ーもほぼ変化しないであろう。一方、中性子が水素の原子核と「真正面から衝突した」場合、 両者の重さはほぼ同じであることから、中性子のエネルギーはほぼゼロとなり、原子核が中 性子の持っていたエネルギーをそのまま受け取って運動を開始することになる。これらの 関係は、先に述べたビリヤードの手玉と的玉の関係と同じである。

逆に、非常に重い原子核の場合はどうであろうか?例えば、ウランの原子核を考える。U-238の場合、原子核の重さは、中性子のほぼ 240 倍である。ビリヤードの手玉は約 150 g、ボーリングの玉は 6 kg 程度なので、重さの比は 40 でしかない。中性子とウランの原子核の重さの違いはこれよりずっと大きい。ボーリングの玉を U-238 の原子核とすると、中性子に相当する重さは約 25 g であり、10 円玉 5 枚分に相当する。さて、中性子が ²³⁸U の原子核をかすめた場合、先と同じく、方向もエネルギーもほぼ変化しないと考えて良い。一方、両者が正面衝突した場合、U-238 の原子核は非常に重たいので、U-238 の原子核はほぼ動かず、中性子がほぼそのままのエネルギーで跳ね返るであろう。すなわち、中性子はほとんどエネルギーを失わないはずである。

これまでの考察をまとめてみると、質量数が小さく軽い原子核と中性子が弾性散乱した 場合、平均的には中性子は大きくエネルギーを失う、言い換えると大きく減速することが予 想される。一方で質量数が大きく重い原子核と中性子が弾性散乱した場合、中性子はエネル ギーをほとんど失わない、言い換えるとほとんど減速しないことになる。

第5章で説明するが、ウランやプルトニウムなどの核分裂反応は、中性子の速さが小さい とき、より発生しやすい性質を持っている。一方、核分裂で発生する中性子の速さは極めて 大きい。この中性子の速さを減少させるためには、質量数の小さい原子核と弾性散乱させる ことが有効であり、そのため、軽水炉では、水素が多量に含まれている水を冷却材かつ中性 子の速さを小さくする(中性子を減速させる)減速材として用いているのである。

もう一点、弾性散乱後の中性子の飛行方向について検討してみよう。まず、イメージしや すい例としてビリヤードの手玉と的玉を考える。手玉は、的玉に当たった後、どの方向に進 むであろうか?ただし、手玉にスピンをかけることは行わないとする。手玉が的玉をかすっ た場合は、方向はほぼ変化しない。手玉が的玉の斜めに当たった場合、手玉は斜め前方方向 に飛ぶであろう。ただし、手玉が的玉にどのように当たろうとも、(スピンを掛けなければ) 手前に戻ってくることはない。一方、ビリヤードの球をボーリングの球など、非常に重たい 球に当たった場合、手前に戻ってくることもあるため、全体的にどちらの方向に散乱される かは分からない。以上のことから、中性子が原子核と弾性衝突する場合、原子核が軽ければ 中性子は全体的に前方に(元々飛行していた方向に)偏って散乱され、原子核が重ければ、 原子核を中心として等方的に(どの方角にも同じ確率で)散乱されることが分かる。図4-4 に水素(H)、重水素(D)、炭素12(C)、ウラン238(U)と中性子が弾性散乱した場合の

68

散乱後の角度を示す。散乱により角度が変わらない場合が散乱角=0、散乱により入射方向に 逆戻りする場合が散乱角 (π = 3.14) となる。これより、H に対しては、後方への散乱(散 乱角 > $\pi/2$ = 1.57) が発生せず、前方に散乱が偏っていることが分かる。原子核の質量が大 きくなるにつれ、散乱の角度分布は急速に等方に(どの角度にも同じ確率で)散乱されるよ うになることが分かる。



図 4-4 弾性散乱時の散乱方向毎の確率(実験室系)。散乱角度は、入射方向と散乱方向の 間の角度であり、散乱により角度が変わらない場合、散乱角度は0,入射方向と垂直 な方向に散乱される場合はπ/2、入射方向と逆方向に散乱される場合はπになる。確 率は単位立体角あたりの値

なお、弾性散乱反応では、原子核の質量数と原子番号は変化しない。

【発展的内容】弾性散乱後の中性子の速さが増加する場合は?

ビリヤードの手玉が的玉に当たった場合、手玉の速さは必ず減少する。これまで述べたように、中性子(手玉)が原子核(的玉)に当たった場合、中性子の速さは減少する場合が多い。ここで、「場合が多い」と書いたのは、弾性散乱後の中性子の速さが減少せず、むしろ増加する場合があるからである。では、弾性散乱後に中性子の速さが増加するのは、どのような場合であろうか?

ビリヤードの手玉と的玉に戻って考えてみよう。手玉が的玉に衝突した後、手玉の速さが 増加するのはどのような状況であろうか。物理的に明らかであるが、的玉が静止していれ ば、手玉の速さは衝突後、必ず減少する。一方、的玉が動いている場合はどうであろうか。 この場合、手玉が的玉に「弾き飛ばされ」、速さが増加する場合があり得る。ビリヤードで ブレイクショット(最初のショット)をうったとき、遅くなった手玉に速い的玉が当たり、 手玉の速さが増加する現象がしばしばある。これが、衝突後に手玉の速さが増加する一例で ある。

では、中性子と原子核の場合はどうであろうか。的玉である原子核は静止しているわけで はなく、絶対零度でなければ熱振動をしており、この熱振動は、温度が高いほど激しくなる。 固体や液体の場合、ビリヤードの的玉のように、原子核が空間を自由に飛び回ることはない が、原子核は激しく振動している。そこに速さの小さい(つまり、エネルギーの低い)中性 子がゆっくり近づいていくことを想像してみよう。容易にイメージできるように、中性子は 原子核の熱振動により「弾き飛ばされ」、速さが増加する。

上記のような現象を原子炉物理の分野では上方散乱と呼んでいる。これは、散乱後の中性 子がエネルギー的に高い状態になることを表している。これまでの説明から直感的に理解 できると思うが、上方散乱はエネルギーの高い中性子に対しては発生せず、エネルギーの低 い中性子に対して顕著に表れる。

【発展的内容】弾性散乱における実際の中性子と原子核の相互作用

これまでの説明では、わかりやすさのため、球と球の衝突のイメージで説明したが、実際 の弾性散乱には、中性子が原子核に取り込まれずに散乱されるポテンシャル散乱と中性子 が一旦原子核に取り込まれ、原子核にエネルギーを与えることなく中性子が再度放出され る共鳴散乱がある。なお、放出される中性子は入射したものと同一の中性子かどうかは分か らない。

惑星の重力を利用して宇宙探査船の方向を変えるための「スイングバイ」という技術があ るが、ポテンシャル散乱はこのイメージに近い。ただし、スイングバイは惑星の動きを利用 して宇宙探査船を加速・減速することにも使われるが、ポテンシャル散乱はそのような効果 は発生しない。

4.1.3 非弹性散乱反応

中性子が原子核に一度吸収されたあと、原子核から中性子が放出されることがある。放出 された中性子は、原子核に入射・吸収された中性子と同一かどうかは不明であり、多くの場 合、入射した中性子と別の中性子が放出されているのであろう。この反応は、中性子の入射 →原子核による吸収→中性子の放出、という順番で発生し、原因と結果、すなわち、入射と 放出のみを見ると一般的な散乱に見えることから、散乱反応の一つに区別することが出来 る(図 4-5)。これを**非弾性散乱反応(inelastic scattering reaction)**と呼ぶ。

この反応では、入射した中性子により、原子核がエネルギーを受け取り、エネルギーが高い(励起した)状態になる。中性子を放出した後も原子核のエネルギー状態が高いため、中 性子と原子核の力学的な弾性衝突と見ると、エネルギーが保存されていない状態になる。な ぜならば、入射した中性子のエネルギーの一部は、原子核を励起されることに消費され、原 子核の中にそのエネルギーが保持されているため、放出された中性子と原子核の合計の運 動エネルギーは、入射した中性子の運動エネルギーより小さくなるためである。

力学で、運動エネルギーが保存しない衝突は非弾性衝突と呼ばれていることから、ここで

述べた中性子と原子核の散乱は、非弾性散乱と呼ばれている。 非弾性散乱反応では、原子核の質量数と原子番号は変化しない。



図 4-5 非弾性散乱のイメージ

【発展的内容】非弾性散乱後の中性子のエネルギー ウランなど重たい原子核と中性子が弾性散乱しても、中性子はほぼエネルギーを失わな い。一方、非弾性散乱では、入射した中性子のエネルギーの一部が標的の原子核の励起エネ ルギーとなるため、散乱後の中性子のエネルギーは、一般的に弾性散乱に比べて小さくな り、ウランなどの重核種との散乱でも、ほぼゼロになる場合がある。そのため、ウランなど の重核種と中性子の散乱においては、非弾性散乱が中性子の減速に大きな寄与をしている。

4.1.4 放射捕獲反応

中性子が原子核に衝突し吸収(捕獲)されると、原子核は中性子の運動エネルギーや原子 核の結合エネルギーの増加などにより、エネルギーが増加した(励起した)状態になる。励 起された状態の原子核はエネルギーを持て余しており、「落ち着かない」状態であるため、 何らかの形でエネルギーを外部に放出する。この余剰のエネルギーがガンマ線の形で放出 (放射)される場合を**放射捕獲反応(radiative capture)**と呼ぶ(図4-6)。これは、中性子 が捕獲され、ガンマ線が放射される反応、という意味である。原子炉物理では、最初の「放 射」を省略して「捕獲反応」と称することが一般的である。

放射捕獲反応では、中性子が原子核に吸収されることから、原子核の原子番号は変わらず、 質量数は+1 される。

原子炉の制御を行うために使用する制御棒に用いる材料の一つとしてカドミウム(Cd) がある。カドミウムは放射捕獲反応を起こしやすく、炉心内に存在すると、中性子を良く吸 収する。そのため、カドミウム製の制御棒を炉心内に挿入すると、核分裂の連鎖反応に必要 な中性子がこれに吸収され、連鎖反応に寄与しなくなるため、核分裂数を減らすことが出来 る。

このように、放射捕獲反応は、原子炉の運転・制御において重要な意味を持つ。



図 4-6 放射捕獲反応のイメージ(励起状態になった原子核はガンマ線を放出する)

4.1.5 (n, 2n)および(n, 3n)反応

4.1.3 節において、非弾性散乱反応について説明した。非弾性散乱では、中性子を吸収した原子核から中性子が1個出てきたが、中性子が2個、3個と出てくる場合がある。これは、入射した中性子のエネルギーが高く、原子核に大きなエネルギーを与えたときに発生することがある。原子核のエネルギーが非常に高くなり、エネルギーを持て余しすぎ、1個の中性子では足らず、原子核が複数の中性子を勢い余って放出する、というイメージである。中性子が2個出てくる場合を(n,2n)反応((n,2n) reaction)、3個出てくる場合を(n,3n)反応((n,3n) reaction)と呼ぶ。

(n,2n)および(n,3n)反応の場合、原子核の原子番号は変わらず、質量数がそれぞれ-1,-2となる。なお、(n,2n)および(n,3n)反応は、反応後に中性子が複数出てくる吸収反応として取り扱うことも可能であるが、ここでは散乱反応として区分している。

4.1.6 (n, α)および(n, p)反応

中性子を吸収した原子核が中性子とは別の粒子を放出することがある。ヘリウムの原子 核(陽子2個、中性子2個)である α 粒子を放出する場合を(n, α)反応((n, α) reaction)と いう。また、陽子を放出する場合を(n, p)反応((n, p) reaction)という。また、このように 電気を帯びた荷電粒子を放出する反応を荷電粒子反応と呼ぶことがある。

ホウ素 (B) は、ホウ酸 (H₃BO₃)の形で冷却材に溶かしたり、制御棒の形で原子炉の制 御に用いたりされる。天然のホウ素は、二種類の同位体から構成され、質量数が 10 の B-10 が約 20%、11 の B-11 が約 80%である。このうち、B-10 は中性子の良い吸収材であり、中 性子を吸収するとα粒子を放出してリチウム (Li) になる。発生したα粒子及びリチウムの 飛程は非常に短い。

(n, α)反応の場合、原子核の原子番号は-2、質量数が-3 となる。また、(n, p)反応の場合、 原子番号は-1、質量数は変化しない。

【コラム】(n, α)反応の医療への応用

脳腫瘍などの治療に用いられるホウ素捕獲療法は(n, α)反応を使用している。B-10 を含ん だ薬剤(腫瘍に集まる性質を持ったもの)を投与したあと、腫瘍部分に原子炉などから取り 出した中性子を照射することで B-10 の(n, α)反応を発生させ、発生したα粒子及びリチウム の運動エネルギーにより、ガン細胞を破壊する。α粒子は荷電粒子であり、また質量が大き いため飛程が非常に短い。従って、ガン細胞に多くのダメージを与え、周辺の健康な細胞へ の影響は低くなる。

4.1.7 その他の反応

ここまで、原子炉物理にとって重要な中性子と原子核の反応について説明してきた。原子 炉内で発生する中性子と原子核の反応は多種多様であり、例えば、後述する中性子と原子核 の反応データベースには、数十種類の反応の種類が定義されている。 原子炉の解析では、これら多種多様の反応を全て考慮する必要はない。理由は二つあり、 (1)多くの反応の発生確率は低く、事実上発生しない反応も多いこと、(2)原子炉の振る舞い を評価する観点からは、中性子の数と反応後のエネルギーが重要であり、中性子が発生しな い原子核反応は全て「吸収反応」として一括りに扱えること、である。

4.2 中性子と原子核の反応確率と断面積

【この節のポイント】

- ・ 中性子と原子核の相互作用は、確率的に発生する。
- ・ 中性子と一個の原子核の相互作用のしやすさは、微視的断面積で表される。微視的断面 積は面積の単位を持つ。原子核を標的と考えたときの標的の大きさに相当する。
- ・ 中性子と物質の相互作用のしやすさは、巨視的断面積で表される。巨視的断面積は微視 的断面積と原子数密度の掛け算で表され、長さの逆数の単位を持つ。中性子が物質の中 を単位長さだけ移動するときの相互作用の確率に相当する。

前節では、中性子と原子核の様々な種類の反応について説明した。本節では、中性子と原 子核が反応する確率について説明する。原子炉物理では、後述するように、中性子と原子核 の反応確率は、**断面積**(cross section)と呼ばれている。

さて、中性子と原子核がビリヤードの玉のような剛体球であるとしよう。この場合、中性 子がどのような速さであっても、原子核と衝突する確率は変化しないであろう。仮に、中性 子と原子核の反応確率が(原子核の種類には依存したとしても)中性子の速さによって変化 しなければ、原子炉物理は、はるかに簡単なものになっていたに違いない。

しかしながら、現実には、中性子と原子核の反応確率は、中性子の速さ(エネルギー)に 対して、極めて複雑な挙動を示す場合が多い。原子炉内を飛び交う中性子のエネルギー範囲 は、約20 MeV~10⁻⁵ eV と 12 桁にも及ぶが、単一核種の反応確率であっても中性子のエネ ルギーによって数桁、値が変化することが一般的である。中性子と原子核の反応には様々な 種類があるが、反応が異なれば反応確率は数桁の大きさで値が変化する。また、中性子のエ ネルギーが同じであっても、核種により反応断面積はやはり数桁の大きさで値が異なる。こ のように、中性子と原子核の反応確率は極めて複雑であり、これが原子炉物理を難しいもの とし、原子炉の設計計算を難しくしている要因の一つでもある。

以下では、まず中性子と原子核の反応確率の考え方を述べ、なぜ反応確率が断面積と呼ば れているかを説明する。次に、代表的な反応確率(断面積)を例にとって、その特徴を説明 する。

4.2.1 中性子と原子核の反応確率と断面積の関係

お祭りの縁日でよくやっている射的を考えよう(図 4-7)。射的では、コルクの玉を鉄砲で 撃ち、棚に飾ってある景品に当て、景品を棚から落としてゲットする。では、どのような景 品であればゲットし易いであろうか。以下では、話を簡単にするため、景品の重さについて は考慮せず(全て同じ重さとして)、大きさだけを考えることにする。



図 4-7 縁日の射的

容易に想像できるように、景品が大きいほどコルク玉を当て易いであろう。もう少し正確 に言うと、単に大きいというだけではなく、射的をやっている人から見て、景品の面積が大 きいほどコルク玉を当てやすいと考えてよい。ちなみに、大きくても、景品が薄い箱のよう な形状をしている場合、側面を向けられていれば、玉が当たりにくいため難易度は上がる。 実際に、高い景品の場合は、このようにおいてある場合がある。側面から当てても景品が倒 れないので、二重に難しい。

通常、射的は景品に狙いを定めてそれを落とすわけであるが、仮に目隠しをして射的をす ることを考えよう。この場合、景品をゲットする確率は格段に下がるものの、やはり射的を する人から見て、面積が大きい景品に当て易いことは確かであろう。

この「目隠しをして射的をする」状況は、中性子と原子核の相互作用を考える上で直感的 によいモデルになっている。中性子は原子炉の中をランダムに飛行しており(目隠しをして 射的をしている状態であり)、中性子(コルクの玉)が原子核(景品)に衝突するかどうか を考えるわけである。先の「射的モデル」の議論によると、景品の「面積」が大きいほど当 てやすいということであった。より厳密に言うと、射的をする人から見た景品の「断面積」 が大きいほど当たりやすいということである。

直感的に当たり前のことを言っているように聞こえるかもしれないが、このイメージを 中性子と原子核の相互作用に当てはめることで、両者の反応確率が「断面積」(英語では Cross section)と呼ばれていることが理解できる。すなわち、原子核の「断面積」が大きいほど反 応確率が高い、ということである。

4.2.2 微視的断面積

前節では、射的モデルを使用して、中性子と原子核の相互作用のイメージを描いた。そこ で重要であったのは、景品の「断面積」であった。

原子炉物理では、原子核一個の反応確率(景品一個にコルク玉が当たる確率に相当)を微 視的断面積(microscopic cross section)と呼んでいる。詳細は後述するが、まずは、中性子 から見た原子核の「当たりやすさ」と「大きさ」を示しているものと理解しておけばよい。 断面積の単位は、当然ながら、面積であり、SI単位系ではm²となる。ただし、原子核の 直径は 10⁻¹⁵ m 程度であり、非常に小さい。そのため、原子核の「断面積」は非常に小さい 値になる。このため、原子炉物理では、微視的断面積を表すために barn という単位を用い る。1 barn は 10⁻²⁸ m² もしくは 10⁻²⁴ cm² と定義されている。1 barn は、大雑把に言って、ウ ラン原子核の幾何形状的な断面積に対応している。なお、barn の省略形として、b が用いら れる場合もある。

微視的断面積は、4.1 節で述べた反応の種類だけある(図 4-8)。核分裂に対しては微視的 核分裂断面積、弾性散乱に対しては微視的弾性散乱断面積、等であり、中性子と原子核の反 応に応じて微視的○○断面積と称される。なお、全ての反応を積算したものは、微視的全断 面積と称される。



図 4-8 微視的断面積の種類

【コラム】 barn の語源

「barn」を辞書で調べると、「納屋」と出てくる。納屋と原子核の反応確率がどのように 関係するのであろうか。英語に" couldn't hit the broad side of a barn"(「大きな」納屋の広い側 面に当てることさえできない)というフレーズがあり、これは、「目的がなっておらず、何 かを達成することが難しい状況」を示すとのことである。

このフレーズに触発され、マンハッタン計画に従事していた科学者が、秘密を保持しつ つ、(目眩ましもかねて?) ウランの原子核の反応確率(断面積)を表すために、barn を用 いたようである。また、加速器を用いてウランの原子核に粒子を衝突させる実験において は、ウランの原子核は十分に大きいことも、この barn という単位を採用した理由になって いたらしい。(参考:Wikipedia、英語版)

4.2.3 巨視的断面積

もう一度射的の話に戻ろう。先ほどは、一個の景品を考え、景品の大きさ(断面積)が景 品に当たる確率に比例することを述べた。さて、射的をやっている店が何軒かあるとしよう。 できるだけたくさん景品をゲットするためには、どのように射的屋を選べばよいであろう か。話を簡単にするため、全ての射的屋で値段は変わらず、射撃に使用するコルク球の数も 同一であるとする。さらに、全ての射的屋で景品一個の値段と重量は同一で、景品の数はコ ルク球の数より十分多いとする。ここでの観点は、できるだけ景品の数を稼ぐことである。 なお、普通の射的ではあり得ないが、目隠しをするものとする。

このような条件で考えたとき、選び方としては、①できるだけサイズの大きな(断面積の 大きな)景品が、②できるだけ密集しておいてあり、③景品がおいてある範囲が広く、④景 品までの距離が近いところ、が良さそうに思える。

また、通常の射的には存在しないが、屋根から景品がランダムに吊り下げられている状況 を考える。景品は、床から天井まで、さらに奥行き方向にランダムに吊り下げられているも のとする。この場合でも、上記と同じく、①景品のサイズが大きく、②密集しており、③景 品がある範囲(体積)が大きく、④景品までが近い、状況が有利である。

これまでの議論で明らかなように、景品一個あたりの断面積が大きいほど、コルク玉は景 品に当たりやすい。景品が密集していれば(理想的には隙間がなければ)、さらに当たりや すくなるであろう。景品の置いてある範囲が広い(従って、置いてある景品の数が多い)場 合も当たりやすくなるであろう。また、景品までの距離が近いと当たりやすい。

いずれも直感的に当たり前であるが、これを中性子と原子核の相互作用に置き換えて考 える。①は、原子核の微視的断面積が大きいことに相当する。②は、原子核の原子数密度が 大きいことに相当する。③は目標の原子核から構成される物質の体積が大きいことに相当 する。④は、中性子の発生源から物質までの距離が小さいことに対応する。

これらのうち、原子核が構成する物質の性質に対応するものは、①の微視的断面積と②の 原子数密度である。これらが大きいほど、中性子と物質は相互作用しやすくなる。そのため、 原子炉物理では、微視的断面積に原子数密度を乗じた値を**巨視的断面積(macroscopic cross** section)として定義している。中性子が物質に入射した場合、巨視的断面積が大きいほど、 物質を構成する原子核と中性子が相互作用しやすくなる。なお、物質に複数の核種が含まれ ている場合、核種毎にその核種の微視的断面積とその核種の原子数密度を掛け合わせ、これ を全ての核種について足し合わせたものが巨視的断面積となる。

微視的断面積の単位が「面積(m²)」であり、原子数密度の単位は「1/体積(1/m³)」であ る。従って、これらを乗じた巨視的断面積の単位は「1/長さ(1/m)」となる。長さの逆数を 持つ物理量を「面積」と称しているのはやや違和感があるかもしれない。これは、元々の英 語が macroscopic cross section であり、それを和訳しているためである。巨視的断面積が大き いほど中性子が原子核と相互作用しやすくなることは、先に述べたとおりである。そこで、 巨視的断面積は、中性子が単位距離進む間に相互作用する確率を示しているものと理解す ればよい。そうすれば、巨視的断面積の単位が「1/長さ」になっていることが納得できるで あろう。

【コラム】 物質中で原子核はまばらにしか存在していない

原子の大きさは大雑把に 10^{-10} m であり、原子核の大きさは 10^{-15} m である。つまり、原子 の大きさと原子核の大きさは 10^5 (10 万倍)の違いがある。

東京ドームのグラウンドの面積は約 13,000 m² である。東京ドームを原子とすると、原子 核の面積は、概ね 0.1 m²、つまり、直径 0.35 m の円盤に相当する。グラウンドの中にボー ルをランダムに投げ入れ、この円盤にボールが当たる確率は極めて低いであろう。すなわ ち、ある 1 個の原子に中性子が入射しても、原子核と反応を起こす確率は低いと言うことで ある。

ここまで、中性子と原子核の相互作用を射的のモデルで説明してきたが、実際の原子核 は、射的屋の景品とは比べものにならないほど、まばらにしか存在していないと言うことで ある。この点を頭に入れておくとよい。

なお、物質を構成する原子核の数は極めて多いため、結果として中性子と物質は「それなりに」相互作用する。例えば、常温の水の場合、5 cmの厚さがあれば、99.9%程度の中性子は、水を構成する水素あるいは酸素の原子核と何らかの相互作用をする。

巨視的断面積は、微視的断面積に原子数密度を乗じたものであるため、微視的断面積と同じだけ種類が存在する(図 4-9)。



図 4-9 巨視的断面積の種類

4.2.4 微視的断面積の特徴

ここでは、代表的な微視的断面積について、入射する中性子に対するエネルギー依存性に ついて説明する。ポイントは以下の5点である。

①入射する中性子のエネルギーにより、微視的断面積は大きく変化する。

②微視的断面積(の種類、核種によって微視的断面積は大きく異なる。また、同位体であっても、質量数が1異なるだけで微視的断面積は大きく異なる。

③原子核に入射する中性子のエネルギーが低いほど微視的断面積が大きくなる場合が多い。 すなわち、エネルギーの低い中性子の方が、原子核と反応しやすい場合が多い。

④質量数が大きくなるほど、微視的断面積のエネルギー依存性は複雑となる。また、特定の 中性子エネルギーに対して、反応確率が非常に大きくなる場合がある。

⑤中性子の入射エネルギーが大きい場合にのみ、微視的断面積がゼロでない値を持つ場合 がある。

以下では、微視的断面積の種類ごとに大まかなエネルギー依存性と、そのような振る舞い を示す理由を述べる。また、代表的な核種について、微視的断面積を図 4-10~4-15 に図示 する。微視的断面積は、中性子のエネルギー範囲が広いこと、また微視的断面積の値が中性 子の入射エネルギーに対して大きく変化することから、横軸(入射中性子のエネルギー: eV)、縦軸(微視的断面積:barn)ともに対数で表示するのが一般的である。

(1)微視的弾性散乱断面積

おおよそ、0.1 MeV~10⁸ MeV (10⁻⁶ eV) 程度のエネルギー範囲で一定値を取る(例:図 4-10)。0.01 eV~0.001 eV 以下では、中性子のエネルギーが小さくなるほど微視的断面積は 大きくなる。核種ごとの差異は、後述の捕獲断面積などに比べて小さい。

(2)微視的捕獲断面積

基本的に中性子のエネルギーが小さくなるほど、微視的捕獲断面積は大きくなる。多くの 場合、微視的断面積は、入射する中性子の速さの逆数に比例する。このような微視的断面積 のエネルギー依存性を「1/v依存性(1/v law)」と呼んでいる(例:図4-10)。質量数が大き な核種については、1 eV~1,000 eV 近辺で非常に複雑な挙動を示す(例:図4-15)。特定の 中性子エネルギーに対して、微視的断面積が極端に大きくなる現象は、共鳴(resonance)と 呼ばれており、微視的断面積に共鳴が見られるエネルギー領域を共鳴領域と呼んでいる。な お。1/v依存性は、共鳴領域より低いエネルギー領域で見られる。

【コラム】 声でワイングラスを割る

人間の声でワイングラスを割る動画を見たことがあるだろうか?(見たことがない人は、 voice glass break で検索)。これは、人間の声の周波数と、ワイングラスが持っている固有振 動数が一致したとき、ワイングラスの振動が極端に大きくなり、その振動に耐えきれずガラ スが破損する現象である。固有振動数より低い音、あるいは高い音であれば、かなり大きな 音であってもワイングラスは割れないであろう。これは、音によりワイングラスが振動して も、その振動が大きくならないからである。

横軸に音の周波数、縦軸にグラスの振動をとってグラフを書くと、特定の周波数のみでグ ラスの振動が大きくなり、ピークが生じる。このグラフは、微視的断面積の共鳴ピークとよ く似た形をしている。

微視的断面積の共鳴は、中性子の入射エネルギーと、原子核の励起エネルギーが一致した 場合、特に反応が起こりやすくなることから発生する。

(3)微視的核分裂断面積

核分裂を起こす核種のうち、U-235 など質量数が奇数の核種については、微視的捕獲断面 積と類似の挙動を示す(例:図4-14)。すなわち、エネルギーの低い中性子に対して、微視 的核分裂断面積は大きくなる。また、微視的核分裂断面積は、入射する中性子の速さの逆数 に概ね比例する。一方、核分裂を起こす核種のうち、U-238 等、中性子数が偶数の核種につ いては、低エネルギーの中性子に対して微視的核分裂断面積はほぼゼロであり、一方、高エ ネルギーの中性子に対して微視的核分裂断面積が大きくなる(例:図4-15)。すなわち、高 エネルギーの中性子に対しては核分裂が生じるが、エネルギーの低い中性子では核分裂が 発生しないことになる。なお、高エネルギーの中性子のみで発生する反応をしきい反応 (threshold reaction)と呼ぶ。

(4) (n, α)反応断面積

B-10 など、特定の核種については、反応のほとんどを(n, α)反応が占めている(例:図4-11)。ただし、質量数が1変わるだけで(n, α)反応の大きさは大きく変化する(例:図4-11,4-12)。1/ν依存性を示す場合がある。

(5)(n,2n)、(n,3n)反応断面積

入射する中性子のエネルギーが高いときに限って発生するしきい反応である。図 4-13 の O-16 に対する(n,2n)反応の断面積で、このような特性を見ることが出来る。



図 4-10 H-1 の微視的弾性散乱断面積(MT=2)および微視的捕獲断面積(MT=102)。z は 入射粒子であり、中性子(n)を表す。



図 4-11 B-10 の微視的全断面積(MT=1)、微視的弾性散乱断面積(MT=2)、微視的捕獲断 面積(MT=102)および微視的(n, α)断面積(MT=107)。zは入射粒子であり、中 性子(n)を表す。



図 4-12 B-11 の微視的全断面積(MT=1)、微視的弾性散乱断面積(MT=2)、微視的捕獲断 面積(MT=102)および微視的(n, α)断面積(MT=107)。zは入射粒子であり、中性 子(n)を表す。



図 4-13 O-16 の微視的弾性散乱断面積(MT=2)、微視的(n, 2n)断面積(MT=16)および微 視的捕獲断面積(MT=102)。zは入射粒子であり、中性子(n)を表す。



図 4-14 U-235 の微視的全断面積 (MT=1)、微視的弾性散乱断面積 (MT=2)、微視的核分 裂断面積 (MT=18) および微視的捕獲断面積 (MT=102)。z は入射粒子であり、中 性子(n)を表す。



図 4-15 U-238 の微視的全断面積 (MT=1)、微視的弾性散乱断面積 (MT=2)、微視的捕獲 断面積 (MT=102) および微視的核分裂断面積 (MT=18)。z は入射粒子であり、中 性子(n)を表す。

4.3 中性子と原子核の反応率

【この節のポイント】

- 単位時間・単位体積あたりの中性子と原子核の反応数(反応率)は、微視的断面積、原子数密度と中性子数密度、中性子の速さに比例する。
- ・ 中性子束は、中性子数密度と中性子の速さに比例する物理量であり、単位時間・単位体 積当たりの中性子の軌跡(飛行距離)の総和に相当する。
- 反応率は、巨視的断面積(微視的断面積×原子数密度)に中性子束(中性子数密度×中性 子の速さ)を乗じることで算出できる。

4.2 節では、一つの中性子と一つの原子核の反応のしやすさ(微視的断面積)および、一 つの中性子と多数の原子核が集まって構成される物質の反応のしやすさ(巨視的断面積)に ついて説明した。

原子炉内には、多数の中性子が飛んでおり、これらの中性子が原子炉を構成する物質と相 互作用する。本節では、中性子の集団と物質の**反応率(reaction rate**)(相互作用率、単位時 間・単位体積あたりの相互作用数)について説明する。以下では、簡単のため、中性子のエ ネルギー(飛行の速さ)が変わっても、微視的断面積と巨視的断面積が変化しないと仮定し て説明を行う。

4.3.1 一つの中性子と物質の反応率

まず、最も簡単なケースとして、原子炉内に中性子が1個だけ飛行しているとする。この 場合の反応率はどのようになるだろうか。4.2.3 節において、面積の単位を持つ微視的断面 積と物質の原子数密度を乗じた値として、巨視的断面積を説明した。巨視的断面積は、1/長 さの単位を持ち、物理的には、「単位体積あたりの標的の面積の合計」あるいは「中性子が 単位長さを進むときの反応確率」として解釈できることを説明した。原子炉内を飛行してい る中性子の単位時間あたりの飛行距離は、速さと同じになる。例えば、毎秒 100 m の速さを 持っている中性子が1秒間に移動する距離は 100 m である。巨視的断面積は、「中性子が単 位長さを進むときの反応確率」であることを思い出すと、1 個の中性子の反応率(単位時間 あたりの相互作用数)は、巨視的断面積に中性子の速さを乗じたものになる。例えば、巨視 的断面積が 0.01 [1/m]であり、中性子の速さが毎秒 100 m であるとすると、0.01×100=1 で あり、この中性子は、1 秒あたり 1 回相互作用すると見積もることが出来る。また、中性子 の速さが毎秒 10 m であるとすると、反応率は 0.01×10=0.1 であり、1 秒あたり 0.1 回相互 作用すると予想出来る。

なお、冒頭にも述べたが、実際には微視的断面積が中性子のエネルギー(速さ)に依存す るため、巨視的断面積も中性子のエネルギーに依存する。従って、このような単純な計算(中 性子の速さが 10 倍になると、反応率が 10 倍になる)では反応率は求められないことに注 意が必要である。

4.3.2 多数の中性子と物質の反応率

次に、原子炉内を多数の中性子が飛行している、より現実的な状況を考えよう。中性子が 多数飛んでいるほど、より多く相互作用が起きることは直感的に明らかである。つまり、反 応率は原子炉内における中性子数密度に比例するであろう。ここで、中性子数密度(原子炉 内を飛行している中性子の単位体積あたりの個数)を例えば1,000としよう。これらの中性 子の速さを例えば毎秒 100 m とすると、単位体積内に存在する中性子が1秒あたりに移動 する距離の総和は中性子数密度×中性子の速さで求めることができ、1,000×100 m=100,000 mとなる。

【コラム】 単位時間・単位体積あたりの中性子の移動距離

単位体積あたりの中性子の総飛行距離を考える場合、中性子が着目している単位体積から「出て行ってしまう」可能性があるため、総飛行距離をイメージしにくいかもしれない。 これは、以下の様に考えると良い。

着目する「単位体積」が原子炉の中に隣接して並んでいると考える(下図)。これらの単 位体積の中の中性子の飛行状況は同じであると仮定する。一般的に、単位体積内の中性子数 は非常に大きいので、平均的には(総飛行距離を求める観点からは)無理のない仮定であろ う。着目している単位体積から出て行った中性子は、となりの単位体積に入射するが、それ と同時に、反対側から(同じ飛行方向の)中性子が入射してくると考えることが出来る。こ れは、中性子が着目している単位体積から出て行かないのと同じ状況になっていると見る ことができる。



なお、このような考え方は、物理の解析で一般的に使用されることがあり、周期境界条件 と呼ばれている。

物質の巨視的断面積を 0.01 [1/m]とすると、単位体積・単位時間あたりの中性子と物質の 相互作用数は、0.01×100,000=1,000 回と見積もることが出来る。

以上のことから、多数の中性子を考慮した場合の反応率は、「巨視的断面積」×「中性子 数密度」×「中性子の速さ」で与えられることが分かる。

4.3.3 中性子束

4.3.2 節において、原子炉内における中性子と物質の反応率は、「巨視的断面積」、「中性子 数密度」、「中性子の速さ」のかけ算で表せることを説明した。巨視的断面積は、各物質に固 有の値であるが、中性子数密度と中性子の速さは、原子炉内を飛び交っている中性子の飛行 状況に関わるものである。原子炉物理では、中性子数密度と中性子の速さのかけ算を**中性子 束**(neutron flux)と呼んでいる。中性子束を用いると、中性子と物質の反応率は、巨視的 断面積×中性子束で計算することが出来る。本節では、中性子束の物理的な解釈について、 3 通りの説明をする。

(1)単位時間・単位体積あたりの中性子の飛行距離の総和

「大も歩けば棒に当たる」ということわざがある。「何かをしようとすると災難にあうこ とが多い」というアンラッキーな意味と「出歩いていると思わぬ幸運に行き当たる可能性が ある」というラッキーな意味合いの二つがあるようである。いずれにせよ、「動き回ってい ると何かに行き当たる」という意味合いであろう。4.3.2 節で述べたように、中性子の移動 距離が長いほど、原子核と出会う確率が高くなることから、中性子束を単位時間・単位体積 あたりの中性子の飛行距離の総和とみることは理にかなっていると言える。



図 4-16 単位体積における単位時間あたりの中性子の飛行距離の総和のイメージ (矢印の長さを全て足し合わせる)

(2)単位時間・単位面積を通過する中性子数

中性子束は、中性子数密度と速さのかけ算であり、その単位は、[1/m²/sec]、つまり、単位 面積あたり単位時間あたりになる。この単位のイメージは、「ビームの強度」に近いのでは ないかと思う。この単位だけを見ていると、中性子束が単位時間・単位体積あたりの中性子 の飛行距離の総和であるとはイメージしにくいかもしれない。念のために書いておくと、密 度は 1/m³であり、速さは m/sec であることから、これらを乗じると[1/m²/sec]となる。

さて、中性子束の単位からイメージすると、中性子束は、単位時間あたりに単位面積を通 過する中性子の個数として捉えることも出来る。原子炉内では、様々な方向に中性子が飛ん でいるため、単位面積を考えるときは、特定の方向に飛んでいる中性子だけではなく、全て の方向に飛んでいる中性子を考える必要があることに留意が必要である(図 4-17)。



図 4-17 単位時間あたりに単位面積を通過する中性子数の総和 (楕円が様々な方向の単位面積を示している)

(3)反応率を計算するための便宜的な量

これまでに説明してきたように、微視的断面積が一定であれば、中性子と物質の反応率は、 中性子数密度が大きいほど、中性子の速さが大きいほど、大きくなる。そのため、中性子密 度に近いイメージで、中性子数密度と中性子の速さを乗じた値を反応率計算のための便宜 的な量として定義している、と考えることも出来る。

【コラム】「束」の意味

中性子束は、英語の neutron flux の訳である。では、"flux"とは元々、どのような概念なのだろうか。

ロングマン現代英英辞典によると、英文の flux は、" a situation in which things are changing a lot and you cannot be sure what will happen"とあり、日本語の「流転する」などのニュアンス があるように思われるが、何かが「流れている」ことを示す言葉だと解釈できる。方丈記に 「ゆく河の流れは絶えずして、しかももとの水にあらず。淀みに浮かぶうたかたは、かつ消 えかつ結びて、久しくとどまりたるためしなし。世の中にある人とすみかと、またかくのご とし。」とあるが、これは flux の語感に近いであろう。

物理では、「束」の概念が良く現れる。流束、熱流束などは、単位時間に単位面積を通過 する流体の量、熱量であり、これは、元々のfluxの言葉の意味に沿っていると考えることが 出来る。fluxの英単語としての観点からは、上記(2)の解釈(単位時間・単位面積を通過する 中性子数)がfluxの元の意味に近いと言える。(1)は、fluxの語源からは遠ざかるが、原子炉 物理的に解釈すると「総飛行距離」と捉えることが出来る、というように見ることが出来る のかもしれない。 【発展的内容】 中性子束と中性子流

以下の写真は、とある時間帯の渋谷駅前のライブカメラの映像である。左側が JR 渋谷駅 側である。スクランブル交差点を、様々な方向に人が歩いている状況が確認できる。



原子炉内の中性子も同様に、物質内を様々な方向に飛行している。中性子と物質の反応 率を計算する際には、中性子束として全ての飛行方向の中性子を考慮する。一方、原子炉 の挙動を解析する場合には、「正味として、どちらの方向に中性子が移動しているのか」 が重要になる。例えば、「原子炉から外部に漏れ出している中性子の個数は正味どれだけ か?」あるいは、「減速材から核燃料に流れ込んでいる中性子の正味の個数はどれだけ か?」といった観点である。ライブカメラの映像で言うと、渋谷駅から出て行く人も渋谷 駅に向かっていく人もいるが、正味の人の移動量はどうなっているか?ということに相当 する。恐らく、朝方は渋谷駅から街に出て行く人が圧倒的に多く、夜は逆に渋谷駅に向か っていく人が圧倒的に多いことが想像できる。昼間は、両者が同程度になっているかもし れない。そうすると、正味で見ると、朝方は駅→街の方向に人が移動し、夜は街→駅の方 向に人が移動すると言えるであろう(昼間は、正味での人の移動は少ない)。

原子炉のある地点において、特定の方向とその方向に直交する平面を考える。中性子流 は、この平面を単位時間あたり単位面積あたりに正味何個の中性子が通過しているか、を 示す物理量である。中性子束は、あらゆる飛行方向の中性子をカウントしたが、中性子流 は、ある方向を決め(例えば、渋谷駅→街方向)、この方向に飛行していく中性子(歩い て行く人)の数をプラス、反対方向に飛行していく中性子の数をマイナスとして、両者を 足し合わせることで中性子の正味の移動量を計算する。ある方向を決めて中性子数をカウ ントするため、中性子流は、スカラー量ではなく、方向を持ったベクトル量となる。中性 子流の単位は、[1/m²/sec]であり、中性子束と同じであるため、両者を混同しがちである が、両者は別の概念である。 4.4 中性子と原子核の相互作用データベース(中性子断面積データ)

【この節のポイント】

- ・ 中性子と原子核の相互作用のしやすさを表す微視的断面積は、データベースとして公開 されている。
- ・ このデータベースを計算機で処理し、炉物理計算に使用する。

中性子と原子核の相互作用は、その複雑さから、残念ながら理論計算で全て求めることは できない。そのため、複数の測定値と理論計算に基づき、エキスパートが微視的断面積を個 別に評価しているのが現状である。微視的断面積データの測定は、地道な作業と膨大なコス トを要すること、原子炉の設計で考慮しなければならない核種の種類や反応が極めて多い ことから、中性子の微視的断面積データの評価が途方もない労力を要する作業であること は容易に想像できよう。

そのため、評価された核データは世界共通の「財産」と考えられ、特定のフォーマットに 従った形で編集され、公開されている。このようなデータベースを**評価済み核データ** (evaluated nuclear data) と呼んでいる。

代表的な評価済み核データとしては、以下のものがあげられる。

- JENDL: Japanese Evaluated Nuclear Data Library の略であり、日本の原子力研究開発機構を中 心に評価・整備されている。2018 年現在、バージョン 4.0 であり、406 核種のデータ が格納されている。
- ENDF: Evaluated Nuclear Data File の略であり、米国の研究所(Los Alamos National Laboratory、 Oakridge National Laboratory、Brookhaven National Laboratory) などを中心に整備・評 価されている。2018 年現在、バージョン VIII.0 であり、557 核種のデータが格納され ている。
- JEFF: Joint Evaluated Fission and Fusion Nuclear Data Library の略であり、欧州で整備・評価 されている。2018 年現在、バージョン 3.3 であり、562 核種のデータが格納されてい る。

評価済み核データの一例として、JENDL-4.0 の H-1 の断面積の一部を図 4-16 に示す。例 えば、下から 3 行目の下線部は、0.2 eV の入射エネルギーの中性子に対し、H-1 の微視的全 断面積が 20.55439 barn であることを示している。原子炉の設計計算を行うためには、この 評価済み核データをプログラムで処理したものを用いる。

TENDL-4.0 H - 1							0	0	0 0	,
1 001000+3 9 991673-1		0	0	6	1	1	125	14	51 1	
0.000000+0 0.000000+0		0	0	0	Ē	5 1	25	14	51 2	
1.000000+0 2.000000+7		0	0	10	4	1	25	14	51 3	
0 000000+0 0 000000+	0,000000+0,0,000000+0		0	81	7	′ 1	125	14	51 4	
1-H - 1 I ANI	H = 1 I A NI FVAL		G M Hale	01		1	125	14	51 5	
	D	IST-MAY10	5. m. nare		20080703	1	125	14	51 6	
IFNDI -4_0	м	ATERIAI 1'	25		20000100	1	125	1/	51 0 51 7	
INCIDENT NEUTRON	J D		20			1	125	1/	51 8	
ENDE-6 FORMAT	ч D	1111				1	125	1/1	51 0	
						-	120	11	51 5	
(由略)										
(
		1	451	92	1	1	125	14	51 86	
		2	151	52	1	1	125	14	51 87	
		2 3	101		1	1	125	1/	51 88	
		3	9	35	1	1	125	1/	51 80	
		ວ ວ	102	35	1	. 1 1	120	14	51 09	
		3	102	00 106	1	. 1	120	14	51 90	
		4	102	201	1	. 1 1	120	14	51 91	
		0	102	201	1	. 1	120	140	000000	
						1	120	1	099999	
1 00100012 0 001672	1	0	0	1	0	1	120	0	0 0	
1.001000+3 9.991073-	-1	0	0	1	C	/ 1	120	213	51 I -1 0	
1.001000+3 1.000000+	+0	0	0	1	C	1	125	21	51 2	
1.000000-5 1.0000004	⊦5 . 0	0	0	0	C	1	125	21	51 3	
5.000000-1 1.2765534	+0	0	0	0	C) 1	125	21	51 4	
						1	125	2	099999	
1 001000.0 0 0010=0				-		1	125	0	0 0	
1.001000+3 9.991673-	-1	0	0	0	C) 1	125	3	1 1	
0.000000+0 0.000000+	+0	0	0	2	96	5 1	125	3	1 2	
30	5	96	2	0	0) 1	125	3	1 3	
1.000000-5 3.713628+	+1	2.000000-5	3. 224498+1	5.000000-5	2.790478+1	. 1	125	3	1 4	
1.000000-4 2.571732+	+1	2.000000-4	2.417056+1	5.000000-4	2.279806+1	. 1	125	3	1 5	
1.000000-3 2.210633+	+1	2.000000-3	2.161720+1	5.000000-3	2.118318+1	. 1	125	3	1 6	
1.000000-2 2.096443+	⊦1	2.530000-2	2.076834+1	5.000000-2	2.067250+1	. 1	125	3	1 7	
1.000000-1 2.060332+	+1	2.000000-1	2.055439+1	5.000000-1	2.051095+1	. 1	125	3	1 8	
1.000000+0 2.048901+	+1	2.000000+0	2.047341+1	5.000000+0	2.045928+1	. 1	125	3	1 9	
1.000000+1 2.045169+	+1	2.000000+1	2.044545+1	5.000000+1	2.043707+1	. 1	125	3	1 10	
(略)										

図 4-16 JENDL-4.0 の H-1 の評価済み核データ

【コラム】 微視的断面積を見てみよう Web において、JANIS という微視的断面積の可視化ツールが公開されている。 http://www.oecd-nea.org/janisweb/search/endf

これを用いて、微視的断面積をプロットしてみよう。

まず、入射する粒子の種類と評価済み核データを選択する。今回は、それぞれ中性子 (incident neutron data)、JENDL-4.0u を選ぶこととする。Material としては、U-238 を選ぶ。その後、"Search"をクリックする。

Incident particle Radioactive data Incident neutron data Incident proton data Incident proton data Incident thron data Incident Ha3 data Incident Ha3 data Incident Ha9 data	Library JEFF-3.2 JEFF-3.2 JEFF-3.3 JENDL-4.0 J	Material Z: 92 (U) Uranium A: 238< ▼ Section MF: MT:	• •
--	---	---	--------

以下の画面が現れるので、プロットする微視的断面積の種類を選択する。今回は、微視的全断面積(MT=1,(n,total))を選択する。

O JANIS -	ENDF Search - Google G	Chrome					23
€ →	C ① 保護されて	いない通信	www.oe	cd-n	ea.org/janisweb/search/endf?inc=N&lib=JENDL-4.0u&z	z=92 ☆ 📀	:
ENII Return I I I I I I I I I I I I I I I I I I I	DF search n to Home nident particle Radioactive data incident neutron data incident gamma data incident fuertorn data incident fuertorn data incident data incident alpha data incident alpha data rch Reset P2 A=238, Librar n selected	y=JENDI	_ibrary JEFF-3.1. JEFF-3.2 JEFF-3.3 JENDL-3. JENDL-4. JENDL-4. JENDL-4. JENDL-4. -4.0U,	1 2 3 0 0/HE 0u Pa	Material Z: 92 A: 238 Section MF: MT:		
	ev. 🗭 Next [1] 2						
	Incident particle Evaluation		Material	MF	MT		
	Incident neutron data	JENDL-4.00 U238 1		1	MI=451: (z,) Heading or title information		
	Incident neutron data	JENDL-4.00 U238		1	MT=452 : nubar total		
	Incident neutron data	data JENDL-4.00 U238		1	MT=456 : nubar promot		
	Incident neutron data	1 JENDL-4.00 U238		1	MT-458 : Eiscion energy release		
	Incident neutron data	1ENDL-4.00	11238	1	MT=151 · (n PES)		
	Incident neutron data	1ENDL-4.00	11238	2	MT=1 : (n total)		
•	Incident neutron data	1ENDL-4.00	11238	3	MT=2 · (7 elastic)		
	Incident neutron data	1ENDL-4.00	-4 0u 11238 3 MT=4 · (z, elas		MT=4 · (z n')		
	Incident neutron data	JENDL-4.0u	U238	3	MT=16 : (z,2n)		
-							*

画面を一番下までスクロールし、"Open selected"をクリックする。以下の画面が現れるので、"Cross section"の"P"のチェックボックスをクリックする。U-238の微視的全断面積が表示される。



見たい部分をマウスで範囲指定することにより、拡大も可能である。



第5章 核分裂と連鎖反応、発生エネルギー、崩壊熱

内容

第5章 核分裂と連鎖反応、発生エネルギー、崩壊熱	
5.1 核分裂と連鎖反応	
5.2 核分裂の発生エネルギー	
5.2.1 結合エネルギーと核分裂の発生エネルギー	
5.2.2 発生エネルギーの内訳	
5.3 崩壊熱	

【この章のポイント】

- 核分裂の際に発生する中性子が新たな核分裂を引き起こすことを核分裂の連鎖反応と
 呼ぶ。
- 核分裂の際に発生するエネルギーは主に核分裂片(核分裂時に発生する核種)の運動エネルギーとして放出され、その他には即発中性子のエネルギー、即発γ線などの形で放出される。
- 崩壊熱とは、核分裂生成物や超ウラン核種(原子番号がウランよりも大きい核種)の崩壊
 によって発生した放射線が熱エネルギーに変換されたものである。

エネルギーを取り出すことを目的とした「炉」を想定すると、炉としての成立条件の一つ は、炉に投入するエネルギーよりも炉から得られるエネルギーを大きくすることである。発 電用の原子炉において投入エネルギーより大きなエネルギーを得られる理由は、核分裂の 連鎖反応が維持されて大きなエネルギーが発生するためである。また、原子炉で発生するエ ネルギーは、核分裂反応だけに由来せず、捕獲反応の際に放出されるγ線や、核種の崩壊に より発生する崩壊熱に由来するものもある。そのうち崩壊熱については、発電用の原子炉に おいて核分裂の連鎖反応を止めたとしても放出され続けることに特徴がある。

第5章では、主に発電用の原子炉で発生するエネルギーについて理解を深めるため、核分裂の連鎖反応と、核分裂の発生エネルギー、崩壊熱について説明を行う。

5.1 核分裂と連鎖反応

【この節のポイント】

- 核分裂の際に発生した中性子の一部は新たな核分裂を引き起こすことがある。
- ・軽水炉ではエネルギーの小さい(遅い)中性子が核分裂を引き起こしやすいため、軽水炉で連鎖反応を効果的に発生させるためには、様々な阻害要因を乗り越えて中性子を減速させることが重要である。

4.1.1 節で述べたように、ウランやプルトニウムといった質量数が大きい核種の原子核と 中性子が反応すると、中性子を一旦吸収した原子核が分裂することがあり、これを核分裂反応(fission reaction)と呼ぶ。

核分裂によってちぎれてできる二つの破片を**核分裂片**(fission fragment)と呼ぶ。この核 分裂片は極めて高いエネルギー状態にあるため、生成した直後に中性子とγ線を放出し、よ り低いエネルギー状態になる。このようにして出来る核種を、核分裂片と区別して**核分裂生 成物(核種)**(Fission Product: FP)と呼ぶ。上述の中性子とγ線の放出は核分裂反応の後の 極めて短い時間スケールで起こるため、原子炉物理においては、核分裂反応と同時に中性子 とγ線が放出され、核分裂生成物が生成されると見做すのが一般的である。

核分裂反応の起こりやすさは、第4章で述べたように微視的核分裂断面積によって表される。図 5-1 に、主に軽水炉において核分裂する核種の核分裂断面積を示す(JENDL-4.0[1]

の評価値に基づく)。U-235、Pu-239、Pu-241 は 0.1 eV~10 MeV までのエネルギーで約 1 barn 程度以上となっており、どのエネルギーの中性子でも核分裂をしやすい核種といえる。また、 中性子のエネルギーが低いほうが断面積の値が大きいことが分かる。一方で、U-238 は 1 MeV を超えるエネルギーの高い中性子でのみ有意に核分裂する核種である。



図 5-1 核分裂断面積の比較

核燃料として用いられるウランにはいくつかの同位体が存在するが、主なものはU-235と U-238の2つである。天然のウランには核分裂断面積が大きいU-235が0.7wt%程度含まれ、 高エネルギーでのみ核分裂が起きるU-238の含有率が大部分(99.3wt%程度)を占める。軽 水炉では、天然のウランを用いた場合、核分裂の連鎖反応を達成することは出来ないため、 核分裂断面積が大きいU-235の割合を高めた燃料を用いる。U-235がウランに占める割合を

(ウラン)濃縮度(enrichment)と呼び、濃縮度が高められたウランを濃縮ウラン(enriched uranium)と呼ぶ。また、濃縮ウランに対して、天然のウランを天然ウラン(natural uranium) と呼ぶ。

ー回の核分裂時に発生する平均中性子数は、核分裂する核種や中性子の入射エネルギー に依存する。参考として、U-235 および Pu-239 の核分裂あたりの平均中性子発生数を図 5-2 に示す(JENDL-4.0[1]の評価値に基づく)。この図に示すとおり、0.1 MeV を超えたあたり から、U-235 と Pu-239 の両方で中性子数が増加する傾向が確認できる。なお、一回の核分 裂時に発生する中性子の数は整数値であり、図 5-2 に示す中性子数は多くの核分裂が発生し ている場合の平均値であることに注意したい。



図 5-2 U-235 および Pu-239 の核分裂あたりの平均発生中性子数

また、軽水炉等において核分裂反応で発生した中性子は、核分裂反応を引き起こした中性 子のエネルギーに依らず、ほぼ同一のエネルギー分布を有する。これを核分裂スペクトル (fission spectrum)と呼ぶ。U-235の核分裂スペクトルを図 5-3 に示す(JENDL-4.0の評価

値に基づく)。10 keV から数 10 MeV にわたって分布しており、平均は 2 MeV 程度である。





97

原子炉において中性子が核分裂によって発生すると、この中性子は水などとの散乱や、核 燃料や構造物による吸収といった反応、さらには原子炉の外へ漏れるなど、様々な事象を引 き起こす。一部の中性子は最終的に核分裂を引き起こすことがあり、この場合のように核分 裂により発生した中性子が新たな核分裂を引き起こすことを核分裂連鎖反応(fission chain reaction)と呼ぶ。

ウランによる核分裂連鎖反応の例を図 5-4 に示す。この図に示すように、中性子によりウ ランが核分裂反応を起こすと、2 個の核分裂生成物(低い確率(~1%)で3 つの核分裂生成物) とともに、平均で2~3 個の中性子が生成される。これらの中性子の一部が最終的に次の核 分裂を引き起こすと、核分裂連鎖反応をしている状態となる。最初の核分裂の際に発生する 中性子を第一世代とすると、次の核分裂の反応により発生した中性子を第二世代とするこ とができる。このように、核分裂連鎖反応を理解する上では、中性子を世代に分けて整理す ることができる。なお、軽水炉においては、各世代の平均的な長さは 10⁻⁵ 秒オーダーとな る。



図 5-4 ウランによる核分裂連鎖反応

得られる核分裂生成物については、ある核分裂では Xe-140 と Sr-94、また別の核分裂では Ba-144 と Kr-90 といったように、核分裂ごとに核種が同じとはならない。核分裂時に核種 がどれだけの確率で生成されるかを示した数値は**核分裂収率(fission yield)**と呼ばれ、図 5-5 に示すように質量数約 95 と約 140 をピークとする 2 つの山が見られる。



図 5-5 熱中性子により U-235 が核分裂を起こした場合の核分裂収率 (https://wwwndc.jaea.go.jp/cgi-bin/FPYfig)

軽水炉においては、主に1eV以下のエネルギーの低い中性子によって核分裂が引き起こ される。このため、核分裂によって発生した1~10 MeV 程度の高いエネルギーの中性子が次 の世代の核分裂反応を引き起こすためには、様々な物質とぶつかり合って減速し、エネルギ ーを低くすることが効果的である。ただし、エネルギーの低い中性子になるまでに、いくつ かの阻害要因を乗り越える必要がある。ここでいう主な阻害要因とは、下記のことを指す。

- ① エネルギーの高い中性子の原子炉からの漏れ
- ② U-238 などの共鳴反応による中性子の吸収
- ③ エネルギーの低い中性子の原子炉からの漏れ

また、上記の阻害要因を乗り越えてエネルギーの低い中性子になったとしても、水や制御 棒などの構造物に吸収されると、核分裂を引き起こすことはできない。水や構造物に吸収さ れずに燃料へ吸収された中性子は、一定の確率で核分裂を引き起こし、ようやく次の世代の 中性子が発生する。詳細は6、7章に記載するが、次の世代の中性子が発生するまでには様々 な過程があることを理解してもらいたい。

【コラム】軽水炉で核分裂する核種

PWR のウラン燃料集合体体系におけるウランおよびプルトニウムの核分裂への寄与について、燃焼に伴う推移をまとめた結果を図 5-6 に示す。この図に示すとおり、燃焼中は U-238 が約 10%の割合で核分裂している。このことから、軽水炉においては、エネルギーの低い中性子だけでなく、エネルギーの高い中性子も核分裂に寄与していることがわかる。なお、ウランは一定確率で中性子を捕獲し、β崩壊等を経てプルトニウムになる。特に Pu-239と Pu-241 は軽水炉で核分裂しやすく、ウランを使用した燃焼集合体では、燃焼途中においてプルトニウムも核分裂に寄与する。



5.2 核分裂の発生エネルギー

【この節のポイント】

- 核分裂により結合エネルギーの変化分がエネルギーとして放出される。
- 1回の核分裂により発生するエネルギーは平均としては約200 MeV であり、発生エネル ギーの大部分は核分裂片の運動エネルギーとして放出される。

5.2.1 結合エネルギーと核分裂の発生エネルギー

日常において、エネルギーは様々な方法で活用されている。例えば、火力発電所において は、燃料となる石油、石炭、天然ガスなどを燃焼させ、発生する熱エネルギーにより熱機関 を動かして電力を生み出している。また、風力発電所においては、風(空気)の持つ運動エ ネルギーを電力に変換している。このように、エネルギーは人間にとって利用しやすい形態 に変換されて用いられている。それでは、核分裂によって発生するエネルギーは何から変換 されるのか?答えは、原子核における**結合エネルギー**(binding energy)である。

結合エネルギーとは原子核をバラバラの核子(中性子や陽子)に分けるために必要なエネ ルギーである。結合エネルギーが大きいということは核子間がしっかり結合しており、逆に 小さいということは核子間が緩く結合していることを示す。図 5-7 に液滴モデルで概算した 原子核の核子当たりの平均の結合エネルギー(結合エネルギーを核子の数で除した値)を示 す。核子当たりの結合エネルギーを質量数の小さい順に見ると、水素やヘリウムなどの軽い 元素は小さく、質量数 50~60 の鉄などの元素は大きく、さらに、質量数が大きくなると小 さくなる傾向が確認できる。



図 5-7 液滴モデルで概算した原子核の核子当たりの結合エネルギー

結合エネルギーが大きいということは、単に原子核がもつエネルギーが大きい、というこ とではないことに注意したい。結合エネルギーが大きいということは、核子をバラバラにす るために必要なエネルギーが大きいことを意味しており、原子核がより安定になっている ことを指す。なお、水素、ヘリウム、ウランなどの自然界に安定して存在する核種は、原子 核内の中性子と陽子が丁度よい数となっており、核子間が結びつきやすい状態になってい ることから、原子核として一定の安定性を有している。このため、質量数 50~60 の鉄など の元素より安定性の低い(核子当たりの結合エネルギーが小さい)核種であっても、自然界 に安定して存在することができる。ここで、水素、ヘリウム、ウランなどは、原子核の安定 性を一旦崩すためのエネルギーを得ることができれば、核反応でより安定な(核子当たりの 結合エネルギーが大きい)原子核に変化することができる。核反応により安定な原子核に変 化すると、安定となった分、つまり結合エネルギーの変化分がエネルギーとして発生するこ とになる。エネルギーの発生する事象としては以下の2つがある。

- ウランなどの重い核種が分裂し、核子当たりの結合エネルギーがより大きい核種が 生成される。
- ② 水素やヘリウムなどの軽い核種が融合し、核子当たりの結合エネルギーがより大きい核種が生成される。

項目①は原子炉で応用されている。核分裂が起こると、より核子当たりの結合エネルギー の大きい質量数 60 程度以上の核種が得られ、結合エネルギーの増加分がエネルギーとして 放出される。ここで、例として U-235 が核分裂して Xe-140 と Sr-94 が得られる場合を考え る (235 U+¹n → 140 Xe+⁹⁴Sr+2¹n)。U-235、Xe-140、Sr-94 の核子当たりの結合エネルギーを それぞれ 7.6 MeV、8.3 MeV、8.6 MeV とすると、結合エネルギーの変化、つまり放出され るエネルギーは (8.3×140+8.6×94 - 7.6×235 = 184.4 MeV) となる。核分裂により発生す る核種は確率的に決まるため、核分裂ごとに結合エネルギーの変化量が異なるが、結合エネ ルギーの変化量 (発生エネルギー)の平均は約 200 MeV となる。

項目②は核融合炉で応用されている。水素やヘリウムなどは結合エネルギーが小さいため、核融合により結合エネルギーが増加し、この結合エネルギーの増加分がエネルギーとして放出される。ここで、例として重水素(D)と三重水素(T)が融合して He-4 が得られる反応を考える(D+T → ⁴He+¹n)。D、T、He-4 の核子当たりの結合エネルギーをそれぞれ1.1 MeV、2.8 MeV、7.1 MeV とすると、放出されるエネルギーは(7.1×4 - 2.8×3 - 1.1×2=17.8 MeV)となる。

エネルギーと質量は等価であることがアインシュタインの特殊相対性理論において示されている。特殊相対性理論に基づくと、質量をm、光の速度をcとして、エネルギーEを mc^2 と表現できる。この理論から、何らかの事象により質量が Δm だけ小さくなった場合は、放出されるエネルギー ΔE を Δmc^2 と表現できる。なお、この関係は核反応だけで成立するものではなく、化学反応や力学分野などの身近な事象でも成立する。つまり、化学反応による発熱も、自動車の摩擦熱も、核分裂や核融合により結合エネルギーの変化分が放出されるエネ

ルギーも、全て質量の変化で表現できる。核反応では反応前後の質量の変化が大きく、また $\Delta E = \Delta mc^2$ の関係は核反応により実証されたことから、核反応により発生するエネルギーを 質量の変化で表現することがしばしばある。例えば、核分裂の反応前後で1 kg の質量が失 われる場合、光の速度cを 3×10^8 m/sec とすると、放出されるエネルギーは $1 \times (3 \times 10^8)^2 = 9 \times 10^{16}$ J となる。

【コラム】なぜ原子核内の核子はバラバラにならないのか?

原子と比べて原子核は非常に小さく、この非常に小さい空間に陽子と中性子が存在して いる。原子核の中の陽子同士の電気的反発が大きいと考えると、原子核の中の陽子はバラバ ラになりそうだと感じるかもしれない。しかし、実際には原子核はバラバラになることな く、安定して存在することができる。なぜか?これは核力と呼ばれる力が存在するからであ る。核力は中間子と呼ばれる粒子を核子同士が交換し合うことで発生すると理解でき、強い 力で核子を結び付けている。少しイメージしにくいかもしれないが、世の中の力は全て粒子 の交換によって発生すると考えられる。例えば、電磁気力は光子の交換により発生し、重力 は(現在のところ発見されていないが)重力子の交換により発生すると考えられる。核力も 粒子を交換して発生する力の一つであり、原子核の安定性を理解する上で重要な概念であ る。

【コラム】結合エネルギーの理解に向けて

質量数の小さいものから順に核子当たりの結合エネルギーを確認すると、水素やヘリウムは小さく、その後は質量数とともに大きくなるが、質量数が50~60付近を超えるとまた小さくなる傾向が確認できた。この傾向については液滴モデルを用いることで理解を深めることができる。表面にある核子はその外側に核子がないことから、内側の核子よりも引き合う力が小さくなる効果(表面効果)がある。質量数が小さい水素やヘリウムは表面効果が大きくなるため、核子当たりの結合エネルギーが小さくなる。質量数50~60付近までは質量数が増えると表面効果が小さくなる影響が支配的であるため、核子当たりの結合エネルギーは増加する。さらに質量数が増えると、正の電荷をもつ陽子間で電気的反発が大きくなることと、原子核における中性子の割合が大きくなることから、核子当たりの結合エネルギーが小さくなる。中性子の割合が大きい場合に核子当たりの結合エネルギーが小さくなる

また、特定の質量数(2、8、20、28、50、82、126)となる場合、核子当たりの結合エネ ルギーは、液滴モデルでは説明できないほどに高くなることが確認されている。これは、殻 モデルを用いることで理解できる。原子の電子軌道が閉殻の場合に安定となることは化学 分野でよく知られている。殻モデルに基づくと、原子核の内部にも軌道があり、殻が閉じた 場合に原子核が安定すると考えることができる。なお、原子核が安定となる特定の質量数は 魔法数(マジックナンバー)と呼ばれている。
【発展的内容】 炉物理で用いる質量の単位

国際単位系では質量を示す単位としてキログラム (kg) が広く用いられており、本節でも 用いたように、炉物理の分野でもしばしばキログラムを用いる。一方で、質量数などを求め る場合には、C-12 の質量数の 1/12 を単位とした相対原子質量も広く用いられている。単位 は統一したほうが分かりやすいが、なぜ一般的に広く使われているキログラムで統一され ないのだろうか?実は、2019 年 5 月まで、キログラムの単位は「国際キログラム原器」と 呼ばれる人工物が基準となっており、これまでに3回もの校正が行われてきた。このような 背景もあり、キログラムの単位は長期安定性に懸念があった(と考える人もいた)。2019 年 5 月の改定で、キログラムはより普遍的な物理定数であるプランク定数をもとに定義される こととなり、単位としての信頼性が向上したといえるだろう。今後、炉物理で用いる質量の 単位はキログラムで完全に統一されるかもしれない。

5.2.2 発生エネルギーの内訳

原子炉内で発生するエネルギーを理解するためには、核分裂により発生する全エネルギーと、最終的に熱として利用できるエネルギーを整理しておく必要がある。

ー回の核分裂により発生するエネルギーは約 200 MeV である。例として熱中性子による 核分裂から発生するエネルギーを表 5-1 に示す。この表に示すように、発生エネルギーの大 部分は核分裂片の運動エネルギーとして放出される。核分裂片は正の電荷を有しているた め、燃料中ですぐに止まり、熱エネルギーとして周囲の温度を上昇させることとなる。中性 子は平均的には 2~3 個程度発生し、これらの合計として約 5 MeV のエネルギーを有する。 核分裂生成物の崩壊により発生するβ線およびγ線は核分裂生成物の半減期に従い遅れて発 生する。γ線は核分裂直後にも発生するので、これを即発γ線、核分裂生成物から放出される ものを遅発γ線と区別して呼ぶ場合がある。発生する中性子、β線、γ線は、基本的には原子 炉内で熱エネルギーとして回収できると考えてよい。ただし、ニュートリノは他の物質との 反応が発生しないため、原子炉で回収できない。

	エネルギー	全発生エネルギ	エネルギー
	(MeV)	ーとの比(%)	回収の可否
核分裂片の運動エネルギー	169.1	83.5	可
中性子の運動エネルギー	4.8	2.4	可
即発γ線エネルギー	7.0	3.4	न
核分裂生成物からのβ線のエネルギー	6.5	3.2	न
核分裂生成物からのγ線のエネルギー	6.3	3.1	न
核分裂生成物からのニュートリノのエネルギー	8.8	4.3	否
計	202.5	100.0	

表 5-1 U-235 の熱中性子による核分裂で発生するエネルギーと 原子炉でのエネルギー回収の可否

(出典: R. Sher, "Fission Energy Release for 16 Fissioning Nuclides," *Proc. Specialists 'Mtg. Nuclear Data Evaluation and Procedures*, Upton, New Yowk, BNL-NCS-5 1363 (1980).)

核分裂に由来して発生するエネルギーは前述のとおりであるが、原子炉において核反応 により発生するエネルギーは、核分裂だけに由来しないことに注意したい。原子炉が臨界に なっていることを考えると、一回の核分裂当たりに発生する中性子数をvとしたとき、その うち1個は次の世代の核分裂に寄与することになる。軽水炉において、この1個を除いた (v-1)個の中性子は、圧力容器の中で核分裂以外の反応で吸収されることになる。核分裂以 外の吸収反応として、核燃料や構造物に中性子が捕獲されy線を放出する反応がある。放出 されたy線のほぼ全てのエネルギーは圧力容器内で熱となることから、原子炉で回収するエ ネルギーを求める際には、このように核分裂に由来しないエネルギーも考慮している。

5.3 崩壊熱

崩壊熱(decay heat)とは、核分裂生成物や超ウラン核種(原子番号がウランよりも大き い核種)の崩壊によって発生する放射線のエネルギーが、原子炉内で熱エネルギーに変換さ れたものである。崩壊熱は核分裂により発生する熱ではないことに注意したい。放射線によ り熱が発生する原理は、赤外線ヒーターから放出される赤外線を人が吸収して暖かくなる 現象をイメージすると理解しやすいだろう。崩壊熱は運転中の原子炉でも放出されており、 ある程度の期間、運転を行った原子炉では、全出力エネルギーの約7%程度を崩壊熱が占め ている。また、原子炉が停止した後、崩壊熱は指数関数的に減少する。その理由は、核分裂 や中性子捕獲反応が停止するため、それらによる新たな崩壊熱の放出源(核分裂生成物や超 ウラン核種)の生成が行われず、燃料中に残存する放射線を放出する核種が崩壊により指数 関数的に減少するからである。福島第一原子力発電所やスリーマイル島原子力発電所では、 原子炉の停止後に放出された膨大な崩壊熱を適切に除去できず、冷却材である水の量が減 少し、通常は冠水している燃料が水面から露出したことで被覆管-水の発熱反応も加わり、 炉心溶融を引き起こした。

崩壊熱は燃料に存在する核分裂生成物や超ウラン核種の種類および量に依存するため、 崩壊熱の大きさを一般的に示すことは容易でない。ただし、崩壊熱は簡易的には以下のパラ メータで表現できる。

- 原子炉の運転時の出力
- ② 原子炉の運転時間
- ③ 原子炉が停止してからの経過時間

出力の小さな原子炉の場合は、運転中の原子炉内で崩壊している核種の量が小さいため、 崩壊熱は小さいと考えられる。このことからも崩壊熱は①運転時の原子炉の出力に依存す ることがわかるだろう。実際、崩壊熱は運転時の原子炉の出力に概ね比例する。また、新燃 料のみが装荷された原子炉を起動後すぐに停止させれば、崩壊熱は小さいと考えることが できる。このことから崩壊熱は②原子炉の運転時間に依存することが理解できる。最後に、 崩壊熱は時間とともに小さくなることから、③原子炉が停止してからの経過時間に依存す ると考えられる。

崩壊熱の大きさについて理解を深めるため、東日本大震災時の福島第一原子力発電所1号 機および2号機の崩壊熱の評価結果を図5-8に示す。地震は3月11日14時46分に発生し、 地震が発生する前までは1号機と2号機は通常運転中であった。1号機と2号機の通常運転 時の熱出力(定格)はそれぞれ1,380 MW および2,381 MW である。運転出力に対する崩壊 熱の比を求めると、原子炉の停止後9時間が経過した3月12日0時0分では両号機とも 0.7%程度である。このことから、崩壊熱は運転時の原子炉の出力に概ね比例することが確認 できる。さらに、3日が経過した3月15日0時0分では、両号機とも0.35%程度まで低減 している。このように、崩壊熱は時間とともに大きく低下する傾向が確認できる。ただし、 運転出力に対する崩壊熱比が0.35%であっても、1号機では5 MW (500 W のドライヤー1 万 台分)、2 号機では8 MW (500 W のドライヤー1.6 万台分)のエネルギーが放出されており、 崩壊熱が非常に大きいことを理解できるだろう。なお、事故から5年以上経過すると、運転 出力に対する崩壊熱比は0.1%を下回る[4]。



(b) 2 号機

図 5-8 東日本大震災時の福島第一原子力発電所1号機、2号機の崩壊熱 (出典:東京電力株式会社、「福島第一原子力発電所1~3号機の炉心状態について東京 電力株式会社、平成23年11月30日」、2011年.)

【コラム】原子炉の崩壊熱の除去に必要な水の量の概算 運転中の原子炉が何かしらの事象で停止した場合、炉心に冷却水を供給し、崩壊熱を冷却 水に移して炉心を冷やすことが重要になる。では、どの程度の量の冷却水が必要になるか概 算してみる。なお、ここでは原子炉の圧力が維持されている福島第一原子力発電所の1号機 および2号機を想定して考える。

まず、原子炉に供給された冷却水は 30℃から 300℃まで上昇すると考える。ここで、30℃ から 300℃までの平均の水の比熱を 4.5 kJ/kg/℃と考える。温度上昇(30℃→300℃) が 270℃ であるため、水 1 kg につき温度上昇で除去できるエネルギー(顕熱) は (4.5×270/1000 = 1.2 MJ) となる。さらに、原子炉では水が蒸発する際に奪う熱(潜熱)も利用しており、300℃ での潜熱は 1.4 MJ 程度となる。顕熱と潜熱を合わせると、水 1 kg につき 2.6 MJ を除去できることとなる。

さて、福島第一原子力発電所1号機が停止してから1日間で放出される崩壊熱を 8.0×10^5 MJとすると、この熱を除去するためには $8.0 \times 10^5 / 2.6 = 3.1 \times 10^5$ kg、25 m プールで0.9 M分程度もの水が必要となる。また、2日目で放出される崩壊熱が 5.3×10^5 MJ であるとする と、この熱を除去するためには $5.3 \times 10^5 / 2.6 = 2.1 \times 10^5$ kg、25 m プールで0.6 杯分程度もの 水が必要となる。崩壊熱は運転時の原子炉の出力に概ね比例し、1号機と比較して2号機の 出力は約1.7倍であることから、2号機の崩壊熱の除去に必要な水の量は1号機の約1.7倍 となる。

参考文献

- K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, J. Katakura, "JENDL-4.0: a new library for nuclear science and engineering," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 48, 1-30 (2011).
- [2] 野上茂吉朗、「原子核」、裳華房、(1986).
- [3] ラマーシュ著、武田充司、仁科浩二郎共訳、「原子炉の初等理論」(上)、吉岡書店、(1976).
- [4] 西原健司、岩元大樹、須山賢也、「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」、JAEA-Data/Code 2012-018、(2012).

第6章 中性子の増倍と臨界

内容

第6章	中性子の増倍と臨界	109
6.1 中性	生子の増倍	111
6.1.1	中性子の生成・消滅と増倍率	112
6.1.2	無限増倍率	113
6.1.3	実効増倍率	114
6.2 未聞	塩界・臨界・臨界超過	119
6.2.1	未臨界・臨界・臨界超過とは	119
6.2.2	外部中性子源が存在するときの未臨界・臨界	121

【この章のポイント】

- 原子核の核分裂反応によって中性子は生成され、原子核に取り込まれる反応や体系外への漏れにより中性子は消滅する。
- 核分裂反応により生成される中性子数と、原子核に取り込まれる反応や体系外への漏れにより消滅する中性子数のバランスにより、未臨界・臨界・超界超過(超臨界)状態が決定される。
- さらに、未臨界・臨界状態においては、外部中性子源の存在の有無により、原子炉の状態の時間変化が異なる。

運転中の原子炉では、核分裂連鎖反応を維持し、原子炉内の中性子数も常に一定となる臨 界状態を保つことにより、一定の出力を維持するように制御されている。

一方で、運転中の原子炉を停止状態にするためには、出力を減少させる目的で、原子炉内 を(時間とともに中性子数が減少していく)未臨界状態とする必要がある。未臨界状態を維 持することで中性子数が減少し、最終的に核分裂連鎖反応が維持できなくなり、原子炉は停 止状態へと向かう。

また、停止状態の原子炉を一定の出力状態にするためには、最初の核分裂連鎖反応を引き 起こすための外部中性子源と呼ばれる「種火」を元として、原子炉を(時間とともに中性子 数が増加していく)臨界超過状態と臨界状態に繰り返し変化させることで、少しずつ出力を 上昇させていく。

さらに、種火により発生する中性子の存在の有無により、未臨界・臨界状態での中性子数 の時間変化が異なる挙動を示す。

原子炉の安全性を確保するためにも、これらの現象を理解し原子炉の状態を見極めたう えで、適切に運転・制御を実施しなくてはならない。第6章では、その基礎となる原子炉の 状態、つまり、原子炉の臨界状態と中性子の増倍の関係について、重点的に説明する。

6.1 中性子の増倍

【この節のポイント】

- 原子炉では一般に、中性子は原子核の核分裂反応によって生成し、原子核に取り込まれる反応や体系外への漏れにより体系内から消滅する。この生成・消滅のバランスを表す 指標を増倍率という。
- ・ 無限増倍率とは、消滅する中性子数について、中性子が原子核に取り込まれる反応のみ を考慮したものである(体系外への漏れが無いような無限に広い体系内での反応を考え たものである)。
- ・ 実効増倍率とは、消滅する中性子数について、中性子が原子核に取り込まれる反応と体 系外へ漏れ出る中性子を考慮したものである。

6.1.1 中性子の生成・消滅と増倍率

核分裂反応によって生成された中性子は高いエネルギーを持つ、いわゆる高速中性子で ある。原子炉(軽水炉)で主に核分裂反応を起こすのはウラン燃料中の U-235 であるが、U-235 は低いエネルギーを持つ熱中性子によって核分裂反応を起こしやすい。そのため、核分 裂で生じた高速中性子のエネルギーを下げる(「減速させる」という)必要がある(高速中 性子も一部は核分裂反応を引き起こすが、ここでは、核分裂の全てが熱中性子により引き起 こされるものと仮定する)。軽水炉では(普通の)水である軽水を減速材としており、高速 中性子は主に水に含まれる水素原子(H-1)と衝突することで、エネルギーの一部を水素原 子(水分子)に受け渡しながら徐々に減速し、やがて熱中性子になる。しかし、核分裂反応 により生成された高速中性子全てが熱中性子になれるわけではなく、減速する過程で様々 な核種と反応を起こすなどして消滅してしまう中性子が存在する。 たとえば、 ウラン燃料中 の U-238 や、制御棒、PWR では減速材中のほう素といった中性子吸収材との捕獲反応によ り消滅する中性子が存在するし、そもそも原子炉内で原子核と反応することなく原子炉外 (炉心周囲の水領域) へ漏れ出て消滅する中性子も存在する。つまり、核分裂により生成さ れた中性子のうち、U-235と核分裂反応することができる中性子はサバイバルゲームを勝ち 抜いた選ばれし者なのである。 第5章において、 中性子の世代について簡単に述べたが(詳 細は第7章で述べる)、このゲームは各世代で実施される。そして、ある世代のゲームを勝 ち抜いた中性子が、次の世代のゲームの参加者である中性子を生み出すことができる。裏を 返すと、ある世代のゲームの勝者が一人もいなければ(全ての高速中性子が減速過程で捕獲 反応または原子炉外へ漏れ出ることにより消滅すれば)、次の世代のゲームの参加者を生み 出すことができなくなり、ゲームそのものが打ち切りとなってしまう。

ある世代のゲーム参加者のうち、ゲーム勝者により生み出された次の世代のゲーム参加 者と、ゲーム中に消滅してしまう参加者とのバランス、つまり、中性子の生成量と消滅量の バランスのことを増倍率(multiplication factor)¹と呼ぶ。中性子の生成量と消滅量がちょう ど釣り合っていれば、増倍率は1となる。また、生成量が消滅量を上回っていれば増倍率は 1より大きくなり、逆に消滅量が生成量を上回っていれば増倍率は1より小さくなる。ゲー ムで例えると、増倍率はある世代のゲーム参加者数と次の世代のゲーム参加者数の比で表 される。次の世代の参加者が多ければ増倍率>1、同じであれば増倍率 =1、次の世代の参 加者が少なければ増倍率 <1となる。仮に、ある世代のゲームの勝者が U-235 と核分裂反 応を起こして次の世代のゲーム参加者を1人あたり 2.5 人生み出すとすると、ある世代のゲ ーム参加者全員のうち 40%以上が最終的に勝ち残れば、増倍率は 2.5×0.4=1 以上を確保で きるのである(図 6-1)。

さて、このサバイバルゲームには、脱落ルール(中性子の消滅方法)の違いにより2種類 のゲームが存在する。当然、ルール(ゲーム)が異なれば参加者数に占める勝者数の割合も 異なり、世代間の比(増倍率)も変わる。そこで、次項以降でこの2種類のゲームとそのル

^{1「}中性子増倍率」とする場合もあるが、ここでは「増倍率」と記述する。

ールについて説明する。



図 6-1 サバイバルゲームの概念図

6.1.2 無限増倍率

前項でも述べた 2 種類のサバイバルゲーム、つまり、増倍率のうちの一方は無限増倍率 (infinite multiplication factor) と呼ばれるものである。では、この無限増倍率なるサバイバ ルゲームのルールはどのようなものなのか。そもそも、このゲームの脱落方法(中性子の消 減の仕方)は大きく分けて 2 つある。一つが原子核に取り込まれる捕獲反応(増倍率を求め る際に消滅の仕方でよく用いられるのは吸収反応であるが本章では捕獲反応を用いる。詳 細はコラムで述べる)で、もう一つが原子核と反応せずに原子炉外へ漏れ出て行くものであ る。無限増倍率とは、原子炉外へ漏れ出る中性子が存在しないとしたものである。つまり、 原子炉の「外」という概念の無い状況でのゲームであると言える。中性子を完全に反射する 物質で囲まれた空間(無限に広い空間)内で中性子の生成・消滅のバランスを表しているも のとも言えよう。サバイバルゲームで例えると、まったく出口の無い封鎖された空間(周囲 を通り抜けることのできない大きな柵で囲まれたフィールドを想像すると分かりやすいか もしれない)でゲームを実施したものが無限増倍率である。端的に言うと、場外に出ること ができず、場内での脱落ルール²のみを適用したサバイバルゲームが無限増倍率なのである。 この無限増倍率の概念を示したものが、図 6-2 になる。

² ゲーム好きな読者なら、サバイバルゲームにおける場内脱落ルールと聞くと、脱落者の 中には、中性子同士で干渉し合った結果、脱落した中性子(つまり、中性子によって脱落 させられた中性子のこと)も含まれることを想像される読者もいるかもしれない。しか し、このゲームでは中性子同士の干渉は無く、フィールド内に仕掛けられた罠(U-238や B-10 などの中性子を捕獲する核種)によって脱落することのみを考えればよい。つまり、 罠から逃げながら最終的なゴール(U-235 との核分裂)までたどり着くのが、このサバイ バルゲームである。



図 6-2 無限増倍率の概念

6.1.3 実効増倍率

2種類あるサバイバルゲーム(増倍率)のうちの一つが無限増倍率であるのに対し、残り のもう一つが本項で述べる**実効増倍率(effective multiplication factor)**と呼ばれるものであ る。両者でどのような違いがあるのだろうか。無限増倍率は消滅する中性子のうち、原子炉 外へ漏れ出てしまう中性子が存在しないとしたものであった。一方、実効増倍率は、消滅す る中性子に原子炉外への漏れを考慮したものである。中性子の漏れを考慮するか考慮しな いかが無限増倍率と実効増倍率の大きな違いなのである。

これをサバイバルゲームで例えると、無限増倍率では周囲を柵で囲まれたフィールドで ゲームを実施していたが、実効増倍率では周囲を切り立った崖に囲まれたフィールドでゲ ームを実施するものである(当然、崖から落ちると脱落することになる)。つまり、フィー ルド場外に出ることができず、場内での脱落(捕獲反応による消滅)のみ取り扱っているの が無限増倍率で、一方、フィールド場内での脱落ルールに、場外へ出た時点で脱落する(原 子炉外への漏れ)というルールを追加したものが実効増倍率である。この実効増倍率の概念 を示したものが図 6-3 になる。また、表 6-1 にサバイバルゲームにおける無限増倍率と実効 増倍率のルールをまとめておく。

ここで仮に、ある世代のサバイバルゲームの参加者、フィールド場内の条件(原子核に捕 獲される中性子数)が全く同じだとする。フィールド場外への脱落ルールの有無により、ゲ ームの勝者数はどのようになるだろうか。当然、中性子からすると場外への脱落ルールを追 加したほうが、サバイバルゲームの難易度が上がることで勝者は減少する。つまり、一般的 に実効増倍率 < 無限増倍率となるのである。



図 6-3 実効増倍率の概念

表 6-1 サバイバルゲームにおける各増倍率のルール

	無限増倍率	実効増倍率	
場外脱落ルール	なし	t n	
場内脱落ルール	あり	めり	

【コラム】無限増倍率と実効増倍率

本節では無限増倍率と実効増倍率をサバイバルゲームに例えて、イメージとして捉えられ るように説明した。先述の通り、増倍率とはゲーム参加者数の世代間の比として表されるが、 この二つの増倍率を物理的な式で表すとどのように表現できるのか、このコラムで補足して おく。このとき、無限増倍率と実効増倍率は以下の式で表すことができる。



・実効増倍率 =
$$\frac{次の世代のゲーム参加者数}{ある世代のゲーム参加者数}$$

= $\frac{勝者により生み出された次の世代のゲーム参加者数}{ゲームの勝者数+フィールド場内の脱落者数+フィールド場外への脱落者数
= $\frac{生成量}{核分裂量 + 捕獲量 + 漏洩量}$
= $\frac{生成量}{吸収量 + 漏洩量}$$

当然のことながら、ゲームの勝者数、脱落者数に負の値は存在しない。したがって、フィ ールド場外への脱落者が存在する場合は、場外への脱落者が存在しない場合と比べて、相対 的にゲーム勝者数が減少し、結果として次の世代のゲーム参加者数(分子)が小さくなる。 そのため、炉心内の環境(燃料の組成等)を全く同じとした場合、一般的に、実効増倍率の 方が無限増倍率より小さくなる。

また、各増倍率の最終的な式に吸収量という言葉があるが、中性子の消滅を考えるときに は**吸収反応(absorption reaction)**が多く用いられる。第4章でも述べたが、吸収反応は主に 捕獲反応と核分裂反応の2つを合わせたものである。本節で例として示したサバイバルゲー ムは、原子核による捕獲反応や体系外への漏洩(実効増倍率のみ)から逃げつつ、U-235 と の核分裂反応という最終的なゴールまで生き延びれば勝ち、というルールにしている。仮に、 増倍率を説明する際に吸収反応を使用すると、中性子にとってのゴールである核分裂反応も 中性子の消滅、つまり脱落に含まれてしまい、読者を混乱させてしまう可能性がある。した がって、ゲームクリアとゲームオーバーを明確に分けるために本稿では捕獲反応を用いてい るのである。

【発展的内容】4因子公式と6因子公式

増倍率を定量的に評価する方法として、**4 因子公式**(four factor formula)と**6 因子公式** (six factor formula)が存在する。それぞれの公式で用いられる因子を以下に記載する。ま た、本章では中性子の生成・消滅の概念を簡単に捉えるため、高速中性子による核分裂反応 については触れていないが、実際の原子炉では高速中性子による核分裂反応が一定数存在 する。ここでは、そのことについても少しだけ触れることにしよう。

 η : 熱中性子再生率

燃料に吸収された熱中性子1個あたり、核分裂反応により生成された中性子の数。 f :熱中性子利用率

燃料・構造材等に吸収された全熱中性子のうち、燃料に吸収された中性子の割合。:共鳴吸収を逃れる確率

0.5

0.0

04





共鳴吸収を逃れる確率(p)

1.2

08

熱中性子再生率は、ウラン/軽水の原子数比を増加させてもほとんど変化しない。熱中性
 子再生率は核種、特に燃料組成による影響が大きく、図の例では、燃料組成(ウラン燃料中のU-235とU-238の割合)は常に一定となっているため、ほとんど変化を示さない。
 熱中性子利用率は、ウラン/軽水の原子数比が大きくなるにつれ増加する。これは単純に水(水素)による吸収が減り、燃料に吸収される割合が増加するためである。
 高速核分裂因子についてもウラン/軽水の原子数比が大きくなるにつれ増加していく。実際の原子炉では高速中性子による核分裂はある程度存在する(主な核分裂は熱中性子によ

16

U原子数/H2O分子数

20

2.4

28

32

117

るものであるが)。水が少なくなることで高速中性子の減速効果が弱まり、高速中性子の割 合が増加する。その結果、高速中性子による核分裂が増えるため高速核分裂因子は増加す る。

一方、共鳴吸収を逃れる確率は、ウラン/軽水の原子数比の増加に伴い減少していく。ウ ラン/軽水の原子数比が小さいときは、燃料等に吸収される前に高速中性子は減速されて熱 中性子になる。しかし、ウラン/軽水の原子数比が大きくなるにつれ、水による減速効果が 弱まることと、ウラン(特に U-238)割合が増加することから高速中性子が減速する前に共 鳴吸収される。そのため共鳴吸収を逃れる確率は減少していく。

無限増倍率は 4 つの因子の掛け合わせにより表されるが、ウラン/軽水の原子数比がある 値をとるときに増倍率は最大値となっている。このときのウラン/軽水の原子数比を最適減 速(optimal moderation)という。通常運転時にはこの最適減速状態から右側(ウランの割 合が大きくなる側)になるように燃料と水の量を調整している。この理由は、事故等の事象 により原子炉内の減速材(冷却材)が減少した場合、人の操作が加えられなくても増倍率が 下がっていくようにするためである。仮に、運転中にウラン/軽水の原子数比が最適減速状 態の左側(ウランの割合が小さくなる側)であったとする。このとき、事故等により減速材 が減少した場合、増倍率は増加する方向に向かってしまい、人による制御が行なえない状態 であれば、原子炉が暴走する可能性がある。したがって、通常の運転時には最適減速状態よ りもウラン/軽水の原子数比が大きくなるように設定されている。

6.2 未臨界・臨界・臨界超過

【この節のポイント】

- ・ 中性子の生成・消滅のバランスにより、未臨界・臨界・臨界超過が定まる。
- 未臨界・臨界状態において、外部中性子源の存在の有無によって、中性子は時間ととも
 に異なる挙動を示す。

6.2.1 未臨界・臨界・臨界超過とは

前節では増倍率について述べたが、未臨界・臨界・臨界超過は増倍率を用いて以下のよう に表すことができる。なお、これより増倍率と記載したものは、特に断りのない限りすべて 実効増倍率のことを指すものとする。

- ・未臨界 (subcriticality) : 増倍率 <1
- ・**臨界**(criticality) : 増倍率 = 1
- ・**臨界超過(supercriticality)** : 増倍率 >1

これまで、増倍率について述べた際、ある世代と次の世代の 2 世代分のみを取り扱った が、実際の原子炉では、臨界状態、つまり、増倍率 =1 を各世代にわたり維持し続ける必要 がある。ここで、未臨界・臨界・臨界超過の 3 つの状態を維持し続けることのイメージを掴 むためにサバイバルゲームを例にしたものを図 6-6 に示す(簡単のために、参加者 数を円の大きさで表している)。未臨界状態では増倍率 <1 であり、世代を追うごとにゲー ムの参加者は減少し、やがて消滅していく。臨界状態では増倍率 =1 であり、世代に依らず ゲームの参加者は常に一定である。一方、臨界超過状態では増倍率 >1 であり、世代を追う ごとにゲームの参加者が増加する。

すでに第5章でも述べたが、中性子が核分裂反応を引き起こすとエネルギーが放出される。ここでも同じように、ゲームの勝者が次のゲーム参加者を生み出す際にエネルギーが放出されると仮定する。このとき、未臨界状態では次第に勝者たちによるエネルギーの放出量が減少していくことが分かる。運転中の原子炉を停止状態にするためには、ゲームの参加者、つまり、中性子数を減らして出力を下げていくような操作を行う必要がある。

一方、停止状態の原子炉を運転状態まで出力を上げるためには、図 6-6 のようにゲーム参加者、つまり、中性子数を増やしていく必要がある。このために制御棒引抜きなどの操作を行い、捕獲反応による中性子の消滅量を減少させることで、次の世代のゲーム参加者を増加させるような操作を行っている。



図 6-4 未臨界状態のイメージ



図 6-5 臨界状態のイメージ



図 6-6 臨界超過状態のイメージ

【コラム】即発中性子、遅発中性子

核分裂反応により発生する中性子は、大きく分けて2種類存在する。ひとつは核分裂反応 後すぐに放出される(核分裂後の10⁻¹⁷秒以内に発生する)**即発中性子(prompt neutron)**で あり、もう一つが核分裂反応後に一部の核分裂生成物から時間遅れで放出される**遅発中性 子(delayed neutron)**である(核分裂生成物がβ崩壊して出来た後の核種から放出されるも のもある)。U-235の核分裂反応により生成される中性子のうち、遅発中性子の割合は約 0.65%である。本章では臨界状態のイメージを捉えやすくするために、即発中性子と遅発中 性子を区別せずに説明しているが、実際の原子炉の制御では特に遅発中性子の存在が重要 となる。即発中性子と遅発中性子の詳細については第9章で述べることになるが、ここでは 即発中性子と遅発中性子を区別することでどのような影響があるか、簡単に述べることに する。

仮に、核分裂反応により生成される中性子がすべて即発中性子であったとする。即発中性 子の寿命が約10⁴秒、増倍率が1.001であったとする。このとき、1秒経過すると、第10,000 世代以上までゲームが実施されたことになるが、1秒後の第10,000世代目のゲーム参加者 は第1世代目のゲーム参加者の約22,000倍になる。通常の原子炉で考えると、1秒後に出 力が20,000倍以上まで上昇することになり、到底制御することができない。しかし、遅発 中性子の影響を考えると「実効的な」世代時間はかなり長く、1秒後の出力は1.012倍にな る。出力がe(約2.718)倍になる時間を**原子炉安定炉周期(reactor stable period**、原子炉ペ リオドとも呼ばれる)というが、増倍率が1.001のとき、即発中性子のみの場合、原子炉ペ リオドは0.1秒程度(1秒後には出力がe^{1/0.1}倍となる)となり、遅発中性子を考慮すると、 原子炉ペリオドは85秒程度(1秒後には出力がe^{1/85})となる[1]。

仮に、増倍率を1.001として原子炉の出力を上昇させるとしたとき、原子炉ペリオドが数 時間単位であれば、所定の出力にするまでに膨大な時間を要してしまう。一方、原子炉ペリ オドが非常に短ければ、このような操作を制御して行うことは困難となるであろう。この85 秒という値が人類の時間感覚からすると絶妙な値であるということを覚えておいてほし い。

6.2.2 外部中性子源が存在するときの未臨界・臨界

前項では、3つの原子炉の状態について述べた。しかし、これは外部中性子源による中性 子の追加が無いことを想定している。原子炉の起動では、「種火」となる外部中性子源から 発生した中性子を用いて、徐々に未臨界から臨界に近づけていく。実際の発電用原子炉では、 この種火となる外部中性子源は取り除かれることなく、常に炉心に挿入されている状態が 続く。外部中性子源からは常に一定の中性子が放出されているが、この外部中性子源の存在 により、特に図 6-4 と図 6-5 に示される、未臨界状態と臨界状態のイメージが大きく変わっ てくる。外部中性子源が存在するときの臨界状態は、外部中性子源が存在しないときと混同 されやすいので、先に簡単に説明しておく。そもそも、臨界状態とは外部中性子源が存在し ないときに中性子数が常に一定になる状態のことを指している。つまり、外部中性子源が存 在する臨界状態とは、中性子数が単調に増加していく状態のことを指している。外部中性子 源が存在するときに中性子数が一定となる状態は、臨界状態ではない(実際には未臨界状態 のことを指す)。このときの状態をイメージとして捉えてもらうために、以下の図 6-7 ~ 図 6-8 に外部中性子源が存在する場合の未臨界状態、臨界状態を示す。先に簡単に説明してい るが、サバイバルゲームを例として少し詳しく説明すると、前項でのゲームは途中参加者が 全く存在しないものであった。そのため、第2世代のゲーム以降は、第1世代のゲーム参加 者の子孫にあたるものしか参加者が存在しないものであった。外部中性子源とは、各世代で 実施されるゲームに一定数の参加者が追加されるものである。簡単のため、ある未臨界状態 において、ある世代からの子孫が n 世代の後に途絶えてしまう、と仮定しよう。この未臨界 状態では、第 n+1 世代で第1世代からの子孫が途絶え、第 n+2 世代では第2世代からの子 孫が途絶えることになる。ただし、世代ごとに、新たに外部中性子源からの(一定数の)参 加者が加わっているため、第 n 世代の後は、ゲームに参加している者の数は一定になること がわかる。このように、外部中性子源が存在する未臨界状態では、参加者の総数はやがて世 代に依らず一定となっていく。一方で、臨界状態だと、世代ごとに一次関数的(直線的)に 増加していくことがわかる。

ひとえに臨界状態、未臨界状態といっても、外部中性子源の存在の有無により、その挙動 は変わってくる。特に、外部中性子源が存在する未臨界状態の挙動の把握は非常に重要にな る。実際の原子炉では、停止中の原子炉を起動させ、徐々に臨界に近づけていく操作を行う 際(これを**臨界近接(critical approach)**と言う)、図 6-7 のように、外部中性子源が存在す るときの未臨界状態では中性子数がやがて一定となることを利用して、原子炉の状態がど のくらい未臨界なのか(増倍率が0に近い未臨界なのか、増倍率が1に近い未臨界なのか) を適切に監視している。具体的にどのような手法で原子炉の状態を把握しているかは、やや 高度な内容になるため詳細は第13章に譲るが、読者のなかで原子力分野(特に原子力発電 関係、実験炉関係)に興味のある方は一度目を通しておくことをお勧めする。



図 6-7 外部中性子源が存在するときの未臨界状態のイメージ



図 6-8 外部中性子源が存在するときの臨界状態のイメージ

【コラム】原子炉運転中の臨界状態

運転中の原子炉では常に臨界状態を保っており、一定の出力を得るように制御されてい る。原子炉の起動時に使用した外部中性子源であるが、発電用原子炉では運転中でも取り出 されずに原子炉に装荷されたままである。このとき図 6-8 を見た人なら、「外部中性子源が 存在する臨界状態であれば、出力は上昇し続けるのではないのか」、と疑問に思うだろう。 厳密にいうと、運転中の発電用原子炉は限りなく臨界状態に近い未臨界状態である。しかし 単に未臨界状態といっても、様々な状態がある。外部中性子源が存在しない場合、各世代で 900 個の中性子が生成され、1,000 個の中性子が消滅したとすると原子炉は未臨界状態(増 倍率 = 0.9) である。一方で 99,999,999,900 個の中性子が発生し、100,000,000,000 個の中性 子が消滅しても原子炉はやはり未臨界状態(増倍率 =0.9999…)である。ここで、外部中性 子源が存在するとして、そこから供給される中性子数を各世代で100個と仮定する。前者の ときでは、外部中性子源からの中性子供給による原子炉内の中性子数に対する影響は非常 に大きくなる。外部中性子源が存在するとき、原子炉内の中性子数は1,000 個で一定となる が、外部中性子源を取り除くと100世代後には中性子数は1.000×0.9¹⁰⁰ = 0.027となり、出 力はほとんど0となってしまう。一方、後者のときでは外部中性子源から供給される中性子 数は、原子炉内の中性子数に対してほとんど影響を与えない。先ほどと同様に考えると、外 部中性子源が存在するとき、原子炉内の中性子数は 1.000 億個で一定となるが、外部中性子 源を取り除き100世代経過しても、中性子数は1,000億×0.9999…¹⁰⁰=999.9…億となり、出 力はほとんど(まったくといっても過言ではない)変化しない。運転中の発電用原子炉は、 先述の未臨界状態のうち後者の状態に近いものとなる。つまり、運転中の原子炉は、厳密に は未臨界状態とはいっても、臨界状態といって差し支えないような状態なのである(臨界近 傍という表現が適切かもしれない)。

<u>参考文献</u>

[1] 「シリーズ:現代核化学の基礎1原子炉物理」、日本原子力学会 (2008).

124

第7章 中性子の一生

内容

第7章	中性子の一生	125
7.1 中性	生子の歩み	128
7.1.1	中性子の飛行	128
7.1.2	中性子の減速	132
7.1.3	中性子の拡散	136
7.2 中性	生子の最期	138
7.2.1	原子核による中性子吸収	138
7.2.2	炉心外への漏洩	142
7.3 中性	生子の誕生	143
7.3.1	自発核分裂による中性子源	143
7.3.2	放射線による核反応を利用した中性子源	145
7.3.3	加速器中性子源	148
7.4 中性	生子の子孫	149
7.4.1	核分裂反応による子孫の誕生	149
7.4.2	中性子の家系	151
7.4.3	中性子のエネルギースペクトル	152

【この章のポイント】

- ・ 中性子は原子核と衝突するまで飛行し、散乱反応によってエネルギーを失いながら体系
 内を飛び回り、最終的には原子核に吸収されて一生を終える。
- 自発核分裂などの中性子源を「種火」として、原子炉内で最初の中性子が誕生する。
- 原子核に吸収された際に、核分裂反応が起きると子孫の中性子が生まれる。この子孫により家系が続くことで、核分裂連鎖反応が起こる。

商業用の軽水炉では、核分裂連鎖反応を制御することで、約1年の期間にわたって数千 MW(メガ ワット)ものエネルギーを安定的に取り出している。このためには、核分裂連 鎖反応を引き起こす何らかの「種火」を用いて、徐々に原子炉を臨界状態に近づけていき、 単位時間当たりに生じる核分裂反応の数(核分裂反応率、核分裂率) [fissions/s] が定格出 力で一定となるように制御する。

また、使用前/使用済みの核燃料を安全に取り扱う際には、「決して、臨界状態を超えるこ とが無いよう」、核分裂連鎖反応が直ちに終息する「未臨界状態」が常に満足された状況と なるよう、取り扱う核燃料物質の量・濃度、取り扱い時の形状・水分量などを適切に設計し 管理・運用しなければならない。

原子炉物理学の目的の一つは、核燃料物質を含んだ体系(原子炉の炉心、核燃料取扱設備) 内における中性子の集団的挙動、マクロな核特性(中性子の増倍率)を精度良く予測するこ とである。そのためには、どのような形で中性子が誕生し、どのような過程を経て、中性子 が無くなるのか、その「中性子の一生」について理解を深めることが肝となる。

中性子1個が、1個の原子核とどのような核反応を起こすかについては、微視的(核反応) 断面積と呼ばれる「ミクロな性質」によって記述し説明することができる。しかし、「中性 子の一生」について考えるとなると、中性子1個と、注目している体系全体との「よりマク ロな相互作用」について考える必要がある。これは、1人の人間の一生を考えるにあたって、 ヒト単体の生物的な観点のみで論じることができず、その人物を取り巻く様々な(地理的、 家庭的、経済的、社会的、国際的)環境が複雑に絡む、のに似ているのかもしれない。

第7章では、第4章で述べたミクロな核的性質と体系全体で観たマクロな性質を橋渡し し、第5章および第6章で記述された内容の補足となるよう、中性子の一生について解説 を行うことを目的とする。

127

7.1 中性子の歩み

【この節のポイント】

- ・ 炉心の中で生まれた中性子は、原子核と衝突するまで飛び続ける。
- ・ 散乱反応が起こると、衝突した中性子のスピードは遅くなる。
- ・ 飛行と散乱を繰り返しながら、中性子は遠くのほうまで広がっていく。

本章の7.3 および7.4 節で後述することになるが、原子炉内では何らかの過程により中性 子が誕生する。生まれたばかりの中性子は、1 MeV=1.6×10⁻¹³Jを超える高いエネルギーを 持っている。人間に例えると、まるで「赤ん坊」のように、活力に満ち溢れた状態である。 人間は年齢を重ねるにつれて成長し、やがては老いていく。同様に、生まれた中性子も原子 炉内を飛び回り、物質中の原子核と衝突し散乱されるという「経験」を積んでいくことで、 エネルギーを失っていき、ある種の「年齢」を重ねていくことになる。

本節では、原子炉の炉心内における中性子の歩みとして、①中性子の飛行、②散乱反応に よる中性子の減速、③物質中の中性子拡散について説明することにしよう。

7.1.1 中性子の飛行

エネルギーを持った中性子は、一度ある方向に飛び始めると、猪突猛進、何も障害物が無 ければ、ずーっと真っ直ぐに飛び続けることになる。



図 7-1 障害物の無い中(真空中)を飛び続ける中性子

【コラム】重力で中性子も曲がる?

本節では、比較的エネルギーの高い(速度の大きい)中性子を念頭に置いて説明している が、「超冷中性子」と呼ばれるような、速度が極めて小さい(約7m/s以下)特殊な中性子を 考えた場合には、宙に放り投げたボールが曲がって地面に落ちるかのように、飛行中に重力 の影響が大きく現れるようになる。例えば、エネルギー約260 neV(速度7 m/s)の中性子が 真空中を水平方向に飛行し始めた場合、重力の影響によって放物線状に飛跡が曲がること なり、水平方向に3m進むと鉛直方向に0.9mだけ落下する形となる。なお、連続エネルギ ーモンテカルロ法に基づく、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[1]を用いると、重力を 考慮した冷中性子の輸送計算を実施することができる(下図は計算例)。



一方、物質中を中性子が飛行している場合には、物質を構成する原子核が中性子の飛行を 妨げる「障害物」の役割を果たす。ここでは、物質中にある無数の原子核を、宙を漂う「風 船」に見立ててみよう。この場合、まっすぐ進んでいた中性子も、いつか風船(原子核)に ぶつかることになる。漂っている風船の数が少なければ、風船にぶつかる機会も少ないため、 より遠くまで飛び続けることができる。逆に、漂っている風船の数が多ければ多いほど、中 性子は短い距離で風船にぶつかることになるだろう。さらに、風船の数だけでなく、風船の 大きさにも注目してみよう。小さなサイズの風船であれば、中性子もぶつかりにくく、より 遠くまで飛行できるだろう。逆に、漂っている風船の数が同じだとしても、サイズが大きく なるほど、より短い距離で中性子がぶつかりやすくなる。



図 7-2 障害物のある中(物質中)を飛行し衝突する中性子: 風船の数、サイズが大きいほど短い距離でぶつかりやすい

以上をまとめると、ある物質内で生まれた中性子が、原子核と衝突するまでに移動する飛 行距離は、以下のような量と関係があることが分かる。

- ① 原子核の数密度 [atoms/m³](ある空間を漂う風船の数)が大きいほど、原子核と衝突 しやすく、飛行距離は短くなる。
- 2 1個の中性子が1個の原子核と衝突する確率(原子核の「的」の大きさ)に相当する
 「微視的全断面積(microscopic total cross section): [barn] = [×10⁻²⁸ m²]」が大きい
 ほど、原子核と衝突しやすく、飛行距離は短くなる。

従って、(ある空間を漂う風船の数)×(風船の大きさ)、すなわち

(原子核の数密度 [atoms/m³]) × (微視的全断面積 [m²])

によって、中性子が原子核とぶつかるまでの飛行距離が決まりそうである。ここで導入した 「(原子核の数密度 [atoms/m³])×(微視的全断面積 [m²])」という量は「**巨視的全断面積** (macroscopic total cross section) [1/m]」と呼ばれ、中性子が1m飛行している間に原子核 と衝突する確率に相当する量となっている。例えば、室温における水密度は約 1,000 kg/m³ =1 g/cm³であるが、この水 1,000 kg/m³内にある軽水素 H-1 と酸素 O-16 原子核の的の総数 (巨視的全断面積)を求めてみると、14 MeV の高速中性子に対しては約 10 [1/m]、0.0253

eV の熱中性子に対しては約 360 [1/m] といった大きさとなっている。このままだと「確率」 であることが分かりにくいので、例えば、中性子が 0.001 m = 1 mm だけ飛行したと考える と、以上で示した水の巨視的全断面積の値より、14 MeV の高速中性子が水中の原子核と衝 突する確率は 10 [1/m]×0.001 [m] = 1%、0.0253 eV の熱中性子が水中の原子核と衝突する確 率は 360 [1/m]×0.001 [m] = 36%、とそれぞれ求めることができる。

さて、図 7-2 から分かるように、同じ物質中であったとしても、四方八方、様々な方向に 中性子が飛んでいれば、飛行できる距離が長くなったり短くなったり、確率的に変化しそう である。例えば、14 MeV 中性子が 0.01 m=1 cm 飛行して、水中の原子核と初めて衝突する 確率を簡単に求めてみよう。

14 MeV 中性子が 1 mm 進む間に水中の原子核と衝突する確率が 1% であれば、(衝突する確率)と(衝突しない確率)の和が 100%となることから

14 MeV 中性子が 1 mm 進む間に水中の原子核と衝突しない確率は 99% となる。従って、1 mm ずつ中性子が飛行して 10 回衝突することなく、最後の 1 mm 飛行時 に水中の原子核と衝突すれば良いので、図 7-3 のような形で確率を計算することができる。



図 7-3 14 MeV の中性子が 1 cm だけ飛行した後、初めて水中の原子核と衝突する確率: 0.001 m = 1 mm ずつ飛行 図 7-3 で示したような手順で、14 MeV のエネルギーを持つ中性子が、ある距離だけ水中 の原子核と衝突することなく飛行し、(その後 1 mm だけ進む間に)初めて水中の原子核と 衝突する確率(初衝突確率)を、短い距離から長い距離まで調べてみると図 7-4 で示したよ うな結果となる。要は、距離が遠くなればなるほど、それだけ風船(原子核)と出会うチャ ンスに恵まれ、その距離まで無傷で到達できる確率はますます低くなる。その結果、初衝突 確率は飛行距離が長くなるにつれて、ゆるやかにゼロに近づいて減少するような形になる。 すなわち、図 7-4 で示した関数の形は「指数関数」と呼ばれる関数に近い形となっている¹。



図 7-4 14 MeV 中性子がある距離だけ飛行後、初めて水中の原子核と衝突する確率: 0.001 m = 1 mm ずつ飛行

1 個の中性子の、物質中の原子核との衝突は、「進む距離が長くなればなるほど、指数関数的に確率が低くなる」という確率的な事象であるため、中性子が進むことができる距離は、 短い場合もあれば長い場合もあり、確率的にばらつく点には注意しよう。

ただし、飛行できる平均的な距離(期待値)については、理論的に予測することができる。 例えば、物質の巨視的全断面積(1m飛行する間に原子核と衝突する確率)が10[1/m]の場 合、「巨視的全断面積の逆数に相当する長さ0.1m」だけ飛行したとすると、期待値として10 ×0.1=1回は原子核と衝突するのでは?と推測できる。結論として、巨視的全断面積の逆数 1/10m=0.1m=10cmを考えると、平均的な中性子の飛行距離を求めることができ、この平 均距離は**平均自由行程(mean free path)**とも呼ばれている。平均自由行程は、巨視的断面 積の大きさに反比例した長さとなるため、中性子エネルギーや物質に対して変化すること になる。例えば、水中の原子核と衝突する平均自由行程は、14 MeV の高速中性子に対して は約10cmだが、0.0253 eV の熱中性子に対しては 1÷360 = 0.0028 m = 2.8 mm と概算す ることができる。再度繰り返しになるが、巨視的全断面積が「単位長さ当たりに衝突する(平

¹ 今回は簡単のため1mm ずつ中性子を飛行させたが、さらに微小な距離1µm(マイクロ メートル)→1nm(ナノ メートル)→…ずつ中性子が衝突する/衝突しない確率を考えた とすると、初衝突確率は「指数関数」に一致するようになる。

均的な)確率」に相当することを思いだせば、「平均自由行程だけ中性子が飛行すれば、原 子核と衝突する回数の期待値『(平均的な確率)と(平均的な距離)の積』は1回である」 と考えればよい。

7.1.2 中性子の減速

第4章で述べたように、飛行した中性子が原子核と衝突した後には、①衝突した原子核の 種類、②中性子のエネルギーに応じて、様々な種類の核反応が起こることになる。様々な核 反応のうち、仮に「散乱反応」が起こった場合には、衝突前にまっすぐ飛行していた中性子 が持っている運動エネルギーの一部が、衝突した原子核に与えられることになる。衝突前/ 衝突後でエネルギーの総量は保存されるため、結局のところ、散乱反応が起こると中性子エ ネルギーはより低いエネルギーに減少(中性子が減速)することになる。散乱反応後の中性 子は、次の原子核と衝突するまで散乱された方向に中性子は飛行し、また、何らかの核反応 (散乱もしくは吸収)を起こすことになる。従って、原子核と吸収反応を起こして亡くなる まで、飛行→散乱を繰り返しながら、徐々に中性子は減速することになる。この減速過程は、 人間が荒波にもまれながら人生経験を積んで年齢を重ね老衰に至る過程、すなわち、「老化」 に似ているのかもしれない。

(1) 弾性散乱

中性子-原子核の弾性散乱反応を考えた場合には、中性子の質量になるべく近い軽い原子 核ほど、効率よく中性子のエネルギーを奪うことができる。例えば、お手元に財布があれば、 1円を中性子とみなして、標的として同じ質量の1円、それより重い5円、10円、500円に 対して「おはじき」をしてみると、直観的に理解しやすいだろう。1円を同じ質量の1円に 衝突させたほうが散乱された1円の速度は小さくなり、標的とした硬貨の質量が重いほど 散乱後の1円の速度は大きくなる。



図 7-5 硬貨のおはじき: ぶつける1円玉を「中性子」とすると、標的の1円玉は「軽水素(H-1)」、 500円玉は「リチウム7(Li-7)」の質量比に相当

従って、中性子とほぼ同じ質量の陽子1個を原子核とした軽水素(H-1)と弾性散乱反応 を起こした場合が、もっとも効率よくエネルギーを奪うことができる。このように、中性子 のエネルギーを効率よく奪うことができる物質を**減速材(moderator)**と呼び、候補として H₂O以外にも、重水 D₂O、黒鉛(グラファイト。金属の「なまり」ではなく、炭素 C の結 晶)などの軽元素が挙げられる。減速材として望ましい物質の核的性質は以下のとおりであ る。

- 散乱前後の中性子エネルギー比が大きい(散乱前に比べて、散乱後のエネルギーが大きく減少する)。
- ② 巨視的散乱断面積の値そのものが大きい。
- ③ 巨視的吸収断面積の値が小さく、中性子を吸収しにくい。

(2) 非弾性散乱

一方、原子核の質量数が大きくなればなるほど、原子核と弾性散乱を起こしても、中性子の飛行方向が変わるだけで、散乱前後の中性子エネルギー比はほぼ1で、エネルギーはほとんど変化しない。例えば、中性子を1円玉とみなした場合、ウランの質量はざっくり「小ぶりなリンゴ1玉」に相当するが、1円玉をリンゴにぶつけたところで、リンゴはびくともせず、1円玉の跳ね返る方向が変わるだけだろう。

このように重い原子核の場合には、弾性散乱ではなく、「非弾性散乱反応」という反応に よって、散乱後の中性子エネルギーが主に奪われることになる。非弾性散乱では、衝突前の 中性子の運動エネルギーが、衝突した原子核そのものの運動エネルギーを増加させるので はなく、むしろ、原子核・核子(陽子・中性子)のそのものを「ハイテンション」にする(安 定な原子核の状態から励起された状態)のに消費されることになる。「原子核の励起」を噛 み砕くことは大変難しいが、例えば、「高層ビル」で例えるならば、一番下の1階のフロア が「安定な原子核」に対応し、有り余ったエネルギーを消費するまで階段を駆け上がって到 達できたキリのいい2階以上のフロアが「励起された原子核」の状態に相当する。この例え に沿ってさらに補足すると、高層ビルのフロアが多数階に亘るように、「原子核の励起され た状態(励起順位)」も多段階存在する。また、個々の高層ビルによって高さが異なりフロ ア数が異なるように、「原子核の励起準位」も個々の原子核それぞれに固有のものとなって いる。

非弾性散乱反応は、中性子が衝突した時に標的核がある大きさのエネルギー状態に到達 するように、入射する中性子のエネルギーがある程度高くないと発生しない。このように、 ある大きさのエネルギーを超えない限り決して起こらない反応を**しきい値反応(threshold** reaction)と呼んでいる。

133

(3) 下方/上方散乱

中性子が高エネルギー(MeV や keV)の場合、散乱反応後の中性子のエネルギーは低く (速度は小さく)なる。このように散乱後にエネルギーが低くなるような散乱を**下方散乱** (down scattering)という。

生まれたばかりの高エネルギーの中性子は、軽元素と多数回の散乱反応を経て、やがて中 性子エネルギーが約1eV以下となると、散乱反応を起こす物質の温度エネルギーと中性子 の運動エネルギーが同じぐらいの大きさになる。このような状態に到達すると、中性子が原 子核と散乱反応を起こした場合には、あたかもピンボールのバンパーで弾き飛ばされたか のように、原子核から逆に中性子が運動エネルギーをもらう形になり、散乱後のエネルギー が高くなる上方散乱(upscattering)が起こる場合もある。仮に、中性子の減速過程を「老 化」になぞらえるなら、上方散乱は一種のアンチ・エイジングといってもよいかもしれない。

こうして上方散乱を起こした中性子は、また下方散乱され、上方散乱と下方散乱を何度も 繰り返して熱的な平衡状態に達する。原子核がどれだけ熱振動しているかによって、遅くな った中性子に与えるエネルギーも増えるため、最終的に到達する熱平衡状態は、物質の温度 の高さによって決まってくる。上述した過程を経ることで、図 7-6 に示すような形で、物質 の温度の高さに比例した「あるエネルギー」で中性子束のピーク(極大値)を持った、「熱 平衡状態の中性子の集団」が生じることになる。このような熱平衡状態にある中性子の集団 を、総じて**熱中性子(thermal neutron)**呼ぶ。例えば、室温 20℃を考えた場合には、熱中 性子束がピーク値となるエネルギーは 0.0253 eV であり、中性子の速度としては約 2,200 m/s に相当する。



【コラム】中性子と中性子同士の衝突・散乱

原子炉内を飛び交っている中性子と中性子同士の衝突・散乱については、中性子と原子核 の衝突・散乱に比べると通常無視できる、と考えてよい。

例えば、商業用軽水炉の定格出力運転時を考えた場合、炉心平均の中性子束の値はおよそ 0.6 eV 以下の熱中性子束が約 $10^{17} \sim 10^{18}$ [neutrons/m²/s]= $10^{13} \sim 10^{14}$ [neutrons/cm²/s] 程度の大 きさである。「中性子束 [neutrons/m²/s]=(中性子数密度 [neutrons/m³]) × (中性子速度 [m/s])」の関係を思い出すと、熱中性子の速度が 2,200 m/s として、熱中性子の中性子数密度 は 10^{14} [neutrons/m³]= 10^8 [neutrons/cm³] 程度の大きさとなる。従って、原子核の数密度の大 きさ(固体・液体で 10^{29} [atoms/m³]= 10^{23} [atoms/cm³]~気体の空気で 10^{25} [atoms/m³]= 10^{19} [atoms/cm³])と比べて、中性子数密度は遥かに小さいと言える。

【コラム】中性子と仮想散乱

本節では、中性子を1円玉となぞらえた「硬貨のおはじき」の例を通じて、弾性散乱の説 明を試みた。近年、「仮想通貨」が話題となっているが、標的の硬貨として実体のない「仮 想通貨」を置いてみたらどうなるだろうか?



この場合、「仮想通貨」を置いてはみたものの、1円玉は何の影響を受けることなく、エ ネルギーも方向も変わらず直進し続けるだろう。ここで頭の体操として、『仮想通貨を置い た位置で「仮想的な散乱反応」が起こるが、仮想散乱された後の中性子は同じエネルギー・ 方向で散乱される』という見方をしてみよう。

一見、何のご利益があるのか分からないかもしれないが、計算機を活用した数値計算によって中性子の集団的挙動をシミュレーションする場合には、上述した「仮想散乱」の技法が 役に立つこともある。

例えば、スタニスワフ・ウラム氏が考案し、ジョン・フォン・ノイマン氏が命名した数値 計算シミュレーション法として、乱数を用いた「モンテカルロ計算」が挙げられる。モンテ カルロ計算では、物質が異なる領域ごとに計算体系を分割して、中性子の飛行や原子核との 衝突・核反応をシミュレーションする。モンテカルロ計算における「仮想散乱」を活用する 方法として、計算体系の全領域に対して「仮想散乱が起こる断面積」をあえて上乗せするこ とによって、計算上すべての領域の巨視的全断面積を同じ値にすることができる。こうする ことで、モンテカルロ計算において、ある領域から中性子が飛行して、複数の領域を通過し て、別の領域で衝突するまでのシミュレーションをする場合に、「巨視的全断面積が全領域 で同じ」になっているため、1回の乱数を使ってシミュレーションするだけで、最終的に到 達する中性子の位置を簡単に求めることができる。この技法は「デルタ・トラッキング法 [2]」とも呼ばれる。異なる領域間を通過する際に、通常の方法であれば中性子と領域境界面 との(領域形状によっては複雑な)交点計算を複数回実施せねばならないが、デルタ・トラ ッキング法を利用することで、そういった複雑な処理を省くことができるご利益がある。

7.1.3 中性子の拡散

1個の中性子が最終的に消滅するまでの歩みを辿ってみると以下のようになる。

① 原子核と衝突するまで飛行する。

② 原子核に散乱されて、中性子の飛行方向が変化し、中性子のエネルギーが低くなる。

③ ①飛行、②散乱を繰り返しながら、物質中を移動する。



巨視的全断面積≒巨視的散乱断面積≒50 [1/m]=0.5 [1/cm]

理解を深めるための例として、図 7-7 に、黒鉛内で中性子が飛行・散乱を繰り返した際の、 中性子飛跡の数値シミュレーションによる結果を示す。出発点から右方向に発生した中性 子は、黒鉛と衝突した時にはほとんど吸収されることなく、炭素 C の原子核と散乱反応を 繰り返すことで、黒鉛内をあたかも酔っ払って千鳥足でフラフラ・ジグザグ歩くかの如く移 動する。

ここで、散乱される際の散乱角の方向が、どの方向にもほぼ等しい確率で散乱されるので あれば、出発点である原点から遠ざかるばかりでなく、時には出発点である原点方向に戻る 方向にも散乱されながら、散乱を繰り返すにつれて徐々に原点から遠くの位置まで中性子 が到達することになる。このように、物質中で衝突反応・散乱反応を繰り返しながら中性子 が遠くまで広がっていくことを拡散(diffusion)と呼ぶ。

以上では、中性子1個だけの移動を考えたが、多数の中性子集団が拡散する別の例えとして、通勤/通学中の電車を考えてみよう。例えば、1つの車両がガラガラで、別のもう1つの 車両は満員でぎゅうぎゅう詰めだったとする。この場合、車内のストレスを軽減するために も、おそらく人で混雑している(中性子が多い)車両から、ガラガラの車両(中性子が少な い)のほうに向かって、人(中性子)が流れていくだろう。



図 7-8 拡散のイメージ

体系内における多数個の中性子が、四方八方に飛び交っている場合には、中性子の拡散現 象によって、満員電車の例と同じように、見かけ上の結果として、「中性子束の大きい(中 性子数密度の高い)領域から、中性子束の小さい(中性子数密度の低い)領域に向かって、 中性子束(数密度)の勾配の大きさに比例して、中性子が流れている」といった現象が起こ ることになる。このように、数密度の勾配に比例して、濃い場所から淡い場所に向かって流 れが生じるという拡散に関する物理法則は、フィックの拡散法則(Fick's laws of diffusion) [3]とも呼ばれている。この拡散法則は、原子炉物理学で対象とする中性子の拡散だけに限 った話ではなく、空気中に煙が舞っていく現象、水の中に砂糖を溶かした時に濃度が均一に 広がっていく現象、高温部から低温部に熱が広がっていく現象、など身の回りの様々な物理 現象で観察できる物理法則である。

さて、中性子が拡散する理由が、原子核と衝突・散乱反応を多数回繰り返すためであるこ とを思い出すと、単に中性子数密度の濃淡だけではなく、「物質中における中性子の拡散し やすさ/拡散し難さを表すパラメータ」も中性子の移動に影響を及ぼす、と考えられる。こ れは、満員電車の例でいうと、精神的ストレスを和らげる観点で考えるならば、「車両内か ら早く出たいか/留まりたいか」に相当する量と考えても良いかもしれない。ここで述べた 「物質中における中性子の拡散しやすさ/拡散し難さ」を表すパラメータは、**拡散係数** (diffusion coefficient) [m]と呼ばれ、このパラメータは物質の巨視的断面積の大きさ等に依 存する。物質内で中性子が拡散しやすい(拡散係数が大きい)条件は以下のとおりとなる。

- ① 巨視的全断面積が小さく、原子核と衝突しにくい場合。
- ② 巨視的全断面積が同じ場合には、散乱断面積が相対的に大きく、中性子吸収よりも散 乱のほうが起こりやすい物質の場合。
- ③ 散乱反応を起こした際に、元の中性子飛行方向に対して、人間の目から見て(実験室系で)中性子が前方の方向に散乱されやすい(中性子が飛んできた方向に戻りにくい)場合。

【コラム】中性子の人生経験値

核分裂で生まれた若さあふれる中性子も、体系内で原子核と衝突・散乱反応を何度も繰り 返し、物質中を拡散しながら徐々に老化していく。別々の場所で生まれた中性子1個1個 について、ある高エネルギーから低エネルギーに至るまでの過程に思いを巡らせると、同じ エネルギーに到達した中性子であったとしても、そこに至るまでの「人生内で旅してきた世 界の広さ」は粒子それぞれであろう。ここで述べた「ある年(エネルギー)になるまで人生 内で旅してきた世界の広さ」に相当する量が、フェルミ年齢(Fermi age)[4]と呼ばれる炉 物理特有のパラメータである。ただし「フェルミ年齢」とは呼ばれるが、単位の次元は時間 ではなく、面積 [m²]である。フェルミ年齢の理論的詳細については、本教科書のレベルを 遥かに超えるため概念的な説明のみに留めるが、①物質の拡散係数 [m]の大きさに比例、② 巨視的散乱断面積 [1/m] に反比例し、③中性子を減速する能力(1 回の散乱反応で中性子 から奪うことができるエネルギー量)に反比例するパラメータがフェルミ年齢となってい る。要は、同じエネルギーの中性子でもフェルミ年齢の値が大きいほど、拡散現象を通じて 遠方の世界まで見聞きしてきたことを意味し、「その年(エネルギー)に到達するまでに、 どれだけ炉心外に漏れて消滅するリスクがあったか」とみなすこともできる。フェルミ年齢 を活用することで、高速中性子が熱中性子まで減速されるまでの間に、高速中性子が炉心外 に漏れずに熱中性子として生き残る確率を簡便に概算することができる。

7.2 中性子の最期

この節のポイント】

- ・原子炉内を飛び回った中性子は、原子核に吸収されて、その生涯を閉じる。
- ・ 炉心外に漏れた中性子のうち、散乱されて炉心内に戻れなかった中性子は、実質的に消滅 したことになる。

7.1節で述べたように、生まれたばかりでエネルギーの高い中性子も、物質中の原子核と 衝突し、時に散乱反応を繰り返す「経験」を積んでいく。この「経験」を積んでいく過程を 経て、1個の中性子はやがてその生涯を終えることとなる。本節では、原子炉の炉心内で生 まれた中性子の「最期」として、原子核による中性子の吸収、炉心外への中性子漏洩につい て説明を行う。

7.2.1 原子核による中性子吸収

(1) 吸収反応

原子核と衝突した際に起こる核反応は散乱反応だけでなく、衝突した原子核の種類や、中 性子のエネルギー(標的核に対して中性子が衝突する際の相対的な速度)に応じて、散乱以 外の別の核反応が起こることになる。それら核反応の中でも、衝突した中性子1個を原子核 があたかも食べてしまう反応全般を、吸収反応と呼ぶ。吸収反応が起こると、飛行していた 中性子の一生は、いったん終わることになる。ただし、原子核の側から視点を変えてみると、 吸収された中性子は衝突した原子核の一部となり、あたかも、人間が食事を摂って他の生命 を自分の体組織の一部に変換するのと似たような状況になっている。中性子を吸収した原 子核は、体重が増えハイテンションになるため(質量数が1つ増えた、励起された複合核を 形成するため)、その上がり調子になったテンションを下げるために、別の粒子やγ線を放
出したり、核分裂性核種の場合には核分裂を起こしたりすることで、より安定な状態へとな ろうとする。





例えば、図 7-9 左図で示すように、H-1 の場合、中性子エネルギーが減少するにつれて、 中性子速度に対して反比例する形で、微視的(n,γ)反応断面積が増加することとなる。従って、 H-1 を減速材として用いた場合には、H-1 と散乱反応を起こすことで、効率よく中性子のエ ネルギーを奪うことができるものの、低エネルギーの中性子が H-1 に捕食されやすい性質 がある点に注意する必要がある。一方、陽子 1 個と中性子 1 個から成る重水素 H-2 の場合 には、H-1 よりも 1/600 程度、(n,γ)反応が起こりにくい。これは、陽子 1 個だけの H-1 より も、陽子 1 個と中性子 1 個であたかも夫婦のように対を形成した H-2 のほうが、より安定 な原子核となっているためである。

別の例として、原子炉・制御棒内の中性子吸収材として用いられる B-10 についても調べ てみよう(図 7-9 右図)。B-10 の場合には、(n,γ)反応断面積よりも、(n,α)反応のほうが 7,700 倍起こりやすい反応となっており、この場合についても中性子エネルギーが低くなるにつ れて中性子速度に反比例して核反応断面積の値が大きくなる(中性子が吸収されやすくな る)。

【コラム】中性子の検出

B-10 が(n, α)反応を起こすと、¹⁰B+¹n→⁷Li+⁴He という反応により、荷電粒子として α 線 (He 原子核) が放出される。この性質を利用した中性子検出器として BF₃比例計数管があ り、(n, α)反応で発生した荷電粒子が計数管内のガスを電離して生じた電気パルスを測定す ることで、間接的に中性子の検出を行うことができる。同様に、³He 比例計数管では、He-3 の(n, p)反応で生じた荷電粒子(p, H-3)を利用した電離作用により、BF₃比例計数管同様に間 接的に中性子の検出を行う。核分裂計数管の場合には、電極に U-235 が塗布されており、U-235 の核分裂反応で生じた核分裂片の電離作用を利用して、中性子の検出を行う。

(2) 共鳴反応

上述したように、一般的には、散乱反応を経てエネルギーが低くなればなるほど、中性子 吸収反応が起こる確率が高くなる。それに加えて、標的となる原子核の種類によっては、中 性子を吸収するにあたって「大好物な特定のエネルギー」が存在する。長期間熟成した酒を 古ければ古いほど良いと好むだけではなく、ある特定の年代だけ熟成させた酒を好んで嗜 むかのような、粋な性質を原子核は持っている。このような「中性子を吸収しやすい特定の エネルギー」のことを**共鳴エネルギー(resonance energy**)と呼ぶ。このように核反応を起 こしやすい共鳴エネルギーがある理由は、中性子を1個食べて質量数が1個増えた原子核 となった際にテンションが上がる(原子核エネルギーが励起するレベルに対応するエネル ギーに達する)場合には、それだけ中性子と核反応を起こしやすくなるためである²。





なお、中性子と原子核反応の共鳴エネルギーについては、原子核と衝突する中性子の相対 速度が重要である点を今一度強調しておく。原子炉内において出力が上昇することで、物質 温度も上昇した場合、熱エネルギーによって原子が運動(振動)することで、原子核と衝突 する中性子の相対速度の変動幅がより広がるようになる。すなわち、飛行している中性子の 向きに対して、中性子の飛行方向と同じ向きに標的原子核が動いている(原子核が中性子か ら遠ざかろうとする)場合には相対速度はより遅くなるが、その逆に中性子の飛行方向とは 正反対向きに動いている(原子核が中性子に近づこうとする)場合には相対速度はより速く なる。これは、道路で車を運転している際に、運転手から見ると、追い抜かす車の相対速度 は遅く、対向車線の車の相対速度が速いのと同じ原理である。

この相対速度のプラス/マイナスの変動幅は物質の温度上昇に伴って増加することとなり、 共鳴核反応を起こしやすいエネルギーの幅(好みのストライクゾーン)も広がり、結果とし

² 中性子がいったん原子核に取り込まれ複合核を形成した後に、エネルギーを失うことな く放出される場合もあり、このような核反応を共鳴弾性散乱と呼ぶ。

て中性子と共鳴核反応が起きる確率が増加する。この効果をドップラー効果(Doppler effect) と呼ぶ。なお、救急車が通り過ぎる前後でサイレン音の聴こえ方が変わる現象もドップラー 効果と呼ばれているが、この現象が生じる理由は、救急車が人に近づく時と遠ざかる時とで 相対速度が変化し、耳に入る音の周波数が変化するためである。共鳴核反応におけるドップ ラー効果も、中性子と原子核の間の相対速度の変化によって生じる効果となっている。

U-238 を含んだウラン燃料を装荷した原子炉において、何らかの過渡事象により急激な出 カ上昇があった場合には、まずはウラン燃料温度が急激に上昇し、その結果 U-238 の共鳴 吸収反応による中性子吸収が多くなり、炉心内の核分裂連鎖反応を持続させにくくする(負 の反応度効果を与える)こととなる。



【コラム】中性子の崩壊

原子核内ではなく、原子核外で中性子が単独に存在する場合には、半減期 613.9 s で崩壊 して陽子が生成されるという性質(β-崩壊)を持っている。

 $n \rightarrow p^+ + e^- + \bar{\nu}_e$

1 個の中性子が単位時間当たりに β -崩壊する確率(崩壊定数 λ)は、0.00113 [1/s]であり、例 えば、1 個の中性子が 1 秒間の間に β -崩壊して中性子が陽子に変化して一生を終える確率 は約 0.1%である。

ここで、光の速度より相当遅い速度で飛行している中性子を考えた場合には、1 秒間の間 に中性子速度vの距離 [m] だけ中性子が飛行するため、中性子が 1 m 飛行している間に β^- 崩壊する確率は λ/v となる。すなわち、中性子の β^- 崩壊による減少効果により、見かけ上 「 λ/v 」だけ体系全体にわたって巨視的吸収断面積が増えるとみなすこともできる。この効 果を真面目に取り扱う必要があるかどうかであるが、例えば 0.0253 eV の熱中性子を考えた 場合、中性子速度は 2,200 m/s であり、 λ/v の値としては 5×10⁻⁷ [1/m] と極めて小さな値で ある。 λ/v の値は中性子エネルギーが低くなるにつれて、中性子速度に反比例して増加する 形となるが、例えば熱中性子に対する空気(窒素や酸素)の巨視的吸収断面積 8×10⁻³ [1/m] と比べると、中性子の崩壊による消滅効果「 λ/v 」は 1/10,000 未満の大きさであるため、無 視可能なオーダーであると考えられる。

7.2.2 炉心外への漏洩

原子炉の炉心内の中性子は、無衝突で飛行し続けた場合には遠方まで移動したり、原子核 との衝突・散乱によって炉心外に拡散したりするが、核燃料から遠ざかり過ぎるとどうなる だろうか?

商業用軽水炉の場合、中性子が原子炉の炉心外に漏洩すると、周りの冷却水が中性子を散 乱させ炉心に戻す反射体(reflector)の役割も果たすことになる。ただし、H₂O中のH-1に は、以下のような性質があることには留意しよう。

- ① 中性子が原子核に散乱された場合、散乱後の飛行方向は確率的にばらつくが、人間の目から見て(実験室系において)、H-1 に散乱された中性子は前方方向(元の位置から遠ざかる方向)に散乱されやすい。例えば、1円玉同士でおはじきをした場合、はじいた1円玉が衝突した後に飛行前と反対向きの方向に跳ね返ることはなく、前方方向に跳ね返って飛んでいく。
- 2 十分な厚さの水が反射体としてある場合、中性子は H-1 と多数回の散乱反応を起こ すことになるが、エネルギーが低くなるにつれて、中性子が H-1 と衝突した際に(n, γ)反応を起こしやすくなり、水反射体中で中性子が吸収されてしまう効果がある。そのため、水反射体が十分な厚さ(約20cm)に達すると中性子の反射効果は飽和する こととなる(無限とみなせるほど厚い水の反射体が周りにあるとみなせる)。

このように、反射体のおかげで、炉心外に漏れた中性子のうち幾分かは再び炉心内に戻る ことができる。しかし、反射体内の原子核と衝突しない中性子はさらに遠くまで移動するこ とで、散乱されたとしても炉心に戻りにくくなる。また、反射体中で散乱反応が起こったと しても、原子核との衝突・散乱を繰り返し続ける過程で、反射体の原子核に中性子が吸収さ れて、その一生を終える場合もある。このように炉心外に漏れた中性子は、実質的には「中 性子の消滅」とみなすことができる状況になる。炉心外への漏洩による中性子消滅量は、以 下のパラメータに依存することとなる。

- 炉心の寸法: 炉心が大きいほど中性子の漏洩量は少なく、逆に炉心が小さいほど中性 子漏洩量は多くなる。
- ② 炉心の形状:同じ体積の炉心であったとしても、炉心表面積が小さくなるような形状、 例えば、真ん丸な球形炉心のほうが中性子漏洩量は少ない。商業用原子炉では、中性 子経済の観点からは、少ない核燃料で効率よく運転するために、円柱形状に近い炉心 体系となっている。一方、薄い平板状の炉心形状にすると、炉心表面積が大きくなり、 中性子漏洩量は多くなる。

- ③ 反射体の有無: 炉心外が反射体無しの「裸」の条件よりも、十分な厚さの反射体があることで、炉心外への中性子漏洩量を少なくすることができる。
- ④ 炉心内での「拡散しやすさ」:拡散しやすいほど、炉心外への中性子漏洩量は多くなる。

7.3 中性子の誕生

【この節のポイント】

- ・核分裂連鎖反応を引き起こすためには、「種火」となる中性子源が必要になる。
- ・核燃料を中性子照射すると、自発核分裂反応を起こしやすい超ウラン元素が生成される。 ・放射性核種から放出された放射線(α線やγ線)が特定の物質に衝突することで、(α, n)反
- 応や(γ, n)反応を起こす中性子源になる。 ・加速器により荷電粒子を加速させて標的核種に衝突させることで、中性子を発生させるこ ともできる。

7.1 および 7.2 節の説明では、起源はさておき、原子炉内に中性子が既に生まれたことを 前提として、その中性子の歩み、さらにその最期について説明してきた。原子炉の炉心内で は、中性子が核分裂連鎖反応を起こし続けることで、一定の核分裂エネルギーを得ることが できる。では、ドミノ倒しで最初に倒す1個のドミノのような、核分裂連鎖反応の起源とな る「始祖の中性子」はどうやって生まれたのだろうか?

究極的な中性子の起源としては、宇宙の始まり(ビッグバン)から約1マイクロ秒だけ経 過した後に、3個の素粒子(2個のダウンクォークと1個のアップクォーク)が集まること で構成された、と考えられている。要は、ビッグバンで発生したエネルギーが、素粒子を介 して、中性子という粒を形づくることになった。

原子炉の炉心内において起源となる中性子は、そこまで究極的な反応に起因するのでは なく、中性子を放出するような何らかの核反応に起因して発生する。イメージとしては、火 を起こすために必要となる「種火」に似ていると言ってよいだろう。本節では、原子炉の炉 心内で核分裂連鎖反応の種火となる中性子の誕生について、その要因となる主要な核反応 について説明する。

7.3.1 自発核分裂による中性子源

自発核分裂(spontaneous fission)とは、α崩壊を起こすような重核種が、中性子などの粒子と衝突することなく(外部からエネルギーをもらうことなく)、極めて小さな確率で自然に(自発的に)発生する核分裂反応のことを指す。自発核分裂反応が発生すると、それによって体系内に複数個の中性子が新たに投入されることになるため、これが核分裂連鎖反応の「種火」となり得る。核分裂反応で誕生した中性子の平均エネルギーとしては約2MeV= 3.2×10⁻¹³ J であり、速度に換算すると約20,000,000 m/s という、光速の約7%の速度を持った高速中性子となっている。なお、自発核分裂反応は、軽核種では決して起こらず、特定の 重核種でしか起こらない。原子番号Zが大きくなる、すなわち、原子核中の陽子数が増える につれて自発核分裂反応の発生率 [fissions/s] も大きくなる傾向がある。また、中性子数が 奇数の重核種ではほとんど起こらず、中性子数が偶数の重核種で発生しやすい性質を持っ ている。

原子炉に装荷する典型的な低濃縮ウラン燃料について考えると、同位体としてウラン 238 (U-238)が 95 wt%超含まれている。U-238は、半減期 44.68億年でα崩壊しα線を放出する 放射性核種でもある。その一方で、U-238の崩壊が起きた際に、極めて低い確率(5.4×10⁻⁵%) で自発核分裂反応を起こす場合が有り得る。自発核分裂反応が起こった場合、通常の核分裂 反応と同じように、U-238は2つの原子核に分裂し、それと同時に複数個(期待値として約 2個)の中性子を放出することになる[5]。ただし、U-238崩壊時に自発核分裂が起こる確率

(分岐比)は、年末ジャンボ宝くじで1等前後賞が当選する確率ほど小さい。従って、臨界 近接を監視するための中性子源として U-238 の自発核分裂反応を考えた場合には、この中 性子源強度は極めて小さく、何らかの別の中性子源が必要となる。

原子炉の運転により核燃料を中性子で照射し続けると、燃料中の重核種が中性子を捕獲 し((n, γ) 反応を起こし)、時に β^{-} 崩壊が起こる、といった核反応が起こることで、原子番号 の大きな超ウラン元素が生成されることになる。一例として、図 7-12 に (n, γ) 反応および β^{-} 崩壊による、超ウラン元素生成の燃焼チェーンを示す。例えば、1 個の原子核で比較した場 合、U-238 よりも Pu-240 のほうが自発核分裂率 [fission/s] は約 60,000 倍大きい。原子炉内 では、さらに重核種の (n, γ) 反応が起こることで、プルトニウムよりも原子番号の大きなマ イナーアクチノイドも生成される。原子炉内で照射した後の核燃料において、自発核分裂を 起こす主要核種としてはキュリウム 242 (Cm-242)、Cm-244 が挙げられる。



図 7-12 燃焼チェーン(出典[6])

新燃料のみで構成される初期装荷炉心の場合には、一次中性子源として、人工の自発核分裂中性子源核種であるカリフォルニウム 252(Cf-252)を利用する。Cf-252は比較的短い半減期 2.645 年で崩壊し、崩壊時に 3.09%の確率で自発核分裂反応を起こす放射性核種である。 Cf-252 の製造は、例えば、米国オークリッジ国立研究所の High Flux Isotope Reactor (HFIR) において、超ウラン元素(バークリウム 249 (Bk-249))に対して中性子照射することで行われる。製造に手間暇がかかることもあり、1 グラム当たりの Cf-252 の値段は数十億円程度と、非常に高価な元素である。

沸騰水型原子炉の取替炉心を考えた場合、原子炉起動時の炉内の中性子計測装置によっ て原子炉内の状況を把握するため、中性子計数率として1秒間の間に3カウント以上確保 する必要があるが、この中性子計数を得るための種火として、数サイクル照射後の燃料集合 体を計測装置の周りに配置している。これは、照射後燃料内に含まれる Cm-242 および Cm-244 による自発核分裂反応を種火として利用している。この状況は、炭火のバーベキューに おける火起こしとして、他のバーベキューで既に使用していた炭火の余りを種火として使 用するのに似ているかもしれない。

【コラム】福島第一原子力発電所において検出される放射性希ガスの原因 東京電力福島第一原子力発電所の事故後の2011年11月2日、福島第一原子力発電所2号 機(1F2号機)格納容器内のガスサンプリングにおける核種分析の結果、放射性の希ガスと して半減期5.243日のキセノン133(Xe-133)、半減期9.14時間のXe-135が検出された。こ れらの放射性核種は核分裂生成物の一種であり、このような短半減期核種が検出されたこ とは「2011年11月2日時点においても核分裂反応が生じていた」ことを意味している。そ のため、Xe-135が検出された当時は、「溶融した燃料が再臨界になっているのではないか?」 との疑念が生じた。しかし、これら短半減期の放射性Xeが存在する原因としては、原子炉 内に装荷されていた照射途中ウラン燃料内に存在する、Cm-242およびCm-244の自発核分 裂反応が主要因であると考えらえる。

なお、自発核分裂の効果に加えて、未臨界状態の炉心であるため、Cm-242 および Cm-244 自発核分裂などで発生した中性子を種火とした「終息性の核分裂連鎖反応³」(未臨界増倍) もわずかに生じている。近年、核分裂反応および自発核分裂によって発生する放射性 Kr-88 (クリプトン 88) も活用した、「未臨界体系における中性子増倍率」の逆推定も試みられて いる。例えば、福島第一原子力発電所1号機の場合には、未臨界体系における中性子増倍率 が 0.47~0.74 と推定されている[7]。

7.3.2 放射線による核反応を利用した中性子源

(1) (α, n) 反応

1932 年、ケンブリッジ大学の物理学者ジェームズ・チャドウィックが中性子を発見した [8]。この発見では、α線をベリリウムに衝突させることで、ベリリウムから陽子とほとんど 同じ質量で、電気的に中性な粒子線が放出されていることを見つけた。

この実験で起こっている核反応は(α, n)反応と呼ばれるものであり、核分裂連鎖反応の種

³中性子増倍率が1未満であるため、1個の中性子を起点とした核分裂連鎖反応が時間経過 に伴い<u>必ず終息</u>する(連鎖が終わる)ような状況を、本資料では「終息性の核分裂連鎖反 応」と呼ぶ。

火となる中性子源となっている。例えば、放射性の重核種(ラジウム 226 (Ra-226)、ポロニ ウム 210 (Po-210)、アメリシウム 241 (Am-241))ではα崩壊を起こしてα線が放出されるが、 それと Be を組み合わせることで逐次的に ⁹Be(α, n)¹²C 反応を起こし、中性子を生み出すこ とができる。研究用原子炉の起動用中性子源として、Am-Be や Pu-Be が活用されている。 (α, n)反応で誕生する中性子の平均エネルギーは、この反応を起こすα線のエネルギーに依存 して変化するものの、おおよそ 4~5 MeV であり、核分裂で発生する中性子のエネルギーよ りも高い。



図 7-13 チャドウィックの実験装置 (出典: ATOMICA、チャドウィックによる中性子の発見)

【コラム】核燃料内に存在する中性子源

低濃縮ウラン燃料の場合、U-238 を含むため、U-238 の自発核分裂反応による微弱な中性 子源が核燃料内には存在している。これ以外にも、(a, n)反応に由来した中性子源が核燃料 内に内在している。

例えば、二酸化ウラン燃料を考えた場合には、ウランの α 崩壊により放出された α 線が、 天然組成の酸素中に僅かに含まれる同位体 O-18 と(α , n)反応を起こすことになるため、この 反応も核燃料内の微弱な中性子源の一部となっている。プルトニウムを含んだ混合酸化物 燃料の場合も同様である。京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)や近畿大学原子炉(UTR-KINKI)のような研究用原子炉の場合には、ウラン-アルミニウム合金燃料が使用されるこ とがあるが、ウランの α 崩壊により放出された α 線がアルミニウム 27 (Al-27) と(α , n)反応を 起こすことで、UO2燃料の場合と同様に核燃料内に微弱な中性子源が内在している。

(2) 光核反応

(α, n)反応以外にも、商業用の加圧水型原子炉では、アンチモン-ベリリウム(Sb-Be)中性 子源が起動用の中性子源として活用されている。この場合、一つの前のサイクルにおいて制 御棒用案内管内にアンチモンとベリリウムから成るロッドを装荷して中性子照射を行う。 定格出力の原子炉運転中にSb-123 が(n, γ)反応を起こすことで、放射性のSb-124 が生成され 蓄積されることになる。ここで、Sb-124 は半減期 60.20 日でβ⁻崩壊し、その壊変時に高エネ ルギーのγ線(1.691 MeV、47.57%)を放出することがある。

一方、Be-9 は a 線と(a, n)反応を起こすだけでなく、エネルギーがあるしきい値(1.665

MeV)を超えるような高エネルギーγ線に対してのみ、(γ, n)反応という**光核反応** (photonuclear reaction) ⁴も起きる可能性がある。すなわち、Sb-124 から放出される高エネ ルギーγ線を使うことで Be-9 との光核反応によって、中性子を発生させることができる。 Sb-Be の(γ, n)反応の場合、発生する中性子エネルギーは約 0.02 MeV=20 keV と、核分裂で 発生する中性子のエネルギーよりも相当低い。Sb-Be 中性子源では、前サイクルの原子炉運 転で生み出した中性子をいったんアンチモンに貯蔵し、放射性 Sb が放出する γ線と Be の 光反応を介して「種火」となる中性子を間接的に生成している。





(出典: NNDC, Evaluated Nuclear Data File (ENDF) Retrieval & Plotting)

【コラム】宇宙線

宇宙空間には、太陽起源や銀河起源の様々な宇宙由来の放射線(宇宙線)が存在している。 地球の磁場や大気により一次宇宙線は遮られるが、一部の高エネルギー宇宙線は、大気中の 原子核と(x, n)核反応を引き起こして中性子を生み出すことにより、地球表面上にも二次宇 宙線として中性子線が絶えず降り注いでいる。

宇宙線スペクトルおよび被ばく線量計算プログラム「EXPACS」[9]を利用して地表面にお ける宇宙線由来の中性子空間線量率 H*(10)を概算してみると、数 nSv/h のオーダーと推定 される。典型的な原子炉建屋を考えた場合、原子炉が運転中であったとしても、周辺環境に 影響を与えることが無いように中性子線・γ 線等の放射線に対する遮蔽壁が設けられてい る。炉心内から外への中性子遮蔽がなされているということは、逆に言うと、二次宇宙線と して降り注いだ中性子は遮蔽壁によって遮られ、炉心には届かないだろう。

⁴ 光核反応は原子核と光子が起こす反応である。「原子」と光子が起こす反応(光電効果、 コンプトン散乱、電子対生成)とは異なるので注意。

7.3.3 加速器中性子源

7.3.2 節で述べたように、放射性核種から放出される α 線や γ 線といった放射線を別の原 子核に衝突させ、中性子を放出する核反応を利用することで、中性子を誕生させることがで きる。ただし、α 線や γ 線を放出する放射性核種の崩壊そのものは確率的な事象であり、中 性子を発生させるための引き金となる「放射性核種の崩壊」という物理現象そのものを人間 が任意の形で on/off する術は現時点ではない。

加速器中性子源の場合には、陽子 (p) や重水素 (d) といった荷電粒子を電場で加速させ、 何らかの標的原子核に衝突させて核反応を起こすことで、中性子を発生させることができ る。見かけ上は、荷電粒子を介して電気から中性子を誕生させる方法となっている。加速器 により荷電粒子ビーム強度を制御することで、標的原子核から放出される中性子源の強度 [neutrons/s] や時間的変動(例:パルス中性子の幅、周波数)を人間が制御できるようにな る。

例えば、京都大学臨界集合体(KUCA)の固体減速架台(A架台)には、敷設加速器としてコッククロフト・ウォルトン型加速器が設置されている。この加速器により、重水素ビームを加速させてA架台室にあるトリチウムターゲットに衝突させることで、「³H(d, n)⁴He」、すなわち「D-T反応」を起こすことができる。この核反応により、ちょうど14 MeVの中性子をターゲットから発生させ、未臨界状態の炉心に打ち込むことで、未臨界炉心で終息性の核分裂連鎖反応を起こす種火となる。



図 7-15 コッククロフト加速器の例 (出典:京都大学 複合原子力科学研究所 KUCA パルス中性子発生装置)

加速器を利用した中性子源の他の例として、核破砕中性子源も挙げることができる。例えば、陽子ビームを 100 MeV 超の高エネルギーとなるまで加速させ、重核種ターゲット(鉛 ビスマス (Pb-Bi)、タングステン)に衝突させると、**核破砕**(spallation)という文字通り、 標的の原子核がバラバラに破壊される反応が起こり得る。核破砕反応が起こると、バラバラ になった原子核から多数の中性子が放出される。超半減期の放射性核種を核変換処理する 方法の一つとして考案されている加速器駆動システム(Accelerator-Driven System: ADS)で は、核破砕反応で発生した高エネルギーの中性子を未臨界炉心の種火として利用すること で、低エネルギー中性子では核分裂反応が起こりにくいマイナーアクチノイドを核分裂反 応によって、また、長寿命の放射性核種を中性子捕獲反応や(n, 2n)反応等によって、より短 半減期の放射性核種に変換することを狙っている。

7.4 中性子の子孫

【この節のポイント】

原子核が中性子を吸収し、核分裂反応を起こすと、子孫として 2~3 個の中性子が生まれる。

これまでの7.1~7.3節で述べたように、原子炉の炉心内で生まれた中性子も、体系内で無数に存在する原子核と衝突し、散乱反応と飛行を繰り返して体系内を拡散していきながら、 最終的には原子核に食べられることで、その中性子の人生は一旦終わりを迎える。

ただし、中性子を食べた後の原子核はテンションが上がった励起状態であるため、より安 定な状態に落ち着こうと、引き続き何らかの「反応」を起こすことになる。こうして原子核 が起こした反応の種類によっては、次世代の中性子が新たに生まれる場合も有り得る。本節 では、核分裂連鎖反応の説明に向けて、核分裂反応によって生じる中性子の子孫について説 明する。

7.4.1 核分裂反応による子孫の誕生

U-235 のような核分裂性核種が標的核種であるとき、中性子を1個吸収した際に核分裂反応を起こす場合がある。核分裂反応が起きると、中性子を1個食べて(体重が中性子1個ぶんだけ増えて)ハイテンションになった U-236 は、2 つの原子核に分裂する⁵。このように核分裂反応が1回起こると、2 つの原子核に分裂する(核分裂生成物が生まれる)だけでなく、すべて合わせて約 200 MeV の膨大なエネルギーが発生し、さらに核分裂反応と同時(とみなせるほど瞬時)に、複数個の中性子が発生することがある。

⁵ごく稀に、ヘリウムやトリチウムのような軽元素を含んだ3つの原子核に分裂することもある。



U-235 Neutron-induced Fission Yields Incident Energy : 0.0253 (eV) [FPY-2011]

(出典: JAEA, Graph of Fission Product Yields)

核分裂反応で発生した中性子(核分裂中性子)のうち、核分裂反応と同時に発生する中性 子を即発中性子(prompt neutron)と呼ぶ。ここで注意すべき点は、核分裂反応時に核分裂 片(核分裂生成物)としてどのような核種に分裂するかがランダムであるのと同じように、 核分裂反応時に放出される即発中性子は、常に同じ数だけ放出されるわけではないことで ある。ただし、核分裂生成物で生じる核種の割合が統計的に核分裂収率(fission yield、図7-16) と呼ばれる分布に従うのと同じように、即発中性子の発生数も核分裂反応を起こした核 種特有の分布となっている。例えば、U-235 が熱中性子と核分裂反応を起こした場合には、 図 7-17 に示すような確率に従って 0~5 個の即発中性子が放出されることが知られている [10]。核分裂反応が起きたからといって、1 個以上の核分裂中性子が必ず発生するわけでは なく、時には核分裂中性子を発生しない(子孫が生まれない)核分裂反応が起こる場合も約 3%だけあるが、U-235の場合には1回の核分裂反応当たり平均で約2.4個の子孫中性子が発 生すると期待できる。この確率分布を簡単に近似したければ、「U-235 で核分裂反応が起こ った場合、5回勝負のジャンケン大会が始まり、ジャンケンに勝った数だけ新たに子孫中性 子が誕生する、ただしジャンケン1回当たりの勝率は2.4÷5」といったモデルで考えてもよ い6。核分裂反応を起こす核種の種類が異なる場合には、このジャンケン大会の勝負回数や 1回当たりの勝率が異なるため、核分裂反応1回当たりに発生する核分裂中性子数の確率分 布も異なる形となる。

[・]このような確率分布を「二項分布」と呼ぶ。



図 7-17 核分裂反応1回あたりに発生する即発中性子数の確率(U-235)[10]

こうして誕生した1個1個の核分裂中性子が持つエネルギーについても、おおよそ0~ 10 MeV の範囲で確率的に幅のある形で放出されることになるが(図 7-18)、平均的には約 2 MeV のエネルギーの子孫中性子が誕生する、と考えるとよい。



図 7-18 核分裂中性子のエネルギースペクトル(U-235): 縦軸はピーク値が1となるよう規格化

7.4.2 中性子の家系

前節で述べたように、核分裂反応によって子孫の中性子が2~3個生まれることで、原子 炉内には新たに中性子が生まれ、それが次の核分裂反応を引き起こす、といった連鎖反応が 生じる。これを核分裂連鎖反応と呼ぶが、人間でいうところの「家系図」のように、あたか も「中性子の家系」が続いていく、と思えばよい。



図 7-19 中性子の家系: >は原子核による中性子吸収

最後に、炉心内で生まれた中性子が次の子孫を生むまでの過程をまとめてみよう。

体系内で生まれた 1 個の中性子は、最終的には、原子核で吸収されるか、体系外に漏れる、そのどちらかで消滅することになる。

原子核による吸収で中性子が消滅した場合、もっと限定して、核分裂を起こす U-235 の ような核分裂性核種に中性子が吸収された場合には、核分裂反応が起こる場合もあること を思い出そう。吸収反応の一部が核分裂反応であることから、中性子が消滅した際に核分裂 反応を起こす確率pは必ず1未満となる。しかし、1回の核分裂反応が起こった場合には期 待値として $\bar{v} = 2 \sim 3$ 個の子孫中性子が発生することを今一度思い出すと、1個の中性子(親) が消滅した際に、新たに誕生する核分裂中性子(子供)の期待値kは $k = \bar{v} \times p$ 個となる。こ の期待値kは、第6章でも説明があった

「世代間の(子供中性子数)÷(親中性子数)の比率」

に対応し、実効増倍率と呼ばれる。実効増倍率は、核燃料を含んだ体系の未臨界/臨界/超臨 界を考える上で、非常に重要なパラメータになっている。

7.4.3 中性子のエネルギースペクトル

前節で述べたように、1個の中性子は核分裂連鎖反応を起こすことによって「中性子の家 系」を生むことになる。起源となる始祖中性子によって生じる中性子の家系は様々となるが、 この家系を全て足し合わせた上で、ある時点、ある場所に存在している中性子の集団に注目 し、どのようなエネルギーの中性子の数が多いのか、少なくないのか調べたとしよう。これ は、「中性子」を「人」、「中性子のエネルギー」を「年齢」とみなせば、図 7-20 で示すよう な「ある時点における日本の年齢別の人口分布(人口ピラミッド)」を調べることとよく似 ている。



図 7-20 日本の人口ピラミッド(2018 年 10 月 1 日現在) (出典:総務省統計局,人口推計(2018 年(平成 30 年) 10 月 1 日現在))



図 7-21 加圧水型軽水炉の燃料内における中性子束エネルギースペクトル

このような中性子集団分布を調べる場合、原子炉物理学では、単位体積当たりの中性子数 密度 [neutrons/m³]ではなく、中性子束 [neutrons/m²/s]に基づいて調べる。この理由は、中性 子集団と物質中に点在する無数の原子核が起こす核反応率 [reactions/m³/s]を考えた場合、単 位時間当たりに原子核と核反応を起こす機会は、中性子の数だけでなく、1個1個の中性子 の速度(単位時間当たりに飛行する距離)にも比例して増加するため、中性子数で見るより 中性子束で見たほうが核反応を起こす中性子としてどのエネルギーの寄与が多いのか分か りやすいためである。

例えば、臨界状態に達した加圧水型軽水炉を対象として、ウラン酸化物燃料内の中性子束のエネルギー分布を調べてみると、図 7-21 のような形状となっている。図 7-21 のようにエネルギーごとに分解して、中性子束の大きさに関する分布を調べることから、このような分布をエネルギースペクトル(energy spectrum)と呼ぶ。なお、中性子束のエネルギースペクトルを図示する場合、中性子のエネルギー範囲は 10⁻⁵ eV から 20 MeV の極めて広い範囲に亘るため、通常は横軸のエネルギーを対数目盛として図示することが多い。この場合、横軸を対数目盛で示していることから、あるエネルギー範囲 $E_g \leq E < E_{g+1}$ の平均的な中性子束の値としては、中性子エネルギーの対数をとった目盛で割った量(レサジー)で平均化して図示する。図 7-21 を見ると分かるように、中性子束のエネルギースペクトルには、注目している中性子集団の辿ってきた歴史が、分布形状の山や谷として現れることとなる。

図 7-21 で示された中性子東エネルギースペクトルについて、まずは図右側のエネルギー が高いほうから歴史を辿ってみよう。約 1MeV=10⁶eV 付近をピークとして中性子東の山が 存在しているが、これは核分裂反応で生まれて間もないエネルギーの高い核分裂中性子の 集団(核分裂スペクトル(図 7-18))に対応する。

こうして生まれたばかりの中性子も、体系内に存在する原子核と衝突し散乱反応を起こ すことで次第にエネルギーが奪われていく。このような減速過程によって、100 keV=10⁵ eV 以下ではエネルギースペクトルは比較的になだらかな形状で変化する。仮想的な状況とし て、軽水炉体系で中性子吸収反応が全く起こらない状況を考えたとすると、エネルギースペ クトルは、中性子のエネルギーをEとしたとき、1/Eに比例した形状(1/Eスペクトル)、レ サジー平均の中性子束で考えた場合には平らな形状となるだろう。しかし、通常はエネルギ ーが低くなるにつれて中性子が原子核に吸収されやすくなるため、エネルギーが低くなる につれて徐々に中性子束の大きさも小さくなる。さらに、原子核と衝突した際に、7.2.1 節 (2)で述べたような「共鳴反応」を起こすエネルギー領域では、あたかも「落とし穴」のよう に中性子が原子核に吸収されることで、中性子束分布の急激な谷(歪み)が生じることとな る。この共鳴反応を起こすエネルギーは原子核の種類に依った固有な値となっているため、 中性子束が歪んでいるエネルギー位置から、体系内に存在する原子核の種類を推理するこ ともできるだろう。一例として、図 7-21 において 6.67eV のエネルギー位置を矢印で示した が、この中性子束歪みは図 7-11 で示した U-238 の共鳴吸収のエネルギーに対応しており、 これは核燃料内に U-238 が存在している事実を示唆している。

こうして共鳴吸収による落とし穴を乗り越えてきた中性子が、さらに散乱されてエネル

154

ギーが物質温度相当まで低くなると、7.1.2節(3)で述べたような上方散乱を起こすことになる。従って、図7-6で示したように、物質温度に依存した形で約10⁻¹ eV 付近に熱中性子束の山が現れるようになる。この熱中性子束の山の有無によって、炉心が熱中性子炉(熱中性子による核分裂連鎖反応で臨界状態を維持する原子炉)であるか否か判断でき、熱中性子束のピーク高さによって、減速度合(中性子エネルギーの奪いやすさ)を知ることができる。

【コラム】高速炉の中性子東エネルギースペクトル

参考までに、臨界状態に達した高速炉の中性子東エネルギースペクトルの例を図 7-22 に 示す。軽水炉の中性子東エネルギースペクトルとは異なり、高速炉の場合にはエネルギーの 高い「高速中性子」によって核分裂連鎖反応を維持することになるため、核分裂スペクトル に起因した山が一つだけ存在する(熱中性子のピークが無い)形状となる。ただし、この高 速炉エネルギースペクトルのピーク位置は、図 7-18 に示した核分裂スペクトルのピーク位 置からエネルギーが低いほうに若干シフトした形状となる。



参考文献

- Sato T, et al., "Features of particle and heavy ion transport code system (PHITS) version 3.02," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 55(6), pp.684–690 (2018).
- [2] Leppänen J, "Performance of Woodcock delta-tracking in lattice physics applications using the Serpent Monte Carlo reactor physics burnup calculation code," *Ann. Nucl. Energy*, **37**(5), pp.715– 722 (2010).
- [3] Fick A, "V. On liquid diffusion," Phil. Mag., 10 (63), pp.30–39 (1855).
- [4] Lamarsh JR (著)、武田 充司、仁科 浩二郎 (訳)、「原子炉の初等理論 (上)」、吉岡書店 (1974).
- [5] Santi P, Miller M, "Reevaluation of prompt neutron emission multiplicity distributions for spontaneous fission," *Nucl. Sci. Eng.*, 160(8), pp. 190–199 (2008).
- [6] Okumura K, "MOSRA-SRAC; Lattice calculation module of the modular code system for nuclear reactor analyses MOSRA," JAEA-Data/Code 2015-015, JAEA (2015).
- [7] Morimoto Y, et al., "Proposal of a statistical evaluation method for the criticality of the Fukushima Daiichi nuclear power plants," *Nucl. Technol.*, **205**(12), pp. 1652–1660 (2019).
- [8] Chadwick J, "Possible existence of a neutron," Nature, 129, p.312 (1932).
- [9] Sato T, "Analytical model for estimating terrestrial cosmic ray fluxes nearly anytime and anywhere in the world: Extension of PARMA/EXPACS," *PLOS ONE*, **10**(12), e0144679 (2015).
- [10] Gwin R, *et al.*, "Measurements of the energy dependence of prompt neutron emission from ²³³U, ²³⁵U, ²³⁹Pu, and ²⁴¹Pu for $E_n = 0.005$ to 10 eV relative to emission from spontaneous fission of ²⁵²Cf," *Nucl. Sci. Eng.*, **87**(4), pp.381–404 (1984).

第8章 核燃料の燃焼

内容

第8章	核燃料の燃焼	157
8.1 燃炸	尭の概要	160
8.1.1	概念	160
8.1.2	燃焼度	164
8.1.3	増倍率の変化	165
8.1.4	中性子スペクトルとの関係	168
8.2 燃烧	暁における物理現象	172
8.2.1	重核種	172
8.2.2	核分裂生成物	175
8.2.3	可燃性毒物	

【この章のポイント】

- ・核燃料が核分裂反応によりエネルギーを発生し、核分裂性核種(核分裂を起こしやすい 核種)を消費していくことを「燃焼」という。
- ・核燃料の燃焼においては、核分裂性核種を消費するだけでなく、核分裂性核種が生成される物理現象(転換)も発生する。
- ・核分裂反応が生じると中性子の発生とともに通常2個の核分裂生成物が生成される。これらは中性子の吸収反応に寄与する。
- ・ 燃焼に伴い、核分裂性核種の消費/生成、中性子を吸収する核種の生成が生じ、核分裂反応や吸収反応の発生数が変化するため、原子炉の増倍率や出力分布等の核特性が変化する。

原子力発電では核分裂反応に伴って発生するエネルギーを利用し発電を行っている。核 燃料が核分裂反応によりエネルギーを発生し、核分裂性核種(核分裂を起こしやすい核種) を消費していくことを、原子炉物理の分野では**燃焼(burnup**または depletion)という。日 常生活で使用される「燃焼」という用語からは、ロウソクや木炭などが炎を上げて燃える現 象、すなわち、化学反応によるエネルギーの発生を連想すると思われるが、原子炉物理分野 での燃焼についても、核分裂反応によりエネルギーを発生し、同時に燃料を消費していくと いう意味では、化学反応による燃焼と同様の概念と考えてもらえればよい。

ただし、核燃料の燃焼においては、化学反応による燃焼にはない特徴がある。それは、エ ネルギーを生み出す元となっている核分裂性核種が消費されるだけでなく、生成されるメ カニズムも備わっているということである。さらに言えば、核燃料が燃焼する中で、生成が 消費を上回れば、いわゆる燃料の増殖が実現できる。この点は原子力工学の興味深い物理現 象の一つであろう。

運転中の原子炉では、燃焼が絶えず生じており、核分裂反応によりエネルギーを発生しな がら、時々刻々と燃料の組成を変化させ続けている。燃料の組成が変化すると、核種によっ て核反応の断面積は様々であることから、核分裂反応や吸収反応の発生数が変化し、原子炉 の核特性が変化する。そのため、原子炉を運転する上で燃焼の取扱いは非常に重要である。

また、原子炉でのエネルギーの発生を終えた使用済燃料は、放射能、放射線量、発熱量等 の観点から特別な管理や取扱いが必要である。放射能評価、放射線量評価、発熱量評価等の インプットには、使用済燃料中の核種組成、すなわち、燃焼を経験した後の核種組成が使用 されるため、燃焼はこのような評価とも深く関係している。

本章では核燃料の燃焼について解説する。 燃焼の概要から始め、 燃焼における物理現象を 述べる。

8.1 燃焼の概要

【この節のポイント】

- ・ 燃焼により、核分裂性核種の消費および生成、核分裂生成物の生成、重核種の組成変化 が生じ、核燃料の核種組成が変化する。
- ・核燃料がどの程度燃焼したかを示す量として、燃焼度が使用される。燃焼度は、未燃焼時の重核種重量あたりの発生エネルギーで定義される物理量である。
- ・ 燃焼により核燃料の増倍率が変化する。これは、核分裂性核種の減少、中性子を吸収する重核種や核分裂生成物の増加、親核種から核分裂性核種への転換による。
- ・核反応の断面積は中性子のエネルギーに依存するため、燃焼に伴う核種組成の変化の挙動は中性子スペクトルに依存する。

8.1.1 概念

核燃料の燃焼についてイメージを描いてもらうため、軽水炉のウラン燃料を対象として、 燃焼中の核種組成の挙動を説明する。ここでは、横軸に中性子数、縦軸に原子番号をとり、 それぞれの中性子数および原子番号を持つ核種を 1 マスずつ埋めた形式の表を用いて解説 する。概念図を図 8-1 に示す。この表は核図表と呼ばれるものである。本紙面では核図表全 体を示すことは到底不可能であるので、核図表が手元にある方や Web ページ等で参照可能 な方は、ぜひ核図表を開きながら以降の説明を読み、イメージを膨らませて欲しい。

原子炉物理の分野では、核種はその役割に応じて大まかに以下の通り分類される。

:	核分裂エネルギーの発生源として核燃料の初期組成
	に含まれる核種。ウラン (U)、プルトニウム (Pu) を
	指す。
:	ウランよりも原子番号の大きい核種(超ウラン核種)
	のうち、プルトニウム以外の核種の総称。ネプツニウ
	ム (Np)、アメリシウム (Am)、キュリウム (Cm)、
	カリフォルニウム (Cf) など。
:	中性子の速度を落とす減速材の役割を果たす、質量数
	が小さい核種。水素(H)、炭素(C)など。
:	構造材として使用される、質量数が中程度の核種。ア
	ルミニウム (Al)、鉄 (Fe)、ジルコニウム (Zr) など。
:	核分裂によって生成される核種。 質量数 80~160 の核
	種が主要である。
	:

¹ アクチノイドを、アクチナイドまたはアクチニドという場合もある。

ここで、アクチノイドとは、原子番号 89 のアクチニウム(Ac)から原子番号 103 のロー レンシウム(Lr)の元素の総称である。また、原子炉物理の分野では、アクチノイドを重核 種ともいう。核燃料の燃焼、すなわち、核燃料内に含まれる核種組成の変化を考える場合に は、(メジャーな)アクチノイドの核分裂反応により核分裂生成物が生成される物理現象や、

(メジャーな)アクチノイドが捕獲反応を起こしマイナーアクチノイドが生成される物理 現象が主なものであり、以降では、これらの核種、すなわち、アクチノイド、および核分裂 生成物に特に着目して、核燃料内の核種組成の挙動を説明する。なお、軽核より構成される 減速材や中重核より構成される構造材について、中性子照射により材料組成が変化する過 程を**放射化 (activation**)という。放射化については、以降の説明では取り上げないものの、 中性子との反応により組成が時間変化するという点は、核燃料の燃焼と同様であることを 付記しておく。



(b) 燃焼後(核分裂反応後)の状態



(c) アクチノイド核種の生成図 8-1 燃焼の概念図

軽水炉のウラン燃料は主として U-235 と U-238 から構成されている。U-235 は熱中性子 に対して核分裂反応を起こしやすい性質をもった核種であり、このような核種を核分裂性 核種(fissile nuclide)と呼ぶ。天然のウランにおいては、全ウラン質量に対する U-235 の質 量割合は約 0.7 wt%(例として、ウランが 100 g 存在している場合、U-235 が 0.7 g 存在して いることを意味する)であり、U-235 を濃縮し、その質量割合を約 3~5 wt%に高めて核燃 料として使用している。ウラン燃料が原子炉で使用される前、すなわち燃焼が生じる前の状 態は図 8-1(a)に示す通りとなっており、U-235 が約 5 wt%、U-238 が約 95 wt%存在している。 図 8-1(a)においては概念的に質量割合を色の濃さで示している。

ここで、核分裂性核種の U-235 が中性子との反応により核分裂反応を起こしたとする。 核分裂反応が起こると、2~3 個程度の中性子の発生とともに、通常 2 個の核分裂生成物が 生成される。核分裂生成物が生成した状態を図 8-1(b)に示す。後述するが、U-235 の核分裂 では、質量数 80~110 前後と 130~150 前後の核分裂生成物が生成される確率が高い。核分 裂生成物は、生成後、中性子との反応や原子核の壊変により、中性子数や原子番号を変化さ せていく。

また、原子炉内では U-238 も中性子との反応を起こす。U-238 の主要な反応は捕獲反応で あり、U-238 から U-239 に変化する。さらに、U-239 は半減期 23 分でβ⁻崩壊しネプツニウ ム 239 (Np-239) に、Np-239 は半減期 2.4 日でβ⁻崩壊しプルトニウム 239 (Pu-239) となる。 一連の反応をまとめると以下のとおりである。

U-238 (n, γ) \rightarrow U-239 (β^- , 23 min) \rightarrow Np-239 (β^- , 2.4 day) \rightarrow Pu-239

上記の一連の反応で生じた Pu-239 もまた中性子との反応を起こす。Pu-239 は捕獲反応に より Pu-240 に、Pu-240 は捕獲反応により Pu-241 に、Pu-241 はβ⁻崩壊により Am-241 にと、 段階的に中性子数または原子番号を増やしていき、様々なアクチノイドが生成されていく 場合がある。ここで、「場合がある」と記載したのは、中性子と反応した際,捕獲反応では なく核分裂反応が生じることもあるためである。様々なアクチノイドが生成されていく状 態を概念的に示したものが図 8-1(c)である。ここでは、U-238 の捕獲反応から開始して様々 な核種が生成されることを述べたが、U-235 についても一定の割合で捕獲反応を起こし、別 のアクチノイドに変化していく反応も原子炉内では生じている。図 8-1(c)では、一度にたく さんの核種が出てきて少々驚くかもしれないが、初期に存在していた U-235 や U-238 を起 点として、核反応および原子核の壊変により様々なアクチノイドが生成されていることを イメージして欲しい。

さらに、特筆すべき点は、U-238の捕獲反応が起因となり生成した Pu-239 や Pu-241 が核 分裂性核種であることである。核燃料内において、ある場所で核分裂によりエネルギーを発 生し核分裂性核種を消費している一方で、別の場所で核分裂性核種を生み出す物理現象が 生じているのである。これら後発で生成した核分裂性核種も、核分裂反応を起こし、エネル ギーの発生に寄与していく。 上記の U-238 から Pu-239 へ変化する一連の反応のように、その核種自身は核分裂性核種 ではないが、中性子との反応により核分裂性核種に変換する核種のことを親核種(fertile nuclide)という。また、親核種が核分裂性核種に変化することを転換(conversion)という。 非核分裂性核種の U-238 が中性子を吸収して、核分裂性核種の Pu-239 を生み出すことから、

「親」という言葉が使用されている。また、親核種(または親物質)の英訳である「fertile nuclide (material)」について、fertile は「肥沃な、肥えた」という意味を有しており、この 用語から、U-238 という肥えた土壤に中性子を与えることで、燃料としての価値を有する Pu-239 という生産物が産み出される、といったイメージを連想するとよい。また、参考として、U-238 と Pu-239 の関係も含め、親核種と核分裂性核種の例を表 8-1 に示す。ウラン燃料や ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 (MOX 燃料) においては U-238 や Pu-240 の転換が、 トリウムを主成分とするトリウム燃料においては Th-232 の転換が、主として生じる。

親核種	核分裂性核種	変換経路			
U-238	Pu-239	U-238 (n, γ) \rightarrow U-239 (β^- , 23 min)			
		\rightarrow Np-239 (β^- , 2.4 day) \rightarrow Pu-239			
Pu-240	Pu-241	$Pu-240 (n, \gamma) \rightarrow Pu-241$			
Th-232	U-233	Th-232 (n, γ) \rightarrow Th-233 (β^- , 22 min)			
		\rightarrow Pa-233 (β^- , 27 day) \rightarrow U-233			

表 8-1 親核種と核分裂性核種の例

*)Th:トリウム、Pa:プロトアクチニウム

ここまで説明したとおり、中性子との反応、主として核分裂反応および捕獲反応、ならび に原子核の壊変が繰り返されることにより、核分裂反応によるエネルギーの発生とともに 核燃料は核種組成を大きく変化させていく。生成した核種は、それぞれの核反応の断面積が 異なるため、核種組成の変化に伴い核燃料の特性が変化し、増倍率や原子炉の出力分布に影 響を与える。したがって、原子炉の核特性を精度良く予測するためには、燃焼の適切な取り 扱いが必要不可欠である。

また、燃焼した燃料に含まれるマイナーアクチノイドや核分裂生成物には、核分裂反応や 吸収反応への影響が大きい核種や、遅発中性子を放出する核種など、原子炉物理の分野にお いて重要となる核種のほか、自発核分裂を起こす核種や、長半減期核種、発熱量評価で重要 となる核種など、原子力工学の各方面の評価で重要とされる核種が含まれる。そのため、原 子炉物理以外の分野においても、燃焼の扱いが重要となることも多い。

8.1.2 燃焼度

核燃料がどれだけ燃焼したか、すなわち、どれだけエネルギーを発生したかを表す量として、**燃焼度(burnup)**が使用される。燃焼度は、未燃焼時の重核種の単位重量あたりの発生 エネルギーで定義される物理量である。単位として、MWd/t や GWd/t が使用されることが 多く、この単位における分子の MWd や GWd は、単位時間あたりの発生エネルギー(MW または GW) とエネルギー発生日数(day)の積で定義される量であり、エネルギーに相当 する物理量である。

例として、重核種重量1トンの核燃料が、20 MW の熱出力でエネルギーを発生しながら、 1日間燃焼したとすると、その核燃料の燃焼度は20 MWd/t ということになる。典型的な軽 水炉の核燃料は、30,000~55,000 MWd/t 程度の燃焼度まで使用されている。

【コラム】燃焼度におけるエネルギーの単位

ここでは、MWd という単位について解説する。例えば、1 kW のドライヤーを1時間使用 すると、使用したエネルギーは1 kWh という単位で表現される。ここで、W (ワット)の定 義は1秒あたりの使用(発生)エネルギーであり、単位は J/s である。したがって、1 kWh という単位で表現されるエネルギーは、 3.6×10^6 J (1 kW=1,000 W、1 h=3,600 s より)に対 応する。核燃料の燃焼度で使用される MWd という単位についても、このドライヤーの例と 同様に考えればよく、1 MW の熱エネルギーを発生する核燃料を1日間使用した場合、発生 エネルギーは1 MWd となる。1 MWd は 8.64×10^{10} J (1 MW=10⁶ W、1 d=86,400 s より)に 対応する。

【コラム】核燃料のエネルギー密度

燃焼度は、その燃料からどれだけのエネルギーを取り出したか、あるいは取り出せるのか を示す指標としても捉えることができる。核燃料における主なエネルギー源となる核分裂 性核種の U-235 の濃縮度を高めるほど、核燃料を燃焼できる期間は長くなるため、燃焼度、 すなわち核燃料の単位重量あたりの取り出しエネルギーを高くすることができる。大まか に言えば、U-235 濃縮度 1 wt%は最大燃焼度 10,000 MWd/t 程度に相当し、仮に U-235 濃縮 度 100 wt%の核燃料を考えた場合、最大燃焼度は 1,000,000 MWd/t 程度に相当する。U-235 濃縮度を高めた核燃料は、単位重量あたりに取り出せるエネルギーが大きく、エネルギー密 度の高い核燃料であると言える。

なお、液化天然ガスや石油など、火力発電に使用される燃料の燃焼度(燃料1トンあたり から取り出せるエネルギー)は約1 MWd/t である。原子力エネルギーの利点としてエネル ギー密度が高いことが挙げられるが、燃焼度の比較からもこの点が確認できる。

8.1.3 増倍率の変化

核燃料からエネルギーを取り出して発電を行うにあたり、核燃料があとどれだけの期間 使用できるのか、という点はぜひとも知りたい情報であろう。そこで、核燃料の使用可能期 間を何らかのパラメータで表現することを考える。例えば、ライターの使用可能期間は、ラ イターケースに入っている液化ガスの量によって決まる。当然、液化ガスが底をつけば火を つけることはできなくなる。つまり、燃料としてエネルギーを発生する物質がどれだけ残っ ているかが使用可能期間を決める直接的な指標であると言える。では、核燃料の場合はどう であろうか。核燃料についてもライターの例と同様、エネルギー源である核分裂性核種の量 に依存するが、一概にそれだけでは決まらない。第6章でも解説されているように、原子力 発電においては、核燃料が臨界状態となり、連鎖反応が持続することを利用して発電を行う が、核分裂性核種がどれだけ残っているかということだけではなく、核分裂連鎖反応を持続 できるかという点も重要になる。この指標として、第6章で導入された増倍率が利用でき る。増倍率が1.0以上の場合は核分裂連鎖反応を十分に持続できる潜在能力を有する状態、 1.0の場合は核分裂連鎖反応をちょうど維持できている状態、1.0未満の場合は核分裂連鎖 反応を持続できない状態として捉えることができる。なお、核燃料が有する潜在的なエネル ギーを考えるうえでは、核燃料が無限に並び、体系からの漏れが存在しないような状態を想 定した増倍率が使用されることが多い。体系からの漏れがない状態での増倍率を無限増倍 率という。

それでは、燃焼中に無限増倍率、すなわち核分裂連鎖反応を持続する能力がどのように変 化するのか、また、その変化の要因となる事象は何か、を見ていこう。燃焼に伴う無限増倍 率の変化は以下のメカニズムに分類することができる。

- 初期に含まれる核分裂性核種の減少
 燃焼に伴い、初期に含まれる U-235 などの核分裂性核種が核分裂反応や捕獲反応により
 減少する。核分裂性核種が減少するため、核分裂連鎖反応を抑制する方向の変化であり、
 無限増倍率を負側に変化させる。
- 転換による核分裂性核種の増加
 親核種が中性子を吸収することにより核分裂性核種の Pu-239 や Pu-241 が生成する。核
 分裂性核種が増加するため、核分裂連鎖反応を促進する方向の変化であり、無限増倍率
 を正側に変化させる。
- ・中性子吸収核種の増加
 燃焼に伴い、核分裂生成物が蓄積される。また、初期に含まれるウランの核反応により
 様々なアクチノイド核種が蓄積される。これらのほとんどは中性子吸収核種であるため、
 核分裂連鎖反応を抑制する方向の変化であり、無限増倍率を負側に変化させる。

核燃料の無限増倍率の燃焼推移は上記事象の重ね合わせで決まり、一般的には無限増倍率は燃焼に伴い減少する。一例として、PWR 出力運転時の代表的なウラン燃料集合体の無限増倍率の燃焼推移を図 8-2 に示す。この燃料集合体の無限増倍率は燃焼初期には 1.4 程度であるが、燃焼が進むに従って減少し、燃焼度約 40,000 MWd/t では 1.0 を下回り、燃焼度約 60,000 MWd/t では 0.9 程度となることがわかる。無限増倍率が 1.0 を下回ると、この燃料単独では臨界を維持できなくなることを意味する。なお、図 8-2 の横軸で使用している燃焼度について、原子炉が定格出力状態で運転し、かつ、この燃料が相対出力 1.0 で燃焼した場

合、1,000 MWd/t が約1ヵ月の運転期間に相当する。

また、主要な核種の燃料に占める重量割合の燃焼推移を図 8-3 に、核種ごとの核分裂反応 の分担割合(全核分裂反応を 1.0 とした場合)の燃焼推移を図 8-4 に示す。図 8-3 より、核 分裂性核種について、前述のとおり、初期に含まれる U-235 は単調減少していること、なら びに Pu-239 や Pu-241 は燃焼初期には存在していないが燃焼により生成が進んでいること がわかる。その結果として、図 8-4 より、燃焼後半では Pu-239 や Pu-241 が核分裂反応に一 定の寄与を示していることがわかる。なお、U-238 は核分裂反応の断面積はそれほど大きく ないが、存在量が大きいことから核分裂反応の総数に対し一定の寄与を示していることが わかる。

また、図 8-2 中の燃焼初期において、燃焼が開始するとともに無限増倍率が大きく減少し た後、この減少傾向がすぐに止まる挙動が確認される。これは、いったん燃焼が開始すると、 核分裂生成物として吸収断面積が非常に大きいキセノン 135 (Xe-135) が生成するためであ る。Xe-135 の生成により、吸収される中性子数が大きく増加するため、結果として無限増 倍率が大きく減少する。また、燃焼開始後に Xe-135 は生成と消滅がつり合った平衡状態と なるため燃焼に伴って増加し続けることはなく、無限増倍率が大きく減少した後はその減 少傾向はすぐに止まる。



図 8-2 無限増倍率の燃焼推移



図 8-3 主要な核種の燃焼推移



図 8-4 核分裂反応における核種ごとの分担割合の燃焼推移

8.1.4 中性子スペクトルとの関係

ここまで見てきたとおり、核燃料の燃焼においては、核反応および原子核の壊変が連続し て生じている。ここで、第4章で説明されている通り、核反応の断面積は中性子のエネルギ ーに依存することを思い出してみよう。燃焼における主要な反応として、U-235の核分裂反 応および U-238の捕獲反応の断面積を図 8-5 に示す。いずれの反応も、中性子のエネルギー が低いほど断面積が大きくなることや、U-238の捕獲反応については約 1~10,000 eV の領 域においていくつもの共鳴ピークを有していることなどがわかる。反応確率が中性子のエ ネルギーに依存することから、どのようなエネルギーにどの程度の数の中性子が存在しているか、すなわち、中性子のエネルギー的な分布状態によって核反応の発生確率が変化し、その結果、核燃料の核種組成もそれに伴って変化することになる。

上記の物理現象について図を用いて解説する。例として、軽水炉の中性子東(neutron flux) のエネルギー分布を図 8-6 に示す。ここで、中性子束とは、単位時間あたりに単位面積を通 過する中性子の数であり、中性子が集団としてどのようなエネルギー分布であるかを示す 図として捉えればよい。原子炉物理の分野では、中性子束のエネルギー分布を中性子スペク トル (neutron spectrum) という。図 8-6 より、中性子スペクトルはふたこぶの分布を有し ていることがわかる。高エネルギー側の分布は、核分裂により生じた中性子によって形成さ れるものと理解すればよい。核分裂で発生した中性子は、減速材中の水素などの軽い原子核 との衝突により、徐々にエネルギーを失い、低エネルギーとなる。低エネルギー側では、中 性子は周囲の原子核との熱平衡状態に達する(詳細をコラムに示す)ことから、中性子のエ ネルギー分布は、主として熱平衡状態の分布を表すマクスウェル分布となる(より詳細には、 マクスウェル分布に対して、中性子の吸収、漏れなどの効果が加わり、マクスウェル分布か ら若干ずれた分布となる)。以上のメカニズムにより、中性子スペクトルは高エネルギー側 と低エネルギー側のふたこぶの分布を有することになる。

ここで、図 8-6 には、核燃料の周囲の水の密度を変えた 2 ケースの中性子スペクトルを示 している。なお、いずれのケースについても全体の中性子束が 1.0 となるように規格化を行 っている。水の密度が小さくなると、中性子と水分子中の水素原子との衝突回数が少なくな り、中性子の減速効果が弱まることになる。その結果、低エネルギー側の分布は小さくなり、 相対的に中~高エネルギー領域の中性子の割合は大きくなる。

なお、原子炉物理の分野では、低エネルギー側の中性子束の割合が大きい状態を中性子ス ペクトルが「軟らかい」、その逆の状態を中性子スペクトルが「硬い」と表現することがよ くある。水の密度が小さく中性子の減速効果が弱まっている状態は、中性子スペクトルが硬 い状態であることを意味する。

ある核種のある核反応の発生数は、その核種が1個存在する場合の反応確率(微視的断面 積)、その核種の個数および中性子束の積によって求められる。すなわち、核反応の発生数 は、図 8-5 の微視的断面積、当該核種の個数、図 8-6 の中性子束を各エネルギーにおいて掛 け合わせ、全エネルギーについて総和をとる(積分する)ことで求められる。したがって、 中性子スペクトルの状態によって、核反応の発生数が決まることになる。

例として挙げた U-235 の核分裂反応と U-238 の捕獲反応の反応割合について、中性子ス ペクトルが硬い場合、定性的に、U-235 の核分裂反応の発生数は少なく、U-238 の捕獲反応 の発生数は多くなる。8.1.1 節で述べたとおり、U-238 は捕獲反応を起源としてβ⁻崩壊を経 て Pu-239 に変化するが、中性子スペクトルが硬い場合には、U-238 の捕獲反応の発生数が 多くなることから、Pu-239 の生成量は大きくなる。Pu-239 は核分裂性核種であり、炉心の 核的特性への影響は大きいことから、燃焼中の中性子スペクトルの状態によって燃焼後の 核燃料の核特性は大きく変化することになる。 なお、ここでは主要な反応である U-235 の核分裂反応および U-238 の捕獲反応を例とし て取り上げたが、マイナーアクチノイドや核分裂生成物を含め、全ての核反応は中性子のエ ネルギー依存性を有することから、核種組成は燃焼中の中性子スペクトルによって多種多 様に変化する。







図 8-6 軽水炉の水の密度を変えた場合の中性子スペクトル(未燃焼時) (エネルギー200 群の計算例を図示)

【コラム】熱平衡状態 核分裂で発生した中性子は、減速材中の水素などの軽い原子核との衝突により徐々にエ ネルギーを失っていく。この際、衝突の繰り返しによって、最終的にエネルギーがゼロ、す なわち速度がゼロとなるわけではない。それは、中性子の周囲に存在する減速材などの物質 が熱を持っている状態、すなわち熱運動をしている状態であり、中性子も周囲の物質と同様 に熱運動をするためである。このように、中性子が周囲の物質と同程度の運動エネルギーを 持つことを、周囲の物質と熱平衡状態にあるという。熱平衡状態に達した中性子は希薄気体 のようにふるまい、そのエネルギー分布は、気体分子のエネルギー分布として知られるマク スウェル分布にほぼ従い、図 8-6 の低エネルギー側に示されるような、ピークを持つ分布と なる。なお、低エネルギー側の中性子を「熱中性子」と呼ぶのは、中性子が周囲の物質と熱 平衡状態にあることが所以である。

8.2 燃焼における物理現象

【この節のポイント】

- ・ 重核種の核種組成は、主に核分裂反応、捕獲反応および原子核の壊変によって変化する。
- ・核分裂生成物の核種組成は、主に核分裂反応による生成、捕獲反応および原子核の壊変 によって変化する。
- ・可燃性毒物とは、サイクル初期には中性子を吸収する効果を有し、燃焼に伴い非吸収性 核種に変化する核種をいい、可燃性毒物の核種組成は、主に吸収反応によって変化する。

8.1節では燃焼の概念や増倍率の燃焼推移の概要を説明した。燃焼という物理現象をモデ ル化する目的は、燃焼時の核種組成を予測し、原子炉の核特性や核燃料の放射線の線源強度 特性等の評価を精度良く行うことである。モデル化のためには、燃焼に伴い存在量が変化す る核種について、その増減の機構、すなわち生成・消滅機構を把握することが重要となる。 そこで、本節では、基本的な核特性や生成・消滅機構の違いから、重核種、核分裂生成物、 可燃性毒物に分類して燃焼中の物理現象を解説する。また、燃焼により生じる核種に関し、 原子力工学の各種評価で重要とされる核種についても解説する。

8.2.1 重核種

重核種は核分裂反応によるエネルギーの発生源となる核種である。以下では、燃焼時の挙 動、各種評価で重要とされる核種を説明する。

(1) 燃焼時の挙動

燃焼における生成・消滅機構を把握するにあたっては、**燃焼チェーン**(burnup chain)を 使用すると便利である。燃焼チェーンとは、核反応や原子核の壊変による核種の一連の変化 をまとめたものであり、燃焼チェーンを図示したものとしては、核図表形式で配置された核 種に対して、ある核種から別の核種への変換経路(核反応および原子核の壊変)が矢印で示 された図がよく使用される。もちろん、核図表からも燃焼に伴う組成変化をイメージするこ とはできるが、主要な変換経路が示された方が幾分かイメージを掴みやすいと考えられる。

重核種の代表的な燃焼チェーンを図 8-7(a)に示す。軽水炉のウラン燃料の初期組成として は U-235 および U-238 が主要であることから、重核種の組成変化に着目した場合の主な反 応は以下のものになる。図 8-7(b)では、下記の反応をそれぞれ青色・赤色で示している。

• U-235 (n, γ) \rightarrow U-236 (n, γ) \rightarrow U-237 (β^- , 6.8 day) \rightarrow Np-237 (n, γ) \rightarrow Np-238 (β^- , 2.1 day) \rightarrow Pu-238 • • •

• U-238 (n, γ) \rightarrow U-239 (β^- , 23 min) \rightarrow Np-239 (β^- , 2.4 day) \rightarrow Pu-239 • • •

核分裂性核種など一部の核種を除いて、捕獲反応 ((n, γ)反応)の断面積は他の反応に比べ

て大きく、重核種の組成変化に着目した場合には、主として捕獲反応によって核種組成が変化していく。また、主要な反応ではないものの、(n, 2n)反応による核種組成の変化も生じる。 また、 β -崩壊により原子番号を1つ増加させ、Uを起点としてNp、Pu、Am、Cmというように、より原子番号の大きい核種が生成されていく。また、 α 崩壊によって、質量数を4つ、原子番号を2つ下げた核種が生成される。その他、核異性体転移(Isomeric Transition: IT)、 β +崩壊、電子捕獲(Electron Capture: EC)を起こす核種も存在する。



(a) 燃焼チェーン



(b) ウラン燃料における主要な反応経路



(UO2・MOX 燃料を対象とした標準燃焼チェーン[2]を図示)

燃焼チェーンを利用することで、ある核種に対して生成・消滅経路を把握することが可能 である。一例として、Pu-238の生成・消滅経路を考える。Pu-238の生成経路として、燃焼 チェーンより次の反応が存在することがわかる。

①Np-237(n, γ) → Np-238 (β⁻, 2.1 day) → Pu-238②Cm-242(α, 162.9 day) → Pu-238③Pu-239(n, 2n) → Pu-238

①の生成経路の Np-237 は、U-236 の捕獲反応または U-238 の(n, 2n)反応により生じる U-237 より生成され、さらに U-236 については主として U-235 の捕獲反応より生成される。ま た、②の生成経路の Cm-242 は、U-238 を起点として Pu、Am、Cm が生成される一連の反応 により生成される。また、③の生成経路の Pu-239 は、主として U-238 を起点として生成さ れる。このように、燃焼チェーンから着目核種より変換経路をさかのぼっていくと、どのよ うな核反応・壊変を経て着目核種が生成されているかを把握することができる。また、Pu-238 の消滅経路としては、Pu-238 の中性子との反応や、Pu-238 のα崩壊があることがわかる。

以上より、Pu-238 の生成を考えた場合、初期に存在する U-235 または U-238 から複数の 核反応や壊変を経ていることがわかる。このことは、仮に、Pu-238 の生成量を計算により予 測する場合、Pu-238 自身の核反応の発生数だけでなく、生成経路上の核反応の発生数も影 響を与えるパラメータとなることを意味する。そのため、仮に Pu-238 の生成量の予測精度 の向上を図る場合には、これら一連の全ての反応を適切に予測する必要がある。

(2) 各種評価で重要とされる核種

U-235、U-238、Pu-239、Pu-240 および Pu-241 などは核燃料中の存在量が大きく、また核 特性への影響が大きい核分裂断面積や捕獲断面積も大きいことから、原子炉物理の分野で は必須として取り上げられる。ここでは、その他の分野の各種評価で重要とされる核種につ いて取り上げて記載する。

a. 中性子源強度評価

使用済燃料の放射線の線源強度評価のうち、中性子源の強度評価において、**自発核分裂** (spontaneous fission)を起こす核種の存在量が重要となる場合がある。自発核分裂とは、 外部からの中性子照射やエネルギー付与のない状態で、原子核が自然に核分裂を起こす現 象のことをいう。使用済燃料中において自発核分裂による中性子放出率が高い代表的な核 種として、Cm-242 および Cm-244 がある[3]。

b. 燃焼度評価

使用済燃料の燃焼度の評価方法の一つに、使用済燃料より放出される中性子数を測定し、 あらかじめ計算により求めた燃焼度と中性子放出率の相関を基に燃焼度を評価する、放出
中性子測定法がある。使用済燃料からの中性子放出源は、Cm-242 および Cm-244 の自発核 分裂によるものが大部分を占める。燃焼終了後からの経過期間が数年以上となる場合の燃 焼度評価においては、半減期の短い Cm-242(半減期 163 日)による寄与は減少し、半減期 の長い Cm-244(半減期 18 年)による寄与が主となるため、使用済燃料中の Cm-244 の存在 量が重要となる[4]。

c. 回収ウランの放射線量評価

回収ウラン(reprocessed uranium)とは、使用済ウラン燃料を再処理してウランを抽出し、 再度燃料として加工し利用する際のウランのことを指す。ここで、(回収ウランではない) 通常の濃縮ウランは、天然ウランを濃縮して得られるものであり、初期組成は U-234、U-235 および U-238 から構成される。一方、回収ウランは、使用済燃料を再処理して得られること から、通常の濃縮ウランでは存在しない U-232 および U-236 が含まれる、通常の濃縮ウラ ンよりも U-234 の存在比が大きい、という特徴がある。U-232 の娘核種であるタリウム 208 (TI-208) やビスマス 212 (Bi-212) が高エネルギーのガンマ線放出核種であるため、回収 ウランの放射線量評価においては、U-232 の存在量が重要になる[5]。

8.2.2 核分裂生成物

8.1.1 節で解説したとおり、核分裂生成物は、核分裂により生成し、核反応や原子核の壊変によりその組成を様々に変化させていく。以下では、核分裂生成物の生成量を決める重要な因子の一つである核分裂収率、燃焼時の挙動、各種評価で重要とされる核種を説明する。

(1) 核分裂収率

ー回の核分裂反応あたりの核分裂生成物の平均発生個数、すなわち、核分裂によりどのような核種がどれだけ生成されるかを表したものが核分裂収率(fission yield)である。代表的な核分裂性核種である U-235 および Pu-239 の核分裂収率を図 8-8 に示す。核分裂収率はふたこぶの分布を示し、質量数が 80~110 前後および 130~150 前後にピークを有することがわかる。また、U-235 と Pu-239 の核分裂収率を比較すると、Pu-239 の核分裂収率では、U-235 のそれよりも質量数 80~110 前後のピークが右側に位置することが確認される。8.1.3 節で説明したとおり、燃焼が進むことにより、Pu-239 の核分裂の割合が増加していくため、核分裂によって生じる核分裂生成物の構成も徐々に変化していくこととなる。

175



(JANIS-4.0[1]より JENDL-4.0 の熱中性子に対する独立収率を引用)

(2) 燃焼時の挙動

核図表からもわかるとおり、核分裂生成物は非常に多種類の核種より構成される。 燃焼時 の基本的な生成・消滅機構のメカニズムは核種によらず同様であることから、ここでは、代 表的な核種の燃焼時の挙動を見ていくことにする。なお、重核種と同様に、 燃焼における生 成・消滅経路を把握するにあたっては、 燃焼チェーンを利用する。

まず、セシウム 137 (Cs-137) について、燃焼時の生成量の変化、ならびに燃焼チェーン を図 8-9 に示す。図 8-9 より、Cs-137 は燃焼度にほぼ比例して生成量が増加していることが わかる。ここで、燃焼チェーンを確認すると、Cs-137 の生成経路には、核分裂による生成 と、Xe-136 の捕獲反応による生成 (Xe-137 のβ⁻崩壊を経て Cs-137 が生成)の2つの系統 があるが、前者の方がより生成確率が高い。Cs-137 の例のように、主として核分裂によって 生成する核種は、その生成量は核分裂反応の発生量、すなわち、燃焼度にほぼ比例して増加 する。

次に、Cs-134 について、燃焼時の生成量の変化、ならびに燃焼チェーンを図 8-10 に示す。 図 8-10 より、Cs-134 は燃焼度の 2 乗にほぼ比例して生成量が増加していることがわかる。 燃焼チェーンを確認すると、Cs-134 の生成経路には、核分裂による生成と、Cs-133 の捕獲 反応による生成の 2 つの系統があるが、後者の方がより生成確率が高い。Cs-133 は核分裂 または Xe-133 のβ⁻崩壊(半減期 5.2 日)により生成され、Cs-137 と同様に燃焼度にほぼ比 例して増加する核種であるため、Cs-134 は燃焼度の 2 乗にほぼ比例して増加することにな る (メカニズムの詳細をコラムに示す)。仮に Cs-134 の生成量の予測精度の向上を図る場合 には、Cs-134 自身の核反応の発生数だけではなく、Cs-133 の捕獲反応の発生数についても 適切に予測する必要があるといえる。

上記の例では、核分裂による生成後の核反応の回数が少ない、比較的簡素な例を取り上げ

176

たが、実際の原子炉では、核分裂により多種類の核分裂生成物が発生し、それらが核反応や 原子核の壊変により様々に組成を変化させ、非常に多種類の核分裂生成物が生じているこ とをイメージして欲しい。





K

¹³⁶Xe

135**]**

¹³⁴Xe

133Xe

fission

 \rightarrow (n, γ)

β⁺, EC

ß

п

【コラム】Cs-134の燃焼推移

2.5E-2

2.0E-2

1.5E-2

1.0E-2

5.0E-3

本文において Cs-134 の生成量が燃焼度の2 乗にほぼ比例して増加することを述べた。こ こでは、その理由について解説する。

Cs-133 および Cs-134 の燃焼推移の概念図を図 8-11 に示す。図 8-11(a)は Cs-134 の主な生 成源となる Cs-133 の生成量の燃焼推移を示しており、燃焼度にほぼ比例し増加する。次に、 ある燃焼度における Cs-134 の生成量増分を考える。概念図を図 8-11(b)に示す。Cs-134 は主 として Cs-133 の捕獲反応によって生成するため、ある燃焼度点における Cs-134 の生成量増 分は、Cs-133の生成量にほぼ比例することになる。最後に、Cs-134の生成量については、 図 8-11(b)に示した各燃焼度区間での生成量増分を、燃焼度 0 MWd/t から着目する燃焼度ま で積算した値となる。ある燃焼度点における Cs-134 の生成量の増分が燃焼度にほぼ比例す

⁽燃焼チェーン:UO2・MOX 燃料を対象とした標準燃焼チェーン[2]の一部を図示)

ることから、結果として Cs-134 の生成量は燃焼度の2 乗にほぼ比例することになる。なお、 Cs-134 の生成量増分の積算値を求めることは、図 8-11(b)の生成量増分を示した直線より下 側に相当する面積を求めることと同義であり、この点からも Cs-134 の生成量が燃焼度の2 乗に比例することが確認される。



(3) 各種評価で重要とされる核種

ひとくちに核分裂生成物といっても、非常に多種類の核種から構成されており、それぞれ に特徴を有している。原子力工学の各種評価で重要とされる核種について解説する。

a. 核分裂連鎖反応(増倍率)への影響が大きい核種

キセノン 135 (Xe-135) およびサマリウム 149 (Sm-149) は吸収断面積が非常に大きく、 原子炉での核分裂連鎖反応への影響が大きい核種としてよく知られている。

まず、Xe-135の生成および消滅に関する主要な反応経路を図 8-12 に示す。キセノンは主 としてヨウ素 135 (I-135)の β ⁻崩壊(半減期 6.6 時間)により生成し、中性子を吸収して Xe-136 となるか、半減期 9.1 時間で β ⁻崩壊して Cs-135 となる。原子炉運転中には、I-135 お よび Xe-135 は生成と消滅がつり合った平衡状態となっている。

8.1.3 節で示した通り、核燃料の無限増倍率は、燃焼が開始すると大きく低下する。これは、Xe-135の中性子吸収効果によるものである。

また、原子炉を停止した後の挙動を考えると、I-135 の β ⁻崩壊による Xe-135 の生成は継続し、一方、Xe-135 の消滅については捕獲反応による消滅がなくなり、 β ⁻崩壊による消滅のみとなるため、親核種である I-135 より半減期が長い Xe-135 は初め蓄積し、約10時間後に最大となり、その後減少する挙動を示す。原子炉停止後の Xe-135 の生成量の変化の一例を図 8-13 に示す。図 8-13 では運転中の中性子束を変えた 2 ケースの例を示している。中性子束が高いほど運転中の I-135 の平衡値が大きくなるため、原子炉停止後の Xe-135 の増加量も大きくなる。Xe-135 の中性子吸収効果は非常に大きいことから、原子炉の増倍率によっては、原子炉停止後にすぐさま起動しようとしても臨界に到達させることができず、起動のためには一定の時間を空けなければならない場合がある。





図 8-12 Xe-135 の反応経路



図 8-13 原子炉停止後の Xe-135 の生成量の変化

次に、Sm-149 に関連する主要な反応経路を図 8-14 に示す。Xe-135 に比べ親核種の半減期 が長いことから Xe-135 に比べてゆっくりとした挙動を示す。Pm-149 および Sm-149 が平衡 状態に達するのは運転から数日程度である。

また、原子炉を停止した後は、Pm-149 からのβ⁻崩壊による Sm-149 の生成のみとなるため、Sm-149 は増加し、Pm-149 の半減期の 2.2 日に対して十分な時間が経過した後はほぼ一 定となる。原子炉停止後の Sm-149 の生成量の変化の一例を図 8-15 に示す。図 8-13 と同様 に、運転中の中性子束を変えた2ケースの例を示している。I-135と Xe-135の関係と同様、 中性子束が高くなるほど運転中の Pm-149の平衡値が大きくなることから、原子炉停止後の Sm-149の増加量も大きくなる



図 8-15 原子炉停止後の Sm-149 の生成量の変化

Xe-135 および Sm-149 は運転中の原子炉における核分裂連鎖反応への影響が大きいため、 原子炉の挙動を適切に予測するためには、これらの生成量のふるまいを正確に把握するこ とが重要になる。

【コラム】Reactor dead time

本文でも述べたとおり、原子炉停止後しばらく時間が経過すると、Xe-135の中性子吸収 効果のため、原子炉の増倍率によっては、制御棒を全引き抜きしたとしても臨界に到達でき ない場合がある。このような場合、Xe-135が崩壊して減少するまで、原子炉を再起動でき ないことになる。この再起動できない期間のことを「Reactor dead time」という。

潜水艦などに使用されている動力用の原子炉では、主動力たる原子炉の停止は深刻な状況を招く可能性がある。したがって、Reactor dead time が生じる事態を防ぐため、このような動力用の原子炉では、U-235 濃縮度を高めた燃料を使用するなど、十分に大きな増倍率を

持つような設計がなされている[6]。

【発展的内容】増倍率への影響が大きい核種

本文中では、増倍率への影響が大きい核種として、Xe-135 および Sm-149 を紹介したが、 その他にも、運転中の原子炉において増倍率への影響が大きい核種として、テクネチウム 99 (Tc-99)、ロジウム 103 (Rh-103)、Xe-131、Cs-133、ネオジム 143 (Nd-143)、プロメチウム 147 (Pm-147)、Sm-150、ユーロピウム 153 (Eu-153) といった核種が挙げられる[7]。

また、使用済燃料の貯蔵、輸送、再処理の臨界安全評価において、燃料の燃焼に伴う核分 裂性核種の減少および中性子を吸収する核種の増加による増倍率の低下を考慮することが ある。この増倍率の低下を臨界安全評価にて考慮することを、「燃焼度クレジットを採る」 という。また、燃焼度クレジットそのものが、燃料の燃焼による増倍率の低下を臨界安全評 価にて考慮することを指す場合もある。燃焼度クレジットを採り入れることで、燃料集合体 間距離の削減による貯蔵容量の増加や、中性子吸収材使用量の低減につながるため、より合 理的な方法で使用済燃料の取扱いが可能となる。燃焼度クレジットでは、核分裂性核種の減 少や、中性子吸収に寄与するアクチノイドや核分裂生成物の増加を考慮するが、このうち、 核分裂生成物としては、モリブデン 95 (Mo-95)、Tc-99、Rh-103、Cs-133、Nd-143、Nd-145、 Sm-147、Sm-149、Sm-150、Sm-152、Eu-153、ガドリニウム 155 (Gd-155) の 12 核種が重要 な核種として挙げられる。これらは、中性子吸収断面積の大きい核種から、寿命の短い核種、 気体状または揮発性の核種、比較的揮発しやすい核種を除外して選定された核種である。な お、Rh、Tc、Mo などの核分裂生成物は、再処理における燃料の溶解時に不溶性残渣となる 可能性があることから、再処理の溶解工程以降では、上記 12 核種より Rh-103、Tc-99、Mo-95 を除いた 9 核種の核分裂生成物の中性子吸収効果が期待できるとされている[8]。

b. 使用済燃料中の核種組成評価が重要となる核種

使用済燃料の燃焼度、発熱量、長期処分時の存在量といった観点から、使用済燃料中に含まれる核種の存在量を把握することが重要になる。なお、このような核種の存在量の評価は インベントリ(inventory)評価と呼ばれることがある。インベントリとは、棚卸・在庫一覧 という意味の用語であり、「使用済燃料のインベントリ評価」は、使用済燃料中に、どの核 種がどれだけ存在するかを評価することを意味する。以下では、燃焼度評価、発熱量評価、 長期処分時の存在量の評価の観点から重要とされる核種をまとめる。

·燃焼度評価

ルテニウム 106 (Ru-106)、Cs-134、Cs-137、セリウム 144 (Ce-144)、Nd-148、Eu-154 な どは、その生成量が燃焼度に対して線形もしくは二次関数的に変化し、かつ原子核の壊変に 伴うガンマ線による検出が容易であることから、燃焼度を推定する指標として利用されて いる[9]。 発熱量評価

ストロンチウム 90 (Sr-90)、Ru-106、Cs-134、Cs-137、Ce-144 などは、使用済燃料中の発 熱量が問題となる核種として知られている[10]。

長期処分時の存在量の評価

放射性廃棄物の長期処分において重要となる長寿命核種として、セレン 79 (Se-79)(半減 期 30 万年)、ジルコニウム 93 (Zr-93)(同 160 万年)、Tc-99(同 21 万年)、パラジウム 107 (Pd-107)(同 650 万年)、スズ 126 (Sn-126)(同 23 万年)、I-129(同 1600 万年)、Cs-135 (同 230 万年)などが挙げられる[11]。

c. 安全評価において重要となる核種

原子炉施設の安全評価においては、放射性物質の放出による敷地境界外における被ばく 線量が評価される。核分裂により発生し、大気中に放出されうる気体状の核分裂生成物であ る、ヨウ素(I-)131、132、133、134、135、クリプトン(Kr-)83m、85m、85、87、88、な らびにキセノン(Xe-)131m、133m、133、135m、135、138の存在量が重要となる。

d. 動特性の観点から重要となる核種

臭素(Br-)87、88、89、ヨウ素137(I-137)は遅発中性子を放出する核種であり、原子炉の動特性の評価において重要となる[12]。

8.2.3 可燃性毒物

軽水炉では、炉心の安全性を確保するため、しばしば**可燃性毒物**(burnable poison)が使用される。可燃性毒物とは、大まかに言えば、サイクル初期には中性子を吸収する効果を有し、サイクル中期~末期にはその効果が消失する物質のことをいう。本節では可燃性毒物の概要および燃焼挙動について解説する。

軽水炉では、PWR では約 100~200 体、BWR では約 300~900 体の燃料集合体が炉心に装 荷される。約1年ごとに燃料交換が行われ、炉心全体の約4分の1から3分の1の燃焼燃 料が新燃料と交換され、運転期間中は燃料交換を行うことなく連続的に運転を行っている。 燃料交換なしで1年程度の長期間の運転を実現するため、新燃料の装荷体数を多くする、ま たは、燃料の濃縮度を高めるなどにより、炉心の増倍率が 1.0 を大きく上回ることができる 状態にする。このとき、増倍率が 1.0 より上回った余剰分の反応度(これを余剰反応度(excess reactivity)という)に対し、PWR では減速材(一次冷却材)中のほう素により、BWR では 制御棒により、余剰反応度の制御(補償)を行っている(炉心の増倍率を 1.0 としている)。 余剰反応度を高めることで長期間の運転が実現されるが、運転初期に非常に大きな余剰反 応度を有することになり、原子炉制御のしやすさや安全性の観点からは好ましくないと言 える。具体的には、PWR では、減速材中のほう素濃度を高めることで余剰反応度を補償で

182

きるが、ほう素濃度が高くなりすぎると、減速材温度の上昇に対して水の密度減少による負の反応度効果(水の密度減少により、中性子が減速しにくくなり、低エネルギー側に大きな断面積を有する核分裂反応の発生数が減少する)よりも、水の密度減少により単位体積あたりのほう素が減少することによる正の反応度効果(単位体積あたりのほう素が減少し、吸収反応の反応数が減少する)が大きくなるおそれがある。これは、減速材温度が上昇すると増倍率が大きくなる状態となることを意味し、結果として、第12章で紹介する原子炉の固有の安全性を損なうことにつながる。また、BWRでは制御棒や流量調整では十分な未臨界性を保てないおそれがある。したがって、炉心の制御性や安全性を確保するため、余剰反応度を一定の値に抑える必要がある。

所定の運転期間を確保したままで、サイクル初期の余剰反応度を抑えるため、軽水炉においては、サイクル初期には中性子を吸収する毒物として作用し、サイクル中期〜末期にはその毒作用が消失するような物質を使用している。初期に存在する毒物が燃焼により消失することから、このような作用を持つ物質を可燃性毒物と呼ぶ。軽水炉では、燃料ペレットに可燃性毒物が添加されて使用されるほか、PWR では、可燃性毒物を金属製の管に封入し、その管を複数本束ねた構造物(バーナブルポイズン棒と呼ばれる)が制御棒案内管位置に挿入されて使用される。可燃性毒物には、ほう素(B)、ガドリニウム(Gd)、エルビウム(Er)が使用されている。

可燃性毒物を使用した場合の増倍率の燃焼推移の一例として、PWR のガドリニア(ガド リニウムの酸化物である Gd₂O₃)入り燃料集合体の無限増倍率の変化を図 8-16 に示す。燃 焼初期には可燃性毒物による中性子吸収効果により無限増倍率がウラン燃料に比べて低下 していることがわかる。また、燃焼とともに中性子吸収核種は非吸収性核種に変化し、中性 子吸収効果は低下していくため、ウラン燃料との無限増倍率の差が縮小し、燃料集合体の燃 焼度が 15,000 MWd/t 程度でウラン燃料と同程度となり、その後は通常燃料と同様に推移す ることがわかる。

可燃性毒物の組成変化のメカニズムは核分裂生成物とほぼ同様であるが、初期組成として当該核種が存在するか否かの違いがある。可燃性毒物に対する主要な反応は、 (n, α) 反応、 (n, γ) 反応、原子核の壊変(β^{-} 崩壊、 β^{+} 崩壊、電子捕獲、核異性体転移)であり、中性子吸収断面積が大きい核種であることから吸収反応による消滅量が大きくなる。

可燃性毒物は中性子吸収断面積が大きい核種であるため、可燃性毒物の核種組成が無限 増倍率や出力分布などの核特性に与える影響は大きい。したがって、燃焼に伴う可燃性毒物 の存在量の変化を適切に評価することは、炉心の核特性を予測するうえで必要不可欠であ る。

183



図 8-16 可燃性毒物を使用した場合の無限増倍率の燃焼推移

【コラム】毒物とは?可燃性とは?

本文で紹介した「毒物」、「可燃性」という用語は、日常生活において連想されるものと原 子炉物理のものとでは大きく意味合いが異なり、誤解を生じやすい用語でもあることから、 ここで解説する。

まず、「毒物」という用語について、日常生活では、生物の健康状態に対して有害な、場 合によっては死に至らしめるような物質のことを意味し、毒物・劇物といった言葉でよく耳 にするであろう。一方、原子炉物理の分野においては、中性子を吸収する物質のことを毒物 と称する。これは、中性子を吸収する物質は、中性子を死に至らしめることから、中性子に とっての「毒」であるためである。8.2.2 節で述べたキセノンやサマリウムなども中性子を 吸収する物質であり、キセノン毒、サマリウム毒といったような表現が用いられることがあ る。

次に、「可燃性」という用語について、日常生活では、可燃性/不燃性という類で使用され、 「燃える、よく燃える」という意味で使用される。一方、原子炉物理の分野においては、「毒 物」を修飾し「可燃性毒物」という用語で使用される。ここでの「可燃性」は、核燃料の燃 焼に伴い、毒物が中性子を吸収して消費され、次第に毒物の効果がなくなることを意味して いる。したがって、「可燃性毒物」は中性子を吸収する毒物ではあるものの、余剰反応度を 抑えたいサイクル初期のみ毒物としての効果を発揮し、サイクル中期以降はその効果が消 失するように設計されたものを意味する。

【発展的内容】可燃性毒物による核特性の違い

可燃性毒物には吸収断面積の大きい核種が選定される。軽水炉の可燃性毒物として使用 されている Gd、B および Er について、代表的な核種の吸収断面積を図 8-17 に示す。図 817 には比較のため U-238 の吸収(捕獲)断面積も示している。いずれの核種についても、 U-238 に比べて熱中性子に対する吸収断面積が2~4 桁程度大きく、これらを燃料に添加す ることで通常の燃料に比べて中性子吸収効果が大きくなることがわかる。また、Gd、B およ び Er について、それぞれガドリニア(Gd₂O₃)、炭化ほう素(B₄C)およびエルビア(Er₂O₃) の化学形態にて燃料ペレットに混合した場合の燃料集合体の無限増倍率の燃焼推移を図8-18 に示す。なお、図8-18 においては、図8-18(a)に示す燃料棒位置に可燃性毒物入り燃料を 使用し、燃料中の可燃性毒物の体積割合を同一とした場合の計算例を示している。

炭化ほう素入り燃料の場合、ガドリニア入り燃料と同程度の増倍率の抑制効果が得られる。しかし、ほう素を燃料ペレットに添加した場合、B-10の(n, α)反応によりヘリウムガスが生成され、燃料棒内の圧力が高くなるため、ほう素の装荷量には制限が生じることが知られている。なお、ほう素は、本文で述べたバーナブルポイズン棒(可燃性毒物を封入した金属管を制御棒案内管に挿入して使用)の可燃性毒物として広く利用されている。

エルビア入り燃料の場合、Erは Gdよりも中性子吸収断面積が小さいため、ガドリニア入 り燃料に比べて、毒核種による中性子の吸収量が小さく、燃焼に伴う毒核種の減少が緩やか になる。そのため、1サイクルの運転期間が十分に長くなければ、サイクル末期に毒核種が 残存してしまう。また、Er-167 は 0.5 eV 付近の熱外領域において吸収断面積のピークを有 しており、中性子スペクトルが高エネルギー側にシフトした場合に対して中性子吸収効果 が大きくなるため、減速材温度係数をより負側にする(減速材の温度上昇に対して増倍率を より負側に変化させる)効果がある。このような核特性は、サイクル期間の長期化に適した ものである。







参考文献

- OECD/NEA, "JANIS-4.0, Java-based Nuclear Data Information System," https://www.oecd-nea.org/janis/ (accessed 2019/06/02)
- [2] K. Okumura, "MOSRA-SRAC: Lattice Calculation Module of the Modular Code System for Nuclear Reactor Analyses MOSRA," JAEA-Data/Code 2015-015、日本原子力研究開発機構 (2015).
- [3] 西原健司、岩元大樹、須山賢也、「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」、JAEA-Data/Code 2012-018、日本原子力研究開発機構 (2012).
- [4] 株式会社東芝、「再処理施設における燃焼度計測装置」、TLR-R001 (1991).
- [5] International Atomic Energy Agency, "Management of reprocessed uranium: current status and future prospects," IAEA-TECDOC-1529, International Atomic Energy Agency (2007).
- [6] M Ragheb, "Nuclear Marine Propulsion," http://neoblackpanther.com/nuclear/Nuclear-Marine-Propulsion.pdf (accessed 2019/07/21)
- [7] G. Chiba and S. Okumura, "Uncertainty quantification of neutron multiplication factors of light water reactor fuels during depletion," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 55, 1043-1053 (2018).
- [8] 燃料サイクル安全研究委員会編、「燃焼度クレジット導入ガイド原案」、JAERI-Tech 2001-055、日本原子力研究所 (2001).
- [9] 佐藤駿介、名内泰志、「使用済燃料の燃焼度評価技術の開発」、電力中央研究所研究報告 L16002 (2017).
- [10] Y. Inagaki, T. Iwasaki, S. Sato, T. Ohe, K. Kato, S. Torikai, Y Niibori, S. Nagasaki and K Kitayama, "LWR high burn-up operation and MOX introduction; fuel cycle performance from the viewpoint of waste management," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 46, 677-689 (2009).
- [11] 放射性廃棄物の分離変換研究専門委員会編、「分離変換技術総論」、日本原子力学会 (2016).
- [12] 平川直弘、岩崎智彦、「連載講座 原子炉物理 第6回 原子炉の動特性と制御」、日本原 子力学会誌、42、45-60 (2009).

第9章 出力の変化と原子炉の動特性

内容

第9章 出力の変化と原子炉の動特性	
9.1 即発中性子と遅発中性子	
9.2 原子炉の出力変化	
9.2.1 世代ごとの中性子数の変化	
9.2.2 遅発中性子がない場合の原子炉の出力変化	
9.2.3 遅発中性子がある場合の原子炉の出力変化	
9.2.4 遅発臨界と即発臨界	

【この章のポイント】

- 核分裂で発生する中性子には、核分裂後即座に発生する即発中性子と、核分裂生成物の β⁻崩壊に伴い核分裂から十数ミリ秒から数十秒程度の時間遅れをもって発生する遅発 中性子がある。遅発中性子は、核分裂で発生する中性子のうち、おおむね 1%未満しか 存在しないが、原子炉の時間的な振る舞いに非常に大きな影響を与える。
- 仮に遅発中性子が存在しないとすると、臨界状態の原子炉に対して制御棒をわずかに 引き抜いただけで原子炉出力は急激に上昇するため、原子炉を工学的に制御すること は困難である。
- 実際の原子炉では、遅発中性子が存在するため、臨界からのズレが大きくならない限り、原子炉の出力は穏やかに変化し、工学的な制御が可能になる。
- ・ 臨界からのズレが大きくなると、遅発中性子が存在しなくても臨界の維持が可能になり、原子炉の出力が急激に変化するようになる。

本章までの説明は、原子炉出力が一定、すなわち臨界状態(実効増倍率k_{eff}=1)であり、 核分裂反応率が時間とともに増減しない定常状態の原子炉を対象にしてきた。本章では、原 子炉出力が変化する挙動である「原子炉の動特性」に着目する。対象とする出力変化の時間 スケールは数秒から数時間程度である¹。また、原子炉の出力変動に伴い、原子炉の温度が 変化するが、この温度変化は原子炉の実効増倍率に影響を与える。このような相互依存関係 (フィードバック効果)については、第12章で説明する。

9.1 即発中性子と遅発中性子

【この節のポイント】

- ・ 核分裂中性子には、即発中性子と遅発中性子の二種類がある。
- 遅発中性子は核分裂で生じた遅発中性子先行核から生じる。この際、核分裂が発生して から十数ミリ秒から数十秒程度の時間遅れを伴う。
- 遅発中性子は、全核分裂中性子のうち、おおむね 1%未満の希少な存在である。遅発中 性子の割合は、核分裂反応を引き起こす中性子のエネルギーや核分裂する核種に依存 する。
- · 発生時の遅発中性子のエネルギーは、即発中性子より低い。

核分裂によって発生する中性子(核分裂中性子)には二種類ある。一つは、核分裂と同時 に放出される中性子であり、**即発中性子**(prompt neutron)とよばれる。もう一つは、核分 裂が発生してからしばらくしたのちに核分裂生成物から放出される中性子であり、**遅発中 性子**(delayed neutron)とよばれる。遅発中性子は次のような特徴をもつ:

¹ 燃焼に伴う、より長時間(数時間~年)にわたる原子炉の特性の変化については、第8 章で扱った。

- 一回の核分裂から放出される遅発中性子数は、核分裂する核種にもよるが、一回の核 分裂で放出される中性子数の1%にも満たないほど少ない。
- 遅発中性子は核分裂ののち十数ミリ秒から数十秒程度遅れて核分裂生成物から放出 される。
- 遅発中性子のエネルギーは即発中性子のエネルギーよりも低い。

ここではまず、遅発中性子が核分裂生成物から放出されるメカニズムについて理解を深 めよう。このメカニズムをイメージしやすくするため、例えば、ある会社で内紛が勃発し、 会社が二つに分裂する場合を考えよう。時々聞く話ではあるが、その会社にとっては重大な お家騒動であるに違いない。このようなお家騒動で分裂した直後の会社は、非常に騒々しく、 エネルギーに満ちた「ハイテンション状態」になっていることが想像できる。

核分裂は、原子核にとっては重大なお家騒動である。核分裂生成物(原子核)は「ハイテ ンション状態」、つまり、エネルギー的に高い状態にある。核分裂生成物は、この有り余っ たエネルギーを何らかの形で外部に放出しないと「落ち着かない」、つまり、安定な状態に はならない。エネルギーの有り余った人間がカラオケやスポーツでエネルギーを発散し心 の安定を得ようとするように、エネルギー的に高い状態にある原子核は、放射線を放出し、 エネルギー的により安定な状態になろうとする。

このプロセスを具体的に説明すると次のようになる。核分裂生成物は、一般的に、陽子の 数に比べて中性子の数が多く、バランスが悪い。そのため、中性子が陽子と電子に分かれ、 この電子が原子核から放出される β -崩壊を起こすことがある。この β -崩壊は、核分裂から ある程度の時間遅れを伴って発生し、その時間遅れの度合いは核分裂生成物の種類に依存 する。核分裂から比較的短時間で(十数ミリ秒で) β -崩壊する核種もあれば、1分程度の時 間遅れを伴うものもある。人間にも「我慢強い人」と「我慢強くない人」がいるのとそっく りなのかもしれない。

さて、β⁻崩壊を起こした核分裂生成物は、β⁻崩壊によりエネルギーを部分的に放出して いるが、まだエネルギーが有り余っている状態であり、さらに、γ線などの放出によりエネ ルギーを外部に放出する。この際、γ線ではなく原子核内の中性子を放出する場合がある。 この現象を外部から見ていると、核分裂が発生した後、時間遅れを伴って中性子が発生して いるように見える。これが遅発中性子の発生メカニズムである。

以上のメカニズムをもう少し具体的に説明する。遅発中性子を放出する核分裂生成物の 一つである Br-87 を例として、核分裂の発生から遅発中性子が放出されるまでの流れを図 9-1 に示す。Br-87 は約 55 秒の半減期をもつ放射性同位体であり、β⁻崩壊を経て基底状態ま たは励起状態の Kr-87 となる。Kr-87 の原子核には様々な励起エネルギー準位が存在してお り、低い準位でも約 5.4 MeV である。一方、Kr-87 原子核の中性子数は 51 であり、原子核 が特に安定になる魔法数 50 よりも一つだけ多い。一般に、魔法数より一つ多い核子の結合 エネルギーは小さいことが知られており、51 番目の中性子の結合エネルギー(中性子ひと つを原子核から無限遠に引き離すために必要なエネルギー)は約5.1 MeV である。つまり、 励起状態の Kr-87 は、自分の原子核から余分な中性子をひとつ放出し、魔法数50 の安定な Kr-86 になるために必要なエネルギーをもつことがある。このため、励起状態の Kr-87 はγ 線遷移をおこすだけでなく、中性子を一つ放出する場合がある。この中性子が遅発中性子で ある。励起状態の Kr-87 から中性子が放出されるまでの時間は、親核種である Br-87 の半減 期よりもはるかに短いため、遅発中性子はあたかも Br-87 のβ⁻崩壊から放出されていると 見なすことができる。核分裂生成物のうち、遅発中性子の放出をともなう崩壊をおこす Br-87 のようなものを**遅発中性子先行核(delayed neutron precursor)**とよぶ。

遅発中性子先行核は現在までに 250 種類以上あることが知られている。核分裂の発生から遅発中性子が放出されるまでの時間は遅発中性子先行核のβ⁻崩壊の半減期に依存しており、短い場合は十数ミリ秒程度、長い場合は約 55 秒である。



図 9-1 核分裂の発生から遅発中性子の放出までの流れの一例

続いて即発中性子と遅発中性子の数の比について説明する。ひとつひとつの核分裂反応 に着目した場合、即発中性子と遅発中性子の放出数はランダムに変化するため、ここでは1 回の核分裂反応から放出される即発中性子と遅発中性子の割合に着目する。例えば、U-235 が熱中性子によって核分裂反応を起こした場合、全核分裂中性子に対する遅発中性子の割 合(遅発中性子割合(delayed neutron fraction))は約0.0065(0.65%)であることが実験的 に測定されている。これは、核分裂で発生する平均中性子数を2.4とすると、1回の核分裂 反応から放出される遅発中性子数の平均値は2.4×0.0065 = 0.0156であるから、核分裂反応 が1/0.0156≒64回発生する間に平均的に遅発中性子が1つ放出されることを意味している。 遅発中性子割合は、核分裂する核種と核分裂を引き起こす中性子のエネルギー(高速中性 子/熱中性子)に依存する。これは、核分裂する核種、さらには核分裂を起こす中性子のエ ネルギーに核分裂で発生する核分裂生成物の出来高(発生割合)が依存するためである。こ れについて表 9-1 に例を示す。

遅発中性子のエネルギーは一般的に即発中性子の平均エネルギー約2 MeV よりも小さい。 図 9-2 に即発中性子と遅発中性子のエネルギースペクトルを示す。遅発中性子は、不安定な 核分裂生成物(遅発中性子先行核、例:Br-87)がβ⁻崩壊を通じてエネルギーを放出したの ち、娘核(例:Kr-87)の余ったエネルギー(例:約5.4 MeV)が同娘核の中性子の結合エネ ルギー(例:約5.1 MeV)よりも高い場合に放出されることを述べた。放出される中性子の エネルギーは、娘核の余ったエネルギーと中性子の結合エネルギーとの差で決まる。

表 9-1 主な核分裂性核種と遅発中性子割合(JENDL-4.0評価値に基づく)

核種と中性子エネルギー	平均中性子数	平均遅発中性子数	遅発中性子割合
U-235 (0.025 eV)	2.4363	0.0159	0.0065
U-235 (3.4 MeV)	2.8498	0.0170	0.0060
U-238 (4.5 MeV)	3.0092	0.0463	0.0154
Pu-239 (0.025eV)	2.8786	0.0062	0.0022
Pu-239 (3.0 MeV)	3.2886	0.0066	0.0020



図 9-2 即発中性子と遅発中性子のエネルギースペクトルの比較例。 評価済み核データファイル JENDL-4.0 の U-235 における 1 keV 中性子入射による 核分裂反応について多群化して表示したものである。

【発展的内容】即発中性子と遅発中性子、どちらが核分裂を起こしやすい?

図 9-2 で示したように、遅発中性子は即発中性子に比べて、発生したときのエネルギーが 低い。では、ここに生まれたての即発中性子と遅発中性子が1個ずつあったとしよう。即発 中性子と遅発中性子、どちらが核分裂を引き起こす確率が高いだろうか。

一般的な原子炉(熱中性子炉)は、減速材と中性子を衝突させ、中性子のエネルギーを低下させることで、核分裂反応を起こしやすくしている。これは、第4章および第5章で説明したように、核分裂断面積が低エネルギー側で大きいからである。

誕生直後の中性子のエネルギーが低ければ、熱中性子に減速するまでに必要な減速材と の衝突回数は一般的に少なくなり、中性子が炉心の外側へ漏洩する確率も小さくなる。この 観点から考えると、次の核分裂反応に対する貢献度合いは即発中性子よりも遅発中性子の 方が大きいのではないかと推察される。実際、U-235 濃縮度が高い小型の原子炉においては、 確かに遅発中性子のほうが即発中性子より核分裂に寄与しやすい。しかし、大型の商業用の 軽水炉で計算してみると、即発中性子のほうが遅発中性子より核分裂に寄与しやすいとい う結果になる。なぜだろうか。

この一見矛盾した結果は、高速の中性子が U-238 の核分裂を引き起こす「高速(中性子に よる)核分裂」によって説明できる。第5章で説明したように、軽水炉においては、U-235 の濃縮度が最大でも5wt%以下の低濃縮ウラン燃料を使用している。軽水炉においても、核 分裂の主役はエネルギーの低い中性子による U-235 の核分裂であるが、第5章の図 5-1 に 示したように、高速中性子による U-238 の核分裂も 10%程度の割合で存在する。遅発中性 子は、発生時のエネルギーが低いことから、確かに低エネルギー領域までの減速は早く行わ れ、原子炉からの漏洩も少ない。しかし、低濃縮度のウラン燃料を使用した大型の軽水炉に おいては、遅発中性子のエネルギーが低いことにより、低エネルギー領域までの減速が早く 行われる効果より U-238 の高速核分裂が減少する効果のほうが大きくなり、また、原子炉 からの中性子の漏洩は元々少ないため原子炉からの漏洩が減少する効果は小さい。その結 果として、エネルギーの低い遅発中性子のほうが即発中性子より次の核分裂に対する寄与 は小さくなる。なお、軽水炉において、遅発中性子が核分裂を引き起こす確率は、即発中性 子に比べて約5%小さい。つまり、核分裂への寄与という観点では、100 個の遅発中性子は、 おおむね95 個の即発中性子と同じ程度の「価値」に見えるといえる。

9.2 原子炉の出力変化

【この節のポイント】

- ・ 中性子の生成と消滅のバランスが崩れると、原子炉内の中性子数が変化し、その結果、
 出力が変化する。
- ・ 即発中性子だけを考えた場合、非常に短時間に原子炉の出力が変化するため、工学的に 制御することは不可能である。ただし実際には、ごくわずかに遅発中性子が存在するた めに、原子炉の出力の変化が穏やかになり、工学的に制御することが可能となってい る。
- 遅発中性子の発生割合をβとしたとき、原子炉の実効増倍率が(1+β)を超え、遅発中性
 子なしでも超臨界になる状態を即発臨界と呼ぶ。即発臨界になると、原子炉の出力が急
 上昇するため、安全上大きな脅威となる。

9.2.1 世代ごとの中性子数の変化

第7章で「中性子の一生」について説明したが、中性子に「一生がある」ということは、 原子炉の中において、時間とともに中性子の集団の「世代交代」が行われているとイメージ することができる。実効増倍率は第6章および第7章において「現在の世代の中性子数」と

「次の世代の中性子数」の比率として定義されており、世代を重ねると(時間が経過すると) 中性子数がどのように増えていく/減っていくか、を示す指標であった。原子炉は通常、一 定の出力で運転されているが、出力が一定ということは、原子炉は臨界(実効増倍率=1) であることを示している。

ここではまず、原子炉出力の増減と実効増倍率の関係について考えてみる。この関係を説 明するため、身近な例として貯金を複利運用した場合を考えよう。複利運用とは、原資(元 手となる貯金)の運用によって得た利益を次の原資にすべて加えて運用する投資方式であ る。例えば、貯金額 10,000 円を原資として年利 5%で運用した場合、

2年目の原資=1年目の原資 10,000 円+10,000 円×年利 5%

=1年目の原資 10,000 円×105%

=10,500 円

3年目の原資=2年目の原資 10,500 円+10,500 円×年利 5%

=2年目の原資 10,500 円×105%

=11,025 円

というふうに貯金額は増加する。50年間運用した場合の貯金額の変化を図 9-3 に示す。図 9-3 には、年利 10%のケースもあわせて示してある。重要なことは、複利で運用した場合、 貯金額が時間とともに直線状に増加するのではなく、時間が経つにつれて加速度的に増え ていくことである。



図 9-3 複利運用された貯金額の増え方

原子炉に話を戻すと、原資は原子炉内のある時刻の中性子数に相当し、原資の増倍率(上の例では105%)が実効増倍率に相当している。もし原資の増倍率が100%(実効増倍率 = 1)であれば、これは金利がゼロということであり、原資(中性子数)は増えもしないし減りもしない。原資の増倍率が100%を下回れば(実効増倍率 <1)、これはマイナス金利ということであり、原資(中性子数)は次第に減少する。

原子炉内の中性子数は原子炉出力に比例するため、原資と原資の増倍率の関係は原子炉 出力(原子炉内の中性子数)と実効増倍率の関係と同じである。このように考えてみると、 原資が10,000円(中性子が10,000個)でも1億円(中性子が1億個)でも、原資の増倍率 が100%(実効増倍率 = 1)であれば原資は増えもしないし減りもしない。つまり、原資(中 性子の個数=原子炉出力に比例)の大小と原資の増倍率(実効増倍率)の大小は独立なもの であることが分かる。原資(中性子の個数)が大きいからといって、原資の増倍率(実効増 倍率)が大きいと考えるのは誤りである。もっとも、原資が大きいと、当然ながら金利の絶 対額は大きくなる(そのため、多額の運用をすると、多額の利益を得ることができる可能性 が高くなる)。つまり、中性子の個数が多い(=出力が高い)と、増加する中性子の個数は 大きくなる。しかし、増加した中性子の比率、すなわち、増加率は中性子の個数とは無関係 である。

原子炉では制御棒(中性子吸収材)の挿入/引抜などによって、中性子の生成と消滅のバ ランスを崩し、原子炉内の中性子数を変化させることで原子炉出力を変化させている。例え ば、臨界状態の原子炉に制御棒を挿入すれば、中性子の吸収は増加し、核分裂に寄与する中 性子数は減少する。この結果、核分裂により発生する中性子数は減少するため、実効増倍率 は1より小さくなり、原子炉出力は低下する。原子炉出力を再び一定とするためには、制御 棒を引き抜き、再び中性子の生成と消滅をバランスさせればよい。 さて、次は原子炉出力が増減するのに要する時間について考えてみる。複利運用の例では 1年ごとに原資(貯金額)は増減する。原子炉では、ある世代として生成された中性子が核 分裂反応によって次の世代の中性子を生成するまでの平均時間が貯金の場合の「1年」に相 当している。この時間のことを世代時間と呼んでいる。1世代時間だけ経った後、中性子数 は実効増倍率を乗じた個数に変化する。

貯金額の増え方、すなわち資産運用は、通常、年単位で考える。資産運用において、貯金額の増え方を秒単位で考えることはないであろうし、逆に世紀単位で考えることもない。これは、金利が年単位で表示されていることが多いためである。言い方を変えると、横軸を年で考えたときに、意味のある貯金額の変化が見えてくるということになる。

では、原子炉の出力の変化を考える場合、どの程度の時間スケールを対象とすべきであろうか。これは、これまでの議論から明らかなように、世代時間となるであろう。次節以降、 「遅発中性子がない場合」と「遅発中性子がある場合」について、世代時間がどの程度にな るか、その結果、原子炉出力がどのように変化するかについて説明を行う。

【発展的内容】世代時間と中性子の寿命、そして中性子の生成時間

原子炉物理の一般的なテキストの「動特性」の項では、中性子の寿命(厳密には即発中性 子寿命)と中性子の生成時間という2つのパラメータが導入される。これらのパラメータ と、本文中で述べられた世代時間の関係を整理しよう。

例として人口が100万人の都市を考える。

この都市において、ある年に1万人が亡くなり、また1万人が生まれたとしたとき、この 都市に住む人々の「1世代の長さ」をどのように評価できるだろうか。「1世代の長さ」を、 「その都市に住む人々が完全に入れ替わるのに必要な時間」と考えるならば、答えは100年 となるであろう。このとき、時間の流れを「年」ではなく「世代」で考えるとするならば、 100年という長さの1世代の間に100万人が生まれて100万人が亡くなる、ということにな る。従って、このような都市に住む人々の寿命は1世代=100年と言えるだろうし、「この 都市に住む人々が新たに生まれてくるのに必要な時間の長さ」という、ちょっとイメージし にくいパラメータを考えたときには、やはり1世代=100年と言えるだろう。原子炉物理で は、「人々の寿命」が中性子の寿命に、「人々が新たに生まれてくるのに必要な時間」が中性 子の生成時間に、それぞれ対応する。

では、ある年に1万人が亡くなった一方で、2万人が生まれたとしたときに、この都市の 「1世代の長さ」はどう評価できるだろうか?この都市の人口は 100 万人なので、「亡くな る」ことによって(100万の)人々が入れ替わるのに必要な時間(=寿命)は 100 年となる が、「生まれる」ことによって(100万の)人々が入れ替わるのに必要な時間(=生まれるの に必要な時間)は 50 年となり、「1世代の長さ」の定義によって結果が変わることになる。 この例は、亡くなる数と生まれる数が釣り合っていないときには「1世代の長さ」を明確に 定義するのは難しいことを示唆している。

この教科書のような原子炉物理の初等的なテキストでは、1世代の長さとして世代時間

198

というパラメータが用いられることがあるが、一般的なレベルのテキストでは中性子の寿 命と生成時間のみが定義され、世代時間が議論に用いられることはない。

9.2.2 遅発中性子がない場合の原子炉の出力変化

ここでは、話を単純にするため、無限大の原子炉において核分裂反応によって即発中性子 のみが生成される状況を想定し(遅発中性子割合が0であると仮定して)、1秒間でどれほ ど原子炉出力が変化するかについて考えてみる。

即発中性子が生成されてから無限大の原子炉内のどこかで吸収されるまでの平均時間を **即発中性子寿命(prompt neutron life-time**)という。人間の寿命と同じ概念である。即発中 性子寿命は、原子炉の燃料や使用されている減速材の有無、種類に大きく依存する。典型的 な軽水炉では即発中性子寿命はおおむね 10⁻⁵ 秒オーダーである。ここでは世代時間と同じ 意味のパラメータと考えてもらって差し支えない。

もし、この原子炉が定常出力で運転されてきて(実効増倍率 = 1)、ある時刻に実効増倍 率が 1.0001 に増加したとする。通常の商業炉において実効増倍率を 0.0001 変化させるため には、制御棒を数センチ動かすだけで十分であり、非常に小さな影響であるといえる。中性 子の寿命が 10⁻⁵ 秒であることから、1 秒間に中性子は 10 万(10⁵)の世代を重ねることにな る。したがって、定常運転時の中性子数を仮に 1 とすると、1 秒後の中性子数は、1×1.0001 ×・・・1.0001(1.0001を 10 万回くりかえして掛け合わせる) = 22,000 であり、1 秒間に原 子炉出力が約 2 万倍に増加することになる(図 9-4)。1.0001は、預金金利でいうと、年利 0.01%であり、現在の普通預金の金利に相当している。一般的な感覚としては、「普通預金に 預けていても、お金は増えない」ということであるが、10 万年預けると、理論的には約 2 万 倍になるということであり、今 1 万円預けると、(金利が変わらなければ) 西暦 102,019 年 には 2 億円を超えることになる。

さて、実効増倍率の僅かな変化に対し、出力が急激に変動するこのような原子炉を工学的 に制御することは不可能である。しかし、現実には原子炉の出力は制御可能である。ではな ぜ、軽水炉の原子炉出力は制御できているのであろうか。

199



図 9-4 即発中性子のみで超臨界(即発超臨界)の場合の中性子数の時間変化

9.2.3 遅発中性子がある場合の原子炉の出力変化

研究室(会社の部署でもよい)のメンバーでチームをつくり、富士山登頂リレーマラソン に参加した場合を想定してみよう。トレイルランニングなどの持久競技を得意とする健脚 のメンバーもいるだろうし、体力に自信のないメンバーもいるであろう。容易に想像できる が、このチームの登頂タイム(または区間平均タイム)は体力に自信のないメンバーの割合 とそのタイムに大きく左右されるはずである。特に、体力に自信のないメンバーが一人以上 いるか、まったくいないかで、大きく平均タイムが変わることが予想できる。

別の例として、集団行動を考えよう。集団行動は、集団が全員揃わないと開始できないた め、集団内に遅刻の常習犯がいるかどうかで集団の行動のスピードが大きく左右されるこ とが予想できる。

遅発中性子は、「体力に自信のないメンバー」もしくは「遅刻の常習犯」に相当するもの であり、ごく少数であるが、核分裂中性子の中に遅発中性子が存在することで、原子炉の出 力の変動が緩やかになる。

9.1 節で説明したように、核分裂反応によって即発中性子と遅発中性子が生成される。全中性子に対する平均的な寿命は、即発中性子の割合・寿命と遅発中性子の割合・寿命を考慮して計算することができる。即発中性子の割合と寿命が 0.9935 と 10⁻⁵ 秒、遅発中性子の割

合と寿命が 0.0065 と 13 秒である場合、全中性子の平均寿命は、0.9935×10⁵+0.0065×13= 0.085 秒となる。なお、遅発中性子の寿命であるが、「遅発中性子が発生してから消滅するま で」の時間ではなく、「核分裂が起きてから遅発中性子が発生し、消滅するまで」の時間で ある。遅発中性子はその寿命のほとんどの時間を遅発中性子先行核の中で過ごし、遅発中性 子先行核から放出されると、即発中性子と同程度の時間(軽水炉では 10⁻⁵秒程度)で消滅す る。遅発中性子は、一生のほとんど(数年)を地下で過ごし、成虫になって地上に出てから 1 カ月程度で寿命が尽きるセミみたいな存在であるともいえるかもしれない。

ここで重要なことの一つは、全中性子の平均寿命がほぼ遅発中性子の割合と寿命で決ま っていることである。例えば、即発中性子の寿命が10⁻⁷秒と1/100になったとしても、平均 寿命は 0.085 秒であり先の結果と変わらない。つまり、「体力に自信のないメンバー」もし くは「遅刻の常習犯」である遅発中性子の割合とその寿命で全中性子の平均寿命が決まるこ とになる。

さて、全中性子の平均寿命が 0.085 秒であった場合、中性子個数の時間変化はどのように なるだろうか。この場合、1 秒間における中性子の世代数は、1/0.085 = 12 世代であり、即発 中性子のみからなる場合(10 万世代)とは大きく異なる。

9.2.2 節と同じように、実効増倍率が 1.0001 になる状況を考える。1 秒後の中性子個数は、 1×1.0001×・・・(1.0001 を 12 回掛け合わせる) = 1.0012 であり、1 秒間に 0.1%、中性子の 個数が増加、つまり、出力が増加するという結果になる。これは、人間の感覚から言っても 比較的緩やかな変化であり、十分に制御が可能であると言える。

人間社会では、「遅刻常習犯」は困りもの、として捉えられるが、原子炉の制御は、この 「遅刻常習犯」のおかげで可能となっていることを改めて認識しよう。

9.2.4 遅発臨界と即発臨界

9.2.2 節では、即発中性子のみが存在すると考えた場合の原子炉の振る舞い、9.2.3 節では、 現実の世界に合わせて、即発中性子と遅発中性子がともに存在する場合の原子炉の振る舞 いを説明した。

それでは、ここで、ある原子炉を考え、この原子炉から制御棒を引き抜くことを考える。 9.2.3 節で説明したとおり、制御棒をわずかに引き抜いて、実効増倍率が1よりも少し大き な状況になった場合、原子炉出力は緩やかに上昇する。では、制御棒の引き抜き量をより大 きくしていったら、どのようなことが起こるであろうか。以降では、核分裂によって生じる 中性子のうち遅発中性子が占める割合をβと記述する。

9.2.3 節で、遅発中性子を考慮した全中性子の平均寿命は、軽水炉の場合 0.085 秒程度と説明した。制御棒の引き抜き量を大きくして、実効増倍率を 1.01 にした場合、1 秒後の原子炉出力は、1×1.01×・・・(1.01 を 12 回掛け合わせる) = 1.13 となると考えるかもしれないが、これは誤りである。なぜ、このようにならないかを以下に説明する。

実効増倍率が 1.0001 である場合、即発中性子のみを考慮した実効増倍率は、遅発中性子 を無視するため、β(例えば 0.0065)を実効増倍率から差し引いて 1.0001 - 0.0065 = 0.9936 となる。つまり、即発中性子の増倍率は1より小さい。そのため、遅刻常習犯である遅発中 性子が生まれてくるまで待たないと、原子炉の臨界を維持できない状態となっている。

一方、実効増倍率が1.01である場合、即発中性子のみを考慮した実効増倍率は1.01-0.0065 =1.0035であり、1より大きい。つまり、遅刻常習犯の遅発中性子を「無視しても」、あるい は「いないとしても」、臨界を超過している状態である。これは、9.2.2節で説明した遅発中 性子を考慮しない場合と同一の状況であり、従って、中性子数は急上昇する。具体的には、 今回の場合、1秒間で中性子数は1個から約10¹⁵¹(10の151乗)個になると計算できる。

このように、原子炉においては、実効増倍率がある値より大きくなると、中性子個数の増加(すなわち、出力の増加)が極めて急激になる。この状態は、即発中性子のみで臨界状態、あるいは超臨界状態になっていることから、**即発臨界(prompt critical)**(あるいは、**即発超 臨界(prompt supercritical)**)と呼ばれている。即発臨界になると、原子炉の出力が急激に上昇することから、原子炉の安全性にとって大きな脅威となり得る。そのため、特殊な試験研究炉を除いて、原子炉が運転中に即発臨界にならないよう設計されており、また運転時に厳重な注意が払われている。

では、どの程度実効増倍率が大きくなれば即発臨界になるのであろうか。ポイントは、遅 刻常習犯の遅発中性子を「いないものとしても」原子炉が超臨界になるかどうか、であると 言える。大まかに言うと、実効増倍率が(1+β)を超えると即発臨界になると言える。例えば、 表 9-1 より、U-235 の熱中性子による核分裂におけるβの値は約 0.0065 である。従って、U-235 を主たる燃料として使っている熱中性子炉では、実効増倍率が 1 + 0.0065 = 1.0065 を超 えると、即発臨界になると言える。

一方、実効増倍率が(1+β)より小さい場合(上記の例の場合、1.0065 より小さい場合)、遅 刻常習犯の遅発中性子をあてにしないと原子炉は(超)臨界を保つことが出来ない。この場 合、9.2.3 節で述べたように、原子炉の出力変動は緩やかになり、工学的に制御できる範囲 となる。このような状態を**遅発臨界(delayed critical)**あるいは**遅発超臨界(delayed** supercritical)と呼んでいる。原子炉は、特殊な試験研究炉を除いて、遅発臨界あるいは遅 発超臨界の状態で制御することが安全上の大原則である。

実効増倍率が1からどれぐらいずれているかを示す指標として反応度(reactivity)がある。反応度は、実効増倍率から1を引いた値を実効増倍率で割ったものであり、

反応度 > 0 ↔ 実効増倍率 > 1
 反応度 = 0 ↔ 実効増倍率 = 1
 反応度 < 0 ↔ 実効増倍率 < 1

という関係にある。これまでに、実効増倍率がある程度大きくなると、原子炉の出力が急上 昇する特性があることを説明した。反応度がβを超えると、即発臨界となり、出力が急激に 変化するため、即発臨界に至る反応度(= β)を基準とすることがあり、これを1\$(ドル) と称している。反応度が1\$を超えると即発臨界になる。

なお、より小さな反応度は、1 \$を 100 で割った ¢ (セント)で表されることがある。1 ¢ = 0.01 \$ = 0.000065 程度である。

【コラム】遅発中性子の割合がもっと小さかったら?

9.1 節で述べたように、核分裂性核種の遅発中性子の割合は 1%未満であり、全中性子の うち、ごくわずかしか存在しない。では、仮に、この遅発中性子の割合がさらに小さく、例 えば、現在の 1/100 程度であったら、歴史はどうなっていたであろうか。

U-235の遅発中性子の割合は、0.7%程度であるため、遅発中性子の割合が現在の1/100で あるとすると 0.007%程度となる。この場合、本節で説明したように、ほんのわずかの制御 棒の引き抜きによっても、即発臨界に達してしまうことになる。この場合、フェルミが行っ た世界初の原子炉による核分裂連鎖反応の維持実験は、世界初の原子炉暴走事故になって いた可能性がある。どの程度の出力暴走になるかは、この原子炉の温度が上昇した際の実効 増倍率の低下具合(反応度フィードバック効果、第12章で説明)によると考えられるもの の、大きな出力バーストが生じていたら、現場にいた研究者たちには大きな被害が出ていた 可能性がある。そうなると、それ以降の原子力開発はかなり遅れたであろう。

いずれにせよ、遅発中性子の割合がもっと小さければ、原子核エネルギーの平和利用は困難であり、もっぱら軍事目的のみに利用されたであろうことが想像できる。

【発展的内容】実効増倍率が変化した直後の原子炉出力の変動

即発超臨界となった原子炉は、即発中性子のみで超臨界を維持できるため、出力が急上昇 する。これは、図 9-3 で示した複利で貯金が増えていくのと同じ状況であり、数学的には指 数関数状に出力が上昇すると言える。

遅発超臨界の場合にも、時間が経過すると、指数関数状に(ただし、時間的に穏やかに) 出力が上昇する。しかし、遅発超臨界では、実効増倍率が変化した直後、ステップ状に出力 が上昇する現象が見られる。この現象について以下に説明する。

ある原子炉が臨界状態で運転していたとする。このとき、原子炉内の中性子数は一定であ るが、遅発中性子先行核から遅発中性子が定常的に少しずつ供給されており、それを元に即 発中性子が増倍している状況であると見ることが出来る。

例えば、遅発中性子が1個供給された場合を考える。遅発中性子割合を0.0065とすると、 即発中性子の増倍率は1-0.0065 = 0.9935であり、この遅発中性子は、1+1×0.9935+1× 0.9935²+・・=153.8個の即発中性子を連鎖反応によって生み出したこととなる(図A)。

さて、ある時刻 t = 0 で、制御棒を引き抜き、実効増倍率を1から1.001 に変化させたと する。制御棒の引き抜きにより変化するのは、中性子の吸収のみである。そのため、制御棒 操作を行っても、遅発中性子先行核の数は即座には変化しない。また、遅発中性子は核分裂 から発生までに時間遅れがある。したがって、実効増倍率が変化した直後は、発生個数に変 化はないと仮定できる。この場合、即発中性子の増倍率は1.001-0.0065 = 0.9945 であり、 1 個の遅発中性子は、1+1×0.9945+1×0.9945²+・・・=181.8 個の即発中性子を連鎖反応 によって生み出したこととなる。

原子炉内の中性子は、ほぼ全てが即発中性子なので、原子炉出力は即発中性子の数に比例 すると考えて良い。そうすると、実効増倍率を 1.001 に変化させた直後に中性子の個数(= 原子炉出力)は181.8 / 153.8 = 1.18 と約 20%ステップ状に増加することとなる(図 B)。こ のように、実効増倍率を変化させた直後に見られる原子炉出力のステップ状の変化を**即発** 跳躍(prompt jump)と呼んでいる。

なお、即発中性子による核分裂が増加するため、時間遅れを伴って、遅発中性子の発生数 も徐々に増加していく。そして、遅発中性子の発生数が増加することにより、即発中性子の 発生数はさらに増加する。実効増倍率が1.001であれば、遅発超臨界であるため、原子炉の 出力は、即発跳躍の後、このメカニズムにより緩やかに上昇していく。





制御棒を引き抜き、実効増倍率が1より大きくなると、原子炉出力は上昇する。しかし、 実際の原子炉において、出力は無限に上昇し続けるわけではない(仮にそのような状況にな ると、原子炉がいずれかの時点で破損する)。

原子炉出力が上昇すると原子炉の温度が上昇する。原子炉が適切に設計されていれば、原 子炉の温度が上昇すると、実効増倍率が低下し、核分裂の連鎖反応が起こりにくくなるよう になっていることから、ある原子炉出力(=温度が上昇した状態)で平衡状態に達する。原 子炉の温度変化により、実効増倍率が変化することを反応度フィードバック効果(reactivity feedback effect)と呼んでいる。これは、原子炉の反応度を変化させた際、温度変化を通じ て反応度にフィードバックがかかるためである。反応度フィードバック効果は、原子炉の安 全上、重要な概念であり、第12章で詳細に説明する。

【コラム】初の原子炉暴走事故 SL-1 炉事故

1955 年頃、米国海軍が極地の基地の暖房及び動力源供給に使用する小型原子炉の研究を 行っていた。SL-1 炉は、この目的のために米国アイダホ州の National Reactor Testing Station に建設された小型の BWR であり、出力は 3 MW で、U-235 濃縮度が 93 wt%のウラン-アル ミ合金を用いた燃料板から炉心が構成されていた。初臨界は 1958 年 8 月 11 日であった。 1961年1月3日、停止中であった原子炉において起動の準備が進められていた。運転員 が炉心中央部の制御棒を10 cm 程度持ち上げ制御棒を駆動する装置に結合すべきところ、 何らかの理由で66 cm も引き抜かれ、炉心が即発臨界になった。原子炉に与えられた反応度 が非常に大きかったことから、出力の急上昇が発生した。ほぼ同時に、燃料の溶融・飛散が 発生し、それによって引き起こされた水蒸気爆発の影響で原子炉容器がゆがむとともに、炉 心内の冷却水が原子炉容器上部に衝突し、その衝撃で10トン以上ある原子炉容器が3m程 度飛び上がったと考えられている。この事故の影響で3人の運転員が死亡した。

SL-1 の事故以降、1 本の制御棒の引き抜きであまりにも大きな反応度を与えることが出 来ないように原子炉を設計することが原則となった。現代においては、「ワンロッドスタッ ク基準」として知られており、1本の制御棒が炉心に挿入できない状態でも、原子炉を十分 に未臨界に出来るよう、原子炉が設計されている。このことは、1本の制御棒で大きな反応 度変化を与えられないように設計することが安全設計上の原則であると言い換えることが 出来る。





【コラム】原子力発電所の負荷追従運転

日々の電力需要は、人々が朝起床し始める頃から増え始め、昼過ぎ頃にピークを迎えたあ と、夜眠りにつく頃には最小となるといったように時々刻々変化している。国内の各種発電 所には、このような電力需要の変動に対応するため役割分担が設定されている。例えば、原 子力発電所と水力発電所は時刻によらず一定の電力を発電し続け、需要に対して不足する 電力は火力発電所などが補う。このように原子力発電所は日々必要とされる電力(負荷、 Load)の土台部分(Base)を支えているため、よく「ベースロード(Baseload)電源」とよ ばれている。しかし、原子力発電所は必要とされる電力に応じた発電(負荷追従運転)がで きないわけではない。例えば、国内の四国電力伊方発電所2号機では、1980年代後半にそ れぞれ1回ずつ負荷追従のための試験運転が行われたことがある[2]。一方、フランスでは 原子力発電比率が高いため負荷追従運転のニーズは高く、同国のPWRでは1980年代前半 から負荷追従運転が行われている。原子炉出力の調整は、冷却材中のホウ素濃度の調整と、 通常の制御棒よりも中性子吸収能力を抑制した特殊な制御棒(グレイロッドとよばれる)な どを組み合わせて行われている[3]。原子炉の負荷追従運転に関連する技術は、本章で説明 された原子炉の動特性に加えて、第8章の燃料燃焼とXe効果、第10章の動力炉構成、第 11章の伝熱機構、第12章の反応度フィードバック効果などを基礎としている。

近年、北米や欧州での原子力発電所の負荷追従運転に対するニーズは、発電出力が天候に 依存する再生可能エネルギー(太陽光発電、風力発電など)の大規模導入の動きからも生じ ており、小型モジュール型原子炉(Small Modular Reactor: SMR)を用いて負荷追従運転能力 を高度化することが提案されている。米国で標準設計認証を受審中の NuScale プラントは PWR 技術をベースとした SMR の一例であり、同炉は小型の原子炉モジュールを複数組み 合わせてタービン・発電機系に接続する設計に基づいている。従来の PWR にも適用されて いた制御棒による単一の原子炉モジュールの出力調整とタービンバイパスの利用に加え て、複数の原子炉モジュールをオフラインにする運転方式を組み合わせることによって、負 荷追従運転能力の高度化が志向されている[4]。他方、大規模蓄電池や普及しつつある電気 自動車の蓄電池を不安定な再生可能エネルギーと組み合わせた負荷追従方式も考えられて いる。このような挑戦的な新たな研究開発の動きから、これまでの原子力発電を取り巻く前 提条件が変わりつつあると考えることができるのかもしれない。



参考文献

- [1] ラマーシュ著、武田充司、仁科浩二郎共訳、「原子炉の初等理論」(上)、(下)、吉岡書店 (1974).
- [2] 「四国電力伊方発電所2号機の出力調整運転試験について (02-08-01-01)」 https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-08-01-01.html
- [3] "Technical and Economic Aspects of Load Following with Nuclear Power Plants," OECD NEA, (2011).
- [4] D. T. Ingersoll, *et al.*, "Can Nuclear Power and Renewables be Friends?," Proc. ICAPP2015, May 3-6, Nice, France, Paper 15555, (2015).

第10章 動力炉(軽水炉)

内容

第10	章 動力炉	(軽水炉))9
10.1	原子力発電	プラント	の概	要	2
10.2	加圧水型原	〔子炉(P	WR)		6
10.3	沸騰水型原	〔子炉(B	WR)		29
【この章のポイント】

- 動力炉は、動力源として用いる原子炉であり、発電用原子炉や推進用原子炉などがある。
- ・発電用原子炉には、軽水を減速材および冷却材として使用する軽水炉が主に用いられる。
- ・ 軽水炉は、主に加圧水型原子炉(PWR)と沸騰水型原子炉(BWR)に分類される。

本章では、動力炉(軽水炉)の概要を示す。

動力炉(power reactor)とは、原子炉で発生するエネルギーを利用する目的の原子炉のことである。

動力炉を利用目的で分類すると、実用炉と開発試験炉に分けられ、さらに実用炉は、発電 用原子炉・推進用原子炉・熱源用原子炉に分類される。発電用原子炉は、その名前のごとく 発電を目的とした原子炉である。推進用原子炉は、船舶や宇宙船などの推進力を得るための 動力源として利用される原子炉である。熱源用原子炉は、海水淡水化や暖房、水素製造、製 鉄、化学プラントにおいて熱源として利用される原子炉である。

動力炉を利用する中性子エネルギーで分類すると、熱中性子炉と高速中性子炉(高速炉) に分けられる。熱中性子炉は、核分裂により発生した運動エネルギーの高い中性子を、減速 材との衝突により低いエネルギー(熱エネルギー)領域まで減速させ、熱中性子により核分 裂の連鎖反応を持続させる原子炉である。その一方で、高速炉は、核分裂により発生した高 速中性子を、減速させることなく核分裂の連鎖反応に利用する原子炉である。現在稼働中の 発電用原子炉のほとんどが熱中性子炉である。

動力炉を減速材の種類で分類すると、軽水減速炉・重水減速炉・黒鉛減速炉に分けられる。 軽水(H₂O)は、中性子を吸収する特性があるため、軽水減速炉は、天然ウラン燃料では臨 界とはならず、U-235を濃縮した濃縮ウランを燃料として用いる。その一方で、重水(D₂O) や黒鉛は中性子の吸収が少ないため、重水減速炉や黒鉛減速炉では天然ウランを燃料とし て利用できる。現在稼働中の発電用原子炉のほとんどが軽水減速炉である。

動力炉を冷却材の種類で分類すると、軽水冷却炉・重水冷却炉・ガス冷却炉・液体金属冷 却炉に分けられる。軽水減速炉や重水減速炉では、それぞれ減速材として用いている軽水・ 重水を冷却材としても利用することが多い(軽水冷却炉・重水冷却炉)。ガス冷却炉では、 ヘリウムガスや炭酸ガスが冷却材として使用される。高速炉では中性子の減速を避けるた めにナトリウムなどの液体金属が用いられることが多い(液体金属冷却炉)。現在稼働中の 発電用原子炉のほとんどが軽水冷却炉である。

本章で焦点を当てる**軽水炉**(Light Water Reactor: LWR)は、発電用原子炉として世界で 広く使用されている軽水減速・軽水冷却の熱中性子炉を指す。軽水炉は、発電用タービンを 回すための蒸気を発生させる仕組みの違いにより、加圧水型原子炉(Pressurized Water

10.1 節では、PWR と BWR で共通な原子力発電プラントの概要を示す。10.2 節と 10.3 節 では、それぞれ PWR と BWR について概略をまとめる。

Reactor: PWR)と**沸騰水型原子炉**(Boiling Water Reactor: BWR)の2種類に分けられる。

10.1 原子力発電プラントの概要

【この節のポイント】

- ・原子力発電プラントでは、核分裂で発生するエネルギーにより蒸気を発生させ、タービンを回すことで発電する。
- ・軽水炉で使用される燃料棒は、主に二酸化ウランの焼結ペレットをジルコニウム合金製の被覆管に詰めたものである。
- ・原子炉の炉心は、燃料棒を正方状に束ねた燃料集合体を円柱状に配置することで構成される。

本節では、原子力発電プラントの概要を示す。

原子力発電は、火力発電のボイラの代わりに原子炉を利用したものと考えてよい。原子力 発電は、火力発電と同様に、蒸気をタービンに送り、タービンを回すことで発電する。原子 力発電と火力発電の最大の違いは、発電用タービンに供給する蒸気の発生方法である。火力 発電では、石油・石炭・天然ガスなどの化石燃料を燃やし、化学反応により生じるエネルギ ーを利用して蒸気を発生させる。原子力発電では、ウランやプルトニウムの核分裂により生 じるエネルギーを利用して蒸気を発生させる。

原子力発電で使用される燃料は**原子燃料**または**核燃料**(nuclear fuel)と呼ばれる。原子燃料は、化石燃料と比較してエネルギー密度が桁違いに高く、発電電力量あたりの必要な燃料 重量は、石油・天然ガス・石炭などの化石燃料を用いる火力発電と比較して、およそ10万 分の1程度と大幅に少ない。このため、原子力発電は燃料の運搬や貯蔵の面で優れていると いえる。また、化石燃料を使用する火力発電とは異なり、原子力発電では燃料の燃焼に伴い 二酸化炭素が発生しないため、発電電力量あたりの二酸化炭素排出量は、火力発電に比べ大 幅に少ないという特徴もある。一方、安全に関する厳格な配慮や運転に伴って発生する高レ ベル放射性廃棄物の取り扱いなどの課題もある。

以下に、PWR と BWR で共通な軽水炉プラントの主な構成要素を示す。

(1) 原子燃料(核燃料)

原子炉で核分裂によってエネルギーを発生するものが原子燃料(核燃料)である。原子燃料としては、ウランやプルトニウムなどの核分裂性物質が使用される。軽水炉では、融点が高く、燃焼に対しても安定であるセラミック燃料が使用されており、二酸化ウラン(UO₂)や二酸化プルトニウム(PuO₂)などの酸化物燃料が一般的である。ウランは U-235 の存在割合を天然ウラン中の 0.7 wt%から 3~5 wt%程度に濃縮して用いる。

(2) 燃料ペレット

二酸化ウランをペレット状に焼結し、燃料ペレット(fuel pellet)とする。燃料ペレットは 直径と高さがそれぞれ 1 cm 程度の円柱形状である。核分裂により生成した核分裂生成物 (Fission Products: FP)のうち、希ガスの一部はペレット中を拡散してペレット外へ出るが、 それ以外の核種は大部分がペレット内に留まるため、燃料ペレットは FP の保持機能も有する。

(3)燃料棒

燃料ペレットを被覆管(cladding)に詰めて燃料棒(fuel rod)とする。新燃料時点では、 燃料ペレットと被覆管の間には適切な隙間(ギャップ)が設けられており、燃料ペレットの 熱膨張やスエリング(FP ガスの蓄積による膨らみ)などにより被覆管に過度の変形(ひず み)が生じないようにしている。また、燃料棒の上部にはプレナムと呼ばれるガス溜めが設 けられており、FP ガス放出を考慮した燃料棒設計により FP は被覆管内に密封される。

(4) 被覆管

軽水炉の被覆管には、中性子による核分裂連鎖反応の観点から、熱中性子の吸収断面積が 小さい物質が望ましいため、ジルコニウムにわずかに他の元素を添加したジルコニウム合 金が用いられる。ジルコニウム合金は、冷却材に対する耐食性や燃料との共存性も良好で、 適度な機械的性質も有している。

(5)燃料集合体

燃料棒を正方格子状に並べて組み立てたものを燃料集合体(fuel assembly)と呼ぶ。原子 炉への燃料の装荷は、燃料集合体単位で行う。PWR と BWR では 1 つの燃料集合体として 束ねる燃料棒の本数などが異なる。PWR と BWR の燃料集合体の概略を図 10-1 に示す。



図 10-1 燃料集合体の概略[2]

(6)減速材

核分裂によって生じたエネルギーの高い高速中性子をエネルギーの低い熱中性子に減速 するために使用するのが**減速材(moderator)**である。減速材としては、中性子の速度を落 とす減速能力が優れ、かつ、中性子の吸収が少ない物質が好ましい。軽水炉では減速材とし て軽水が用いられる。ただし、軽水は中性子の吸収が比較的大きいため、天然ウランのみで は臨界になりえず、濃縮ウラン燃料を必要とする。

(7) 冷却材

核分裂により発生した熱エネルギーを原子炉から取り出すのに使用されるのが冷却材 (coolant)である。冷却材は比熱や蒸発潜熱が大きく、熱伝達能力が優れているとともに、 中性子吸収が少ないものでなくてはならない。軽水はその特性が良く知られており、取り扱 いが容易で安価であることから優れた冷却材であり、軽水炉で用いられている。

(8)制御材

原子炉を安全に運転するためには、炉内の中性子増倍率を調整して核分裂の数を制御す る必要があり、また、炉内の出力分布を制御する必要があるため、制御材(control material) が用いられる。制御材には、ほう素、カドミウム、ハフニウムなどのように中性子の吸収断 面積が大きい物質が用いられる。制御材は、制御棒や可燃性毒物、冷却材中に溶かすケミカ ルシムの形で使用される。

(9) 炉心

燃料集合体・減速材・冷却材・制御材などで構成される原子炉の中心部分を**炉心(core**) と呼ぶ。原子燃料は燃料集合体を1つの単位として、炉心内に規則的な格子状に配置されて いる。軽水炉では正方格子状に数百体の燃料集合体が配置されている。炉心の形状が円柱状 なのは、四角柱状に炉心を構成した場合と比較して、炉心体積当たりの表面積が小さく、炉 心から漏れる中性子の割合が小さくなり、中性子を効率的に利用することができるためで ある。

(10) 反射体

高速中性子や熱中性子が炉心の外部に漏れ出る量を減らすため、炉心の周りを取り囲み、 漏れ出る中性子を炉心へ戻す役割を果たすのが反射体(reflector)である。一般的に、反射 体としては減速材と同様の物質、すなわち、軽水炉では軽水が使用される。反射体を用いる と、中性子を有効利用できるとともに、炉心周辺部の中性子束を増大させることができる。

(11) 遮蔽材

原子カプラントを運転すると、必ず原子炉の中から中性子やγ線など各種放射線が出て くる。この放射線は人体に悪影響を及ぼすため、これを遮るため遮蔽壁を設ける。通常、原

214

子炉の外側には遮蔽材としてコンクリートが用いられる。

(12) タービン

タービンは、蒸気発生器で発生した蒸気の保有しているエネルギーを回転エネルギーに 変換し、発電機により電気エネルギーとして取り出すための設備である。原子力発電プラン トの蒸気タービンには、供給される蒸気が飽和湿り蒸気で、その圧力が低く流量が多いとい う特徴がある。このため、タービンは大型になり、半速化(回転数が火力機の半分)してい る。

PWR と BWR に固有の事項は、それぞれ 10.2 節および 10.3 節で述べる。

10.2 加圧水型原子炉(PWR)

【この節のポイント】

- PWR では、約 150 気圧に加圧された冷却材を用いており、通常の運転条件においては、
 炉心内で冷却材は沸騰せず、蒸気が発生していない。
- ・ PWR の燃料集合体は、主に 17×17 型燃料集合体が用いられており、燃料棒毎の濃縮度分 布は均一である。

本節では、PWRの概要を示す。PWRは、日本においてはBWRと同程度の基数が利用されており、世界においてはBWRの3倍程度の基数が利用されている[1]。

図 10-2 に PWR プラントの概略を示す。PWR は、原子炉内の核燃料が核分裂することに より発生した熱を一次冷却材に与え、それを蒸気発生器において二次冷却材に伝えること により二次冷却材を蒸気に変え、その蒸気をタービン発電機に導き発電する発電用原子炉 である。PWR は、炉心で発生するエネルギーを取り出す際に、原子炉内では水を沸騰させ ないために加圧していることから加圧水型と呼ばれる。原子炉内で核分裂のエネルギーに より高温となった高圧の水(一次冷却材)は、蒸気発生器に導かれ、蒸気発生器の伝熱管(細 管)を通してより低圧の別の水(二次冷却材)に熱を伝え、熱を受け取った水を蒸気に変え る。この蒸気がタービンを回転させ、発電する。原子炉を冷却する水の系統を一次系、ター ビンを回転させる水の系統を二次系と呼ぶ。蒸気発生器の伝熱管(細管)により、放射性物 質を含む一次系と放射性物質を含まない二次系は隔離されている。



図 10-2 PWR プラントの概略[2]

(1) 炉心

PWR の炉心を構成する燃料集合体の体数は、プラントのループ数によって異なる。蒸気 発生器1基を含む一次冷却材の回路をループと呼び、その数(ループ数)は原子炉の熱出力 規模に対応する。燃料集合体の体数は、典型的な2、3、4ループプラントで、それぞれ121、 157、193となっている。ここでは、より大型の改良型 PWR (Advanced Pressurized Water Reactor: APWR)を例として炉心の水平断面の概略を図10-3に示す。なお、APWR のループ数は4 で、炉心に装荷される燃料集合体は257体となっている。



図 10-3 PWR 炉心の概略(APWR の例)[3]

(2)燃料集合体

PWR で用いられる燃料集合体の概略を図 10-4 に示す。PWR では、主に燃料棒を 17 行 17 列に束ねた 17×17 型燃料集合体が用いられる。なお、14×14、15×15 型燃料集合体も一部 の古いプラントでは用いられている。PWR 燃料集合体では同一濃縮度の燃料棒が用いられ ており、集合体内では燃料棒毎の濃縮度分布はない。また、PWR 燃料集合体では、後述す る BWR 燃料集合体で採用されているチャンネルボックスがないため、燃料集合体間の冷却 材の流路がオープンである。PWR 燃料集合体内の燃料棒配置を図 10-5 に示す。中心に計測 装置を挿入するガイド管(図中、Instrumentation guide tube)が配置され、複数の制御棒のた めのガイドシンブル(同、RCC guide thimble)や可燃性毒物を含んだ燃料(同、Gadolinia integral fuel rod)が通常の燃料棒(同、Standard fuel rod)とともに配置されている。



図 10-4 PWR 燃料集合体の概略[3]



without burnable absorbers

		\geq		Х		\times			
	Х						Х		
$-\times$				\ge		\simeq		${}^{\times}$	
				\boxtimes		\simeq		${}^{\times}$	
$-\times$				\times		\bowtie		X	
	Х						\bowtie		
				\times		\boxtimes		_	

with 24Gd integral fuel rods



with 24 BP rods



with 20 BP rods



RCC guide thimble







RCC guide thimble with burnable poison rod inserted

図 10-5 PWR の 17×17 型燃料集合体における燃料棒配置の概略[3]

(3)制御棒

PWR の制御棒はクラスタ状であり、各制御棒が燃料集合体に上部から直接挿入される。 1 本の制御棒は燃料棒とほぼ同じ長さのステンレス製の被覆材に中性子吸収材を充填した もので、燃料棒とほぼ同じ径である。中性子吸収体の材質は、銀-インジウム-カドミウム(そ れぞれ 80、15、5 wt%)の合金である。制御棒は、原子炉容器上蓋に取り付けた制御棒駆動 装置により駆動する。制御棒の概略を図 10-6 に示す。



DIMENSIONS ARE IN INCHES (NOMINAL)

図 10-6 PWR 制御棒の概略[3]

(4) 一次冷却設備

PWR の一次冷却設備は、炉心で発生した熱を蒸気発生器に伝える機能を持ち、原子炉容器を出た一次冷却材が蒸気発生器まで流れて一次系側から二次系側に熱を伝えた後、一次冷却材ポンプを経て原子炉容器に戻るという循環ループからなっている。原子炉容器と蒸気発生器、一次冷却材ポンプは一次冷却材管により接続され、1 つのループを形成する。前述したように、原子炉の出力規模によって用いられるループ数は異なる。4 ループ PWR における一次冷却系ループの概略を図 10-7 に示す。一次冷却設備は、原子炉容器(図 10-7 中の REACTOR VESSEL)・蒸気発生器(同 STEAM GENERATOR)・一次冷却材ポンプ(同 REACTOR COOLANT PUMP)・加圧器(同 PRESSURIZER)などで構成されている。



図 10-7 一次冷却系ループの概略[3]

(5)原子炉容器

PWR プラントにおける原子炉容器内の構造の概略を、APWR を例として図 10-8 に示す。 PWR の**原子炉容器 (reactor vessel)**は、胴部が円筒で、底部と上蓋が半球形となっている。 上蓋はフランジ構造で原子炉容器の胴部にボルトとナットで取り付けられており、取り外 しができる。大きさは、4 ループ PWR で直径 4 m、高さ 13 m 程度、APWR で直径 5 m、高 さ 14 m 程度である。原子炉容器は、炉心と炉心の支持構造物を収納し、通常運転時の高温・ 高圧状態、異常時の過渡変化、さらに中性子の照射による材質脆化などに対しても、原子炉 冷却材を閉じ込めて圧力を保つ、冷却材圧力境界 (バウンダリ)としての機能を十分に果た すように設計されている。原子炉容器内は一次冷却材で満たされており、BWR とは異なり 自由液面はない。原子炉容器内における一次冷却材の流れを図 10-9 に示す。



図 10-8 PWR 容器内構造の概略(APWR の例) [3]



図 10-9 原子炉容器内における一次冷却材の流れの概略[3]

(6) 一次冷却材ポンプ

ー次冷却材ポンプ(primary pump)は、炉心冷却に必要な一次冷却材を高温・高圧で循環させる。蒸気発生器を出た水は、一次冷却材ポンプを通り、原子炉圧力容器に戻される。 上部にフライホイールを配置し、ポンプ電源喪失時の冷却材流量の低下を穏やかにしている。一次冷却材ポンプの概略を図 10-10 に示す。



図 10-10 一次冷却材ポンプの概略[3]

(7)加圧器

加圧器(pressurizer)の概略を図 10-11 に示す。加圧器は、一次冷却系の圧力を一定に維持するための機器で、電気ヒータ(図 10-11 中の HEATERS)・スプレイ弁(同 SPRAY NOZZILE)・逃がし弁(同 SAFETY VALVE NOZZLE)などにより圧力を制御する。円筒形の容器で、下側が高温側(原子炉から蒸気発生器へ一次冷却材が供給される側)の一次冷却材管と接続されており、加圧器内部には気相部が形成されている。

一次冷却系の圧力を上昇させたいときには、電気ヒータにより加圧器内の水を加温し、加 圧器の気相部に蒸気を供給する。逆に、圧力を下降させたいときには、低温側の一次冷却材 管の水を気相部にスプレイすることで蒸気を凝縮させる。スプレイによる圧力抑制の範囲 を超えると、逃がし弁や安全弁により加圧器内(すなわち一次冷却系)の蒸気を加圧器逃が しタンクに排出し、圧力を抑制する。



図 10-11 加圧器の概略[3]

(8) 蒸気発生器

蒸気発生器(steam generator)は、立置U字管再循環式の熱交換器であり、一次側水室・ 逆U字形伝熱管部・二次側気水分離部から構成されている。その概略を図10-12に示す。原 子炉容器からの高温・高圧の一次冷却材は、仕切り板で区切られた下部水室から逆U字形 伝熱部を通り、伝熱管を通じて、二次側の水を沸騰させ、下部水室のもう一方から原子炉容 器に戻る。また、その伝熱管は一次系と二次系の境界を形成している。二次側上部の気水分 離部には、気水分離器(図10-12中のPrimary separators)と湿分分離器(同 Secondary separators) が配置される。





(9) 化学体積制御設備

PWR の一次冷却系は、完全な閉サイクルであるので、一次冷却系の圧力を一定に保つた め、温度変化により生じる冷却材の体積変化に応じて一次冷却系の保有水量を調整する必 要がある。また、炉心の反応度を制御するため、一次冷却材中のほう素濃度を調整する必要 がある。化学体積制御設備はこれらの役割を担うとともに、一次冷却材の水質維持(pH 調 整、酸素濃度制御)、一次冷却材の漏えい時の補給、一次冷却材中の水素濃度および希ガス の除去の機能も有する。

(10) 原子炉格納容器

原子炉格納容器(reactor containment vessel)は、事故時に原子炉の一次系設備から放出 される放射性物質などの有害な物質の漏えいを防止するために設けられている。一次冷却 材喪失事故時などに圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する最終障壁(格納容器 バウンダリ)を形成する。その概略を図 10-13 に示す。PWR の原子炉格納容器には、原子 炉容器を中心とする一次系設備の全ての機器が格納されている。



図 10-13 PWR 原子炉格納容器の概略[3]

(11)タービン設備

PWR の蒸気タービン設備は、非放射性の系統設備で構成されるため、建屋は非管理区域 であり、放射線遮蔽は不要である。 10.3 沸騰水型原子炉(BWR)

【この節のポイント】

- ・ BWR では、約70気圧に加圧された冷却材を用いており、通常運転条件においては、炉心 内で冷却材が沸騰し、蒸気(ボイド)が発生している。
- ・ BWR の燃料集合体は、国内では主に 8×8、9×9 型、海外では主に 10×10 型の燃料集合 体が用いられており、燃料棒毎の濃縮度分布は非均一である。

本節では、BWRの概要を示す。BWRは、日本においてはPWRと同程度の基数が利用されており、世界においてはPWRの3分の1程度の基数が利用されている[1]。

図 10-14 に BWR プラントの概略を示す。BWR は、原子炉圧力容器内で冷却材を沸騰さ せて蒸気を発生させ、直接タービン発電機に導き発電する原子炉である。BWR は、原子炉 内で直接冷却材を沸騰させることから沸騰水型と呼ばれる。PWR とは異なり、蒸気を発生 させるための熱交換器を必要としないことから、比較的単純な機器構成となる。



図 10-14 BWR プラントの概略[2]

(1) 炉心

BWR の炉心では、冷却材が沸騰しボイド(蒸気泡)が発生している。定格出力運転時の 炉心平均ボイド率(ボイドが冷却材に占める体積割合)は40%程度である。炉心に装荷され る燃料集合体の体数は、電気出力1,100 MW 級の BWR で764 体、電気出力1,350 MW 級の 改良型 BWR (Advanced Boiling Water Reactor: ABWR)で872 体となっている。燃料集合体 のサイズが小さいこともあり、同程度の出力の PWR よりも燃料集合体の装荷体数が多い。 ABWR を例として、炉心の水平断面の概略を図 10-15 に示す。



図 10-15 BWR 炉心の概略(ABWR の例) [4]

(2)燃料集合体

BWR で用いられる燃料集合体の概略を図 10-16 に示す。BWR では、国内では主に燃料棒 を 8 行 8 列、9 行 9 列に束ねた 8×8、9×9 型燃料集合体が用いられているが、海外では主 に 10×10 型燃料集合体が用いられている。BWR の燃料集合体は外周がチャンネルボック スで覆われているため、集合体間での冷却材のやりとりがないなど、各燃料集合体の独立性 が高い。また、PWR 燃料とは異なり、燃料集合体内で濃縮度の異なる燃料棒が用いられて おり、濃縮度分布が非均一である。BWR 燃料集合体内の燃料棒配置を図 10-17 に示す。



図 10-16 BWR 燃料集合体の概略(10×10型燃料集合体の例)[4]



図 10-17 燃料棒配置の概略(10×10型燃料集合体)[4]

【コラム】BWR 燃料集合体の特徴

本文で述べたように、BWR の燃料集合体には、外周を覆うチャンネルボックスが採用さ れており、また、1 つの燃料集合体内で複数の異なる濃縮度の燃料棒を混在させて配置して いるという特徴がある。BWR では、原子炉の運転中、炉心内で減速材が沸騰しているため、 燃料に対する減速材の密度が小さくなる。減速材密度が小さくなると中性子の減速能力が 低下してしまうため、チャンネルボックスやウォータロッド(ウォータチャンネル)を採用 することで、燃料棒に触れ沸騰する減速材とは別に、非沸騰の減速材が流れる流路(領域) を確保している。これにより、燃料集合体内でも沸騰と非沸騰の減速材が混在することとな るため、減速材密度の非均質性が高く、減速材密度が高い領域付近では中性子が減速されや すく、減速材密度が小さい領域付近では中性子が減速されにくくなってしまい、燃料棒毎の 出力に偏りが生じてしまう。そこで、燃料棒毎に異なる濃縮度を採用することで、燃料集合 体内の燃料棒毎出力分布の適正化を図っている。PWR では減速材は沸騰していないため、 BWR のような工夫は必要ない。なお、燃料集合体内に配置する燃料棒本数を増やし、燃料 棒一本当たりの出力負担を減らした最近の BWR 燃料集合体では、減速材密度の高い領域お よび近辺にある燃料棒の濃縮度を逆に相対的に高めることで、より効率的に中性子を利用 する工夫なども加えられている。

(3)制御棒

BWR の制御棒は、中性子を吸収する反応度制御材を十字型に配列したものである。その 概略を図 10-18 に示す。この十字型の制御棒は、炉心の周辺部を除き4体の燃料集合体ごと にその中央に配置される。反応度制御材としては、ボロンカーバイド(B4C)や金属ハフニ ウム(Hf)などが用いられる。B4Cは融点が高く、化学的に安定であり、比重も小さく、ま た比較的安価であることから制御棒として適切である。HfはBよりも中性子吸収断面積は 小さいが、中性子吸収反応によって生成する核種やその壊変核種の中性子吸収能力も大き いため、制御材としての寿命は長くなり、長期にわたり制御能力を保つことができる。制御 棒は原子炉圧力容器の下方に取り付けられた制御棒駆動機構により炉心下部から挿入され る。



図 10-18 BWR 制御棒の概略(B4C タイプの例)[4]

【コラム】BWR において制御棒が炉心下部から挿入されるのはなぜ?

PWR では、制御棒は炉心上部から挿入され、原子炉を緊急停止させる場合には、制御棒 クラスタと制御棒駆動機構を接続している電磁石の電源を切ることにより、重力で制御棒 を炉心に挿入する。従って、電源が喪失した場合は、自動的に制御棒が炉心に挿入されるこ とになる。

一方、BWRでは、制御棒は炉心下部から挿入されるため、重力により挿入することはで きない(ただし、電源などの動力が喪失した場合は、自動的に制御棒が挿入される)。図 10-19に示すように、BWR は炉心の上部に気水分離器や蒸気乾燥器などの複雑な構造物が存在 するため、制御棒駆動機構を炉心上部に設置することがスペース的に困難である。また、 BWR は、炉心内で水が沸騰するため、炉心上部ほど水の密度が小さい。そのため、中性子 の減速が行われにくくなり、核分裂が起こりにくくなる特性がある。制御棒は、中性子が多 数飛んでおり、核分裂がより多く起こっているところに挿入する方が効果的であるため、炉 心上部より、炉心下部に挿入するほうが制御の面から効果的である。以上、二つの理由によ り、BWR では制御棒を下から挿入している。

(4)原子炉圧力容器

BWR プラントにおける原子炉圧力容器内の構造の概略および圧力容器内の冷却材の流れ の概略を、ABWR を例としてそれぞれ図 10-19 および図 10-20 に示す。BWR の**原子炉圧力 容器(reactor pressure vessel)**は、低合金鋼製の円筒型容器で、容器の上蓋はスタッドボル トとナットで圧力容器胴部に締め付けられる。原子炉圧力容器内には、燃料集合体と制御棒 で構成される炉心を中心として、炉心上部には気水分離器・蒸気乾燥器などタービンに送り 込む蒸気中の水分を除去して効率を向上するための設備、炉心下部には制御棒案内管・制御 棒駆動ハウジングなど原子炉出力制御のための設備、炉心周囲には炉心を取り囲み冷却材 流路を構成する炉心シュラウド、ジェットポンプ(ABWR では図 10-19 中の Reactor internal pump が該当)などがある。また、PWR とは異なり、BWR では原子炉圧力容器内に液相の 自由表面がある。



図 10-19 BWR 原子炉圧力容器内構造の概略(ABWR の例)[4]



図 10-20 BWR 原子炉圧力容器内の冷却材の流れの概略(ABWRの例)[4]

(5) 気水分離器

炉心で発生した蒸気を直接タービンに送り込むのが BWR の特徴であり、蒸気から水分を 除去しタービン効率を向上させるため、原子炉圧力容器内に**気水分離器(separator)**と後述 する蒸気乾燥器を設けている。気水分離器の概略を図 10-21 に示す。気水分離器は、可動部 品のない軸流式で、上昇してきた気水混合物は静止翼で旋回流となり、遠心分離作用で水は 外側、蒸気は内側に分離される。分離された水は、炉内に戻され、分離された蒸気は蒸気乾 燥器に送られる。



図 10-21 気水分離器の概略[4]

(6) 蒸気乾燥器

気水分離器から出てくる蒸気からさらに水分を取り除くため、気水分離器の上に**蒸気乾 燥器**(dryer)のユニットが多数並列に並べられている。蒸気乾燥器の概略を図 10-22 に示 す。蒸気乾燥器ユニットは沢山の波板を並べた構造であり、波板の間を通過する蒸気が方向 を変えるたびに、波板にぶつかった水滴が波板の端に設けられた溝に集められ、ドレンとし て蒸気から分離される。



図 10-22 蒸気乾燥器の概略[4]

(7) 再循環ポンプおよびジェットポンプ

再循環ポンプ(recirculation pump)は、炉心シュラウドと原子炉圧力容器の間を下降す る冷却材の一部を取水・昇圧し、原子炉圧力容器内に設置したジェットポンプ(jet pump) へ駆動水として供給する。再循環ポンプの回転数を調整することによって、炉心内の冷却材 流量とボイド率を制御することができる。ジェットポンプはこの駆動水と直接吸引した冷 却材を混合して炉心に送り込む。ジェットポンプと再循環ポンプを組み合わせることで、圧 力容器外の再循環系へ取り出す冷却材流量を減らしている。なお、ABWR では、図 10-23 に 示すような原子炉内蔵型再循環ポンプ(インターナルポンプ)の採用により、外部再循環ポ ンプや再循環系配管が不要となり、システムが簡素化された。



図 10-23 インターナルポンプの概略[4]

(8)原子炉格納容器

原子炉格納容器は、事故時に炉心から放射性物質が放出されたときに、それら放射性物質 がプラント外部の環境へ放出されることを防止・抑制する役割を果たす。ABWR を例とし て原子炉格納容器の概略を図 10-24 に示す。原子炉格納容器は、原子炉圧力容器や冷却系の 再循環ループなどを格納するドライウェルと、圧力抑制プールを保有する圧力抑制室(ウェ ットウェル)から構成され、ドライウェルと圧力抑制室はベント管で連結されている。冷却 材喪失事故時、ドライウェル内に放出された蒸気と水の混合物は、ベント管を通して圧力抑 制室内の圧力抑制プール水中に導かれ、ここで蒸気は冷却され凝縮する。これにより、原子 炉格納容器内圧の上昇を効果的に抑制できる。



図 10-24 BWR 原子炉格納容器の概略(ABWR の例) [4]

(9) タービン設備

BWR におけるタービン設備の構成は基本的に PWR と同じであるが、BWR では、原子炉 で発生した蒸気を直接蒸気タービンの駆動に使用する。また、タービンからの蒸気は復水器 で凝縮した後、原子炉に戻される。タービンに供給される蒸気は放射性物質を含むため、タ ービン系統設備にも放射能レベルに応じた遮蔽対策が施される。

<u>参考文献</u>

- Nuclear Technology Development and Economics, "Nuclear Energy Data 2018", NEA #7416, OECD/NEA (2018).
- [2] 「原子力・エネルギー図面集」、一般財団法人 日本原子力文化財団.
- [3] "Design Control Document for the US-APWR", Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. (2013).
- [4] "UK ABWR Generic Design Assessment, Pre-Construction Safety Report, Chapter11: Reactor Core," "Chapter 12: Reactor Coolant Systems, Reactivity Control Systems and Associated Systems" および "Chapter 13: Engineered Safety Features," <u>http://www.hitachi-hgne-uk-abwr.co.uk/gda library.html</u>, Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. (2017).

第11章 発熱と伝熱、発電

内容

第 11 章	発熱と伝熱、発電	243
11.1 核	分裂エネルギーから熱エネルギーへの変換過程	
11.1.1	核分裂反応による熱エネルギーの発生	
11.1.2	燃料ペレット・ギャップ・被覆管中の熱伝導・熱伝達	247
11.1.3	被覆管表面と冷却材の熱伝達	
11.2 原-	子力発電プラントの運転中の燃料ペレットと被覆管の変化	
11.2.1	原子炉内の燃料棒の挙動	
11.2.2	燃料ペレットの変化	257
11.2.3	被覆管の変化	

【この章のポイント】

- 核分裂反応により発生したエネルギーは、熱エネルギーとして燃料ペレットから被覆管
 を通して冷却材に伝えられていく。それらは熱伝導や熱伝達といった物理現象に基づく。
- 原子力発電プラントの運転により、燃料ペレットや被覆管に機械的、化学的な変化が起こる。それを適切に管理し、運転を通して被覆管を健全に保持し続けることが重要である。

原子力発電プラントは、ウランやプルトニウムからなる核燃料で発生する核分裂エネル ギーを取り出し、最終的にそれを電気エネルギーに変換するシステムである。これまでに、 第5章において、核分裂反応のメカニズムと発生するエネルギーの大きさを、また第10章 において、実際の原子力発電プラントにおける核分裂エネルギーから電気エネルギーへの 変換過程とそのために用いられる各種プラント機器の役割・構造の概要を学んできた。本章 では、エネルギーの変換過程のうち核分裂エネルギーから冷却材の熱エネルギーへの変換 過程について、もう少し詳細に考える。

また、実際の原子力発電プラントにおいては、燃料ペレットで発生した膨大な核分裂エネ ルギーを、冷却材が熱エネルギーとして受け取るということが持続するため、燃料ペレット や被覆管において様々な機械的、化学的な変化が起こる。それらについても解説を行う。

11.1 核分裂エネルギーから熱エネルギーへの変換過程

【この節のポイント】

核分裂エネルギーは、局所的かつ瞬間的に燃料ペレットの熱エネルギーに変換される。

- ・ 燃料ペレットで発生した熱エネルギーは、ペレット、被覆管のギャップ及び被覆管での 熱伝導・熱伝達により被覆管表面に移動する。
- 被覆管表面に移動した熱エネルギーは、その外側を移動する冷却材に熱伝達によって渡される。

11.1.1 核分裂反応による熱エネルギーの発生

第5章で述べられているように、一回の核分裂反応で発生するエネルギーは約2×10⁸ eV (200 MeV)であるが、核分裂反応が起こったからといって、それと同時に燃料ペレット中 の原子の振動エネルギーが増加する(温度が増加する)というわけではない。この2×10⁸ eV という核分裂エネルギーの一部は、核分裂反応直後に発生する中性子、γ線、β線、ニュ ートリノといった種々の放射線の運動エネルギーとして現れる(この中性子が引き続いて 核分裂反応を起こすことが期待される)。しかし、これらは核分裂エネルギー全体の2割程 度であって、大部分(8割程度)は核分裂した原子核の破片(核分裂片)の運動エネルギー となる。

核分裂反応の直後、核分裂片は高速で媒質中を運動する。核分裂片は正の電荷を持つため、

その運動中に近傍の原子中の電子と電気的な相互作用を起こし、自身の運動エネルギーを 徐々に失っていく。一方、核分裂片からエネルギーを受け取った他の原子は、さらに付近の 原子に対して電気的な相互作用を通してそのエネルギーを付与する。この結果、核分裂片は 10⁻⁵ m 未満の移動距離でその運動エネルギーの全てを付近の複数の原子に付与する。また、 原子が受け取ったエネルギーは、最終的に原子の熱振動、すなわち媒質の熱エネルギーとな る。以上のことから、核分裂片の運動エネルギーは局所的かつ瞬間的に燃料ペレットの熱エ ネルギーに変換される、と言える。この過程を概念的に図 11-1 に示す。



図 11-1 核分裂片がその運動エネルギーを周囲の原子に付与する様子 (規則的に並んでいるのが原子)

核分裂片の運動エネルギーは、核分裂反応が起こった位置とほぼ同じ位置で媒質の熱エ ネルギーに変換される、と述べた。これは核分裂片の移動距離が最大でも 10⁻⁵ m 程度であ り、燃料ペレットの大きさ(直径で約 8×10⁻³ m 程度)と比べて小さいことから言える。た だし、ウラン燃料(UO₂結晶)中の原子の間隔は 5×10⁻⁹ m 程度なので、核分裂片はその移 動中にかなりの数の原子と遭遇していることになる。そのような観点からは、「核分裂片は かなり長い距離を飛行している」とも言えるかもしれない。

なお、核分裂エネルギーの残りの2割分を運動エネルギーとして付与された放射線は、基本的には核分裂片よりも長い距離を飛行しながら、その運動エネルギーを媒質の原子に付与する。ただし、β線は燃料ペレット中で長い距離を飛行することは無いので、そのエネル ギーは核分裂片と同様に、核分裂反応が起きた位置に付与されると考えても問題ない。一方、 γ線や中性子は燃料ペレットの大きさ以上の飛行範囲を持っているため、核分裂反応が起こ った媒質とは異なる媒質にエネルギーを付与するのが一般的である。

核分裂反応で発生するニュートリノについては、媒質と相互作用する確率が極めて低い ため、そのほぼ 100%が原子炉の外に飛び出ることになり、その分のエネルギー(1.2×10⁷ eV 程度)は原子力発電プラントにおいて利用されない。なお、繰り返しになるが、ニュー トリノの媒質との相互作用確率は非常に小さいので、それによる被ばくを心配する必要は 全く無い。
【コラム】γ線による核分裂エネルギーの運搬

本文で述べたように、核分裂反応で発生したy線は、燃料ペレットの大きさと比べて、よ り長い距離を飛行することが出来る。したがって、ある燃料ペレットにとっては、折角、自 らの核分裂反応で作り出したy線であるのに、そのエネルギーを別の燃料ペレットに付与す る、ということになってしまう。これは何だか勿体無いような気がする。しかし、一般に、 原子炉内では多数の燃料棒が隣接して配置されているので、自分が作ったy線のエネルギー を他人に分け与えている一方で、他人が作ったy線のエネルギーを自分が受け取っていると いうことにもなり、均衡が保たれているのである(まるで人間の社会のようではないか?)。 なお、原子炉炉心の外周部に位置している燃料ペレットについては、「支出」が「収入」 を上回ることになるので、以上のことは当てはまらず、幾分損していると言えるだろう。

11.1.2 燃料ペレット・ギャップ・被覆管中の熱伝導・熱伝達

この節では、燃料ペレットで発生した核分裂エネルギー(ペレットの熱エネルギー)が、 冷却材に接する(燃料)被覆管の外側表面に伝わる過程を解説する。一本の燃料棒とそれを 取り囲む冷却材の水平断面を図 11-2 に示す。



図 11-2 燃料棒と冷却材の水平断面

11.1.1節で述べたように、燃料ペレット内で起こる核分裂反応によってペレット内に熱エ ネルギーが発生する。仮に燃料ペレットが無限と見做せるほどの大きさを持っているとし、 ペレット内で空間的に均一に核分裂反応が起こるとするならば、燃料ペレットの温度は空 間的に均一に、時間とともに徐々に増加していくであろう。しかし、燃料ペレットは直径約 8×10⁻³ m(8 mm)の円柱状の構造物であるので、その表面から熱エネルギーが逃げ出すこ とになる。したがって、ペレット中心から外周部への熱エネルギーの移動が起こる。

均一な固体内での熱エネルギーの移動は**熱伝導(heat conduction**)と呼ばれ、燃料ペレット内での熱エネルギーの移動はこれに該当する。熱伝導においては、熱エネルギーの移動量は、温度の空間勾配と媒質の熱エネルギーの伝わりやすさ(**熱伝導率(thermal conductivity**))に比例することが分かっている。例えば、熱が伝わりやすい(熱伝導率が大きい)金属では、

ある量の熱エネルギーを小さな温度勾配のもとで移動できる。一方、熱が伝わりにくいセラ ミック(たとえば陶磁器)では、同量の熱エネルギーを移動させるためには、大きな温度勾 配が必要となる。核燃料として一般的に用いられる二酸化ウランはセラミックであり、熱が 非常に伝わりにくい。従って、燃料ペレット内の温度勾配はかなり大きくなり、ペレットの 表面温度が 800 K 程度であるのに対して、中心温度は 1,200 K を超える程度にまで達する (つまり 4×10⁻³ m (4 mm)程度の空間に 400 K を超える温度差が生じる)。なお、二酸化 ウランは融点が 3,150 K 程度(2,880 ℃、「にっぱっぱ」と覚える)と高いため、1,200 K を 超える程度といっても融け出すまでにはまだまだ余裕がある。

燃料ペレットで発生した熱エネルギーは、燃料ペレット表面から外側の媒質に伝わって いく。燃料ペレットの外側は被覆管で囲まれているが、実際の燃料棒では、被覆管と燃料ペ レットの間に空隙(ギャップ)が存在する。燃料ペレット外側のギャップと被覆管では熱エ ネルギーは発生しない(厳密にはy線の吸収反応などによる微小な発熱があるがここでは無 視する)が、燃料ペレットからの熱エネルギーの移動があるため、ペレット側から外側に向 かう熱エネルギーの移動を考える必要がある。

ギャップには気体ヘリウムが充填されており、ヘリウム中の熱の移動は**熱伝達**(heat transfer)と呼ばれる物理過程に対応する(熱伝達の詳細については後述する)。気体の熱伝達は非常に効率が悪いことから、ギャップの幅は 10⁴m (0.1 mm)程度であるものの、ギャップ内では大きな温度勾配が生じる(燃料ペレット表面と被覆管内側表面とに大きな温度差が生じる)。

被覆管内の熱エネルギーの移動は、燃料ペレット同様に熱伝導となるが、被覆管の材質で あるジルカロイは比較的熱を伝えやすいため、被覆管内の温度勾配はそれほど大きくはな らない。熱の伝えやすさを大まかに比較すると、燃料ペレットに対してジルカロイは数倍程 度となる(なお、これらは条件によって変動することに注意されたい)。PWRの炉心内のあ る高さ位置における燃料棒の径方向についての温度評価の解析例を図 11-3 に示す。

【コラム】ペレットと被覆管のギャップを満たしている気体はなぜヘリウム?

ペレットから被覆管に熱をできるだけ効率よく伝える観点から、ギャップを満たす気体 は、できるだけ熱伝達特性の良いものが望ましい。気体の熱伝達特性は、気体の分子量が小 さいほど良好になるため、その観点からは水素が最も望ましいと言える。しかしながら、水 素はジルコニウム製の被覆管に吸収されやすく、水素化ジルコニウムを生成する。水素化ジ ルコニウムは脆い性質があり、被覆管の破損の原因となる。従って、熱伝達特性が水素に次 いで良く、また、不活性なためペレットや被覆管と化学反応を起こさないヘリウムが用いら れている。

248



図 11-3 PWR における温度評価の解析例(燃料棒の横方向)

【コラム】セラミック以外の核燃料は使えないの?

原子力発電プラントで一般的に使われている核燃料はセラミックの一種の二酸化ウラン であり、本文で述べたように熱エネルギーが伝わりにくい。その結果、燃料ペレット内で大 きな温度勾配が生じ、ペレット中心は非常に高温となる。二酸化ウランよりも熱エネルギー を伝えやすい核燃料は無いのであろうか?

核燃料としてはウランやプルトニウムが含まれてさえいればよいので、必ずしも二酸化 ウランである必要はなく、例えば、金属とウランの合金や、窒化物ウラン、炭化物ウランも 核燃料の候補として考えられる。特に、金属とウランの合金燃料(ウラン-ジルコニウム合 金やウラン-アルミニウム合金など)は、いくつかの発電プラントや実験用のプラントで実 際に用いられている。

ウラン合金の燃料は一般に金属燃料と呼ばれる。金属燃料はセラミックである二酸化ウ ランと比べて熱エネルギーの伝わり方が格段に良い。仮に、熱の伝わり方が10倍良いとし た場合には、ペレット中心と表面の温度差は1/10で済むことになり、二酸化ウラン燃料で は(本文中では)1,200 K とされた中心温度は840 K 程度となる。また、金属燃料には、ウ ランなどの核分裂性核種を高密度に含有できるなどの長所がある。ただし、その一方で、金 属燃料には、後述するスエリングの影響が大きい、融点が低い、被覆管材質との相性があま り良くない、といった短所も存在する。二酸化ウランに関してはそのような目立った短所が なく、そのことが長所であると一般的に考えられている。

11.1.3 被覆管表面と冷却材の熱伝達

被覆管の外側表面まで伝わった熱エネルギーは、その外側を上部に向かって流れる冷却 材(冷却水)に移動する。この熱エネルギーの移動は、静止している媒質(被覆管)と運動 している媒質(冷却水)の間で行われ、これは熱伝達に該当する。

熱伝達により移動する熱エネルギーは、やりとりする2つの媒質の温度差と熱伝達のし やすさ(熱伝達率(heat transfer coefficient))に比例する。熱伝達のしやすさは、熱のやり とりを行う媒質の特性(媒質の「モノ」としての特性と、円筒なら内径や流路の長さなど「カ タチ」に関する特性)に依存するとともに、運動している媒質の速度にも強く依存し、被覆 管と冷却水の間の熱伝達では一般に速度が大きいほど熱伝達のしやすさは大きくなる。運 動している媒質の速度をゼロとしたとき、それは2つの媒質における熱伝導となる。速度が 大きいほど熱伝達しやすくなるということは、被覆管と冷却水の間では、熱伝達は熱伝導よ りも効率的に(少ない温度勾配で)熱エネルギーの移動を行えることを意味している。

燃料棒群の間隙を上方に向かって流れる冷却水は、以上で述べたように燃料ペレットで 発生した熱エネルギーを受け取る。したがって、冷却水の温度は、炉心の上方であればある ほど高くなる(沸騰が起こる BWR では、沸騰領域での温度はほぼ一定となり、蒸気の割合 が大きくなる)。PWR における、ある平均的な径方向位置での、炉心内の高さに対する冷却 水、被覆管内外表面、燃料ペレット表面、燃料ペレット中心それぞれの位置での温度評価の 解析例を図 11-4 に示す(軸長 4 m、平均線出力 16.2 kW/m で計算)。この図より、冷却材が 炉心下部より 550K 程度で炉内に流入し、600K 程度で上部から炉外に出ていく様子などが 分かるであろう。



図 11-4 PWR における温度評価の解析例(燃料棒の高さ方向)

PWR では被覆管表面から熱エネルギーを受け取った冷却材は液体状態を保つが、BWR で は冷却水が沸騰するため熱伝達が複雑になる。BWR での熱伝達を考えるための身近な例と して、水を入れた金属製の鍋をコンロにかけた状況を考えよう。

水の温度が高くなるにつれて、鍋の底から泡が出てきて、そのうち鍋に入れた水は沸騰するはずである。このような沸騰を**核沸騰(nucleate boiling)**と呼び、BWR ではこのような 沸騰を介して熱エネルギーが冷却材に伝わる。

一方、ここで、コンロの火を徐々に強くし、最終的に「ロケット噴射並みの超強力」なも のにしたらどうなるだろうか?単に水が沸騰するまでの時間が短くなるだけだろうか?こ のような状態では、伝熱面(鍋の底面)であまりにも多数の泡(蒸気)が発生するため、伝 熱面が蒸気の膜で覆われてしまう。蒸気は気体であるため、水に比べてはるかに熱の伝わり 方が悪い。言ってみれば、伝熱面が蒸気という断熱材で覆われたようなものである。では、 伝熱面はどうなるであろうか。水に伝わる熱が極端に少なくなるため、伝熱面の温度は急上 昇することが予想される。このような沸騰現象を、核沸騰に対して**膜沸騰(film boiling)**と 呼ぶ。何らかの原因で燃料ペレットの発生熱エネルギーが急上昇し、沸騰現象が核沸騰から 腹沸騰へ遷移すると、燃料棒表面から冷却水への熱伝達が阻害され、被覆管表面温度が急激 に上昇し、被覆管の破損(焼損)に至る。PWR も含めて、原子力発電プラントの燃料設計、 熱設計ではこの点に大きな注意が払われている。具体的には、被覆管表面から冷却材への熱 の流れの大きさ(熱流束)に関して、冷却材が膜沸騰へ遷移するときの値が評価され、トラ ブルも含んだプラントの運転中に熱流束がこの値を十分下回るように設計される。

【コラム】膜沸騰とライデンフロスト現象

非常に高温で、灼熱状態の金属面に水をかけると、水がすぐに蒸発せず、高温の金属面上 で水玉のようになって動き回る様子が観察できる。これは、水滴と金属面の間に蒸気の膜が でき、膜沸騰により金属面から水滴への熱伝達が阻害されることが原因で発生する。膜沸騰 が起きないとするならば、水滴は「ジュワー」という感じで伝熱面に広がり、すぐに蒸発す るはずである。

最近の家庭のコンロは安全装置がついており、フライパンをかなりの高温に熱すること が難しいので、簡単には実験はできないが、Youtube などで「ライデンフロスト現象」また は「ライデンフロスト効果」などと検索すると、膜沸騰状態に関する興味深い映像を多数確 認できる。 BWR のように液相と気相の水が混在する場合、流れの全体に気相が占める体積割合に依存して気液二相の流れ方(流動)が変わる。この気液二相の流動について、その特徴に応じていくつかに分類したものを流動様式(flow regime)と呼ぶ。燃料棒の間を上方に流れる気液二相流の流動様式の例を図 11-5 に示すが、液相に僅かな気相が混じる気泡流や、燃料棒表面付近は液相、流路中央部は気相が流れる環状噴霧流などがある。流動様式は熱伝達に大きく影響することから、気液二相流に関する研究は重要なテーマとなっている。



図 11-5 燃料棒の間を流れる冷却材の流動様式の例

【発展的内容】気液二相流における気液の速度

熱伝達では冷却水の速度が重要になることを本文中で述べた。ここでは、冷却水の速度の 評価方法について述べる。

横に寝かされた円筒を考え、その片側から水を単位時間あたり一定量流し込んだとき、円 筒のもう片側から出て行く水の量を考えよう。以降では、流し込む水を「流入水」、出て行 く水を「流出水」として区別する。

この状態が定常的なもの、すなわち、時間とともに一定であるものとするならば、単位時 間あたりの流入水と流出水の質量は同一でなければならない。そうでないならば、円筒内の 水の質量が時間とともに変化することになり、前記の仮定に反してしまう。

水がこの円筒内を流れる途中で壁面から熱を受け取ったり奪われたりしないとするなら ば(断熱条件)、流入水と流出水の流れる速さも同一となる。ところが、水と内壁の間に摩 擦が発生するので、これによって流出水の圧力は流入水の圧力と比べて小さくなる(この圧 力の低下を圧力損失と呼ぶ)。一般に圧力が小さくなると温度が一定の条件下では水の密度 は僅かに小さくなるため、流出水の密度は流入水と比べて僅かに減少する。流入水と流出水 の質量が同一であることから、流出水の流れの速度は流入水よりもわずかに大きくなる。

次に、水が壁面から熱を受け取る場合を考えよう。単位時間あたりの壁面の発熱量と流出

水が円筒通過中に受け取った熱量は釣り合うので、水の比熱により流出水の温度が決まる。 密度は温度にも依存するため、圧力、温度の変化に応じて流出水の密度が決まり、その結果、 速度も決まる。一般に、温度の増加に伴って水の密度は低下するため、流出水の密度は流入 水よりも小さくなり流出水は流入水と比べて流れが速くなる。

以上は流出水が液単相であるときの話であるが、次に、気液二相となる場合、すなわち、 円筒内で沸騰が起こる場合について考えよう。

円筒壁面から受け取る熱量から、流出水における液相と気相それぞれの重量は比較的容 易に決まる。したがって、円筒の出口断面におけるそれぞれの相が占める面積が決まれば液 相と気相のそれぞれの速度が決まることになる。しかし、出口断面における流出水の液相と 気相の面積比は、熱のやりとりのバランスのみから決めることは出来ないので、液相、気相 それぞれの速度を決めることが出来ないことになる。

ここで、流出水における液相と気相の重量比が 1:1 であった場合、出口断面における液相 と気相の面積比について考えよう。仮に、液相と気相の速度が同一であるならばどうだろう か。液相と気相の面積比も 1:1 になるであろうか?ここで、液相の密度は気相の密度と比べ て圧倒的に大きいことが分かっている。したがって、液相と気相の速度が同一であるなら ば、重量比が 1:1 であるためには液相の出口断面での面積は気相と比べてかなり小さくなけ ればならないことが分かるであろう。ただし、直感的には液相の方が気相よりも遅く流れる と考えられるので、液相の面積をそこまで小さくする必要はないことも分かる。そうはいっ ても液相と気相の密度の違いほどは速度の違いは現れないだろうから、重量比が 1:1 のとき には、出口断面における面積比は液相の方が小さくなるであろうと予想される。

いずれにしろ、流出水における液相と気相それぞれの重量は簡単に決めることが出来る が、出口断面での液相と気相の面積比については、簡単な条件から決めることが出来ない。 熱伝達を適切に評価するための二相それぞれの流路に占める面積比や速度を求める種々の 熱水力モデルが開発され、現在でもその改良が精力的に行われている。 11.2 原子力発電プラントの運転中の燃料ペレットと被覆管の変化

【この節のポイント】

- ・ プラントの運転中には、燃料ペレットや被覆管は高温、高放射線という特殊な環境下に おかれるが、運転を通して被覆管を健全に保持し続けることが重要である。
- 高温になることによって発生する応力や、固体状、気体状の核分裂生成物核種の蓄積と 燃料ペレットからの放出、水素との反応による被覆管材料の変化、さらには、被覆管の 腐食の促進などにより、被覆管が破損する可能性があり、それを避けるために適切な設 計を行うことが重要である。

11.2.1 原子炉内の燃料棒の挙動

火力発電プラントの運転では、石油や石炭をどんどん燃やして水を温めているので、プラ ントの中ではそういった可燃性の物質が物凄い炎を上げて燃えていく様子が想像できるで あろう。それでは原子力発電プラントの運転はどうだろうか?原子力発電プラントでは、ウ ランなどの核分裂反応によって膨大なエネルギーを発生させているが、核分裂反応は目に 見えず、それを引き起こす大量の中性子も同様に目に見えない。従って、膨大なエネルギー を発生しているにも関わらず、傍目には何も起こっていないように見えると想像できるの ではないだろうか?勿論、核分裂エネルギーを受け取った冷却水が(プラントによってはそ の一部が蒸気になって)上方に流れていくといった描画は可能であろうが、発熱する燃料ペ レットを含む被覆管などは、ただ高温になるだけで、見た目は何も変わらないのだろうか? 実際には、燃料ペレットや被覆管は、プラントの運転とともにその様子が大きく変わるこ

とが分かっている。それが、燃料ペレット、被覆管各々の健全性に影響を与える可能性があ るため、プラントを安定的に運転するという観点から、その挙動を理解することが重要であ る。

なお、燃料ペレットや被覆管といった燃料棒の構成材料に加えて、燃料棒支持格子、スペ ーサ、ノズル、タイプレートといった燃料集合体を構成する部材、さらには、燃料集合体と ともに炉心を構成する構造物も、プラントの運転中においてその健全性が保たれ続ける必 要があるが、本節では、燃料ペレットと被覆管の挙動のみに着目する。

燃料ペレットおよび被覆管は、放射性物質をプラントの中に閉じ込めるという役割を担っており、放射性物質の漏洩に対する五重の障壁の中でそれぞれ第一、第二の障壁に対応する。燃料ペレットは、ウランなどの核分裂性物質とともに、運転の結果発生する放射性のアクチニド元素や核分裂生成物核種(FP 核種)を保持する役割を担う。また、被覆管は、ペレットから漏れ出てきたそれらの一部を閉じ込める役割を担う。燃料ペレットではこれら放射性核種を完全に保持する(閉じ込める)ことは期待されてはいないため、被覆管の健全性を保ち続けることが最重要になる。

燃料ペレットや被覆管の健全性が保たれない状況として、それらが(機械的に)破損する 場合と、それらが高温となり溶融する場合が考えられる。

始めに破損について考えよう。材料が破損する、すなわち、壊れるということは、大きく

は脆性破壊(brittle fracture)と延性破壊(ductile fracture)に分類される。大雑把には、前 者は「ぽきっと壊れる」もの、後者は「めりっと壊れる」ものと考えればよく、破壊に変形 が伴うかどうかに違いがあると言えるだろう。これらの破壊が起こる条件は、材料の温度に 強く依存し、セラミックである燃料ペレットの破損は脆性破壊、金属である被覆管の破損は 延性破壊となる場合が多い。また、同一の材料であっても、脆性破壊が起こり易い温度領域 (一般的には低温)と延性破壊が起こり易い温度領域(一般的には高温)がある。その境界 を**脆性遷移温度**(Nil-Ductility Transition Temperature: NDT)と呼び、材料の重要な特性の 一つとして挙げられる。

【コラム】タイタニック号の沈没と低温脆性

1997年に公開されたレオナルド・ディカプリオとケイト・ウィンスレット主演の映画「タ イタニック」を観た方も多いのではないだろうか。

1912 年 4 月 15 日、イギリスからニューヨークに向かうため北大西洋上を航海していた大型客船タイタニック号が氷山に衝突し、沈没した。世の中によく知られているタイタニック号の沈没事故である。

沈没の直接的な原因は、タイタニック号が洋上で氷山に衝突したことである。タイタニッ ク号の船体には、リン(P)と硫黄(S)を多く含む鉄が使用されており、この鉄は低温で脆 くなり易い特性(低温脆性)が現れやすかったと言われている。事故が起こった際の当該海 域の海水温は氷点下であり、そのため、船体が低温脆性を示し、結果として氷山との衝突の 衝撃で船体が二つに割れ、急速に沈没したと考えられている。

なお、通常の温度では曲げ伸ばしが出来る延性を示す金属材料が、低温で硬く脆くなる低 温脆性を示すことが広く認識されたのは1940年代であり、タイタニック号の事故当時は低 温脆性の存在は知られていなかったとされる。タイタニック号のみならず、橋梁の崩壊、ガ スタンクの破壊なども低温脆性により発生している。

(出典:失敗知識データベース、<u>http://www.shippai.org/fkd/cf/CA0000216.html)</u>

原子炉においては、原子炉容器に鋼鉄が使用されている。鋼鉄が中性子の照射を長時間に わたって受けると、格子欠陥などにより、低温脆性を示す温度点(脆性遷移温度)が次第に 上昇してくることが知られている。原子炉容器製造時にはマイナス(℃)であった遷移温度 が数十℃まで上昇することもある。原子力発電プラントの通常運転時は、原子炉容器は 300℃程度となっているため脆性は示さないが、事故の際、原子炉に水を緊急に注水する**緊** 急炉心冷却系(Emergency Core Cooling System: ECCS)が動作すると、室温に近い水が原 子炉容器内に注入される。そのため、脆性遷移温度が高くなりすぎると、原子炉容器が脆性 破壊する可能性が生じる。圧力容器に対する中性子の照射は、燃料と原子炉容器の距離が近 い PWR でより顕著である。PWR では、炉心の近く(原子炉容器と比べてより多く中性子の 照射を受ける位置)に原子炉容器と同一の材料の試験片を入れておき、この試験片の脆性遷 移温度を定期的に実測することにより、原子炉容器の健全性を監視している。 延性破壊が生じる以前に起こる変形の過程を**クリープ**(creep)と呼ぶ。これは、長時間 にわたって力をかけ続けられることによる材料の変形を指す。このクリープ変形が最終的 に延性破壊に至るが、このクリープが進む速度(**クリープ速度**(creep speed))が大きいほ ど破壊に至る時間が短いことになる。このクリープ速度も材料の重要な特性の一つである。

燃料ペレットや被覆管の破損は、これらが耐えうることができる力(材料強度)よりも大 きい力がかかった場合に発生する。材料強度は脆性遷移温度やクリープ速度といった材料 の特性に依存して決まるものであるため、燃料ペレットや被覆管の破損について考えると きには、プラントを運転することによってそれらにかかる応力の大きさと、プラントの運転 によって生じるそれら材料の特性の変化の2点がポイントになる。

溶融についても同様の考え方を採ることが出来る。すなわち、プラントの運転に伴う温度 上昇と、プラントの運転によって生じるこれらの温度に関する特性(熱を伝える能力や融点) の変化がポイントになる。

原子力発電プラントの通常の運転での材料にかかる応力の増加や材料温度の上昇につい ては、プラントの設計を行う際に適切な想定を行い、それに耐えうるような材料を選定し、 機器の設計を適切に行えばよい。ただし、ここで厄介なのは、プラントの運転によって、燃 料ペレットや被覆管の変形が起こったり、その特性(強度や伝熱特性、融点など)が変化し たりすることである。以下では、この点に関して、燃料ペレットと被覆管のそれぞれについ て説明しよう。

11.2.2 燃料ペレットの変化

燃料ペレットは、11.1節で述べたように径方向に著しい温度分布を持つ。このため、燃料 ペレットの中心部が周辺部に比べて、より熱膨張することで燃料ペレット自身に強い力が 与えられ、それが燃料ペレットに細かな割れを生じさせる。この燃料ペレットの割れは燃料 ペレットの熱の伝わりやすさを悪化させるなどの好ましくない影響を与える。

また、プラントの運転初期(運転開始後の1年程度の期間)に発生する重要な現象とし て、ペレットの焼き締まり(densification)がある。これは、ペレットの高温状態が続くこ とや放射線の照射によって、燃料ペレットの製造時に存在する気孔が収縮・消滅し、ペレッ ト自体が収縮するというものである。収縮の結果、燃料ペレットと被覆管の間のギャップ領 域が増加することによって冷却材への熱の伝わりやすさが悪化し、それが燃料ペレット温 度の上昇を引き起こす。また、ギャップ領域の増加によって、被覆管外側を流れる冷却水か らの圧力による被覆管の内側へのつぶれなどが引き起こされる可能性が生じる。この被覆 管のつぶれについては、それを避けるために被覆管の内側の圧力を事前に高めておくなど の対策がとられている。

さらに、第8章で述べられているように、核分裂反応によってウランなどの重い原子核が 2つのより軽い原子核(FP核種)に分裂する。このFP核種の発生が、燃料ペレットの挙動 に大きな影響を与える。

固体状の FP がペレット内に蓄積することによって、焼き締まりとは逆にペレットの体積

膨張を起こす。これを**スエリング**(swelling)と呼ぶ。スエリングによってペレットの膨張 が進んだ場合、ペレットと被覆管の接触に発展し、被覆管の健全性を妨げる可能性がある。

また、クリプトンやキセノンといった気体状の FP 核種 (FP ガス) がペレットに溜まるこ とによりスエリングに寄与することがある。また、FP ガスがペレットと被覆管の間のギャ ップ領域に移動すると、燃料棒内の圧力上昇を引き起こすとともに、ギャップ領域における 熱の伝わりやすさを悪化させて燃料ペレットの温度上昇を引き起こす。

何らかのトラブルによってプラントの出力が急上昇した場合、燃料ペレットは通常運転 時よりさらに高温となるため、大きな熱的膨張が起こる。その結果、燃料ペレットと被覆管 の間のギャップ領域は狭まり、最終的に燃料ペレットと被覆管の接触に至る。これをペレッ ト・被覆管機械的相互作用(Pellet Clad Mechanical Interaction: PCMI)と呼ぶが、PCMI が 起こると、被覆管が燃料ペレットから外力を受けることになり、被覆管の破損に繋がる場合 もある。これを避けるために、ペレットの端面角を削ったものや、中心に空孔を配置した中 空ペレットの採用、被覆管内側の比較的軟らかい金属による内張りなどの方策が取り入れ られている。なお、本節の冒頭に述べたペレットに生じる亀裂は PCMI を促進させる効果を 持つ。

以上で述べた原子力発電プラント運転中に起こる燃料ペレットの変化とその影響について図 11-6 にまとめる。



図 11-6 運転中に起こる燃料ペレットの変化とその影響

【発展的内容】燃料ペレットのディッシュとチャンファ

燃料ペレットにおいて、原子炉運転中の変形に対応するために「ディッシュ」と「チャン ファ」と呼ばれる特殊な加工が行われる。ディッシュは円筒形状の燃料ペレットの上下面の 中央部に設けられるくぼみを指し、高温となるペレット中央部の熱膨張やスエリングによ る体積増加を吸収する。また、チャンファはペレットの上下面の円周部における角取りが行 われた形状を指し、端面近傍の微小な欠損を低減し、熱膨張時の端面の変形と被覆管との接 触を抑える働きをする。

11.2.3 被覆管の変化

一般的な原子力発電プラントで被覆管として用いられているのはジルコニウム合金であ り、これは中性子を吸収しにくいジルコニウムに対して、スズ、鉄、ニッケル、クロムなど を若干量添加して高温の冷却水に対する耐腐食性を高めたものである。添加物やその量に ついてはジルコニウム合金の種類によって異なる。

被覆管の健全性を考える上でポイントとなるのは被覆管の内向きもしくは外向きにかか る力と腐食である。

被覆管にかかる力としては、その外側を流れる冷却材からの内向きの力と、被覆管内の内 側の圧力(初期充填ガスと FP ガスの和)や、場合によってはペレットのスエリングによる 直接的な接触(PCMI)による外向きの力を考える必要があり、それらがバランスしていな い場合に正味の力が発生する。プラントの通常運転においては、冷却水圧力と燃料棒内圧と の差圧によって生じる内向きの力を長時間受けることにより、被覆管がクリープ変形する ことを考える必要がある。

被覆管の外側表面では、配管系の金属材料の腐食によって生じた、冷却水中に溶解してい る物質が燃料棒表面に析出する。これをクラッド(水垢、crud)と呼び、燃料棒表面の腐食 を促進する。また、被覆管の内側ではヨウ素やカドミウム、セシウムといった高腐食性のFP 核種によって腐食が発生する。これを、ペレット・被覆管化学的相互作用(Pellet Clad Chemical Interaction: PCCI)と呼ぶ。また、PCMI、PCCIを総称してペレット・被覆管相互 作用(Pellet Clad Interaction: PCI)と呼ぶ。PCMI、PCCIが相乗的な役割を果たすことで、 被覆管に過大な応力がかかった結果、被覆管が破損に至ることがある。これを PCI 破損(PCI failure)もしくは応力腐食割れ(Stress Corrosion Cracking: SCC)と呼び、被覆管の健全性 を考える上で重要な現象である。なお、現在の軽水炉においては、炉出力の急上昇が無い限 りは PCI 破損が起こる可能性は極めて小さいと考えてよい。

被覆管の水素化も被覆管の破損原因として重要である。ジルコニウムが冷却水と酸化反応を起こすと、水から酸素のみが奪われ、水素が発生する。ジルコニウム合金は水素を取り込みやすい性質を有しており、被覆管と水素が反応した結果、非常に脆い水素化ジルコニウムが形成される。特に、この水素化ジルコニウムの形成が局所的に起こった場合に、被覆管が破損に至る可能性がある。なお、水による被覆管の酸化反応の結果、被覆管外側表面に酸化ジルコニウムの膜が生成され、これが保護膜として機能することにより、耐食性を増加させるという利点がある。ただし、長時間(3~5年)炉内で照射された場合には、この酸化膜が徐々に増加する一方で被覆管の金属母材が減少し、同時に被覆管の水素化も進行する。燃料をさらに長期間原子炉内で使用する際、これらは解決すべき重要な課題であり、新型被覆管を開発するニーズになっている。

また、原子炉内では大量の中性子が飛び交って被覆管中の原子核と相互作用を起こし、それによって、強度の増加(照射効果)、延性の低下、クリープ変形の促進、**照射成長(irradiation** growth)などが起こる。照射成長は、被覆管の厚さが薄くなるとともに上下方向および横方向に被覆管が延びる現象であり、結果として、後述のコラムで述べるような燃料集合体の曲

がりを引き起こす。また、被覆管では、ジルコニウムの中性子吸収率が小さいため、中性子の照射によってその組成は殆ど変化しないが、母材中にある微小な金属析出物(Zr-Fe-Cr、 Zr-Fe-Ni)には炉内での照射とともに組成変化やサイズ変化が起こり、それらが被覆管の腐 食と水素吸収に影響を及ぼす。

以上で述べた原子力発電プラント運転中に起こる被覆管の変化とその影響について図 11-7 にまとめる。



図 11-7 運転中に起こる被覆管の変化とその影響

【コラム】燃料集合体の「曲がり」と炉心の設計

以下に示す仮想的な小型 PWR を考える。PWR では、概ね1年の運転を行ったのち原子 炉を停止し、長く使われた燃料を1/3~1/4程度取り出し、新しい燃料を装荷する。その際、 炉心内の熱出力に大きな偏りが生じないように、原子炉内の燃料集合体の配置を決定する。 これを(取替)炉心設計と呼んでいる。



さて、この原子炉において炉心設計を行い、Aの位置に装荷されていた燃料集合体を次の 運転期間では Bの位置に移動することになった。この燃料集合体の移動をこのまま行って 良いだろうか?

答えは「好ましくない」である。その理由は、燃料集合体を構成するジルコニウム被覆管の照射成長である。一般的に、原子炉内部は中性子束が高く、炉心外周部にかけて中性子束が低くなり、炉心最外周部では、中性子束はかなり低くなる。そのため、Aの位置にある燃料集合体を考えると、集合体内の左上(炉心内側)にある被覆管は中性子の照射量が多くなり、逆に集合体内の右下(炉心外側)にある被覆管は中性子の照射量が少なくなる。被覆管の照射成長は、中性子の照射量に概ね比例するため、Aの位置にある集合体は、運転期間を通じて左上が「良く伸び」、右下が「あまり伸びない」状態となる。その結果、容易に想像できるように、この燃料集合体は、炉心の外側に向けて反った(あるいは曲がった)状態になる。干したスルメイカを焼くと丸まるが、これは、スルメの表面の皮が身より大きく縮むからである。その逆の現象が燃料集合体に起きていることになる。

さて、Aの位置にある燃料集合体をBの位置に移動する、ということであった。Bの位置 も炉心の外側にあるので、次の運転期間を通じて、照射成長に起因する集合体の曲がりが、 さらに大きくなることが予想される。あまりにも集合体の曲がりが大きくなると、燃料の取 り出しや装荷に支障をきたすことになる。では、どうすれば良いのだろうか。

一案として、Bに移動する際に、集合体を180°「回転する」方法が考えられる。つまり、

「左上」が「右下」に、「右下」が「左上」になるように回転した後、B に燃料を装荷するのである。この方法は良さそうに見えるが、PWR においては採用できない。なぜならば、PWR の燃料交換機は、集合体を「回転する」機能を有していないからである。では、どうするか。

このような場合、位置 C または D に集合体を移動することにより、集合体を「回転」したのと同じ効果を得ることができる。このような集合体の移動を「象限間移動」と呼ぶ。 PWR の炉心設計では、必要に応じて象限間移動を行うことで、集合体内の中性子の照射量ができるだけ平坦となるようにしている。

なお、BWR については、燃料集合体を回転することが出来るため、このような設計方法 は採られていない。

参考文献

[1] 軽水炉燃料のふるまい編集委員会編、「軽水炉燃料のふるまい」、実務テキストシリーズ No.3、財団法人原子力安全研究協会 (1999) および (2013).

第12章 物理現象の相互作用

内容

第 12 章	物理現象の相互作用	
12.1 原	子炉内の核的現象と他の物理現象の相互作用	
12.1.1	原子炉内の核的現象	
12.1.2	原子炉の状態と中性子-原子核間の反応率の関係	267
12.1.3	熱水力的現象との相互作用	
12.1.4	化学的現象との相互作用	
12.1.5	機械・材料的現象との相互作用	
12.1.6	核的事象自身による核反応への相互作用	
12.2 反应	芯度フィードバックと自己制御性	272
12.2.1	物理現象の相互作用に伴う反応度フィードバック	272
12.2.2	発電用軽水炉における自己制御性	

【この章のポイント】

- 原子炉では、核分裂反応を出発点として様々な物理現象が発生し、それらの物理現象は 相互に作用する。
- 物理現象の相互作用による原子炉の状態の変化は中性子と原子核の反応率に影響し、最終的に反応度として原子炉全体の中性子の増倍特性に影響を及ぼす。

本章では、12.1 節において、原子炉内の核的(炉物理的)現象および原子核と中性子の反応率について述べ、原子炉で発生する核的現象とその他の物理現象の相互関係を述べる。そして、12.2 節では、12.1 節で紹介する物理現象ならびにそれに基づく原子炉の状態が、反応率および原子炉全体の中性子増倍等の炉物理特性に与える影響、効果を述べる。

12.1 原子炉内の核的現象と他の物理現象の相互作用

【この節のポイント】

- 原子炉で発生する様々な物理現象は相互に作用する。そのため、原子炉を健全な状態に 維持するためには、個々の物理現象だけでなく、複数の物理現象を横断的に取り扱い、 監視することが重要である。
- 原子炉で発生する物理現象のうち、「原子核の数密度」および「原子核の断面積」を変化 させる物理現象は、原子炉物理の中核である中性子-原子核間の反応率に影響を及ぼす。

これまで述べられてきたように、原子力発電プラント(原子炉)はミクロな現象である核 分裂反応により発生するエネルギーを、原子炉内で熱エネルギー、そして最終的にタービン の運動エネルギーに変換することにより発電を行う。ここで、原子炉内で核分裂エネルギー が熱エネルギーに変換される過程で発生する物理現象のうち、核的現象とその他の物理現 象の相互作用について詳しく述べる。

12.1.1 原子炉内の核的現象

(1) 中性子の吸収・散乱反応(核反応¹)

第4章で述べられているように、原子炉における主要な核的現象としては、中性子-原子 核間の吸収・散乱反応(核反応)が挙げられる。吸収反応については、核分裂・放射捕獲・ 荷電粒子放出反応等があり、これらの反応では、原子核が中性子を吸収した後は、一般的に 核分裂または崩壊を経て別の核種に変換される。その中でも、安定核種が放射性核種に変換 される核反応は、放射化反応と呼ばれる²。核燃料において代表的な核反応は核分裂反応で

¹ 核反応(原子核反応)は、一般に入射粒子と原子核の反応(核融合反応等の原子核同士の反応を含む)のことを指し示すが、原子炉物理では、主に中性子と原子核の反応のことを示す。

² ある核種が核反応によって別の核種に変換されることを、広義の意味で「**核変換** (transmutation)」と呼ぶ。放射化反応は、この広義の核変換の1つとして考えることが

あるが、核燃料核種や核分裂生成物核種による捕獲反応も原子炉では中性子増倍等の炉物 理特性に関わる重要な現象である。冷却材・構造材による放射化反応は、原子炉を構成する 機器の放射化や低レベル放射性廃棄物処理・処分の観点から重要な評価・監視対象である。

(2) 放射線の放出

核燃料では、核分裂の発生に伴い、核分裂エネルギーの一部は即時に中性子線、y線等の 様々な種類の放射線として放出される。加えて、核分裂によって生じる核分裂生成物は原子 核として不安定なものが多いことから、核分裂生成物が準安定・安定状態に変化する過程に おいても放射線が放出される。また、中性子の吸収に伴い、原子核が元とは異なる核種ある いはエネルギー状態に遷移(崩壊)する過程においても、原子核は不安定な状態となり、放 射線が放出される。冷却材・構造材においても前述の放射化反応を起こした核種から主にy 線が放出される。特に核分裂生成物から放出される放射線は、周囲の物質に散乱・吸収され ることにより、最終的に崩壊熱として熱エネルギーに変換される。

(3) 放射線分解

冷却材をはじめとする原子炉内の物質が核燃料等から放出される放射線を吸収したとき、 エネルギーを得ることでイオン化したり励起したりする。その後、エネルギーを放出する過 程で、物質を構成する分子や原子間の結合が切り離されることがある。これを**放射線分解** (radiolysis)と呼ぶ。代表的な例として、軽水炉における冷却水の放射線分解が挙げられる。

(4) 照射損傷

材料が放射線の照射を受けることで生じる損傷が照射損傷である。照射損傷は、損傷の様 式により弾き出し損傷と核変換損傷に大別され、いずれの損傷でも材料の物理的・機械的性 質が変化する。弾き出し損傷では、結晶格子点に位置する原子が放射線によってはじき出さ れることで格子欠陥(原子空孔と格子間原子)が発生する。一方、核変換損傷では、結晶格 子点にある原子核が中性子吸収により核変換することで、結晶格子に不純物原子が混入す る。核燃料や構造材等は長時間の粒子線の照射を受けると、弾き出し損傷による原子空孔の 集積や核変換によって、スエリングと呼ばれる膨張現象を起こす。金属材料では、長時間の 照射により材質が硬くなる照射硬化や、脆くなる照射脆化と呼ばれる現象を示す。特に、軽 水炉の被覆管で使用されるジルカロイの場合、照射による原子空孔の集積・転移による膨張 が長手方向および周方向に働き、照射成長と呼ばれる、長手方向の伸びと径方向への縮みを 示す。

できる。一方、長半減期・高毒性放射性核種が核反応によって最終的に短寿命・低毒性核 種または安定核種に変換されることは、狭義的に「核変換」と呼ばれる。「核変換処理」 という言葉にて「核変換」が使われる際には、狭義の核変換を指すことが多い。

12.1.2 原子炉の状態と中性子-原子核間の反応率の関係

先に述べた原子炉における核的現象のうち、中性子の吸収・散乱を含む核反応の発生率は、 原子炉の中性子増倍等の様々な炉物理特性に大きな影響を及ぼす。ここで、原子炉の任意の 時間および位置における反応率(単位時間・単位体積あたりの核反応の回数)³を考えてみ る。中性子-原子核間の反応率は、中性子束・原子(原子核)の数密度・原子核の微視的断 面積(以降、本章で示す断面積は微視的断面積を示す)の積で表されることから、注目する 時間および空間における中性子と原子核の条件が反応率の大きさに影響を及ぼす。

反応率に影響する中性子の条件として、「中性子エネルギー」、「中性子の数密度」、原子核 の条件として、「物質(原子核)の温度」、「原子(原子核)の数密度」がある。なお、「物質 の温度」については、任意のエネルギーを有する中性子と原子核の反応の起こりやすさを示 す指標である「原子核の断面積」として一般に考慮される。これら4つの条件は、原子炉で 発生する物理現象によって変化する。

以降では、核反応を含む核的現象とそれ以外の物理現象の関係ならびに物理現象の反応 率に影響する条件のうち「原子核の断面積」、「原子の数密度」との関係について詳述する⁴。

12.1.3 熱水力的現象との相互作用

原子炉では、核分裂エネルギーと崩壊熱が発熱源となり、この熱エネルギーを出発点とし て、伝熱現象およびその影響を踏まえた流体運動が発生する。核的現象に伴う発熱による熱 水力的現象への影響に関しては、詳細は第11章に述べられているが、その一例としては、 沸騰水型原子炉(BWR)内の熱伝達に伴う冷却水の相変化(ボイドの発生)ならびに圧力 損失の変化に伴う流体振動が挙げられる。

原子炉内の発熱量ならびに除熱量に応じた温度分布が原子炉材料で生じ、発熱・除熱のバ ランスが変化することで温度分布は変化する。材料はそれぞれの熱膨張率に応じて、温度に 応じた密度変化を起こす。また、BWR に代表されるように、ある特定の原子炉内では相変 化によって冷却材密度が劇的に変化する。このような密度変化は「原子核の数密度」の変化 として冷却材や原子炉材料中の原子核と中性子との反応率に影響を及ぼす。加えて、冷却材 密度の変化に伴う反応率の変化は、中性子エネルギーならびに中性子の数密度に影響を及 ぼし、さらなる反応率の変化を引き起こす。また、温度変化によって原子炉材料の熱運動の

³ 反応率は単位時間・単位体積あたりの核反応の回数を表すスカラー量であるが、原子核 毎の反応確率である断面積と中性子束、原子核の密度の積からなる量であることから、反 応の起こりやすさ(確率)の概念を含む量として考えることが出来る。

⁴ 中性子エネルギーおよび中性子の数密度は、中性子の発生数および発生位置、発生する 中性子のエネルギー、冷却材・減速材をはじめとする原子炉材料の組成(断面積・原子の 数密度)・配置によって決まるパラメータである。そのため、物理現象が直接的に中性子 エネルギー・中性子の数密度に影響を及ぼすというより、前述の種々の物理現象による原 子核の断面積・数密度の変化が、間接的に中性子エネルギー・中性子の数密度に影響する と言える。間接的な影響の例として、軽水炉において冷却材である軽水がボイド化する場 合に、冷却材密度の減少による中性子散乱反応の減少により中性子スペクトルが硬化する (中性子エネルギースペクトルが高エネルギー側にシフトする)現象が挙げられる。

大きさが変わると、中性子のエネルギーが一定であっても、材料を構成する原子核と衝突す る中性子の相対速度の変動幅が広がるようになり、中性子から見た原子核の断面積が変化 し、反応率が変化するドップラー効果が発生する(ドップラー効果の詳細については、第7 章を参照)。ドップラー効果に関して、温度変化は「原子核の断面積」の変化として考慮さ れる。

12.1.4 化学的現象との相互作用

核的現象と化学的現象の相互作用としては、大きく分けて核分裂生成物による相互作用、 放出放射線による相互作用の2つがある。

核分裂生成物による相互作用には、核分裂生成物の析出・解離、核分裂生成物による被覆 管の腐食が挙げられる。核燃料は酸化物等の化合物であることが多いが、核分裂生成物が核 燃料と同じ化合物体系をとらない場合は、核燃料中での析出および核燃料固相からの解離 を起こし、揮発性の高い核種は燃料ペレットと被覆管間のすきま(ギャップ)へ放出される。 揮発性が高く腐食性があるヨウ素については、燃料ペレットと被覆管間のギャップに到達 した場合に被覆管内面の腐食を引き起こすことがある。

放出放射線による相互作用として、第一に冷却材への溶解・混入物との核反応が挙げられ る。この代表的な事例としては、放射化腐食生成物の生成、加圧水型原子炉(PWR)におけ るケミカルシムがある。腐食生成物(腐食による冷却材への溶解・混入物)は、冷却材とと もに原子炉を循環する過程で中性子との核反応により放射化され、放射化腐食生成物に変 わる。放射化腐食生成物は、冷却材と接触する配管・機器への沈着・析出に伴い、作業員の 放射線被ばくの要因となる。軽水炉では、冷却材に固体として混入・析出する腐食生成物は **クラッド(水垢、crud)**と呼ばれる。クラッドが被覆管表面に堆積すると、熱伝達を阻害す ることで温度上昇を引き起こし、環境によっては温度上昇により被覆管腐食を促進するク ラッド誘発局部腐食を引き起こす事例が過去に報告されている[1]。ケミカルシムは、熱中 性子の吸収断面積の大きな B-10 (天然存在比 19.9%)を含むホウ酸を冷却水に溶解し、ホウ 酸の濃度を調整することにより、燃料から発生する中性子と B-10 の反応率を調整すること で、最終的に原子炉全体の中性子の増倍を制御する手法である⁵。なお、ホウ酸の溶解は冷 却水を酸性にすることから、ホウ酸の添加時には pH 調整剤として水酸化リチウム (LiOH) が同時に冷却水へ添加される。

さらに、放出放射線による相互作用の代表的な事例としては、軽水炉における冷却水の放 射線分解がある。冷却水の放射化分解では、水素ラジカル(H・)、ヒドロキシルラジカル (OH・)や腐食性の強い過酸化水素(H₂O₂)等が生成される[1]。これらにより、冷却材の

⁵ 運転サイクル初期の PWR は大きな余剰反応度(中性子制御材無しの状態で原子炉が臨 界からどれだけ離れているかを示す反応度)を有することから、1次冷却水中のホウ素濃 度を 1,000~2,000 ppm に調整し、臨界とする。運転サイクル中の燃料燃焼に伴う反応度の 低下はホウ素濃度の低下により補償することで臨界を維持し、運転サイクル末期にホウ素 濃度は 0 となる。

水質(液質)が変化すると、原子炉材料の金属表面にて酸化還元反応が発生し、原子炉材料 の腐食が進行する。

このように核的現象は、放射化腐食生成物の生成や冷却材の水質(液質)の変化として、 化学的現象に作用する。これらの化学的な状態の変化は、最終的に冷却材・原子炉材料の放 射化、原子炉材料の腐食に影響を及ぼすことから、原子炉では化学的な状態変化に伴う悪影 響を最小限に留めるための水化学(冷却材の化学特性)管理が行われている。放射化および 腐食の低減のため、発電用軽水炉では水化学管理として冷却水の浄化および pH の調整が常 に実施され、原子炉材料の酸化皮膜形成のための起動時の酸素注入、応力腐食割れ防止のた めの水素注入等が行われる場合もある[1,4]。

上述の中でも、PWR のケミカルシム、燃料集合体におけるクラッドの堆積は、「原子核の 数密度」の変化として反応率に対して影響を及ぼす。近年、米国では長サイクル運転・出力 向上運転に伴い、PWR 内でクラッドが燃料集合体上部に堆積し、軸方向出力分布に異常が 生じる現象(Axial Offset Anomaly: AOA)の発生が報告されている。これは、冷却材に添加 されたホウ素の一部がクラッドとともに析出し、燃料上部でホウ素が中性子を吸収するた めに生じる現象であるといわれている。AOA はサブクール沸騰領域において発生しやすく、 米国では AOA の発生によって、軸方向のピーク出力を維持するために、定格出力の 70%で の運転を余儀なくされた事例が報告されている[5,6]。

12.1.5 機械・材料的現象との相互作用

核的現象が機械・材料的現象に及ぼす影響としては、第一に照射損傷が挙げられる。照射 損傷では、原子炉材料の膨張・硬化・脆化等が発生し、材料の物理的・機械的な性質が変化 する。代表的な事象として、前述の核的事象で述べたスエリングやジルカロイの照射成長が ある。原子炉容器の放射線照射による影響を監視するため、発電用軽水炉では原子炉容器内 部に照射試験片を設置し、定期的に試験片サンプルを炉外に取り出して分析を行っている。

燃料棒内では、燃料ペレットのスエリングによって燃料ペレットが被覆管に接触するペレット・被覆管機械的相互作用(Pellet Clad Mechanical Interaction: PCMI)によって、被覆管に直接力が加わる場合があるほかに、気体の核分裂生成物(Kr、Xe)の放出によって被覆管内圧を増加させる場合がある。被覆管の健全性は、主として被覆管の内外圧差に伴う応力に依存するが、一般的に原子炉材料は、材料への荷重変化が許容荷重を上回る場合に材料の変性・変形・破壊が生じ、その許容荷重は温度・圧力条件に加えて放射線の照射損傷の蓄積にも依存する。なお、機械的性質に対する照射損傷のしきい値は、中性子フルエンスで約10²² n/m²(中性子エネルギー E_n>29 fJ(フェムトジュール):電子ボルト換算で約180 keV)とされている[1]。また、軽水炉においては、材料条件・応力条件・水質(化学的)条件の3要因が重複することで応力腐食割れ(Stress Corrosion Cracking: SCC)と呼ばれる材料破損が発生する場合もある。応力腐食割れは、腐食環境下で応力が働いている場合に、腐食が無い環境下より低い応力で材料が破損する現象である。応力腐食割れの発生防止のためには前述の通り水化学管理が重要である。

実際に発電用軽水炉で発生した変形としては、ジルカロイ被覆管の照射成長による燃料 棒ならびに燃焼集合体の湾曲(ボウイング)、PCMIによる局所的な被覆管の変形がある[8]。

原子炉材料の変形・破壊は、照射損傷だけでなく温度・圧力・荷重等の総合的な条件のも とに発生するものであるが、原子炉材料の変形・破壊は、それらが発生する近傍を含めた「原 子核の数密度」の変化として捉えることができる。材料の変化は局所的な反応率分布だけで なく、最終的に原子炉全体の中性子の増倍等の炉物理特性に影響する。原子炉材料の変形・ 破壊が炉物理特性に影響を及ぼした事例としては、スウェーデンのリングハルス発電所に おいて、燃料集合体に垂直方向の湾曲(ボウイング)が生じたことによって、燃料集合体が 配置される位置に最大 20 mm の歪みが生まれ、出力分布に最大 3%の偏りが生じたというも のがある[7]。

12.1.6 核的事象自身による核反応への相互作用

前述の通り、核的現象には核反応、放射線放出、放射線分解、照射損傷といった様々な現 象が含まれる。そのうち、核反応には、核分裂反応による核燃料核種の消滅および核分裂生 成物の生成、制御材・毒物・その他原子炉材料による中性子吸収および核変換(放射化)が 含まれる。これらの事象は、核反応によって様々な核種の「原子核の数密度」が変化するこ とと同義であり、すなわち、その後の核反応へ連鎖すると言える。

核反応自身による炉物理特性への影響の代表的な事例としては、熱中性子炉における核 分裂生成物の毒作用が挙げられる。第8章にて述べられているように、核分裂生成物の中で も、Xe-135とSm-149は熱中性子に対する吸収断面積が大きく、かつ、核分裂収率が比較的 大きな核種であるため、これらの核種の生成は中性子増倍率を大きく低下させる効果があ る。軽水炉の一定出力運転中に原子炉内でXe-135の生成に偏りがある場合、中性子束の空 間分布が周期的に振動すること(Xe振動)が知られており、制御棒の運用を工夫すること でXe振動が起こらないような運転制御が行われる。また、発電用軽水炉等の熱中性子動力 炉では、原子炉停止後もXe-135の蓄積による毒作用が大きいことから、停止から1時間以 内に原子炉を再起動しなければ、30時間以上にわたり原子炉を再起動できない例がある[2]。

核的現象を中心として原子炉で発生する様々な物理現象の相互関係を図 12-1 に示す。このように、原子炉では様々な物理現象が互いに、また複雑に影響し合う。次節では、それぞれの物理現象に伴う反応率の変化が炉物理特性に与える影響について述べる。

270



図 12-1 原子炉内で発生する物理現象の学術的な分類と相互関係

12.2 反応度フィードバックと自己制御性

【この節のポイント】

- 原子炉内の状態(温度・圧力・形状・物性)が変化すると、その状態変化が様々な物理
 現象を介して、最終的に反応度フィードバックとして原子炉全体の中性子増倍に影響を
 及ぼす。原子炉で反応度が変化すると出力も変化するため、原子炉の状態と反応度が再び変化する。
- ・ 発電用軽水炉(加圧水型原子炉・沸騰水型原子炉)は、安定状態の原子炉に反応度が加 えられた後に、原子炉を変化前の状態に戻す方向に反応度のフィードバックが働く、自 己制御性と呼ばれる性質を有する。

原子炉で発生する核的現象の中でも、核反応は原子炉物理の根幹を成す物理現象である が、核反応の発生率は原子炉の状態(温度・圧力・形状・物性)に強く依存する。本節では、 反応率(単位時間、単位体積当たりの核反応の回数)の変化に伴う中性子増倍への影響を説 明するとともに、原子炉内の状態と物理現象が炉物理特性に及ぼす効果・影響について述べ る。

12.2.1 物理現象の相互作用に伴う反応度フィードバック

物理現象によって原子炉内の状態が変化すると、それらの変化は「原子核の断面積」お よび「原子核の数密度」の変化として反応率に影響し、そして、最終的には原子炉全体の 炉物理特性に影響を及ぼす。様々な炉物理特性の中でも中性子増倍に対する特性は、第9 章で示された反応度(reactivity)の形でそれぞれ取り扱われることが多い。12.1 節にて述 べた物理現象による反応度への効果は、次の反応度効果(reactivity effect)として原子炉 で取り扱われる⁶。

- 燃料温度による反応度効果(ドップラー効果/ドップラー反応度)
- 燃料密度による反応度効果(膨張等)
- 冷却材・減速材密度による反応度効果
- 材料密度による反応度効果(膨張等)
- 材料の変形による反応度効果
- 冷却材・減速材ボイド反応度
- 核分裂生成物による反応度効果(毒作用)
- 制御材・可燃性毒物の反応度効果

⁶ ここでは、原子炉材料の密度の反応度効果とドップラー効果を分けて記述しているが、 いずれも温度変化が元になる反応であるため、まとめて温度反応度効果として取り扱う場 合がある。

図 12-1 に示すように、炉物理特性を定める原子核と中性子の核反応も、それぞれの物理 現象と有機的に結びついている。そのため、原子炉の状態に変化が生じると、その変化が反 応度変化として中性子増倍特性にフィードバックされ(反応度フィードバック(reactivity feedback)と呼ぶ)、新たな中性子と原子炉の状態が再び決定される⁷。このような原子炉の 状態の変化を繰り返すことで、原子炉はすべての物理現象が平衡となる状態に向かう。ただ し、即発臨界を大きく超える反応度投入の場合、原子炉は平衡に達することなく、直ちに燃 料棒・炉心が破損・溶融するため、即発臨界を超えない範囲内で原子炉を運転する必要があ る。

それぞれの反応度に関して、温度やボイド、出力等の物理量の単位量あたりの変化に対す る反応度変化を**反応度係数**(reactivity coefficient)として取り扱う場合がある。様々な原子 炉における反応度係数の例を表 12-1 に示す。ドップラー反応度係数については、いずれの 炉型でも負であるが、軽水炉では、出力運転時にボイド反応度係数や冷却材(減速材)温度 係数が負になるのに対して、もんじゅでは正である。ただし、もんじゅでは原子炉の出力に 対する反応度変化(各反応度係数を総合する出力反応度係数)は負となるように設計され、 安全が確保されている。

	沸騰水型原子炉*	加圧水型原子炉**	もんじゅ***	
ドップラー反応度係数				
(軽水炉: [Δk/k/K],	約-1~-2×10 ⁻⁵	約-3.5~-2.4×10 ⁻⁵	$-5.7 \sim -7.6 \times 10^{-3}$	
もんじゅ: [T· dk/d T])				
ボイド反応度係数	約-6~-10×10 ⁻⁴	_	$1.1 \sim 1.5 \times 10^{-4}$	
(軽水炉: [Δk/k/% void],				
もんじゅ: [Δk/k])				
冷却材(減速材)温度	****	約 (2 8 1 1 10-5	0.10 1.4 × 10-8	
係数 [Δk/k/K]		ボリー03 ~ -8.1 × 10 ⁻⁵	$0.10 \sim 1.4 \times 10^{-5}$	

表 12-1 様々な原子炉における反応度係数

* 資料[2]記載の BWR 通常運転時データ(ボイド率:炉心平均 40%、平均燃料温度:約 600℃、冷却材温度:286℃)

** 伊方3号機ウラン炉心平衡サイクル解析データ[9]

*** 資料[2]記載のデータ

**** ボイド反応度係数と比べて十分小さく、実際の運転にはほとんど影響しない[2]

代表的な反応度フィードバックの例を、研究炉と発電用原子炉からそれぞれ記述する。

⁷ 中性子増倍率を増加させる方向に働く反応度効果のことを「正の反応度効果」と呼ぶ。 逆に、中性子増倍率を減少させる方向に働く反応度効果のことは「負の反応度効果」と呼ぶ。

(1) 原子炉安全性研究炉(NSRR)の反応度フィードバック機構

原子炉安全性研究炉(NSRR)は、日本原子力研究開発機構に設置されている、大きな正の反応度投入時(反応度事故が起こったとき)の燃料の安全性を試験するための研究炉である(詳細は第14章参照)。NSRRは20wt%濃縮ウラン-水素化ジルコニウム合金を燃料とするTRIGA炉⁸であり、トランジェント棒と呼ばれる制御棒の引き抜き動作の制御により一定出力運転からの瞬間的なパルス状の正の反応度投入模擬等が可能である。

瞬間的な正の反応度投入によるパルス運転の場合、瞬間的なトランジェント棒の引き抜き動作を行うことで、出力が急上昇する。出力上昇に伴い温度が上昇すると、燃料合金中の水素原子の振動が激しくなり、水素による減速能が低下する。その結果生じる中性子スペクトルの硬化による負の反応度フィードバックが主として働き、即座に出力が低下し、原子炉は静定する[10]。

(2) BWR における再循環流量と出力制御

BWR の通常運転時においては、再循環ポンプにより冷却材の炉心流量を調節することで、 制御棒を動かさなくても、ある程度の出力制御が可能である。このメカニズムについて、原 子炉の出力・炉心流量が一定の状態から再循環流量を減少させ、炉心全体の流量が減少する 場合を例に考えてみる。炉心の流量が減少すると、単位時間・単位体積あたりの冷却材への 伝熱量が増加するため、冷却材が沸騰を始める位置が下方に移動し、炉心全体で見ると冷却 材のボイド率が増加する。ボイド率の増加はスペクトル硬化による負の反応度効果をもた らすため、この効果により出力は減少する。また、非沸騰領域から沸騰領域に遷移した部分 での燃料温度の上昇によるドップラー効果も負の反応度効果をもたらすが、正味の反応度 に対してはボイド率の増加に伴う負の反応度効果のほうが支配的である。出力が減少する と、冷却材のボイド率および燃料温度が低下し、それらが正の反応度効果として働くことで、 結果として正負の反応度効果が相殺されて、元の出力より低いレベルで出力が安定する。再 循環流量が増加する場合も、逆の過程をたどることによって一時的に出力が増加するが、最 終的には安定する[11]。

(3) PWR における主蒸気管破断事象

PWR の主蒸気管は、二次冷却系の蒸気発生器とタービンを結ぶ配管である。この主蒸気 管が破断すると、蒸気発生器で発生した蒸気が破断面より急激に放出され、蒸気発生器にお ける二次系の除熱量が大きくなり、結果として、一次冷却材が過冷却により温度が低い状態 となる。これにより、原子炉へ給水される一次冷却材の温度が低下することで原子炉全体の 温度が低下すると、冷却材密度の増加、ドップラー効果による共鳴吸収の減少により正の反

⁸ TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomics) 炉はアメリカ General Atomics 社に よって開発された、非発電用小型研究炉である。2019 年現在、66 基の原子炉が 24 カ国の 大学、研究機関などに納入されており、名前の通り、教育訓練やアイソトープ製造、物性 の測定等の幅広い研究に対して利用されている[13]。

応度が添加され、出力の上昇が一時的に起こる[12]。最終的には、この事象は、二次冷却材 の量が減少することにより蒸気発生器における冷却が止まるため、一次冷却材の温度が上 昇することで負の反応度が添加され、また、高圧注入系からホウ素濃度の高い冷却水が注入 されることにより、原子炉出力は下降していく。

なお、BWRでは、一次冷却材の給水系における給水加熱器の機能喪失によって同様の事 象が発生することが知られている。

12.2.2 発電用軽水炉における自己制御性

前述のように、温度・圧力・形状・物性等の原子炉内の状態が変化すると、その変化が反応度フィードバックとして働くことで原子炉内の中性子増倍率に影響する。原子炉の設計では、通常状態ならびに過渡・事故事象を含めたあらゆる条件下において、原子炉の状態が変化した際に同じ符号を有する(変化を拡大する)反応度フィードバックが働き続ける状況とならない設計とすることが安全上重要となる。言い換えれば、安定状態の原子炉に、ある大きさの反応度が加わる場合に、加わった反応度とは逆方向の符号を持つ反応度フィードバックが働く自己制御性(self-regulation)を有する設計が重要である。自己制御性の概略を図12-2に示す。自己制御性を有する原子炉の場合、図12-2の左下図に示すように、安定状態から変化しても元の位置に戻すようなフィードバックが働く。一方、自己制御性が無い原子炉では、図12-2の右下図に示すように、反応度の正負に関わらず安定状態から転げ落ちるように、一方向のフィードバックが働き、状態が安定しない。

自己制御性の有無による反応度フィードバックの働きについて、発電用軽水炉(PWR、 BWR)とチェルノブイリ原子力発電所事故(黒鉛減速沸騰軽水圧力管型原子炉)を比較の 例として述べる。



図 12-2 軽水炉における自己制御性の概略 [出典:原子力・エネルギー図面集]

(1) 発電用軽水炉(PWR、BWR)の反応度フィードバック機構

発電用軽水炉は、主に U-235 濃縮度が 3~5 wt%の酸化ウランを燃料とし、軽水を冷却材お よび減速材として用いる原子炉であり、核分裂とともに発生する高速中性子(平均エネルギ -2 MeV)を減速することで得られた熱中性子(1 eV 未満)を、再び燃料が吸収して核分裂 を起こすことで、核分裂連鎖反応を継続する。

臨界状態の原子炉に微小な正の反応度が印加される場合を考える。このとき原子炉は超 臨界となり、原子炉内の中性子数が増加し、出力が上昇するとともに、燃料温度が上昇する。 そして、燃料温度の上昇とともに、ドップラー効果による断面積の変化、続いて減速材であ る軽水の温度上昇・密度変化が起こる。燃料では、U-238の共鳴捕獲反応率が増加すること で、中性子の数密度を減らす方向の負の反応度フィードバックが働く。一方、減速材の水素 密度の減少(PWRでは減速材密度の減少、BWRではボイド率の増加)により、中性子スペ クトルが硬化し、U-235の核分裂反応率を減らす負の反応度フィードバックが働く。この2 つの負の反応度フィードバックによって原子炉全体の反応度が低下し、核分裂反応が抑制 される。

逆に、微小な負の反応度が印加されるケースでは、出力低下からの燃料温度の低下に伴い、 U-238の共鳴捕獲反応の減少、減速材の水素密度の増加による中性子スペクトルの軟化のた め、正の反応度フィードバックによって核分裂反応が促進される。

図 12-2 の上図は、一連の反応度フィードバックの流れを示す。このように、発電用軽水 炉では出力変化に伴う温度変化が発生すると、ドップラー効果ならびに減速材密度効果が 反応度フィードバックとして働く自己制御性が機能している。 (2) チェルノブイリ原子力発電所事故時の原子炉反応度フィードバック機構

チェルノブイリ原子力発電所の原子炉は、旧ソ連で開発された黒鉛減速沸騰軽水圧力管型(RBMK型)原子炉であり、減速材に黒鉛、冷却材に軽水、燃料に酸化ウラン(U-235濃縮度2wt%程度)を用いている。図12-3に示すように、RBMK型原子炉は、円筒状に積み上げた黒鉛ブロックの中央に設けた空間に燃料集合体を収めた圧力管と制御棒が挿入される構造であり、炉心の大きさは直径11.8m、高さ7.0m程度である。また、制御棒引抜状態での中性子経済を向上させる目的で、制御棒の両端に黒鉛ディスプレーサと呼ばれる黒鉛棒を取り付けている。

軽水の働きの BWR との差異は、黒鉛を減速材とする RBMK 型原子炉では、冷却材であ る軽水が減速の機能よりむしろ原子炉内の中性子の一部を吸収する材料として働くことが 挙げられる。そのため、原子炉温度が上昇すると、軽水のボイド化により水素の中性子吸収 効果が小さくなることで、正の反応度効果が原子炉に加わる性質がある。原子炉温度の上昇 により減速材である黒鉛の密度が低下し負の反応度効果を与えるが、軽水と比べると密度 変化の割合はかなり小さく、その影響は限定的である。なお、定格出力運転時には、燃料温 度の上昇時のドップラー効果による負の反応度効果が大きいため、安定運転が可能であっ た。

チェルノブイリ原子力発電所事故では、原子炉が最終的に出力暴走し爆発に至ったが、出 力暴走は以下の2つの正の反応度効果が働いたためであるとされている。

① 原子炉全体が正の反応度フィードバックとなる低出力での運転

② 制御棒挿入時のポジティブ・スクラム

事故の当日は、原子炉が定期検査のための停止に際して、外部電源が喪失した場合にター ビン発電機の惰性回転エネルギーにより冷却系のポンプに電源を供給するための試験を開 始していた。試験開始時には、様々な要因により規定以上の制御棒が引き抜かれ、かつ予定 していたものと比べてずっと低い出力の状態であった。この原子炉の状態は、燃料のドップ ラー効果による負の反応度フィードバック効果より軽水のボイド化による正の反応度フィ ードバック効果が上回り、原子炉全体として正の反応度フィードバックが働く条件となり、 試験による炉心流量の減少に伴い炉心のボイド率が上昇し、正の反応度フィードバックの ために出力が急上昇した [1, 14]。

運転員は出力の急上昇を受けてスクラムボタンを押したとされるが、多くの制御棒が全 引き抜き状態にあったことから、制御棒全挿入までの時間が約18秒と遅く(わが国の発電 用軽水炉では2~4秒である)、加えて制御棒の構造のために制御棒下部に取り付けられた 黒鉛ディスプレーサがまず炉心に挿入されることで中性子吸収効果を持つ軽水が排除され、 さらに黒鉛の減速効果の追加により一時的に正の反応度効果が印加されるポジティブ・ス クラムが発生し、出力上昇が促進されたと推測されている[1,14]。

このように、チェルノブイリ原子力発電所事故では、原子炉設計上の問題や試験の状態等 の様々な要因により自己制御性が働かない条件となり,正の反応度効果によって出力暴走 が発生したとされているが、事故の致命的な要因は軽水のボイド化に伴う大きな正の反応

277

度効果であった。正のボイド反応度効果に対する事故後の対策として、取替燃料のウラン濃 縮度の2.0 wt%から2.4 wt%への変更、さらに0.47 eV に共鳴吸収を持つエルビウムを添加し た燃料の導入等を実施し、正の反応度はゼロ近くまで改善された。また、運転時の制御棒挿 入本数の厳格な規定化、反応度操作余裕の増加、制御棒挿入速度の改善等の安全対策を実施 した。そして、2019年現在、ロシアでは10 基の RBMK 型原子炉が稼働中である[15,16]。



図 12-3 チェルノブイリ原子力発電所の構造 [出典:原子力・エネルギー図面集]

【コラム】ボイド反応度は正の反応度?負の反応度?

本章では「BWR ではボイド反応度は負の反応度効果を持つ」と述べてきたが、突如として「チェルノブイリ原子力発電所で使用されていた RBMK 型原子炉は事故時に正のボイド 反応度を持っていた」と記述されているのを見て、少々面食らった読者もいるかもしれない。そこで、以下にて、ボイド反応度のメカニズムをよく考えてみよう。

軽水炉では、核分裂とともに発生する高速中性子が、主に軽水に含まれる水素(H-1)との弾性散乱反応で減速されて生まれる熱中性子(平均エネルギー:約0.1 eV)による核反応が支配的となる。BWRでは、軽水が気化(ボイド化)すると、以下の2つの現象が起こる。

① 水素(H-1)と中性子との弾性散乱反応率の減少

② 水素(H-1)による中性子捕獲反応率の減少

①に関して、例えばボイド化前に水素と10回弾性散乱をしていた中性子が、ボイド化に より弾性散乱の回数が7回に減ったとすると、3回分の弾性散乱で失うはずだったエネルギ ーが中性子に残ることとなる。すなわち、軽水炉では軽水のボイド化により中性子エネルギ ーが高くなる(中性子スペクトルが硬くなる)。中性子エネルギーが高くなると、図12-4に 示すように、U-235の核分裂断面積が減少し、中性子の数を減らす効果が働く。また、炉心 外縁付近では、中性子エネルギーの増加で平均自由行程が長くなることにより、炉心体系外 へ中性子が漏れる効果が働く。これらの効果はいずれも原子炉内の中性子の数を減らす方 向に働くことから、負の反応度効果を有する。



図 12-4 U-235、Pu-239、U-238の断面積[17]

一方、②に関して、図 12-5 に示すように、水素は散乱断面積ほど大きくないが、0.1 eV の 熱中性子に対して 0.16 barn の捕獲断面積を有する(散乱断面積は 22.9 barn)。軽水炉は原子 炉内に占める軽水の割合が大きいため、水素による中性子捕獲は実際には無視できない。そ のため、ボイド化によって軽水密度が減少すると、水素による中性子捕獲が減少するため に、正の反応度効果が加わる。



図 12-5 H-1、Na-23 の断面積[17]

したがって、BWRのボイド反応度が正の反応度になるか負の反応度になるかは、①と② の反応度効果のバランスによって決まるものである。①と②のバランスを決定するのは原 子炉の設計仕様であり、「BWRではボイド反応度は負の反応度効果を持つ」という特性は、 先人達が頭を悩ませながら知恵を絞って、ボイド反応度が負となるように原子炉を設計し た結果の産物であることを覚えておいて欲しい。

ナトリウム冷却高速炉の場合は、特に大型炉心においてボイド反応度が正となることが 多く、高速炉設計では、この正の反応度を小さくすることが今なお続く課題である。ナトリ ウム冷却高速炉は、燃料として主に MOX 燃料、冷却材に減速効果の小さなナトリウムを使 用し、平均エネルギー200 keV 程度の中性子にて核反応が起こる。ナトリウム冷却高速炉に てナトリウム(Na-23)がボイド化すると、BWR の場合と同様に、ナトリウムと中性子の弾 性散乱反応率ならびに捕獲反応率が減少する。ナトリウムは、小さいとはいえ、ある程度の 減速効果を有することから、ナトリウムがボイド化すると中性子スペクトルが硬化する。図 12-6 に示すように、MOX 燃料の主成分である Pu-239 をはじめ、燃料に含まれる U-235、 U-238 等の核種は、高速中性子領域ではエネルギーが増加すると核分裂あたりに発生する平 均中性子数が増加する。さらに、Pu-239 等は中性子エネルギーの増加によって核分裂断面 積が若干増加すること、燃料中に大量に含まれる U-238 が高いエネルギーの中性子に対し て有意な核分裂断面積を有することなども相俟って、正の反応度効果が働く。一方、弾性散 乱反応の減少に伴う中性子エネルギーの増加で中性子の平均自由行程が長くなるため、炉 心体系外への中性子の漏れが増加し、負の反応度が加わる。また、ナトリウムの中性子吸収 反応率の減少は、軽水炉の場合と同様に正の反応度効果として働く。ナトリウム冷却高速炉 でも、ボイド反応度の正負はこれらの効果のバランスに依存するが、多くの大型炉心にて反 応度が正となるのは、ナトリウムのボイド化に伴う中性子の漏洩が小さいためである。ボイ ド反応度の低減策として、炉心の表面積を増加し中性子漏洩を増やすような幾何形状(例え



参考文献

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA、<u>https://atomica.jaea.go.jp/index.html</u> (2019 年 8 月 22 日閲覧).
- [2] 平川直弘、岩崎智彦、「原子炉物理入門」、東北大学出版会 (2007).
- [3] 堀雅夫監修、「基礎高速炉工学」、動力炉・核燃料開発事業団 (1993).
- [4] 阿部博志、渡邉豊、「炭素鋼配管の流れ加速型腐食ならびに酸化皮膜構造に及ぼす材料・環境因子の影響評価」、表面技術、Vol. 63、No. 5 (2012).
- [5] P. L. Frattini, et al., "Axial offset anomaly: coiupling PWR primary chemistry with core design", Nuclear Energy, 2001, 40(2), 123-135, (2001)
- [6] 渡辺恵司、藤原和俊、川村浩孝、「我が国の最先端原子力研究開発 シリーズ解説
 第14回 材料と水で軽水炉を護る SCC研究と水科学研究」、日本原子力学会誌、 Vol. 51、No. 11 (2009).
- [7] T. Andersson, et al., "A decade of assembly bow management at Ringhals", Proceedings of a technical meeting, Cadarache, France, 22-26, Now. 2004, IAEA-TECDOC–1454, (2005)
- [8] 三島良績、他、「軽水炉燃料の炉内挙動と安全性」、日本原子力学会誌、Vol. 18、No. 1 (1976).
- [9] 伊方発電所第3号機ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料 一原子燃料のリ サイクル利用 の採用計画等について、伊方原子力発電所環境安全管理委員会技術 専門部会資料 3-1、平成16年6月、四国電力株式会社.
- [10] Training Material on TRIGA Research Reactor, International Atomic Energy Agency, <u>https://ansn.iaea.org/Common/documents/Training/TRIGA%20Reactors%20(Safety%20and%2</u> <u>0Technology)/intro/start_tmtrr.htm</u> (2019 年 12 月 9 日閲覧).
- [11] 岡芳明、鈴木勝男編著、「原子炉動特性とプラント制御」、オーム社 (2008).
- [12] 寺前哲也、他、「より高性能に、より安全に 安全解析の最新技術」、三菱重工技 報、Vol. 43、No. 4 (2006).
- [13] TRIGA nuclear reactor, General Atomics, <u>http://www.ga.com/triga</u> (2019年12月9日閲覧)
- [14] 社団法人 日本原子力学会編、「原子力がひらく世紀 第3版」、社団法人 日本原子力 学会、(2011).
- [15] 佐藤一男、他、「特集 チェルノブイリ事故から 15 年 私たちが学んだこと」、日本 原子力学会誌、Vol. 44、No. 2 (2002).
- [16] Nuclear Power in Russia, World Nuclear Association, <u>https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/russia-nuclear-power.aspx</u> (2019 年 12 月 9 日閲覧).
- [17] K. Shibata, et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).
第13章 臨界集合体

内容

第 13 章	臨界集合体	
13.1 臨	界集合体の概要	
13.1.1	臨界集合体の特徴と役割	
13.1.2	ベンチマーク実験	
13.2 臨	界集合体	
13.2.1	Godiva [8-9]	297
13.2.2	Jezebel [8, 11]	299
13.2.3	Flattop [8]	
13.2.4	TCA [13]	
13.2.5	FCA [13, 15]	
13.2.6	京都大学臨界集合体実験装置 KUCA [16]	
13.2.7	TRACY [13, 19-20]	
13.2.8	STACY [13]	

【この章のポイント】

- ・臨界集合体は、①核計算の妥当性の検証、②核データの精度検証、そして、③新しいコンセプトの原子炉の模擬実験等の目的で運転される。
- ・ 臨界集合体を用いた炉物理実験で得られたデータは広く活用できるように ICSBEP[1]および IRPhEP [2]などのプロジェクトでデータベースの整備が進められている。
- 米国における初期の臨界集合体および日本国内の主要なものについて紹介する。

商用の原子炉が誕生する過程では、通常の工業製品と同様に必ず試作品を作って性能が 仕様を満足しているか試験するとともに、性能の予測はどのくらい正確であったかなどの 評価を行う。そして、試作品で吟味を重ね、そのあとにようやく実機の製造に進む。この試 作品について、実機スケールの試作品で性能評価をすれば性能試験としては確実ではある ものの、安全性の観点からは、模擬炉心を実験室スケールの小さい規模で構成し、実機の大 型炉心になったときに炉心の安全性が担保されるかを確認しておくことが何よりも大切で ある。また、経済的な観点からは、商用発電原子炉スケールを試作品としたとき、建造に莫 大な資金が必要なため経済的なリスクが大きすぎる。ここで、炉心解析の観点から、性能試 験で得たい知見は、①核計算に使用される計算コードの性能は妥当か、②核計算に使用され る核データの精度は適切か、そして、③実機スケールになったときに所定の性能が得られる か、の3つに絞られる。したがって、経済的な観点からスケールを縮小してもこれらの知見 が得られる原子炉を作れば効率がよく、このために最も小さいスケールで建設・運用される 原子炉が臨界集合体であり、商用原子炉の誕生を最も遠くから支える原子炉である。また、 燃料の製造や再処理工場では、核燃料物質を液体にして配管で輸送しタンクで貯蔵してい るが、もし臨界になってはいけない施設で臨界になったらどのような影響が現れるか、そし て、どのように事故が進展するかを予測し、事故対策に必要な知見を得るといった目的で建 設された臨界集合体(後述の TRACY および STACY)もある。これらの施設で得られた実 験結果(知見)は施設を持たない限り得ることができない貴重なデータであり、広く炉物理 分野で活用できるように、ICSBEP(International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project)や IRPhEP(International Reactor Physics Experiment Evaluation Project)などで 整備が進められている。

第13章では、臨界集合体の特徴および実験内容と実験の活用例を述べるとともに、米国および日本で建設された臨界集合体の一部を紹介する。

13.1 臨界集合体の概要

【この節のポイント】

- ・臨界集合体は原子炉等規制法施行令において、「炉心構造を容易に変更することができる 試験研究用等原子炉であって、核燃料物質の臨界量等当該試験研究用等原子炉の核特性 を測定する用に専ら供するもの」と定義されている。
- 単純な構造を有する臨界集合体での実験は、ベンチマーク実験として核データおよび計

算手法の精度検証に有用である。

ベンチマーク実験では、臨界性、反応度価値、反応率および過渡特性などが測定される。

13.1.1 臨界集合体の特徴と役割

原子炉の設計を行う場合、核的な特性を確認するために、目的とする原子炉の核特性に類 似させることができる原子炉があれば、規模は小さくても有益な知見が得られる。さらに、 炉心構造を容易に変更することができれば、炉心の寸法や材料を系統的に変化させたとき の核特性も掴むことができる。これらのことから、炉心構造を容易に変更することができる 原子炉が必要とされ、それが現在、臨界集合体と呼ばれる原子炉である。臨界集合体は原子 炉等規制法施行令において、「炉心構造を容易に変更することができる試験研究用等原子炉 であって、核燃料物質の臨界量等当該試験研究用等原子炉の核特性を測定する用に専ら供 するもの」と定義されている。

商用軽水炉を模した臨界実験装置では、燃料は燃料棒単位で、炉心の上面と底面に金属製の格子板を設置し、その格子板に穴(孔)を開けて上下の格子板の穴に通す形で炉心内に燃料棒を設置する。高速炉に模した臨界実験装置では燃料は金属板単位で扱われることが多く、金属板状の燃料を束ねドロワーと呼ばれる容器に入れ炉心に装荷する。臨界実験装置では、目的に従って燃料棒を差し込むピッチや容器を変化させることで、炉心の構成を容易に変更することができる。

臨界集合体の特徴として以下のものが挙げられる。

- ① 構造:特定の建物の中に装置一体が組み込まれている。
- ② 運転方法:臨界集合体は、原子炉そのものであり、設計・建設の時点で守るべき炉心特性の制限値(例:出力)が文書(例:設置許可申請書)に明示されており、それらの数値の範囲内で実験や運転を実施しなければならない。例えば、核データの精度を検証する場合、核データの精度が十分でない核種を装荷することがある。このとき、臨界近接など、慎重に運転を行うことで制限値を超えないようにするが、炉心性能の予測精度が悪い場合においては、炉心の性能にどうしても不確定要素が残ってしまうことに留意する必要がある。臨界近接の途中および実験中のあらゆる瞬間において、原子炉の挙動などに何か疑問に思うことがあれば、自らの判断で、まずは制御棒を挿入することで原子炉を停止させ、そのあと原因について吟味するのが通例である。
- ③ 温度および圧力:温度制御を行う装置もあるが、概ね室温で運転する。また、炉室内の 圧力はわずかに減圧されているが大気圧とみなせる。軽水炉用の装置では減速材に軽水 を用いるが、減速材は沸騰せず(減速材の密度変化が微小)、蒸気も発生しない。一般に 極低出力(数 W 以下)で運転されるため、停止後の崩壊熱も極めて小さく、自然冷却で も原子炉の温度は上昇しない。
- ④ 出力、温度効果および燃焼:熱の発生が無視できる数 W 程度で臨界性などのデータが
 十分に取得できるため、温度上昇によるフィードバックや構成部材の膨張を考慮する必

要がないので、素性の良いデータを蓄積することができる。また、核燃料の燃焼も無視 できるため、運転毎に構造材(特に核燃料)の組成変化を厳密に取り扱う必要がない。 さらに、素性の明らかな核燃料を何度も別の実験に使用できるため、信頼性の高いデー タが得られる。

- ⑤ 放射線レベル:燃焼を伴わないので放射線レベルが低く、核燃料および構造材を人力により容易に扱うことができる。構造材はAl(アルミニウム)で作られている場合が多い。これは、装置が軽量となることと、Alの中性子吸収断面積が十分に小さいため放射化せず、運転後に人間が炉心に立ち入る際のγ線バックグラウンドが低くなることが理由である。
- ⑥ ゆらぎ:商業用原子炉では炉心内部に流体が流れており、例えば、その流量の揺らぎに よっても臨界点(中性子レベル等)に揺らぎが生ずるが、臨界実験装置は循環冷却を行 っていないため扱いやすく、臨界点を極めて正確に把握することができる。
- ⑦ 材料管理:装置を構成する材料の寸法、質量(および原子数密度)が正確に測定されており、実験を再現するための計算の精度向上に寄与している。小型の原子炉が多く、体系の組成および寸法を管理下に置きやすい。なお、④で述べた通り、臨界集合体の出力では燃料の原子数の変化や核分裂生成物の発生が無視できるので、計算では同じ原子数密度を繰り返し使用できる。
- ⑧ 遮蔽:運転時に炉心の存在する部屋(あるいは装置室)に人間が立ち入ることはないが、 運転による総核分裂数が十分に小さく核分裂生成物の量も極めて少ないことから、発生 する放射線(主に中性子線およびγ線)のレベルは、公衆に対する放射線対策が小規模 で済む程度に低い。また、運転後には長い冷却時間は要さずに炉心に近づくことができ る。なお、ここでの「冷却」は熱を冷ます意味の冷却ではなく、放射線のレベルが低下 するのを待つ「冷却」である。

反対に、商業用の原子炉に向けて臨界集合体では得られ難い知見として以下のものが挙 げられる。

- ② 燃焼:核分裂量が少なく、燃焼計算等の精度検証に必要な実験は実施できない。
- ③ 中性子スペクトル:小型の実験装置であるために体系からの中性子の漏れの割合が大きい。したがって、炉心の中性子スペクトル(中性子のエネルギー分布)が、目的とする商業用原子炉のものと異なっていないか注意しなければならない。

軽水炉では、燃料の配置換え(shuffling)、使用済み燃料の取り出しや燃料貯蔵プールでの 保管、キャスクでの輸送などは燃料集合体単位で実施されている。事前に、決定論的手法に より燃料集合体単位の計算を行い(このとき使用される計算コードを格子計算コードと呼 ぶ)、その結果を適切に均質化して、炉心シミュレータと呼ばれる別の計算コードに入力と して与えることで、原子炉全体の挙動を把握している。燃料集合体の設計および運転管理で は、格子計算コードと炉心の流量や蒸気量を含めた全体の計算を行う炉心シミュレータと の組み合わせで実施されている(近代ノード法が用いられた CASMO/SIMULATE コードが 有名)。

では、実際の問題として、例えば、商用軽水炉心を建設・運用したいとしよう。核設計の 際に、最も基本的な核特性である実効増倍率の計算を最新の核データライブラリーと計算 手法の近似が少ない連続エネルギーモンテカルロ法によって行ったとする。ここで、連続エ ネルギーモンテカルロ法は、体系の幾何形状に関する近似がほとんど必要なく、計算手法に 数学的な近似がないので、核データの品質保証によく用いられている手法である。計算後、 例えば、実効増倍率の計算値には核データライブラリーの不確かさがおよそ1%含まれるこ とがわかった。 炉心にもよるが、U-235 が核分裂反応の大部分を占める炉心で実効増倍率が 約 1.008(1.000+実効遅発中性子割合)になると出力が急激に上昇する即発臨界になってし まう。したがって、核計算の段階で実効増倍率に対して1%の不確かさがあるというのはか なり大きく、安全に運用するためにもこの不確かさは低減されるべきである。ここで、商用 軽水炉心に類似するようなスケールの小さい臨界集合体があれば、臨界集合体での臨界計 算を実施して実験と比較することにより、商用軽水炉心の解析でどのくらい核データライ ブラリー起因のバイアス(誤差)が存在するのかが予測できる。また、連続エネルギーモン テカルロ法による計算は、正確ではあるものの計算時間が非常に長く、何度も計算を繰り返 して最適化を図る核設計段階ではこのような計算手法は向かない。そこで、近似が含まれる ものの計算時間が短い計算手法で核設計を実施するが、近似が用いられた計算手法のバイ アスがどの程度なのか知見がない場合、臨界集合体で行われた実験をもとに計算コードの 精度を試験すればよい。また、実際の商業用原子炉では、運転時の燃料棒の破損を避けるた めに、出力が最大になっている燃料棒位置とその出力の値が運転制限値を超えないように 十分な注意が払われるが、その出力の計算精度も臨界実験を対象にして計算と実験を比較 することで確認できる。

このように、臨界集合体は小さな原子炉ではあるが、臨界実験で得られる炉心が臨界にな るときの燃料の質量(臨界質量」および核分裂反応率分布(または出力分布)を通じて、炉 心設計段階における格子計算コードの品質保証ならびに商用原子炉の安全性に大きく寄与 してきたことを強調したい。臨界集合体の使用目的を以下に記す。

- ① 計算コードの精度検証:臨界とは実効増倍率が1になる物理状態である。臨界計算コードで臨界状態を再現し、実効増倍率が1からずれる程度を調べることで、計算コードの妥当性と実際の商業用原子炉の炉心の設計時のずれを把握することができる。
- ② 核データの精度検証:これまでにあまり測定されてこなかった核種を臨界集合体に装荷し核特性を試験することにより、核データの精度を検証することができる(例:仏国・MINERVE 炉での核分裂生成物の中性子吸収断面積のパイルオシレータ法による測定

[3]。東芝 · NCA での AP 1000 の出力調整用の特殊制御棒のタングステン(W)の中 性子吸収量の測定)。

- ③ 新型炉の模擬実験:商業用原子炉の新たな炉心概念の実証に関する基礎データを提供することができる(例:軽水炉での MOX 燃料装荷炉心の数値解析の精度検証のためのベンチマーク実験 VIP (VENUS International Program) [4]、加速器駆動システム・改良型 BWR・第4世代原子炉のモックアップ実験[5]、MOX 燃料装荷 BWR の過減速体系における物理現象の解明(BASALA experimental program) [6-7])。これらは、新しい原子炉の建設に際して、安全審査(許認可作業)に役立てられてきた。また、新型中性子検出器の検査にも使用できる。特定の物質の中性子吸収量の確認実験では、原子炉に関する許認可作業に関わっている(例:京都大学 KUCA での福島第一原子力発電所の燃料デブリの取り出しに向けたホウ酸水による中性子吸収量の測定)。
- ④ 教育:臨界実験装置では炉心を臨界にする際に、臨界近接および中性子逆増倍法といった手法が用いられることが多く、臨界とは何かを実際に体験することができる。また 種々の放射線計測技術を体感でき、学生や原子力技術者の教育・訓練に用いることができる。

上記①~③について、核計算の精度検証において基準となる基礎実験はベンチマーク実 験として取り扱われる。

13.1.2 ベンチマーク実験

ベンチマークとなる実験は世界各国で行われており、ICSBEP および IRPhEP では種々の 炉心形状・構成部材で実施された実験について経済協力開発機構・原子力機関(OECD/NEA) が取りまとめている。

ICSBEPでは、臨界安全の解析に資するために、計算および核データライブラリーの妥当 性評価に臨界・未臨界実験結果を容易に用いられるよう、標準的なフォーマットに実験結果 を編纂することを目的としている。収録されているベンチマーク実験は、2015年の段階で 4,874ケースに及んでいる。

IRPhEPでは、炉心設計、安全解析、そして核データライブラリーの評価に関わる専門家 が計算手法および核データライブラリーの妥当性評価のために使用することを念頭に置い ており、世界各国で行われた炉物理ベンチマークが収録されている。2018年版では(表紙 は日本原子力研究開発機構・FCA(後述)の断面の写真)、54の異なる施設における159の 一連の実験が含まれている。

これまでの章では、われわれは(特に燃料中での中性子による核分裂反応で発生する)中 性子に着目して原子炉物理への理解を深めてきたが、実験では中性子を直接検出すること はできない。炉物理実験では、中性子を何かと相互作用させ、その相互作用で発生する信号 を計測して炉物理パラメータとして評価する。また、数100 W の高出力運転後や自発核分 裂反応を有する核種が炉心体系に含まれる場合、中性子がバックグラウンドとして検出さ れる点を考慮しなければならない。以下では、炉物理ベンチマークに資する(1)臨界性、(2) 反応度価値、(3)反応率、および、(4)過渡特性について簡単に紹介する。(1)および(2)は、炉 心全体で定義される核特性(k_{eff}、反応度ρ、実効遅発中性子割合β_{eff}、即発中性子減衰定数 αなど)の検証に役立てられている。(3)は局所的な出力値や中性子束の分布形状の評価およ び計算精度の検証に用いられる。(1)から(3)までは炉心挙動の時間変化を考慮しない計算 (静特性解析)によって評価可能な物理量であるが、(4)によって、事故解析など炉心挙動 (出力、温度および圧力など)の時間変化を考慮した計算(動特性解析)の品質保証が可能 になる。

(1) 臨界性

炉心が臨界かどうかの判定は、中性子検出器の時系列応答の推移によって確かめること ができる。中性子検出器には、³He 検出器、BF₃検出器などのガス比例計数管、また、核分 裂性物質を検出器内に封入した核分裂計数管が主に使用されている。いずれも、He-3、B-10 または核分裂性物質が中性子と核反応を起こしたときに放出される粒子のエネルギーを電 荷に変換し、この電荷を収集して、中性子との核反応に起因する信号を電気信号に変換する ものである。

臨界状態に初めて達した原子炉はシカゴパイルであるが、この時に臨界量の予測に用い られた実験手法は**臨界近接(critical approach)**と呼称され、現在においても使用される実 験的に非常に信頼性の高いものである。臨界近接では、明らかに未臨界の状態から臨界への 近接過程を始める。炉心に*S*個の中性子源を置いたとき、超過臨界であれば炉心内の中性子 は中性子増倍率 *k*を公比とした等比数列に従って中性子の世代ごとにネズミ算的に増えて いくが、近接過程において体系は未臨界であるので炉心内の中性子はいずれ零個になる。こ こで、大切なポイントは*S*個の中性子源を炉心に投入したときに、炉心内の中性子の数と炉 心の近くに配置した中性子検出器での計数は比例するということである。臨界に近づけば 近づくほど中性子の検出数は増えていくので、炉心内の中性子の数に比例する検出数を目 印に、燃料あるいは燃料棒を追加するか、制御棒(もしくは微調整棒)を適切な長さ引きぬ くかあるいは、臨界集合体の炉心タンクの水位を適切に上昇させていくかすればよいこと がわかる。注意しなければならない点は、臨界を達成するために変化(調整)させるパラメ ータは一つであるということである。すなわち、制御棒と水位の2つを同時に調整するよう なことはない。例えば STACY(後述)では炉心タンク内の水位の高さのみを調整して臨界 を達成する。

しかし、残念ながらわれわれが目指す臨界状態では、各世代で中性子の数は S 個になる (臨界状態なので世代間で中性子の数は変化しない)ので、S 個の中性子を投入した後に、 臨界炉心で発生する中性子の数は無限大になってしまう。物理学や工学において無限大と いった数は扱えないため、臨界近接では、ブレークスルーとして炉心内で検出された中性子 計数の逆数を指標とする。

ここで、確実に未臨界の体系で*S*個の中性子を置いたとき炉心内の中性子の数の総計と、 燃料をほんの少しだけ追加して同様に中性子の総数を比較すると後者の方が計数は大きく

290

なる。初期の計数を燃料追加後に得られた計数で割った値を縦軸として横軸を燃料質量と してプロットする。炉心が臨界になれば計数は無限大になるのでプロットにおいてこの計 数比が0になるところを目指して、最新の2点を用いた直線外挿によって、少しずつ燃料 を追加し、プロットを逐次更新していく。このプロットは逆増倍率曲線(inverse multiplication curve、図13-1)と呼ばれている。このプロットを頼りに燃料の追加を繰り返 すことで、臨界炉心を構築することができる。



図 13-1 逆計数率曲線の一例

なお、臨界近接を進行していく過程において、核計算で得られた炉物理パラメータおよび 補正項などは一切使用していない。すなわち、原子炉物理実験として測定のみで完結してお り、たとえ核計算において実効増倍率の計算精度が1%の不確かさで即発臨界になる可能性 を暗示している場合や、そもそも核計算が間違っている場合においても、実験で燃料を少し ずつ追加して逆増倍率曲線を正しくプロットできれば、臨界事故を確実に防ぐことができ る。この例では燃料を少しずつ追加していったが、*k*を徐々に大きくする方法として、およ そ次の3つがある。

- ① 原子炉に装荷する核燃料物質の量を増やす。
- ② 原子炉の中性子吸収材を減らす(制御棒の引き抜き操作など)。
- ③ 原子炉を実効的に大きくする(中性子の漏れを小さくする)。

上記の3つの方法を用いる場合、逆増倍曲線をプロットするときの横軸が異なる。①は核 燃料物質の質量、②は例えば制御棒の位置、③は実効的な炉心サイズ(例えば炉心タンクの 水位)となる。 臨界近接の最終段階では、起動用の中性子源を体系から引き抜き、制御棒などを操作して 原子炉が自発的に核分裂連鎖反応を維持することによって臨界が達成される。なお、商業・ 発電用の軽水型原子炉も初めて原子炉を臨界にする際に臨界近接が用いられている。沸騰 水型原子炉(BWR)では制御棒の引き抜き長さ、加圧水型原子炉(PWR)では原子炉の一 次冷却水中のホウ酸の濃度を本手法によって調整し、初臨界を達成する。

さて、もし核燃料物質そのものが核分裂反応とは無関係に中性子を放出する場合、この核 燃料物質を体系から取り除かなければ狭義の臨界を達成することはできない。しかし、この 場合についても、臨界に近接するほど出力が大きくなるという核分裂連鎖反応の原理によ って、出力の異なる仮想的な臨界点を測定して、出力が無限大となる臨界点を外挿によって 求めたとき、この値を臨界点として実験的に定められる。

ベンチマークには臨界になった時の炉心の状況の詳しい情報(使用した燃料の種類、本数 や体数、燃料の空間的配置、炉心の温度、減速材の温度(概ね室温や水温であるが正確な温 度が測定されている)、炉心の減速材の量(あるいは炉心タンク内の水位)、制御棒や微調整 棒の挿入本数あるいは挿入長さ、炉心タンクに溶かした中性子吸収材の量(例:ホウ酸の濃 度))などが包括的に記載される。

(2) 反応度価値

反応度(reactivity)は原子炉が臨界からどの程度離れているかを定量化する炉物理パラメ ータであり、超過臨界を正、臨界をゼロ、そして、未臨界を負の量として取り扱い、その絶 対値はどの程度臨界から離れているかを示している。反応度価値(reactivity worth)は、例 えば、ある炉心体系に制御棒を挿入したときの反応度の変化量を指す。ここで、反応度は臨 界炉心への制御棒などの挿入によって断面積に微小な変化(摂動と呼ばれる)を与えたとき の臨界性の違いとしても捉えることができ、局所的な変化が炉心の臨界性にどの程度影響 を与えるかを定量化する積分パラメータとしても解釈することができる。

原子炉を運転するにあたって最も重要な反応度価値は、制御棒が有する反応度価値(制御 棒価値)である。炉心が持っている余剰反応度に対して、制御棒による停止余裕はどの程度 あるかを定量的に把握するために必要な反応度価値だからである。制御棒価値は、計算によ っても求められるが、商用原子炉においては起動前の炉物理試験において測定され、炉心の 設計精度が十分かどうかの判断が下される。臨界集合体における制御棒価値は、臨界集合体 そのものの安全性に大きく関わっているだけでなく、商用原子炉での適用を見据えた、新し い測定手法の精度評価および計算で用いられる核データライブラリーの品質を含めた、計 算手法の品質保証にも寄与している。制御棒価値の測定は**落下法(rod drop method)**が有 名で、臨界状態から制御棒を落下させて、臨界時の検出器の中性子計数率を、落下直後から 中性子が計数されなくなるまでの総計数で割った比を用いて測定される。すなわち、制御棒 価値の測定値はこの計数比と比例関係にある。図 13-2 に KUCA における異なる反応度価値 を有する制御棒の落下法による制御棒価値測定の一例を示す。図 13-2 では、制御棒を落下 させる前で計数率にばらつきがみられる。これは、0.1 W 程度の運転出力のために炉心の中 性子束がわずかに揺らいでいることに起因している。臨界時の計数率を決定する際には、数 秒間計数し、1 万カウント以上の計数を用いて平均的な計数率を決定することが望ましい (それでも、制御棒価値の測定値に 1%の統計誤差が生じる)。制御棒を落下させると炉心 は臨界状態から未臨界状態に変化し、出力が指数関数的に減衰する。ここで、同じ出力であ ったにも関わらず、出力の減衰に着目すると制御棒 1 の方が制御棒 2 に比べて負の反応度 を印加する能力が高いことが推測できる。今回の例では、制御棒 1、2 の制御棒価値はそれ ぞれ 888 pcm、151 pcm と測定された(「pcm」とは per cent mille の略であり 10⁻⁵ に対応す る)。このように基礎的な計数の結果を用いて制御棒価値が簡便に求められるところが落下 法の利点である。



図 13-2 臨界状態から制御棒を落下させたときの中性子計数率の推移

反応度には他にもサンプル反応度、(冷却材)ボイド反応度およびドップラー反応度など がある。サンプル反応度は核データライブラリーの精度検証を実施する際に測定される。断 面積がよく把握されている核種とよくわかっていない核種を置換して反応度価値の測定を 行い、測定された反応度価値は主に断面積の変化によるものが寄与しているので、その他の 炉心構成部材の影響が取り除かれた貴重なベンチマークデータを取得することができる。 ボイド反応度は臨界集合体に空洞状のピンや構成部材を装荷することで測定できる。また、 ドップラー反応度は集合体を構成する軽水や炉室の温度を上昇させることで測定できる。 ボイド反応度およびドップラー反応度のいずれも、臨界集合体の安全性を担保するために (計算または測定で)評価が必要な核特性値である。

(3) 反応率

実験では中性子束(または中性子の密度)を直接測定できない。中性子検出器では検出効率込みの反応率が測定できるが、そのほかの方法としては、放射化箔法が一般によく用いられる。放射化箔法は、実験前に炉心に例えば金箔などを張り付けて、その後、(数100W以下で十分な)一定出力運転を数時間行い、炉心の中で中性子と相互作用を起こさせて放射性

物質に核変換させる。実験後、照射したものを取り出して放射線計測によって特定のγ線を 計数し、核変換によって生み出された核種を推定することにより、その核反応の**反応率**

(reaction rate)を実験的に得る。例えば、金箔の場合、高純度ゲルマニウム検出器によっ て 411 eV の γ 線ピークが得られれば、そのピークの面積、すなわち、 γ 線の計数値を用いて ¹⁹⁷Au(n, γ)¹⁹⁸Au 反応による反応率が測定できる(図 13-3)。また、金箔を設置することによ り局所的な反応率を測定できるが、金線の設置により反応率の空間的な分布形状を取得す ることもできる。また、炉心に挿入していた燃料棒や燃料板を取り出し、 γ 線の量を相対測 定したとき、 γ 線の量は核分裂生成物の量に比例し、核分裂生成物の量は出力に比例すると 仮定すれば、このように測定した γ 線の量から、炉心の特定の位置に置かれた燃料棒や燃料 板の核分裂反応率分布(出力分布)の情報を得ることができる。



図 13-3 照射実験後の金箔のγ線スペクトル

また、核分裂計数管を用いると、U-235 および Pu-239 の核分裂反応率が実験的に得られる(図 13-4)。この測定値を用いれば、例えば、同じ中性子スペクトルの炉心で核分裂性物質を変化させたときにどのような挙動になるかを大まかに推測することができる。



図 13-4 ²³⁵U 箔が設置された核分裂計数管の検出器応答 (横軸は信号の強度を表しており核分裂片のエネルギーと比例関係にある。)

これらの反応率を実験的に評価するときの重要なポイントは、2つ以上の反応率を測定し て反応率比として評価することにある。例えば、1Wと10Wでは中性子束の大きさが10倍 違うことから、それぞれの運転条件で得られた反応率も10倍異なる。計算でこの反応率を 評価する場合、実験において出力を正確に測定する必要がある。この場合、出力測定の不確 かさが反応率の測定値に含まれてしまうが、2つ以上の反応率を同じ運転条件で測定してお きその比を取れば、出力を別途測定する必要がないため、実験精度および信頼性の低下を防 ぐことができる。

(4) 過渡特性

近年の計算機の発達により、連続エネルギーモンテカルロ法においても臨界性および反応率といった静特性の解析だけでなく、連続的に出力が変化する動特性の解析が実施できるようになってきた。そこで、これら一連の解析の妥当性評価のために炉心を超過臨界にした時の中性子計数率の変化(図13-5において超過臨界状態では指数関数的に計数率が上昇している)などのデータが測定されている。また、パルス中性子源を周期的に炉心に打ち込んだ時の中性子計数率の変化(図13-6)についても米国・ロスアラモス国立研究所で開発された連続エネルギーモンテカルロコード MCNP を用いて解析されている(このような解析によって、解析コードの妥当性もさることながら、核データにおいて即発・遅発中性子の収率、散乱反応の角度分布の精度を検証することができる)。臨界性について網羅的に知見が得られた後には、このような中性子計数率の時間的な変化だけでなく、温度、圧力、さらに沸騰現象といった熱水力を伴うベンチマーク実験に焦点があてられると予測される。



図 13-5 超過臨界時の計数率の変化(KUCA にて測定)



図 13-6 パルス中性子が炉心に繰り返し(0.05 秒間隔)打ち込まれたときの計数率の変化 (Time=0[s]のときパルス状の外部中性子が炉心に打ち込まれている。KUCA にて測定)

13.2 臨界集合体

	【この節のポイント】
•	米国では 1947 年から遠隔操作型の臨界集合体が建造され、実験者が安全に実験できるよ
	うガイドラインが整備された。
•	日本では 1960 年代から臨界集合体を用いた実験が行われるようになり、国際的なベンチ
	マーク実験が数多く実施されてきた。
•	本節では、米国の Godiva、Jezebel および Flattop、日本原子力研究開発機構の TCA、
	FCA、TRACY および STACY と、京都大学の KUCA について紹介する。

人類の手によってはじめて臨界状態が達成された 1942 年以降、核分裂反応で得られる莫 大なエネルギーは軍事的な利用に向けられた。1940 年代初めの米国における実験風景は兵 器級の高濃縮ウランまたはプルトニウムの塊を直接目の前にして(生体遮蔽なし)、まるで 化学者が試験管を手で振って薬品を混ぜるような感覚で行われてきた。

米国・ロスアラモス研究所は、臨界事故が起きても周辺に影響が及ばないようにパジャリ ートキャニオン(Pajarito Canyon)という孤立した地域に建設された。同研究所においても 初期の炉心は手で直接操作されており、実験者が核燃料の塊を操作中に手先を滑らせてし まった事例があった。不幸にもその塊はより核分裂反応が促進され出力が加速する場所に 落下し、超過臨界状態での放射線バーストによって実験者は多量の放射線を浴び、数日後、 この実験者は亡くなってしまった。

臨界集合体の操作における死亡事故を重く受けて、炉心の臨界操作につながる核分裂性 物質の直接操作が禁止された。同時に、重要項目として、実験の汎用性および再現性に加え て人命の安全と核分裂性物質に関する保障措置が強調されたガイドラインが作成された。 これにより、運転手順の詳細な説明がない実験は禁止され、実験の手順書は研究所の審査に かけて承認するという手続きが義務付けられた。本ガイドラインは初期段階で炉心操作を 400 m 離れた遠隔地から行わなければならないとしたほか、人間の手先の動きを再現できる 複雑なロボットの導入、さらに、従来から使用されてきた機械についてはより簡単な動きの みに制限を設けるなど、規制前と比較すると安全に対する意識が徹底されている。炉心につ いては、重力による信頼性の高い fail safe 機構を持たせなければならないとし、運転では一 人が実験の安全を監視することに割り当てられ、どの実験者も実験の安全性に疑問を持っ た時は実験を中止できるようにした。このガイドラインの有効性はこの後に大きな臨界事 故が発生していないことから高く評価されている。

当初、「Kiva」と呼ばれる臨界集合体の遠隔操作が可能な臨界実験施設が1947年から開設 され、のちに萌芽的(主に核兵器の貯蔵、輸送などに関する)実験に適用するために2つの Kiva(Kiva2およびKiva3)が建設された。本目的のためにKivaで建造された初めての臨界 集合体はTopsy(天然ウラン反射・高濃縮ウラン炉心)と呼ばれた。1948年の秋に終了した Topsyにおける実験を補うために、3つの異なる臨界集合体(Lady)Godiva、Jezebel および Flattop が核分裂性物質である U-235、U-233 および Pu-239 の特性を把握するために構築さ れた。

本節では、現在においてもベンチマーク実験として活用されている Godiva、Jezebel および Flattop に加えて、日本で建設された主要な臨界集合体(TCA、FCA、KUCA、TRACY および STACY)およびそこで実施された特徴的な実験について紹介する。

13.2.1 Godiva [8-9]

Topsy が運転している中、基盤研究のために 2 番目の遠隔操作型の Godiva と呼ばれる臨 界集合体(図 13-7)の運転が 1951 年に開始された。炉心は Topsy(反射体付き球形状炉心) よりも単純な濃縮ウランの裸の球形状で、単純な形状としたのは裸の炉心から飛び出した 中性子がコンクリート壁などで散乱して炉心に再入射する効果が不明だったことが要因と して挙げられている。Godiva 炉は球を 3 つに輪切りした形で、中央部は固定され、ワイヤ ーでガイドされた上下のドーム状の燃料が動いて最終的に球になることで臨界が達成され る。中央部にはフィルター付きの穴と濃縮ウランの制御棒が挿入される鞘が含まれている。 フィルター付きの穴には部分燃料を差し込むことで臨界量が調整される。1962 年の終わり には炉心特性の把握が終了し、制御棒較正と臨界質量の調整、そして、炉心半径を変数とし たときの高濃縮ウランの等価反応度によって、Godiva 炉を理想的な球形状と見なすための 補正が行われた。また、即発臨界時の挙動を調べるために、遅発臨界から印加する反応度を 変化させて正ペリオドが系統的に測定された。最終的に、反応度は即発臨界に対して 97% の領域まで印加された。



図 13-7 Godiva 炉の外観 [10]

1953年の半ばに、即発臨界の領域において、超過臨界の放射線パルスを発生させるよう に運転が移行した。ある時点で、室内で中性子が散乱して炉心に再入射しているという現象 がパルス運転における中性子束の時系列変化から判明したため、この影響を取り除くべく、 現代では有り得ないが、装置全体を外に持ち出し(クレーンのようなものに吊り下げること で)地上から離して実験が行われるようになった(図13-8)。そして、この放射線パルスに さらされた土壌は、核爆弾が爆発したときの土壌を研究するための基礎データとして使用 された。即発臨界は U-235 のスラグを最も反応度に効く場所に打ち込むことで達成し、逆 に、炉心の暴走を防ぐための負のフィードバック機構は、即発臨界で炉心が高温になること による熱膨張であった。即発臨界でのパルス運転では、初め15 µs のペリオド(出力が e 倍 になる時間)で核分裂率が上昇し、最終的に最高出力は1GW に到達した。パルスの半値幅 は 50 μs であり、総核分裂反応数は 10¹⁶ に達した。この即発臨界状態でのパルス運転は約 1,000 回、無事故で実施されたことが報告されている。



図 13-8 Godiva 炉の屋外実験の様子 (出典: 文献[8], pp.13, Fig. 10)

炉物理パラメータの取得の一環として、Godiva 炉では U-235、U-238、Pu-239 および Th-233 の遅発中性子割合およびその群構造に関する研究が進められた。これは、Keepin と Wimett によって実施され、上述の核種が含まれるサンプルをフィルター付きの穴に設置し て長時間一定出力で照射し、サンプル駆動装置によって別室にある BF₃ 検出器を用いた測 定システムへサンプルが輸送され遅発中性子の計数が行われた。

なお、ICSBEPではHEU-MET-FAST-001として本ベンチマーク実験が登録されている。

13.2.2 Jezebel [8, 11]

1954年に、Jezebel (図 13-9) と呼ばれる δ 相のプルトニウムによる臨界集合体(裸の球 形状)が Kiva2 に建設された。この臨界集合体は Godiva によって得られる高濃縮ウランに ついての核特性と並行して、プルトニウムについての核特性把握のニーズを満足させるた めに建造された。Jezebel では球形状が上中下に 3 つに輪切りにされ、中央領域はワイヤー で浮いており、上下のドーム状のプルトニウムはキャップがニッケルプレートで固定され ており、プレートを動かすことで位置を変化させることができた。この臨界集合体も軽量の フレームに搭載されており持ち運びが可能であった。運転時の正ペリオド制限値は 4 秒に 設定された。炉心から漏れ出た中性子スペクトルの測定は、漏れ中性子の再入射の効果を取 り除くために Godiva 同様に外で実施され、陽子リコイルプレートや放射化箔が用いられた。

Jezebel の支持台を活用して、1961 年には 98.1%の U-233 を含むウラン金属の試験が実施 された。本ウラン金属は密度が δ 相のプルトニウムよりも大きいため、臨界寸法は通常の Jezebel 炉心よりも小さくなった。Jezebel を外に持ち出して地上から離し、様々な反応度で Rossi- α 法による即発中性子減衰定数の測定が実施された。スペクトルの指標は 4 つの核分 裂計数管を用いて決定された。



図 13-9 Jezebel 炉の外観[8] (出典: 文献[8], Fig.13, pp. 16)

【コラム】 Rossi-a 法

Rossi-α 法は、臨界状態および未臨界状態を問わず炉心の出力が定常状態にあるとき、別々 の時刻に検出器で得られた 2 つの中性子が共通の祖先をもっているかを判定して、即発中 性子減衰定数を測定する手法である。図 13-10 に示す核分裂連鎖反応の模式図において、中 性子源から核分裂反応によって生み出される中性子は、次の核分裂を引き起こす、体系内で 吸収されるか体系外に漏れる、そして、中性子検出器に吸収されて中性子信号に変換され る、のいずれかである。ここで、図 13-10 のような一つの中性子家系に着目すると、遅発臨 界状態および未臨界状態においてどの中性子家系も確実に途絶えるということがいえる。 Rossi- α 法では 2 つの中性子検出信号を別々の時間 (t_1 または t_2) に得たときに、2 つの中性 子が共通の祖先 (Common ancestor)を持つ確率(相関確率)を求める。なお、2 つの中性子 が共通の祖先をもたない、または、どちらかもしくは両方が中性子源であった場合の確率は 非相関確率と呼ばれ定数となる。中性子家系の数は指数関数的に減衰しているので、2 つの 中性子信号の間隔 ($t_2 - t_1$)が広がると、相関確率も減衰することが予想される。理論的に は、この減衰定数が即発中性子減衰定数と対応していることが示されている。



図 13-10 核分裂連鎖反応における中性子の検出

図 13-11 は KUCA にて測定した 2 つの中性子検出間隔(横軸) とその検出間隔に該当する計数(相対確率)を縦軸に取ったものである。この測定結果からも、相関確率は指数関数的に減衰していることがわかる。



ICSBEP には、Jezebel を用いて実施されたベンチマーク実験が PU-MET-FAST-001 および PU-MET-FAST-002 として収録されている。

【発展的内容】Jezebel における基礎実験とその後

Jezebel の基盤を活用して、20.1%の Pu-240 が含まれる δ 相プルトニウムが 1964 年から 1966 年までと 1968 年の一部で試験に用いられた。臨界質量は低濃度 Pu-240 炉心に比べて 16%大きくなった。この比較のほかにも、遅発臨界状態での Rossi-α法によるα (差異なし)、 中性子スペクトルの指標となる核分裂反応率比として ²³⁸U/²³⁵U (12%増加) および ²³⁷Np/²³⁵U (5%増加) や、Pu-239 と U-235 の物質反応度価値(前者が後者と比べて 1%程度小さい) な どの測定が行われた。さらに本臨界集合体における Pu-238 および Cm-244 の中性子特性が これらの核種の臨界質量を推定するのに活用されたとともに、CD₂、CH₂および炭素の反応 度係数が水素と重水素の効果を調査するために取得された。4.5%の Pu-240 を用いた Jezebel は 1977 年の 3 月まで標準のスペクトルが維持できたと報告されている。その後、構成要素 は分解されて貯蔵されている。

13.2.3 Flattop [8]

Flatttop は Topsy の後継の臨界集合体である(図 13-12)。後継のため、臨界質量が十分に 判明していない場合に有効となる柔軟性(臨界調整用の穴などを設けた疑似的な球形状に することなど)は重要視されていない球形状の炉心(図 13-9)である。巨大なガイドの上に 直径 0.48 m (482.6 mm、19")の球体が鎮座しており、半球は支持台に固定、もう一方はさ らに半分に分かれて 1/4 半球をガイドに沿って動かすことができる。Flattop では、Godiva お よび Jezebel に対応して 3 つの基礎的な核燃料を有しており、U-235、Pu-239 および U-233 の核分裂性物質を装荷でき、さらに、ウラン反射体の有無を選択することできる。また、 Flattop は 93 wt%濃縮ウランとプルトニウムの合成炉心も構成できる。



図 13-12 Flattop 炉の外観[12]

13.2.4 TCA [13]

軽水臨界実験装置(TCA: Thermal Critical Assembly; 図 13-13 および 13-14)は、JPDR (Japan Power Demonstration Reactor; 1963年10月26日に日本で初めて原子力による発電に成功した熱出力45 MWの沸騰水型原子炉)の核特性確認のために1961年5月に整地を開始し、1962年8月23日早朝に初臨界に達した。JPDRの核特性を取得するために、当初の炉心構成はBWRを模擬して燃料ペレット直径12.5 mm、燃料有効長1.4 m (1,442 mm)、ウラン濃縮度2.6 wt%、アルミ製被覆管、水対燃料体体積比1.83 であった。全燃料棒本数は720本で、実験目的に応じて燃料と体系が拡張された。

1964 年には約 353 K (80℃) までの昇温装置、1966 年には JPDR で試験照射が始まった 国産燃料集合体の特性測定用格子などが組み込まれた。1967 年からはプルサーマル計画の ために MOX 燃料使用に関する実験が進められ、1972 年度に 650 本の MOX 燃料棒 (プルト ニウム約 7 kg) が使用可能になった。TCA における実験のために、原子力船「むつ」の臨 界実験に用いた燃料棒を短縮化し、有効長 0.68 m の燃料棒が計 450 本整備され、燃料棒間 の間隔を狭めた稠密格子炉心の臨界実験が行われた。また、臨界安全性に関する可溶性中性 子毒物、固体中性子吸収体の反応度測定、コンクリート材を挟む複数ユニットの相互干渉効 果の測定、未臨界度測定、多角形炉心における臨界バックリング等をトピックとした実験が 進められた。これらの多様な基礎研究は溶液系の臨界実験研究 (STACY および TRACY)の 礎となった。1995 年からは原子炉設置目的に教育訓練が加えられた。2004 年末の段階で、 運転回数が 11,679 回となっており、TCA は日本においてこの炉型の臨界集合体装置で最も 長期間利用された。運転回数と実験項目の内訳は、ウラン燃料格子特性実験が 3,116 回(比 率 26.7%) と多く、それに教育訓練等の 2,306 回(比率 19.7%) が次ぐ。2004 年から開始さ れた教育訓練の需要の高さがこの数字からうかがえる。また、臨界安全性に関する実験 (2,208 回、比率 18.9%) およびプルトニウム軽水炉利用特性実験(1,582 回、比率 13.5%) も時間をかけて一連のデータが収録された。



図 13-13 TCA の外観 (出典:参考文献[13], pp. 130, 図 2.1.20)



13.2.5 FCA [13, 15]

高速炉臨界実験装置(FCA: Fast Critical Assembly;図 13-15 および図 13-16)は高速炉の 設計・運転と安全性評価に必要な炉物理データを得る目的で建設が計画された。FCA は、 炉心に負の反応度が与えられるように、Godiva 炉などのように炉心を分割する機構(一方を固定し、もう一方がガイドに沿って水平にスライドし2分割する)を持っている。停止中は2mの分割幅で離されている。集合体は、外寸法55.2mm×55.2mm、長さ132.4mmのステンレス角パイプに燃料等が装荷され51×51(1975年までは35×35)の格子に行列上に配置されて構成される。

核燃料には 20 wt%濃縮ウラン金属燃料(断面積 50.8 mm 角の板形状、計 135 kg)が用い られ 1967 年 4 月 29 日に初臨界が達成された。初臨界後には炉心番号が I から IV までウラ ン系基礎実験(運転日数 493 日、実験番号 III は「常陽」の模擬炉物理実験と併用)が行わ れた。その後、動燃事業団からプルトニウム燃料が貸与されることになり、プルトニウム燃 料を装荷した高速実験炉「常陽」の模擬実験炉心を構築し、1970 年 2 月に臨界に達した。 高速実験炉「常陽」模擬炉物理試験に関する実験は、炉心番号 III および V で表され、延べ 445 日間運転された。FCA は更なる炉物理試験の需要に応えるために、1970 年から 1974 年 にかけてプルトニウム(Pu-239 および Pu-241)および 93 wt%濃縮ウランが追加された。ま た、制御棒の 2 連駆動などの改造を行い、高速増殖原型炉「もんじゅ」の工学的模擬実験炉 心が構築され、1975 年 7 月に臨界が達成された。運転日数は 1,213 日で、1967 年 4 月から 2004 年 9 月における運転比率(総運転時間に占める運転時間の比率)は 26%と、運転時間 の中で最長となっている。

FCA で取り扱われるプルトニウム燃料は 1.3 wt%の Al 合金が厚み 0.2 mm のステンレス 鋼で被覆されている。また、ウラン燃料の大半は金属ウランで、無水素系樹脂により被覆さ れている。FCA では、板状およびブロック状の天然ウラン、劣化ウラン、ナトリウム板、ス テンレス板、アルミナ板およびポリスチレン板が利用可能である。

FCA は高速炉の運転時・出力上昇時におけるドップラー効果の予測精度を評価するため に必要な 2,000℃(約 2,273 K)まで昇温できる加熱容器が導入され、世界に先駆けて燃料の 融点に近い温度でドップラー反応度が測定された。このほかにも、炉心番号 IX では標準ス ペクトル炉心実験として、7 種類のウラン炉心が構築され、Np-237、Pu-238、Pu-239、Am-241 および Cm-244 の核分裂反応率比が、炉心の中心で小型並行板電極型核分裂板を用いて 測定され、マイナーアクチノイドの核データの検証に多大な貢献を果たした。また、炉心番 号 XIX では、βeffの国際ベンチマーク実験が行われ、フランスの MASURCA 炉では実施で きなかった純プルトニウム炉心および高濃縮ウラン炉心を構築し、遅発中性子に関する貴 重な実験データが取得され、評価済み核データファイル JENDL-3.3 の作成に役立てられた。

305



図 13-15 停止時の 2 分割されている FCA の様子 (出典:参考文献[13]、pp. 132、図 2.1.22)





13.2.6 京都大学臨界集合体実験装置 KUCA [16]

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA: Kyoto University Critical Assembly)は、固体減速 架台2基(A架台;図13-17および図13-18、B架台)と軽水減速架台1基(C架台;図13-19および図13-20)の3つの集合体からなる複数架台方式の装置である。KUCAの大きな特 徴として、異なる集合体の制御を1つの制御システムで行っている点が挙げられる(ただ し、同時利用は不可)。KUCAの運転は通常0.01W程度の出力で行われており、放射化箔の 照射でも約1Wの運転が多い(100Wまでの出力で運転ができる)。A架台には敷設のパル ス状中性子発生装置によって14 MeVの高エネルギー中性子を外部中性子源として使用で きるほか、FFAG加速器によって100 MeVまで加速された陽子ビームをA架台上の金属タ ーゲットに照射して発生する中性子を炉心に打ち込むこともできる。



図 13-17 KUCA-A 架台上部からの外観[17]





図 13-19 KUCA-C 架台上部からの外観[17]



図 13-20 KUCA-C 架台の炉心図 (出典:参考文献[18], pp. 231, Fig. 3)

KUCA の当初の使用目的としては、高中性子束炉の基礎研究、中速中性子炉の基礎研究、 トリウム増殖炉の基礎研究、未臨界実験の延長としての研究、原子力専攻学生などの教育訓 練、などが挙げられ、KUCA の各炉心の初臨界は、C 架台については 1974 年 8 月 6 日、B 架台では黒鉛減速炉心で同年 11 月 16 日、また、A 架台ではポリエチレン減速炉心で同年 12 月 3 日に達成した。以降、KUCA では、高中性子束研究炉、トリウムサイクル、ウラン 燃料の濃縮度低減化、臨界安全、中性子スペクトル測定、臨界実験データベース、稠密格子 炉心、炉物理実験手法の開発、超ウラン元素の核特性、加速器駆動システムに関する研究が 行われた。また、日米共同研究に加えて、次世代炉の開発に向けた日仏や日韓などの国際共 同研究が行われてきた[16]。

A 架台および B 架台では、2"角 1/16"厚の高濃縮ウラン(93 wt% ウラン-アルミ合金)を 燃料とし 2"角で任意の厚みの固体減速材(ポリエチレン、黒鉛など)・反射材(鉄、ベリリ ウム、ステンレスなど)を(炉心の規制値に適合する範囲で)自由に組み合わせて燃料領域

を構成して、5.43 mm 角、約 1.500 mm 長の角パイプの中に収めることで燃料体を作成する。 燃料体または反射体(ポリエチレンまたは黒鉛が入ったブロック)は 29×29 の格子板に固 定され炉心が構築される。両架台では高濃縮ウランの核燃料のほかにも天然ウラン、トリウ ム板が使用できる。炉心は、29×29の格子上に載せられるが、固定のために3×3、7×7な ど小分けに、同施設で「菓子折り」と呼ばれるプレートで仕切られており、両架台の違いは この菓子折り上の仕切り板の配置の違いと加速器中性子源の利用の可否のみである。運転 は三酸化二ホウ素が詰められた3本の制御棒および3本の安全棒(通常はスクラム時に挿 入するため、炉心から引き抜かれている)を用いて行う。炉心の停止には、制御棒・安全棒 の挿入のほかに、炉心の中心可動領域(A架台3×3、B架台5×5)に載せられた燃料・反 射体を下に引き抜くという機構も有し、計2系統の独立した停止機能を有している。特に固 体減速架台については、様々な燃料板と減速材板を組み合わせることで、非常に汎用性の高 い実験ができ、目的とする炉心のスペクトルに近づけた炉心において実験データを蓄積す ることができる。そのため、固体減速架台は、モックアップ実験において、サンプル反応度 価値の測定を通して、核データライブラリーの精度検証や、臨界性や反応率分布の測定を通 して計算コードの品質保証に柔軟に用いられることが可能になっている。スペクトルの変 化に着目すると、例えば、図 13-21 に示す 1/16"厚の高濃縮ウラン燃料 2 枚に対し 1/8"厚の ポリエチレンを組み合わせた EE1 燃料体と、図 13-22 に示す 1/16"厚の高濃縮ウラン 1 枚に 対し 1/8"厚のポリエチレン 3 枚 (実際には 1/4"厚 1 枚と 1/8"厚 1 枚) を組み合わせた E3 炉 心では、 炉心の中性子スペクトルが劇的に変化することが図 13-23 から分かる。 高濃縮ウラ ンとポリエチレンの比率(H/U比)の変化だけで、非常に幅の広いスペクトルが達成でき、 実験に目的に応じて炉心を自由に構成できるところが、KUCA の固体減速炉の非常に大き な特長である。







図 13-23 KUCA-A 架台における中性子スペクトル

ICSBEPにはA架台で行われた酸化エルビアに関する実験(低濃縮を模擬)がLEU-MET-THERM-005として登録されている。

C架台は、A・B架台と同様に93 wt%高濃縮ウランを燃料としているが、形状は長辺0.6 m、短辺62 mm および厚さ1.5 mm の板形状であり、燃料板はスリッド付きのアルミフレーム(燃料ピッチとして30、35 または45 mm の3 種類があり適宜選択可能)に装荷して炉心に設置する。炉心タンクは直径2m、深さ2mのアルミ製で、2領域に分割することもできるため、2領域炉心に関する研究も行うことができる。炉心の制御は、カドミウムが巻かれた3本の制御棒および3本の安全棒と水位調整で行い、スクラム時には6本の制御棒・安全棒が自由落下で挿入される上、炉心下部のダンプ弁が開き減速材となる軽水が排水される。

【コラム】KUCA-C架台で水による冷却は必要?

KUCA-C 架台の停止時に炉心内部にある水が排水されると燃料が溶融してしまうのでは という心配があるかもしれない。KUCA では最高でも 100 W の運転が限界であり、身の回 りの工業製品で例えれば、100W 電球などに冷却水による冷却が必要か考えると、軽水が炉 心から取り除かれても問題ないことが理解できる。

13.2.7 TRACY [13, 19-20]

過渡臨界実験装置(TRACY: Transient Experimental Critical Facility)は、再処理施設に おける臨界事故を模擬した事象を起こし、事故時の出力、圧力、放射線量および放射性物質 の移行・放出挙動を実験的に解明することを目的とした臨界実験装置である(図 13-24 およ び図 13-25)。低濃縮ウランの硝酸水溶液を用いるパルス炉としては世界で唯一となってい る。炉心は円環状で、外径 0.52 m、内径 76 mm の燃料溶液有効断面積は 19.2 m² である。使 用燃料は濃縮度 10%の硝酸ウラニル水溶液で、初臨界は 1995 年 12 月 20 日に達成された。 その後、添加反応度 1.8 \$までの過渡出力運転が 1996 年 2 月に、添加反応度 3 \$までのもの が1997年6月にそれぞれ開始された。熱出力は一定出力運転時で最大10kW、過渡出力運転で最大5GW(パルスの時間幅は約10ms)である。過渡反応度の許容値は一定出力運転時で0.8\$、過渡出力運転時で3\$となっている。炉心の制御には炭化ホウ素製の安全棒および調整トランジェント棒が備え付けられている。中性子束及び炉心の出力は、炉室天井につけられた3つの中性子検出器および炉室天井の2つの中性子検出器と、炉心外周に設置された6つの中性子検出器によって測定された。

一定出力運転では、臨界近接、反応度測定および静的な基礎実験が行われた。過渡出力運転では出力、圧力および温度の急激な変化が、中性子吸収材の急速な脱落などを想定したパルス引き抜き(調整トランジェント棒を圧縮空気で急速に引抜、引抜速度5m/s、印加反応度約30 \$/s)、中性子吸収材の緩やかな脱落などを想定したランプ引き抜き(調整トランジェントを定速で引抜、速度0.15m/s、反応度約0.8\$/min)、そして、臨界量を超えても燃料が供給されることを想定した溶液燃料の炉心への連続給液(ランプ給液、給液速度60 ℓ/min、印加反応度約0.2\$/min)等による反応度によって印加される。

ランプ給液による 2.7 \$の反応度の印加では、まず初期出力が数 10 kW であった炉心出力 が数秒と非常に短い時間で数 GW 程度まで上昇する。その炉心出力上昇にともない、タン ク内の中性子束が一番高いところで放射線分解ガス(放射線の照射によって分子が分解さ れて発生するガス)の生成がはじまり、(ボイド反応度が負になるように設計しておけば) ボイドによって炉心の出力が急下降する。炉心の出力が下がると、放射線分解ガスの生成に より発生したボイドが消失するので再び急激に出力が上昇する。しかし、燃料の温度が1回 目の出力の寄与で約10K上昇しており、低濃縮ウランではU-238のドップラー効果によっ て2回目の出力ピーク値は1GW程度となり、また、その半値幅も大きくなる。再び、以上 で述べた出力上昇・下降を繰り返し(ピークの半値幅は繰り返しにともない大きくなる)、 最終的には燃料温度が約348K(約75℃)になって、温度効果によって得られる負の反応度 が印加反応度を打ち消すことで出力は一定になる(詳細は 16-4-2 節)。また、臨界超過時の 炉心内の放射線分解ガスの生成現象の可視化(高放射線量下での撮影)に成功したことも大 きな成果であるといえる。この(ガスの生成現象を含む)熱水力によって得られる複雑な事 象は計算コードの妥当性を明らかにするための非常に良いベンチマークとなっている。こ のベンチマークは、溶液燃料体系における臨界事故の出力挙動を評価するために開発され た AGNES2 コードの出力挙動シミュレーションの妥当性評価に用いられた[20]。

この臨界集合体で得られたデータを参照して、JCO 臨界事故で発生した第一パルス(超過 臨界になって初めに起こる出力上昇の最大値)の推定が行われた。

311



図 13-24 TRACY の外観 (出典:参考文献[13]、pp.54、図 1.3.15)



図 13-25 TRACY での実験装置の模式図 (出典:参考文献[20]、pp.34、Figure 5.7.1)

13.2.8 STACY [13]

定常臨界実験装置(STACY: Static Experiment Critical Facility)は、再処理施設等で用いられるウランおよびプルトニウム硝酸水溶液の臨界・未臨界データを取得することのできる日本では初めての装置である(図 13-26)。炉心の形状および寸法はタンクの交換によって変更することができ、さらに、2基の平板タンクをお互いに離して設置(2領域炉心)することで、中性子相互干渉の効果が実験的に得られる。STACYは1995年2月23日に初臨界を達成した。その後、直径0.6mおよび0.8mの円筒炉心、厚さ0.28mおよび0.35mの平板炉心、直径0.8mの円筒炉心、直径0.6m円筒非均質炉心で、計429回の臨界実験が実施された。なお、最大熱出力は200W、最大過剰反応度は0.8%である。

TRACY と同様に、STACY での実験で得られた知見も JCO 臨界事故の終息に大いに活か された。そして、構造材の中性子反射効果、過渡出力挙動に影響する動特性パラメータ、反 応度係数等の実験データを系統的に取得することによって、核データライブラリーの改良 にも貢献した。これらの実験結果は、ICSBEP の低濃縮ウラン溶液系実験データの 70%を占 めるほど、世界的に有用性が認識されていることを強調したい。

2019 年 6 月末現在では、STACY は福島第一原子力発電所の燃料デブリで想定される幅広い炉心条件で実験ができるよう更新作業が進行している。



図 13-26 STACY の外観 出典(参考文献[13]、pp.54、図 1.3.14)

参考文献

- "International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments," NEA/NSC/DOC (2006)1, Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency Nuclear Science Committee (2018).
- [2] J. B. BRIGGS and J. GULLIFORD, "An Overview of the International Reactor Physics Experiment Evaluation Project," *Nucl. Sci. Eng.*, **178**, 269 (2014).
- [3] K. van der Meer, D. Marloye, P. D' Hondt, G. Minsart, T. Maldague and J. Basselier, "The Place of EOLE, MINERVE and MASURCA Facilities in the R&D Activities of the CEA," *IGORR 10: International Group on Research Reactors*, Gaithersburg MD, Sep. 12-16 (2005).
- [4] P. Fougeras, A. Chabre and C. Meergui, "VENUS A Tool for the Research of the Neutronic Behaviour of Pu and U Fuel," IAEA-TECDOC-941 28047176, International Atomic energy agency (1997).
- [5] U. d'U. Bittelli, A. dos Santos, R. Jerez, R. Diniz, L. C. C. B. Fanaro, A. Y. Abe, J. M. L. Moreira, N. Fér, M. R. Giada and R. Fuga, "Experimental Utilization of the IPEN/MB-01 Reactor," INIS-XZA-C—030 36019452, International Atomic Energy Agency (1997).
- [6] S. Cathalau, P. Blaise1, P. Fougeras, N. Thiollay, A. Santamarina, O. Litaize, T. Yamamoto, R. Kanda, M. Sasagawa, T. Umano, T. Kikuchi and J. L. Nigon, "High Moderation Boiling Water Reactors fully loaded with MOX fuel The BASALA Experimental Program" *Proc. Int. Conf. on the Reactor Physics* (PHYSOR2004), Chicago, Illinois, April 24-29 (2004). American Nuclear Society.
- [7] O. Litaize, A. Santamarina, M. Hervault, S. Cathalau, P. Fougeras, P. Blaise, T. Yamamoto, R, Kanda, M. Sasagawa and T. Kikuchi, "Monte Carlo Analysis of High Moderation 100% MOX BWR Cores using JEF2 and JENDL3 Nuclear Data," *Proc. Int. Conf. on the Reactor Physics (PHYSOR2004)*, Chicago, Illinois, April 24-29 (2004). American Nuclear Society.
- [8] H. C. Paxton, "A History of Critical Experiments at Pajarito Site," LA-9685-H, Los Alamos National Laboratory (1983).
- [9] H. C. Paxton, "Critical Assemblies at Los Alamos," Nucleonics, 13, 48 (1955).
- [10] https://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/2/2a/Godiva-before-scrammed.jpg
- [11] J. A. Favorite, "Jezebel: Reconstructing a Critical Experiment from 60 Years Ago," LA-UR-17-21183, Los Alamos National Laboratory (2017).
- [12] https://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/9/99/Flattop_critical_assembly.jpg
- [13] 「日本原子力研究所史」, 日本原子力研究所 (2005).
- [14] 須崎武則、森貴正、「PWR 型 MOX 燃料を用いた TCA 臨界実験に関するモンテカルロ コード MVP による解析」、RIST ニュース、No. 37、20-29 (2004).
- [15] 福島昌宏、大泉昭人、岩元大樹、北村康則、「FCA-IV 炉心における TRU 核種の核分裂 比に関するベンチマーク問題の整備」、JAEA-Data/Code 2014-030 (2015).
- [16] 「五十年史」、京都大学原子炉実験所 (2013).

- [17] https://www.rri.kyoto-u.ac.jp/facilities/ca
- [18] C. H. Pyeon, Y. Takemoto, T. Yagi, J. Y. Lim, Y. Takahashi and T. Misawa, "Accuracy of Reaction Rates in the Accelerator-Driven System with 14 MeV Neutrons at the Kyoto University Critical Assembly," *Ann. Nucl. Energy*, **40**, 229-236 (2012).
- [19] 會澤栄寿、山根祐一、「過渡臨界実験装置(TRACY)の経験」、第46回炉物理夏期セミ ナー、日本原子力学会 (2014).
- [20] Y. Miyoshi, L. Reverdy and H. Konishi, "Inter-Code Comparison Exercise for Criticality Excursion Analysis. Benchmarks Phase 1: Pulse Mode Experiments with Uranyl Nitrate Solution Using the Tracy and Silene Experimental Facilities," OECD-NEA, No. 6285, OECD (2005).

第 14 章 試験研究炉

内容

第14	章	試験研究炉	
14.1	試懸	食研究炉とは?	319
14.2	新西	2炉開発における試験研究炉の役割	321
14.3	試懸) (金田) (金田) (金田) (金田) (金田) (金田) (金田) (金田	322
14.3	3.1	照射利用	323
14.3	3.2	ビーム利用	324
14.4	日才	国内の主な試験研究炉	325
14.4	11	IPP-3	376
	т. 1	JIR-J	
14.4	4.2	原子炉安全性試験炉 NSRR	326
14.4 14.4	4.2 4.3	原子炉安全性試験炉 NSRR	326
14.4 14.4 14.4	4.2 4.3 4.4	原子炉安全性試験炉 NSRR 高速実験炉「常陽」 材料試験炉 JMTR	320 326 327 327
14.4 14.4 14.4 14.4	4.2 4.3 4.4 4.5	原子炉安全性試験炉 NSRR 高速実験炉「常陽」 材料試験炉 JMTR 高温工学試験炉 HTTR	326 326 327 327 327
14.4 14.4 14.4 14.4 14.4	4.2 4.3 4.4 4.5 4.6	原子炉安全性試験炉 NSRR 高速実験炉「常陽」 材料試験炉 JMTR 高温工学試験炉 HTTR 京都大学研究炉 KUR	326 326 327 327 327 328
【この章のポイント】

- ・ 試験研究炉とは発電を主目的としない原子炉の総称で、その特徴は設置目的に応じて多

 種多様である。
- ・本章では、日本国内の代表的な試験研究炉を紹介する。

原子炉は主に発電用原子炉(power reactor)と試験研究炉(test reactor)に大別される。 発電用原子炉であれ試験研究炉であれ、どちらも原子炉である以上は核燃料物質による核 分裂連鎖反応を維持・制御する装置であることに変わりはない。しかし、両者の特徴と役割 には大きな違いがある。

本章では、試験研究炉の特徴や利用形態を述べ、加えて、日本国内の主な試験研究炉について紹介する。

14.1 試験研究炉とは?

【この節のポイント】

- ・ 試験研究炉は、中性子を利用した研究・開発および教育を利用目的とする。
- ・試験研究炉は、それぞれの利用目的に適した中性子を発生させるために設計された原子 炉である。
- 試験研究炉には、研究開発段階にある新型の発電用原子炉や臨界集合体も含まれる。

発電用原子炉は、電気エネルギーの供給をその目的とし、核分裂により発生するエネルギーを電気の形でいかに効率良く、かつ安全に取り出すかを主眼に置いて設計される。それに対し試験研究炉は、そこで発生させる中性子を用いた研究・開発および教育をその利用目的とし、それぞれの目的に適した中性子を発生させるように設計されている。また、研究開発段階にある新型の発電用原子炉(新型炉)や第13章で述べられている臨界集合体も、(2019年現在の法律上の枠組みとしては)試験研究炉に含まれる。

試験研究炉には、その利用目的に応じて、実験試料の照射孔や、炉心から中性子ビームを 取り出すビームライン、中性子のエネルギースペクトルを調整するための重水槽など、発電 用原子炉には無い実験用の設備が設けられていることも特徴として挙げられる。

試験研究炉を分類する指標としては、炉心における中性子の主たるエネルギー領域や熱 出力、使用する核燃料・減速材・冷却材の種類や形状、さらには使用目的など、様々な分類 方法がある。主な分類例を表 14-1 に示す。

319

分類項目	例
中性子のエネルギー領域	熱中性子領域、中速中性子領域、高速中性子領域
熱出力	0 W~250 MW
核燃料の種類	天然ウラン、濃縮ウラン、MOX、プルトニウム、トリウム
冷却材の種類	軽水、ガス、液体金属、冷却無し
減速材の種類	軽水、重水、黒鉛、減速無し
使用目的	中性子ビームの利用、中性子照射、材料試験、放射性同位元素 (RI) 製造、教育訓練、発電用原子炉の工学的実証など

表 14-1 試験研究炉の分類例

臨界集合体を除く試験研究炉の多くは、中性子ビーム炉や照射炉、つまりは中性子の供給 源としての利用を目的としており、このような試験研究炉そのものは原子炉物理研究の対 象にはなりにくいと言えるかもしれない。しかし、試験研究炉において安定した中性子供給 を支えている基幹技術の一つが原子炉物理であることを忘れてはならない。

また、新たな試験研究炉を設置するためには、その利用目的に合わせて炉心やその周辺設 備を設計する必要があり、これまで設計・建造・運用されてきた多くの試験研究炉の知識は その一助になるだろう。

【コラム】試験研究炉での炉物理実験 臨界集合体を除いた試験研究炉では、炉心の組み換えは容易ではなく、炉物理実験を行う 場合には、燃料や制御棒、中性子検出器の種類や配置など、様々な事柄に制約が発生する。 試験研究炉において有用な炉物理実験を実施するためには、実験上の制約を十分に把握す る必要がある。

14.2 新型炉開発における試験研究炉の役割

【この節のポイント】

試験研究炉は、新型炉開発において工学的な実証を行うという重要な役割を担っている。

試験研究炉と新型炉開発との関わりを図 14-1 に示す。



図 14-1 新型炉開発と試験研究炉との関わり

発電用原子炉を代表とする実用炉を実現するにあたっては、図 14-1 の青色矢印で示すよ うに、研究開発を段階的に進める必要がある。まず始めに、臨界集合体(critical assembly) でモックアップ炉心を構築し、炉型そのものの臨界性など基礎的な炉物理特性を調査・研究 する。第 13 章で説明したように、臨界集合体は極低出力で運転され、いつでも安全に停止 できること、また、温度変化がないことから、基礎的な炉物理特性の検討には最適である。 続いて臨界集合体で得られた知見・成果を実験炉(experimental reactor)の設計に展開する。 実験炉では、臨界集合体で収集した特性値(反応度や反応率などの積分データ)などを基に、 燃料の燃焼や温度上昇による核的影響(フィードバック)を調査するとともに、新型炉の材 料や燃料の研究開発のためのデータを取得する。さらにそれに引き続く原型炉(prototype reactor)では、実験炉で得られた成果を反映しつつ、炉心および冷却系の大型化や周辺設 備・機器の設計開発などを行い、新型炉システムの工学的な成立性を確立する。最後に実証 炉(demonstration reactor)においては、ここまでの研究開発の成果を集約し、経済性と安 全性について確証し、実用炉へと発展させる。

新型炉開発の一連の流れの初期段階で、臨界集合体は炉心のモックアップ実験に供され るが、その後も、核データ・核計算手法の精度の検証のためのデータを継続して取得すると いう役割がある。

日本における高速増殖炉開発を例にとると、臨界集合体が「FCA」、実験炉が「常陽」、原型炉が「もんじゅ」に対応する。「常陽」では、MK-I 炉心、MK-II 炉心、MK-II 炉心の順に 炉心構成を大型化する改造を行っており、MK-I 炉心では特に高速炉における燃料の増殖の 実証を、MK-II 炉心および MK-III 炉心では、新燃料や材料の開発および加速照射試験を行った。

14.3 試験研究炉の利用

【この節のポイント】

 多くの試験研究炉では放射線の多目的利用がなされており、その利用形態は炉内に試料 をセットする「照射利用」と炉外に中性子を引き出して分析等を行う「ビーム利用」に 大別される。

それぞれの試験研究炉で重点的に行っている実験はあるものの、ほとんどの研究炉は放 射線の多目的利用が主である。試験研究炉の利用形態を分類すると、図 14-2 に示すように、 炉内に試料をセットする**照射利用(irradiation utilization)**と、炉外に中性子を引き出して 分析等を行うビーム利用(beam utilization)とに大別され、その他にも、炉物理実験や核デ ータの積分実験、人材育成といった利用目的がある。以降では、照射利用とビーム利用につ いて代表的な例を紹介する。



図 14-2 研究炉の多目的利用

14.3.1 照射利用

炉心内部に設けられた照射設備を利用して以下に挙げるような照射利用が行われる。な お、炉心内部での照射であるため、照射場は中性子とγ線の混合場となる。照射試料は、原 子炉の停止中に直接出し入れするか、運転中に特殊な管を用いて炉心外から挿入すること が多い。

(1) 生物照射

炉心内に培養細胞や小動物などを試料として挿入し、中性子およびγ線の照射による影響 を調査する。植物の種子を原子炉で照射することによる品種改良なども行われている。

(2) 材料試験

新型炉を含む発電用原子炉の構造材や被覆管などを炉内で照射し、物性の変化を観測する。本来使用される条件に比べて極めて強い中性子場を利用できるため、発電用原子炉で長期間かけて照射される同等量の中性子を用いて短期間で照射する加速試験を行うことができる。

(3) 燃料開発

新型炉を含む発電用原子炉の新型の燃料や可燃性毒物を、研究炉の炉心特性に大きな影響を及ぼさない程度に少量装荷し、照射および燃焼させて燃料の物性の変化や燃焼特性を 調査する。

(4) 放射性同位元素製造(Radio Isotope (RI) production)

非放射性の安定同位元素を炉内で照射し、特定の放射線源を製造する。主に医療用の Mo-99/Tc-99m や工業用の Co-60、Cf-252 などの放射線源が製造される。

(5) 放射化分析 (activation analysis)

一部の成分が不確かな試料を中性子で照射して放射化させると、ある期間、原子核の壊変 に伴うγ線(壊変γ線)が放出される。放出されるγ線のエネルギースペクトルや強度は放射 化された物質に特有であり、試料に含まれている成分の「指紋」のようなものと言える。こ のγ線の測定結果から、未知物質の特定やその含有量の推定ができる。

(6) 半導体製造 (silicon doping)

ケイ素試料に中性子を吸収させることにより、ケイ素の一部が放射化し、それがβ崩壊することでリンが生成され、N型半導体を作ることができる。通常の化学的製造手法に比べてケイ素中におけるリンの分布が均一となるという利点がある。

14.3.2 ビーム利用

炉心から主に水平方向に延びたビームラインを用いて、中性子ビームを炉外に取り出し て照射を行う。炉心内における照射に比べて中性子ビームの強度は落ちるが、γ線との分離 や、エネルギースペクトルの調整などが比較的容易である。

(1) 医療応用

ホウ素中性子補足療法(Boron Neutron Capture Therapy: BNCT)とは、ホウ素(B-10) の中性子吸収反応により発生する粒子線(α線とLi-7原子核)を利用したがん治療法で、発 生する粒子線の飛程が細胞 1 個分程度であることから、がん細胞を選択的に破壊できると いう利点がある。ホウ素が含まれている薬剤を患部に集めたうえで、人体の外部から中性子 を照射し、がんの治療を行う。B-10 は極めて大きい熱中性子吸収断面積を有することから、 主に熱中性子を利用する。

(2) 中性子散乱分析 (neutron diffraction analysis)

物質に中性子ビームを当てた際の中性子の散乱角を観測することにより、物質中の原子 および分子の配列を測定する手法であり、その物質の特性・機能と原子および分子の配列と の関係性の解明などに用いられる。

(3) 即発γ線分析 (Prompt γ-ray Analysis: PGA)

物質が中性子を吸収した時に即時に放出される即発γ線が元素固有のエネルギーを有し ていることを利用し、即発γ線のエネルギーと強さを測定することで物質中の元素の種類と 量を分析することができる。放射化分析のできない核種にも使用でき、炉外でのビームライ ンで行うことから大型の試料にも対応可能である。

(4) 検出器開発

中性子検出器の開発には中性子照射場が必要であるが、Am-Be 等の中性子源で用意でき る中性子照射場は強度が弱いことから、研究炉のビームラインのようにエネルギースペク トルや強度を設定できる中性子照射場が中性子検出器開発に有用である。また、Am-Be や 加速器等の中性子源は、中性子の発生プロセスに由来して特有のエネルギースペクトルを 有しているのに対し、研究炉のビームラインで提供される中性子ビームの多くは中性子の エネルギースペクトルが幅広であるという特徴があり、検出器開発には両方の中性子場を 利用することが望ましい。

(5) 中性子イメージング (neutron imaging)

中性子が軽元素により散乱・吸収されやすい性質を利用した透過写真(または、動画等) で、金属を主とした重元素を写し出す X 線イメージングとは逆に、物体中の水素やリチウ ム、炭素といった軽元素を写し出すことができる。

【コラム】炉心から溢れ出す青い光



この写真は京都大学が所有する研究用原子炉(Kyoto University Research Reactor: KUR)の 運転終了直後の炉心内部である。写真中央に位置する燃料の周辺が青白く光っているが、青 白い照明を当てているわけではない。これは、チェレンコフ放射と呼ばれる現象である。チ ェレンコフ放射とは、荷電粒子(電子線)の移動速度がその物質中の光の速度よりも早い場 合に光が放出される現象で、この光をチェレンコフ光という。KURのようなプール型の試 験研究炉では肉眼でチェレンコフ光が確認できる。

14.4 日本国内の主な試験研究炉

【この節のポイント】 ・ 日本国内の試験研究炉について、主な利用目的と概要を紹介する。

試験研究炉は達成すべき目的がそれぞれで異なるため、それぞれに特有で、かつ種々の工 夫がなされ、それが特徴として表れている。表 14-2 に日本国内の主な試験研究炉の概要を 示す。

	熱出力	燃料	減速材	冷却材	主な利用目的
JRR-3 ^{*1}	20 MW	U ₃ Si ₂ -Al 分散型 (板状燃料)	軽水	軽水	ビーム利用
NSRR	300 KW (23 GW ^{*4})	U-ZrH 合金 (TRIGA 燃料)	軽水	軽水	事故研究
常陽*2	140 MW	U-Pu 混合酸化物 (MOX 燃料)	_	金属 Na	高速炉開発
JMTR*3	50 MW	U ₃ Si ₂ -Al 分散型 (板状燃料)	軽水	軽水	材料試験
HTTR	30 MW	二酸化ウラン (被覆燃料粒子)	黒鉛	He ガス	高温ガス炉開発
KUR* ³	5 MW	U ₃ Si ₂ -Al 分散型 (湾曲板燃料)	軽水	軽水	多目的
UTR-KNKI	1 W	U-Al 合金 (板状燃料)	軽水	_	人材育成

表 14-2 日本国内の試験研究炉の概要

*1 改造後、*2MK-III 炉心、*3 低濃縮化後、*4 パルス運転時

14.4.1 JRR-3

JRR-3 (Japan Research Reactor No.3) は日本で初めての国産原子炉として 1962 年 9 月に初 臨界を迎えた。その後、一括拠出工法という炉心を丸ごと交換する方法(事実上の廃止措置 および新規設置)を用いた大改造を行った。現行炉は、U-235 濃縮度が約 20 wt%の U₃Si₂-Al 分散型板状燃料を用いた軽水減速軽水冷却重水反射体のプール型原子炉であり、その熱出 力は 20 MW である。

JRR-3 はいわゆる中性子ビーム炉と呼ばれ、炉外の実験設備に安定した中性子ビームを供給することを目的としており、高い中性子束と、液体水素冷却材を用いることで得られる、熱中性子よりもエネルギーの低い冷中性子ビームが大きな特徴である。

なお、改造前の炉心は、天然ウラン金属の U-Al 分散型板状燃料を用いた重水減速重水冷 却のタンク型原子炉であり、その熱出力は 10 MW であった。

14.4.2 原子炉安全性試験炉 NSRR

原子炉安全性試験炉(Nuclear Safety Research Reactor: NSRR)は反応度事故時における核 燃料の安全性を研究するための専用原子炉として建造され、1975年6月に初臨界を迎えた。 炉心はいわゆる TRIGA 型で、通称 TRIGA 燃料と呼ばれる 17%U-ZrH1.6 合金(水素化ウラ ン-ジルコニウム合金)を燃料としている。TRIGA 燃料は、温度上昇時の負のフィードバッ ク効果が大きく、自己制御性が極めて高い燃料と言われている。

NSRR の最大の特徴は、トランジェント棒と呼ばれる制御棒の引き抜きにより瞬間的に正

の反応度(最大で 4.7 \$)を添加するパルス運転が可能なことで、パルス運転時の最高熱出 力は 23 GW と、電気出力が 118 万 kW の発電用原子炉の熱出力に対応する約 3.4 GW と比 べても格段に高い。ただし、出力パルスの発生幅(時間)が短いため、出力パルスの間に燃 料に蓄積するエネルギーは小さく、パルス運転により燃料が破損することはない。

NSRR では、パルス運転機能に加えて、発電用原子炉内の高温・高圧の環境を再現できる 実験設備を備えており、発電用原子炉の反応度事故の模擬実験が可能である。

14.4.3 高速実験炉「常陽」

高速実験炉「常陽」は MOX 燃料と液体ナトリウム冷却材を用いる日本で初めての高速増 殖炉であり、1977 年4月に初臨界を迎えた。「常陽」は、その後の原型炉「もんじゅ」や実 証炉の開発のための基礎研究を目的として建造された。「もんじゅ」の運転を想定し、熱出 カ75 MW の MK-I 炉心から 100 MW の MK-II 炉心、140 MW の MK-III 炉心へと段階的に改 造され、これまでに行われた多くの研究開発の成果も含め、現在も高速増殖炉開発に大きく 貢献している。

14.4.4 材料試験炉 JMTR

材料試験炉(Japan Materials Testing Reactor: JMTR)は原子炉材料や核燃料の照射試験及び 放射性同位元素製造用の原子炉として建造され、1968年3月に初臨界を迎えた。軽水減速 軽水冷却のタンク型原子炉で熱出力は50 MW である。設置当初は濃縮度93 wt%の高濃縮 ウランを燃料としていたが、1994年からは約20 wt%の低濃縮ウランを燃料としており、日 本国内で初めてウラン燃料の低濃縮化を行った試験研究炉である。

JMTR の最大の特徴は高い中性子束(最大4×10¹⁸ n/m²/sec)にあり、他の試験研究炉と比べて短期間で原子炉材料や核燃料の照射試験を行うことができる。

なお、JMTRは、令和元年9月に廃止措置計画の認可申請を行っており、今後廃止措置に入る予定である。

14.4.5 高温工学試験炉 HTTR

高温ガス炉は、原子炉を熱源として利用することを目的として研究開発が進められてきた。冷却材としてガスを用いることにより、炉心出口における冷却材温度は1,000℃に迫り、 極めて用途の広い熱源となることが期待されている。

高温工学試験炉(High Temperature engineering Test Reactor: HTTR)は、炭化ケイ素(SiC) で多重に被覆した小さな粒状の二酸化ウランを黒鉛中に分散させた特殊な燃料コンパクト を燃料として用い、かつ反射体として黒鉛、冷却材として He ガスを用いる高温ガス炉で、 1998 年 11 月に初臨界を迎えた。

その特徴は何と言っても極めて高い冷却材出口温度で、2004年4月19日に950℃を達成 しており、現在は熱化学水素製造法のひとつである IS プロセスによる水素製造の熱源とし て研究開発が進められている。また、ガス冷却炉の特徴として、出力密度が水冷却炉に比べ て小さいことが挙げられる。この特徴は、同出力の水冷却炉に比べて炉心を含む様々な設備 が大型化するという欠点にもつながるが、冷却機能が喪失した時に、熱容量が大きいことか ら温度の変化が緩やかであり、また自然循環での冷却が期待できるといった大きな利点に もなる。

14.4.6 京都大学研究炉 KUR

京都大学研究炉(Kyoto University Research Reactor: KUR)は軽水減速軽水冷却のスイミン グプール型原子炉で、1964年6月に初臨界を迎えた。設置当初の熱出力は1 MW で、後に 熱出力を5 MW まで上昇した。燃料には、当初濃縮度が約93 wt%のウラン板状燃料を使用 していたが、現在は燃料の低濃縮化を実施し、濃縮度が約20 wt%のウラン板状燃料(U₃Si₂-Al)を使用している。また、制御棒にはホウ素入りステンレス鋼を使用している。

KUR は炉内の照射孔に試料を送る輸送管や炉外に中性子ビームを取り出すビームライン を多く有しているが、特徴的な設備として重水中性子照射設備が挙げられる。この設備は、 重水を用いて効率的に熱中性子を取り出すためのものであり、γ線の混在の少ない熱中性 子場を得ることができる。この設備では、ホウ素中性子補足療法(BNCT)によるガン治療 の臨床研究が進められており、その治療件数は世界最多を誇る。



図 14-3 KUR 外観および炉心

14.4.7 近畿大学原子炉 UTR-KINKI

近畿大学原子炉(University Teaching and Research reactor: UTR-KINKI) は日本初の民間に よって運営される原子炉である。軽水減速黒鉛反射の二分割炉心を有するアルゴノート型 原子炉(Argonne Nuclear Assembly University Training: Argonaut)で、燃料には板状の U-Al 合 金を、制御棒にはカドミウム板を使用している。初臨界は 1961 年 11 月で、2019 年現在で 運転を継続する国内の原子炉では最も古い。

UTR-KINKIの熱出力は1Wと他の試験研究炉と比べても極めて低く、炉心の冷却は不要である。また、核燃料から放出される放射線量も少ないことから、教育訓練に適した原子炉である。



図 14-4 UTR-KINKI 炉心及び制御盤

【コラム】人類史上初の原子炉と日本初の原子炉

人類史上、初めて臨界に達した原子炉は CP-1 (Chicago Pile 1) で、アメリカ合衆国シカ ゴ大学のフットボール場の観客席下に秘密裏に作られた。球状の天然ウラン燃料と黒鉛ブ ロックの減速材を積み上げて作られ、初臨界は 1942 年 12 月 2 日の 15 時 25 分ごろと言わ れている。反応度制御にはカドミウム制御棒が、出力監視には BF-3 検出器が使われた。

日本国内で初めて臨界に達した原子炉は JRR-1 (Japan Research Reactor No.1) であり、初 臨界は 1957 年 8 月 27 日である。JRR-1 は溶液燃料を用いた研究炉で、運転中に放射線分解 により気泡が発生し、水が沸騰しているように見えることから、ウォーターボイラー型と呼 ばれた。稼働期間中は照射利用から人材育成まで幅広く利用されたが、2019 年現在では廃 止措置も完了し、建物や設備が記念展示館として公開されている。

【コラム】原子力船「むつ」

原子力船「むつ」は日本では初めての原子力動力船であり、1969 年 6 月 12 日に進水、 1974 年 8 月 28 日に太平洋上で初臨界を迎えた。原子炉本体は PWR の小型版と言え、熱出 力は 36 MW であった。原子炉で発生した熱により蒸気タービンを回し、スクリューを駆動 させるが、この方式は、基本的にアメリカ合衆国やロシアが所有する原子力空母や原子力潜 水艦などの他の原子力船舶と同様である。

原子力船「むつ」の原子炉本体や原子炉の制御盤等は船体から取り出され、2019年現在、 むつ科学技術館に展示されている。また、船体は、動力をディーゼル機関に換装し、海洋地 球研究船「みらい」として現在も運用されている。

第15章 原子カプラントの安全性と原子炉の物理

内容

第15章	原子力プラントの安全性と原子炉の物理	
15.1 原	子力の安全確保と原子力安全の目的	
15.1.1	原子力の安全確保	
15.1.2	原子力安全の目的と「止める・冷やす・閉じ込める」	
15.2 物	理障壁の健全性と破損	
15.2.1	被覆管の破損モード	
15.2.2	原子炉容器の破損モード	
15.2.3	格納容器の破損モード	
15.3 安	全評価の概要	
15.3.1	決定論的安全評価	
15.3.2	確率論的リスク評価(Probabilistic Risk Assessment: PRA)	
15.4 安	全評価と原子炉の物理	

【この章のポイント】

- ・ 原子力安全の目的は、「人と環境を放射線の有害な影響から防護すること」である。
- これを達成するために、多様な安全対策(防護手段)を複数用いる深層防護の考え方が用いられる。
- ・ 放射性物質および放射線を封じ込めるための物理障壁の健全性を確認するために、プラントの安全評価が行われるが、その際の炉心特性パラメータとして炉物理計算の結果が用いられる。
- 原子炉の物理は、核分裂の連鎖反応を制御するという、原子力安全の確保において最も 重要な基盤である。

炉物理部会が 2017 年に策定した「原子炉物理分野の研究開発ロードマップ 2017 年版」 において、原子炉物理のミッション(使命)は、「原子核分裂反応を主とした中性子と原子 核の相互作用を中核とする学術分野において、原子力システムで発生する様々な物理現象 を深く理解し、安全に制御することにより、人類社会の健全かつ持続的な発展に寄与する」 と記載されている。福島第一原子力発電所の事故に言及するまでもなく、原子力利用におい て、安全性の確保が最優先事項であることは明らかであろう。

本章では、原子炉の物理と原子力発電プラントの安全性の関係について述べる。原子力安 全の確保において、最も重要なことの一つは、核分裂の連鎖反応を的確に制御することであ る。これはまさに原子炉の物理の対象であり、この意味では、原子炉の物理は原子力安全確 保の最も重要な基盤を担っているといえる。

一方、原子炉の炉心の核設計で一般的に対象とするのは、炉心内の出力の平坦さを表す出 カピーキング係数、原子炉の温度変化などに対する反応度変化を示す反応度係数、制御棒に よる反応度といった炉物理的な炉心特性パラメータであるが、これらは、原子力安全の目的 である「人と環境を放射線の有害な影響から防護すること」を直接判断できるものではない。 では、炉心特性パラメータと安全性の確保はどのような関係になっているのか?これらの 関係を理解しておくことは、原子力プラントの安全確保を理解する上で重要である。

本章では、以上の観点を含めつつ、原子炉の物理と原子力プラントの安全性について説明 する。

15.1 原子力の安全確保と原子力安全の目的

【この節のポイント】

- ・ 原子カプラントの安全確保には、労働安全と原子カ安全の2種類がある。
- 原子力安全の目的は、「人と環境を原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響 から防護すること」である。
- 原子力安全の目的を達成するために、異常時には核分裂連鎖反応を「止め」、崩壊熱を 除去することで燃料を「冷やし」、その結果として放射性物質を物理障壁の内部に「閉 じ込める」。このプロセスは、「止める・冷やす・閉じ込める」と表現される。

15.1.1 原子力の安全確保

「原子力利用において安全性の確保は最優先」とはよく言われることであるが、原子力プ ラントにおいて安全性を確保するためには、どのようなことが実現されれば良いのであろ うか。

まず、一般的に「**安全**(safety)」とはどのような状態であろうか。実は、安全を「否定形」 を使わずに定義することは難しい。すなわち、「〇〇が安全というものである」という言い 方は困難であり、安全かどうかは、「危険性がないかどうか」という問いに置き換えられる。 この問いからは、「危険がない状態が安全」、ということになる。しかし、科学技術において、 リスクがゼロ、すなわち「絶対安全」は実現不可能である。そのため、科学技術分野におい ては、「**危険性(リスク、risk)**が社会から幅広く受け入れられる水準以下に抑制されてい る」状態を安全と定義されることが一般的である。

【コラム】社会から幅広く受け入れられる水準のリスクと安全目標 原子力発電所は、どの程度安全であれば、十分に安全といえる(言い換えると十分にリス クが低いといえる)のであろうか。これは、原子力開発の初期から"How safe is safe enough?" という形で問い続けられてきた問題でもある。

これに答えようとする試みの一つが**安全目標**(safety goals)である。日本では、旧原子力 安全委員会の安全目標専門部会が「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」を平 成15年12月に公表している。安全目標は原子力安全規制活動の下で事業者が達成すべき、 事故による危険性(リスク)の抑制水準を示す定性的目標と、その具体的水準を示す定量的 目標で構成されている。中間とりまとめでは、安全目標を議論する理由を「様々な原子力利 用活動に係るリスク管理者にそれぞれの分野で健康被害の可能性を抑制するために行うべ き活動の深さや広さを共通の指標で示すことができる」ためとしている。この中間とりまと め案における安全目標の案は以下のとおりである。

[定性的安全目標案]

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。

[定量的安全目標案]

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1程度を超えないように抑制されるべきである。 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得るがんによる、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1程度を超えないよ うに抑制されるべきである。 さらにこの安全目標への適合状況を検討する目安として、性能目標が以下のように議論 されている。

[性能目標案]

炉心損傷頻度:10⁻⁴ [/炉年] 格納容器損傷頻度:10⁻⁵ [/炉年]

福島第一原子力発電所事故では、セシウム(Cs)による土地汚染により、広い地域で長期 間帰還できないなどの深刻な社会的影響が発生した。旧原子力安全委員会の安全目標は主 として健康リスクに着目したものであったことから、土地汚染に関連する性能目標として、 原子力規制委員会では以下を提示した。福島第一原子力発電所事故では、Cs 換算で 10,000 TBg 程度の放射性物質が放出されており、この性能目標は、その 1/100 程度となっている。

[性能目標]

Cs 換算で 100 TBq を超える放射性物質の放出頻度: 10-6 [/炉年]

【コラム】健康診断(人間ドック)と安全目標とサロゲート

健康診断や人間ドックの目的は、何であろうか。安全目標風に言うと、健康診断や人間ド ックの「定性的目標」は、「健康に過ごせること」といえるのではないだろうか。

では、定性的目標が「健康に過ごせること」であったとして、それをどのように判定すれ ば良いだろうか。厳密に考えるとなにがしかの判定基準が必要になるだろう。例えば、「次 の1年間に健康を害する確率が○○%」という形かもしれない。これが、安全目標で言うと ころの「定量的目標」に相当すると考えても良いだろう。

では、仮に「定量的目標」が決まったとして、それが満足されているかどうかをどのよう に判断すれば良いだろうか。これは、かなり難しい問題である。

一般的に、健康診断や人間ドックで測定しているパラメータ(血圧、γ-GTP、尿酸値、 HDL/LDL コレステロール、中性脂肪、血糖値、などなど)は、疾患(になる確率)と相関 がある。例えば、年齢、性別、喫煙頻度、身長、体重、血圧、BMI、糖尿病の有無などのパ ラメータを入力すると、向こう10年間に脳卒中になる確率を計算する計算式がある。脳卒 中になる確率は、様々な身体状態の相互作用によって決まると考えられるが、容易に測定で きるパラメータを用いて、この確率を比較的簡単な計算式で模擬している(あるいは代替し ている)と言える。このように、複雑な現象の代わりになる簡単なモデルをサロゲートモデ ル(代理モデル)と呼ぶ。

健康診断や人間ドックで様々な測定を行うのは、これらの測定値が、疾患になる確率(あるいは疾病の有無)を評価するサロゲートモデルの入力になるためであり、血圧などのパラメータが、安全目標における性能目標に相当すると言えそうである。すなわち、安全目標は人と環境への影響に関する目標であるが、その目標への適合性を評価する良い指標(性能目

標)として、炉心損傷頻度(Core Damage Frequency: CDF)や格納容器機能喪失頻度 (Containment Failure Frequency: CFF)、あるいは、早期大規模放出頻度(Large Early Release Frequency: LERF)、放射性物質放出量などを用いていると理解すれば良い。

血圧だといくつかの判断基準があるが、例えば 140 mmHg という判断基準があったとし て、測定値が 141 mmHg であれば、即不健康、という判断にはならないであろう。他のいろ いろなパラメータを見ながら様子を見つつ、血圧を下げる方策を検討するかもしれない。一 方、最高血圧が 200 mmHg と判断基準を大幅に上回っている場合は、即何らかの対応を取る 必要があろう。安全目標における性能目標も同じ位置づけであり、例えば CDF を目標値 (10⁴[/炉年])と比較し、少しでも目標値より大きいと×、そうでないなら〇、という判断 にはなじまない。

原子カプラントにおける安全性は、労働安全に関するものと原子力安全に関するものに 大別することができる。傷害や中毒などに代表される労働安全は、広く産業一般に共通する ものであり、原子力プラントに特有なものではない。一方、原子力安全は放射線リスクに起 因するものであり、原子力プラントに特有で、また、放射線リスクは影響が非常に大きくな り得る特徴を有している。このため、本章では、特に原子力安全に着目して説明を行う。な お、原子力プラントにおいて、労働安全は一般産業と同じく軽視できない。



15.1.2 原子力安全の目的と「止める・冷やす・閉じ込める」

前節で、原子力プラントの安全確保には、労働安全と原子力安全の二つの側面があること を述べた。原子力プラントにとって重要となる原子力安全の目的は以下の通りである¹。

「人と環境を原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護すること」

放射線の影響は、原子力プラントに特有であり、かつ、広い範囲に非常に深刻な影響をも たらしえる。原子力安全の目的を達成するためには、放射性物質および放射線が制御される ことなく原子力施設から有意に放出されることを防ぐ必要がある。具体的には、放射性物質 および放射線を閉じ込める(遮蔽する)物理的な壁を健全な状態に保っておくことで、原子 力安全の目的を達成することができる。物理障壁は、放射性物質および放射線を閉じ込める 物理的な壁のことであり、原子力発電所の通常運転時はもちろんのこと、事故時において物 理障壁が破損しないかどうか(健全であるかどうか)を確認することが重要となる。

原子力発電では、核分裂に伴って発生する核分裂生成物は、その多くが強い放射線を出す

^{1 「}原子力安全の基本的考え方について 第1編」、日本原子力学会 (2013).

放射性物質である。第10章でも説明したように、軽水炉を含む一般的な原子炉では、炉心 で発生する放射性物質を封じ込める物理的な障壁として以下のものがある。

燃料ペレット

被覆管

原子炉容器

格納容器

(原子炉建屋)

福島第一原子力発電所事故では、これらの物理障壁がすべて機能しなくなった結果、外部 の環境中に放射性物質が大量に放出される事態となった。

燃料ペレットについては、多く種類の放射性物質を閉じ込める機能があるが、希ガスや揮 発性の高い放射性物質の閉じ込め機能は不完全である。また、原子炉建屋については、十分 な気密性が要求されているわけではないため、非常用空調設備により放射性物質を吸着す るフィルターを通して換気することで建屋内を大気圧よりやや気圧が低い負圧の状態に保 つ設計としている。負圧にすることで、原子炉建屋の外から中にのみ空気が移動することに なり、仮に事故等で原子炉建屋内において放射性物質が放出されても、この放射性物質が外 部に広がるのを防ぐことが出来る。シビアアクシデント時に空調が使えなくなったとして も、炉心から放出された放射性物質が原子炉建屋内の機器や壁等に沈着することで、環境中 に放出される放射性物質を低減させる効果がある。

では、これらの物理障壁の健全性は、どのように確認すればよいであろうか。15.3 節で詳 しく述べるが、物理障壁に対する最大の脅威は、核燃料から出る熱エネルギーである。原子 炉において、熱エネルギーの発生源は核分裂および崩壊熱(放射性崩壊)であることから、 原子カプラントにおいて異常が発生した場合には、最大の発熱源である核分裂反応を「止 め」、引き続き発生する崩壊熱を適切な手段で原子炉外に逃すことで「冷やし」、その結果と して物理障壁を健全に保ち、放射性物質を「閉じ込める」必要がある。このプロセスは「**止** める・冷やす・閉じ込める(reactivity control, cooling, confinement)」と表現されることがあ る。

先に述べたように、原子力安全の目的は「人と環境を放射線リスクから防護すること」で あるため、原子力安全の目的を達成するためには、放射性物質と放射線を「閉じ込める」こ とが達成されればよい。これを確実に達成するために、核分裂反応を「止める」こと、崩壊 熱を除去して「冷やす」ことが要求されると考えることもできる。

【コラム】深層防護

原子力安全の目的を達成するために、原子炉の設計では、**深層防護**(defense in depth)という概念が用いられる。深層防護とは、我々の知識の不完全さ等に起因する不確かさへの備えとして、多種の防護策を組み合わせることで、全体として防護の信頼性をできるだけ向上

させる概念であり、もともとは軍事で使用されていたものである。

身近な工学システムの例として、自動車の安全設計を考えてみよう。自動車の安全の目的 は「乗員を死傷のリスクから防護すること」であり、これを達成するために、例えば以下の 安全対策がなされている。

- (1) 自動車を運転している際に、異常状態が発生する確率をできるだけ少なくするよう、+ 分に余裕をとった設計、製造時の品質管理を行う。また、急発進という異常な状態になら ないよう、シフトをパーキングポジションにしないとエンジンがかからないなどのイン ターロックを設ける。
- (2) 急ブレーキを踏んだ際には、車輪が空転することを防ぐアンチスキッドブレーキを装備 し、急ブレーキを踏むという異常状態が事故に発展することを防ぐ。
- (3) それでも事故に至った場合を想定し、乗員を保護し、人に対する事故の影響を緩和する ため、シートベルトやエアバッグを装備する。
- (4) 衝突の際の衝撃を感知し、自動的に 119 番通報を行うシステムを装備する。

原子炉においては、深層防護の考え方に基づいて以下のように安全対策が取られている。 (第一層) 十分に安全余裕をとり、高品質な施工と保守管理を行うことで、プラントが故障 したり異常状態になったりする確率を低減する。

- (第二層) プラントが異常状態になった場合、それをできるだけ早期に検知し、スクラム(原 子炉の自動停止)を行うことで、核分裂の連鎖反応を停止させ、異常状態が事故に発展 することを防ぐ。
- (第三層) それでも事故に至った場合には、非常用炉心冷却システム(Emergency Core Cooling System: ECCS) などにより、原子炉を冷却し、事故の影響を緩和する。
- (第四層)設計であらかじめ想定した事故を超える状態(過酷事故を含む)になった場合で も、その影響(具体的には、外部への放射性物質の放出)をできるだけ少なくするよう、 可搬型の機器を含め、使用可能な機器を用いて格納容器の閉じ込め機能をできるだけ維 持する対策をとる。

(第五層)周辺公衆への影響をできるだけ少なくするため、屋内退避、避難などの防災行動 をとる。

15.2 物理障壁の健全性と破損

【この節のポイント】

- 原子力安全の目的を達成するためには、放射性物質を封じ込める物理障壁(被覆管、原子炉容器、格納容器)が破損しないこと(健全であること)がキーポイントになる。
- 物理障壁は、熱的要因、化学的要因、機械的要因などにより、様々な形態(モード)で 破損に至ることがある。
- 物理障壁の健全性を確保するためには、破損モードを把握し、それらの破損モードが発生しない範囲で原子炉を運転管理していく必要がある。

15.1節で述べたように、原子力安全の目的(人と環境を放射線リスクから防護する)を達成するためには、原子炉内で発生する放射性物質及び放射線を原子炉内部に封じ込めておく必要がある。この封じ込め機能を担うのが物理障壁(physical barrier)である。以下では、被覆管、原子炉容器及び格納容器が破損に至る原因の概要を説明する。これらの破損には、原子炉内で発生する様々な物理現象が相互に関係している場合がある。

15.2.1 被覆管の破損モード

軽水炉の被覆管は、厚さ 0.0005 m (0.5 mm)程度のジルコニウム製合金でできており、 燃料内で発生した核分裂生成物を燃料棒内部に閉じ込める役割を果たしている。被覆管は、 冷却材の圧力、燃料棒内部の気体の圧力、あるいは、冷却材の流れなどから様々な力(応力) を受ける。被覆管が破損に至る主な要因を以下にまとめる。

(1) 熱的損傷-酸化に伴う脆化

意図せず制御棒が引き抜かれるなどして、燃料棒内の核分裂数が非常に増加する場合を 考えてみよう。燃料棒内の核分裂により発生した熱エネルギーは、ペレットおよび被覆管の 伝熱により冷却材に伝達される。詳細については第11章で述べているが、燃料棒内で発生 した熱エネルギーがあまりにも大きすぎると、被覆管の表面における沸騰が激しくなり、結 果として被覆管の表面が薄い蒸気の膜で覆われてしまう**膜沸騰状態(film boiling)**となる。 蒸気は気体であることから、熱の伝わりが非常に悪い。したがって、燃料棒表面で膜沸騰が 発生すると、被覆管の温度が急上昇する。被覆管の材質であるジルコニウムは、高温(900℃ 程度以上)になると、周りの水蒸気と酸化反応を起こすことが知られている。

$Zr+2H_2O\rightarrow ZrO_2+H_2$

生成される二酸化ジルコニウム (ZrO₂) は、硬くてもろいため、被覆管は破損しやすくなる。 以上のことから、燃料棒の発熱量が大きくなりすぎると、燃料棒が熱的に破損することにな る。

(2) 機械的要因-塑性変形

燃料ペレットは、二酸化ウラン(UO₂)の酸化物であるが、その融点は使用前(燃焼前) で 2,800℃程度である。運転中、ペレット中心部の温度が最も高くなるが、通常運転時のペ レット中心温度は最大でも千数百度であり、融点より十分に低い。しかし、燃料棒の出力が 設計の想定値を大幅に超えると、ペレット中心部の温度が融点より高くなる可能性がある。 中心部が溶融すると、溶融したペレットの体積は膨張する。この結果、ペレットによって被 覆管が押し広げられる。また、燃料が制限値を超える出力に至り、ペレットの熱膨張などに より被覆管が押し広げられる場合がある。これらの力により、燃料棒が塑性変形し、結果と して破損に至る場合がある。この作用をペレット・被覆管機械的相互作用(Pellet Clad Mechanical Interaction: PCMI)と呼んでいる。さらに、燃料棒内部は密閉された空間であり、内部の温度が高くなることで内圧が上昇する。この内圧上昇によっても、被覆管が塑性変形し、破損する可能性がある。

なお、核分裂により生成する核分裂生成物の中には、気体状のものがある。希ガスのキセ ノン(Xe)やクリプトン(Kr)が代表的なものである。希ガスの一部はペレット内に保持さ れ、残りは被覆管内に放出される。このため、燃焼が過大になる(核分裂の総数が過大にな る)と、放出された希ガスにより燃料棒の内圧が上昇し、被覆管の塑性変形による燃料棒の 破損の原因になりうる。

(3) 機械的要因-クリープ

金属には、力を長時間掛け続けると、徐々に変形する性質がある。これを**クリープ**(creep) と呼ぶ。燃料棒の内圧が冷却材圧力より高い場合、被覆管を押し広げる力がかかり続けるた め、被覆管がクリープ変形して破損に至る場合がある。燃焼に伴って、燃料棒内にガス状の 核分裂生成物が蓄積されるため燃料棒の内圧は上昇するが、一般的に冷却材圧力を上回る ことがないように設計されている。

逆に、周囲の冷却材の圧力が燃料棒の内圧より高い場合、燃料棒には周囲から押しつぶさ れる方向の力がかかり続ける。このため、燃料棒がつぶされる形に変形し(コラプス)、燃 料棒が破損することがある。そのため、燃料棒内圧が低すぎるのも問題になり得る。そこで、 例えば PWR の場合、運転中の冷却材圧力は 157 気圧であるのに対して、燃料棒の内圧は、 ヘリウムを加圧して封入することで、製造時に 30 気圧程度に設定されている。なお、停止 時には冷却材圧力は大気圧となり、燃料棒内圧の方が高くなる。

(4) 機械的要因-金属疲労

針金は柔軟性に富んでおり手で曲げることができる。また、手で曲げても折れることはない。しかし、針金の同じ個所を繰り返し折り曲げると、針金を折ることができる。これは金属疲労(metal fatigue)によるものである。

原子炉は、運転中は高温・高圧になるが、停止時には室温・大気圧状態となる。そのため、 被覆管には、外部の圧力変動による力が繰り返し加わる。また、燃料棒の出力が変化すると、 燃料棒内部の温度が変化するため、被覆管内圧が変化し、やはり被覆管に応力が加わる。

以上のことから、被覆管の金属疲労により被覆管が破損しないような配慮が必要である。

(5) 機械的要因-グリッドフレッティング

風のある日に、ブラインドが下ろされた窓を開けたことがあるだろうか。ブラインドの角 度を90°(すなわち、窓を通る風と平行な方向)にすると、風が通るようになるが、風があ る程度強いと、ブラインドがバタバタ振動するのを経験したことがあると思う。このような 振動を流力振動と呼んでいる。 炉心の発熱密度は高いことから、熱除去のため、高圧の冷却材を非常に速く流している。 例えば、加圧水型軽水炉の場合、炉心部における冷却材の速さは数 m/s 程度である。燃料棒 は、グリッドスペーサ(第10章参照、支持格子とも呼ばれる)の板ばねで集合体に保持さ れているが、冷却材の流れによっては、燃料棒が流力振動を起こす場合がある。その結果、 グリッドスペーサの板ばねと被覆管が接している部分が振動により摩耗し、被覆管に穴が 開くことがある。これを燃料棒の**フレッティング破損**(fretting failure)という。フレッテ ィング破損は、特に PWR において、集合体から集合体への横流れ(クロスフローと呼ぶ) が生じる場合に発生する可能性がある。

【コラム】もんじゅのナトリウム漏洩事故と流力振動

1995年12月8日に、高速増殖炉もんじゅにおいて、二次系のナトリウム配管からナトリ ウムが漏洩する事故が発生した。のちの調査において、配管内に突き出すように設置された ナトリウム用の温度計が折損し、その破損個所からナトリウムが漏洩したことが判明した。 折損した温度計は細い筒状のものであり、ナトリウム冷却材の流れに突き出す形で流れ に垂直に設置されていた。その結果、窓のブラインドが風で振動するのと同じように、流力 振動で棒状の温度計が振動し、金属疲労が発生し、その結果、温度計が折損したものである。 二次系ナトリウムには放射性物質は含まれておらず、原子炉は安全に停止されたため、原 子力安全に直接関連する事故ではなかったが、現場情報の隠ぺいなどにより社会問題にな った。その後、2010年の運転再開まで、約15年を要した。



(6) 機械的要因-異物フレッティング

炉心の冷却材中には、金属の切削片や小さな針金といった異物が紛れ込んでいる場合が あり、これらの異物が冷却材の流れに乗って炉心に流入することがある。このような異物は、 一次系配管関連の工事などに伴って発生する可能性がある。炉心に流入した異物は、燃料棒 と燃料棒の間隔を保持するための燃料集合体のグリッドスペーサに引っかかることがある。 グリッドスペーサは複雑な形状をしており、特に、燃料棒とグリッドスペーサの間に異物が 引っかかると、流体の流れにより異物が振動する。異物が振動し続けると、被覆管が次第に 摩耗し、最終的に貫通孔があく可能性がある。このようにして発生する被覆管破損を**異物フ**

レッティング破損(debris fretting failure)という。

異物フレッティング破損を防ぐため、異物をひっかけて捕捉する異物フィルターが燃料 集合体の下部に設置されている。

なお、このように異物は被覆管の破損につながる可能性があることから、炉心、一次系配 管、燃料プール周辺では、異物が混入しないように管理がなされている。

(7) 化学的要因-過大腐食

被覆管に使用されているジルコニウム合金は、高温水中での腐食は少ないが、運転に伴っ て被覆管表面に酸化皮膜が生成される。また、冷却材中の不純物などが堆積した皮膜も被覆 管表面に生成される。これらを**クラッド(水垢、crud)**と呼ぶ。クラッドが厚くなると、被 覆管の熱伝達が悪化し、結果的に被覆管の温度が上昇する。被覆管の温度が上昇すると、被 覆管表面で局所的に小規模な沸騰が発生しやすく、あるいは被覆管表面での冷却材の蒸発 が多くなるため、さらにクラッドの付着が促進されることがある。これが被覆管破損の原因 になり得る。このクラッドの一部は、冷却材とともに炉心、一次系配管、使用済み燃料プー ルなどに移動する。そのため、炉心を通る冷却材が存在する区域は、放射線管理区域として 管理される。

(8) 化学的要因-水素脆化

被覆管を構成するジルコニウムが冷却水と反応し酸化反応を起こすと、微量ながら水素 が発生する。ジルコニウム合金は水素を取り込みやすい性質があり、水素が取り込まれると、 被覆管が硬く脆くなる。これを被覆管の水素化、**水素脆化(hydrogen embrittlement)**とい う。水素化が過度に進行すると、被覆管が破損することがある。

(9) 複合要因-応力腐食割れ

核分裂生成物の中には、ヨウ素のように、金属に対する腐食性を有するものがある。この ような腐食性の物質がある環境下で、金属に応力がかかると、応力と化学的な環境の相互作 用により、応力腐食割れ(Stress Corrosion Cracking: SCC)が発生する可能性がある。

15.2.2 原子炉容器の破損モード

原子炉の安全設計においては、炉心(燃料)が損傷し、冷却可能な形状が保たれない状態 が生じないよう、安全対策を行う。したがって、原子炉容器(第10章、図15-1)の破損は、 設計で想定している事故では発生しない。しかし、設計を超える事故事象においては、原子 炉容器の破損が発生する可能性がある。

(1) 溶融燃料による破損

炉心から冷却材が喪失することで冷却不十分な状態になり、崩壊熱とジルコニウム-水 反応の発熱により燃料が溶融すると、溶融した燃料は原子炉容器下部に堆積する。溶融した 燃料は3,000℃近くの非常に高温であることから、原子炉容器下部はその高温に耐えられず 破損に至る。福島第一原子力発電所事故においては、1号機から3号機において、全電源喪 失により炉心冷却機能・注水機能が全喪失した結果、溶融燃料により原子炉容器下部が破損 し、溶融した燃料の一部(あるいは大部分)は格納容器下部に落下した。

(2) 衝撃力による破損

制御棒が急激に引き抜かれた場合、燃料の出力は急激に上昇し、内圧が高くなることで被 覆管が破裂する。内部で溶融した高温の燃料と冷却水が接触することで、水が爆発的に蒸発 する**水蒸気爆発(steam explosion)**が発生する可能性がある。また、仮に破損燃料があった とすると、燃料棒内部に侵入した水が急激に水蒸気になり、やはり燃料棒を破裂させる原因 になる。水蒸気爆発や燃料棒の破裂は、原子炉内で衝撃波を発生させることになる。この衝 撃力があまりにも大きいと原子炉容器の破損につながるため、一本の制御棒の引き抜きで 添加される反応度を制限することで、衝撃波を発生させるエネルギーを制限する必要があ る。

【コラム】原子炉の暴走-SPERT 実験

原子炉の開発当初、「原子炉にどれだけの反応度を添加すると破壊に至るのか」ははっき り解明されていなかった。米国では、この点を解明するために、アイダホ国立研究所にて Special Power Excursion Test (SPERT)実験が行われ、添加する反応度を系統的に変化させつ つ炉心の挙動を調べる実験が行われた。その結果、大きな反応度が添加されると、高温にな った燃料が溶融・分散し、周りの冷却材と水蒸気爆発を起こすことで原子炉を破壊するメカ ニズムが明らかになった。これは、言い換えると、燃料が分散しなければ水蒸気爆発は発生 せず、したがって、衝撃力も発生しないことを明らかにしたといえる。

これから、原子炉の設計においては、制御棒の急激な引き抜きによって添加される反応度 を制限することで、原子炉容器を破損させるような水蒸気爆発を発生させない設計として いる。

SPERT 実験の様子については、Youtube に映像がアップロードされている。SPERT、 Reactor、Excursion などの検索により見ることができる。

(3) 脆性破損

原子炉容器は、低炭素鋼(いわゆる鉄鋼)が用いられている。低炭素鋼は、通常の温度で は延性に富む材料であるが、非常に低温になると、硬く、もろくなる性質がある。すなわち、 通常の温度であれば力を加えると曲がるが、低温では曲がらず、ガラスのように割れる挙動 を示す(**脆性破損**(brittle fracture))。このような金属の性質を低温脆性と呼ぶ。低炭素鋼 はマイナス数十度になると脆性を示す。

原子炉容器はマイナス数十度で使うことはないため、低温脆性は関係ないように思われ るが、中性子の照射を受けると、脆性を示し始める温度(**脆性遷移温度**(nil-ductility temperature))が高くなる性質がある。このため、数十年にわたり中性子の照射を受ける原 子炉容器の脆性遷移温度は数+℃まで上昇する可能性がある。通常の運転状態では、原子炉 容器は 200~300℃になるため、低温脆性は問題にならないが、事故時に非常用炉心冷却系 が動作すると、炉心外部から温度の低い水(室温程度)が大量に炉心に注入されるため、原 子炉容器の低温脆性が問題になり得る。そのため、例えば PWR では、原子炉容器と同一の 材料からなる監視試験片を燃料の近くに配置しておき、定期的に取り出して脆性遷移温度 を測定している。この測定結果に基づいて、事故時の条件を包絡する形で原子炉容器の健全 性を評価し、問題のないことを確認している。

15.2.3 格納容器の破損モード

格納容器(第10章、図15-1)は、一次系配管の破断事故、あるいは炉心/原子炉容器が損 傷するシビアアクシデント時に、外部への放射性物質の放出を防ぐため設置されている。一 次系配管の破断事故は、設計で考慮されており、この条件で格納容器が破損することはない。 一方、シビアアクシデント時には、格納容器が破損する可能性がある。格納容器が破損する 主な要因を以下に示す。

(1) 熱

格納容器は密閉された空間であるため、燃料から発生し続ける崩壊熱を除去しないと格 納容器内部の温度が上昇する。格納容器の密閉性を確保するため、配管・電線などが格納容 器を貫通している部分(ペネトレーションと呼ばれる)には、有機系の樹脂などを用いてシ ールがなされている。この樹脂は、格納容器内の温度が 300℃程度になると劣化し、気密性 が失われる。

(2) 圧力

上記と同様の理由で、格納容器の圧力が上昇すると、その圧力により格納容器が破損する。 設計時に想定している最大圧力は 3-4 気圧程度であるが、これを大幅に上回ると破損に至 る。

(3) 衝撃力

格納容器の破損に至る衝撃力は、以下の理由で発生しえる。

- ・水-ジルコニウム反応で発生する水素の燃焼(爆轟)
- ・溶融燃料が水と接触することで発生する水蒸気爆発

BWR は、圧力抑制装置(サプレッションチェンバー)を設けているため、格納容器体積

が PWR に比べて小さい。そのため、炉心損傷時に発生した水素が爆轟する可能性があることから、格納容器内を窒素置換して不活性雰囲気とし、水素の燃焼を防いでいる。PWR は、 格納容器体積が大きいことから、水素の爆轟には至らない。

溶融した燃料と水との接触による水蒸気爆発については、現象としての不確かさが大き いが、これまでの実験結果などによると、起こる可能性は低いとの評価がなされている。

【コラム】水素の燃焼-爆燃と爆轟

理科で水の電気分解を行ったことがあるだろうか。水を電気分解すると、水素と酸素が発 生する。試験管に水素を溜め、火を近づけると「ポン」と音がして燃焼する。

水素は、非常に燃焼しやすい気体である。大気中においては、水素濃度が4~75%の範囲 で燃焼する。

水素の燃焼形態には、爆燃(deflagration)と爆轟(detonation)の二種類がある。爆燃は水 素濃度が低い場合に発生する。一般的に我々がイメージする「ガスが燃焼する」イメージで ある。燃焼が伝播する速さは、2~3 m/s であり、比較的遅い。一方、爆轟は水素濃度が18% 程度以上で発生する。爆轟の燃焼の伝播の速さは1~3 km/s とまさにけた違いに大きい。音 速より燃焼の伝播の速さが大きいため、衝撃波が発生し、この衝撃波は非常に大きな破壊力 を持つ。

福島第一原子力発電所事故では、1、3 および4 号機の原子炉建屋が水素爆発した。1 および3 号機の原子炉建屋の爆発は、日中に発生したため、その映像が残っており、Youtubeでも見ることができる。この映像を見ると、1 号機と3 号機の水素爆発の様相は全く異なっている。1 号機では、比較的ゆっくりと爆発が起こっているのに対し、3 号機では、大規模な爆発が急激に発生している。これは、爆燃と爆轟の違いであると推定されている。1 号機では、原子炉建屋の水素濃度が比較的低かったことから爆轟に至らず、燃焼速度が比較的遅い爆燃により原子炉建屋内部の圧力が上昇、原子炉建屋上部が破損に至ったものである。3 号機では、原子炉建屋内部の水素濃度が高かったため、爆轟が発生、衝撃波により急激かつ大規模な爆発になったものと推定されている。

(4) 溶融燃料デブリ

原子炉容器下部から流出した燃料の溶融物(燃料デブリ(fuel debris))は、格納容器の床 面に堆積する。溶融燃料デブリは非常に高温であるため、床面のコンクリートと反応し侵食 する。これを溶融炉心-コンクリート相互作用(Molten Core Concrete Interaction: MCCI) と呼ぶ。格納容器の床面(ベースマット)は厚さ数 m のコンクリートになっているが、溶 融燃料によるコンクリートの浸食が大規模に起こる場合、ベースマットを溶融貫通するこ とが想定される(ベースマット溶融貫通(base mat melt-through))。

また、BWRの格納容器は比較的小さいため、床面に落下した燃料デブリが格納容器床面 で広がり、床面外周部の格納容器と接することで、鋼鉄製の格納容器を破損する可能性があ る。これを**シェルアタック(shell attack**)と呼ぶ。

15.3 安全評価の概要

【この節のポイント】

- 原子力安全の目的が達成されるかどうかを確認するため、原子カプラントにおける様々な異常状態を考慮して安全評価が行われる。
- 安全評価は、決定論的安全評価と確率論的リスク評価の二種類がある。
- 決定論的安全評価は、代表的な事故シナリオに対してプラントの挙動を解析し、放射性物質を閉じ込める物理障壁の健全性及び周辺公衆に対する被ばく線量などを評価する。
- 確率論的リスク評価は、プラントで発生しえる異常を網羅的に考慮し、イベントツリー を用いてそれぞれの事故シナリオの発生確率を計算する。

原子力発電所の安全性を確認するためには、様々な異常状態が発生したとしても、原子力 安全の目的(人と環境を放射線リスクから防護する)が達成されていることを確認する必要 がある。安全評価の方法は、以下の二種類に大別される。

・決定論的安全評価(deterministic safety assessment): 放射性物質を閉じ込める物理障壁の 健全性および周辺公衆に対する被ばく線量などを評価する

・確率論的リスク評価(probabilistic risk assessment): 炉心が大規模な損傷に至る確率など
 を計算する。

以下では、これらの評価の概要について説明する。

15.3.1 決定論的安全評価

原子力発電所においては、様々な異常や事故状態が想定されるが、原子力安全の観点から は、事故時において放射性物質の放出を防ぐ物理障壁の健全性が重要となる。決定論的安全 評価は、以下のプロセスで実施される。

プラントの異常状態をできるだけ包絡的に検討するため、15.2節で説明した被覆管、原子 炉容器、格納容器の損傷の形態(損傷モード)を考慮し、それぞれの損傷モードを引き起こ す要因をすべてリストアップする。例えば、被覆管の熱的損傷は、燃料棒の出力増加あるい は、冷却材流量の低下や冷却材の圧力低下など冷却能力の低下に起因して発生することが 考えられる。

次にするべきことは、損傷モードを引き起こすプラントの異常状態がどのようなメカニ ズムで生じるかを検討することである。燃料棒の出力増加については、制御棒の意図しない 引き抜きや冷却材中のホウ酸の意図しない希釈などにより発生する。また、冷却能力の低下 については、一次系の配管破断による冷却材喪失、冷却材ポンプの停止による冷却材流量の 低下、原子炉圧力制御機構の故障による原子炉圧力低下などが考えられる。

このような検討を行い、物理障壁の健全性の観点から考慮すべきプラントの異常状態を リストアップする。リストアップされたプラントの状態(事故シナリオ)は多数あると考え られる。これらの事故シナリオにおけるプラントの挙動をすべて解析することは現実的で はないことから、類似の事故シナリオをグループ化し、また、解析の条件を安全側に設定す ることで、複数の事故シナリオを包絡できる代表的な事故シナリオを設定する。そして、そ の代表的な事故シナリオについてプラントの安全解析を実施することで物理障壁の健全性 を評価する。解析条件を安全側に設定するために、例えば、測定誤差を考慮して原子炉出力 を定格出力より高めに設定する、冷却材流量を少なめに設定する、計算誤差を見込んで制御 棒価値を小さめに設定する、反応度係数を正側に設定する、などの条件設定が行われる。

【コラム】ソースタームとインベントリ

原子力安全の目的は、人と環境に対する放射線の有害な影響を防止することであり、これ は、炉心の放射性物質の環境中への放出を防ぐことで達成出来る。炉心の放射性物質は安全 評価においてソースタームと呼ばれており、安全評価を実施する際に、その量、種類、物理 的・化学的形態が重要となる。特に、放射性物質の種類と量は(放射性物質の)インベント リと呼ばれており、燃焼計算によって評価される。

【発展的内容】PWR と BWR における決定論的安全評価の事故シナリオ

現在の軽水炉の安全評価においては、以下の過渡・事故シナリオが選定されており、これ らに対してプラントの挙動の解析を実施し、物理障壁の健全性および周辺公衆に対する被 ばく線量が評価されている。

なお、「運転時の異常な過渡変化」は、ある原子炉の寿命期間中に発生が予想しうる機器 の故障、誤動作、運転員の誤操作、外乱によって生じる原子力プラントの異常状態である。 一方、「事故」は、「運転時の異常な過渡変化」より発生する頻度は低いが、より大きな影響 をもたらしうる異常状態であり、原子炉の安全性(つまり、原子力安全の目的)を確認する 観点から解析が必要なものが選ばれている。

なお、「運転時の異常な過渡変化」や「事故」を超える「重大事故」については、確率論 的リスク評価の結果に基づき、炉心損傷や格納容器機能喪失確率に対して寄与のある事故 シナリオが選ばれる。

(PWR)

(運転時の異常な過渡変化)

1. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

- (1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
- (2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
- (3) 制御棒の落下および不整合
- (4) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
- 2. 炉心内の熱発生または熱除去の異常な変化
 - (1) 原子炉冷却材流量の部分喪失

原子炉の物理

- (2) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
- (3) 外部電源喪失
- (4) 主給水流量喪失
- (5) 蒸気負荷の異常な増加
- (6) 二次冷却系の異常な減圧
- (7) 蒸気発生器への過剰給水
- 3. 原子炉冷却材圧力または原子炉冷却材保有量の異常な変化
 - (1) 負荷の喪失
 - (2) 原子炉冷却材系の異常な減圧
 - (3) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(事故)

- 1. 原子炉冷却材の喪失または炉心冷却状態の著しい変化
 - (1) 原子炉冷却材喪失(Loss Of Coolant Accident: LOCA)
 - (2) 原子炉冷却材流量の喪失
 - (3) 原子炉冷却材ポンプの軸固着
 - (4) 主給水管破断
 - (5) 主蒸気管破断
- 2. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
 - (1) 制御棒飛び出し
- 3. 環境への放射性物質の異常な放出
 - (1) 放射性気体廃棄物処理施設の破損
 - (2) 蒸気発生器伝熱管破損
 - (3) 燃料集合体の落下
 - (4) 原子炉冷却材喪失
 - (5) 制御棒飛び出し
- 4. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
 - (1) 原子炉冷却材喪失
 - (2) 可燃性ガスの発生

[BWR]

(運転時の異常な過渡変化)

- 1. 炉心内の反応度または出力分布の異常な変化
 - (1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - (2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
- 2. 炉心内の熱発生または熱除去の異常な変化
 - (1) 原子炉冷却材流量の部分喪失

- (2) 外部電源喪失
- (3) 給水加熱喪失
- (4) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作
- 3. 原子炉冷却材圧力または原子炉冷却材保有量の異常な変化
 - (1) 負荷の喪失
 - (2) 主蒸気隔離弁の誤閉止
 - (3) 給水制御系の故障
 - (4) 原子炉圧力制御系の故障
 - (5) 給水流量の全喪失

(事故)

- 1. 原子炉冷却材の喪失または炉心冷却状態の著しい変化
 - (1) 原子炉冷却材喪失(Loss Of Coolant Accident: LOCA)
 - (2) 原子炉冷却材流量の喪失
 - (3) ポンプの軸固着
- 2. 反応度の異常な投入または原子炉出力の急激な変化
 - (1) 制御棒落下
- 3. 環境への放射性物質の異常な放出
 - (1) 放射性気体廃棄物処理施設の破損
 - (2) 主蒸気管破断
 - (3) 燃料集合体の落下
 - (4) 原子炉冷却材喪失
 - (5) 制御棒落下
- 4. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
 - (1) 原子炉冷却材喪失
 - (2) 可燃性ガスの発生
 - (3) 動荷重の発生

15.3.2 確率論的リスク評価(Probabilistic Risk Assessment: PRA)

決定論的安全性評価においては、複数の事故シナリオをグループ化し、代表的な事故シナ リオを解析する。一方、実際のプラントでは多種多様な事故シナリオが存在する。確率論的 リスク評価では、これらの事故シナリオを**イベントツリー(event tree)**という事故の進展 を表す樹形図で網羅的に表し、炉心損傷などに至る確率を計算する。確率論的リスク評価を 実施することで、プラントの安全上の脆弱性(弱点)を評価することができる。

確率論的リスク評価には、以下の3つのレベルが存在する。

レベル 1 PRA: 炉心損傷に至る事故シナリオと**炉心損傷頻度**(Core Damage Frequency: CDF)

を評価する。

レベル 2 PRA: 格納容器損傷に至る事故シナリオ、格納容器損傷頻度(Containment Failure Frequency: CFF)、早期大規模放射性物質放出頻度(Large Early Release Frequency: LERF)、放射性物質の放出割合・頻度を評価する。

レベル 3 PRA: 原子力プラントの事故に起因した放射性物質による周辺公衆に対する放射 線リスクを評価する。

現在、レベル1 PRA については実用化が進んでいるが、レベル2 PRA、レベル3 PRA については、評価手法の整備が進められている状態である。

【コラム】イベントツリーを用いた絶起(絶望の起床)の確率評価

イベントツリーを用いると、下図の様に評価することが出来る。なお、目覚ましの不動作 は、セットし忘れ、アラームの時間の設定ミス、目覚ましの故障などが考えられる。また、 人によっては、目覚ましが鳴ってもある確率で起床に失敗する場合もあるため、この確率も 考慮する。

「絶起」を引き起こす「事故シナリオ」とその確率は、以下のようになる。

シナリオ1:朝から重要な用事がある→目覚まし動作→起床できず

 $(0.2 \times 0.9 \times 0.01 = 0.0018)$

シナリオ2:朝から重要な用事がある→目覚まし不動作→起床できず

 $(0.2 \times 0.1 \times 0.95 = 0.019)$

この分析からは、シナリオ2の寄与が大きいことが分かるため、目覚ましが動作する確率 を上げる(例:アラームのセットを指差呼称して確認する)、目覚ましを二重にする、など の対応が効果的であると推定できる。例えば、目覚ましを二重にすると、絶起の確率をおお むね 1/10 に低減することが出来る。

原子力プラントにおいても、ずっと複雑であるが同様の解析が行われ、安全性を向上させ るための分析に用いられている。



15.4 安全評価と原子炉の物理

【この節のポイント】

- 原子カプラントの安全評価においては、炉心を含めてプラント全体の振る舞いが評価される。
- 熱流束、温度、圧力など、物理障壁の健全性と密接に関連するパラメータが評価され、
 これらが制限値以下であることを確認することで、異常時における物理障壁の健全性と
 プラントの安全性が担保される。
- 安全評価を実施する際には、炉心の挙動を解析するために出カピーキング係数、反応度 係数などの炉心特性パラメータが使用される。サイクルごとの燃料配置を設計するにあ たっては、これらの炉心特性パラメータが安全評価で用いた値より安全側(保守的)で あることを確認する。
- ・ 炉心の振る舞いとプラント全体の振る舞いは密接に関係しており、相互に影響を及ぼす。

15.3 節で説明した決定論的安全評価においては、代表的な事故シナリオに対してプラント全体の挙動を評価する。この解析は、原子炉の物理で直接対象とする炉心のみならず、冷却系を含むプラント全体を模擬するプラント解析コードを用いて行われる。プラント解析 コードでは、以下のように物理障壁の健全性にかかわるパラメータが評価される。

(被覆管)

被覆管最高温度 燃料中心温度 燃料棒最大線出力密度 燃料棒内圧 被覆管表面最大熱流束 (一次冷却材系バウンダリ・原子炉容器) 一次冷却材最大圧力 原子炉一次系圧力バウンダリに対する機械的エネルギー付加 (格納容器) 格納容器最大内圧

【コラム】圧力バウンダリ

プラントの安全解析では、「圧力バウンダリ」という言葉が出てくる。これは、炉心を通っている一次冷却材の圧力がかかっている「境界」(すなわち、boundary、バウンダリ)である。一般的に原子炉容器と一次冷却材系の配管・機器を含むものとなる。事故時には、一次 冷却材系の圧力バウンダリが放射性物質を閉じ込めるための物理障壁となる。

種々の事故シナリオに対して、これらの値が物理障壁の健全性(あるいは、炉心の冷却性)

を確保できる制限値以下であることを確認することで、原子力安全の目的が達成されることを確認する。

【発展的内容】決定論的安全評価における判断基準 現在の規制基準においては、原子炉の異常状態は、以下の三種類に区分されている。 運転時の異常な過渡変化 事故(設計基準事故) 重大事故 それぞれに対する判断基準を以下に示す。

(運転時の異常な過渡変化)

- イ 最小限界熱流束比(燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急 上昇し始める時の熱流束(単位時間及び単位面積当たりを通過する熱量をいう。以下同 じ。)と運転時の熱流束との比の最小値をいう。)又は最小限界出力比(燃料体に沸騰遷 移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。)が許 容限界値以上であること。
- ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。
- ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。 これらの制限は、いずれも物理障壁である燃料被覆管及び原子炉容器(冷却材配管含む)が 破損しない条件として設定されている。つまり、設計思想として、プラントの寿命中に発生 が想定される異常状態に対しては、物理障壁が破損しないことを求めている。

(設計基準事故)

- イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できる ものであること。
- ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するた めの制限値を超えないこと。
- ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。
- ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度 が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。
- ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

これらの制限は、燃料が溶融するなどして大幅に損傷し、継続的な冷却が出来なくなる状態(炉心損傷)を防ぐこと、さらに物理障壁の原子炉容器(冷却材配管含む)と格納容器が健全 であり、環境中への放射性物質の放出量が健康被害を発生するレベルではないこと、を求め てている。 (重大事故:炉心損傷防止)

- ア 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。「炉心は著しい 損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること」とは、以下に掲げる要件を 満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量については、十分な 科学的根拠が示される場合には、この限りでない。
- (a) 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。
- (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。
- イ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍又は限界圧力を下 回ること。
- ウ 格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- エ 格納容器バウンダリにかかる温度は、最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- ただし、イ、ウ及びエについては、限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、 その根拠と妥当性を示すこと。

この判断基準は、設計基準事故に対するものと類似しているが、「設計で想定していた事 故シナリオ」を超える事態になっても炉心損傷に至るまでには余裕があり、その余裕の中で 炉心損傷に至ることを防止するために設定されている。

(重大事故:格納容器破損防止)

- ア 格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力又は限界圧力を下回ること
- イ 格納容器バウンダリにかかる温度は、最高使用温度又は限界温度を下回ること
- ウ 放射性物質の総放出量は、放出量の性能要求値を超えないこと
- エ 原子炉圧力容器破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0 MPa 以下に低減されていること
- オ 急速な炉外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって格納容器バウン ダリの機能が喪失しないこと
- カ 格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること
- キ 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、アの要件を満足すること
- ク格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり格納容器バウンダリと直接接触しないこと
- ケ 溶融炉心による侵食によって、格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと
- ただし、ア及びイについては、限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、そ の根拠と妥当性を示すこと。

重大事故において、格納容器は放射性物質閉じ込めの最後の物理障壁となる。この判断基準は、格納容器が破損することを防ぐための判断基準となっている。

プラント解析コードでは、炉心は一点炉近似など簡易的に扱われるが、減速材温度係数、 ボイド係数、ドップラー係数などの反応度係数、炉心内の出力分布(出力ピーキング係数)、
制御棒価値、スクラム反応度、投入反応度、即発中性子寿命、遅発中性子割合などの炉心特 性パラメータが考慮される。

一般的に、安全評価では、上記の炉心特性パラメータの代表的な値を用いてプラントの安 全解析が実施される。

一方、原子炉の炉心特性は、装荷する燃料の種類、新燃料体数の割合、可燃性毒物の量、 平均燃焼度、MOX 燃料の装荷割合、燃料配置などに大きく依存する。つまり、安全解析で 使われている炉心特性パラメータの多くは、サイクルごとに変動することとなる。この炉心 特性パラメータの変動を安全解析で直接考慮するためには、サイクルごとの炉心設計(燃料 配置の設計)において、すべての事故シナリオに対して安全解析を実施する必要がある。し かしながら、このような解析は長時間を要するため、毎サイクル実施することは現実的では ない。

そこで、毎サイクルの炉心設計においては、炉心特性パラメータが安全解析で用いた代表 値より安全側(保守的)な値であることを確認することで、設計している炉心が安全解析に おける前提条件の範囲内であることを評価し、プラントの異常状態における物理障壁の健 全性を確認するという考え方を採っている。この考え方により、様々な事故シナリオに対す る安全解析を毎サイクル実施しなくても安全を担保することができる。

以上のことをまとめると、原子炉の物理で取り扱う炉心特性解析と、原子力安全の目的は、 以下の関係にある。



炉心特性パラメータは、原子炉の温度や圧力に依存する。そして、温度や圧力は、プラン ト全体の状態に依存する。従って、炉心特性パラメータは、プラント全体の挙動に影響を与 えるとともに、プラント全体の挙動からも影響を受け、相互に依存する(フィードバックが ある)関係となっている。炉心解析は、プラント全体の振る舞いとは切り離された形で実施 されるが、実際のプラントでは、炉心の振る舞いとプラント全体の振る舞いは密接に関係し ていることを常に念頭に置いておく必要がある。すなわち、炉心という独立した部分の解析 を実施するのではなく、原子力プラントのコンポーネントの一つである炉心の特性解析を 実施しているということに留意することが重要である。

356

第16章 臨界安全

内容

第16章	臨界安全	357
16.1 臨	界安全の目的と対象	359
16.2 臨	界安全の炉物理	
16.2.1	臨界と核分裂連鎖反応	
16.2.2	増倍率と反応度	
16.2.3	核分裂生成物と遅発中性子	
16.2.4	減速の効果	
16.2.5	吸収の効果	
16.2.6	漏れの効果	
16.2.7	反射の効果	
16.2.8	温度の効果	
16.2.9	ボイドの効果	
16.3 臨界防止		
16.3.1	再処理施設の核燃料の特徴	
16.3.2	臨界安全管理	
16.3.3	計算コードと核データ	
16.3.4	未臨界判定基準	
16.3.5	未臨界度測定手法	
16.4 臨	界事故	
16.4.1	臨界事故とは	
16.4.2	事象の進展	
16.4.3	臨界事故の終息	
16.4.4	影響評価	
16.5 その他のトピックス		
16.5.1	JCO 臨界事故	
16.5.2	福島第一原子力発電所の燃料デブリ	

【この章のポイント】

・臨界安全のテーマは、未臨界をいかに保つか、万一の臨界にどう備えるか、である。

原子炉物理学の主要なテーマが、安定した臨界を作り出すためにどのように制御するかであったとすると、**臨界安全**(criticality safety)のテーマは、核燃料をどうやって臨界にならないようにするかであり、万一の臨界にどう備えるかである。

本章では、原子炉物理の知恵がどのように臨界安全に生かされるのか、注目していただき たい。

16.1 臨界安全の目的と対象

【この節のポイント】

- ・ 臨界安全とは、核燃料物質を扱う際の臨界に伴うリスクを許容できる範囲に留めること を目的とした考え方や技術の分野である。
- ・ 臨界安全の対象は、臨界を制御する機構を持たない核燃料施設および設備である。
- ・ 臨界安全の手段は、まず臨界を防止すること、万一臨界事故が生じた場合には、その影響を緩和し臨界を終息させることである。

原子炉で発電をするためには、そのための新しい燃料を作る施設や使用済みの燃料を処 理する施設が必要である(図16-1)。再処理をして使用可能な核燃料物質を取り出すことで、 有限な資源を無駄なく使うことができる。転換、濃縮、処分といった関連する事業や輸送(図 16-1 の矢印で表される施設間の核燃料の移動)も含め、いずれの施設および設備において も核燃料を安全に取り扱うことが大切である。

核燃料が臨界になると多量の放射線が放出されることから、このような放射線の被ばく による身体的影響によるリスクが核燃料を取り扱う上での特徴的なリスクである。このリ スクを可能な限り低減し、許容できる範囲に留めることが臨界安全の目的である。

深層防護の考え方に則り、複数の安全策を重ねることでリスクの低減を図るが、その第一 番目に重要な手段が臨界を防止することである。その意味で臨界安全の第一の目的は、**未臨 界**(subcritical)を担保することであるといえる。その次が、万一**臨界**(critical)になった 場合でもその影響を拡大させないことであり、続いて早期に臨界を終息させることである。 拡大防止や臨界終息のための対策の検討には、実施する対策の内容に応じた臨界の影響や リスクを評価することも重要である。これらについて次節以降で説明する。

臨界安全の対象となる主な施設は、原子炉を除く、核燃料を取り扱う施設(核燃料施設) である(図 16-1)。それらの施設と原子炉との大きな違いは、核燃料施設では臨界になるこ とを予定しておらず、臨界を制御する機構を持たないことである。実は原子炉施設も臨界安 全の対象になる。運転中の原子炉以外の部分、例えば、燃料の搬出入、使用済み燃料プール での保管等において、臨界安全のための管理(**臨界安全管理(criticality safety control**))が 必要になる。また、原子炉の中でも特に臨界集合体は、炉物理の発展に必要な実験データを 取得するために炉心構成を柔軟に変更することができ、その作業は通常手作業で行われる ので、あらかじめ作業手順を制限するなどの臨界安全管理が必要である。



図 16-1: 臨界安全の対象となる施設[1]。 核燃料を扱うほぼ全ての施設が臨界安全の対象となる。

16.2 臨界安全の炉物理

【この節のポイント】

- 核燃料体系が臨界からどれだけ離れているかを「反応度」により表す。反応度は未臨界の側で負、超臨界の側で正となる。
- ・ 減速材と燃料の比がちょうどよいときに最も臨界になりやすい(最適減速)。
- ・ 臨界安全に関連する炉物理的効果としては、中性子の減速、吸収、漏れ、反射の効果、 ならびに温度、ボイドの効果などがある。

16.2.1 臨界と核分裂連鎖反応

U-235 などの核分裂性同位体が一般的な原子炉内の条件で核分裂を起こすと、2 つの核分 裂生成物(Fission Product: FP)に分かれると同時に0から5 個(平均的には2から3 個) の中性子(即発中性子)を放出する。核分裂生成物の中には、ある程度時間がたってから中 性子(遅発中性子)を放出するものがある。これらの(即発および遅発)中性子が別の核分 裂性同位体に吸収されて次の核分裂を生じることを、核分裂連鎖反応(fission chain reaction) という。また、外部中性子源からの中性子の補給なしに核分裂連鎖反応が持続する状態を臨 界という。狭義の臨界(narrow definition of critical)では、単位時間あたりの核分裂数(出力)が一定である。狭義の臨界を超えた状態(単位時間あたりの核分裂数が増加する状態) を含めて臨界と呼ぶ場合もある(広義の臨界(broad definition of critical))。

16.2.2 増倍率と反応度

単位時間あたりに漏れと吸収により失われる中性子数に対する、核分裂で生じる中性子数の比を実効増倍率(effective multiplication factor) k_{eff} と呼ぶ¹。狭義の臨界では k_{eff} の値は1となる。体系から漏れる中性子の数をゼロとし、吸収で失われる中性子数だけを分母とした場合の比を無限増倍率(infinite multiplication factor) k_{∞} という。漏れは体系が有限の大きさを持っている場合に生じるので、 k_{∞} はその核燃料物質が無限に広がっている場合の増倍率に相当する。 k_{∞} は形状に依存せず物質固有の値であり、同じ物質に対しては、漏れがない分必ず k_{∞} の方が k_{eff} より大きくなる。したがって、 k_{∞} が1より小さい物質だけで臨界状態になることはない。

臨界からどれだけ離れているかを表す指標が反応度ρである。反応度は単位時間あたりに 核分裂で生じる中性子数N_pと漏れ及び吸収で消失する中性子数N_lの差をN_pで除して規格化 した指標で、臨界のときゼロ、未臨界で負、超臨界で正となる。

原子炉において制御棒 1 本を挿入した時の反応度の値を、その制御棒が持つ**反応度価値** (reactivity worth)という。反応度価値は、その制御棒が原子炉のどの位置に挿入されるか で変わってくる。大雑把に言えば中央部分の中性子が多いところの方が、周辺部分よりも反 応度価値が高い(中性子のエネルギースペクトルにも依存する)。制御棒が3本あって、制 御棒どうしの干渉効果が無視できる場合には、それぞれの反応度価値を足し合わせた値が3 本全体の反応度価値になる。

この議論は核燃料の中(もしくはその周辺)に何か物質が配置された場合にも当然あては まる。その物質の反応度価値が負であれば負の反応度効果を持つという言い方もできる(逆 の場合正の反応度効果という)。重要なことは、同じ物質をどこへ持って行っても同じ反応 度価値を持つとは限らないことである。むしろ核燃料体系が異なれば、そこでの反応度価値 も異なると考えるべきである。

反応度 ρ は、 $k_{eff} - 1 \epsilon k_{eff}$ で除した量に等しく、 k_{eff} とは非線形だが一対一の関係にある。

16.2.3 核分裂生成物と遅発中性子

臨界状態にある核燃料物質中の遅発中性子の割合(遅発中性子割合β)は通常 1%にも満 たないが、これを放出する核分裂生成物の崩壊の時定数は長いもので数十秒になる。そのた め、この遅発中性子が引き起こす核分裂を考慮に入れれば臨界になる場合(**遅発臨界**

(delayed critical))と、遅発中性子による核分裂を考慮にいれなくとも即発中性子だけで臨 界になる場合(**即発臨界**(prompt critical))では、出力(単位時間当たりに生じる核分裂数

¹「中性子実効増倍率」とする場合もあるが、ここでは「実効増倍率」と記述する。無限 増倍率、増倍率も同様である。

又は放出される核分裂エネルギー)の挙動がまったく異なる(第9章参照)。遅発臨界で*k*eff が1より大きい場合では緩やかに出力が上昇するが、即発臨界では人間が制御できないく らい急速に出力が上昇する。

反応度の大きさが遅発中性子割合の大きさより小さい場合に遅発臨界、大きい場合に即 発臨界となるため、反応度の大きさを、遅発中性子割合を単位とするように表すとわかりや すい。反応度の大きさを遅発中性子割合で割った値を**ドル(\$)**という単位で表す。1\$とい うのは、反応度の大きさが遅発中性子割合と同じ大きさであることを意味する。反応度が1 \$を超えると即発臨界となる。通常、原子炉は1\$未満で運転管理される。

16.2.4 減速の効果

核分裂で生じた中性子の多くはおよそ 20,000 km/s の速さに相当する運動エネルギー(2 MeV)を持っている。U-235 の核分裂断面積はもっと低いエネルギーの側で大きく、たとえば約 2 km/s 程度(0.025 eV)まで減速された中性子(熱中性子)が入射するとより核分裂を起こし易い。中性子を減速する能力は軽い原子ほど大きいので、水素原子を多く含む水やポリエチレンがよい減速材として用いられる。U-235 核燃料体系の水素原子の個数密度 H とウラン原子の個数密度 U の比 H/U が、中性子の減速し易さの指標として用いられる。H/U が小さいと中性子が減速されにくく、中性子のエネルギースペクトルの高い側が大きい分布となる。逆に、H/U が大きいと中性子が減速され易く、低エネルギー側が大きい分布となる(図 7-22 参照)²。

再処理施設で燃料ペレットを溶解する際に生じる硝酸ウラニル水溶液の場合を例にとる と、H/U を小さい値から徐々に大きくするにつれて、中性子が減速されやすくなり、減速途 中での U-238 による吸収(共鳴吸収)が減るので、U-235 に吸収されて核分裂を生じやすく なるため k_{∞} が大きくなる。さらに H/U を大きくすると、今度はウランの密度が小さくなる ことで中性子がウランに出会う前に水素に吸収されて、核分裂が起こる確率も小さくなり k_{∞} は小さくなる。つまり、H/U が大きすぎても核分裂は起こりにくくなる。これらのこと から、 k_{∞} が最も大きくなる H/U 比の値(最適減速(optimal moderation))が存在する(図 16-2)。これは k_{eff} についても同様である。条件によっては、H/U (もしくは H/Pu)が小さく なるほど k_{∞} が大きくなるような例もある(図 16-3)。参考のため、硝酸水溶液における H/U とウラン濃度の関係を図 16-4 に、H/Pu とプルトニウム濃度の関係を図 16-5 にそれぞれ示 す。

U-235 の濃縮度が高いほど、U-235 と出会う確率が高くなるとともに、U-238 の割合が減ることで、減速途中の中性子の吸収が減るため、臨界になり易くなる。そのため、U-235 や Pu-239、Pu-241 といった核分裂性同位体の濃縮度は臨界安全上重要な因子である。しかし、 通常は濃縮度がある範囲に限定されるように品質管理するので、臨界安全管理のために濃 縮度を調整するようなことはしない。

² 第6章にも類似の図があるが、横軸がウランと軽水の原子数比となっており、本章の図の横軸とは分母と分子が入れ替わっていることに注意されたい。

臨界安全上重要な点は、**減速不足**(under moderation)の状態に対しては減速材の割合を 増やすこと、**減速過剰**(over moderation)の状態に対しては減速材の割合を減らすことが、 どちらも臨界に近づける効果があるということである。図 16-2 および 16-3 において、最適 減速の左側(H/Uの小さい側)が減速不足、右側(H/Uの大きい側)が減速過剰となってい る。 k_{∞} が最大もしくは極大となるところ(ピーク)より左側では、中性子の減速効果が少な いために k_{∞} が低くなっていて、減速材の割合を増やす(図の右の方へ行く)とより k_{∞} が大 きくなる。一方、ピークの右側では減速材の割合を減らすことが k_{∞} の高い側への変化にな るため、より臨界に近づくことになる。



図 16-2: UO₂(NO₃)₂水溶液の無限増倍率(k_∞)[2]。最適減速条件でk_∞が最大となる。







図 16-4: U 濃度-H/U 曲線(UO2(NO3)2 水溶液、235U 濃縮度 0.711 wt%) [2]



図 16-5: Pu 濃度-H/Pu 曲線(均質 Pu-H₂O)(²³⁹Pu 100%)[2]

364

16.2.5 吸収の効果

前項で述べたように、中性子がウラン以外の物質に吸収される割合が高くなると、k_∞が小さくなり、1より小さくなれば臨界にならない。使用済み燃料にはサマリウムなど中性子吸収断面積の大きいFPが含まれる。また、使用済み燃料プールでは、貯蔵能力向上のために燃料を保管するラックの材質として、中性子吸収断面積の大きいボロンを添加したステンレス鋼やアルミニウム合金が用いられることがある。中性子吸収は確実に負の反応度効果を生じるため、臨界安全管理で用いられる効果の一つである。

16.2.6 漏れの効果

核燃料体系から外に飛び出していき、他の物質に吸収されるなどして失われる中性子が存在する。中性子の体系外への漏れが大きいほど、*k*effが小さくなる。中性子の漏れは後述する質量管理や形状寸法管理などの臨界安全管理で有用な基本的効果である。

16.2.7 反射の効果

核燃料体系から漏れ出た中性子が外部の物質と衝突して跳ね返ってくる場合、漏れて消失する中性子が減るため、臨界になり易くなる。このような中性子を戻す効果のあるものを **反射体(reflector)**とよぶ。反射体がない場合に比べ、反射体があるとより少量の核燃料で 臨界に達することができる。この燃料の減少分を**反射体節約(reflector savings)**という。原 子炉において、水素(中性子を減速して炉心に戻す能力が高い)を多く含んでいる水やポリ エチレンは良い反射体である。中性子吸収の少ないベリリウムや黒鉛も良い反射体である。

反射体効果は原子炉を臨界にするという観点からは好ましいものであるが、臨界安全上 は好ましくないと言える。

【コラム】人体による反射

1944 年、米国ロスアラモスで Otto Frisch がウランブロックを用いた装置で臨界量を調べる実験を行っていた。反射体のない裸の炉心であったことから、伝説にちなんでゴディバ婦人(Lady Godiva)と呼ばれていた装置である。この装置に彼が覆いかぶさるように体を近づけたところ、臨界になって高い放射線が検出された。慌てて彼が体を遠ざけたので臨界は終息したが、あと2秒遅かったら命の危険があったとされている[3]。

人体の 60~80%は水分であると言われており、中性子を減速・反射する効果を持つ。この ような人体による中性子の反射効果は fat-man effect と呼ばれている。

16.2.8 温度の効果

低濃縮ウラン燃料の温度が上昇すると、ドップラー効果(7.2.1 節および 12.2 節参照) に より U-238 の共鳴領域での中性子吸収が増えて、熱領域の中性子の数が減るため、負の反 応度効果を生じる。この効果は、**臨界事故**(criticality accident)の初期において出力が際限 なく上昇するのを抑えて下降させるように作用し、このためバーストと呼ばれる鋭いピー クが出力に現れることになる(図 16-6)。

臨界安全上重要となる数百℃程度までの範囲では、固体燃料の**温度フィードバック**(FB) **反応度**(temperature feedback reactivity)は負で、その絶対値は上昇温度に伴って大きくな る。ウランなどの核燃料溶液の温度 FB 反応度は、ドップラー効果と溶液の密度低下(それ に起因する中性子スペクトルの変化)によって通常負となる。その絶対値は同じ上昇温度の 固体の値(ドップラー効果のみ)より大きく、上昇温度に対して非線形的に大きくなる。こ のため、固体燃料に比べ小さな温度上昇で超過反応度を打ち消すことができる。一方、プル トニウムの希薄溶液など温度 FB 反応度が正となるものもある。このような溶液は臨界事故 において必ず沸騰に至ることになる。

超過反応度を打ち消すだけの負の反応度を温度上昇によって得ることから、臨界事故で 生じる熱エネルギー(もしくはその元となる核分裂の数)は、その核燃料溶液の熱容量に応 じた値となる(沸騰に至らない場合)。冷却など他の条件が無視できるような短い時間の間 であれば核分裂数は熱容量に比例する。このことから、超過反応度や冷却の効果などその他 の条件がほぼ同一であれば、一般的には体積が大きい溶液での臨界事故ほど総核分裂数が 大きくなると予想される。別の言い方をすれば、その他の条件が同じであれば単位体積あた りの総核分裂数はそれほど大きく異ならないと予想され(厳密には核燃料や酸の濃度によ って比熱が若干異なることの影響がある)、それを示唆する実験データがある[4]。



図 16-6: TRACY の実験結果(約 3.0 \$瞬時添加) [5]

16.2.9 ボイドの効果

核燃料溶液中に生じる気泡をボイド(void)と呼ぶ。ボイドが生じると見かけの密度が低下することになり、硝酸ウラニル水溶液を用いた TRACY 実験(コラム参照)では負の反応 度効果が生じることが観測されている。核燃料溶液中にボイドが生じると、減速材の密度と 核燃料物質の密度が同時に低下することで、一般的には負の反応度効果が期待できる。BWR の炉心など固体燃料の周りに水が存在する場合でも、水の沸騰ボイドは一般的には負の反応度効果を生じるが、条件によっては正の反応度効果が生じることもある。これは体系が過減速状態であるか減速不足状態であるかによって決まる。

核燃料溶液の臨界事故を模擬した実験では、最初に現れる出力のピーク時などの高出力 時に、放射線分解ガスと呼ばれるガスによる気泡が生じる様子が観察されている[6]。放射 線分解ガスは、主に核分裂生成物が飛行する間に水分子を励起・分解して生じると考えられ る。また、沸騰によってもボイドが生じる。

【コラム】過渡臨界実験装置 TRACY

低濃縮ウランの硝酸水溶液について、臨界事故のメカニズムや放出される放射性物質の 挙動、閉じ込め性能の検証等を目的とした過渡臨界実験が、日本原子力研究開発機構の過渡 臨界実験装置 TRACY を用いて行われた。1996 年から 15 年の間に 150 回程度の過渡臨界実 験が行われ、出力、温度、圧力の時系列データが、異なる反応度添加条件に対して取得され た。そのデータをもとに作成されたベンチマークデータを用いて動特性解析コードの国際 比較が行われている[7]。

16.3 臨界防止

【この節のポイント】

- ・ 臨界安全管理とは、設計や操作手順を限定すること等により臨界を防止する手段である。
- ・ 核燃料施設については数値計算で得られたkeffの値が 0.95 以下で未臨界と判定する。
- ・ k_{eff}を計算するための計算コードと核データの開発整備が各国で行われている。
- 未臨界度を測定するための手法には、静的、動的、原子炉雑音に基づくものなどがある。

16.3.1 再処理施設の核燃料の特徴

核燃料施設の中で、特に再処理施設が内蔵する核燃料物質の量が多く、その物理的・化学 的形態も多様であるため、様々なやり方で未臨界を担保する必要がある。これは臨界安全管 理上、原子炉と大きく異なる点である。

再処理施設では、燃焼度や冷却期間の異なる燃料、すなわち、ウランなどの核燃料と FP やアクチニドの量が異なった燃料を受け入れる。それを剪断して硝酸で溶解する溶解槽で は、固体状、液体状の燃料が共存している。ウランやプルトニウムの抽出では有機溶媒を使 用する。核燃料を粉末状にする工程では、高熱で水分を飛ばす。工程により温度も異なり、 沸騰状態で行われる工程もある。水を用いるため単独の固体状態で扱うのに比べて臨界に なり易い(16.2.4 参照)。

16.3.2 臨界安全管理

核燃料施設では、様々な形態の核燃料を扱うことと、工程ごとに異なった要求を満たす必

要があることから、核燃料を扱う設備が臨界にならないようにするため、複数の臨界安全管 理方法が用いられている。どの方法も中性子の漏れと吸収の効果により未臨界を担保する。 単体の管理には以下のようなものがある。

(1) 質量管理

取り扱う核燃料の質量を制限することで未臨界を保つ方法を**質量管理**(mass control)という。ここで、ある少ない量で臨界になっている(k_{eff} が1である)核燃料を考える。 k_{∞} は1より少しだけ大きい値とする。ここから核燃料を少量ずつ取り去ると、その分体積が小さくなり、相対的に表面積の体積に対する割合が大きくなるため、中性子の漏れの効果がだんだんと大きくなって k_{eff} が1より小さくなる。体積が変わらないように少量ずつ取り去ろうとすると、全体の密度を低下させることになる。 k_{∞} (そして k_{eff})はやはり小さくなり、やがて1より小さくなる。このようにして、臨界になるために最低限必要な量(**最小臨界量**(minimum criticality mass))が存在することがわかる。この最小臨界量よりも十分小さな量を基準として、それ以下の質量の核燃料物質しか扱わないように管理すれば未臨界を担保できる。このような管理は、フードやグローブボックスなど少量の核物質しか扱わない設備で主に用いられる。臨界安全ハンドブック・データ集第2版[2]によれば、U-235 濃縮度3wt%の最小推定臨界値(均質 U-H₂O)は94.3 kgU、Pu-239 95% (Pu-240 5%)(均質 PuO₂-H₂O)の場合 0.61 kgPu である。

(2) 形状寸法管理

同じ体積でも表面積が大きい複雑な形状であるほど、中性子の漏れが大きくなってk_{eff}が 低下する。このように、形状や寸法に制限を設けて中性子の漏れを大きくすることで未臨界 を担保する方法を**形状寸法管理 (geometry (or shape) control)**という。容器の半径を非常に 小さくし、細長いパイプ状にすることで、どのような濃度の核燃料溶液に対しても未臨界を 担保することができる。このような形状を全濃度安全形状という。一般に核燃料の濃度に制 限を設けるよりも有効な場合に選択される。再処理施設では溶解槽やパルスカラム等で用 いられる。

設計時には機器の製作誤差まで考慮した評価を行うので、実機が製作誤差範囲内で作ら れているかどうかも重要である。機器と中性子を反射するコンクリートの距離、使用済燃料 ラックのラック間距離や複数ユニットのユニット間距離など、据え付け位置の管理が行わ れる。

(3) 濃度管理

核燃料物質の濃度に上限を設けることで k_{∞} が大きくならないようにし、未臨界を担保する方法を**濃度管理**(concentration control)という。工程の都合により質量管理や形状寸法管理が適切でないような場合に用いられる。再処理施設では廃液受槽等で用いられる。

(4) 容積管理

容積に制限をかけることで、未臨界を担保する方法を容積管理(volume control)という。 ポンプや弁など、質量や濃度単体による管理が適切でない場合に用いられる。

(5) 中性子吸収材管理

核燃料間にカドミウムなどの中性子吸収材を挟むことで中性子の入射を制限し、未臨界 を担保する方法を**中性子吸収材管理(neutron absorbers control)**という。円環状タンクの中 央に中性子吸収材を配置するなど、形状寸法管理と併せて用いられる。六ヶ所再処理施設の 溶解槽では、硝酸ガドリニウム溶液の添加が行われる。

2つ以上の核燃料容器がある場合、1つの容器から飛び出した中性子が、他の容器に入射 して核分裂を生じる可能性があるため、容器間を十分に離すか、中性子吸収材を間に挟むな どして、中性子を入射させないようにする必要がある(**多体の臨界安全管理**(multiple-body criticality safety control))。

六ヶ所再処理施設の溶解槽では、複雑な燃料形態に対応するため、質量管理、形状寸法管 理、濃度管理、中性子吸収材管理が併用されている。

使用済み燃料の取り扱いでは、燃焼度や冷却期間を制限することで、燃焼によるアクチニ ドの変化(U-235の減少やPu-239の生成など)とFPの中性子吸収が k_{∞} (および k_{eff})を低 下させる効果を利用することができる。このような燃焼度に応じた k_{eff} の低下分を**燃焼度ク** レジット(Burn Up Credit: BUC)という。低下分を確保するため、燃焼度や冷却期間につ いて制限を設ける。燃焼度が大きいほど、また冷却期間が長い(数万年程度まで)ほど k_{eff} の値が小さくなるので、燃焼度クレジットをある程度確保するために、燃焼度と冷却期間に 下限を設ける。六ヶ所再処理施設の使用済燃料受け入れ設備等では、アクチニドの量のみを 考慮した燃焼度クレジットが導入されている。

上述の臨界安全管理において、管理のために設定した、質量や濃度、寸法等といった値の ことを**核的制限値(criticality limit)**という。

UO2粉末燃料では、水分量を制限することで H/U の範囲を限定し、k_∞を限定する減速度 管理も検討されている。

【コラム】二重偶発性原則

臨界事故の発生確率を十分に小さくするため、「生じる可能性の十分小さい異常が、二つ 以上同時に発生しない限り臨界に達しない」ようにすることが求められる。これを**二重偶発 性原則(Double Contingency Principle: DCP**)と呼ぶ。原子炉の単一故障基準(第15章参 照)と同一の考え方に則っている。具体例は「核燃料物質の使用等に関する規則」や「加工 施設の性能に係る技術基準に関する規則」を参照されたい。 臨界安全管理の要点は、

・未臨界を担保する条件を明白にして

・その条件を守ること

である。

上述の臨界安全管理の実施は、設計及び運用で行う。設計では臨界実験データを用いて性 能評価された計算コードが用いられる。運用では、予め手順を定める、**インターロック**

(interlock)をかける(要件を満たさないと機械的に次の操作ができないようにする)などの方法を用いる。

16.3.3 計算コードと核データ

臨界安全に関する設計では、想定される核燃料物質の組成と容器形状等の情報に基づいて数値計算を行い、増倍率(k_{∞} または k_{eff})を計算して、未臨界が担保されることを確認する。このような数値計算に用いる計算コードは、手法によって大きく2つに分類される。モンテカルロ法を用いるコードは、複雑な形状を扱えることや放射線の計算と相性がよいことから主流となっている。中性子輸送方程式などを数値的に解く決定論的手法を用いるコードは、複雑な形状を扱うことは苦手であるが、モンテカルロ法では避けられない統計誤差が生じないため、温度フィードバック反応度の計算などに用いられる。

各国で開発されている主要な臨界計算コード(またはコードパッケージ)には、MVP(日)、 MCNP、SCALE(米)、CRISTAL(仏)、MONK(英)などがある。これらのコードで計算に 用いるための核反応断面積データは、評価済み核データライブラリーから生成される。各国 の主な評価済み核データには、JENDL(日)、ENDF/B(米加)、JEFF(OECD 加盟国)など がある。

16.3.4 未臨界判定基準

核燃料施設については、数値計算によりk_{eff}を求めてその値が 0.95 以下であれば未臨界と 判定する(推定臨界下限増倍率(estimated lower limit multiplication factor)、コラム参照)。 この値は国際的によく用いられているが、全ての施設に適用されているわけではない。PWR の使用済燃料プールでは、解析で考慮していない可溶性ホウ素の効果も加味して 0.98 を用 いている。

このような数値計算に用いる計算コードの検証にはベンチマークデータが用いられる。 臨界実験の結果に基づいて*k*effの値や精度を評価したもので、国際的なベンチマークデータ としては、OECD が実施しているベンチマークデータ作成プロジェクト ICSBEP のデータが ある。

【コラム】臨界安全ハンドブック

核燃料施設の臨界安全性を確保するための考え方や評価の方法、必要なデータは各国で ハンドブックや基準、指針等にまとめられていたが、臨界管理の方法やデータなどが文献に よって異なっていた。そのような状況を受け、国内の専門家により臨界安全管理の技術的方 法や安全評価の方法等が取りまとめられ、1988年に臨界安全ハンドブック第1版として刊 行された。日本原子力研究所(現日本原子力研究開発機構)で開発されたJACSコードを用 いてベンチマーク計算を行い、統計誤差等を考慮して燃料や計算条件ごとの推定臨界下限 増倍率を計算するとともに、その結果を参考にして、JACSコード以外の計算コードを用い た場合の未臨界判定基準(推定臨界下限増倍率の値として 0.95)を示している。現行は 1999 年に刊行された第2版である[8]。

16.3.5 未臨界度測定手法

臨界からどれくらい離れているかを示す尺度として、未臨界度、反応度といった概念が定 義されている。*k*effに対する数値計算の結果と実験結果のずれをバイアスと呼ぶが、このバ イアスとしては通常臨界時の値が用いられる。しかし、未臨界(例えば*k*effの値が 0.95)の 体系におけるバイアスは、臨界時のそれとは異なることが予想されており、数値計算の精度 評価の観点から、実験的に未臨界度を測定し、評価することが重要である。

反応度の評価方法は、静的な方法(出力が安定している状態での中性子計数率の値から評価する方法、中性子計数率の分布に基づいて評価する方法等)、動的な方法(中性子源や中性子吸収材を用いて外部から与えられた擾乱に対する応答(中性子計数率の変化)により評価する方法)、原子炉雑音を用いた方法(体系内の中性子数の時間的な揺らぎに基づく方法)に大別される。このうちいくつかの方法は予備解析を必要とする。初めにリファレンス(未臨界度と中性子計数率が明らかな基準となる体系)を必要とする方法もあるので、目的や評価対象となる核燃料体系に応じて適切な方法を選択する。

16.4 臨界事故

【この節のポイント】

- ・ 臨界事故とは、核燃料を取り扱う際に意図せず臨界が生じることをいう。
- ・ 臨界事故では新たに核分裂生成物が生成され、外部被ばくおよび内部被ばくの原因となる。
- 公衆の被ばく影響評価のためには核分裂生成物の生成量に直結する総核分裂数が、直達 線による作業員の被ばく影響評価のためには出力の履歴が、それぞれ重要である。

16.4.1 臨界事故とは

核燃料を取り扱う設備・機器において、意図せず臨界が生じることを臨界事故という。臨 界事故が生じると、核分裂により中性子線及びγ線が発生するとともに、飛散した核分裂生 成物から発生するγ線による外部被ばくおよびそれら FP を摂取することで生じる内部被ば くの可能性があるため、臨界事故が生じないような設計、運用がなされなければならない。

国内の再処理施設では、臨界事故を含む様々な設計上想定すべき事故(設計基準事故 (design basis accident))に対して以下のような措置を講ずることとなっている [9]。

①何らかの故障や異常から事故に至らないようにすること
 ②事故が生じた場合でもそれが拡大しないようにすること
 ③事故が生じた場合でも工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること

また、設計基準を超える条件で生じる**重大事故**(severe accident)についても対策が求められている。

世界の約 170 ヶ国が加盟する IAEA の安全基準[10]では、**想定し得る異常状態**(credible abnormal condition)(通常状態以外の状態で、かつ発生確率が十分に低いとは言えない異常 状態)において臨界事故の発生を防止するように、設計および運用を行うよう要求している。 十分に低い発生確率としては 10⁻⁶回/年以下とされる例がある。

中性子の良い減速材となる水分が多いと臨界になり易いため、過去に核燃料施設の工程 上で生じた臨界事故のほとんどは水溶液もしくはスラリー状の核燃料で起きている。参考 文献[11]で報告されている臨界事故の年代と核分裂数をみると(図16-7)、1950年代から1960 年代にかけて多くの臨界事故が起きていることがわかる。この頃は臨界安全の基本的な考 え方や技術が十分に確立されておらず、定められた手順そのものに問題があったために、こ れを守っていても臨界事故が起きるということもあった。史上最大規模の臨界事故は 1959 年に米国アイダホの ICPP (Idaho Chemical Process Plant) で発生し、その終息までに4×10¹⁹ の核分裂を生じた。この例を除けば、大半の臨界事故の核分裂数は1×10¹⁵から3×10¹⁸の 範囲にあることがわかる。1970年以降は臨界安全の技術も進歩し、それほど頻繁に臨界事 故は生じていない。1999年に日本の(株)ジェー・シー・オーで臨界事故(JCO 臨界事故) が生じ、2.5×10¹⁸の核分裂を生じたが、このときは認可を受けた手順とは異なったやり方で 核燃料溶液を扱っていた。JCO 臨界事故は1リットルあたりの核分裂数でみると ICPP での 臨界事故よりも大きいことが指摘されている。これについては次節で説明する。



図 16-7:世界の臨界事故の推移[11]

372

【コラム】反応度投入事象

臨界または臨界近傍にある原子炉に、誤って制御棒を引き抜くなどして1\$程度以上の反応度が急激に投入される事象を反応度投入事象と呼んで、臨界事故とは区別している。 1999 年 6 月に志賀原子力発電所1号機で定期検査中に制御棒が抜けて臨界に達した事例 は臨界事故とされている。

16.4.2 事象の進展

既述のように、核燃料物質の水溶液を扱う工程で臨界事故が起きやすいことから、核燃料 溶液を燃料として臨界事故を模擬する過渡臨界実験が行われた。これらの実験では、高濃縮 ウランを燃料とするフランスの CRAC および SILENE や、低濃縮ウランを燃料とする日本 の TRACY などの実験用原子炉が用いられた。

TRACY の実験結果を用いて、臨界事故においてどのように事象が進展するのか説明する。 初めに単純な条件として反応度が瞬時に添加されて、超過反応度(臨界を超える部分の反応 度)が約3\$(*k*_{eff}の値:約1.023)になった実験を例にする(図16-8)。この実験では溶液の 沸騰には至っていない。

臨界事故は、何等かの異常によりk_{eff}が1を超えた状態になって始まる。これは反応度が 正になることを意味する。特に反応度が1\$以上(即発臨界)になったとき、出力(単位時 間当たりに放出される核分裂エネルギー)が指数関数的に急激に上昇する(図 16-8 の①)。 出力の上昇に伴って核燃料溶液の温度が上昇する(図 16-8 の②)。温度の上昇によって負の 反応度効果が生じるため、反応度が1\$未満となり、出力はピークを作ると同時に下降に転 じる(図 16-8 の③)。核分裂による放射線等(主にピークの間に生成された核分裂生成物が 移動中にエネルギーを付与すると考えられる)により水分子が励起・分解されて、水素と酸 素のガス(放射線分解ガス)が生じ、負の反応度効果が生じる(図 16-8 の④)。その後、ピ ークの間に生じた核分裂で生成された遅発中性子先行核の崩壊が始まり、中性子が放出さ れ始める(図 16-8 の⑤)。核分裂生成物の減少に従って出力も低下していく(図 16-8 の⑥)。 以上が沸騰に至らない場合の基本的な事象の進展である。



図 16-8: TRACY の実験結果(約 3.0 \$瞬時添加) [5]

核燃料溶液がゆっくり流入して臨界になる場合の実験結果を図 16-9 および図 16-10 に示 す。この場合、超過反応度が1 \$を超えたところで出力の急上昇が始まる(図 16-9 の①)。 温度上昇とボイド生成により反応度が1 \$未満となって出力が低下する(図 16-9 の②)が、 ボイドが液面に抜けることにより超過反応度が再び1 \$を超え、出力が再び上昇する(図 16-9 の③)。このようにして、しばらくの間出力の振動が継続する。



図 16-9: TRACY の実験結果(約 60 Lit./min.給液 2.6 \$添加)[12]

臨界状態をそのまま放置すると、出力は低下を続ける(図 16-10 の①)。しかし、核燃料 溶液が冷えて温度が低下すると正の反応度効果が生じるため、再び出力が上昇する(図 1610 の②)。温度が上がり過ぎると未臨界となって出力が低下するため、最終的には、ある一 定の出力状態(プラトー)に落ち着く(図 16-10 の③)。プラトーにおける出力の値は、核 燃料が冷却により失う単位時間あたりのエネルギーとバランスしていると考えられる。出 力が一定であることは、狭い意味での臨界状態(再臨界)であることを意味している。JCO 臨界事故では、沈殿槽の冷却ジャケットの機能が活きていたため、冷却能力に応じた高い出 力が長時間継続した。

【コラム】JCO 臨界事故 [13]

1999年9月30日10:35頃に茨城県東海村の株式会社ジェー・シー・オーで臨界事故が発生した。3人の作業員がU-235濃縮度18.8 wt%、ウラン濃度380gU/Lit.以下の硝酸ウラニル溶液を、認可された方法とは異なるやり方で製造していた。2.4 kgU以下で質量管理されている沈殿槽に、約16.6 kgUの硝酸ウラニル溶液を投入した。10:35頃に臨界に達し、警報装置が吹鳴した。約20時間にわたって核分裂連鎖反応が継続した。冷却ジャケットの水を抜くなどして、翌朝6:15頃臨界状態が停止した。その後ホウ素が投入されて8:50には臨界の終息が確認された。総核分裂数は2.5×10¹⁸と評価された。また、作業員のうち2名が死亡した。

原子力安全委員会のウラン加工工場臨界事故調査委員会は、「絶対安全」から「リスクを 基準とする安全の評価」へ意識を転換することなどの提言を行った。

国は、「原子力災害対策特別措置法」を成立させて、防災の対象施設を(原子力発電所周 辺から)一般の原子力施設へと広げるとともに、原子力事業者の責務を明確にした。



図 16-10: TRACY の実験結果(約 60 Lit./min.給液 1.5 \$添加)[12]

沸騰に至る場合について CRAC の実験結果を用いて説明する(図 16-11)。核燃料溶液の 給液が開始され臨界になってから 200 秒まで給液が継続している。この間、給液による正の 反応度添加と温度上昇および放射線分解ガスボイドによる負の反応度が交互に大きくなっ て、出力が激しく上下に振動している(図 16-11 の①)。給液終了後も振動は継続するが平 均の出力はゆっくり低下している(図 16-11 の①)。給液終了後も振動は継続するが平 均の出力はゆっくり低下している(図 16-11 の②)。核燃料溶液の温度が沸点に達して 400 秒あたり以降で安定すると同時に出力も概ね安定している(図 16-11 の③)。沸騰に至る臨 界事故の特徴は、核燃料溶液の温度上昇だけでは添加された反応度を打ち消すことができ ず、負の反応度を生じさせるために溶液内に一定量のボイドが存在し続けなければならな い点にある。ボイドは液面に向かって上昇し消失してしまうことから、常に新たに生成し続 ける必要があり、そのため、安定沸騰時には高い出力が維持される。また、安定沸騰に至る までの過渡期(図 16-11 の①、②)においても、出力バーストが何度も生じていることから、 平均の出力が高く維持されている。このため、全体で生じる核分裂の数(総核分裂数(total number of fissions))は、沸騰に至らない場合に比べて大きくなる傾向にある。史上最大の 核分裂数を生じた ICPP の臨界事故では、核燃料溶液の沸騰が 15~20 分程度継続し、4×10¹⁹ の核分裂を生じた。



図 16-11: CRAC の実験データ(CRAC16)(約 7.4 Lit./min.給液 8.6 \$添加)[14]

16.4.3 臨界事故の終息

沸騰に至らない場合には、初期バーストの後の一時的な出力低下状態を経て再臨界に至 る。出力が低下したことによって熱伝導等により核燃料から奪われる熱エネルギーの方が 勝り、核燃料の温度が低下する。その結果、超過反応度を打ち消していた温度上昇による負 の反応度が小さくなることによる。 再臨界時の出力は、核燃料から単位時間あたりに奪われる熱エネルギーに応じた値を取 るので、冷却が弱ければ小さい値となる。この場合、検出される中性子計数率がかなり低く とも臨界状態であることに違いないので、油断はできない。不用意な接近や操作によって正 の反応度が添加されて出力バーストが生じる可能性がある。核燃料溶液が何等かの方法で しっかりと断熱されている場合には温度が下がらないため、未臨界状態が維持されると考 えられる。JCO 臨界事故の場合、冷却ジャケットの機能を停止することで出力が低下し、内 部の水を抜くことで(中性子の反射効果がなくなり)臨界状態が停止となった。温度の低下 その他の理由で再臨界となることを防ぐために、中性子吸収効果のあるボロン水を投入し て臨界終息を確実なものとした。

沸騰に至った場合には、沸騰によって水分と少量の核燃料を失い、臨界を維持できなくなって終息する。ICPPの場合、800リットルの溶液の約半分が蒸発し、k_{eff}が低下して臨界終息に至った。

このように、臨界事故が生じてもある程度時間が経過することで臨界が停止することは あり得るが、放っておくと多量の核分裂生成物の環境への放出が予想されるときには、作業 員の操作によって臨界を終息させなければならない。ボロン水等の中性子吸収材の投入や、 可能であれば、核燃料溶液の一部を別の容器等に遠隔で移送するなど、確実に負の反応度効 果が期待できる対策を備えておく必要がある。

【コラム】最小臨界事故

臨界事故の発生を想定する設備には、臨界を検知する機器を設置する。大きなバーストを 生じる場合だけでなく、ゆっくりと出力が上昇するような臨界も検知したいが、どの程度ま で小さな臨界事故を対象とするのかが問題となる。臨界警報装置の性能に関する標準 (ISO7753)では**検知すべき最小の臨界事故(minimum accident of concern)**について定義 している。

16.4.4 影響評価

核燃料施設の重大事故の影響評価では、公衆や作業者の被ばく影響を評価する。臨界事故の影響評価でも同様ではあるが、核分裂生成物の生成量を評価するために必要となる総核分裂数(1臨界事故で生じる核分裂の総数)や、核分裂からの直達線による作業員の被ばくを評価する上で必要となる出力の履歴などが最初のターゲットとなる。

核燃料施設の主要な事故について被ばく影響を評価するための考え方やデータを整理した文献 NUREG/CR-6410(事故解析ハンドブック) [15]では、過去の臨界事故及び実験結果からの経験則として、臨界事故 1 回あたりの総核分裂数の推定値を以下のように与えている。

- ·溶液系:1×10¹⁹(380 リットル以上)、1×10¹⁸(380 リットル未満)
- ・固体金属系:1×10¹⁸
- ・粉体系:1×10¹⁷

これらは臨界事故の影響をできるだけ早く予想もしくは想定して、リスク評価や対策の検 討を行うためのものであり、個別の条件の相違を考慮しないので非常に大雑把な値である。

総核分裂数を核燃料溶液の体積や臨界継続時間の関数として表す簡易的な評価の方法が Tuck、Olsen、Barbry、Nomura、Knemp-Duluc などから提案されているが、核燃料の種類や 濃度などの適用条件が個々に異なる。これらは包括的な評価のための式なので、いずれの方 法も過大評価となる。他に、ピーク出力を添加反応度等の関数として表す式が一点炉動特性 方程式に基づいて導かれている。

出力挙動を評価するための数値計算コードも開発されている。手法はさまざまで、一点炉 動特性に基づく AGNES(日)、CRITEX(英仏)、中性子輸送方程式を有限要素法を用いて解 く FETCH(英)、力学、流体力学、化学などのモジュールを組み合わせて用いる COMSOL (米)などがある。これらのコードの比較による検証も行われている。

正確な評価のためには、中性子工学のみならず、熱流動、放射線化学などの知見が必要であり、現象にまだ未解明な部分もあることから、今後の研究の進展が期待される。

【コラム】安全評価における想定臨界事故

六ヶ所再処理施設では、溶解槽の酸濃度低下による臨界事故を想定し、設計基準事象の総 核分裂数として1×10¹⁹としている。重大事故としての臨界事故については、溶解槽での臨 界およびプルトニウム溶液の誤移送による臨界を想定し、事故対策の有効性評価で用いる 数字として、総核分裂数を1×10²⁰、バースト期の核分裂数1×10¹⁸、プラトー期の核分裂率 (1 秒あたりの核分裂数)1×10¹⁵を用いている。これらの値は過去に発生した臨界事故の 経験に基づいて決定しているが、過去の臨界事故や事故解析ハンドブックなどと比べると、 かなり大きい想定となっていることが分かる。

16.5 その他のトピックス

【この節のポイント】

- ・ JCO 臨界事故の臨界安全上の特徴は、沈殿槽の形状と冷却ジャケットにある。
- ・ 福島第一原子力発電所の燃料デブリの臨界安全上の課題は、臨界安全管理された状態に
 移行すること、未臨界度測定方法、万一の臨界事故の終息方法や影響評価である。

16.5.1 JCO 臨界事故

JCO 臨界事故について、臨界安全および炉物理的視点から注目すべき点が2つある。2つ とも臨界が生じた沈殿槽が持つ特徴である。

1つ目は沈殿槽の形状である。臨界を生じた作業は本来、全濃度安全形状である細長い容 器で実施されるのが定められた手順であった。その容器に比べて沈殿槽はずんぐりとした 大柄な形状をしており、中性子の漏れがより少ない形状であった。このため核燃料溶液を注 入している間に臨界となった。

2つ目は冷却ジャケットの存在である。16.4.2節で述べたように、プラトーにおける出力

は、核燃料から単位時間あたり奪われる熱エネルギーとバランスする。JCO 臨界事故ではプ ラトーにおいて約2kW から約800Wまで徐々に低下しながら、この高い出力が約17時間 継続したことにより、2.2×10¹⁸の核分裂(バースト部0.3×10¹⁸の約7倍)を生じたとの推 定がある。この結果、沸騰により高出力が継続した ICPP での臨界事故と並んで、1リット ルあたりの核分裂数が、その他の臨界事故から飛び抜けて大きい値となった(16.2.8節の記 述参照)。強制冷却が行われていなければ、プラトーでの出力はもっと小さかったはずであ り、総核分裂数ももっと小さくなっていたと考えられる。

16.5.2 福島第一原子力発電所の燃料デブリ

燃料デブリのように内部の組成や分布、全体の形状が不明のものの臨界安全をどのよう に考えたらよいだろうか。

臨界安全上重要なことは、性状が不明なまま燃料デブリを単に封じ込めている状態から、 質量、形状寸法、濃度等の臨界安全管理がされている状態に移行することである。未臨界で ある理由が明白に説明できる状態にすることで、臨界のリスクを非常に小さくすることが できる。このためには、削って取り出した個々のデブリの輸送や多数のデブリの保管におけ る臨界安全管理を確実に行えるようにしてから取出しを行う必要がある。取り出して容器 に入れた個々のデブリに、中性子吸収材を添加することでk_∞が1より小さい状態にできれ ば、それらをいくらどのように積み重ねても臨界にはならないが、様々な事情でそうできな いことも十分考えられる。その場合には距離を離して配置するとか、中性子吸収材を間に挟 むなどの多体の臨界安全管理が必要になる。

安全な状態に移行する工程の各所で未臨界度を測定できれば、異常な変化を見逃さず、臨 界に到達する前に未臨界を保つための対策を実施できる。しかし、内部の様子がわからない 核燃料物質の未臨界度を測定する一般的な方法は確立されておらず、原子炉物理における 課題の一つである。

万一臨界になった場合に、できるだけ早くそれを終息させる対策も必要であり、効果的な 中性子吸収材の開発が進められている。また、対策の有効性や実施のタイミングの検討のた めには、出力の挙動や総核分裂数を評価する必要があり、検討が進められている。

【コラム】燃料デブリの臨界事故は原爆のようになるか?

燃料デブリが万一臨界になったときに、原爆のような爆発が生じるのではないかと懸念 する声があるが、そのような事態は物理的に発生しないことを説明しておきたい。

原爆の技術の要点は、核分裂が数多く生じて多量のエネルギーを放出する間、核分裂連鎖 反応を維持することである。このためには、中性子を減速させず、高速のまま核分裂を生じ させることや、十分に核分裂が生じる前に発生したエネルギーで核燃料物質が飛散して核 分裂連鎖反応が停止してしまうことがないように、核燃料を一か所に閉じ込めておく必要 がある。U-235の高濃縮ウランなどを核燃料として用い、火薬を用いて核燃料物質を衝突さ せるなどの技術を要するのはそのためである。 一方、燃料デブリは中性子を吸収する U-238 が多い低濃縮ウランを中心にさまざまな物 質が混合している状態にあると推定されている。温度の上昇とともにドップラー効果によ って U-238 の中性子吸収が増える。また、核燃料を高密度のまま閉じ込めておく機構がな いため、大量の核分裂が生じる前に温度上昇による密度低下などが生じ、結果として未臨界 になり出力が低下する。このような現象は 16.4 節で述べた物理的な機構に基づくものであ る。U-238、Cm-242、Cm-244 が多いと、その自発核分裂によって早めに核分裂連鎖反応が 始まってしまうことも同様に作用する。それらの結果として、核分裂連鎖反応が維持できな くなるため、原爆のように大量の核分裂エネルギーを放出するには至らないのである。

参考文献

- [1]「原子力・エネルギー」図面集、(財) 日本原子力文化財団、 https://www.jaero.or.jp/data/03syuppan/energy_zumen.html
- [2] 奥野浩、他、「臨界安全ハンドブック・データ集第2版」、JAEA Data/Code 2009-010、日本原子力研究開発機構 (2009).
- [3] I. Obodovskiy, *Radiation: Fundamentals, Applications, Risks, and Safety*, Elsevier, Amsterdam, Netherlands (2019).
- [4] Y. Yamane, *et al.*, "Final Series of TRACY Experiments," Proc. ICNC2011, Sep 19-22, Edinburgh, Scotland (2011).
- [5] K. Nakajima, et al., "TRACY Transient Experiment Data Book 1) Pulse Withdrawal Experiment," JAERI-Data/Code 2002-005, Japan Atomic Energy Research Institute (2002).
- [6] K. Ogawa, "Development of Solution Behavior Observation System under Criticality Accident Conditions in TRACY," J. Nucl. Sci. Technol., 37, 1088 (2000).
- [7] Y. Miyoshi, *et al.*, "Inter-Code Comparison Exercise for Criticality Excursion Analysis Benchmarks Phase-1," OECD 2009 NEA, No.6285 (2009).
- [8] 臨界安全ハンドブック第2版、日本原子力研究所、JAERI 1340 (1999).
- [9] 再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 平成二十五年原子力規制委員会 規則第二十七号
- [10] IAEA Safety Standards, Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities, SSR 4, IAEA (2017).
- [11] T. P. McLaughlin, et al., "A Review of Criticality Accidents," LA-13638, Los Alamos National Laboratory (2000).
- [12] K. Nakajima, et al., "TRACY Transient Experiment Databook 3) Ramp Feed Experiment," JAERI-Data/Code 2002-007, Japan Atomic Energy Research Institute (2002).
- [13] 原子力安全委員会、「原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告の概要、 日本原子力学会誌、Vol.42、No.5 (2000).
- [14] F. Barbry, et al., "Section d'Etudes Experimentales de Surete Nucleaire et Criticite Rapport S.E.E.S.N.C No116," Commissariat a l'energie atomique (1973).
- [15] US NRC, "Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook," NUREG/CR-6410 (1998).

原子炉の物理

2019年12月27日 初版発行

編集 一般社団法人 日本原子力学会 炉物理部会 発行所 一般社団法人 日本原子力学会 〒105-0004 東京都港区新橋 2-3-7 新橋第二中ビル 3F 電話 03-3508-1261 FAX 03-3581-6128

©2019 Atomic Energy Society of Japan ISBN-978-4-89047-172-0

本書の内容は著作権法により保護されています。いかなる場合においても営利目的で使用することを禁止します。