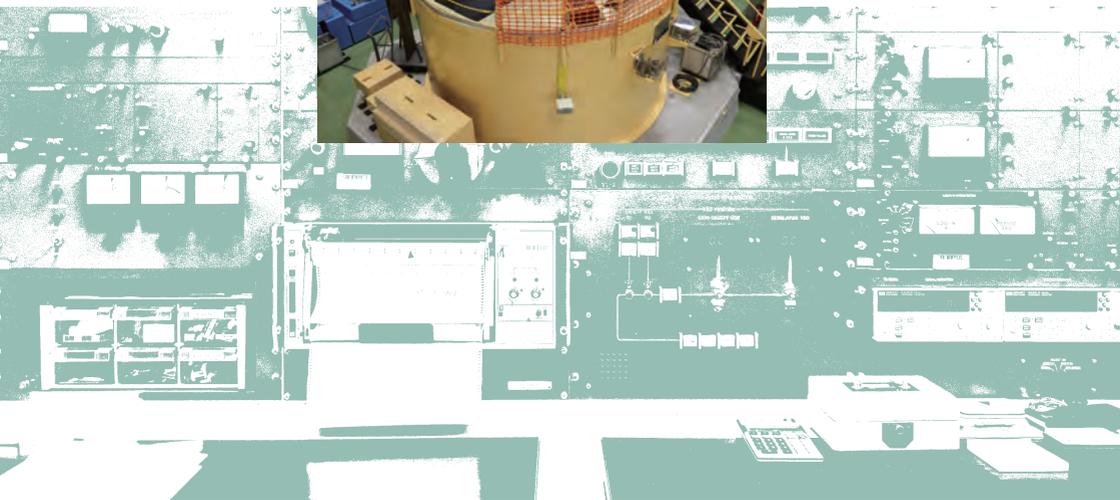


原子炉実験入門

原子力科学を学ぶ学生のために

若林源一郎 | 山田崇裕 | 遠藤知弘 | 卞 哲浩
著



京都大学学術出版会

刊行のことは

UTR-KINKI での原子炉実験プログラムが教育用実験テキストとして刊行されるに至った。ここに発展の礎が築かれた。

UTR-KINKI (近畿大学原子炉, 以下, 近大炉) の始まりは, 1959 年にさかのぼる。当時はアメリカ合衆国が原子力の平和利用を世界に広めようとしている時期で, 東京晴海の東京国際見本市でこの教育用原子炉を展示し, デモンストレーション運転も行っていた。近畿大学初代総長世耕弘一は「科学を実践に移すべし」を持論としており, これからの原子力産業を担う専門技術者の育成が重要課題であるとして, この原子炉の購入を決断した。1960 年に原子力研究所を設置し, 1961 年に理工学部原子炉工学科を新設した。原子炉設置が進められ, 1961 年 11 月 11 日に近大炉は, 臨界に達し, 日本で民間初, 大学初の原子炉となった。

近大炉は, 近畿大学の原子力・エネルギー関連学科の学部学生実習に用いられてきた。本稿執筆時点で, 日本において原子炉実習に供することができる原子炉は, 近大炉と京都大学 KUCA の 2 基のみである。近大炉は, 近畿大学のみならず他大学の原子力を専攻する学部学生の実習・原子炉教育に供されている。2013 年度から文部科学省国際原子力人材育成イニシアティブ事業に採択され, 実習参加者の旅費を確保しつつ, 原子力教育に活用されている。近大炉は, 日本の原子力教育における貴重な教育資源であり, わが国の財産と言っても過言ではないと思う。このように以前から活用されてきた近大炉ではあるが, このたび文部科学省国際原子力人材育成イニシアティブ事業において, 実習という「活動」を教育用実験テキストとして具現化することができた。大いに活用していただきたい。

1974 年に最大定格熱出力を 0.1 W から 1 W に増強して現在に至る。近大炉は, 初学者や一般の方の原子炉理解の助けになる。原子炉本体の構成

が簡素なので、構造と原理を理解しやすい。極低出力のため冷却不要で安全性が高い。核分裂生成物の量が少ないので、停止直後でも炉心へのアクセスが容易である。サイズ感もちょうどよい。主要なものが一つの視野に入り親近感を持てる。原子炉運転体験での臨場感と緊張感によって強烈な印象が得られ教育効果がある。近大炉には近大炉の果たすべき役割がある。熱出力を 1 W に留めているのは、以上のような近大炉の特長を維持するためである。

原子炉施設の維持管理に要する経費と労力は決して軽いものではない。近畿大学が初代総長の想いを引き継いできたことと、原子力研究所の所員一同が業務に誠実に従事してきた結果があつてのことである。歴代のスタッフも含めて、このテキストの完成を共に喜びたい。

近大炉での実習では原子炉等で生じた現象を測定結果として捉え、理論に基づいて想像力を働かせて実験結果を考察する。計算機シミュレーションの結果は、現象と素過程の間を定量的に補完してくれる。測定技術やシミュレーション技術の向上によって、テキストも進化していくことが期待される。これらの実験技術の進展のみでなく、教育ニーズの変化や原子力関連法令改定などに伴って、テキストが改訂されていくことになるだろう。

近畿大学は理工学部にてエネルギー物質学科を新設し、2022年4月から新入生を受け入れる。このタイミングで本書が刊行できたことを、何かしらの良い兆しと思いたい。

最後に、下 哲浩准教授（京都大学複合原子力科学研究所）、若林源一郎教授（近畿大学原子力研究所）の両氏は、本書の発行のために中心的役割を果たされた。両氏のご尽力に感謝申し上げ、ねぎらいの意を表したい。

2022年1月
近畿大学原子力研究所
所長 山西弘城

はしがき

近畿大学原子炉（UTR-KINKI）の成り立ちは、近畿大学創設者の原子力エネルギーへの大きな期待と、将来の日本のエネルギー事情や大学におけるその後の原子力教育を念頭に置いた、当時としては原子力分野の進取の気概を思わせる崇高な理念に基づいていたことは想像に難くない。設置当初の UTR-KINKI は、広大なキャンパスの敷地内にポツンと立っていたことが当時の資料からうかがい知れるが、近畿大学がある東大阪市は今や大阪府下有数のベッドタウンになっている。そのキャンパス内に教育用の小型原子炉があることは、周りが住宅街に囲まれていることもあるが、近畿大学の学生や卒業生でもその存在を知る人はそれほど多くない。また、長年、国からの支援に頼らず施設の運営や点検および保守、そして、原子炉の規制に関連した管理業務が大学独自の運営費で維持されていることは、原子力に従事する関係者の間でもあまり知られていない。このように、UTR-KINKI の成り立ちや運営方法が原子炉施設を有する国立大学法人や国立研究機関とは大きく異なること、そして、UTR-KINKI が国内においても非常に稀有な原子炉施設であることは論を俟たない。

1961 年の設置以来、UTR-KINKI では教育用の原子炉実験をはじめ、原子炉物理、放射線計測、放射線保健物理、放射化分析、放射線生物、医療応用、考古学など、放射線利用に関連した広範な分野の基礎研究に利用されてきた。UTR-KINKI が設置されている近畿大学原子力研究所は、近畿大学の付置研究所として、原子炉を使った原子力教育を中心とする教育活動では全国的に知名度が高く、研究所内には原子力に関連した幅広い分野の大学教員および大学職員が教育および研究活動に従事している。

近畿大学原子力研究所は、設置以来 60 年近くの間、UTR-KINKI を使った原子力教育を積極的に展開し、長年の運転実績に加えて、文部科学

省の原子力人材育成事業や民間企業の支援のもと、国内外の学部学生および大学院学生、小・中・高等学校の先生、高校生、中学生や一般市民を対象に、教育活動で豊富な経験を積んできた。このたび、教育用実験テキストとして UTR-KINKI での原子炉実験プログラムという貴重な教育資産をまとめる機会に恵まれたことは、原子力教育に携わる筆者としては大きな喜びであるとともに、ようやくその責務を果たす時機を得たと考えている。

本書は若林源一郎教授（近畿大学原子力研究所）、山田崇裕准教授（近畿大学原子力研究所）および遠藤知弘准教授（名古屋大学）との4者による共同執筆で刊行した原子炉実験に関する教育用実験テキストであり、放射線計測、原子力法規制および原子炉物理のそれぞれの専門家として、3名の先生方には本書の執筆に多くの時間と労力を割いていただいた。本書には UTR-KINKI で実施可能なほぼすべての実験が網羅されており、大学において放射線計測、原子力法規制および原子炉物理を勉強しようとする学生には絶好の入門書になるであろう。ただし、本書の姉妹本である『原子炉物理実験』（京都大学学術出版会：2010年既刊）とは対象とする読者が大きく異なる。『原子炉物理実験』は学部時代に原子炉物理や放射線計測を一通り学んだ大学院生を対象にしているが、本書はこれから原子力を学ぼうとする学部3年生以上の学生を対象にしている。原子力に関連した専門分野を学び始めた学生が、原子炉物理や放射線計測分野の実験に関する基礎理論や基本原理を理解する上で、本書が最良の教科書になることを筆者らは期待している。

本書の刊行に当たって、千葉 豪准教授（北海道大学）、渡辺賢一教授（九州大学）、納富昭弘准教授（九州大学）および牧 大介博士（京都大学複合原子力科学研究所）には、各氏が専門としている章の査読を快く引き受けていただき、貴重な意見をお寄せいただいた。この場を借りて厚くお礼申し上げます。

京都大学学術出版会の鈴木哲也編集長には本書の主旨や執筆に至る経緯

に賛同をいただき、本書の出版に大きな道筋を付けていただいた。また、同出版会の永野祥子氏には、執筆内容に関する助言をはじめ構成から出版までの全般にわたって大変お世話になった。両氏のご尽力に改めて感謝の意を表したい。

最後に、本書は令和2年度文部科学省「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」（補助事業名・機関横断的な人材育成事業「原子炉及び大型実験施設等を活用した持続的な原子力人材育成拠点の構築」）により採択された原子力人材育成等推進事業補助金によって刊行されたことをここに記す。

2022年1月

京都大学複合原子力科学研究所

編著者 卞 哲浩

目次

刊行のことば iii

はしがき iii

第1章 大学教育用原子炉……………1

| | | |
|-------|-----------------|----|
| 1-1 | 近畿大学原子炉 | 3 |
| 1-1-1 | 概要 | 3 |
| 1-1-2 | 沿革 | 3 |
| 1-1-3 | 特徴 | 4 |
| 1-1-4 | 構造 | 5 |
| 1-1-5 | 近畿大学原子炉の核計装 | 12 |
| 1-2 | 原子炉における中性子の特性 | 14 |
| 1-2-1 | 中性子束 | 14 |
| 1-2-2 | 断面積 | 16 |
| 1-2-3 | 反応率 | 19 |
| 1-2-4 | 中性子と原子核の反応 | 21 |
| 1-2-5 | 中性子の振る舞い | 26 |
| 1-2-6 | 即発中性子と遅発中性子 | 29 |
| 1-2-7 | 実効増倍率と反応度 | 31 |
| 1-2-8 | 原子炉の動特性 | 33 |
| 1-3 | 保安教育および核物質防護教育 | 36 |
| 1-3-1 | 概要 | 36 |
| 1-3-2 | 原子炉施設等における放射線安全 | 37 |
| 1-3-3 | 管理区域等における注意事項 | 39 |
| 1-3-4 | 核燃料物質の取り扱い | 42 |
| 1-3-5 | 非常時の措置 | 46 |
| 1-4 | 原子炉運転実習 | 48 |
| 1-4-1 | 目的 | 48 |

| | | |
|-------|------------|----|
| 1-4-2 | 原子炉制御コンソール | 49 |
| 1-4-3 | 起動前点検 | 52 |
| 1-4-4 | 原子炉の起動 | 56 |
| 1-4-5 | 臨界調整と出力変更 | 60 |
| 1-4-6 | 考察 | 64 |

第2章 炉物理実験.....67

| | | |
|-------|----------|-----|
| 2-1 | 臨界近接実験 | 69 |
| 2-1-1 | 目的 | 69 |
| 2-1-2 | 原理 | 69 |
| 2-1-3 | 方法 | 77 |
| 2-1-4 | 手順 | 81 |
| 2-1-5 | 考察 | 85 |
| 2-2 | 制御棒校正実験 | 86 |
| 2-2-1 | 目的 | 86 |
| 2-2-2 | 制御棒の構造 | 87 |
| 2-2-3 | 方法 | 88 |
| 2-2-4 | 考察 | 92 |
| 2-3 | 未臨界度測定実験 | 95 |
| 2-3-1 | 中性子源増倍法 | 96 |
| 2-3-2 | ソースジャーク法 | 100 |
| 2-3-3 | 逆動特性法 | 106 |
| 2-3-4 | 炉雑音解析法 | 111 |

第3章 放射線計測実験..... 119

| | | |
|-------|--------------|-----|
| 3-1 | 放射化および半減期測定 | 121 |
| 3-1-1 | 放射化 | 121 |
| 3-1-2 | 放射能の減衰および半減期 | 123 |
| 3-1-3 | GM 計数管 | 124 |
| 3-1-4 | 方法 | 126 |
| 3-1-5 | 考察 | 129 |

| | | |
|-----------|---------------------------|-----|
| 3-2 | 放射化法による熱中性子束測定 | 130 |
| 3-2-1 | 目的 | 130 |
| 3-2-2 | 原理 | 131 |
| 3-2-3 | 標的物質 | 133 |
| 3-2-4 | 熱中性子束の測定 | 136 |
| 3-2-5 | カドミウムフィルタ法 | 138 |
| 3-2-6 | 手順 | 140 |
| 3-3 | 中性子および γ 線空間線量率測定 | 146 |
| 3-3-1 | 中性子線と γ 線の生成 | 146 |
| 3-3-2 | 測定器と測定原理 | 147 |
| 3-3-3 | 測定 | 149 |
| 3-3-4 | 考察 | 150 |
| 3-4 | 中性子ラジオグラフィ | 156 |
| 3-4-1 | 目的 | 156 |
| 3-4-2 | X線および中性子線の減弱 | 157 |
| 3-4-3 | イメージングプレートによるX線および中性子線の測定 | 159 |
| 3-4-4 | 中性子ラジオグラフィ用実験設備 | 161 |
| 3-4-5 | X線発生装置 | 163 |
| 3-4-6 | 手順 | 165 |
| 3-4-7 | 考察 | 166 |
| 第4章 試験研究炉 | | 169 |
| 4-1 | 概要 | 171 |
| 4-2 | 特徴 | 174 |
| 4-3 | 分類 | 177 |
| 4-3-1 | 利用目的による分類 | 177 |
| 4-3-2 | 設計上の分類 | 178 |
| 4-4 | 利用 | 179 |
| 4-4-1 | 教育訓練 | 179 |
| 4-4-2 | ビーム実験 | 180 |

| | | |
|-------|-----------|-----|
| 4-4-3 | 材料照射 | 181 |
| 4-4-4 | 同位体製造 | 182 |
| 4-4-5 | 放射化分析 | 183 |
| 4-4-6 | 医療照射 | 183 |
| 4-4-7 | シリコンドーピング | 184 |
| 4-4-8 | その他 | 184 |

第5章 核計装…………… 187

| | | |
|-------|----------------|-----|
| 5-1 | 原子炉の計測システム | 189 |
| 5-2 | 核計装の特徴 | 190 |
| 5-3 | 核計装用の中性子検出器 | 191 |
| 5-3-1 | BF-3 比例計数管 | 192 |
| 5-3-2 | ホウ素被覆比例計数管 | 198 |
| 5-3-3 | 核分裂計数管 | 199 |
| 5-3-4 | 補償型電離箱と非補償型電離箱 | 200 |
| 5-4 | 核計装の構成 | 202 |
| 5-4-1 | 起動系 | 204 |
| 5-4-2 | 中間出力系 | 204 |
| 5-4-3 | 出力系 | 205 |
| 5-4-4 | 安全系 | 206 |

第6章 原子力に係る法規制の概要…………… 209

| | | |
|-----|-----------------|-----|
| 6-1 | 法体系と法令の位置付け | 211 |
| 6-2 | 原子力基本法 | 212 |
| 6-3 | 原子炉等規制法 | 216 |
| 6-4 | 核セキュリティおよび核物質防護 | 218 |
| 6-5 | 保障措置 | 220 |
| 6-6 | 放射性同位元素等規制法 | 222 |
| 6-7 | 電離放射線障害防止規則 | 223 |
| 6-8 | 原子力防災 | 227 |

索引 231

第1章

大学教育用原子炉



1-1 近畿大学原子炉

1-1-1 概要

近畿大学原子炉（UTR-KINKI）は、定格熱出力 1 W の教育研究用原子炉であり、1961 年の運転開始から半世紀以上にわたって日本の原子力教育・研究に利用されてきた。教育利用では、主に原子力や放射線を専門とする学生の実習において大いに活用されており、近畿大学だけでなく、全国の大学から多くの学部生・大学院生が実習に参加している。また、理科教員や高校生を対象とした研修会も行っており、中等教育にも貢献を続けている。最近では、新規原子力導入国等の外国人技術者、研究者を対象とした研修や、国内の原子力関連企業の社員教育にも利用されている。研究利用も盛んに行われており、全国の共同利用施設として原子炉物理実験や中性子検出器の開発、生物照射など、様々な実験に活用されている。

1-1-2 沿革

UTR-KINKI は、米国アルゴンヌ国立研究所が開発した原子炉アルゴノート（Argonaut）を原型として、アメリカン・スタンダード社が大学での教育訓練用に設計、製造した原子炉 UTR（University Teaching and Research reactor¹⁾）の一つである。現在近畿大学にある UTR は、もともと米国原子力委員会が 1959 年 5 月に開催された第 3 回東京国際見本市に出展したものである。見本市の会場で UTR の展示運転が 18 日間行われ、この時

1) 近畿大学原子炉の本体に取り付けられている銘板には「University Teaching and Research reactor」と書かれているが、「University Training Reactor」の略称として紹介する文献もある。

UTRを視察した近畿大学初代総長の世耕弘一が購入を決断した^[1]。その後1961年にUTRはUTR-KINKIとして近畿大学のキャンパスに設置され、同年11月11日20時53分に初めて臨界に達し、日本初の民間原子炉、大学原子炉として運転を開始した。運転開始時の定格熱出力は0.1Wであったが、1974年に1Wに増強された^[2]。

UTR-KINKIは運転開始から半世紀以上にわたって順調に運転を続けていたが、2011年3月に発生した東京電力福島第一原子力発電所の事故により大きな影響を受けることになった。事故の反省から新たに発足した原子力規制委員会により、原子力発電所だけでなく試験研究用原子炉に対しても規制を厳格化した新規制基準が策定された。UTR-KINKIもこの基準への適合性の審査を受けることになり、合格するまで運転を許可されないことになった。2014年2月から3年以上にわたって運転を停止したが、2017年3月にすべての審査・検査に合格し、新規制基準の下で運転する日本初の試験研究用原子炉として運転を再開した^[3]。

1-1-3 特徴

UTR-KINKIは、濃縮ウランを燃料とした軽水減速黒鉛反射非均質型熱中性子炉である。定格熱出力はわずか1Wであり、ゼロ出力炉（zero power reactor²⁾）として運転されるため、運転中も原子炉内は常温常圧に保たれる。原子炉を冷却する必要がないため、冷却のための設備を持たず、原子炉として最小限の要素（燃料、制御棒、減速材、反射体、遮蔽体など）で構成された、単純で分かりやすい構造となっている。原子炉の起動や出力変更、停止の操作も容易で、運転操作を短時間に行うことができる。また、UTR-KINKIの反応度係数は、燃料温度係数、減速材温度係数、ボイド係数ともに負であり、原子炉の温度が上昇すると出力の上昇を抑制する固有

2) 冷却材を必要としないほどの低出力で運転される原子炉。

の自己制御性を持っている。

1 W の熱出力で消費されるウラン燃料は 1 日あたり約 1 μg ときわめて少ないので、1961 年の運転開始からこれまでに消費した燃料の総量もわずかである。そのため現在も運転開始時に装荷した燃料を使用しており、将来にわたって燃料交換の必要がない。同じ理由から、燃料中に蓄積する核分裂生成物もわずかであり、内包される放射能が少ないため、燃料の取り扱いが容易で、炉心に接近して作業をすることができる。さらに、運転中の漏えい放射線も少なく、運転中であっても原子炉の周辺で作業を行うことができる。

このように、UTR-KINKI はきわめて安全性が高いことに加え、保守点検が容易で、放射性廃棄物もほとんど発生しない、大学での教育・研究用として優れた特長を持つ原子炉である。

表 1-1 に UTR-KINKI の諸特性を示す。

1-1-4 構造

図 1-1 に UTR-KINKI の外観、図 1-2 に炉心の写真、図 1-3 に UTR-KINKI の炉心平面図、図 1-4 に UTR-KINKI の断面図を示す。原子炉は、燃料と減速材を収めた燃料タンク、黒鉛反射体、制御棒からなる炉心を円筒型生体遮蔽タンクの中央に収めた構造となっている。炉心は二分割炉心となっており、二つの燃料タンクの間黒鉛反射体の広い照射領域を設けている。このような構造となっている理由は、照射実験が減速材に制約されないようにすることと、燃料タンク間の反射体中の熱中性子束分布が平坦となり、中央に大きな実験物を挿入しても原子炉の特性に大きな影響を与えないためである。

表 1-1 UTR-KINKI の諸特性

| | | |
|-----------------------------|---|--|
| 定格熱出力 | 1 W | |
| 年間積算熱出力 | 1200 Wh | |
| 平均中性子寿命 | $1.605 \times 10^{-4} \text{ s}$ | |
| 炉心の過剰反応度 | 0.5% $\Delta k/k$ 以下 | |
| 反応度停止余裕 (最大反応度制御棒 1 本引き抜き時) | 0.5% $\Delta k/k$ 以上 | |
| 炉心に挿入する実験物による負の反応度 | 0.3% $\Delta k/k$ 以下 | |
| 運転中に炉心に出し入れする試料の反応度価値 | 0.05% $\Delta k/k$ 以下 | |
| 制御棒の反応度価値 | 安全棒 #1 及び安全棒 #2 | 0.54% $\Delta k/k$ 以上 |
| | シム安全棒 | 0.54% $\Delta k/k$ 以上 |
| | 調整棒 | 0.1% $\Delta k/k$ 以上 |
| 反応度特性 | 装荷燃料 1% の増減に対し | $\pm 0.33\% \Delta k/k$ |
| | 温度係数 | $-0.008\% \Delta k/k \cdot ^\circ\text{C}^{-1}$ |
| | 減速材の void 係数 | $-0.18\% \Delta k/k \cdot (\% \text{void})^{-1}$ |
| 起動用中性子源 | Pu-Be 1 Ci ($1.4 \times 10^6 \text{ n} \cdot \text{s}^{-1}$) | |
| 最大熱中性子束 | $1.2 \times 10^7 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ | |

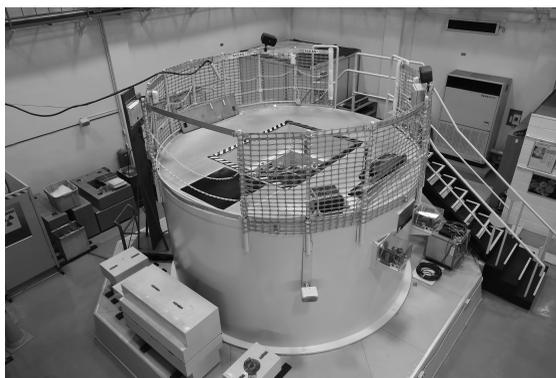


図 1-1 UTR-KINKI の外観

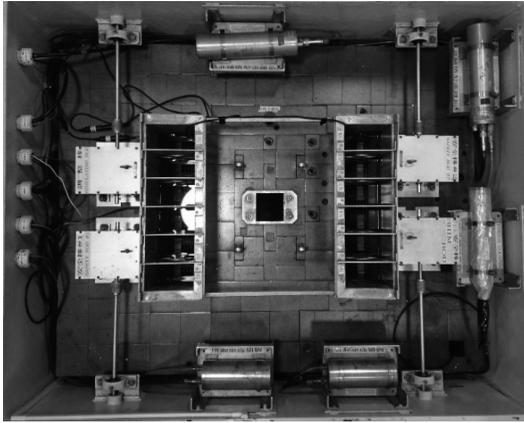


図 1-2 UTR-KINKI の炉心

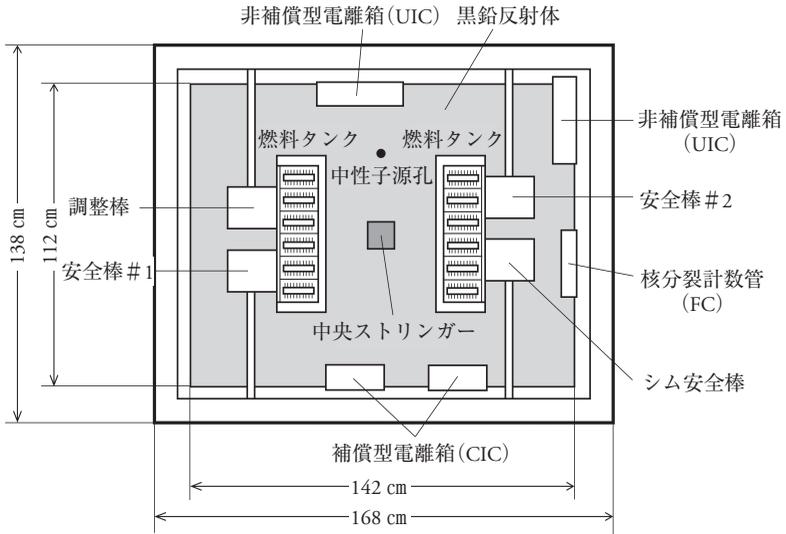


図 1-3 UTR-KINKI の炉心平面図

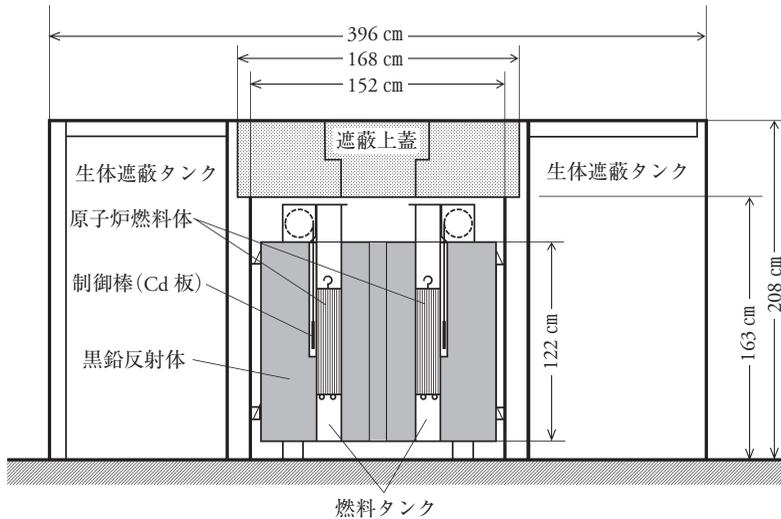


図1-4 UTR-KINKIの断面図（南北方向）

(1) 燃料および減速材

UTR-KINKIの燃料は、ウランとアルミニウムの合金をアルミニウムで被覆した板状の燃料であり、12枚の燃料で1体の原子炉燃料体を組み立てる構造となっている。二つの燃料タンクには、それぞれ6体の原子炉燃料体が収まる。減速材は軽水で、燃料タンクの中の原子炉燃料体は常に軽水の中に浸されている状態となっている。

図1-5に燃料板の構造、図1-6に燃料板および原子炉燃料体、図1-7に原子炉燃料体の写真を示す。

(2) 制御棒

UTR-KINKIには4本の制御棒があり、いずれも中性子吸収材としてカ

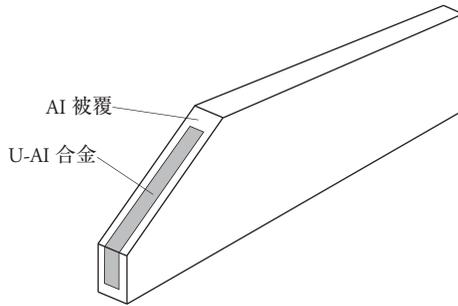


図 1-5 燃料板の構造

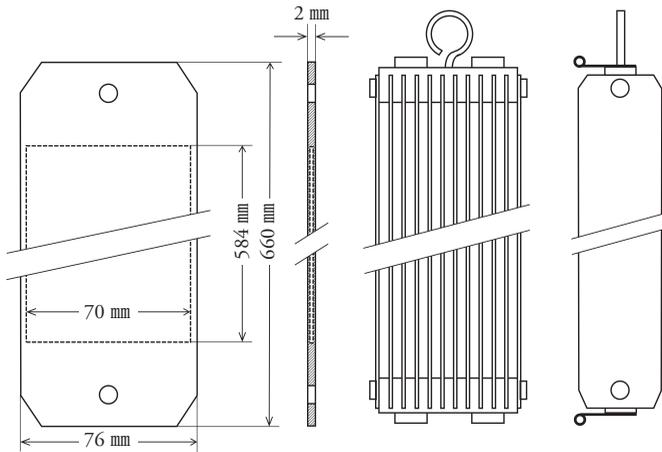


図 1-6 燃料板と原子炉燃料体



図 1-7 原子炉燃料体の写真 (模型)

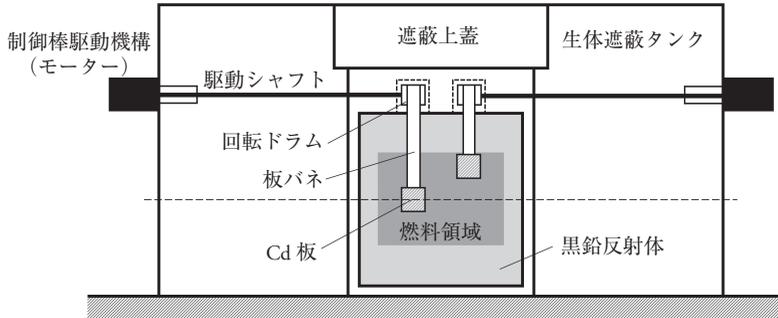


図 1-8 制御棒駆動機構による Cd 板の操作

ドミウム (Cd) の板を用いている (制御棒と呼ぶが実際は棒ではなく板である)。これら 4 枚の Cd 板は、燃料タンク外側の黒鉛反射体に設けられた空隙 (スリット) 内を上下に移動する。図 1-8 に制御棒 (Cd 板) 駆動機構の概念図を示す。多くの原子炉では、その名のとおり棒状の制御棒が炉内に挿入され、制御棒の下端の位置を制御棒位置としているが、UTR-KINKI の場合は Cd 板がいわば点状の中性子吸収体として上下に移動するので、勘違いしないように注意が必要である。また Cd 板の移動範囲は、原子炉燃料体の中央位置 (下限位置) から黒鉛反射体の上部 (上限位置) までの約 41 cm である。

Cd 板は板バネ (ステンレス鋼テープ) の先端に取り付けられており、黒鉛反射体の上に設置された回転ドラムで板バネを巻き上げることによって原子炉から引き抜かれる。Cd 板を原子炉に挿入するときは板バネを巻き戻す。制御棒の駆動機構 (モーター) は生体遮蔽タンクの外壁に設置されていて、生体遮蔽タンクを貫通する軸 (駆動シャフト) を通じて回転ドラムに動力を伝え、制御棒を上下に動かしている。

4 本の制御棒のうち 2 本は安全棒 (safety rod) であり、安全棒 #1, 安全棒 #2 と呼ばれる。安全棒は原子炉を緊急停止 (スクラム) する際に用いる制御棒で、運転開始時に炉心から引き抜かれ、運転中は常に上限の位置に

保持される。安全棒に用いられる Cd 板の大きさは $178 \times 178 \times 1$ mm であり、1 本でも挿入されれば十分に原子炉を停止できるだけの大きな負の反応度を持っている。

残る 2 本はシム安全棒 (shim-safety rod) と調整棒 (regulating rod) であり、原子炉を運転するときにはこれらの制御棒を上下に動かして、原子炉の反応度を制御する。シム安全棒は安全棒と同じ大きさの Cd 板であり、大きな負の反応度を持つ粗調整用の制御棒である。一方、調整棒は微調整用の制御棒で、Cd 板の大きさは $51 \times 51 \times 1$ mm と小さく、反応度はシム安全棒の約 5 分の 1 である。

原子炉がスクラムすると、制御棒駆動機構の電磁クラッチが断となり、板バネの復元力と重力で安全棒 #1、安全棒 #2、シム安全棒が炉内に落下して急速挿入され、原子炉は 0.5 秒以内に停止する。

(3) 黒鉛反射体

黒鉛反射体は黒鉛ブロックを直方体状に組み立てた構造となっている。中央にある中央ストリンガーと呼ばれる黒鉛ブロックを引き抜くと、照射孔として使うことができる。通常の照射実験ではこの照射孔を使うことが多い。黒鉛反射体にはこの他にも引き抜き可能な複数の黒鉛ブロック（垂直ストリンガーと呼ぶ）がある。垂直ストリンガーの中には、中性子束分布測定用に試料を設置する複数の照射孔が設けられているものもあり、学生実習等で利用しやすいよう教育的配慮がなされた設計となっている。また、中性子源挿入孔や検出器挿入孔も黒鉛反射体内に設けられている。

(4) 生体遮蔽タンクおよび遮蔽用上蓋

生体遮蔽タンクは直径約 4 m、高さ約 2 m の円筒形で、内部には湿砂が満たされている。運転時は上部をコンクリート製の遮蔽用上蓋で閉鎖す

る。運転中に炉心部から放出される中性子線と γ 線はこれで十分に遮蔽されるので、運転中であっても原子炉の周辺で作業や見学をすることができる。

通常の遮蔽用上蓋の代わりに炉心上部照射実験設備を設置することもできる。小動物照射用のA設備、中性子ラジオグラフィ用のB設備、実験物挿入用のC設備があり、実験の目的によって選んで使用する。

1-1-5 近畿大学原子炉の核計装

原子炉内の中性子の量（中性子束に比例する量）を測定し、原子炉の運転制御や安全保護に必要な情報を取得して運転者に提供する設備を核計装という。一般に原子炉の運転においては、中性子の量は原子炉の起動から最高出力での運転まで大変広い範囲（発電用原子炉で中性子束が約 $10^3\sim 10^{14}\text{ cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ ）にわたって変化する。そのため、すべての範囲を一つの中性子検出器でカバーすることはできないので、通常は測定領域を三つの領域（起動領域、中間出力領域、出力領域）に分け、各領域を担当する検出器からの情報を総合して全出力領域にわたる連続的な情報を得る。

核計装については第5章で改めて詳細な説明をするので、ここではUTR-KINKIの核計装について実習参加前の予習に必要な最小限の内容を説明する。

UTR-KINKIの核計装を図1-9に示す。UTR-KINKIにおいても核計装は起動系、中間出力系、出力系の3系統が設けられており、黒鉛反射体の上部に各領域を担当する計測制御系統の中性子検出器が3台設置されている。この他に、スクラム信号を発生させる安全保護系統の中性子検出器が2台設置されている。

起動系の検出器としては、核分裂計数管（Fission Counter: FC）が用いられている。FCは内壁に濃縮ウランが塗布された電離箱で、中性子が入射してウランが核分裂反応を起こすと、発生した核分裂片がガスを電離する。

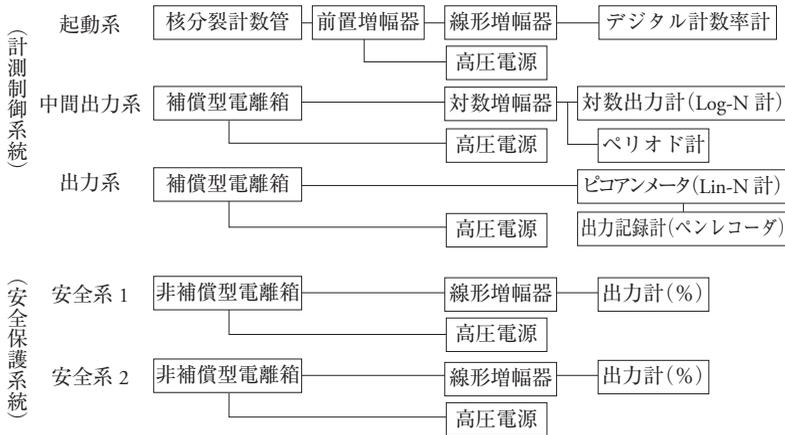
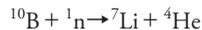


図 1-9 UTR-KINKI の核計装

中性子感度が高く不感時間が短い (10^{-6} s 程度) ことが特徴で、パルスモードでの計数によって中性子計数率を得る。

中間出力系と出力系の検出器には、補償型電離箱 (Compensated Ionization Chamber: CIC) が用いられている。CIC は電流モードで使用され、中性子と γ 線の両方に有感な電離箱からの電流と、 γ 線のみにも有感な電離箱からの電流の差をとることによって、中性子の寄与のみに比例した電流を得る。中性子にも有感な電離箱の内壁にはホウ素が塗布されており、ホウ素 ^{10}B (^{10}B -10) と中性子の反応によって生成した荷電粒子 (^7Li -7, ^4He -4) がガスを電離する。



γ 線のみにも有感な電離箱のほうにはホウ素が塗布されていない。

中間出力系の CIC からの信号は、対数増幅器を経て対数出力計 (Log-N 計) に表示される。また、対数増幅器からの信号を微分することによって得られるペリオドをペリオド計に表示する。

出力系の CIC からの信号は、ピコアンメータ (Lin-N 計) に表示され、

出力記録計（ペンレコーダ）で記録紙に連続的に記録される。

安全保護系統の中性子検出器としては、非補償型電離箱（Uncompensated Ionization Chamber: UIC）が用いられている。UIC は内壁にホウ素を塗布した電離箱である。 γ 線に対しても有感なので、出力電流には γ 線による寄与も含まれているが、安全保護系統に用いられる検出器は確実性が重視されるので、構造が単純なUICが選ばれている。また、多重性の観点から独立した2系統の検出器が設けられており、出力が定格熱出力（1 W）の150%を超えるとスクラム信号を発し、原子炉はスクラムする。

核計装には含まれないが、安全保護系統の検出器としては他に生体遮蔽タンクの側面に地震検出計と水位計が設けられている。地震検出計は100ガル（震度5強程度）以上の加速度を検出したとき、水位計は生体遮蔽タンク内の水位が160 cm以下になったときにスクラム信号を発する。

1-2 原子炉における中性子の特性

原子炉実習の実習項目には、原子炉物理の理解を目的としたものや中性子の測定原理の理解を目的にしたものなど様々な項目があるが、本節ではこれらの実習項目に共通する、原子炉実験に参加するにあたり知っておくべき原子炉における中性子の特性について説明する。

1-2-1 中性子束

中性子束（neutron flux）とは何であるかを説明する前に、これは原子炉物理を初めて学ぶ皆さんにとっては耳慣れない言葉であろう。その名の通り、中性子が束になっているということで説明ができれば良いが、残念ながらそのような簡単なことではない。最も近いイメージは、電磁気学における磁束（magnetic flux）や流体力学における熱流束（heat flux）であり、

「束」という言葉が英語の“flux”に由来することを覚えておこう。

原子炉における中性子の分布を定量的に表す手段として、中性子密度という量を用いることにする。中性子密度 n とは、「単位体積あたりの中性子の数：個 \cdot cm $^{-3}$ 」（以下、便宜上、個 \cdot cm $^{-3}$ を cm $^{-3}$ と表すことにする）と定義される。このとき、ある物質の中を一定の速さ v (cm \cdot s $^{-1}$) である一方方向に飛行する中性子を考えると、その中性子が「物質中のある面 (cm 2) を単位時間 (s $^{-1}$) に通過する数」に着目すると、ある面を単位面積あたりに通過する中性子の数は以下のように表すことができる。

$$n(\text{cm}^{-3}) \cdot v(\text{cm} \cdot \text{s}^{-1}) = nv(\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \quad (1-1)$$

式 (1-1) で表される物理量が中性子束 $\phi (=nv)$ と呼ばれる。

一方、中性子の動きを次のように目先を変えて観察してはどうであろうか。例えば、「物質中のある体積 (cm 3) (単位体積) において単位時間 (s $^{-1}$) に中性子が移動する総飛行距離 (cm)」としたとき、中性子はどのように表現できるかと言えば、実は式 (1-1) と同じようになることを理解できるであろうか (1-2-3 の【コラム】「中性子束を理解するためのいくつかのアプローチ」を参照されたい)。物理的には、中性子の標的になる対象が「面」または「体積」 (= 立体) であっても、そこに存在する中性子の数は基本的に同じである。標的を「体積」とすればそれが「中性子束」を理解する異なるアプローチであることを覚えておこう。

ちなみに、冒頭にあった“flux”という言葉には、次のような二つの定義があることを理解すると、上記の説明の補足になると思う。

- ①単位面積 (cm $^{-2}$) を単位時間 (s $^{-1}$) に通過するベクトル量
- ②上記の定義①のベクトルをある面で角度方向に積分したスカラー量

一般的な工学分野 (電磁気学や流体力学など) での flux (束) の定義は①に相当するが、原子炉物理ではむしろ②の定義を使っており、したがって、中性子の標的を「体積」と捉える見方が中性子の挙動を理解する上では便

利であることを付け加える。

1-2-2 断面積

断面積 (cross section) という言葉からイメージされるのは、ある立体の側面の面積、あるいは切り取った面の面積であるが、そのまま額面通りに受け入れることは難しい。中性子束同様、英語をそのまま和訳した専門用語であり、原子炉物理 (厳密には原子核物理) 特有の物理量である。ただし、断面積という物理量の単位が cm^2 であることから、言葉からのイメージと全くかけ離れているわけではなく、物理的な意味や現象を理解すれば単位との整合性を含めて納得してもらえらるであろう。

断面積とは、中性子と原子核が反応する確率に相当する量である。これは、原子炉の中で生じている物理現象を定量的に扱うためのパラメータであり、中性子と相互作用を起こす原子核が何であるかということと、入射する中性子のエネルギーとの関係によって決定される。また、断面積には二つの種類があり、原子核1個あたりに対応する物理量を「微視的 (ミクロ) 断面積 (microscopic cross section)」, 原子炉を構成する物質に対応する物理量を「巨視的 (マクロ) 断面積 (macroscopic cross section)」と呼んでいる。

(1) 微視的断面積

中性子と原子核 (標的核) の相互作用は確率的に発生し、「微視的断面積」とは中性子と1個の原子核の相互作用のしやすさを表している。原子核を標的と考え、その大きさそのものが「微視的断面積」となる、つまり、それを相互作用の確率と見なすことが、「微視的断面積」が面積の単位 (cm^2) を持つ理由である。

一方、もう少し具体的な事象を例にして「微視的断面積」についてアプローチしよう。中性子束の説明のときに定義した速さ v ($\text{cm}\cdot\text{s}^{-1}$) と中性子

密度 n (cm^{-3}) を用いて次のような現象をイメージする。

中性子が一方向から非常に薄い物質に垂直に入射する場合、物質の標的核を N 個 (cm^{-3}) とする。中性子と標的核が起こす衝突の数 (核反応の数) は、それを起こす確率の尺度と考え、それを比例定数 σ とする。標的核 1 個に対する衝突の数は $n \cdot v \cdot \sigma$ なので、単位体積 (cm^{-3}) あたりの標的核との衝突の数 R (個) は、以下のように表現できる。

$$R(\text{s}^{-1}) = \sigma \cdot n(\text{cm}^{-3}) \cdot v(\text{cm} \cdot \text{s}^{-1}) \cdot N \quad (1-2)$$

これを単位時間あたりの核反応の数と考えると、その数は入射する中性子の数 $n \cdot v$ と標的の原子核の数 N に比例する。このとき、式 (1-2) に見られるように比例定数 σ は cm^2 の単位を持つことになり、この比例定数が「微視的断面積」に相当し、「原子核 1 個あたりに対応する物理量」との整合が取れることになる。「微視的断面積」の単位は 10^{-24} (cm^2) を用いており、これを 1 バーン (barn) と呼んでいる。

(2) 巨視的断面積

「微視的断面積」について理解ができれば「巨視的断面積」は次のように解釈すればよい。中性子と物質 (原子核ではなく) の相互作用のしやすさが「巨視的断面積」であり、「微視的断面積 (cm^2)」と原子個数密度 (cm^{-3}) の積として表され、長さの逆数 (cm^{-1}) という単位を持つ。これを「中性子が物質の中を単位長さだけ移動したときの相互作用の確率」と理解する。一方、「中性子束」を理解するときの見方を適用すると、長さの逆数 (cm^{-1}) という単位を持つので、物理的には「単位体積あたりの標的の面積の合計 ($\text{cm}^2 \cdot \text{cm}^{-3} = \text{cm}^{-1}$)」と理解することができる。

このとき、「巨視的断面積」は「微視的断面積」 σ と原子個数密度 N の積として定義され、一般的には Σ を用いて $\Sigma = \sigma \cdot N$ と表す。

ちなみに、「巨視的断面積」の全断面積 Σ_t が、巨視的散乱断面積 Σ_s 、

巨視的吸収断面積 Σ_a (巨視的核分裂断面積 Σ_f および巨視的捕獲断面積 Σ_c の和) の総和であると仮定するとき, 巨視的全断面積 Σ_t の逆数は距離 (cm) の単位を持ち, $L=1/\Sigma_t$ と表されることから, この L を中性子の平均自由行程 (mean free path) と呼ぶ。これは, 「中性子が核反応してから次の核反応を起こすまでの距離の平均値」に相当すると解釈される。

【コラム】断面積とエネルギーの関係

断面積は核反応を起こす中性子のエネルギー (原子核と中性子の相対速度) によって大きく変化する。これを断面積のエネルギー依存性と呼んでいる。ここでは, 断面積 (微視的断面積) のエネルギー依存性を表す (代表的な) 四つの特徴を紹介することにする。

I. $1/v$ 特性 (低速エネルギー領域)

吸収断面積が速度 v (運動エネルギー $\sqrt{E} : E=(1/2)mv^2$ から $v=\sqrt{2E/m}$) に反比例する, つまり, $1/v$ ($1/\sqrt{E}$) に比例して減少するエネルギー変化を表す特徴を, $1/v$ 特性と呼んでいる。中性子を吸収する核反応 (吸収反応) の微視的断面積において, 比較的低いエネルギー領域で現れる。特に, 質量数大きい原子核は, ほとんどがこの特性を持っている。

II. 共鳴 (中速エネルギー領域)

断面積が狭いエネルギー範囲において急速に変化する特徴を共鳴 (resonance) と呼んでいる。このようなエネルギー変化は, 原子核内の殻 (シェル) 構造に起因して生じる原子核内部の「励起エネルギー準位」の存在によって起こる。励起エネルギー準位に合致するエネルギーで飛行する中性子に対して, 原子核は中性子と非常に反応しやすくなる。この典型的な例が, U-238 の中性子エネルギー 6.7 eV における共鳴である。

III. しきい反応 (高速エネルギー領域)

中性子は一定以上のエネルギーに対して核反応を起こすことがあり, この

ときの核反応の断面積は、一定のエネルギー以下ではゼロであり、一定のエネルギー以上であれば急激に大きくなるものがある。このような反応をしきい反応 (threshold reaction) と呼び、反応が起こる境界のエネルギー、つまり、断面積が急激に大きくなるエネルギーをしきいエネルギーと呼んでいる。例えば、U-238 の核分裂反応を起こす中性子のしきいエネルギーは、約 1 MeV である。

IV. その他 (広範なエネルギー領域)

中性子のエネルギーによっては断面積が変化しない場合があり、散乱反応においてよく見られる。このときの核反応の断面積は、平坦な断面積と呼んでいる。

1-2-3 反応率

中性子束と巨視的断面積について十分に理解が進んだことと思い、ここで注目してほしい物理量である「反応率」を次のように定義する。これまでは一つの中性子和原子核(標的)または物質による相互作用のしやすさ(確率)を断面積という量で表現したが、入射する中性子を集団として捉えたと、これは中性子束 ϕ ($\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$) そのものに他ならない。中性子の集団が物質との相互作用を起こす割合を「反応率」と呼び、それは中性子束と巨視的断面積 Σ (cm^{-1}) との積として表され、この「反応率」を改めて式(1-2)で述べた R を用いると、以下のように書くことができる。

$$R(\text{cm}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}) = \Sigma(\text{cm}^{-1}) \cdot \phi(\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}) \quad (1-3)$$

これは、「単位体積および単位時間あたり、中性子(の集団)が物質と相互作用を起こす確率(反応の数)」に相当すると解釈される。

【コラム】中性子束を理解するためのいくつかのアプローチ

これまでに中性子束、断面積および反応率について学んだが、中性子束の理解は容易ではなく、このコラムでは復習を兼ねてもう一度中性子束の理解を試みよう。このとき、原子炉物理で登場する「中性子密度」と「中性子流」を中性子束とそれぞれ組み合わせることで、中性子束を考察してみよう。

1. 中性子密度と中性子束

中性子密度とは、単位体積あたりの中性子の数と定義される。厳密に書くと、「時間 t 、空間位置 $\mathbf{r}(x, y, z)$ における単位体積あたりの中性子の数」を中性子密度 $n(\mathbf{r}, t)$ ($\text{個}\cdot\text{cm}^{-3}$) と定義する。次に、反応率を「時間 t 、空間位置 $\mathbf{r}(x, y, z)$ における単位時間および単位体積あたりの核反応の数」と定義し、 $R(\mathbf{r}, t)$ ($\text{個}\cdot\text{cm}^{-3}$) と書くことにする。これらの中性子密度と反応率の関係について考えてみよう。

物質中を一定の速さ v ($\text{cm}\cdot\text{s}^{-1}$) である一方向に飛行している中性子 (の集団) を考え、それが物質中のある面を単位時間に通過する数に着目する。速さが v のときの単位時間内にその中性子が飛行できる距離は v (cm) であるから、速さ v の中性子がある面を通過できるのはその面から長さ v (cm) の距離の内にある中性子の数である。つまり、速さ v の中性子が単位時間、単位面積あたりに、ある面積を通過する数は、高さ v (cm) で単位面積 (cm^2) の底面を持つ立体 (v (cm^3)) の中に存在する中性子の数とすることができる。中性子の密度が $n(\mathbf{r}, t)$ ($\text{個}\cdot\text{cm}^{-3}$) なので、ある面を単位時間、単位面積あたりを通過する中性子の数は、中性子密度と単位時間あたりの飛行時間の距離との積として、以下のようになる。

$$v (\text{cm}^3) \cdot n(\mathbf{r}, t) (\text{個}\cdot\text{cm}^{-3}) = v n(\mathbf{r}, t) \quad (1-4)$$

反応率 $R(\mathbf{r}, t)$ ($\text{個}\cdot\text{cm}^{-3}$) は、ある面を単位時間に通過する中性子数と巨視的断面積 $\Sigma = \sigma N$ の積で書けるので、ある面を通過する中性子数 $v n(\mathbf{r}, t)$ を用いて以下のように表せる。

$$R(\mathbf{r}, t) = \Sigma(\mathbf{r}) \cdot v n(\mathbf{r}, t) \quad (1-5)$$

式 (1-5) の $v n(\mathbf{r}, t)$ が中性子束に相当する量である。

II. 中性子流と中性子束

中性子流とは、単位面積を単位時間あたりに通過し、特定の方向に向かう正味の中性子の数でありベクトル量である。単位は $(\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ である。

一方、中性子束とは、以下の二つの定義を使って解釈できる。

- 単位面積および単位時間あたりに通過する中性子の総数 $(\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$
- 単位体積および単位時間あたりの中性子の総飛行距離 $(\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{cm} = \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$

いずれも単位は $(\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ と同じであるが、中性子の動きを「通過する面積」とするか、あるいは、「体積中の飛行距離」とするかの違いである。中性子の実際の動きを観察すると、厳密には、「体積」を用いた定義が適切であると考えられる。

1-2-4 中性子と原子核の反応

中性子と原子核の相互作用は、中性子が原子核に吸収される吸収反応と、中性子が原子核に衝突し散乱される散乱反応の主に二つに大別される。

中性子による核分裂反応は主要な反応ではないのかという疑問が生じるが、図 1-10 に示すように、核分裂反応は吸収反応の一つとして考えられている。ここでは、中性子と原子核の相互作用のうち、核分裂反応、捕獲反応、弾性散乱反応および非弾性散乱反応について説明する。

(1) 核分裂反応と連鎖反応

核分裂性物質（ウラン、プルトニウム等）の原子核に中性子が衝突する

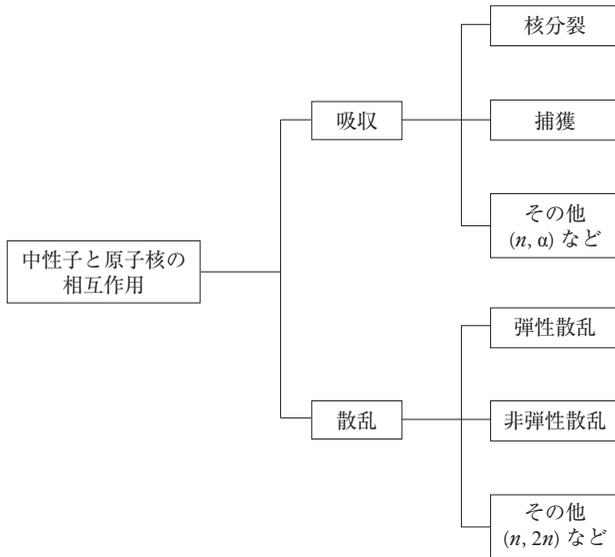


図 1-10 中性子と原子核の反応

と、ある確率で核分裂反応が起こり、この原子核は二つに分裂し同時に多量のエネルギーと 2~3 個の中性子を放出する。その一つの例を図 1-11 に示す。

U-235 の原子核が中性子を吸収すると「複合核」の U-236 となり、ごく短い時間の後に、大部分の U-236 は核分裂片に分裂して余剰の中性子 2~3 個 (平均 2.5 個) が放出される。この核分裂と同時に放出される中性子は「即発中性子 (prompt neutron)」と呼ばれ、平均で 2 MeV のエネルギーを持つと言われている。ここで、粒子のエネルギーはその速度の 2 乗に比例することから、MeV 並みのエネルギーを持つ中性子を大きい速度を持つ中性子ということで、「高速中性子 (fast neutron)」と呼んでいる。

核分裂によって生じた核分裂片は、燃料中を 10 μm 程度の距離だけ移動し停止する。停止した後は「核分裂生成物 (fission product: FP)」と呼ばれ、これらは中性子過剰核であるので非常に不安定である。このとき、こ

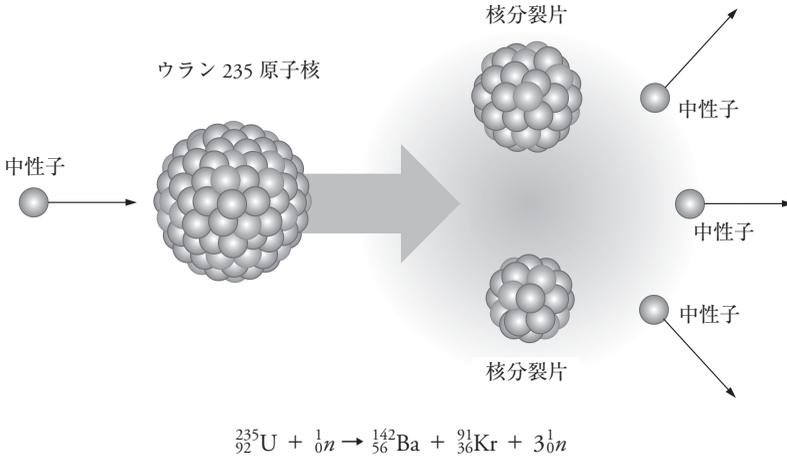


図 1-11 核分裂反応の一例

これらの核分裂生成物の大部分は 1 個またはそれ以上の β^- 線を放出して安定な核種になる。しかし、核分裂片のごく一部は β^- 線を放出する代わりに中性子を放出し、安定核種になるものが存在する。このとき放出される中性子を「遅発中性子 (delayed neutron)」と呼び、遅発中性子を放出する核分裂生成物を「遅発中性子先行核」という。繰り返しになるが、核分裂で発生した核分裂片は、一般にエネルギーを余分に持っているので不安定な状態である。そのため、多くの核分裂片はこの余分な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少させることで、エネルギー的により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である。

話が少し脱線したが、上述のように、U-235 に中性子が吸収され核分裂が起こると、1 回の核分裂により平均 2.5 個の中性子が放出される。この中性子が次の U-235 に吸収されるとさらに核分裂が起こり、核分裂反応が連鎖的に継続することになる。これを「核分裂連鎖反応」と呼ぶ。核分裂によって発生した中性子の一部は、次の核分裂を引き起こすために使わ

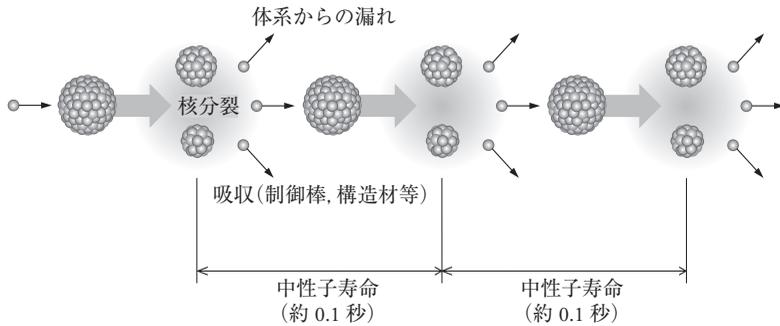


図 1-12 核分裂連鎖反応

れるが、他の一部は原子炉内で核分裂を起こすことなく構造材（原子炉を構成する制御棒、燃料タンクおよび遮蔽材など）に吸収される、あるいは、炉心の外に漏れ出たりする。その様子を図 1-12 に示す。（簡略化のため、先に述べた中性子の減速、遅発中性子の効果は省略する。）

(2) 捕獲反応

中性子が原子核に衝突し捕獲されると、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、原子核はエネルギーが増加した状態になる。これを励起状態と呼ぶが、この状態の原子核は余分なエネルギーを持っており、何らかの形で放出しようとする。このエネルギーが γ 線の形で放出される場合を捕獲反応と呼ぶ。

UTR-KINKI で制御棒として使われているカドミウム (Cd) は捕獲反応を起こしやすく、炉心内に存在すると中性子を非常によく吸収する。そのため、Cd からなる制御棒を炉心内に挿入すると、炉心内の中性子は Cd に吸収され核分裂の連鎖反応に寄与しなくなり、つまり、核分裂によって生じた中性子の総数が減少することにつながる。制御棒は核分裂によって生じた中性子の総数の調整の役割を担っており、結果として原子炉の出力

の調整を可能にすることから、原子炉の運転および制御に重要な役割を果たしていることを覚えておこう。

(3) 弾性散乱反応

中性子が原子核に衝突して散乱される反応が弾性散乱反応である。説明するまでもなくその名の通りだが、どのような現象かを理解するために、高校の物理で学んだ「運動量保存則」の図を思い出すとよいであろう。

次の二つの例を考えてみよう。一つ目の例として、中性子と水素 ($H-1$) の衝突を考えたとき、中性子と $H-1$ が正面衝突すると両者の重さはほぼ同じなので、中性子のエネルギーはほぼゼロになり $H-1$ が中性子のエネルギーをそのまま受け取って運動を行う。二つ目の例として、中性子と $U-235$ の衝突はどうであろうか。 $U-235$ の重さは中性子のおよそ 235 倍なので $U-235$ はびくともせず、中性子はそのままでのエネルギーで見事に跳ね返されてしまう。このとき、中性子はほとんどエネルギーを失わないことに注目してほしい。

弾性散乱反応を以下のようにまとめることができる。質量数が小さく軽い原子核と中性子が弾性散乱反応を起こしたとき、中性子は平均的に大きなエネルギーを失い、物理的には大きく減速することになる。一方、質量数が大きく重い原子核と弾性散乱反応を起こしたときは、中性子はエネルギーをほとんど失わない、つまり、ほとんど減速しないことになる。これは、核分裂によって生じる中性子の増倍を理解するときにきわめて重要なので、しっかりと覚えておくとよい。

(4) 非弾性散乱反応

中性子が原子核に吸収された後、原子核内に取り込まれて複合核を形成し、その後、その複合核から入射粒子と同種の粒子 (中性子) が放出され

る現象を非弾性散乱反応と呼んでいる。その際、入射粒子の運動エネルギーが原子核の内部エネルギーとして残され、のちに γ 線などとして放出されるため、衝突前後で運動エネルギーは保存されない。 $(n, 2n)$ 反応や $(n, 3n)$ 反応なども広い意味では非弾性散乱反応と考えることができる。

非弾性散乱反応は原子核の最小の励起エネルギーより高くなければ起こらない、つまり、しきい値を持つ。例えば、U-238のような重い原子核では0.05 MeV程度、軽い原子核では1 MeV以上である。このように、非弾性散乱反応は比較的高いエネルギーでの反応であり、原子炉における高速中性子のエネルギー分布形成に影響を与えている。

1-2-5 中性子の振る舞い

ここまでで得られた知識を基に、炉心内の中性子がどのような挙動を示すかを以下に簡単に説明することにする。この一連の流れは、後に中性子の増倍を理解する上で非常に重要である。

核分裂反応によって発生した高速中性子（即発中性子）は、原子炉の中で減速材（軽水、重水および黒鉛など）を構成する質量数が小さく軽い原子核（水素、酸素および炭素など）と衝突を繰り返しながら、その速度を減少させて低速の中性子となる。中性子が減速されて低速の領域に落ち着いてからU-235に吸収されると、次の核分裂反応が引き起こされる。核分裂の連鎖反応は、中性子の発生→中性子の減速→U-235による吸収が連鎖して繰り返されることを意味している。

ここで、減速を繰り返して低速になった中性子を「熱中性子（thermal neutron）」と呼び、その運動エネルギーはマックスウエル分布に従うとされている。そのときのピークエネルギーは0.025 eV、速度は $2200 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$ （常温の場合）である。例えば、軽水を減速材とした原子炉の場合、核分裂から次の核分裂までに要する平均時間は、即発中性子だけを考えた場合は約0.2 msであるが、遅発中性子を考慮に入れると約0.1 sとなる。後者を

「実効的な寿命」と呼んでいる。

【コラム】核分裂反応によって生まれた中性子の振る舞い

このコラムでは、U-235の核分裂反応によって発生した中性子（図 1-11を参照）が炉心内でどのような振る舞いをするかを紹介しよう。核分裂によって発生した中性子が次の核分裂反応に寄与することで、それが核分裂の連鎖反応につながることは 1-2-4 の(1)「核分裂反応と連鎖反応」で説明した。ここでは、核分裂反応によって発生した中性子と燃料との相互作用を概念的に説明し、それを通して炉心内における中性子の増倍への理解につなげていただきたい。

I. 4 因子公式

中性子の増倍を、四つの因子（物理現象、または相互作用）を用いて説明しよう。まず、原子炉などの複雑な体系ではなく、U-235やU-238などの燃料だけからなる無限に大きな体系を仮定しよう。ここで対象とする中性子は中性子源からの中性子ではなく、核分裂反応によって発生した中性子である。それでは、その中性子に起こりうる現象（反応）について説明しよう。

はじめに、中性子が体系内で燃料に吸収されることが考えられ、この確率を f とする（これを熱中性子利用率と呼んでいる）。これは、ほとんどの核分裂が熱中性子によって引き起こされるとすることに由来している。そして、燃料に吸収されて、さらに核分裂を引き起こすことも考えられ、この確率を P_f とする。ここで、中性子によって核分裂が引き起こされると ν 個の中性子が発生する。このとき、燃料に吸収された中性子1個あたりに発生する中性子の割合は $\nu P_f (= \eta)$ となる（これを再生率と呼んでいる）。また、核分裂によって発生した中性子は2 MeVのエネルギーを持っているが、これによってU-238などが核分裂を起こすことが考えられ、この割合を ϵ （これを高速中性子核分裂因子と呼んでいる）とする。最後に、2 MeVの高速中性子が共鳴吸収によって捕獲されずに熱エネルギーにまで減速される割合を p （これを共鳴を逃れる確率と呼んでいる）とする。

はじめの核分裂で発生した中性子と次の核分裂によって発生する中性子の

割合が中性子の増倍として定義できる。ここで、無限の体系ということで増倍率を k_{∞} とすると、上記四つの事象の重ね合わせの原理から、 k_{∞} は次のように表すことができる。

$$k_{\infty} = f\eta\varepsilon p \quad (1-6)$$

ここで、 k_{∞} を無限増倍率と呼び、式 (1-6) は無限増倍率を表す 4 因子公式と呼ばれている。

II. 6 因子公式

4 因子公式では燃料だけの無限の体系を仮定していたが、これを燃料だけの有限な体系に拡張することにしよう。4 因子公式と異なる点は、体系が有限であっても中性子が体系の外に漏れないことを考えることであり、この漏れが非常に重要である。そこで、熱中性子と高速中性子がいずれも体系から漏れない確率をそれぞれ P_T および P_F とすれば、式 (1-6) は次のように書き直すことができる。

$$k = f\eta\varepsilon p P_T P_F \quad (1-7)$$

このときの増倍率 k を実効増倍率と呼び、式 (1-7) を 6 因子公式と呼んでいる。

2 群拡散方程式 (第 2 章の【コラム】「中性子拡散方程式のエネルギー 2 群への拡張」を参照) の各群の左辺および右辺の各項は、式 (1-7) の高速中性子と熱中性子の体系内での物理現象を簡便に表現した結果と見なすことができる。つまり、原子炉という有限の体系における中性子の振る舞いを定性的に説明した 6 因子公式は、一見すると単なる掛け算のように見えるが、単純でありながら実は絶妙な発想で中性子の働きを正確に表していることが分かる。

1-2-6 即発中性子と遅発中性子

(1) 即発中性子

核分裂反応が起こると同時に放出される中性子を即発中性子 (prompt neutron) と呼ぶが、これらは核分裂反応で放出される全中性子のうちの約 99% を占める。核分裂反応が起きたときに放出される即発中性子の数は統計的に変動し、ある核分裂では中性子が全く放出されないこともあれば、5 個の中性子が放出される場合もある。しかし、原子炉の計算で必要なのは 1 回の核分裂反応あたりに放出される中性子数の平均値であり、その値は約 2.5 となる。核分裂反応によって生まれた新しい中性子は、再別の場所で核分裂反応を起こし、これを次々と続けて連鎖反応を起こす。連鎖反応の間の平均的な時間 (原子炉の中で核分裂によって発生する中性子が、消滅するまで炉内に存在する時間：反応と反応の間の時間間隔) を中性子寿命 (neutron lifetime) と呼び、原子炉や燃料の種類によって異なるが、 $10^{-6} \sim 10^{-4}$ 秒程度の値である。なお、UTR-KINKI の平均中性子寿命 (ℓ) は 1.605×10^{-4} s (160.5 μ s; MVP3.0^[4]および JENDL-4.0^[5]による) である。

放出される即発中性子のエネルギーは、連続スペクトルとなっており、その平均エネルギーは約 2 MeV であり、それに対応する 2 MeV の中性子の速度は 2×10^7 m \cdot s⁻¹ (2 万 km \cdot s⁻¹) となる。

(2) 遅発中性子

核分裂反応が起きて中性子が放出されるが、約 99% の即発中性子に加えて、 $10^{-2} \sim 10^2$ 秒程度経過して放出されるのが残りの約 1% (U-235 の熱中性子核分裂では 0.7% 程度) に相当する遅発中性子 (delayed neutron) である。遅発中性子は、核分裂片 (核分裂にときに発生する破片) のうち特殊な核種ができた場合において、 β 崩壊の副産物として放出され、これら特殊な核

分裂片を遅発中性子先行核 (delayed neutron precursor) と呼んでいる。先行核になる主な核種として、表 1-2 にあるように、Br の同位体 (質量数 87~92) や I の同位体 (質量数 137~140) などがある。遅発中性子は、即発中性子より平均エネルギーがやや低い (keV 程度: 即発中性子は MeV 単位) エネルギー分布を持ち、放出するまでの時間が即発中性子 (約 $10^{-7} \sim 10^{-5}$ 秒程度) よりも長いこと (約 $10^{-2} \sim 10^2$ 秒程度) を除けば、基本的には原子炉内において即発中性子と同じ働きをする。なお、遅発中性子は、その遅発中性子先行核の半減期に従って核分裂より遅れて放出され、一般に表 1-2 のように、その半減期によって六つの群に分けられる。

ここで、遅発中性子の原子炉内での働きを簡単な計算を通して示すことにする。核分裂反応が起こりそのときの中性子がすべて即発中性子であると仮定し、核分裂反応と同時に即発中性子が放出される時間は約 $10^{-7} \sim 10^{-5}$ 秒程度である。この時間が 10^{-5} 秒程度であるとして、そのときに 1 回の核分裂反応で中性子の個数が 1.1 倍になったとする。 10^{-5} 秒ごとの時間変化に対する 1 ミリ (10^{-3}) 秒後の中性子の数は「1.1 の 10^2 乗倍 = 14,000 倍」にもなり、途方もない速さで中性子の数が増倍する。

しかし、約 1% であっても遅発中性子が存在することで、全体の中性子の数は次のように変化する。先ほどと同様に 1 回の核分裂反応で 1.1 倍になる場合に、遅発中性子が放出される時間が約 $10^{-2} \sim 10^2$ 秒程度なので、その時間を 10^{-2} 秒程度とする。 10^{-2} 秒ごとの時間変化に対する 1 ミリ秒後の中性子の数は「1.1 の 10^{-1} 乗倍 = 1.01 倍」という非常にゆっくりと増倍することが確認できる。

このようにして、遅発中性子が存在しなかったら、核分裂反応によって放出される即発中性子の時間では原子炉を安定的に制御することが不可能で、逆に、遅発中性子に頼ることによって原子炉の臨界を保てるということが理解できるであろう。

表 1-2 遅発中性子の先行核

| 群 | 先行核 | 先行核の半減期 (s) | 平均エネルギー (keV) |
|---|---|----------------------------|------------------|
| 1 | Br-87 | 55.6 | 250 |
| | I-137 | 24.5 | |
| 2 | Br-88 | 16.5 | 560 |
| | Sb-134, Te-136, Cs-141 | | |
| 3 | I-138 | 6.49 | 405 |
| | Br-89 | 4.40 | |
| | As-84, Se-87, Rb-92, | | |
| | Rb-93, La-147 | | |
| 4 | I-139 | 2.29 | 450 |
| | Br-90 | 1.92 | |
| | Ga, As, Se, Br, Kr, Rb, Y, In, Sb, Te, I, Xe, Cs | | |
| 5 | Ga, As, Se, Br, Kr, Sr, Y, In, Sn, Sb, I, Xe, Cs, Ba | (~0.5) | — |
| | 6 | Ga, Se, Br, Kr, Rb, In, Cs | (~0.2) |

1-2-7 実効増倍率と反応度

原子炉の状態が臨界、臨界未満あるいは超過臨界であるかに関わらず、原子炉にある変化が起こる前後の現象を想像してみよう。ここでは中性子源がないとする。

ある瞬間（世代）に起こった核分裂数 f_1 と、その中性子寿命後に起こった核分裂の数（1 世代後の核分裂数） f_2 の比が k_{eff} に相当し、以下のように表せる。

$$k_{eff} = \frac{f_2}{f_1} \quad (1-8)$$

つまり、 k_{eff} は世代ごとに核分裂が何倍になるかを示す量である。原子炉では k_{eff} は 1 に近い値をとるので、「 k_{eff} の 1 からのずれの割合（増倍率を定

表 1-3 実効増倍率および反応度と原子炉出力の関係

| 実効増倍率 k_{eff} | 反応度 ρ | 原子炉の出力変化 | 名称 |
|-----------------|------------|----------|-----------|
| $k_{eff} > 1$ | $\rho > 0$ | 時間とともに上昇 | 超臨界（臨界超過） |
| $k_{eff} = 1$ | $\rho = 0$ | 時間によらず一定 | 臨界 |
| $k_{eff} < 1$ | $\rho < 0$ | 時間とともに減少 | 未臨界（臨界未満） |

量的に表す尺度)」である ρ が、臨界からのずれの指標として用いられる。つまり、原子炉がある状態 (k_{eff}) から臨界（実効増倍率が 1）に変化したときの変化量は、実効増倍率のそれぞれの逆数の差として、以下のように表せる。

$$\rho = 1 - \frac{1}{k_{eff}} = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (1-9)$$

ρ という値は反応度 ($\Delta k/k$)（または、 $\% \Delta k/k$ 、あるいは pcm (per cent mille: 10^{-5}) と表す) と呼ばれる。

原子炉の出力と核分裂の数は比例するので、実効増倍率、反応度および原子炉の出力の変化との関係は、表 1-3 のようになる。

原子炉の制御は、制御棒を引き抜きまたは挿入することにより、実効増倍率の値を変化させて行うことになる。制御棒を挿入すると制御棒に対する中性子の吸収量が増加し実効増倍率の値は小さくなり、逆に制御棒を引き抜くと実効増倍率の値は大きくなる。

図 1-13 に原子炉の実効増倍率の違いによる原子炉出力の時間変化を示す。実効増倍率の値が 1 より大きい場合、原子炉の出力は指数関数的に増加する。実際に原子炉の出力を上昇させる場合の k_{eff} の値は 1.0005 程度で、1 をわずかに超えた値で行う。

ここでも簡単な計算を試みることにする。式 (1-9) から原子炉が $\rho = 0.03 \Delta k/k$ だけの反応度を持っているとし、3 本の制御棒の 1 本あたりの反応度が $\rho = -0.01 \Delta k/k$ であるとき、3 本の制御棒を挿入したときの原子炉の反応度は $\rho = 0 \Delta k/k$ となり、表 1-3 のように臨界が保たれることに

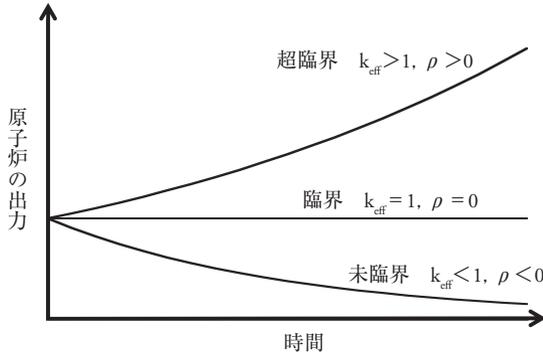


図 1-13 実効増倍率と原子炉の出力変化

なる。このようにして、反応度を使った簡単な加減算だけで中性子のバランスが計算でき、このとき、反応度は原子炉の状態を把握する重要な指標になる。

1-2-8 原子炉の動特性

(1) 即発中性子寿命

核分裂反応によって発生する即発中性子が燃料に吸収される、あるいは外部に漏れて消滅するまでの時間を即発中性子寿命 (prompt neutron lifetime) と呼び ℓ_0 で表すことにする。即発中性子寿命は原子炉の種類により異なるが、UTR-KINKI のそれは、計算 (モンテカルロ計算コード MVP3.0 および核データライブラリ JENDL-4.0 を使用) により求めた以下の値を用いる。

$$\ell_0 = 1.605 \times 10^{-4} (\text{s}) (= 160.5 \mu\text{s})$$

(2) 実効遅発中性子割合

原子炉の計算では遅発中性子の絶対的な生成量よりも、1回の核分裂あたりに発生する全中性子数 ν に対する遅発中性子数 ν_d の割合を用いるのが便利である。これを全遅発中性子割合と呼び $\beta = \nu_d/\nu$ で表す。同じく、1回の核分裂あたりに発生する全中性子数に対する先行核 i 群の遅発中性子数 $\nu_{d,i}$ の割合を、 i 群の遅発中性子割合と呼び、 $\beta_i = \nu_{d,i}/\nu$ で表す。

また、核分裂で発生する遅発中性子のエネルギーは、表1-2より即発中性子のエネルギーに比べて小さい。したがって、遅発中性子は即発中性子に比べて、中性子の減速過程において炉心の外に漏れる、あるいは、構造材等に吸収されるなどの無駄が少なくなる。さらに、原子炉の種類によって核分裂を効果的に引き起こす中性子エネルギーは異なるため、計算では原子炉固有の実効遅発中性子割合 β_{eff} (effective delayed neutron fraction) を用いる。

UTR-KINKIの遅発中性子先行核の半減期、崩壊定数 λ_i および実効遅発中性子割合 $\beta_{eff,i}$ を表1-4に示す。

(3) 炉心出力の時間的な変化

原子炉の出力変化に伴う中性子の時間変化に対して、中性子束の空間分布の形は変化しないと仮定する方程式を、1点炉動特性方程式と呼んでいる。ここで、1-2-7で学んだ反応度 ρ に加えて、1-2-6の即発中性子の説明で登場した中性子寿命(ℓ)に代わって、「核分裂反応によって発生した中性子が核燃料に吸収され、別の核分裂反応により新たに1個の中性子が生成するのに要する平均時間」である中性子生成時間($\Lambda = \ell/k_{eff}$)を用いることにする。反応度 ρ は式(1-9)のようになることから、時間 t に対する中性子の数を $n(t)$ 、遅発中性子の割合を β 、崩壊定数を λ 、遅発中性

表 1-4 UTR-KINKI の実効遅発中性子割合のデータ
(MVP3.0 および JENDL-4.0 を使用)

| 群 (<i>i</i>) | 崩壊定数 λ_i [s^{-1}] | 実効遅発中性子割合 $\beta_{eff, i}$ |
|----------------|-------------------------------|------------------------------------|
| 1 | 1.24×10^{-2} | 2.423×10^{-4} |
| 2 | 3.05×10^{-2} | 1.608×10^{-3} |
| 3 | 1.11×10^{-1} | 1.439×10^{-3} |
| 4 | 3.01×10^{-1} | 2.900×10^{-3} |
| 5 | 1.14 | 8.443×10^{-4} |
| 6 | 3.01 | 3.342×10^{-4} |
| Total | $7.64 \times 10^{-2*}$ | 7.342×10^{-3} (734.2 pcm) |

pcm: per cent mille ($10^{-3}\%$)

*: 崩壊定数の算出方法は参考文献[6]を参照

子先行核の単位体積あたりの数 (数密度) を $C(t)$ とするとき, 1 点炉動特性方程式は次のように書くことができる。ただし, 遅発中性子は群を 6 群ではなく 1 群として取り扱うことにする。

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} n(t) + \lambda C(t) \quad (1-10)$$

$$\frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n(t) - \lambda C(t) \quad (1-11)$$

ここで, 遅発中性子の役割を知るために, 原子炉の中には即発中性子だけと仮定する。そのとき, $\beta=0$ となるので式 (1-10) の右辺第 2 項は消えて, 次のようになる。

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{k_{eff}-1}{\ell} n(t) \quad \text{または} \quad \frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho}{\Lambda} n(t) \quad (1-12)$$

式 (1-12) を $n(t)$ について解くと, 以下のようになる。

$$n(t) = n_0 e^{\frac{k_{eff}-1}{\ell} t} \quad \text{または} \quad n(t) = n_0 e^{\frac{\rho}{\Lambda} t} (\because n_0 = n(0)) \quad (1-13)$$

式(1-13)から、中性子の数(原子炉の出力)は指数関数的に変化する。この変化の速さを表す指標(出力が e 倍または $1/e$ 倍になるのに要する時間)を原子炉ペリオド(reactor period)と呼ぶ。

即発中性子だけの原子炉での原子炉ペリオド T を以下のように表す。

$$T = \frac{\ell}{k_{eff} - 1} \quad \text{または} \quad T = \frac{\Lambda}{\rho} \quad (1-14)$$

式(1-14)を用いて中性子の数である式(1-13)を以下のように表すのが一般的である。

$$n(t) = n_0 e^{\frac{t}{T}} \quad (1-15)$$

1-3 保安教育および核物質防護教育

1-3-1 概要

原子力の平和利用にあたっては、原子力安全(Nuclear Safety)、核セキュリティ(Nuclear Security)および保障措置(Safeguard)の三つが重要であり、「3S(スリーエス)」とも言われる。ここでいう原子力安全とは、原子力事故等による放射線の影響から人および環境が防護されていることを指す。核セキュリティは、核物質や放射線源の悪用が想定される脅威が現実のものとならないように取られる措置を指し、保障措置は核物質が平和目的だけに利用され、核兵器等に転用されないことを担保するために行われる検認活動をいう^[7]。こうした原則は世界共通であり、国際的な原子力安全を確保するための枠組みが国際原子力機関(International Atomic Energy Agency: IAEA)の下で整備されてきた。この原則の原子力安全およびセキュリティへの対策は、人の生命と健康及び環境の防護を目的とするものとして、IAEAはその基本安全原則を定めている。こうした世界共通の原則の下、

原子力の平和利用のための安全の規制は各国の責務であり、わが国では原子力規制に係る法令が定められている。原子力施設の設置・運用にあたっては、これら関係法令への適合が求められる。このIAEAの基本安全原則が定める人および環境を防護する基本安全目的は、放射線リスクを生じる施設の運転又は活動の実施を過度に制限することなく達成されなければならないとされているが、2011年の東京電力福島第一原子力発電所事故以後の新規制基準は従前と比較しさらに厳格化され、極低出力の近畿大学原子炉施設も決して例外とされていない。各施設は、施設を安全に運転し・管理するために法令で定められた事項について保安規定に定め、その定めに従って活動しなければならない。同様に核セキュリティの要求仕様に適合した核物質防護規定を定め遵守することも求められる。

ここでは原子炉実験施設の利用にあたって、このような厳格な法規制の下で様々な遵守事項があることを強く認識し、安全かつ適切に施設利用するために必要な事項について述べる。

1-3-2 原子炉施設等における放射線安全

放射線の利用は、科学技術研究のみならず産業および医療などを通して国民に莫大な恩恵をもたらしている。しかし、放射線はこのような恩恵の側面ばかりでなく、健康被害を引き起こす有害な側面を有している。例えば、多量の放射線を短時間に受ければ急性障害を引き起こす。また、急性障害を引き起こすレベルの放射線でなくても、長期にわたって被ばくすれば、慢性障害を引き起こす可能性がある。こうした個人の身体的影響とともに、遺伝的影響が起ころうすることも知られている。しかし、それが放射線によるものか他の未知の要因によるものか、判定が難しいのが現状である。したがって、“無用な放射線は浴びない”ということを根本原則にしなければならない。

一方で、医療現場において放射線を浴びるケースはかなり多く、また、

表 1-5 管理区域に立入る者の区分および線量限度

| 区分 | 実効線量限度 |
|-----------|--|
| 放射線業務従事者 | 核燃料物質またはそれらによって汚染された物の取扱い、管理またはこれに付随する業務に従事するため、管理区域に立ち入るもので、所長が指定した者をいう。 50 mSv/年 100 mSv/5年 女子：5 mSv/3月 妊娠中である女子：内部被ばく 1 mSv |
| 管理区域一時立入者 | 見学、実習等のために管理区域に一次的に立入る者。 1回につき 100 μ Sv |

宇宙線や地球上に広く分布する放射性物質や体内にあるカリウム (K-40)、炭素 (C-14)、ラジウムなどによる自然放射線の被ばくも避けることはできない。放射線は五感で感じることができないので、現実には放射線の存在は測定器によってしか知ることができない。原子炉施設における放射線の測定実習等を通じ、放射線をどのように検知し、どの程度に危険なのか、そして、線量限度との関係を体験として知ってもらいたい。ただし、ここでいう線量限度とは“現在得られている知識に照らし、生涯いずれの時期にも感知されうる程度の身体障害を起こさないと考えられる放射線量”である。

放射線業務に従事する者の線量限度を、表 1-5 に示す。この線量限度は、放射線防護について世界で最も権威ある国際放射線防護委員会 (International Commission on Radiological Protection: ICRP) の勧告に基づいて、「放射性同位元素等の規制に関する法律 (RI 規制法)」や「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 (原子炉等規制法)」などの関連法令において定められている。また、各事業所は、具体的な放射線防護策等を、「放射線障害予防規程」や「原子炉施設保安規定」において定めている。放射線はむやみに恐れる必要はなく、放射線を安全に取り扱うために定められた規則を守り、常に丁寧に慎重に取り扱うことが大切である。

1-3-3 管理区域等における注意事項

近畿大学原子力研究所には原子炉施設およびトレーサー・加速器施設があり、これら施設を含む事業所は、境界を原子炉等規制法による「周辺監視区域」として設定されている。この周辺監視区域を図 1-14 に示す。周辺監視区域では、立入が制限され、同区域境界の外側での線量限度 ($1 \mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1} = 0.11 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$) も定められている。実習を受講する学生は、この周辺監視区域内では立入許可証を常時見える位置に携帯することが義務付けられている。

管理区域とは、表 1-6 に示す各量を超えるおそれのある場所であり、事業所ごとに定められている。UTR-KINKI 施設の管理区域（放射線管理区域）を図 1-14 に示す。この管理区域ではむやみに被ばくしないように心がけ、また、実験器具、物品および衣服などが汚染することのないよう各自が十分に注意するよう心掛ける。表 1-5 に示すように、管理区域に立

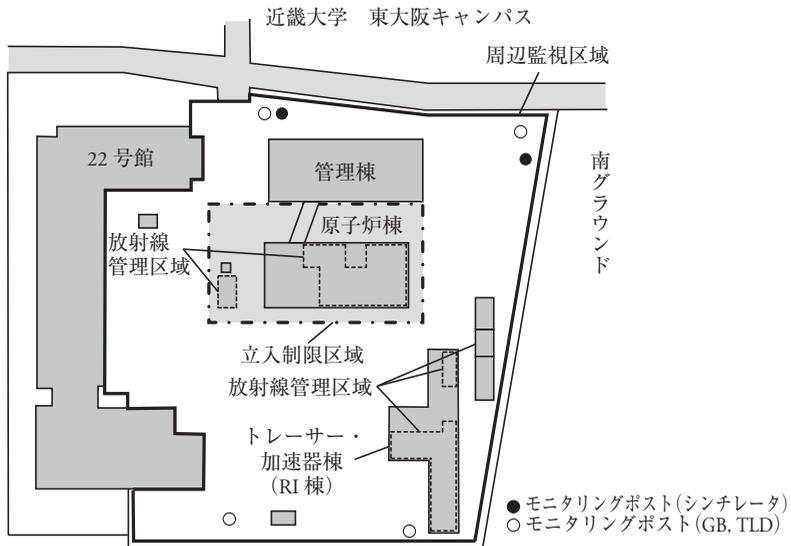


図 1-14 近畿大学原子力研究所周辺監視区域図

表 1-6 管理区域に係る限度値

| 項目 | 法に定める量 |
|-----------------------------|---------------------------------|
| 外部放射線に係る線量 | 実効線量で 1.3 mSv/3 か月 |
| 空気中の放射線物質の濃度 | 3 か月間についての平均濃度が空気中濃度限度の 10 分の 1 |
| 放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度 | 表面密度限度の 10 分の 1 |

ち入る者を放射線業務従事者と一時立入者に分類している。一時立入者である実習生は、1 回あたりの被ばくを 100 μ Sv 以下にしなければならず、また、管理区域内では、以下のことを遵守しなければならない。

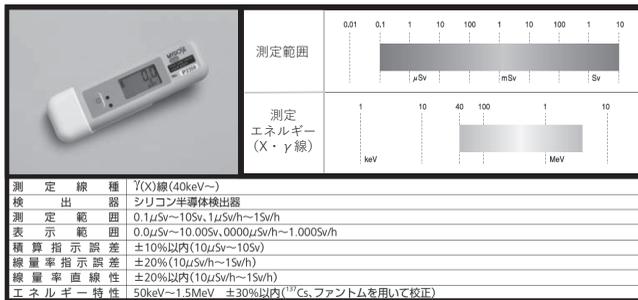
- ① 管理区域に立入る時は、専用の作業衣、スリッパおよび電子ポケット線量計を着用する。
- ② 管理区域内での飲食、喫煙および化粧はしてはならない。
- ③ 使用施設は常に整理し、実験上必要な最小限の物品以外は管理区域内に持込まない。
- ④ 管理区域より退出する時は実験衣を脱ぎ、ハンドフットクロスモニターまたは表面汚染サーベイメータで手足、衣服および持ち出し物品の表面汚染を検査し、汚染のないことを確かめてから退出する。

放射線管理は、放射線より人体を防護し、作業者に対して安全な作業環境を作り、それを維持するために設計基準どおりになっているかどうか確認するために、施設内の放射線量および放射性物質濃度並びに表面汚染密度測定を行うものである。外部被ばく線量とともに、内部被ばく線量の管理が重要で、放射性物質濃度の測定は空気汚染と表面汚染に分類される。線量測定は γ 線について、作業環境毎に作業場所、管理区域および周辺監視区域について行い、線量限度以下に保つよう管理する必要がある。一般に、空気中放射性物質濃度測定は、管理区域内および排出口においてガスモニタおよびダストモニタを用いて、線量測定はエリアモニタによって連

続監視される。また、表面汚染密度は1回/週以上の頻度で実施される。

なお、近畿大学原子炉施設では、定格熱出力が1Wと十分に小さく、核分裂生成物も少ないため、放出する前に処理を必要とする気体廃棄物および液体廃棄物は発生しないが、排気の放出に際しては、排気モニタにより連続監視され、排水については、放出する前にサンプリングし、排水中放射性物質濃度を測定し、濃度限度以下であることが確認されている。

放射線防護に関する参考資料として、電子式個人線量計の仕様の例および外部被ばく防護の3原則を図1-15および図1-16にそれぞれ示す。



- (使用手順) ① スイッチをONにして「0」を確認
 ② 表示部を体側にして着用
 ③ 退出時に指示値を読み取る
 ④ スイッチをOFFにする

図 1-15 電子式個人線量計の主な仕様および使用手順

出典：日立製作所 製品カタログ

https://www.hitachi.co.jp/products/healthcare/products-support/catalog/radiation/pdf/MyDoseMini-BR-071_j.pdf (2021年8月24日アクセス)

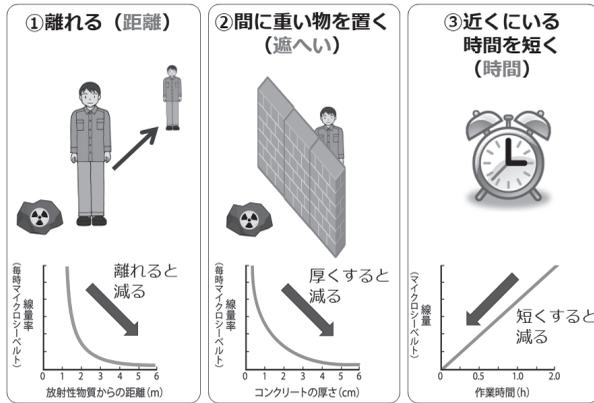


図 1-16 外部被ばく防護の3原則

出典：環境省 放射線による健康影響等に関する統一的な基礎資料 令和元年度版
<https://www.env.go.jp/chemi/rhm/h30kisoshiryo/h30kiso-04-03-01.html> (2021年8月24日アクセス)

1-3-4 核燃料物質の取り扱い

UTR-KINKI には、原子炉の燃料である燃料板と原子炉の起動及び各種中性子実験に用いる Pu-Be 中性子源がある。燃料板の構造は図 1-5 に示したとおり、燃料ミート部はウラン-アルミニウム合金となっており、これをアルミニウムにより被覆し 1 枚の燃料板としている。そのため、核燃料物質は密閉された状態にあり、通常の使用状況では核燃料物質が漏洩し物品を汚染させることはない。

核燃料物質の取り扱い施設では、取り扱い安全上の保安規定と核物質防護上の防護規定の両者の遵守が求められる。取り扱い上の安全には、核燃料物質が誤って臨界になることがないようにするための臨界安全管理、放射線防護上の被ばく線量管理を主とした安全管理が含まれる。核物質防護とは、原子力施設への妨害破壊行為および使用、貯蔵、輸送中の核物質の盗取や妨害破壊行為から核物質や施設を守るための対策である。これは

1960年代から、米国内をはじめ国際的な規模のテロリズムが頻発し、原子力施設に対する妨害破壊行為や核物質の紛失、盗取や襲撃の発生が危惧されるようになったことに由来し、米国はテロリズムによる核拡散の危険性、公衆の安全、国家の安全保障を考慮し、核物質の防護対策に乗り出し、核物質防護対策が本格化した。1987年には国際的な枠組みにおいて「核物質の防護に関する条約」が発効され、これに基づき、わが国においては原子炉等規制法等によって、核物質の防護措置を講じることが義務づけられている。このため、核燃料の取扱いにあたってはこれら防護措置の下に様々な規則、制約があることを認識しておく必要がある。近畿大学原子炉施設における防護措置としては、防護区域等の設定、監視や巡回の実施、防護設備・機器の設置、施設や区域への出入管理等がある。

(1) 立入制限区域への入域

原子炉での実験・実習にあたっては、保安規定上の管理区域に入域するが、この区域は核物質防護上の立入制限区域でもある。立入制限とは、特定核燃料物質の防護のための区域（防護区域）の周辺に設けられた、人の立入を制限する区域のことである。防護区域および立入制限区域への入域にあたっては、警備員等研究所関係者による身分確認が行われる。身分確認には運転免許証などの写真付き公的身分証明書（学生の場合は写真入り学生証でも可）が必要であり、身分証明書を所持していない場合には規則上、いかなる理由があっても立入制限区域に入域することが出来ないことに留意する必要がある（一切のオンサイト実験、実習に参加できない）。身分確認を終えた者には出入許可証が貸与される。立入制限区域内は警備員が巡視しており、立入制限区域内においては常に見える位置に「出入許可証」を身に付けておかなければならない。

立入制限区域境界には不法行為に供されるおそれのある物品の持ち込みを防止するために、ゲート型金属探知機が設置されている。身に付けてい

る金属類はあらかじめ肌身から外し、ゲートを通過する。探知された場合には、携帯形金属探知機による確認を受ける。警備員が必要と判断した場合にはボディチェックを行うこともある。実習、実験に必要なもの以外は持ち込まないことが原則だが、持ち込む必要がある物品は警備員による中身の確認を受けた上で持ち込む。

(2) 防護区域

核物質はすべて決められた区域内に保管され、使用される。その区域は防護区域の中に設定され、防護区域は立入制限区域で取り囲まれ、核物質の保管・使用場所に近づくにつれ、より厳しい制限が設けられている。防護区域および立入制限区域は、許可された者以外の者が立ち入ることのないよう管理されている。

防護区域に常時立ち入る者には、その必要性を確認の上、証明書等を発行所持させ、証明書等のない者が区域に立ち入ることのないように措置されている。実習、実験のために一時的な作業のため防護区域に立ち入る者（以下、一時立入者という。）には、その身分や立入りの必要性を確認の上、出入許可証を発行所持させる規則となっている。この確認は、実習、実験のために立ち入る学生については、立入制限区域への入域時の身分確認と同時に確認が行われており、改めての確認を要さない。ただし、一時立入者が防護区域に立ち入る場合は、研究所の常時立入者が同行しなければならない。常時立入者は一時立入者に対して核物質の防護のため必要な監督を行い、一時立入者はその指示に従わなければならない。

(3) 核燃料の取り扱い上の注意

UTR-KINKI には原子炉燃料の他に実験用核燃料並びに Pu-Be 中性子源があるが、いずれを取り扱う場合でも、事前の許可が必要となる。Pu-Be

中性子源は「核燃料物質使用場所」で使用しなければならない。それ以外の実験用核燃料は「核燃料物質使用場所」または「核燃料物質取扱場所」で使用する。使用にあたっては、以下の事項を遵守しなければならない。

- 原子炉の炉心以外の場所で臨界に達しないようにすること。
- 使用のつど、種類、数量等を確認し、記録すること。
- 原子炉に挿入する場合、反応度への影響を考慮して慎重に行うこと。

(4) Pu-Be 中性子源の使用手順

(3)で述べたように、Pu-Be 中性子源の使用にあたっては事前の許可が必要である。必要な手続きは実験、実習を担当する研究所員が行う。

利用にあたっては、利用の目的、方法、利用日時、利用場所、作業条件（距離・時間）等を明らかにしなければならない。したがって、利用申請に基づき許可された範囲でのみ使用可能であり、実験の状況から急遽申請外の条件で実験を行いたいとしても許可の範囲と認められないものは行えない。また、許可にあたって許可者が利用上の注意事項の遵守を前提に許可することがある。この場合には許可書に記載された注意事項を厳守しなければならない。

(5) 原子炉燃料体の取扱い

原子炉室内における原子炉燃料体の取扱い作業は、次に掲げる事項を遵守して行わなければならない。

- ① 作業は、「装荷燃料変更作業計画書」および「作業計画承認書」に基づいて行うこと。
- ② 作業は、作業責任者の監督のもとに行うこと。

- ③ 原子炉燃料体は、いかなる場合も臨界に達しないように気中で取扱い、同時取扱い体数を最大で6体に制限すること。
- ④ 原子炉燃料体に衝撃その他事象による損傷を与えないこと。
- ⑤ 取扱いしている間、原子炉燃料体を監視する者を置くこと。
- ⑥ 作業責任者は、作業終了後、作業結果を「作業報告書」に記載し、提出すること。

実際に実習、実験に参加する学生が原子炉燃料体を取り扱うことはないが、臨界近接実験などの際、原子炉燃料体の炉心からの抜き取り、炉心への挿入、又は炉心内での位置の変更作業、装荷中の原子炉燃料体の組換え作業を行うことがある。

1-3-5 非常時の措置

原子力施設においては、非常時においても安全が確保されることが求められる。ここでの非常時には次の事象がある。

- 火災の発生
- 地震の発生
- 人命に関わる事象の発生（事故、急病等）
- 不審者の発見
- 原子炉の機器の異常発生
- 原子炉施設内の学生（一時立入者）のみでの滞在

原子炉施設内では常時立入の許可を持った研究所員がいることが必ず必要であることから、学生しか施設内に居ない状態は非常時と見なされる。上記に関わらず不明な事象が発生した場合には、研究所員に伝えることが最も重要である。

① 火災の発生

原子炉施設における火災の発生を防止するため、原子炉室および原子炉制御室への可燃物の持ち込みを制限されている。万一、火災の場合は、次の通りとする。

- 周りの者に大声で「火事だ！！」と知らせる。
- 研究所員の指示に従う。
- 原子炉運転中の場合には、直ちに原子炉を停止すべく運転責任者に連絡する。

② 地震の発生

自身の安全を先ず確保する。地震の規模が大きい場合、原子炉は自動停止する。地震の際には所員の指示に従い、退避する。

③ 人命に関わること（事故、急病）

周りの者に大声で知らせ、所員の指示に従う。必要に応じ、けが人の救出、応急手当を行うとともに管理室に電話連絡する。

④ 不審者を発見した場合

出入許可証を身につけていない者は「不審者」と見なされる。知人が出入許可証を身につけていないときには、身につけるように指示し、知人でない場合は管理室に連絡する。不審者とは不用意に接触しない。

⑤ 原子炉の機器の異常発生

制御コンソール上の警報パネル・緊急停止パネル（スクラム）の赤ランプが点灯した場合、近くにいる所員に知らせて指示を待つ。警報・スクラムの原因を特定するため、指示なく警報をリセットしてはならない。

⑥ 原子炉施設内に学生のみでいること

学生（一時立入者）だけが原子炉施設内に残ることはない。研究所員が退出するときに一緒に退出する。学生（一時立入者）を残して研究所員が退出しようとした場合は引き留める。

万一、原子炉施設内に取り残された場合は直ちに管理室に連絡する。

1-4 原子炉運転実習

1-4-1 目的

UTR-KINKI は、大学での教育訓練を目的に設計、製作された原子炉であり、学生が自ら運転操作をして実習を行えることが大きな特長である。きわめて安全性が高いため、仮に運転操作を誤っても放射線被ばくによる障害が発生したり、周辺環境に影響を及ぼすような重大事故が発生したりするおそれはない。その点においては安心してよいので、失敗を恐れず積極的に運転実習に取り組んでほしい。しかし、熱出力がきわめて小さく安全な原子炉であっても、規制法令の下で厳格に管理、運用されている原子力施設であることに変わりはない。原子炉の運転開始前から停止後に至るまで、定められた手順や規則に従って運転操作や点検、記録を行わなければならない。これらは運転の段階ごとに指導教員から指示されるが、指示に盲従するのではなく、一つひとつの作業に対して技術的、法的背景を理解しながら実行することが重要である。緊張感を持って原子炉運転に臨むことを期待したい。

実習においては、原子炉運転を単独の実習項目として行うこともあるが、原子炉運転実習に第2章以降の様々な実習を組み合わせることもある。いずれにせよ原子炉運転を伴う実習では、本節で説明する手順に従って学生自らが運転操作を行うことになるので、これまでに座学で学ん

だ原子炉や放射線の知識を実践する機会にしていきたい。

以下、原子炉制御コンソールについて説明した後、一般的な運転の順序に従って一連の運転操作を説明する。

1-4-2 原子炉制御コンソール

図 1-17 に UTR-KINKI の制御コンソールを示す。制御コンソールは、運転員が原子炉を制御し、原子炉の状態を監視するために必要な複数のパネルから構成されている。パネルは、左から右に向かって A, B, C, D, 上から下に向かって 1, 2, 3, ……と順番に呼称する。例えば、「B-3」と言われたら、ピコアンメータを指していることになる。以下、運転実習に関わるパネルの主な機能を説明する。

(1) ピコアンメータ (Lin-N 計) および出力記録計 (ペンレコーダ)

原子炉の出力を監視する補償型電離箱 (CIC) からの電流値は、ピコアンメータの指示値 (A) として表示され、ペンレコーダで記録紙に連続的に記録される。原子炉の熱出力が 1 W のときピコアンメータの指示値は



図 1-17 UTR-KINKI の制御コンソール

5.72×10^{-8} A となるので、この関係に基づいて出力を監視しながら原子炉を運転する。

(2) ペリオド計

中間出力系の補償型電離箱 (CIC) からの信号を用いてペリオド (原子炉の出力が e 倍になるまでの時間) を表示する。ペリオドが短くなるほど原子炉の出力は急上昇するので、運転制御上望ましくない。そのため、ペリオド計の指示値が 30 秒以下になると警告音を発するので、原子炉を運転するときはペリオドが 30 秒以下にならないように注意する。なお、ペリオドが 10 秒以下になると警報が発報し、5 秒以下になると原子炉は緊急停止 (スクラム) する。

(3) 警報

原子炉の運転状態が正常な範囲を逸脱するおそれがある場合に運転者に注意を喚起するため、警報が設けられている。警報が発報するとブザーが鳴り、警報表示パネル上の該当する警報表示ランプが点灯する。UTR-KINKI の警報回路を図 1-18 に示す。警報の作動条件は次のとおりである。

① 炉周期短 (PERIOD UNDER 10SEC)

ペリオドが 10 秒以下になったとき。

② 出力記録計オフスケール (POWER RECORDER OFF SCALE)

ペンレコーダの指示値が表示範囲から振り切れたとき。

③ サーボ偏差大 (SERVO DEVIATION OVER 10%)

自動運転に用いるサーボコントローラにおいて目標値からの相対偏差が $\pm 10\%$ 以上になったとき。

④ 中間系スクラムバイパス (PERIOD SCRAM BYPASS)

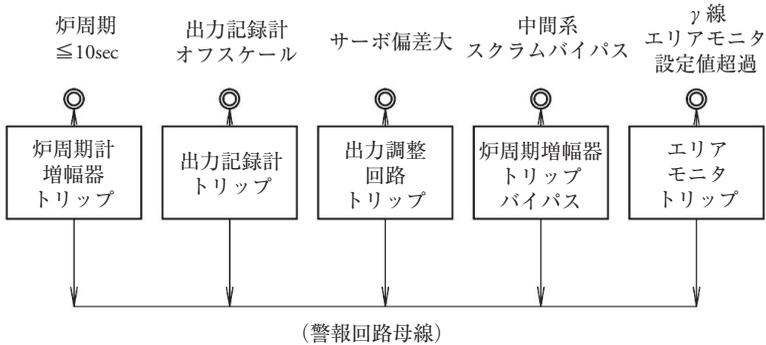


図 1-18 UTR-KINKI の警報回路

スクラムバイパスボタンを押すことにより、「炉周期短」によるスクラム信号がバイパスされる状態になったとき。

⑤ γ 線エリアモニタ線量率 (OVER TOLERANCE AREA MONITOR)

γ 線エリアモニタの指示値が設定値を超えたとき。 γ 線エリアモニタは、原子炉の炉頂、炉側壁（階段下）、原子炉室の西側壁の3か所に設置されており、設定値は、炉頂のモニタは $50 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ 、炉側壁と西側壁のモニタは $20 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ に設定されている。

(4) スクラム

原子炉を速やかに停止する必要がある場合は安全保護系統の設備からスクラム信号が発生する。スクラム信号が発せられると、制御棒駆動機構の電磁クラッチの電磁石電流が遮断され、安全棒 #1, 安全棒 #2, シム安全棒が炉心に急速に落下し、原子炉を緊急停止（スクラム）する。スクラムの際、制御棒の挿入にかかる時間は 0.5 秒以内である。UTR-KINKI のスクラム回路を図 1-19 に示す。スクラムの作動条件は次のとおりである。

① 地震加速度大 (EARTHQUAKE)

地震検出計が 100 ガル（震度 5 強程度）以上の加速度を検知したとき。

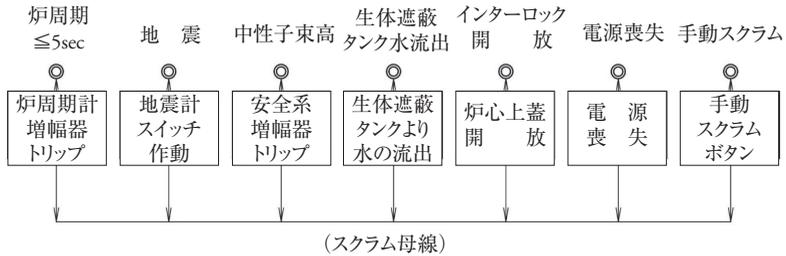


図 1-19 UTR-KINKI のスクラム回路

- ② 炉周期短 (PERIOD UNDER 5SEC)
 ペリオドが5秒以下になったとき。
- ③ 生体遮蔽タンク水位低 (LOW LEVEL SHIELD TANK)
 生体遮蔽タンクの水位が 160 cm 以下になったとき。
- ④ 炉心上蓋開放 (TOP CLOSURES OPEN)
 原子炉の遮蔽用上蓋が開放されたとき。
- ⑤ 電源喪失 (POWER FAILURE)
 制御コンソールの商用電源が喪失したとき。
- ⑥ 炉心中性子束高 (SAFETY CHANNEL #1, #2)
 炉内に設置された非補償型電離箱 (UIC) からの出力が定格熱出力の 150% を超えたとき。独立した 2 系統がある。
- ⑦ 手動スクラム (MANUAL SCRAM)
 運転者が原子炉の緊急停止が必要と判断したときは、手動スクラムボタンを押して原子炉を緊急停止させることができる。なお、UTR-KINKI では通常停止にも手動スクラムボタンを使う。

1-4-3 起動前点検

原子炉の運転を開始する前には、核計装や制御に係る機器が正常に動作することを確認するための点検を行う。起動前点検は、1日に1回、その

日の最初の運転を行う前に行うことになっている。実習においては、これらすべての点検を行う場合もあるが、時間の制約がある場合は、あらかじめ教員が点検を済ませた上で、学生には代表的な項目のみ点検を行ってもらうこともある。点検項目を表 1-7～表 1-9 に示す。

表 1-7 起動前点検の項目

| 点検機器等 | パネル | 点検内容 |
|---------------------------|-----|--|
| 運転の許可 | - | 運転許可書及び週間運転計画が所定の場所に掲示されていることを確認する。 |
| 動力等の動作の確認 | - | 動作が正常であることを確認する。 |
| 排風機及び排気モニタ | - | 正しく運転されていることを確認する。 |
| 気象条件の確認 | - | 運転に不適当な気象条件でないことを確認する。 |
| 電源 | - | 制御卓右下にある主電源の押しボタン式開閉器 (CB1・CB2) が ON になっていることを確認する。 |
| | C-1 | 許可された出力 (0.1 W または 1 W) に応じてキースイッチを ON にする。この時刻を運転開始時刻として記録する。 |
| 温度計 | B-1 | 減速材温度を確認し記録する。 |
| High Voltage Power Supply | A-1 | 2 系統の補償型電離箱にそれぞれ +1200 V の電圧が供給されていることを確認する。 |
| | A-2 | |
| Start-up Trip | A-3 | Low Count Rate のランプが点灯し、FC の計数率が 10 cps 以下であることを確認する。 |
| Digital Rate Meter | D-5 | FC の計数率を表示する Digital Rate Meter の表示設定を確認する。 |
| Log-N & Period Meter | D-4 | 模擬信号を入力し、対数出力計およびペリオド計の動作状況及び指示値が正常であることを確認する。 |
| Safety Amp. | D-1 | 安全棒 #1, 安全棒 #2 およびシム安全棒の制御棒駆動機構の電磁石電流計の指針が適正な範囲を指していることを確認する。 |

| | | |
|--------------------------|-----|--|
| Pico-ampere Meter | B-3 | レンジ選択スイッチを 1×10^{-11} A の位置に合せる。モード選択スイッチを ZERO に合せ、ピコアンメータの指針が 0 を指すように調整する。 |
| Recorder | B-4 | ペンレコーダのペンを下ろし記録紙への記録を開始する。 |
| Servo Controller | B-2 | 自動運転の際に使用するサーボコントローラの設定を確認する。 |
| Reactor Start-up Control | C-4 | 安全棒 #1, 安全棒 #2 の位置表示の DOWN ランプが点灯していること, シム安全棒, 調整棒の位置表示が 0% となっていることを確認する。「AUXILIARY INTERLOCKS」および「SCRAM BUS CONTINUITY」のランプが点灯していること, 「MINIMUM COUNT-RATE」および「ROD WITHDRAWAL PERMIT」のランプが消灯していることを確認する。 |
| 警報試験：表 1-8 を参照。 | | |
| スクラム試験：表 1-9 を参照。 | | |
| 運転表示 | C-1 | 「Reactor Operate」のランプが点灯していること, 原子炉棟内 3 か所の電光掲示板に「原子炉運転中」の表示がされていることを確認する。 |
| 停電用エリアモニタ | - | 停電時に使用するエリアモニタの記録計の電源を ON にする。 |

表 1-8 警報試験

| | | |
|---|-----|--|
| 各項目でブザーが鳴り、警報パネル（C-2）の該当する項目の表示灯が点灯することを確認する。 | | |
| 炉周期短 | D-4 | ペリオド計に模擬信号を入力し、ペリオドが10秒以下になる前に警報を発することを確認する。 |
| 出力計オフスケール | B-3 | ペンレコーダの指示値が指示範囲外になったときに警報を発することを確認する。 |
| 制御サーボ偏差大 | B-2 | 切替スイッチをMANUALからAUTOに切り替えたときに警報を発することを確認する。 |
| 中間系スクラムバイパス | C-3 | SCRAM BYPASS ボタンを押したときに警報を発することを確認する。 |
| γ線エリアモニタ線量率 | A-4 | 模擬信号を入力し、設定値を超えた時に警報を発することを確認する。 |

表 1-9 スクラム試験

| | | |
|---|------------|---|
| 各項目で制御棒駆動機構の電磁石電流計（D-1）がすべて0となること、スクラムパネル（C-3）の該当する項目の表示灯が点灯すること、「Reactor Operate」のランプが消灯することを確認する。 | | |
| 地震加速度大 | - | 地震検出計の接点を外したときにスクラムすることを確認する。 |
| 炉周期短 | D-4 | ペリオド計に模擬信号を入力し、ペリオドが5秒以下になる前にスクラムすることを確認する。 |
| 中性子束高 | D-2 D-3 | 安全出力計に模擬信号を入力し、150%以上になる前にスクラムすることを確認する。 |
| 生体遮蔽タンク水位低 | - | 水位計の水圧を低下させたときにスクラムすることを確認する。 |
| 炉心上蓋開放 | - | 上蓋を持ち上げたときにスクラムすることを確認する。 |
| 電源喪失 | D-1 裏 | 電源スイッチを切ったときにスクラムすることを確認する。 |
| 手動スクラム | C-3 | 手動スクラムボタンを押したときにスクラムすることを確認する。 |

1-4-4 原子炉の起動

原子炉は、以下の①から④の順に操作しないと起動して制御棒を操作することができない。例えば、①の操作をせずに②の操作をしようとしても、制御コンソールは操作を受け付けず作動しないようになっている。これは、ある条件が整わないと次の操作を受け付けない、インターロックと呼ばれる安全機構が組み込まれているからであり、運転者による誤操作を防止する仕組みである。

- ①中性子源挿入
- ②安全棒 #1 引き抜き
- ③安全棒 #2 引き抜き
- ④シム安全棒・調整棒引き抜き

図 1-20 に UTR-KINKI の制御棒引き抜きインターロック回路を示す。

(1) 中性子源の挿入

原子炉を起動する前は、当然のことながら原子炉の中で核分裂連鎖反応は始まっていない。核分裂連鎖反応を起こすためには中性子が必要であるが、原子炉起動前の核分裂計数管 (FC) の計数率はほぼ 0 cps を示してい

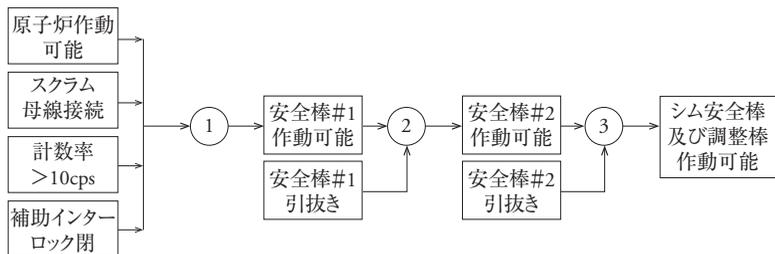


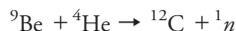
図 1-20 UTR-KINKI の制御棒引き抜きインターロック回路

る。このとき、Reactor Startup & Control パネル (C-4) にある「Minimum Count Rate」のランプが消灯しており、原子炉起動に必要な最低限の中性子計数率が得られていないことを示している。これはインターロックの一つとなっていて、計数率が 10 cps を超えてこのランプが点灯しなければ次の操作を行うことができない。

そこで十分な中性子計数率を得るために、まず原子炉に起動用中性子源を挿入し、原子炉内に中性子を供給する。起動用中性子源は、原子炉の上蓋にある中性子源挿入孔から手で挿入する。挿入すると、ピコアンメータの指示値が一時的に急上昇するとともに、ペリオドが 10 秒を下回って警報が発報し、さらに 5 秒を下回って原子炉がスクラムする。ただし、これらは中性子源を挿入する過程における見かけ上の出力上昇によるものであって、原子炉の反応度が正となって指数関数的な出力の急上昇が継続している状態ではない。そのため、中性子源が所定の位置まで挿入されるとピコアンメータの指示値は一定となり、ペリオド計の指示値も ∞ となる。これらの状態が確認できたら、警報およびスクラムをリセットする。運転記録とペンレコーダのチャート紙には、挿入時刻とともに中性子源の挿入を記録する。

中性子源の挿入後、FC の計数率が 10 cps を超えていれば、「Minimum Count Rate」のランプ (C-4) が点灯し、次の操作である安全棒 #1 の引き抜きが可能となる。

UTR-KINKI の起動用中性子源は Pu-Be 中性子源 ($1.4 \times 10^6 \text{ n}\cdot\text{s}^{-1}$) である。これは Pu と Be の混合物をステンレスのカプセルに封入した密封線源で、Pu の α 壊変によって放出された α 線 (He-4 原子核) が Be-9 原子核と次のような原子核反応を起こすことにより中性子が発生する。



(2) 安全棒の引き抜き

Reactor Startup & Control パネル (C-4) に、安全棒 #1, #2 の位置 (UP, DOWN) を示すランプと引き抜き開始ボタンがある。操作をする前は、どちらの安全棒も DOWN のランプが点灯し、2本の安全棒が下限の位置まで挿入されていることを示しているはずである。インターロックにより、安全棒 #1 と #2 を同時に引き抜くことはできず、安全棒 #1 を上限位置まで引き抜いた後に安全棒 #2 の引き抜きができるようになっている。

安全棒 #1 の引き抜きボタンを押すと、制御棒駆動機構が作動して安全棒 #1 の引き抜きが始まる。UTR-KINKI では、安全棒 #1 の引き抜き開始時を原子炉の起動時間としているので、制御室の放送設備で原子炉を起動した旨を放送するとともに、運転記録に安全棒の引き抜き開始を時刻とともに記録する。

ボタンを押してしばらくすると、DOWN のランプが消灯し、安全棒 #1 が上限と下限の位置の間にある状態になる。安全棒 #1 は約 180 秒かけてゆっくり引き上げられていくので、その間ピコアンメータの指示値が上昇していくことを確認しよう。適宜、ピコアンメータのレンジ切替スイッチを操作し、ペンレコーダの指示値が表示範囲から振り切れないように注意する (振り切れると「出力計オフスケール」となり警報が発報する)。

安全棒 #1 が上限位置に達すると、チャイムが鳴って UP のランプが点灯する。この状態になると安全棒 #2 を引き抜くことができるので、安全棒 #2 の引き抜き開始ボタンを押して引き抜きを開始する。安全棒 #1 のときと同様に、しばらくすると DOWN のランプが消灯し、約 180 秒かけて上限位置まで引き抜かれ、チャイムが鳴って UP のランプが点灯する。安全棒 #1, #2 ともに UP のランプが点灯した状態になれば、次はシム安全棒と調整棒の操作が可能となる。

(3) シム安全棒・調整棒の引き抜きと中性子源の取り出し

安全棒 #2 が上限位置まで引き抜かれると、シム安全棒と調整棒の操作が可能となる。これらの制御棒は安全棒と異なり、操作スイッチで上下させ、任意の引き抜き位置で保持することができる。シム安全棒と調整棒の引き抜き割合 (%) はデジタル表示されており、制御棒が下限の位置にあるときに 0%、上限の位置まで引き抜いたときに 100% である。

シム安全棒は、安全棒と同じ大きな反応度値を持つ制御棒であり、ゆっくりと上下する粗調整用の制御棒である。それに対し調整棒は、反応度値が $0.1\% \Delta k/k$ と小さく、安全棒、シム安全棒よりも速く上下に動かすことができる微調整用の制御棒である。

シム安全棒と調整棒を引き抜いていくとピコアンメータおよびペンレコーダの指示値が上がっていくが、このときペリオド計の指示値を注意深く監視し、ペリオドが 30 秒以下にならないようにしなければならない。ペリオドが 30 秒以下になると警告音（警報ではない）が鳴るので、ただちにシム安全棒と調整棒を下げて、ペリオドが 30 秒以上になるようにする。

出力が上昇していき、ピコアンメータの指示値が 4×10^{-10} A 程度に達したら、挿入していた中性子源を取り出し、運転記録とチャート紙に取り出しを記録する。すると、それまで上昇していたペンレコーダの指示値が急速に下がることが観察できるであろう。これは、原子炉がまだ未臨界の状態であったことを表しており、このまま放置すると原子炉の出力は低下して起動前の状態に戻ってしまう。そこで、ペンレコーダの指示値が上昇に転ずるまでさらにシム安全棒を引き抜く。中性子源を挿入していない状態でペンレコーダの指示値が上昇し始めたら、原子炉は炉内の核分裂連鎖反応のみによって出力が上昇している状態であり、超臨界の状態となっている。

1-4-5 臨界調整と出力変更

(1) 0.01 W 臨界調整

ペンレコーダの指示値が 5.72×10^{-10} A (熱出力 0.01 W に相当する) に近づいたら、シム安全棒と調整棒を操作して、原子炉を超臨界から臨界の状態に近づけていく。臨界に近づいてきたら注意深くペンレコーダの指示値の増減(ペンレコーダの筆跡)を監視し、原子炉の出力が上昇しているなら制御棒を挿入し、出力が下がっているなら制御棒を引き抜く。

ここで、制御棒の操作で原子炉に正または負の反応度を添加したときに、原子炉の出力がどのように変化するかを注意深く観察してほしい。制御棒を操作した直後は急激に出力が変化するが、時間が経つと出力はゆるやかな変化に落ち着いていくことが分かるであろう。これは、反応度が加わった直後は即発中性子の影響が支配的であるが、短時間のうちにその成分が消失し、原子炉の出力変化が遅発中性子の影響に支配されるようになるためである。そのため臨界調整においては、制御棒の操作を行った後はしばらく出力の変化を観察し、変化が落ち着いてから次の操作を行うことが必要である。

制御棒の操作を繰り返していき、ペンレコーダの指示値が統計的なゆらぎの範囲で一定となったら、原子炉は臨界である。チャート紙と運転記録に臨界到達時刻と出力を記録するとともに、原子炉が臨界に到達したことを放送する。

(2) 原子炉の自動運転と点検

UTR-KINKI は自動運転をすることもできる。指導教員から指示があった場合は、SERVO CONTROLLER パネル (B-2) の切替スイッチを MANUAL (手動) から AUTO (自動) に切り替える。手動から自動に切り

替えたときは、その時刻を運転記録に記録する。この操作により、調整棒が自動的に上下して原子炉を臨界状態に維持するようになる。

原子炉をどのような出力で運転するときでも、運転を行う日の最初の運転の際に原子炉を 0.01 W の臨界状態にして、原子炉の運転制御に係る機器が正常に作動していることを点検することが規則で定められている。自動運転を開始してから 2~3 分経過したら、以下の項目について点検を行い、運転記録に記録する。

- 点検時刻
- 出力 (W)
- 運転の状態 (自動・手動)
- シム安全棒位置 (%)
- 調整棒位置 (%)
- ピコアンメータの指示値 (A)
- 安全出力計の指示値 (%) (#1, #2)
- 対数出力計の指示値 (A)
- デジタル計数率計の値 (CPS)
- 減速材温度 (°C)
- γ 線エリアモニタの指示値 ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$) (#1, #2)

(3) 出力上昇と 1 W 定格出力運転

0.01 W における点検が終了したら、切替スイッチを AUTO から MANUAL に戻し、シム安全棒と調整棒を操作して再び原子炉を超臨界の状態にして、出力を上昇させる。このとき、自動から手動への切り替えと出力上昇操作を開始したことを時刻とともに運転記録に記録する。ピコアンメータの指示値が 5.72×10^{-8} A (熱出力 1 W に相当する) に近づいたら、再びシム安全棒と調整棒を操作して臨界状態に近づけていく。臨界調整を

行い、自動運転に切り替えるまでの操作手順は 0.01 W で臨界にしたときと同様である。

定格熱出力である 1 W で自動運転の状態になったら、再び(2)に示した点検項目について点検を行い、機器が正常に作動していることを確認する。なお、自動運転が長時間に及ぶ場合は、1時間ごとにこの点検を繰り返す。

(4) 出力変更

これまでと同様の操作手順によって、指導教員に指示された出力まで原子炉の出力を下降または上昇させて、原子炉を臨界の状態にする。原子炉が臨界に到達したら、表 1-10 にピコアンメータの指示値、原子炉の出力、シム安全棒および調整棒の位置を記録する。原子炉を任意の出力で臨界にすることができることを確認しよう。

(5) 空間線量率測定

UTR-KINKI の運転を行うときは、その日の最大出力で運転を行うときに原子炉周辺の所定の場所で空間線量率の測定を行うことが規則で定められている。1 W での自動運転時に、原子炉室に備えられている電離箱式サーベイメータとレムカウンタを使って、所定の場所でγ線および中性子

表 1-10 原子炉運転のまとめ

| ピコアンメータの指示値 (A) | 出力* (W) | シム安全棒の位置 (%) | 調整棒の位置 (%) |
|--------------------|------------|-----------------|---------------|
| | | | |
| | | | |
| | | | |

*ピコアンメータの指示値が 5.72×10^{-8} A のときの出力を 1 W として計算する。

線量率の測定を行う。

この測定については、第3章 3-3「中性子およびガンマ線空間線量率測定」に詳細な記述がある。

(6) 原子炉の停止

予定していた運転が終了したら、原子炉を停止する。UTR-KINKI では、シム安全棒と調整棒は操作スイッチによって任意の位置まで挿入することができるが、2本の安全棒については引き抜き開始ボタンがあるのみである。そのため、原子炉停止の操作は、手動スクラムボタンを押すことによって行う。手動スクラムボタンを押すと、安全棒 #1, 安全棒 #2, シム安全棒が原子炉内に急速挿入される。

自動運転をしていたときは手動運転に切り替え、手動スクラムボタンを押して原子炉を停止する。自動運転から手動運転への切替時間と原子炉の停止時刻を運転記録に記載する。2本の安全棒とシム安全棒が挿入されたら、安全棒の位置表示ランプがどちらも「DOWN」、シム安全棒の位置表示が0%となり、3本の制御棒が完全に挿入されていることを確認する。調整棒は操作スイッチにより手動で0%まで挿入する。

ピコアンメータの指示値やFCの計数率の変化を注意深く観察する（制御室に備えられているスケーラを用いてFCからの計数を積算し、10秒ごとに積算計数を記録するとよい）。制御棒の全挿入により、原子炉の出力は瞬間的に大きく下がるが、その後はゆっくりと低下していくことが分かるであろう。このとき原子炉の出力は、遅発中性子先行核のうち半減期が長い群の半減期に従って減衰していくはずである。

原子炉の出力が十分に下がり、「LOW COUNT RATE」のランプ (A-3) が点灯 (FCの計数率が10 cps以下) したら、定められた項目についての停止点検を行う。これで原子炉の運転は終了である。

1-4-6 考察

- ①原子炉の起動において、最初に中性子源を挿入し、原子炉内に中性子を供給する理由を考察せよ。仮に中性子源を挿入せずに制御棒の引き抜きを始めた場合、どのような問題があるか？
- ②表 1-10 から、原子炉が臨界の状態になるときのシム安全棒と調整棒の位置は、原子炉の出力に関わらずほぼ同じになっていることが確認できるであろう。その理由を考察せよ。
- ③仮に定格出力の 1 W を超えて原子炉の出力を上昇させた場合、臨界時の制御棒の位置はどのように変化するか？ 燃料や減速材の温度変化を考慮して考察せよ。
- ④空間線量率の測定結果から、測定場所によって γ 線・中性子線の線量率が大きく異なっていることが分かるであろう。線量率が異なる原因について考察せよ。
- ⑤原子炉停止後の計数率の変化は、遅発中性子先行核のうち半減期が長い群の半減期で説明できるか？ 表 1-2 を参照して考察せよ。

参考文献

- [1] 田島一郎, 「炎の人生：我が人生、難行苦行ナレドモ我が志、近畿大学トナレリ（評伝・世耕弘一先生）」, 近畿大学世耕弘一先生建学資料室, 73 (2005).
- [2] 三木良太, 「UTR と過ごした 30 余年」, 近畿大学原子力研究所年報, **32**, 1 (1995).
- [3] 近畿大学原子力研究所原子炉設置変更許可申請書 (平成 28 年 5 月 11 日許可).
- [4] Y. Nagaya, K. Okumura and T. Mori, "Recent Development of JAEA's Monte Carlo code MVP for Reactor Physics Applications," *Ann. Nucl. Energy*, **82**, 85 (2015).
- [5] K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, *et al.*, "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**, 1 (2011).
- [6] 日本原子力学会 炉物理部会 (編), 「原子炉物理」(炉物理教科書：中級編), 日本原子力学会 (2008). (以下の URL から全文無料公開)
https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_aesj.html (2021 年 7 月 15 日アクセス)
- [7] 「核物質防護、核セキュリティとは」核物質管理センター

<https://www.jnmcc.or.jp/business/tabid117.html> (2021年2月1日アクセス)

第2章

炉物理実験



2-1 臨界近接実験

2-1-1 目的

核分裂連鎖反応は、中性子を吸収した1個のU-235が核分裂を起こし、このとき飛び出した2~3個の中性子が減速され、それが熱中性子になって次の世代で1個以上が核分裂反応に寄与しないと成立しない。この条件が成り立つためには、飛び出した中性子の無駄を極力少なくする必要がある。無駄になる割合を小さくするには、U-238やその他の原子炉の構造材料に吸収される、あるいは、炉心の外に漏れるなどを通して中性子の数を少なく抑えることが必要である。このように、核分裂反応に加えて、中性子の吸収や炉心の外への漏れを体系の中においていかにして適切に制御するかを、臨界近接実験を通して学んでほしい。

原子炉を新たに構成するときは、燃料を少しずつ装荷し、連鎖反応が実現するぎりぎりの量、つまり、臨界になる燃料の量を実測する実験を最初に必ず行い、新たな原子炉の誕生を確認する。これを臨界近接試験または臨界近接実験 (approach to criticality experiment) と呼んでいるが、UTR-KINKIにおいてこの臨界状態へはどのように到達するかを理解することが、本実験の大きな目的である。

2-1-2 原理

(1) 中性子の増倍

① 中性子のバランス

原子炉内において中性子がどのように振る舞うかは1-2-5で説明した

が、これを簡単にまとめると、「中性子は核分裂によって発生し、散乱を繰り返しながら原子炉の中を動き回り、最終的には原子炉の外に漏れ出るか、あるいは物質に吸収されてその一生を終える」となる。

原子炉の中としたが、これをある体積を持った体系とし、単位体積内での単位時間の中性子数の変化に着目する。中性子数の増減をプラスとマイナスの効果として考えるとき、変化率を次のように表すことができる。

$$(+\text{の効果}) = \text{「発生率」} + \text{「流入率」}$$

$$(-\text{の効果}) = \text{「吸収率」} + \text{「流出率」}$$

$$\text{「変化率」} = (\text{「発生率」} + \text{「流入率」}) - (\text{「吸収率」} + \text{「流出率」})$$

これを以下のように変形してみたいと思う。

$$\text{「変化率」} = \text{「発生率」} - \text{「吸収率」} - (\text{「流出率」} - \text{「流入率」})$$

上記の右辺第3項を「正味の流出率（漏えい率）」とすると、「変化率」は以下のように書き換えることができる。（これを「連続の式」と呼んでいるが、詳細は割愛する。）

$$\text{「変化率」} = \text{「発生率」} - \text{「吸収率」} - \text{「漏えい率」}$$

上記の「変化率」を構成する三つの要素が原子炉内の中性子の振る舞いのどの反応に相当するかを想像してみよう。ここでの「率（確率）」が中性子の数に比例すると考えたとき、「発生率」は核分裂反応によって発生した中性子の数、「吸収率」は吸収反応による数、「漏えい率」は外へ漏れた数となる。さらに、これらを再度プラスとマイナスの増減のグループに分け、全体のバランスがどうなのかを考えると、「プラスによる増加」と「マイナスによる減少」は必ずしも常に同じではない。このバランスを調整する係数（調整弁）を k とすると、 k は次のように表すことができる。

$$k = \text{「プラスによる増加」} / \text{「マイナスによる減少」}$$

$$= \text{「核分裂反応」} / (\text{「捕獲反応」} + \text{「漏れ」})$$

上記の考えが中性子の振る舞いを中性子拡散理論で取り扱う基本的な考え方で、調整弁である係数 k を k_{eff} という標記に変えて、「実効増倍率 (effective multiplication factor)」と呼んでいる。

ここで、中性子拡散理論において中性子のバランスは、実効増倍率 k_{eff} を用いて次のように表している。(ここでは、散乱反応は無視することにする。また、中性子の漏れに関する説明は、他の教科書を参照されたい。)

$$-D\nabla^2\phi + \Sigma_a\phi = \frac{1}{k_{eff}}\nu\Sigma_f\phi \quad (2-1)$$

ここで、 D は拡散係数、 ϕ は中性子束、 Σ_a は吸収断面積、 ν は1回あたりの核分裂で放出される平均中性子数、 Σ_f は核分裂断面積である。式(2-1)の左辺を「マイナスによる減少」、右辺を「プラスによる増加」、それらの調整弁が $1/k_{eff}$ という係数であることは容易に察しが付くであろう。

改めて、体系内の中性子のバランスを中性子数の増減の割合と解釈すると、式(2-1)から k_{eff} は以下のようになり、これが中性子の増倍を理解する最も分かりやすい表現である。

$$k_{eff} = \frac{\nu\Sigma_f\phi}{-D\nabla^2\phi + \Sigma_a\phi} \quad (2-2)$$

k_{eff} の値の変化は分母・分子の数によって決まり、次のように解釈できる。

- 核分裂反応による中性子の数が吸収反応と漏れの数より多いとき：
 $k_{eff} > 1$
- 核分裂反応による中性子の数が吸収反応と漏れの数と等しいとき：
 $k_{eff} = 1$
- 核分裂反応による中性子の数が吸収反応と漏れの数より少ないとき：
 $k_{eff} < 1$

上記の解釈より、 k_{eff} は原子炉の状態と密接に関係するパラメータであることが容易に判断できると思う。つまり、実効増倍率 k_{eff} が1になれば原子炉は「臨界」に達し、実効増倍率 k_{eff} が1以下であれば「臨界未満（未臨界）」と呼んでいる。さらに、実効増倍率 k_{eff} が1以上であれば「臨界超過（超臨界）」となる。

② 中性子の世代

中性子のバランスを通して説明した中性子の増倍は、原子炉において核分裂反応によって発生した中性子が既に存在していることが前提になっていた。しかし、ここで扱う中性子の振る舞いは、核分裂反応が起こる起源に遡って体系内を観察することに始まり、核分裂反応の最初のきっかけ（トリガー）となる源（source）の存在が、これまでと異なるので注意してほしい。

ある体系内に燃料となるU-235と減速材である軽水があるとする。これらの燃料と減速材があれば自ずと核分裂反応が体系内で起こるわけではなく、核分裂反応を引き起こすためには種火となる中性子が必要である。この種火となる中性子を中性子源と呼ぶ。

Pu-Beの中性子源から S 個の中性子が放出されるとする。このとき、中性子源から放出された S 個の中性子に着目し、これらの中性子がどのような経過をたどって炉心内を動き回るかを観察しよう。ここでは、「中性子のバランス」で導入した体系内の中性子の「変化率」を導入することにする。

この変化率を k_s （中性子源が存在するので、中性子のバランスのときは異なることに注意しよう）とすると、 S 個の中性子が原子炉内に放出されると、中性子は散乱、捕獲、体系から外への漏れ、そして核分裂を繰り返す。これらの一連の動きを一つの「世代」として捉えるとき、最初の世代の核分裂反応で発生した2~3個のうちの1個が、次の核分裂の反応に参与することになる。つまり、核分裂を起こす前（ゼロ世代）は中性子源か

らの S 個の中性子しか存在しなかったが、この 1 世代後には $k_s S$ 個の中性を発生することになる。ここが中性子の振る舞いを大きな枠組みで「世代」と捉える見方で、体系内の中性子の「変化率」を理解する大きなポイントである。

この 1 個ずつがまた 1 世代後には k_s 倍になるから、最初から 2 世代後には $k_s^2 S$ 個の中性を生じる。こうして、最初の S 個も含めて 3 世代、4 世代と次々に無限大の世代までの中性子の総和は $S + k_s S + k_s^2 S + k_s^3 S + k_s^4 S + \dots$ となる。そこで、全世代の中性子の総数を F とすると、 F は次のように表すことができる。

$$F = S + k_s S + k_s^2 S + k_s^3 S + k_s^4 S + \dots = S(1 + k_s + k_s^2 + k_s^3 + k_s^4 + \dots) = \frac{S}{1 - k_s} \quad (2-3)$$

また、 $F > 0$ であることから $k_s < 1$ となる。ここで、体系内の中性子の増倍は核分裂反応で発生した中性子の総数 F に対する中性子源からの中性子の総数 S の割合（比率）で決まるので、この中性子の増倍を M とすると、 M は以下のように表すことができる。

$$M = \frac{F}{S} = \frac{S}{1 - k_s} \cdot \frac{1}{S} = \frac{1}{1 - k_s} \quad (2-4)$$

式 (2-4) において k_s が 1 に近づくととき（中性子の増減の割合が等しくなる）、すなわち、臨界に近づくととき増倍 M は無限大へと発散する。 k_s が 1 以下のときは（臨界未満）、 M はある値に収れん（飽和）することになる。実際の臨界近接実験において、 k_s を大きくして増倍 M の無限大を求めるデータ処理の方法は非現実的である。そこで、式 (2-4) を次のように変形する。

$$\frac{1}{M} = 1 - k_s \quad (2-5)$$

式 (2-5) を逆増倍 $1/M$ (M の逆数) と定義すれば、 k_s が 1.0 に近づくとつれて逆増倍がゼロに漸近することを観察できる。この性質を利用して臨界

近接実験では、 k_e を横軸に逆増倍を縦軸に設定し、原子炉を徐々に臨界（横軸）に近づけ（大きくし）、逆増倍（縦軸）がゼロとなる点を見つければ（外挿）、炉心の臨界量を知ることができる。

(2) 中性子源の役割

中性子の「バランス」と「世代」という二つの概念を導入し、それに伴う炉心内の中性子の振る舞いをどのように頭の中でイメージするかが、中性子の増倍を理解する大きなポイントであった。しかし、中性子のバランスのときには無かった中性子源が中性子の世代のときに登場し、中性子の増倍の理解に混乱を招いたかもしれない。この中性子源は原子炉を起動するときの種火に相当するという説明とともに、今後、原子炉の未臨界という別の現象を勉強するとき大きな役割を果たすことを覚えてほしい。

UTR-KINKI で用いられている中性子源は Pu-Be といい、放射性線源の一つである Pu-239 から放出される α 粒子を用いた ${}^9\text{Be}(\alpha, n){}^{12}\text{C}$ 反応によって中性子を発生させている。このとき発生する中性子のエネルギーは 4.5 MeV であり、そのエネルギーの大きさから中性子として十分な速さを持っていることは想像できるであろう。また、Pu-239 の半減期が 24,110 年ということを考えると、半永久的に中性子源として使えることになる。

中性子源があるときの炉心内の中性子の振る舞いを、中性子拡散理論に基づくとどのように表現することができるであろうか。中性子は散乱、捕獲、炉心の外への漏れ、核分裂を繰り返すが、同時に中性子源から中性子が絶えず供給されてもいる。中性子源からの中性子の総数を S とすると、このとき、中性子数のバランスは次のように表すことができる。

$$-D\nabla^2\phi + \Sigma_a\phi = \nu\Sigma_f\phi + S \quad (2-6)$$

中性子源がある場合の中性子的変化率は常に一定であり、つまり、中性子が絶えず供給されながら原子炉内の中性子の振る舞いに大きな変化が起き

ないということが観察できる。余談になるが、式(2-4)から中性子の増倍は $M > 0$ であることから、右辺の $1 - k_s > 0$ も正であり、結果として $k_s < 1$ となる。これは、中性子源が用いられる体系において中性子の変化率は1.0より小さい、つまり、中性子源が挿入されているとき、定常状態の原子炉は常に臨界未満(未臨界)であることを示唆している。

体系内における中性子源の有無が従う中性子の変化率は、それぞれ、式(2-6)および式(2-1)であり、実験のときに中性子源が体系内にあるかないかを必ず確認しよう。その確認は、原子炉が未臨界あるいは臨界のいずれかを判断する大きな手がかりになる。

【コラム】中性子拡散方程式のエネルギー2群への拡張

ここまでは中性子の振る舞いをエネルギー1群で簡便に記述したが、エネルギー2群に拡張するとどのような形になるかを考えてみよう。式(2-1)にはエネルギー1群で記述した拡散方程式が既に紹介されているが、なぜ、エネルギー1群からわざわざ2群に拡張する必要があるだろうか。

原子炉における中性子の振る舞いをイメージするとき、物理現象を定性的に理解するときには、1次元平板や2次元円柱などを用いると便利である。そのイメージを3次元の幾何形状で表現すれば、1次元や2次元に比べると中性子の振る舞いをもっと詳しくイメージできるはずである。

中性子のエネルギーについてはどうであろうか。高速炉のように原子炉内の中性子のエネルギー分布(中性子スペクトル)が高速中性子で支配されている場合、中性子のエネルギー分布を一括り(エネルギー1群)と仮定しても、中性子の振る舞いを理解することに大きな支障はないと思われる。

しかし、UTR-KINKIでは燃料としてU-235が、減速材として水、そして、反射材として黒鉛がそれぞれ使われている。この構成から原子炉内の中性子の振る舞いをイメージするとき、U-235の核分裂で発生する中性子は高速中性子であり、それは減速材である水との反応を繰り返してやがて熱中性子になり、反射材の黒鉛も減速材と似たような役割を原子炉内で果たすことになる。そうすると、中性子のエネルギーは高速中性子から熱中性子までの

幅広い分布を持ち、これらのエネルギーを一括りで扱ったとしたら、原子炉の中性子の振る舞いを正確に把握することはできない。

そこで、中性子のエネルギーを大まかに高速中性子と熱中性子の二つのグループ（群）に分けて、それぞれの物理現象や相互作用（反応）を、エネルギー1群拡散方程式と同様に以下のようにまとめることにする。ここで、添え字の数字はエネルギー群（1は高速群、2は熱群）、 a は捕獲反応、 s は散乱反応、そして、 f は核分裂反応を表す。中性子の増倍の議論で用いたように、炉心内の中性子数の増減の効果から高速中性子および熱中性子の振る舞いを以下のように考えてみよう。

• 高速中性子：

（減少の効果）原子炉外への漏れ、捕獲反応、1群から2群への下方散乱反応

（増加の効果）核分裂反応（核分裂による中性子源は高速群のみとする）

これを中性子束 ϕ_1 および ϕ_2 、そして、実効増倍率 k_{eff} を用いて拡散方程式で表すと、以下のように記述できる。

$$-D_1 \nabla^2 \phi_1 + (\Sigma_{a,1} + \Sigma_{s,1 \rightarrow 2}) \phi_1 = \frac{1}{k_{eff}} (\nu_1 \Sigma_{f,1} \phi_1 + \nu_2 \Sigma_{f,2} \phi_2) \quad (2-7)$$

• 熱中性子：

（減少の効果）原子炉外への漏れ、捕獲反応、1群から2群への下方散乱反応。2群から1群への上方散乱反応はないと仮定する。

（増加の効果）核分裂による中性子源は熱群ではないと見なす。

高速中性子と同様に熱中性子の振る舞いを拡散方程式で表すと、以下のように記述できる。

$$-D_2 \nabla^2 \phi_2 + \Sigma_{a,2} \phi_2 - \Sigma_{s,1 \rightarrow 2} \phi_1 = 0 \quad (2-8)$$

これを基礎式にして、例えば、各群の拡散係数や各反応の断面積を与えれば、臨界状態 ($k_{eff}=1$ のとき) における高速群および熱群の中性子束 ϕ_1 および ϕ_2 をそれぞれ求めることができる。

※ 2群拡散方程式については、参考文献[2]と[7]に詳細が記載されている。

2-1-3 方法

原子炉を臨界に近づける方法として以下の四つの方法が考えられる。

- ① 燃料を次第に増加させ、臨界に近づける方法
- ② 炉心体積はほぼ一定に保ちつつ燃料濃度を次第に増大させる方法
- ③ 燃料はあらかじめ臨界に到達可能なだけ装荷し、水位を次第に高めて臨界に近づける方法
- ④ 燃料はあらかじめ臨界に到達可能なだけ装荷し、制御棒を徐々に引き抜いて臨界に近づける方法

これらのうち、最もよく行われる方法は①であるが、本実験では燃料増加による方法①と方法④にあるような制御棒（位置を変化させる）を用いた二つの方法で臨界近接を行う。ただし、実験週によってどちらか一つの方法を選ぶため、原子炉の様子をよく観察してどの方法で実験を行っているかを確認しよう。

(1) 逆増倍

増倍（増倍数）およびその逆数は、中性子検出器によって計数した値をもとに求める。原理に忠実に従うとすると、実験の最初の状態は炉心に燃料が全く無い状態が望ましいが、実験の都合上、最初の状態をある程度燃料が装荷されている状態（以下、基本炉心とする）とする。このとき、増倍もしくは逆増倍をどのように求めるとよいかを考えることにしよう。

基本炉心（添え字を0とする）と、そこから燃料を追加した炉心（添え字を*i*とする）の中性子の増倍が変化した変化率をそれぞれ $k_{s,0}$ および $k_{s,i}$ とする。このとき、式(2-3)にあるように、核分裂によって発生した中性子は、中性子源によって増倍されたそれぞれの中性子束 $\phi_{s,0}$ および $\phi_{s,i}$ に対応することから、以下のように近似することにする。

$$\phi_{s,0} \approx \frac{S}{1 - k_{s,0}} \quad (2-9)$$

$$\phi_{s,i} \approx \frac{S}{1 - k_{s,i}} \quad (2-10)$$

基本炉心から状態 i に変化したときの中性子束の比 $\phi_{s,i}/\phi_{s,0}$ は式 (2-9) および式 (2-10) を用いて以下のように表すことができる。

$$\frac{\phi_{s,i}}{\phi_{s,0}} \approx \frac{1 - k_{s,0}}{1 - k_{s,i}} \quad (2-11)$$

ここで、どのような状態 i に対しても、基本炉心の状態は同じである、つまり、式 (2-11) の右辺の分子 $1 - k_{s,0}$ は一定値であると見なすことができる (ここは重要な前提条件である)。したがって、式 (2-11) を以下のように近似することにする。

$$\frac{\phi_{s,i}}{\phi_{s,0}} \approx \frac{1}{1 - k_{s,i}} \quad (2-12)$$

また、そのときの逆数は以下のように表現できる。

$$\frac{\phi_{s,0}}{\phi_{s,i}} \approx 1 - k_{s,i} \quad (2-13)$$

式 (2-13) は式 (2-5) の増倍の逆数 (逆増倍) $1/M$ と同じ形であり、式 (2-11) の中性子束の比の逆数 $\phi_{s,0}/\phi_{s,i}$ を求めると、逆増倍 $1/M$ を求める手法をそのまま適用することができる。

ここで、中性子検出器から得られる単位時間あたりの応答 (計数率) が中性子束に比例すると仮定しよう (ここは重要な前提条件である)。状態 0 および i で得られた計数をそれぞれ C_0 および C_i として、式 (2-13) から計数率の比 C_0/C_i を以下のように表現することができる。

$$\frac{C_0}{C_i} \approx \frac{\phi_{k,0}}{\phi_{k,i}} \approx 1 - k_{s,i} \left(= \frac{1}{M_i} \right) \quad (2-14)$$

ここで得られた C_0/C_i を逆計数率 (状態 i における逆増倍 $1/M_i$) と呼ぶことにする。つまり、実験上、式 (2-14) の逆計数率は式 (2-5) の逆増倍そ

のものに他ならない。

(2) 検出器の配置

原子炉を安全に臨界に近づけるために、炉内の適当な数箇所に検出器を配置する。ここでは、方法①による臨界近接の概要を以下に記す。

装荷する燃料の量（横軸）の増加に対する増倍の逆数（逆増倍：縦軸）の減少をグラフにプロットし、直近の2点から直線を求めて直線外挿し、横軸との交点を見つける。このプロットの曲線は検出器の位置により、上に凸に、あるいは、下に凸になったりする。臨界近接実験では両方の曲線が得られるように検出器を配置しており、特に臨界に近い段階においては、臨界安全の観点から、下に凸になる傾向の曲線が得られることが望ましいとされている（図 2-1 を参照）。

(3) 燃料の装荷

燃料の装荷は液体の燃料でない限り炉心の中心部分から始める。これは、どんな形状の炉心でも中心付近で中性子の数が最も多く、臨界に近くなってからここに燃料を入れると、一挙に臨界超過になってしまうからである。

最初の燃料の装荷量は予測臨界質量よりもずっと少ない量である。このとき、最初の燃料が装荷される前の中性子の計数値を C_0 とする。最初の燃料の装荷が終わったら炉心の出力が一定になるのを待って制御棒の各状態（全挿入または全引抜）において計数する。こうして得られた最初の燃料装荷のときの中性子の計数値を C_1 とすると、最初の燃料装荷に対する逆計数率 (C_0/C_1) を求める。ここで、中性子の増倍は計数値に比例するので、最初の燃料が装荷される前後の中性子の増倍をそれぞれ k_0 および k_1 とすると、逆計数率 C_0/C_1 は逆増倍率 k_0/k_1 と同等である。図 2-1 にある

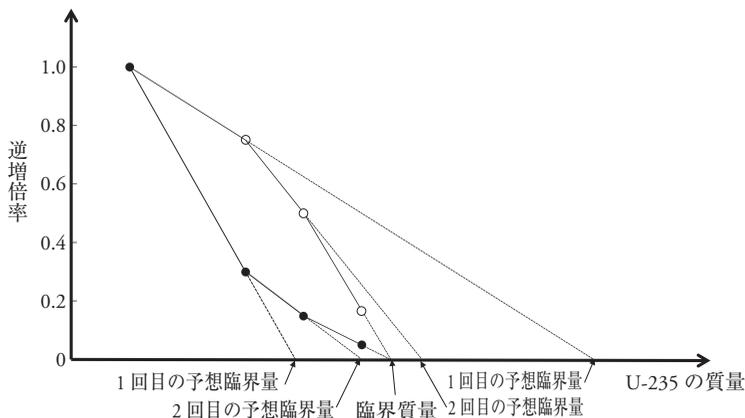


図 2-1 臨界量の推定値

ように、燃料装荷を繰り返した（3または4回）ときに得られる直線を外挿すると、直線と横軸との交点があり、これが予測臨界質量である。この予測臨界質量から見積もられる追加燃料は一度に装荷すべきではなく、その半分以下を次の装荷量の目安とする。したがって、臨界に近づくにつれて追加すべき燃料の量を減らすことになり、また、その取り扱いには十分なくらい慎重に行わなければならない。

(4) 制御棒の操作

制御棒を用いた臨界近接実験も原理的には燃料の装荷の場合と全く同じである。制御棒をすべて引き抜いたときには、原子炉は臨界超過の状態になっており、つまり、炉心内には臨界になるための十分な燃料が装荷されていることが前提になっている。ここで、UTR-KINKIの制御棒はCdからなる板状の吸収体なので、本文では制御板もしくはCd板と表現することがある。（詳細は第1章 1-1-4の(2)を参照するとよい。）

制御棒が下限にあるときを最初の状態とし、そのときの計数値を C_0 と

する。ここでは、中性子の逆計数率が縦軸であることは同じであるが、制御棒の上昇距離が横軸であることが燃料追加のときと異なる。この横軸の制御棒の上昇距離が燃料装荷のときの燃料の装荷量に相当する。制御棒は燃料板が配置されている炉心の軸方向に沿って動き、燃料装荷のときと同じように、制御棒も炉心から少しずつ引き抜くことにする。例えば、下限の状態 (0 cm) から 10 cm だけ上昇させたときの計数値を C_1 とすると、逆計数率は C_0/C_1 となり、これによって制御棒を上昇させたときの最初の逆増倍率が求められることになる。これを複数回繰り返すことによって制御棒操作による逆増倍率曲線が得られ、直近の 2 点から得られる直線を外挿すると、横軸が制御棒の位置であることから、「臨界のときの制御棒の位置」を決めることができる。ここが、燃料装荷による臨界近接と異なるところだが、基本的な原理は同じである。つまり、制御棒の位置を上限に向かって徐々に変化させたときの中性子増倍を定量的に測定すれば、臨界の位置における予測臨界量も推定することが可能である。

2-1-4 手順

(1) 燃料板の追加による臨界近接

以下に、臨界近接実験における具体的な手順を記す。なお、臨界近接実験で使用する中性子検出器の計測系の回路図を図 2-2 に、臨界近接実験データシートを表 2-1 に示す。

- ① 検出器を配置する。
- ② 検出器の点検をする。

検出器はすでに配置してあり、場所を確認すること。検出器の位置と $1/M$ 曲線の凹凸の関係を後で考えることにしよう。

炉心は二つに分割されているが、原理的には一体の炉心と変わらない

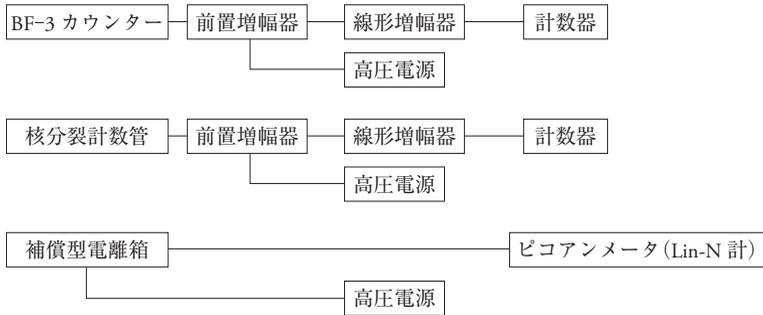


図 2-2 臨界近接実験で使用する中性子計測系

表 2-1 臨界近接実験データシート (例)

| 運転 番号 | 装荷燃料 要素 | U-235質量 [g] | 制御棒 位置 | 計 別 値 | | | 増 倍 度 の 逆 数 | | |
|----------|------------|----------------|-----------|---------------|-----------------|------------------------------|-----------------|-----------------|---------------------|
| | | | | 補償型電離箱 [A] | 核分裂計数管 [cps] | BF ₃ 計数管 [cps] | 補償型電離箱 | 核分裂計数管 | BF ₃ 計数管 |
| 0 | | | 全挿入 | | | | | | |
| | | | 全引抜 | C_{01} | C_{02} | C_{03} | C_{01}/C_{02} | C_{02}/C_{03} | C_{01}/C_{03} |
| 1 | | | 全挿入 | | | | | | |
| | | | 全引抜 | C_{11} | C_{12} | C_{13} | C_{11}/C_{12} | C_{12}/C_{13} | C_{11}/C_{13} |
| 2 | | | 全挿入 | | | | | | |
| | | | 全引抜 | C_{21} | C_{22} | C_{23} | C_{21}/C_{22} | C_{22}/C_{23} | C_{21}/C_{23} |
| 3 | | | 全挿入 | | | | | | |
| | | | 全引抜 | C_{31} | C_{32} | C_{33} | C_{31}/C_{32} | C_{32}/C_{33} | C_{31}/C_{33} |
| 4 | | | 全挿入 | | | | | | |
| | | | 全引抜 | C_{41} | C_{42} | C_{43} | C_{41}/C_{42} | C_{42}/C_{43} | C_{41}/C_{43} |
| 5 | | | 全挿入 | | | | | | |
| | | | 全引抜 | C_{51} | C_{52} | C_{53} | C_{51}/C_{52} | C_{52}/C_{53} | C_{51}/C_{53} |
| 6 | | | 全挿入 | | | | | | |
| | | | 全引抜 | C_{61} | C_{62} | C_{63} | C_{61}/C_{62} | C_{62}/C_{63} | C_{61}/C_{63} |

* 増倍度の逆数は運転番号0の計測値をその後の各回における計測値で除した値

い。

③ 制御棒、減速材などの状態を確認し中性子源を挿入する。

本実験では、理論的な計算と過去の経験で、決して持続的な連鎖反応が起こらないことが明らかになっている量の燃料 (U-235) が既に装荷されている。

この状態（これを $i=0$ とする。）でのカウントを C_0 とする。

- ④ 中性子の計測は、
- 1) 制御棒がすべて挿入されている（全挿入）とき（これを $j=1$ とする。）
 - 2) 制御棒をすべて引き抜いた（全引抜）とき（これを $j=2$ とする。）
- の二つの状態で行う。つまり、燃料が装荷される前の状態として、中性子の計数率は $C_{0,1}$ と $C_{0,2}$ の二つが得られることになる。（二つの状態を測定することは、臨界近接実験の過程で同時に制御棒の効き具合を確認する意味もある。）
- ⑤ ④の2)の測定が終了したら制御棒を挿入する。
- ⑥ 第1回の燃料を装荷する（中性子計測率の増加に注意しながら燃料要素を一本一本慎重に挿入する。このときを $i=1$ とする。）
- ⑦ ④と同様に計数を行う。（中性子の計数率は $C_{1,1}$ と $C_{1,2}$ の二つが得られる。）
- ⑧ ④の2)の測定が終了したら制御棒を挿入する。
- ⑨ グラフの横軸に燃料の装荷量（U-235の質量）、縦軸に逆計数率（逆増倍率）を取って、 $C_{0,1}/C_{1,1}$ （および $C_{0,2}/C_{1,2}$ ）の値をプロットする。
- ⑩ 最初のプロット点（燃料を装荷する前）を $C_{0,1}/C_{0,1}$ （ $=1$ ）として、⑨で求めた点と最初の点から直線を求め、それを外挿すると臨界質量を予測することができる。この結果に基づいて次に装荷すべき燃料の量を決める。燃料が追加されれば中性子の計数率が増えることは自明であり、また、計数率が取れん（飽和）するまで時間が掛かることを観察してみよう。
- ⑪ ⑥～⑩を繰り返す。（ $i=2, 3, 4$ などが燃料の装荷回数に相当する。）
- ⑫ 臨界に近づいた段階（例えば、 $i=4$ ）では、安全棒 #1 および #2 を引き抜き、続いてシム安全棒および調整棒を引き抜く。ここで、中性子源を引き抜いて計数率が急速に下がってしまうようでは、まだ臨界ではない。記録計の指示値が増加を示し一定値に取れんしない傾向が見られれば、このとき中性子源を引き抜きそのままの値で持続するか、あるいは

は、減衰するかを観察する。シム安全棒および調整棒の調整により記録計の指示値が一定になれば臨界である。

(2) 制御棒操作による臨界近接

次は、制御棒操作による臨界近接実験の手順を記す。

- ① 検出器を配置する。
- ② 検出器の点検をする。
- ③ 中性子源を挿入する。

ここでは理論的な計算と過去の経験から、シム安全棒が上限、その他の調整棒、安全棒 #1 および安全棒 #2 が下限の位置では決して連鎖反応が起こらないことが分かっている。はじめに、安全棒 #1 および安全棒 #2 の位置が上限、調整棒の位置が下限、そして、シム安全棒の位置が下限 (Cd 板の中心 : 0%; 0 cm) にあることを確認する。この状態でのカウントを C_0 (これを $i=0$ とする。) とする。

- ④ シム安全棒が下限の状態 で中性子を計測する。
- ⑤ シム安全棒を下限から 30% だけ上昇させる。(中性子の計測率の増加に注意すること。このときを $i=1$ とする。)
- ⑥ グラフの横軸にシム安全棒の位置、縦軸に逆計数率 (逆増倍) を取って、 C_0/C_1 の値をプロットする。
- ⑦ 最初のプロット点 (燃料を装荷する前) を $C_0/C_1 (=1)$ として、⑥で求めた点と最初の点から直線を求め、それを外挿すると臨界に到達するときのシム安全棒の位置を予測することができる。この結果に基づいて次にシム安全棒を上昇させる位置を決める。シム安全棒を上昇させれば中性子の計数率が増えることは自明であり、また、計数率が取れん (飽和) するまで時間がかかるようになることを観察してみよう。
- ⑧ ⑤~⑦を 50%, 70%, 80% などの割合で繰り返す。($i=2, 3, 4$ などが制

御棒の上昇の回数に相当する。)

- ⑨ 臨界に近づいた段階(例えば, $i=4$)で中性子源を引き抜き, 計数率が急速に下がってしまうようではまだ臨界ではない。記録計の指示値が増加を示し一定値に収れんしない傾向が見られれば, このとき中性子源を引き抜きそのままの値で持続するか, あるいは, 減衰するかを観察する。記録計の指示値が一定になれば臨界である。

2-1-5 考察

- ① 逆増倍の曲線は, 上に凸, 下に凸, あるいは直線に近い形状のいずれを示しているであろうか? 特に, 検出器の位置, 中性子源との位置関係を観察し, なぜ, 検出器の位置によって異なる形状が得られるかを, 物理的な理由を含めて考えよ。(2-1-4の(1)「燃料板の追加による臨界近接」の場合のみ, 考察の対象とする。)
- ② それぞれの曲線から得られる臨界量は, いずれも適切な値として見なすことができるかを判断せよ。
- ③ 実験に用いる検出器が一つしかないと仮定したとき, どの検出器を選べば炉心の臨界量(臨界の制御棒位置)を適切に予測できるのか, つまり, 上記の逆増倍曲線のうち, どの曲線が臨界量の予測に適しているのかを, 臨界安全の観点から検討せよ。

2-2 制御棒校正実験

2-2-1 目的

原子炉が持つ反応度は、燃料の量、減速材の温度、制御棒の位置など様々な要因に応じて変化する。UTR-KINKIのような低出力炉では、制御棒をすべて引き抜いたときの原子炉が持つ反応度を原子炉の「過剰反応度（余剰反応度）」という。また、臨界状態（反応度が $\rho=0$ の状態）から制御棒を引き抜くと、原子炉は臨界超過の状態になり原子炉の出力は上昇する。このときの原子炉の反応度を ρ_{excess} とすると、この制御棒の位置変化が原子炉の反応度を $0 \rightarrow \rho_{excess}$ に変化させたことになる。したがって、この制御棒の位置変化は「 ρ_{excess} の等価反応度価値を持つ」と言い、制御棒の原子炉に与える影響の尺度となる。制御棒校正実験（control rod calibration experiment）では、このようにして、各制御棒の「等価反応度」を求めることにする。

制御棒校正実験は、原子炉の安全上きわめて重要な役割を果たす制御棒の基本的な特性を求めるもので、原子炉の臨界が確認された後、最初に行われる実験である。この校正実験により求められる制御棒の反応度価値（reactivity worth）は、炉心に挿入された照射物の反応度を求める場合など、種々の反応度測定の基準となる。この校正実験では、代表的な反応度測定法である正ベリオド法と落下法を用いて、UTR-KINKIの各制御棒の反応度価値、過剰反応度（余剰反応度）および原子炉の停止余裕などを求め、これらの反応度測定値の比較と考察を通して、制御棒の役割と原子炉の核的安全性について理解を深めることを実験の目的としている。

2-2-3 方法

(1) 正ペリオド法による反応度測定

反応度の測定方法は種々あるが、まずは比較的小さい正の反応度を測定する最も標準的な「正ペリオド法」を用いて測定を行う。

図 2-4 に示すように、臨界になっている原子炉に正の反応度を加えると、出力が指数関数的に上昇する。状態 a は反応度 ρ_a が大きい場合、状態 b は反応度 ρ_b が小さい場合の例 ($\rho_a > \rho_b$) である。状態 a の出力が 2 倍になる時間 (倍加時間) T_{2a} は、どこで計っても同じになり、状態 b の場合の倍加時間 T_{2b} も同様である。

この例の場合、 $T_{2a} < T_{2b}$ となり、反応度が大きいほど出力の増加割合が大きく、倍加時間は短くなる。

出力 p が上昇する様子は、測定を始めた時刻 ($t=0$) における出力を p_0 とすると以下のように表せる。

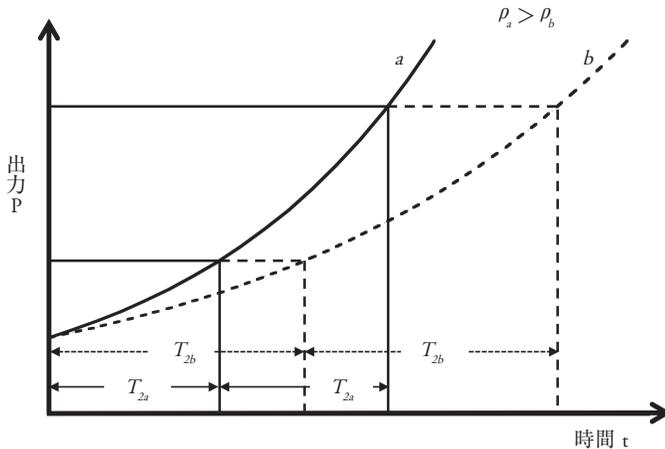


図 2-4 反応度と出力変化の関係

$$p(t) = p_0 e^{\frac{t}{T}} \quad (2-15)$$

t は測定開始からの時間、 T はペリオド（炉周期）を表す。炉心の出力は中性子の数に比例する。

ペリオド T と反応度 ρ との間には、逆時間方程式といわれる次のような関係がある。（詳細は割愛する。参考文献[6]を参照されたい。）

$$\rho = \frac{\ell_0}{T + \ell_0} + \frac{T}{T + \ell_0} \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_{eff,i}}{1 + \lambda_i T} \quad (2-16)$$

ℓ_0 : 即発中性子の平均寿命（UTR-KINKI では、 1.605×10^{-4} 秒）

$\beta_{eff,i}$: i 番目の遅発中性子の先行核の収率（実効遅発中性子割合）

λ_i : i 番目の遅発中性子の先行核の崩壊定数

UTR-KINKI の遅発中性子データは表 1-4 で与えられ、ペリオドを求めて表 1-4 のデータと合わせて式 (2-16) に代入すれば、反応度 ρ が求まることになる。

実際の測定ではペリオド（炉出力が e 倍になる時間）を直接測定するのは困難なので、倍加時間 T_d を求め、次式によりペリオドを求める。

$$T = \frac{T_d}{\ln 2} = \frac{T_d}{0.693} \quad (2-17)$$

正ペリオド法による反応度の測定手順は以下の通りである。

- ① 原子炉を低出力で臨界に保つ。
- ② 制御棒を引き抜き、比較的小さな正の反応度を加える。
- ③ 原子炉出力が指数関数的に増加するので、出力が 2 倍になる倍加時間 T_d をストップウォッチで測定する。
- ④ 式 (2-17) を用いて、倍加時間 T_d からペリオド T を算出し、ペリオド T と表 1-4 の値を式 (2-16) の逆時間方程式に代入し、反応度 ρ を求める。

【コラム】 遅発臨界と即発臨界

簡単な数字を使って原子炉ペリオドから得られる知見について考えてみたい。UTR-KINKI を運転しているとき、臨界状態の原子炉が $k_{eff}=1.000$ から $k_{eff}=1.001$ に変化したとする。平均中性子寿命は第1章 1-2-6 の(1)で $\ell_0=1.605 \times 10^{-4}(\text{s})$ となっていたが、おおよそ 0.0001 秒 (10^{-4}) とすれば、式(1-14)から、 $T = \ell_0 / (k_{eff} - 1) = 10^{-4} / 10^{-3} = 0.1$ 秒程度となる。この結果、中性子の数は1秒後には $e^{1/0.1} = 22,000$ 倍となり、通常では考えられないような速さで中性子が増倍し、原子炉の出力をとて制御できないことは一目瞭然である。

ところが、遅発中性子が存在すると事情は一変する。評価する式が若干異なり（詳細は割愛する。参考文献[6]を参照されたい）、 $k_{eff}=1.001$ と表 1-4 にある値を代入すると、 $T = \{k_{eff} / (k_{eff} - 1)\} \cdot (\beta / \lambda) = \{1.001 / (1.001 - 1.000)\} \cdot (0.007342 / 0.0746) = 98.52$ 秒となり、1秒後の出力は $e^{1/98.52} = 1.0102$ 倍に過ぎず、原子炉の出力を十分な余裕を持って制御できる。

このように、原子炉が即発中性子と遅発中性子の両方で臨界にある状態を遅発臨界 (delayed critical)、それに対して、即発中性子だけで臨界状態にある場合を即発臨界 (prompt critical) と呼んでいる。

(2) 落下法による反応度測定

比較的大きな負の反応度を求める方法の一つに制御棒落下法（落下法）がある。落下法は、制御棒を原子炉に一気に挿入し、その反応度を求める方法である。図 2-5 に示すように、時刻 t_0 で原子炉に制御棒を挿入すると、挿入する前の中性子検出器の計数率（出力）は同じでも、挿入後の中性子計数率の減少の程度は挿入する制御棒の反応度値によって異なる。挿入する制御棒の反応度値が大きい場合の a は、出力が急激に減少することになる。

この制御棒の挿入前の計数率 n_0 と挿入後の総計数との比 $\frac{n_0}{\int_0^{\infty} n(t) dt}$ は、

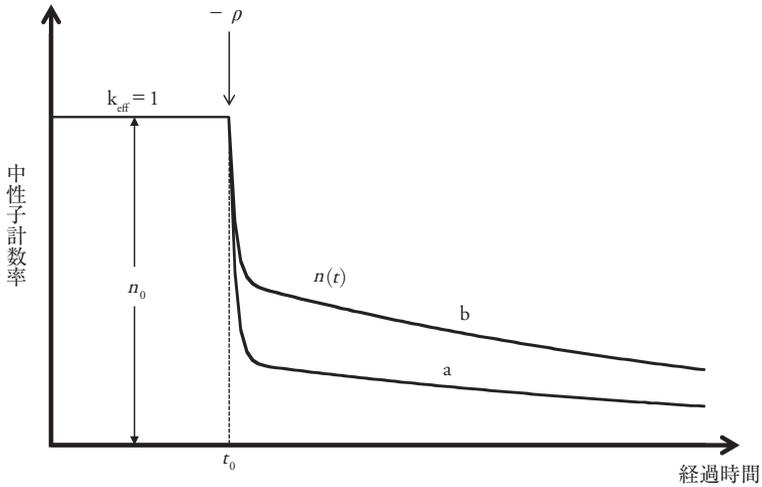


図 2-5 落下法による反応度と出力変化の関係

式 (2-18) によって反応度と関係付けられる。この式は、Hogan^[11]によって与えられたもので (積分法)、制御棒の積分反応度値を求めるために盛んに用いられてきた。表 1-4 の遅発中性子のデータと測定データである n_0 と $\int_0^{\infty} n(t) dt$ を式 (2-18) に代入することによって、落下させた制御棒の反応度値を求めることができる。

$$-\rho = \frac{n_0}{\int_0^{\infty} n(t) dt} \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_{eff,i}}{\lambda_i} \quad (2-18)$$

ここで、 $n(t)$ は制御棒を落下させた時刻 t_0 から t 秒後の中性子の計数率を表している。

落下法による反応度の測定手順は以下の通りである。

- ① 0.1 W 程度 (定常状態) の出力 n_0 で原子炉を臨界に保つ。
- ② 中性子計数率 n_0 (cps: counts per second) を求める。 n_0 は実際の測定値 m (cps) から測定器の不感時間の補正を行い求める (【コラム】「不感時間の

補正」を参照されたい)。

- ③ 制御棒を急激に落下させ、炉心内に比較的大きな負の反応度を加える。
- ④ 制御棒が落下した後の中性子計数の時間積分 $\int_0^{\infty} n(t) dt$ を求める。
- ⑤ 測定された n_0 および $\int_0^{\infty} n(t) dt$ ，そして、表 1-4 の遅発中性子のデータを式 (2-18) に代入し、負の反応度 ($-\rho$) を求める。

2-2-4 考察

- ① 正ベリオド法で得られた余剰反応度の結果は、UTR-KINKI の諸特性 (第1章の表 1-1) の範囲内で適切な値であったかを確認しよう。
- ② 落下法で求めた制御棒の反応度は表 1-1 にある UTR-KINKI の諸特性を満たしているだろうか。また、複数の制御棒のそれぞれの反応度値を落下法で求めた場合、それぞれの値が異なるようであれば、同じ方法を用いたにもかかわらず、なぜ異なる値を示したかの理由とその根拠を考えてみよう。

【コラム】制御棒の反応度校正曲線

原子炉を臨界状態に保ち、そこから出力を調整するために核分裂の連鎖反応を制御することが制御棒の主な役割である。制御棒は中性子を吸収する物質（UTR-KINKI では Cd 板）から構成されているが、例えば、制御棒を原子炉内に挿入すれば中性子が吸収されて核分裂の連鎖反応が抑えられ、逆に引き抜けば連鎖反応が活発になる。原子炉の運転に先立って、制御棒の操作（挿入および引抜）によって原子炉にどの程度の反応度（負および正）が加わるかをあらかじめ把握することは、原子炉の運転管理上きわめて重要なことである。

UTR-KINKI での制御棒校正実験では、制御棒が上限（全引抜）から下限（全挿入）までの全ストロークを移動させた（あるいは下限から上限）ときの反応度（反応度値）を、正ベリオド法や落下法を用いて求めた（表 2-2）。これは、原子炉を安全に停止させることを目的に、停止余裕（制御棒および安全棒をすべて挿入したときの負の反応度の絶対値）を知るために行った実験である。

一方、制御棒の全ストロークに対する反応度は求めたが、例えば、ある場所から部分的に移動（挿入または引抜）させたとき、原子炉の出力への応答（制御棒の吸収の度合い：効き具合）はどうであろうか。どこの場所を同じだけ移動させても出力の変化は同じであろうか。残念ながら、このときの出力変化は同じではない、というのが答えである。第 1 章で述べた原子炉の構造（図 1-4 の UTR-KINKI の断面図）からも分かるように、制御棒は燃料に隣接する領域を移動する。制御棒と燃料の位置関係（図 2-3）から、制御棒の効き具合は炉心の軸方向の中性子密度に大きく依存することが想像できるであろうか。制御棒の移動方向に対する効き目を調べないと、原子炉を安全に運転（出力の変更）することができず、そのために、制御棒校正実験は臨界近接実験と並んで原子炉物理実験では非常に重要な実験として位置づけられている。

【コラム】不感時間の補正

放射線測定器に放射線が入射すると測定器の回復やデータ処理のため、ある短い時間に次に入射する放射線を測定できない時間が存在する。この測定器が放射線入射後に測定できない時間を不感時間という。測定された計数率を m (cps)、不感時間を t (s) とすると、この測定器の1秒間中の真の測定時間は $(1 - m\tau)$ となる。したがって、測定値に不感時間による数え落としを考慮した真の計数率 N_0 (cps) は、次式で表される。

$$N_0 = \frac{m}{1 - m\tau} \quad (2-19)$$

ちなみに、落下法の測定に使用する核分裂計数管の不感時間 τ は $1.4 \mu\text{s}$ 程度である。

2-3 未臨界度測定実験

未臨界度とは、「体系が臨界状態 $k_{eff}=1$ からどれだけ臨界未満の余裕があるか」を定量化した指標であり、負の反応度 $(-\rho) = (1 - k_{eff})/k_{eff}$ で定義される量である。

原子炉の臨界状態は、「核分裂反応による中性子生成と、体系内での吸収反応、あるいは体系外への漏洩による中性子消滅が釣り合っている状態」を指すが、実際の原子炉では「外部中性子源（起動用の Pu-Be 中性子源）が炉心に挿入されていない状態で、一定の出力（一定の中性子計数率）が長時間保たれている状態」を確認することで、炉心が臨界状態であると判断される。

一方、未臨界状態 ($k_{eff} < 1$) の炉心と考えた場合は、炉心に外部中性子源が一切無ければ、体系内を飛び交う中性子数はゼロになる。この場合、何らかの中性子検出器を用いて測定した中性子計数率がゼロであれば、

「未臨界状態」であると判断できるかもしれない。しかし、「中性子計数率がゼロ」という情報から「未臨界度 ($-\rho$) の大きさ (深さ)」を調べることはできない。そこで、未臨界状態の炉心において未臨界度の大きさを調べるためには、核分裂連鎖反応の種火となる「何らかの外部中性子源」の助けを借りて、体系内を飛び交う中性子数を測定し、未臨界度 ($-\rho$) の大きさを分析することになる。

未臨界度の測定手法として、これまで様々な方法が提案されてきたが^[12]、本節では UTR-KINKI において実施可能な測定手法に焦点を当て、いくつかの未臨界度測定手法について紹介する。

2-3-1 中性子源増倍法

(1) 原理

原子炉が臨界未満の状態であって外部中性子源 S によって定常状態 (時間による変化がなく出力が一定) にあるときを考える。このとき、中性子の数と遅発中性子先行核の数をそれぞれ n_0 および C_0 とすると、動特性方程式は、式 (1-10) および (1-11) の 1 点炉動特性方程式に中性子源が加わった形となり、定常状態であることを考えると時間 t の変化は無視することができる。以下のように書くことができる。

$$\frac{dn_0}{dt} = \frac{\rho_0 - \beta}{\Lambda} n_0 + \lambda C_0 + S = 0 \quad (2-20)$$

$$\frac{dC_0}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n_0 - \lambda C_0 = 0 \quad (2-21)$$

ここで、 ρ_0 は負の反応度を持つ値とする。

式 (2-21) から次の式が得られる。

$$\lambda C_0 = \frac{\beta}{\Lambda} n_0 \quad (2-22)$$

または、式 (2-22) は $\Lambda = \ell/k_{\text{eff}}$ および式 (1-9) の $\rho_0 = 1 - 1/k_{\text{eff}}$ を用いて、以下のように書き換えることができる。

$$\lambda C_0 = \frac{\beta k_{\text{eff}}}{\ell} n_0 = \frac{\beta}{\ell(1-\rho_0)} n_0 \quad (2-23)$$

式 (2-23) を式 (2-20) に代入すると、 n_0 について以下の式が得られる。ただし、 ρ_0 は負の値を持つことに注意する。

$$n_0 = -\ell(1-\rho_0) \frac{S}{\rho_0} = \ell \left(1 - \frac{1}{\rho_0}\right) S \quad (2-24)$$

臨界近傍であることを仮定すると $1-\rho_0 \approx 1$ および $\Lambda \approx \ell$ となり、 n_0 は次のように近似できる。

$$n_0 \approx \Lambda \frac{S}{(-\rho_0)} \quad (2-25)$$

式 (2-25) は、未臨界炉の出力は中性子源の強度 S に比例し、 $(-\rho_0)$ に反比例することを示している。以上のような手法で未臨界状態の反応度を測定する方法を、中性子源増倍法 (neutron source multiplication method) と呼んでいる。

この原理を用いて実際の原子炉における臨界未満 (未臨界) 状態での反応度 (これを未臨界度と呼ぶ) をどのように測定すればよいであろうか。式 (2-24) を変形して議論を進めることにする。

原子炉は増倍率が k_0 である既知の臨界未満の状態で、炉心内に配置した検出器の検出効率を ϵ とする。式 (2-24) を増倍率 k_0 に関する以下のような式に変形する。

$$n_0 = \frac{\ell \epsilon S}{1 - k_0} \quad (2-26)$$

増倍率が k_0 と炉内の検出器から測定される計数率 n_0 を測定すると、未知数 $\ell \epsilon S$ の逆数が次式のように求められる。

$$\frac{1}{\ell \epsilon S} = \frac{1}{n_0(1 - k_0)} \quad (2-27)$$

次に、既知の未臨界状態（増倍率が k_0 の状態）から炉心に何らかの変化が加わり、最初とは異なる未知の未臨界状態になったとき（このときの増倍率は k_1 ）、増倍率 k_1 は式 (2-26) と同様の式になる。このときの検出器からの計数率を n_1 とすると、増倍率 k_1 は式 (2-27) を用いて以下のように求められる。

$$k_1 = 1 - \frac{n_0}{n_1} (1 - k_0) \quad (2-28)$$

以上より、未知の増倍率 k_1 が計数率 n_1 の測定によって得られる。

次に式 (1-9) を用いて既知の未臨界度 ($-\rho_0$) は $(-\rho_0) = \frac{1-k_0}{k_0}$ と表せるので、式 (2-28) における未知の増倍率 k_1 は既知の未臨界度 ($-\rho_0$) を用いて、以下のように表現される。

$$k_1 = 1 - \frac{n_0}{n_1} \left(\frac{-\rho_0}{1-\rho_0} \right) \quad (2-29)$$

そして、未知の未臨界度 ($-\rho_1$) は式 (1-9) を用いて $(-\rho_1) = \frac{1-k_1}{k_1}$ と表せるので、既知の未臨界度 ($-\rho_0$) を用いると、式 (2-29) は用いて次のように表現される。

$$(-\rho_1) = \frac{1-k_1}{k_1} = \frac{1}{k_1} - 1 = \frac{1}{\frac{n_1}{n_0} \left(\frac{1-\rho_0}{-\rho_0} \right) - 1} \quad (2-30)$$

ただし、この方法では既知の未臨界状態と未知の未臨界状態での中性子源の実効的な数である ϵS が変化しないことが前提になっている。つまり、既知の状態から未知の状態に変化したとき、その変化によって中性子束の空間分布が大きく変わる場合は、この方法を適用することは困難である。結果として、未臨界度の変化が大きい（未臨界度が深いと表現する）ときも、この手法の適用は困難である。

(2) 方法

臨界状態から正ペリオド法によって得られた余剰反応度 ρ_{excess} と、落下法によって得られた制御棒の反応度 ($-\rho_{rod}$) が制御棒校正実験によってあらかじめ与えられているとする。落下法によって得られた未臨界状態を既知(添え字 0)として、この状態からさらに別の制御棒を落下したときの未知の状態(添え字 1)を考えよう。

中性子源増倍法により未知の状態の未臨界度を以下の手順で求める。

- ① 余剰反応度 ρ_{excess} と制御棒の反応度 ($-\rho_{rod}$) を用いて、既知の状態の未臨界度 ρ_0 をあらかじめ求める。 $(\rho_0 = \rho_{excess} + (-\rho_{rod}))$
- ② 中性子源を炉内に入れ、制御棒が 1 本挿入された既知の未臨界状態において、出力が一定(安定)になるまで待つ。
- ③ 起動系の核分裂電離箱(Fission Chamber: FC)などの炉内の検出器を用いて、中性子の数を 100 秒間計数し、例えばこれを 5 回繰り返す。このときの計数率の平均値 n_0 を求める。
- ④ 中性子源はそのままにし、既知の未臨界状態から別の制御棒を挿入し、炉心を未知の未臨界状態にし、炉心の出力が安定するまで待つ。
- ⑤ 既知の未臨界状態のときと同様の方法で、未知の未臨界状態での計数率の平均値 n_1 を求める。
- ⑥ 実験によって得られた ($-\rho_0$), n_0 および n_1 を式 (2-30) に代入し、未知の未臨界度 ($-\rho_1$) を算出する。

(3) 考察

未知の未臨界状態での反応度(未臨界度) ($-\rho_1$) の結果について、以下の項目に沿って考察せよ。

- ① 既知の未臨界状態から挿入された別の制御棒の反応度が分かっているならば、既知の状態の未臨界度とこの挿入された別の制御棒の反応度の和から未知の状態の未臨界度が容易に推定でき、これを実験の参照解とする。
- ② 中性子源増倍法で得られた ($-\rho_1$) の値は、参照解と比較したとき、どのような測定精度（参照解との相対的な違い、あるいは、相対誤差）であったであろうか。有意な差異が見られたとしたら、その原因は何であるかを考察せよ。
- ③ 本節で後述されるその他の手法（ソースジャーク法や逆動特性法など）と比較したとき、この中性子源増倍法による測定結果とに違いが見られるか考察せよ。
- ④ 測定された結果は、中性子源増倍法の測定の前提となる「臨界近傍」と見なせるくらいの未臨界度であろうか、判断せよ。
- ⑤ 複数の検出器を用いたときの測定結果について、相互に有意な差異が見られたであろうか？ つまり、検出器の位置の違いによる差異について検討せよ。その際、検出器の位置に加えて、検出器と中性子源との位置関係、検出器と燃料領域、あるいは、検出器の周辺構造材なども併せて検討せよ。

2-3-2 ソースジャーク法

(1) 原理

定常状態に達した外部中性子源有りの未臨界炉心において、外部中性子源を瞬時に引き抜き、炉心内の燃料中に残った遅発中性子先行核が完全に無くなるまでに測定された中性子計数を調べることで、未臨界度 ($-\rho$) の大きさを分析することができる。このような未臨界度測定方法を、ソースジャーク (Source Jerk) 法と呼ぶ。

ある未臨界度 ($-\rho$) の原子炉に強度 S の外部中性子源を挿入したとしよう。議論を簡単にするため先行核群数を 1 群とした 1 点炉動特性方程式を考えると、炉内の中性子数 $n(t)$ と遅発中性子先行核数 $C(t)$ は以下のよう記述することができる。

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} n(t) + \lambda C(t) + S \quad (2-31)$$

$$\frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n(t) - \lambda C(t) \quad (2-32)$$

外部中性子源のない場合の 1 点炉動特性方程式である式 (1-10) との違いは、外部中性子源から毎秒 S 個の中性子が種火として放出され続けるため、式 (1-10) の右辺には S が追加された形となっている点である。外部中性子源を挿入してから十分な時間が経過すると炉心は定常状態になり、体系内の中性子数と遅発中性子先行核数はそれぞれ n_0 および C_0 というある一定値になる。これらの定常状態における値は、式 (2-31) および式 (2-32) の左辺の時間微分がゼロの状態を考えることで、それぞれ以下のように求めることができる。

$$n_0 = \Lambda \frac{S}{(-\rho)} \quad (2-33)$$

$$C_0 = \frac{\beta}{\lambda \Lambda} n_0 = \frac{\beta}{\lambda} \frac{S}{(-\rho)} \quad (2-34)$$

すなわち、外部中性子源引き抜き前までの一定値である n_0 および C_0 は、中性子源強度 S の大きさに比例し、未臨界度 ($-\rho$) に反比例した値となっている。

続いて、このように定常状態に達した外部中性子源有りの未臨界炉心について、時刻 $t=0$ において外部中性子源を瞬時に引き抜き、種火となっている外部中性子源強度 S を瞬時にゼロにできたと仮定しよう。この場合、図 2-6 で示すように、外部中性子源から放出される種火の中性子を起点とした核分裂連鎖反応（即発中性子による成分）は、瞬時に無くなるもの

の、未臨界体系内にはこれまでに溜まった遅発中性子先行核が蓄積された状態となっている。そのため、引き抜き直後の中性子計数率はゼロとならず、遅発中性子起因の計数率 n_d まで瞬時に減少することになる。このような物理現象を「即発跳躍」と呼ぶ。その後は、炉内の遅発中性子先行核が崩壊して無くなるまで、体系内の中性子は時間が経過するとともに指数関数的に減少することになる。

ここで、外部中性子源を引き抜いた後の炉内の中性子数 $n(t)$ と遅発中性子先行核数 $C(t)$ の時間変化は、 $S=0$ とした1点炉動特性方程式である式(1-10)および式(1-11)に従って減少し、 $t \rightarrow \infty$ の極限において $\lim_{t \rightarrow \infty} n(t) = \lim_{t \rightarrow \infty} C(t) = 0$ となる。そこで、式(1-10)および式(1-11)の両辺を、外部中性子源を引き抜いた時刻 $t=0$ から遅発中性子先行核が無くなるまでの時刻 ($t \rightarrow \infty$) まで時間積分し、両辺をそれぞれ足した上で C_0 に式(2-34)を代入して整理することで、未臨界度に関する以下の関係式を得ることができる。

$$-\rho = \frac{n_0}{\lambda} \frac{\beta}{\int_0^{\infty} n(t') dt'} \quad (2-35)$$

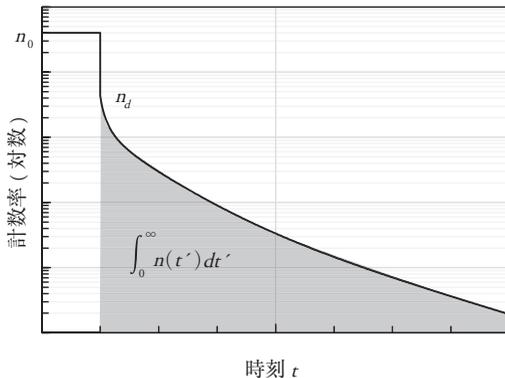


図 2-6 ソースジャーク法における中性子計数率の時間変化

以上のように簡単に導出した式は、遅発中性子先行核の群を一つとして簡便に導出した結果となっているが、遅発中性子先行核を6群で考えた場合には、制御棒落大法（積分法）による反応度値を測定する式と同じように、以下に示す式（2-36）を用いることで未臨界度（ $-\rho$ ）を求めることができる。

$$-\rho = \frac{n_0}{\int_0^{\infty} n(t') dt'} \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_{\text{eff},i}}{\lambda_i} \quad (2-36)$$

【コラム】核燃料の中に内在する中性子源

ソースジャーク法において外部中性子源を完全に引き抜いたとしても、「核燃料の中に内在している別の中性子源」の効果があるため、中性子の計数率が完全にゼロとまらない場合もある。例えば、UTR-KINKIでは核燃料としてU-Al合金を利用しているが、U-235は放射性核種でもあるため、U-235の α 崩壊で放出された α 線がAl-27と衝突して、稀に生じる(α, n)反応によって二次中性子が放出される。また、低濃縮ウランの場合には、U-238が崩壊する際にきわめて稀に自発核分裂反応を起こし中性子が放出されることもある。核燃料の中でのこれらの反応は、終息性の核分裂連鎖反応を引き起こす微弱な種火の中性子源となりうる^[13]。このような内在中性子源があることで、外部中性子源を完全に引き抜いた後に十分な時間が経過したとしても、中性子の計数率はある一定の値 n_{∞} に収束することになる。 n_{∞} がゼロとみなせるほど十分小さければこの影響は無視できるが、 n_{∞} が有意な大きさとなっていた場合には、 n_{∞} をバックグラウンド成分とみなし、以下に示す式（2-37）に基づいて式（2-36）を補正することで、未臨界度（ $-\rho$ ）をより正確に求めることができる^[14]。

$$-\rho = \frac{n_0 - n_{\infty}}{\int_0^{\infty} (n(t') - n_{\infty}) dt'} \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_{\text{eff},i}}{\lambda_i} \quad (2-37)$$

(2) 方法

未知状態の未臨界体系を対象とした、ソースジャーク法による未臨界度の測定手順は以下のとおりである。

- ① 黒鉛反射体に設けられたストリンガー孔に測定用の中性子検出器 (BF-3 検出器) を配置し、図 2-2 で示したような中性子計測系を構築する。
- ② 4 本の制御棒 (安全棒 2 本とシム安全棒, 調整棒) を任意のパターンで挿入し、未臨界体系を構築する。
- ③ 構築した未臨界体系に起動用 Pu-Be 中性子源を挿入する。ただし、中性子源挿入量は、定常状態の中性子計数率 n_0 が、不感時間による数え落とし効果の影響が小さくなる範囲で、十分な大きさとなるように適宜調整する。
- ④ 中性子源を炉内に挿入してから中性子計数率の値が一定 (安定) になるまで待つ。
- ⑤ 中性子計数を 100 秒間測定し、例えばこの測定を 5 回繰り返す。こうして得られた 5 回の測定結果から、中性子源引き抜き前の計数率の平均値 n_0 を求める。
- ⑥ 中性子源を瞬時に引き抜き、引き抜き後の中性子計数率の時間積分値 $\int_0^T n(t') dt'$ を測定する。時間積分値を求める際の計測時間 T は、未臨界度 ($-\rho$) の大きさにも依存するが、目安としては $T =$ 約 300~500 秒の範囲とする。
- ⑦ 確認のため、手順⑤と同様に、中性子源引き抜き後の計数率 n_∞ を複数回測定し、 $n_\infty \approx 0$ とみなせるかどうかチェックする。
- ⑧ 実験によって得られた n_0 および $\int_0^\infty n(t') dt'$ を式 (2-36) に代入し、未知の未臨界度 ($-\rho$) を求める。

(3) 考察

ソースジャーク法によって得られた未臨界度 ($-\rho$) の測定結果について、以下の項目に沿って考察せよ。

- ① 中性子源を引き抜いた後の計数率の時間変化は、遅発中性子先行核の崩壊に伴い指数関数的に減少することになる。表 1-2 で示された遅発中性子先行核 Br-87 の半減期 55.6 s に基づくことで、時間積分値 $\int_0^{\infty} n(t') dt'$ を計測する際の計測時間 $T =$ 約 300 秒が、体系内に蓄積した遅発中性子先行核が消滅したとみなせるほど、十分に長い時間である理由を考察せよ。
- ② 未臨界体系として、(a) 体系の未臨界度が浅い ($-\rho$) がゼロに近く、臨界状態に近い) 場合、(b) 未臨界度が深い ($-\rho$) が大きい) 場合を考える。式 (2-36) に基づくことで、中性子源を引き抜く前の炉心に、遅発中性子先行核がより多く蓄積しているのは、(a) および (b) どちらであるかを考えよ。
- ③ ソースジャーク法の測定に先立って、正ペリオド法により余剰反応度 ρ_{excess} 、制御棒落下法により各制御棒の負の反応度 $\rho_{rod,i}$ があらかじめ測定されているとする (ただし、 $\rho_{rod,i} < 0$ とする)。測定体系で構築した制御棒パターンに基づいて、測定体系の未臨界度の参照値 $-\rho_{ref} = -\rho_{excess} + \sum_i (-\rho_{rod,i})$ を求めよ。
- ④ 手順③で求めた未臨界度の参照値 ($-\rho_{ref}$) と、ソースジャーク法により求めた未臨界度を比較し、両者の結果に差異があったかどうか、差異が生じた原因について考察せよ。
- ⑤ 本実験では、外部中性子源を瞬時に引き抜く「ソースジャーク法」について考えた。仮に、外部中性子源を瞬時に未臨界炉心に挿入する「中性子源落下実験」を実施した場合に、ソースジャーク法と同じような測

定原理で未臨界度 ($-\rho$) を求めることは可能かどうかを考察せよ。

2-3-3 逆動特性法

(1) 原理

臨界状態あるいは未臨界状態の炉心において、制御棒操作などによる反応度変化を与えると、それに応じて炉内の中性子数が時間ともに増減することとなる。このような中性子数 $n(t)$ の時間変化情報を入力として、反応度 $\rho(t)$ の時間変化を推定する方法を「逆動特性法」と呼ぶ。

ある反応度 $\rho(t)$ の原子炉に強度 S の外部中性子源が挿入されているとしよう。ここで、制御棒操作等により反応度 $\rho(t)$ に時間変化があったとしても、ソースジャーク法実験の測定原理と同じように、体系内の中性子数 $n(t)$ および遅発中性子先行核数 $C(t)$ は、1点炉動特性方程式に基づいて記述することができる。

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} n(t) + \lambda C(t) + S \quad (2-38)$$

$$\frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n(t) - \lambda C(t) \quad (2-39)$$

上述した式 (2-38) および式 (2-39) に対して、仮に入力値として「反応度 $\rho(t)$ の時間変化」を与えることができれば、オイラー法やルンゲクッタ法といった微分方程式の数値解法を利用することで、中性子数 $n(t)$ の時間変化を予測する (数値解を求める) ことができる。

この発想を逆転させて、図 2-7 で示されるような体系内の中性子数 $n(t)$ の時間変化 (増減) を測定し、これを入力として反応度 $\rho(t)$ の時間変化 (増減) を逆に推測する方法はないだろうか? この方法が「逆動特性

法」と呼ばれる反応度測定法であり、原子炉において反応度を実時間監視する際に用いられる「反応度計」の測定原理にもなっている^[15]。

前提条件として、炉心に配置した中性子検出器により、炉内の中性子数に比例した中性子計数率 $n(t)$ がある一定の時間幅 Δt で連続的に計測できているとしよう。簡単のため、遅発中性子先行核を 1 群で考えた場合、式 (2-39) に基づくことで、時刻 t で測定された中性子計数率 $n(t)$ を入力値として、遅発中性子先行核数 $C(t)$ の数値を次の式 (2-40) により推定することができる。

$$C(t) = C(t-\Delta t)e^{-\lambda\Delta t} + \frac{1-e^{-\lambda\Delta t}}{\lambda} \frac{\beta}{\Lambda} n(t) \quad (2-40)$$

上式において、 $C(t-\Delta t)$ は一つ前の時刻 $t-\Delta t$ で推定された遅発中性子先行核数を意味する。なお、時刻 $t=0$ において体系が定常状態に達していれば、式 (2-34) により初期の遅発中性子先行核数 $C(0) = C_0$ を推定でき、式 (2-40) を利用することで、 $n(t)$ の連続測定結果から $C(t)$ を順次推定できる。このようにして推定された $C(t)$ の数値を、1 点炉動特性方程式である式 (2-38) を反応度 $\rho(t)$ について整理した次の式 (2-41) に

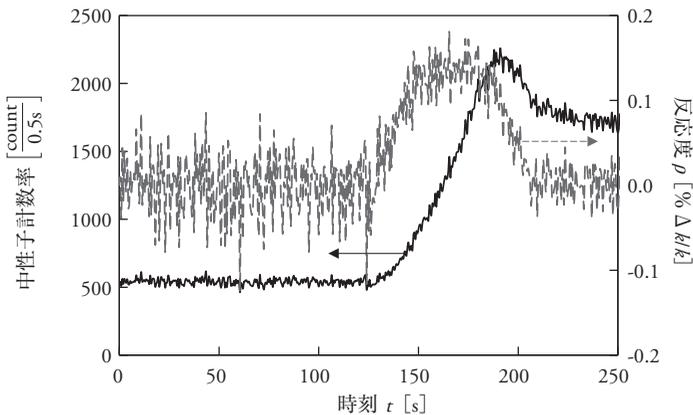


図 2-7 逆動特性法による反応度の推定結果例

代入することで、反応度 $\rho(t)$ を逆推定することができる。

$$\begin{aligned}\rho(t) &= \frac{\Lambda}{n(t)} \left(\frac{dn(t)}{dt} + \frac{dC(t)}{dt} - S \right) \\ &\approx \frac{\Lambda}{n(t)} \left(\frac{n(t) - n(t - \Delta t)}{\Delta t} + \frac{C(t) - C(t - \Delta t)}{\Delta t} - S \right)\end{aligned}\quad (2-41)$$

以上で導出した逆動特性法の測定原理式は、遅発中性子先行核の群を一つとして簡便に導出した結果となっている。一方、遅発中性子先行核を6群で考えた場合には、以下に示す式(2-42)を用いることで、中性子計数率 $n(t)$ を入力として反応度 $\rho(t)$ の時間変化を逐次逆推定できる。

$$\begin{aligned}\rho(t) &= \frac{\Lambda}{n(t)} \left(\frac{dn(t)}{dt} + \sum_{i=1}^6 \frac{dC_i(t)}{dt} - S \right) \\ &\approx \frac{\Lambda}{n(t)} \left\{ \frac{n(t) - n(t - \Delta t)}{\Delta t} + \left(\sum_{i=1}^6 \frac{C_i(t) - C_i(t - \Delta t)}{\Delta t} \right) - S \right\}\end{aligned}\quad (2-42)$$

上式において、第 i 群の遅発中性子先行核数 $C_i(t)$ の数値は、式(2-40)における遅発中性子割合 β と崩壊定数 λ として、表1-4で示された第 i 群の値 β_i および λ_i を用いることで求めることができる。

なお、逆動特性法の測定原理の式(2-42)を用いて反応度 $\rho(t)$ を逆推定する際は、1点炉動特性パラメータだけでなく、外部中性子源の強度 S (個 \cdot s $^{-1}$) の値も与える必要がある。外部中性子源の無い臨界状態の炉心であれば $S=0$ とすれば良い。測定対象が外部中性子源有りの未臨界炉心の場合、初期における体系の未臨界度 ($-\rho_0$) があらかじめ既知であったならば、定常状態に達するまで十分時間が経過した後定常状態の中性子計数率 n_0 を測定することにより、実効的な S の値を以下の式を用いて校正することができる。

$$S = -\rho_0 \frac{n_0}{\Lambda} \quad (2-43)$$

(2) 方法

初期状態が定常状態に達した、臨界炉心あるいは外部中性子源有りの未臨界体系を対象とした、逆動特性による反応度の測定手順は以下のとおりである。

- ① あらかじめ、正ベリオド法により余剰反応度、制御棒落下法により制御棒反応度をそれぞれ測定しておく。
- ② 初期状態が臨界状態の炉心を対象とする場合には、制御棒位置を調整し定常状態の炉心を構築する。この場合、以降の手順③～⑤はスキップする。
- ③ 未臨界体系を対象とする場合には4本の制御棒（安全棒2本とシム安全棒、調整棒）を任意のパターンで挿入し未臨界体系を構築し、外部中性子源を装荷してから中性子計数率の値が一定（安定）になるまで待つ。
- ④ 中性子計数を100秒間測定し、この測定を5回繰り返す。こうして得られた5回の測定結果から、定常状態の計数率の平均値 n_0 を求める。
- ⑤ 余剰反応度や制御棒反応度を利用して、初期体系の未臨界度 ($-\rho_0$) を求め、式(2-43)により、実効的な外部中性子源強度 S を求める。
- ⑥ ある一定の時間幅 Δt ごとに中性子計数率 $n(t)$ を連続測定し続けることができるように、中性子計測系を構築する。目安としては $\Delta t = 0.5s$ とする。
- ⑦ 中性子計数率を測定しつつ、任意の制御棒操作を行い体系の反応度を変化させる。この際に、操作した制御棒について挿入および引抜時刻などの情報を記録する。
- ⑧ こうして得られた中性子計数率 $n(t)$ の測定結果を、あらかじめ準備した逆動特性法による中性子計数率データ処理ツールに与え、反応度 $\rho(t)$ を逆推定する。

(3) 考察

逆動特性法によって得られた未臨界度 ($-\rho$) の推定結果について、以下の項目に沿って考察せよ。

- ① 中性子計数率 $n(t)$ の時間変化 (傾きの大きさ, 符号) と逆動特性法によって推定された反応度 $\rho(t)$ がどのような関係があるのか調べよ。例えば、以下に挙げた三つの時間変化 $n(t)$ に対して、反応度 $r(t)$ がどのように推定されるか考察せよ。
 - (a) $n(t)$ が一定の場合
 - (b) $n(t)$ が時間とともに増加する場合
 - (c) $n(t)$ が時間とともに減少する場合
- ② 逆動特性法によって得られた反応度 $\rho(t)$ の推定結果は、統計的にばらついた結果となっているが、これはなぜだろうか？ 逆動特性法による推定結果 $\rho(t)$ の統計的ばらつきを減少させるためには、どのような工夫を行えばよいのか考えよ。
- ③ 制御棒操作の記録と、余剰反応度 ρ_{excess} および各制御棒の反応度 $\rho_{rod,i}$ を利用して、ある代表的な時刻における炉心反応度の参照値 ρ_{ref} を計算せよ。この参照値 ρ_{ref} と逆動特性により求めた反応度を比較し、両者の結果に差異があるかどうか、差異が生じた場合はその原因について考察せよ。
- ④ 外部中性子源有りの未臨界体系について、逆動特性法で推定された反応度 $\rho(t)$ の結果は、2-3-1「中性子源増倍法」による推定結果と比較して差異があるだろうか？ (a)制御棒操作をしている途中、(b)制御棒操作が終了してから十分な時間が経過した後、といったそれぞれの場合について、両手法による反応度推定結果を比較し考察せよ。

2-3-4 炉雑音解析法

(1) 原理

定常状態に達した外部中性子源有りの未臨界炉心あるいは臨界炉において中性子数の測定を行った場合、図 2-8 に示すように、中性子数はある平均値のまわりに時間的に揺らいだ測定結果が得られることになる。後述するように、体系の未臨界度が浅くなり、臨界に近づくにつれて、中性子数の平均値からの揺らぎ（原子炉雑音あるいは炉雑音）が大きくなるという物理現象がある。このような現象に基づき、中性子数の揺らぎを分析することで、未臨界度を調べる方法を「炉雑音解析法」と呼ぶ。

まず、放射性核種が崩壊する現象について考えると、放射性核種が崩壊する確率は時間的に一定で、いつ崩壊するかランダムな事象（ある核種が崩壊する時刻は、それ以前に別の核種が崩壊した時刻とは完全に独立）となっている。放射性核種が崩壊する数（あるいは崩壊時に放出された 1 次放射線の検出数） N の揺らぎを調べてみると、 N は「ポアソン分布」と呼ばれる分布に従う形となり、その標準偏差（平均値からのばらつき）はおおよそ \sqrt{N} となることが良く知られている。

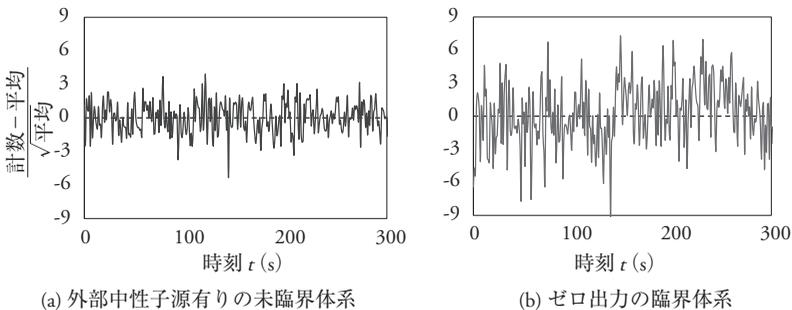
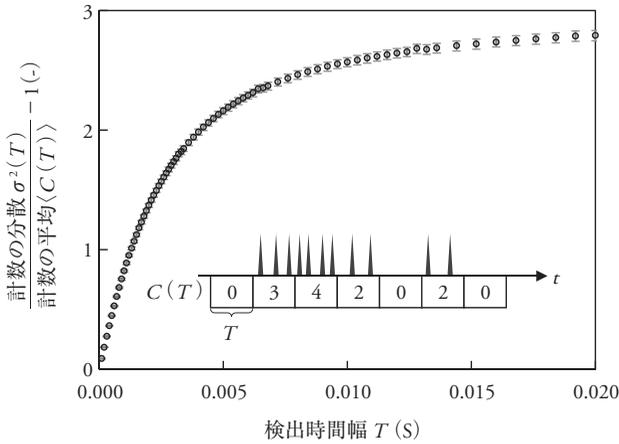


図 2-8 中性子計数の時間的揺らぎ（炉雑音）の例

一方、核分裂連鎖反応が起こっている原子炉の中を飛び交う中性子数について考えてみよう。この場合は、外部中性子源や遅発中性子先行核から放出された中性子を種火として、あたかもドミノ倒しのように核分裂連鎖反応が生じることで、ある種「中性子の家系」が生じている。したがって、核分裂連鎖反応が生じていると、あたかも「魚の群れ」のように、中性子の子孫が群れを成しているような状況となっている。このように核分裂連鎖反応が起こっている体系に、中性子検出器という「釣り竿」を用いて、中性子家系の群れの中から「1個の中性子を捕まえる」ことを考えたでしょう。もし、中性子増倍率が $k_{eff}=0$ で、中性子家系が1世代目で直ぐに無くなる状況では、1個の中性子を捕まえたとしても、周辺には中性子家系の群れがほほないため、次の中性子がランダムにやってくるのを待つことになる。一方、中性子増倍率 k_{eff} が1に近づき、中性子家系が長く持続するようになると、1個の中性子を捕まえた際に、その中性子が属する中性子家系の「群れ」が周辺に存在している可能性もより高くなる。すなわち、1個の中性子を捕まえた直後に釣り竿を垂らせば、別の子孫中性子も捕獲できるチャンスがより恵まれている状況となっている。以上で述べた理由により、核分裂連鎖反応が生じている体系では核分裂連鎖反応により魚群のように中性子数が密となる時間領域と、疎となる時間領域があり、体系が臨界状態に近づくほどその粗密の差が大きくなることで、図2-8で示したような中性子計数の時間的揺らぎが生じている。

炉雑音を分析する方法はこれまでに多く考案されているが^[12]、それらの中でもここでは「Feynman- α 法（ファインマン-アルファ法）」あるいは「分散対平均法」と呼ばれる方法^[16]について説明を行うことにする。まず、定常状態の炉心において、図2-9で示すように、ある一定の時間幅 T 内で検出された中性子数 $C(T)$ とする。この測定を多数回（連続的に）実施し、得られた中性子検出数の時系列データ $(C_1(T), C_2(T), \dots, C_N(T))$ の平均 $\mu(T)$ と分散 $\sigma^2(T)$ を以下のように求める（ N は中性子計数のデータ数）。

図 2-9 炉雑音測定および Feynman- α 法による分析結果例

$$\mu(T) = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N C_i(T) \quad (2-44)$$

$$\sigma^2(T) = \frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N (C_i(T) - \mu(T))^2 \quad (2-45)$$

ここで、原子炉内で核分裂連鎖反応が生じていない場合には、ランダムに中性子検出されるため、 $C(T)$ の頻度分布は「ポアソン分布」に従うことになり、平均 $\mu(T)$ と分散 $\sigma^2(T)$ が等しい値となる。一方、体系内で核分裂連鎖反応が起こるほど $C(T)$ の粗密の差が大きくなり、平均 $\mu(T)$ よりも分散 $\sigma^2(T)$ のほうが大きくなる。この性質に着目し、中性子計数の平均に比べて分散が相対的にどれだけ大きいかを調べることで、「核分裂連鎖反応によって追加で生じた相関の大きさ」を調べることができそうである。そこで、中性子相関量 Y 値を次式のように定義する。

$$Y(T) = \frac{\sigma^2(T)}{\mu(T)} - 1 \quad (2-46)$$

式 (2-46) で定義した Y 値について、検出時間幅 T を色々変えて、 T に対する $Y(T)$ 依存性を分析してみよう。例えば、図 2-10 で示すように、

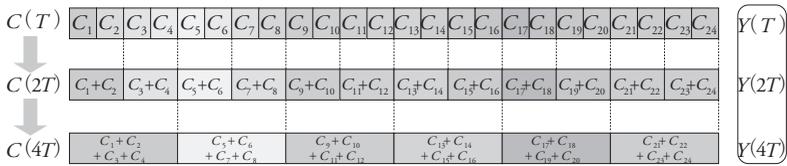


図 2-10 中性子計数のバンチング処理

連続的に中性子検出数 $C(T)$ の時系列データを測定していれば、隣り合う検出数 (例えば, $C_i(T)$ と $C_{i+1}(T)$) を束ねることによって、時間幅 $2T$, $4T$, ... に対応する $Y(2T)$, $Y(4T)$, ... の変化を調べることができる。すると、図 2-9 で示すように、 $T=0$ ではほぼゼロ、すなわち、検出時間幅 T がきわめて小さい時には「中性子は確率的にランダムに検出される」とみなせるが、 T が大きくなるにつれてある一定の大きさ Y_∞ に収束する形状となる。式導出の詳細については省くが、参考文献[17]で示されているように、検出時間幅 T に対する $Y(T)$ の変化は以下のような関数形で変化することとなる。

$$Y(T) = Y_\infty \left(1 - \frac{1 - e^{-\alpha T}}{\alpha T} \right) + c_1 + c_2 T \approx Y_\infty \left(1 - \frac{1 - e^{-\alpha T}}{\alpha T} \right) \quad (2-47)$$

$$Y_\infty = \varepsilon \frac{\langle \nu(\nu-1) \rangle}{\langle \nu^2 \rangle} \frac{1}{(\beta_{\text{eff}} - \rho)^2} \quad (2-48)$$

式 (2-47) において、 Y_∞ は Y 値の飽和値、 α は即発中性子減衰定数 (s^{-1}) を意味する。また、式 (2-48) において、 ε は検出効率、 ν は 1 回の核分裂反応あたりに放出される中性子数、ブラケットは期待値、 $\langle \nu(\nu-1) \rangle / \langle \nu^2 \rangle$ は「Diven 因子」と呼ばれる核データをそれぞれ表す。なお、式 (2-47) における c_1 および c_2 は検出不感時間や遅発中性子などの影響によって生じる補正項であり、これら影響が無視できる場合には $c_1 = c_2 = 0$ として良い。

炉心に配置した中性子検出器や外部中性子源の位置条件が全く同じで、体系の未臨界度 ($-\rho$) のみが異なる場合には、体系の未臨界度が浅くな

るにつれて（臨界状態に近づくにつれて）飽和値 Y_{∞} は式 (2-48) で示されるように、 $(\beta_{\text{eff}} - \rho)^2$ （即発中性子のみ考慮した負の反応度 $(\beta_{\text{eff}} - \rho)$ の 2 乗）におおよそ反比例する形で増加することになる。しかし、飽和値 Y_{∞} の大きさは検出効率 ε にも比例するため、 ε を決定するための追加測定が必要となる。そこで、Feynman- α 法では、図 2-9 のように測定された $Y(T)$ に対して、非線形最小二乗法を用いて式 (2-47) の関数形をフィッティングすることにより、即発中性子減衰定数 α を推定する。ここで、即発中性子減衰定数 α と呼ばれる核特性値は、中性子家系がどれだけ長続きするかを表す時定数 (s^{-1}) であり、 α と未臨界度 ($-\rho$) には次式のような関係が成り立つ。

$$\alpha = \frac{\beta_{\text{eff}} - \rho}{\Lambda} = \frac{1 - (1 - \beta_{\text{eff}}) k_{\text{eff}}}{\ell} \quad (2-49)$$

式 (2-49) の関係と、UTR-KINKI の 1 点炉動特性パラメータである Λ と β_{eff} を利用することにより、即発中性子減衰定数 α の測定結果から未臨界度 ($-\rho$) を推定することができる。

(2) 方法

外部中性子源有りの未臨界体系を対象とした、Feynman- α 法による即発中性子減衰定数 α の測定手順は以下のとおりである。

- ① 黒鉛反射体に設けられたストリンガー孔に測定用の中性子検出器 (BF₃検出器) を配置し、図 2-2 で示したような中性子計測系を構築する。
- ② 4 本の制御棒 (安全棒 2 本とシム安全棒、調整棒) を任意のパターンで挿入し未臨界体系を構築する。全制御棒全挿入とした、原子炉停止時の炉雑音測定を実施しても良い。
- ③ 炉心に外部中性子源を装荷する場合には、中性子計数率の値が一定 (安定) になるまで待つ。あるいは、核燃料内で発生する $U(\alpha, n)^{27}\text{Al}$ 反

応による微弱な内在中性子源を利用した炉雑音測定を行う場合についても、原子炉運転時の出力に応じて燃料内に蓄積した遅発中性子先行核数が十分減少し、中性子計数率の値が一定になるまで待つ。

- ④ リストモード測定可能な MCA などを利用して、基本ゲート幅 T の中性子検出数の時系列データ ($C_1(T), C_2(T), \dots, C_N(T)$) を測定する。 T の大きさは $0.1 \text{ ms} = 10^{-4} \text{ s}$ のオーダーで適宜設定する。
- ⑤ こうして得られた中性子検出数の時系列データの測定結果を、あらかじめ準備した Feynman- α 法による時系列データ処理ツールに与え、即発中性子減衰定数 α を求める。
- ⑥ 式 (2-49) に基づいて、即発中性子減衰定数 α の測定結果から未臨界度 ($-\rho$) を推定する。

(3) 考察

Feynman- α 法によって得られた即発中性子減衰定数 α の測定結果および未臨界度 ($-\rho$) の推定結果について、以下の項目に沿って考察せよ。

- ① 未臨界体系の制御棒パターンに基づき、あらかじめ測定した余剰反応度 ρ_{excess} および各制御棒の反応度 $\rho_{\text{rod},i}$ を利用して、未臨界度の参照値 ($-\rho_{\text{ref}}$) を計算せよ。
- ② Feynman- α 法によって推定された未臨界度 ($-\rho$) と参照値 ($-\rho_{\text{ref}}$) を比較し、両者の結果に差異があるかどうか調べ、差異が生じている場合には原因について考察せよ。
- ③ 制御棒操作により体系の未臨界度をいくつか変えることができたとして、この場合、体系の未臨界度 ($-\rho$) の大きさに応じて、Feynman- α 法によって得られた Y 値 (飽和値 Y_{∞}) や即発中性子減衰定数 α の大きさはどのように変化するだろうか？ また、なぜそのような変化となるのか物理的な意味を考察せよ。

- ④ 中性子計数の統計誤差により、Feynman- α 法の Y 値の処理結果にも統計誤差（ばらつき）が生じることとなる。このような Y 値のばらつきを低減するためには、どのような工夫をすれば良いのか考察せよ。

【コラム】原子炉雑音の統計誤差

実際の炉雑音測定では測定時間が限られるため、 Y 値の測定結果には統計誤差 σ_Y が生じることとなるが、「中性子時間的揺らぎの不確かさ」を推定するという厄介な問題となる。 Y 値の統計誤差 σ_Y の評価手法についても様々な検討がなされており、近年利用されている方法としては、①不確かさ伝播則を用いた解析的方法や、②moving block bootstrap法といったサンプリング手法が挙げられる。例えば、体系の未臨界度が $(-\rho) < 10,000$ pcm ($= 10\% \Delta k/k = 0.1 \Delta k/k$)であれば、次式を利用することで中性子計数のデータ数 N 、平均 μ 、 Y 値を用いて簡便に統計誤差 σ_Y を推定できる^[18]。

$$\sigma_Y \approx (Y+1) \sqrt{\frac{Y(2Y+1)(5Y+2)}{N(Y+1)^2 \mu} + \frac{2}{N-1}} \quad (2-50)$$

参考文献

原子炉物理の入門書として次の書籍が挙げられる。

- [1] 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 (1976).
- [2] 成田正邦, 藤田文行共訳, 「原子炉の理論と解析」(上・下), 現代工学社 (1981).
- [3] 平川直弘, 岩崎智彦共著, 「原子炉物理入門」, 東北大学出版会 (2003).
- [4] 日本原子力学会 炉物理部会 (編), 「原子炉の物理」(炉物理教科書: 初級編), 日本原子力学会 (2019). (以下の URL から全文無料公開)
https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_each.html (2021年7月15日アクセス)

断面積の理論、輸送方程式等の詳しい内容については次の書籍が挙げられる。

- [5] 小林啓佑著, 「原子炉物理」, コロナ社 (1996).
- [6] 日本原子力学会 炉物理部会 (編), 「原子炉物理」(炉物理教科書: 中級編), 日本原子力学会 (2008). (以下の URL から全文無料公開)
https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_aesj.html (2021年7月15日アクセス)

炉物理実験については次の書籍が挙げられる。

- [7] 三澤 毅, 宇根崎博信, 卞 哲浩共著, 「原子炉物理実験」, 京都大学学術出版会 (2010).
- [8] 斎藤慶一, 西原英晃, 大塚益比古共訳, M. M. R. ウィリアムズ「原子炉の確率過程」, みすず書房 (1978).

本文中の参考文献

- [9] Y. Nagaya, K. Okumura and T. Mori, “Recent Development of JAEA’s Monte Carlo Code MVP for Reactor Physics Applications,” *Ann. Nucl. Energy*, **82**, 85 (2015).
- [10] K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, *et al.*, “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**, 1 (2011).
- [11] W. S. Hogan, “Negative-Reactivity Measurements,” *Nucl. Sci. Eng.*, **8**, 518 (1960).
- [12] 遠藤知弘, 左近敦士, “基礎から分かる未臨界：第3回 未臨界度測定のいろは,” 日本原子力学会誌 ATOMO Σ , **61**, 857 (2019).
- [13] A. Sakon, K. Nakajima, S. Hohara, *et al.*, “Experimental Study of Neutron Counting in a Zero-Power Reactor Driven by a Neutron Source Inherent in Highly Enriched Uranium Fuels,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **56**, 254 (2019).
- [14] T. Endo, A. Nonaka, S. Imai, *et al.*, “Subcriticality Measurement Using Time-Domain Decomposition-Based Integral Method for Simultaneous Reactivity and Source Changes,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **57**, 607 (2020).
- [15] C. A. Sastre, “The Measurement of Reactivity,” *Nucl. Sci. Eng.*, **8**, 443 (1960).
- [16] R. P. Feynman, F. de Hoffmann and R. Serber, “Dispersion of the Neutron Emission in U-235 Fission,” *J. Nucl. Energy*, **3**, 64 (1956).
- [17] K. Hashimoto, T. Mouri and N. Ohtani, “Reduction of Delayed-Neutron Contribution to Variance-to-Mean Ratio by Application of Difference Filter Technique,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **36**, 555 (1999).
- [18] T. Endo and A. Yamamoto, “Comparison of Theoretical Formulae and Bootstrap Method for Statistical Error Estimation of Feynman- α Method,” *Ann. Nucl. Energy*, **124**, 606 (2019).

第3章

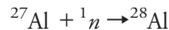
放射線計測実験



3-1 放射化および半減期測定

3-1-1 放射化

アルミニウムは安定同位体である質量数 27 のものが天然存在比 100% である。アルミニウムの小片を原子炉の中に入れて熱中性子で照射すると、アルミニウムを構成している核種 Al-27 の一部が以下の反応式に示される反応を起こし、Al-28 に変化する。



上記の反応式は、 ${}^{27}\text{Al}(n, \gamma){}^{28}\text{Al}$ と表すことができる。図 3-1 にアルミニウムの反応断面積を示す。図 3-1 に示すように、Al-27 を標的核とした場合の中中性子による核反応は、上記の反応式の (n, γ) 反応以外に、 (n, p) 、 (n, α) 、 (n, np) 反応等があり、それぞれ Mg-27、Na-24、Mg-26 が生成される。原子炉での照射の場合、熱中性子成分が支配的なので、主として図 3-1 の「capture」である (n, γ) 反応が起こる。熱中性子捕獲断面積は、0.23 barn と比較的大きい。断面積の単位[barn]は、 $[10^{-24} \text{ cm}^2]$ である。

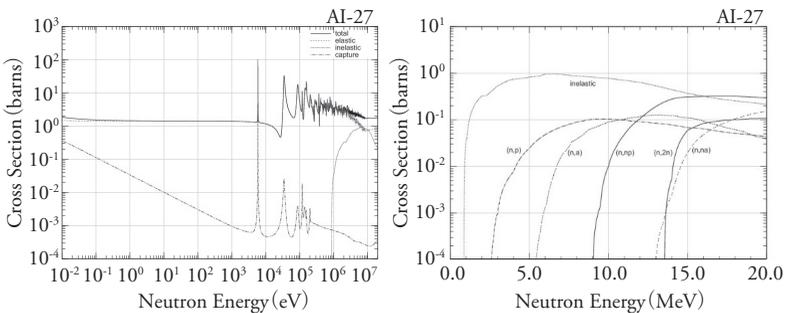


図 3-1 中性子に対するアルミニウムの反応断面積^[1]

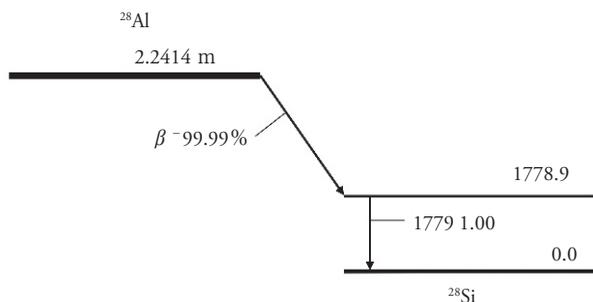


図 3-2 Al-28 の壊変図式

Al-28 の生成量は、対象核種の量（原子数）、熱中性子の粒子束密度 ϕ [$\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$]（これを熱中性子束と呼ぶ）、核反応の起こる確率 σ [10^{-24} cm^2] および照射時間 t [s] に比例する。照射位置、照射時間、対象核種が同じであると、生成放射能[Bq]は照射試料量[mg]に応じて大きくなる。

Al-28 は放射性核種で、半減期 2.24 分で β^- 壊変して Si-28（安定同位体）になる。 β^- 壊変の際に、最大エネルギー 2.86 MeV の β^- 線を放出し、続いて 1.779 MeV の γ 線を放出する^[2]。図 3-2 に壊変図式を示す。放射線測定器でこれらの放射線を測定することによって、生成放射能を定量することができる。生成放射能をもとに、熱中性子束 ϕ 、反応断面積 σ および照射時間 t から、結果として標的試料の原子数を算出することができる。

このように安定な元素を放射性同位元素に変換させる「放射化」を用いて、試料中の含有元素の量を求める分析方法を放射化分析という。中性子は電荷を持たないのでクーロン反発力を受けることなく原子核に吸収され、中性子過剰核を形成させる。そのため、比較的容易に原子核に放射化を起こすことができる。原子炉は安定的に中性子を発生させる装置なので、原子炉を用いて、放射化分析を行うことができる。

放射化分析は、元素分析手法の一つである。高感度なので超微量分析法としても適用できる。①分析感度が高い、②化学処理をしないで非破壊的に行える、③多数の元素を同時に分析できる、など優れた特長を持つ^[3]。

地球科学，生物学，考古学などを含めた広い分野で，岩石，鉱物，天然水，隕石，血液中の微量元素（Na, Co, Cu など）の定量，毛髪中の微量成分（Au, Cu, Hg など）の分析など，に利用されている。高感度を得るためには，目的とする核反応の断面積が大きく，生成放射性核種の半減期が適当に短いこと，照射中性子束が大きいことが必要である。

「放射化」のもう一つの応用例として，放射化分析の他に，産業利用の一例として，中性子照射によるシリコン半導体製造を紹介する。 n 型のシリコン半導体は，シリコン単結晶中にリンを添加（ドーブ）したものである^[4]。シリコンには天然存在比 3.05% で Si-30 が存在する。シリコン単結晶に中性子を照射すると，Si-30 が中性子を吸収して Si-31 に変わる。この核種はベータ壊変して，安定同位元素である P-31 に変換される。この反応を利用してシリコン中に均一にリンをドーブできる。中性子照射時間を制御することで添加するリンの濃度を精度よく設定することができる。

3-1-2 放射能の減衰および半減期

放射性同位元素が安定な元素に変化する現象を「壊変」とよび，この現象は確率的に起こる。放射性の原子核（放射性核種）は，それぞれ固有の半減期を持ち，放射性原子核の数は時間とともに減少する。Al-28 は放射性核種で，半減期 2.24 分で β^- 壊変して Si-28（安定同位体）になる。壊変に伴って，最大エネルギー 2.86 MeV の β^- 線が放出され，GM（ガイガーミュラー）計数管で測定することができる。

壊変に伴って放射線を放出するため，1 秒間あたりの壊変数は放射線を出す能力と関連付けられて，放射能と呼ばれ，以下の式で書き表される。

$$A = - \frac{dN}{dt} = \lambda \cdot N \quad (3-1)$$

ここで， A は放射能 [Bq]， N は対象物質の原子数 [個]， λ は壊変定数を指す。その核種固有の壊変速度がある。式 (3-1) から分かるように，放射

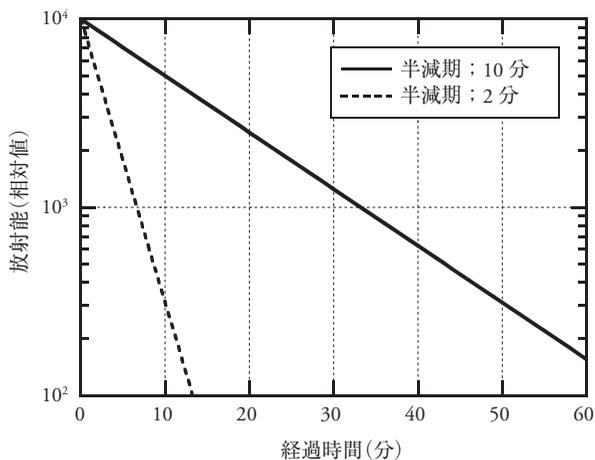


図 3-3 放射能の減衰曲線

能は対象原子数に比例しており、また、上記の微分方程式を解くと以下の式となり、他からの対象原子の供給がなければ指数関数に従い減少する。

$$A(t) = A_0 e^{-\lambda t} \quad (3-2)$$

ここで、時刻 $t=0$ で、放射能 $A=A_0$ とする。放射能の減衰する経過時間を横軸として、片対数グラフに示すと図 3-3 のようになる。半減期 $T_{1/2}$ と壊変定数 λ は、

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} \quad (3-3)$$

のように反比例の関係にある。壊変定数が大きい、すなわち、半減期が短いと直線の傾きが大きい。

3-1-3 GM 計数管

原子炉での中性子照射によって生成された核種 Al-28 は、 β^- 壊変核種

である。壊変に伴って放出される β 線を GM 計数管で計数する。計数率は、単位時間あたりの計数で、単位時間あたりに発生する放射線の数に対応する。そして、それは測定対象試料の放射能に対応する。時間経過に伴う計数率の減少から半減期を求める。

GM 計数管は、ガスを封入した気体電離検出器の一種である。中空円筒を陰電極とし、その中心に細いワイヤ状の陽電極を配置した構造が一般的で、比例計数管よりも強い電界強度を設ける。管内に入射した放射線によってガスが電離し、生成した電子と陽イオンがそれぞれ陽電極と陰電極に向かって移動する。電界強度によってエネルギーの低い電子も加速され、電子なだれが生じる。管内で最初に放射線により生成された電荷量の 10^9 倍程度の電荷が生成されて、計数管からのパルス出力は数 V 以上にもなることから、ノイズに強く、高い検出感度が得られる^[5]。

本実験で使用するのは、端窓式 GM 計数管と呼ばれるタイプのもので、円筒形のプローブの先端に β 線が入射する雲母窓を備えている。雲母の窓はきわめて薄いので、取扱いに際して機械的な衝撃を与えないように注意を要する。GM 計数管からのパルス信号をスケアラに導入して計数する。参考までに今回使用する GM 計数管とスケアラを図 3-4 に示す。写真に示すスケアラモジュールは、計数管への高電圧を印加する機能も有し



図 3-4 使用する GM 計数管とスケアラ

ている。

3-1-4 方法

(1) GM 計数管の準備 1：プラトー曲線

GM 計数管は以下の手順で使用する。

- ① GM 計数管とスケーラを接続する。
- ② 高圧電源の電圧調整ボリュームが、最低の電圧を指示していることを確認する。
- ③ 電源スイッチを入れ、ゆっくりと印加電圧を徐々に上昇させ、所定の電圧に固定する。
- ④ タイマーを設定し、計数を開始する。

密封小線源等を用いて、印加する電圧を変化させながら GM 計数管のプラトー曲線を取得し、使用電圧を決定する。図 3-5 にプラトー曲線の例

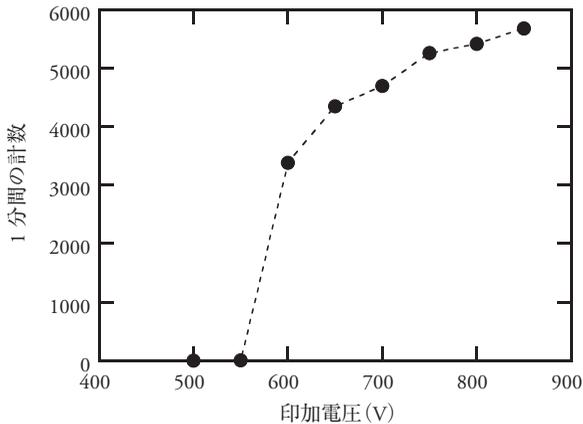


図 3-5 プラトー曲線の例

を示す。使用電圧は計数開始電圧からプラトー長の 1/3 程度の位置に設定することが望ましく、この図の場合は、700 V を使用電圧とする。

(2) GM 計数管の準備 2：バックグラウンド計数

GM 計数管で計測を行う場合、測定対象から放出される放射線の他に、周辺に存在する自然放射性核種から放出されるバックグラウンド放射線が混在して計数される。放射化物の減衰が進行し計数率が減少した場合、バックグラウンド放射線による計数の付加により計数減少が緩やかになる。測定対象から放出される放射線による正味の計数を得るために、事前にバックグラウンド放射線による計数率を測定しておく必要がある。バックグラウンド放射線による計数率は、同じ測定場所でも、昼夜、季節、天候等により異なるが、1 時間以内程度の測定であれば、その変動は無視しても良い場合が多い。

放射化物の測定を行う前に、以下の手順でバックグラウンド計数率を測定する。

- ① GM 計数管とスケーラを接続し、電源を投入する。
- ② 試料を入れないで、印加電圧を使用電圧に設定する。
- ③ プリセットタイムを 10 分 (10 min) に設定し、バックグラウンド計数を測定する。結果を記録する。

(3) 実験の手順

アルミニウム小片を、原子炉出力 1 W の炉内に入れて、15～30 分間で熱中性子照射を行う。

照射終了と同時にストップウォッチを作動させるとともに、照射終了後はできるだけ早く計数を開始する。GM 計数管でアルミニウム小片から放

表 3-1 照射試料の減衰測定

実験日： 年 月 日
 照射開始時刻： 照射終了時刻：
 バックグラウンド計数率

| 経過時間 (分) | 計数率 (cpm) | 正味計数率 (cpm) |
|----------|-----------|-------------|
| | | |
| | | |
| | | |
| | | |
| | | |
| | | |
| | | |
| | | |
| | | |
| | | |

出される β 線を 1 分間ずつ計数する。これを 1 分間間隔で繰り返す。各回の計数開始時刻（照射終了後からの経過時間）と計数率（counts per minute: cpm）を記録する。記録様式の例を表 3-1 に示す。

以下に、アルミニウム放射化物の減衰測定実験の具体的な手順を記す。

- ① GM 計数管とスケーラを接続し、電源を投入する。
- ② 印加電圧を使用電圧に設定する。
- ③ プリセットタイムを 1 分 (1 min) に設定する。
- ④ 測定対象であるアルミニウム小片を試料台セットする。
- ⑤ 照射終了後からの経過時間に合わせて、「RESET COUNT」ボタンを押し、計数を開始する。
- ⑥ 計数開始時刻（ストップウォッチの表示時間）を記録し、計数が完了するまで待機する。
- ⑦ プリセットによる測定終了後、計数値を記録する（表 3-1）。
- ⑧ 照射終了から 10 半減期（約 23 分）が経過するまで⑤～⑦を繰り返す。
- ⑨ 正味計数率を計数率からバックグラウンド計数率を差し引いて算出する。

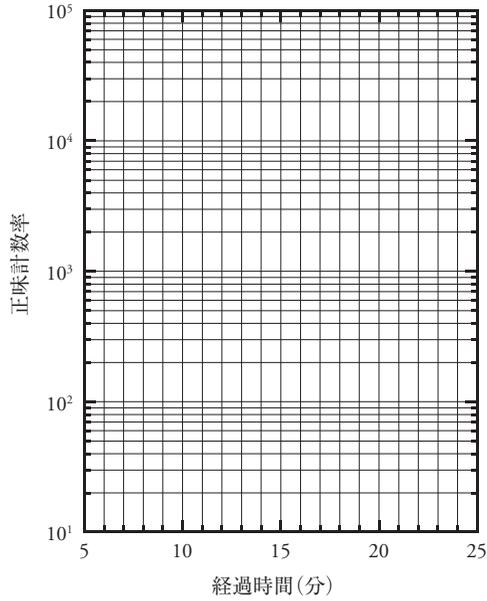


図 3-6 経過時間と正味計数率に関する記録

- ⑩ 図 3-6 に示すように片対数方眼紙の縦軸を正味計数率 (cpm)、横軸を照射終了後の経過時間 (分) として、プロットする。放射能は時間とともに指数関数的に減少するので、減衰曲線は、片対数方眼紙上では、右下がりの直線になる。減衰曲線から計数率が $1/2$ になるのに要する時間を有効数字 3~4 桁で求めて、Al-28 の半減期とする。

3-1-5 考察

- ① 減衰曲線から計数率が半分になるのに要する時間を求めて、Al-28 の半減期を求めた。この値が文献値 2.2414 分 (134.48 秒) に近い値であることを確認せよ。

- ② 求めた半減期は誤差を持つ。誤差を最小にするための方法について考察せよ。
- ③ GM 計数管は、 $100 \mu\text{s} \sim 200 \mu\text{s}$ の不感時間を持つ。そのため、1 秒あたりの計数が 300 の時、0.3% 程度の数え落としをする。また、計数率がバックグラウンド計数率と同程度になると正味計数率の計数誤差が大きくなる。減衰曲線を描くにあたって、正確な半減期を求めるのに適切な正味計数率の範囲について考察せよ。
- ④ GM 計数管の絶対計数効率（計数された数 / 放出された β 線数）を 0.15 として、照射終了直後の放射能を算出せよ。また、算出した放射能における Al-28 の原子数を求めよ。

3-2 放射化法による熱中性子束測定

3-2-1 目的

試験研究用原子炉では、中性子を利用した様々な照射実験が行われる。原子炉の内部または外側に試料や検出器を設置し、原子炉から発生する中性子を照射して試料の変化や組成を分析したり、検出器の応答を調べたりする。その際、試料や検出器を設置した場所の中性子束の情報は、中性子照射量（中性子束の時間積分量としての中性子フルエンス）を把握する上で最も基本的な情報であり、照射実験ごとに正確に測定することが必要となる。また、原子炉内部の中性子束の空間分布は、原子炉の形状や構造、組成、制御棒の位置などによって決まり、原子炉内の熱出力分布と比例関係にある。このとき、原子炉内の中性子束の空間分布を測定することにより、炉内の正確な熱出力分布を知ることがもできる。特に、UTR-KINKI のような極低出力の原子炉では、運転中も炉内は常温常圧に保たれるため、

原子炉の温度変化から熱出力を求めることはできない。そのため、中性子束の空間分布から熱出力を算出する方法が用いられる。

この実験では、中性子束の測定に最も広く用いられている放射化法によって原子炉内の熱中性子束を測定し、測定原理を理解することを目的とする。

3-2-2 原理

安定同位体からなる物質に中性子を照射すると、中性子を吸収して放射性同位体となるような反応（放射化反応）が起きることがある。放射化法とは、放射化反応によって生成された放射能を測定することにより、間接的に照射中性子の中性子束を求める方法である。

中性子束と標的物質中に生成される放射能の関係を考えてみよう。中性子束を ϕ [$\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$], 放射化反応の断面積を σ [cm^2], 標的の原子核の数を N 個とすると、反応率（単位時間あたりの放射化反応数） R [s^{-1}] は次式で表される。

$$R = N\sigma\phi \quad (3-4)$$

したがって、標的物質中には毎秒 R 個の放射性原子核が生成されることになる。この放射性原子核は生成される一方でその一部は壊変していくので、壊変定数を λ [s^{-1}] とすると、標的物質中の放射性原子核の数 n の時間変化は次のように表される。

$$\frac{dn}{dt} = R - \lambda n \quad (3-5)$$

時刻 $t=0$ のとき $n=0$ として、 n について微分方程式を解くと、

$$n = \frac{R}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t}) \quad (3-6)$$

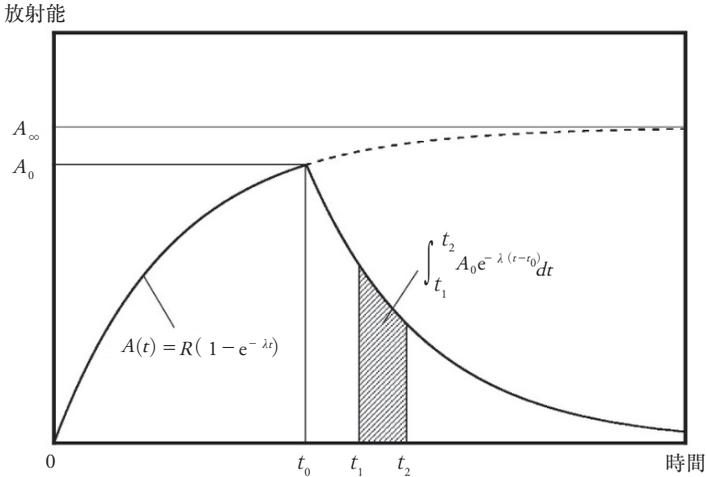


図 3-7 t_0 秒間の間中性子を照射した標的物質の放射能の変化

となる。 n 個の放射性原子核とその放射能 A [s^{-1}]の間には $A = \lambda n$ の関係があるので、式 (3-6) の両辺に壊変定数 λ を乗じると次式が得られる。

$$A = R(1 - e^{-\lambda t}) \quad (3-7)$$

これが中性子の照射を開始してから t 秒後の標的物質の放射能である。

式 (3-7) において $t \rightarrow \infty$ とすると、 $(1 - e^{-\lambda t}) \rightarrow 1$ となる。このときの放射能 A_∞ を飽和放射能と呼び、次式のような関係が得られる。

$$A_\infty = R \quad (3-8)$$

ここで図 3-7 に示すように、 $t=0$ から t_0 秒間の照射を行った後、時刻 t_0 から t_1 までの間に放射能測定の前準備を行い、 t_1 から t_2 までの時間に測定を行うことを考える。時刻 t_0 に照射を終えた直後から放射能は指数関数的に減衰するので、照射終了時 ($t=t_0$) の放射能を A_0 とすると、時刻 t における標的物質の放射能は、

$$A = A_0 e^{-\lambda(t-t_0)} = R(1 - e^{-\lambda t_0}) e^{-\lambda(t-t_0)} \quad (3-9)$$

と表すことができる。したがって、時刻 t_1 から t_2 までの時間に放射能測定をしたときに得られる全計数 C は、バックグラウンド計数を B 、検出効率を ε とすると、

$$C = \varepsilon \int_{t_1}^{t_2} A_0 e^{-\lambda(t-t_0)} dt + B = \frac{\varepsilon A_0}{\lambda} e^{\lambda t_0} (e^{-\lambda t_1} - e^{-\lambda t_2}) + B \quad (3-10)$$

となる³⁾。測定によって得られた C と B から式 (3-10) を用いて A_0 を求めると、式 (3-9) の関係から反応率 R (または飽和放射能 A_∞) が次式のように得られる。

$$R = \frac{\lambda(C - B)}{\varepsilon(1 - e^{-\lambda t_0}) e^{\lambda t_0} (e^{-\lambda t_1} - e^{-\lambda t_2})} \quad (3-11)$$

このようにして反応率 R が求められれば、式 (3-4) に示した反応率 R と中性子束 ϕ の関係から次のようにして中性子束 ϕ が求められる。

$$\phi = \frac{R}{N\sigma} \quad (3-12)$$

3-2-3 標的物質

この実験では、標的試料として金箔を用いる。天然に存在する金の同位体は 100% が Au-197 であり、放射捕獲反応を起こして中性子を吸収すると放射性同位体の Au-198 が生じる ($^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$)。図 3-8 に Au-198 の壊変図式を示す。Au-198 は半減期 2.695 日で β^- 壊変をして Hg-198 となる。その際、99.0% の割合で Hg-198 の第一励起状態を通して基底状態となるので、ほぼ同時に 411.8 keV の γ 線が放出される。したがって、放射化した金箔の放射能は、Au-198 から放出される β 線をガスカウンター

3) γ 線を測定する場合は 1 壊変あたりの γ 線放出率を考慮して放射能を求める必要があるので注意する。

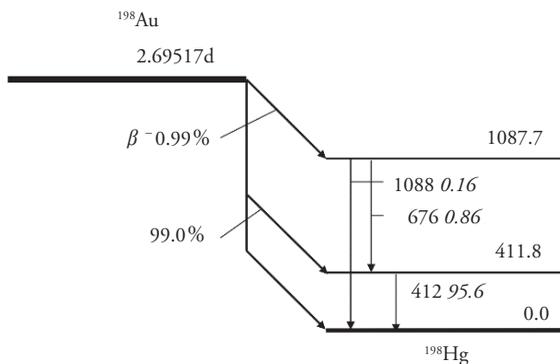


図 3-8 Au-198 の壊変図式

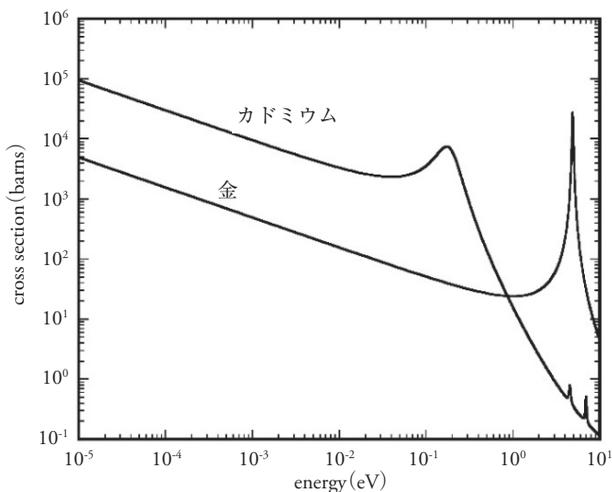


図 3-9 金およびカドミウムの (n, γ) 反応断面積^[1]

等で測定するか、ほぼ同時に放出される γ 線を高純度ゲルマニウム (Ge) 半導体検出器で測定することによって定量するのが一般的である。

図 3-9 に金の放射捕獲反応の断面積を示す。図 3-9 より、低エネルギー領域において断面積が一直線に単調減少していることが分かる。この領域

では、断面積は中性子の速さ v にほぼ反比例（すなわち、 $1/v = 1/\sqrt{E}$ に比例）しており、このような性質を $1/v$ 特性と呼ぶ。より高いエネルギー領域には鋭いピーク（共鳴ピーク）があり、狭いエネルギー範囲で断面積が急激に大きくなるような変化を示す。核データライブラリと呼ばれる核反応断面積のデータベースでは、熱中性子による核反応の断面積データは 0.0253 eV ($2200 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$) の中性子に対して与えられており、金の場合、 0.0253 eV の中性子に対する放射化反応の断面積は 98.65 barn である。

標的物質として金が選ばれる理由は次のとおりである。まず、放射捕獲反応の断面積が大きく、半減期の長さが適当であることが挙げられる。先に述べたように、飽和放射能 A_∞ は反応率 R に等しく、反応率 R は断面積 σ に比例するので、断面積がある程度大きくないと大きな放射能が得られず、測定の際に十分な計数が得られない。また、半減期が短いと短時間の中性子照射で大きな放射能が得られるメリットがあるが、短すぎると照射終了後の短時間のうちに減衰してしまうという問題がある。一方、半減期が長すぎることも問題で、大きな放射能を得るために長時間の照射が必要となる。次に、天然の同位体が Au-197 のみであり、純度の高い試料が得られやすく、中性子照射によって放射化される他の同位体や不純物が含まれないことが挙げられる。目的とする放射性核種以外の核種が試料中に生成されると、測定の際にその放射能が邪魔となる。さらに、薄い金箔や細い金線が市販されており、入手しやすいことも長所である。中性子検出器が大きいと測定の間分解能が悪化するだけでなく、その検出器の存在が測定対象である中性子照射場を乱してしまうという問題が生じる。一方、金箔や金線は一般的な中性子検出器よりもはるかに小さく加工することができ、空間分解能のよい測定が可能で、測定対象である中性子照射場にも大きな影響を与えない。

金の他にも、表 3-2 に示すような物質が放射化法の標的物質として用いられる。

表3-2 熱中性子束測定に用いられる標的物質^[2]

| 元素 | 同位体存在比 | 放射捕獲断面積 [b]* | 誘導放射能 | 半減期 |
|---------|-----------------|-----------------|---------|-----------|
| マンガン | Mn-55: 100% | 13.3 ± 0.2 | Mn-56 | 2.5789 h |
| コバルト | Co-59: 100% | 37.18 ± 0.06 | Co-60 | 5.2713 y |
| 銅 | Cu-63: 69.17% | 4.50 ± 0.02 | Cu-64 | 12.700 h |
| | Cu-65: 30.83% | 2.169 ± 0.03 | Cu-66 | 5.120 m |
| 銀 | Ag-107: 51.839% | 37.6 ± 1.2 | Ag-108 | 2.37 m |
| | Ag-109: 48.161% | 4.7 ± 0.2 | Ag-110m | 249.950 d |
| インジウム | In-113: 4.29% | 8.1 ± 0.8 | In-114m | 49.51 d |
| | | 3.9 ± 0.4 | In-114 | 71.9 s |
| | In-115: 95.71% | 81 ± 8 | In-116m | 54.12 m |
| | | 40 ± 2 | In-116 | 14.10 s |
| ジスプロシウム | Dy-164: 28.18% | 1610 ± 240 | Dy-165m | 1.257 m |
| | | 1040 ± 140 | Dy-165 | 2.334 h |
| 金 | Au-197: 100% | 98.65 ± 0.09 | Au-198 | 2.69517 d |

* 断面積の値はエネルギー 0.0253 eV の中性子に対する値。

3-2-4 熱中性子束の測定

ここまでの説明では、簡単のため照射中性子を単色としていたが、実際の照射環境では特殊な場合を除いて中性子エネルギーが単色であることはなく、放射化断面積も前述したようにエネルギーに依存する。

UTR-KINKI のような熱中性子炉の場合、試料や検出器を設置する照射場の中性子スペクトル（中性子のエネルギーに対する中性子束の分布）は、周囲の物質と熱平衡状態にある熱中性子のスペクトルと、よりエネルギーの高い熱外中性子のスペクトルの重ね合わせとなっている。そのうち熱中性子束の分布 $\phi(E)$ については、次式で表されるようなマックスウェル分布で近似することができる。

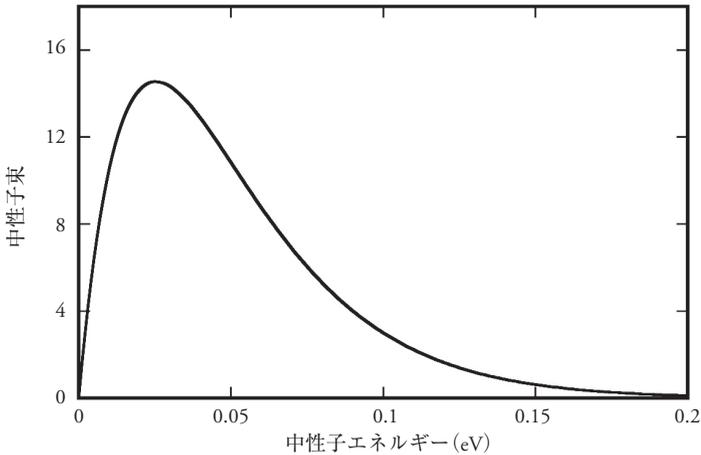


図 3-10 室温における熱中性子のマクスウェル分布

$$\phi(E) = \phi_{th} \frac{E}{(kT)^2} e^{-\frac{E}{kT}} \quad (3-13-A)$$

ここで、 ϕ_{th} は熱中性子束 [$\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$], k はボルツマン定数 ($8.6173 \times 10^{-5} \text{ eV} \cdot \text{K}^{-1}$), T は中性子温度 [K] である。中性子温度は、中性子の吸収が少ない体系ではほぼ減速材の温度に等しいと考えてよい⁴⁾。図 3-10 にマクスウェル分布を示す。

中性子束 $\phi(E)$ と放射化断面積 $\sigma(E)$ がエネルギーに依存することを考慮して、反応率 R を表す式 (3-4) を書き直すと、次式ようになる。

$$R = N \int_0^{\infty} \sigma(E) \phi(E) dE \quad (3-13-B)$$

標的物質が金の場合、放射化断面積が熱中性子領域で $1/v$ 特性を示すことを利用できる。任意の速さ v_0 (エネルギー E_0) における断面積を σ_0 とす

4) 中性子のエネルギーが低くなるほど吸収断面積は大きくなるので、吸収の多い体系における熱中性子束の分布は、減速材温度で決まるマクスウェル分布よりも高エネルギー側にシフトした分布になる。このような現象を吸収硬化と呼ぶ(エネルギーが高いことを「硬い」と表現する)。

ると、エネルギーに依存する断面積 $\sigma(v)$ および $\sigma(E)$ はそれぞれ、次のような式で表すことができる。

$$\sigma(v) = \sigma_0 \frac{v_0}{v} \quad (3-14)$$

$$\sigma(E) = \sigma_0 \sqrt{\frac{E_0}{E}} \quad (3-15)$$

ここで、式 (3-13-B) を次式のように表す。

$$R = N \bar{\sigma} \phi_{th} \quad (3-16)$$

式 (3-16) において、 $\bar{\sigma}$ はマックスウェル分布を持つ熱中性子に対する平均放射化断面積であり、次のような関係がある。

$$\bar{\sigma} = \frac{\int_0^{\infty} \sigma(E) \phi(E) dE}{\int_0^{\infty} \phi(E) dE} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \sigma_0 \quad (3-17)$$

$$\phi_{th} = \int_0^{\infty} \phi(E) dE \quad (3-18)$$

したがって、熱中性子束 ϕ_{th} は、式 (3-16) から次のようにして求めることができる。

$$\phi_{th} = \frac{R}{N \bar{\sigma}} = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \cdot \frac{R}{N \sigma_0} \quad (3-19)$$

3-2-5 カドミウムフィルタ法

3-2-4 で述べたように、熱中性子炉の照射場の中性子スペクトルは、熱中性子と熱外中性子のスペクトルの重ね合わせである。したがって、中性子照射場に設置した金箔は、熱中性子だけでなく熱外中性子にも照射されることになる。特に、金の放射化断面積には約 4.9 eV のところに大きな

共鳴ピークがあり（図 3-9），熱外中性子も金箔を放射化するため，金箔に生じた放射能 A には熱中性子による成分 A_{th} と熱外中性子による成分 A_{ep} が含まれることになる。

$$A = A_{th} + A_{ep} \quad (3-20)$$

金箔に生じた放射能から熱中性子束を求めるためには，放射能 A から熱外中性子による成分 A_{ep} を取り除き，熱中性子による成分 A_{th} のみを取り出す必要がある。このような放射能の分離には，カドミウムフィルタ法と呼ばれる方法が用いられる。カドミウム（Cd）は強力な中性子吸収材として知られており，その中性子吸収断面積は熱中性子と熱外中性子の分離という目的に対して大変都合のよい性質を持っている。図 3-9 から分かるように，カドミウムの中性子吸収断面積は約 0.4 eV 以下のエネルギーの中性子に対して急激に大きくなる。したがって，金箔を適当な厚さの Cd 板 2 枚で挟んで覆うと，Cd 板は約 0.4 eV 以下のエネルギーの中性子を遮断するフィルタとして作用するので，金箔は約 0.4 eV 以上のエネルギーの中性子によってのみ放射化される。Cd 板により中性子が遮断される境界のエネルギー（0.4 eV）をカドミウム切断エネルギーと呼び，このエネルギーを熱中性子と熱外中性子のエネルギー領域の境界と見なせば，Cd 板で覆った金箔に生じた放射能と Cd 板で覆わなかった裸の金箔に生じた放射能の差をとることにより，熱中性子により生じた放射能 A_{th} を求めることができる。これがカドミウムフィルタ法の原理である。

実際の照射実験では 2 枚の金箔を用意し，一方を Cd 板で覆い，もう一方は裸のまま照射位置に設置して中性子を照射する。放射能の差をとるときには，2 枚の金箔に含まれる標的原子核の数が異なる（2 枚の金箔の重量は等しくない）ことを考慮して，単位質量あたりの放射能について計算するとよい。いま，Cd 板で覆った金箔の単位質量あたりの飽和放射能を a_c [$\text{Bq}\cdot\text{g}^{-1}$] とし，Cd 板で覆わなかった裸の金箔の単位質量あたりの飽和放射能を a_b [$\text{Bq}\cdot\text{g}^{-1}$] とすると，熱中性子によって生成された単位質量あたりの

飽和放射能 a_{th} [$\text{Bq}\cdot\text{g}^{-1}$]は

$$a_{th} = a_b - a_c \quad (3-21)$$

となる。

なお、裸の金箔に生じた放射能と Cd 板で覆った金箔に生じた放射能の比をカドミウム比 (Cd ratio) と呼ぶ。カドミウム比を R_{Cd} とすると、次のように表すことができる。

$$R_{Cd} = \frac{a_b}{a_c} \quad (3-22)$$

カドミウム比が既知の場所であれば、裸の金箔の放射能 a_b のみを用いて次のように a_{th} を求めることができる。

$$a_{th} = a_b \left(1 - \frac{1}{R_{Cd}} \right) \quad (3-23)$$

また、カドミウム比は、照射位置における熱中性子と熱外中性子の密度の比を表す指標として用いられ、この比が大きいほど熱中性子の割合が大きいことを示している。

3-2-6 手順

(1) 試料の準備と照射

- ① 照射実験に用いる金箔を用意して電子天秤で秤量する。照射位置 1 か所につき 2 枚ずつの金箔が必要である。金箔には試料番号を付し、照射位置と重量を整理して記録する。
- ② 各照射位置の金箔 2 枚のうち 1 枚は Cd 板に挟み、もう 1 枚は裸のままとする。
- ③ 原子炉の上蓋を開放し、炉心の黒鉛反射体に設けられた照射位置に試

料を設置する。照射位置は実験当日に指導教員から指示される。設置作業が終わったら、上蓋を閉鎖する。上蓋の開閉作業は教職員がクレーンを操作して行うので、クレーン作業中は原子炉室に立ち入らないようにする。

- ④ 原子炉を起動して出力を上げ、1 Wで臨界（自動運転）にして照射を開始する。原子炉が1 W 臨界に達した時刻を照射開始時刻 ($t=0$) とするので、1 W 臨界に達すると同時にストップウォッチをスタートさせる。また、照射時間 (t_0) は実験時に指導教員が指示する。
- ⑤ 照射終了時刻 ($t=t_0$) になったら原子炉を停止する。停止直後は炉心部の放射線量が高いので、核分裂計数管の計数率が10 cpsを下回り、「Low Count Rate」の表示灯が点灯するまで待つ（通常は10分程度）。表示灯が点灯したら、再び原子炉の上蓋を開放し、照射試料を取り出す。試料は放射化しているので、指導教員の指示に従い、取り扱いに注意すること。

(2) 試料の放射能測定 (GM 計数管を使用して β 線を測定する場合)

- ① GM 計数管に電圧を印加する。印加電圧は実験当日に指導教員が指示する。
- ② バックグラウンドを計数し、バックグラウンド計数率を求める。
- ③ 放射能既知の標準 β 線源からの β 線を計数し、測定系の検出効率を求める。
- ④ 原子炉から取り出した試料を1枚ずつ測定する。Au-198は半減期が約2.7日と長いので、原子炉から取り出した後の放射能の減衰をそれほど気にする必要はないが、基本的には相対的に放射能が小さいと推定される試料から先に測定したほうがよい。また、各試料の測定開始時刻 ($t=t_1$) および測定終了時刻 ($t=t_2$) を必ず記録する。

(3) 試料の放射能測定 (HPGe 検出器を使用して γ 線を測定する場合)

- ① HPGe 検出器のデューワーに液体窒素が充填され、検出器が十分に冷却されていることを確認する (実習の前にスタッフによって準備されているが、必ず確認すること)。
- ② HPGe 検出器に高電圧を印加する。印加電圧は実験当日に指導教員が指示する。
- ③ Au-198 から放出される γ 線 (411.8 keV) に対する測定系の検出効率 (ピーク効率) を求める (コラムを参照すること)。
- ④ 原子炉から取り出した試料を 1 枚ずつ測定する。マルチチャンネルアナライザ (MCA) を用いて γ 線スペクトルを PC の画面に表示させ、光電ピークの正味の計数率を求める (MCA を制御するソフトウェアに付属する機能を活用するとよい)。各試料の測定開始時刻 ($t=t_1$) および測定終了時刻 ($t=t_2$) を必ず記録すること。

(4) データ整理と考察

- ① 検出効率を求めるときに用いた標準線源についての情報 (核種, 線源番号, 放射能, 校正年月日等) および測定時間, 得られた計数, バックグラウンド計数等のデータを整理し, 検出効率を求めよ。
- ② 各試料の番号, 重量, 計数値, 照射開始時刻および照射時間, 測定開始時刻および測定終了時刻, その他必要な情報を一覧表として整理し, 式 (3-11) を用いて各試料の重量あたりの飽和放射能 [$\text{Bq}\cdot\text{g}^{-1}$] (重量あたりの反応率) を求めよ。
- ③ 得られた飽和放射能から, 各照射位置に対し式 (3-21) を用いて熱中性子により生成された成分を求めよ。また, 式 (3-22) から各位置におけるカドミウム比を求めよ。

- ④ 式 (3-19) を用いて、各照射位置における熱中性子束を求めよ。
- ⑤ 複数の照射位置で測定を行った場合は、各位置における熱中性子束とカドミウム比についてまとめ、空間分布について考察せよ（原子炉の垂直方向の複数の照射位置で測定を行った場合、得られる熱中性子束の空間分布はコサイン分布で近似できる）。
- ⑥ 放射化法を用いてより精密に熱中性子束を測定する場合にはどのような補正が必要となるであろうか？ 考察せよ。

【コラム】ピーク効率の決定

γ 線を HPGe 検出器で測定して得られた γ 線スペクトルにおいて、光電ピークの正味計数率を n (cps)、線源から放出される測定対象の γ 線の放出率を I (s^{-1}) とすると、ピーク効率 ε_p は次のような式で表される。

$$\varepsilon_p = \frac{n}{I} \quad (3-24)$$

HPGe 検出器のピーク効率は、検出器や測定試料の幾何学的形状や配置、 γ 線のエネルギー等に複雑に関係するため、簡単に正確なピーク効率を求めることは一般に困難である⁵⁾。この実習では、Au-198 から放出される 411.8 keV の γ 線に対するピーク効率を求める必要があるが、通常は 411.8 keV の γ 線を放出する標準 γ 線源は得られないので、次のようにしてピーク効率を推定する。

まず、指導教員から指定された複数の標準 γ 線源を用いて、いくつかのエネルギー (E_1, E_2, \dots) の γ 線に対してピーク効率 ($\varepsilon_{p1}, \varepsilon_{p2}, \dots$) を求める。次に横軸をエネルギー (E)、縦軸をピーク効率 (ε_p) として両対数グラフに結果をプロットし、次のように 1 次のフィッティングを行う。

- 5) 標準線源の多くはほぼ点線源とみなして使うことができるが、金箔は面線源なので、検出器に対する幾何学的条件を標準線源と同じにすることは難しい。線源と検出器の距離を離すことによってどちらも幾何学的に点線源とみなせる条件に近づくと、計数率が低下するので統計精度は悪くなる。

$$(\log \varepsilon_p) = a + b(\log E) \quad (3-25)$$

a および b はフィッティングによって決まる定数である。得られた関係式から、411.8 keV の γ 線に対する測定系のピーク効率を求める。

数百 keV から数 MeV までの限られた範囲では、この式のような簡単な経験式を用いて γ 線のエネルギーとピーク効率の関係を表せることが知られている。

【コラム】放射能の絶対測定「サムピーク法 (Sum peak method)」

ナトリウムの安定同位体である Na-23 (天然存在比 100%) は熱中性子をよく吸収し、 (n, γ) 反応によって放射性の Na-24 になるので、ナトリウムを含む化合物である炭酸ナトリウムの粉末をカプセルに封入し、放射化法の標的物質として用いることもできる。

Na-24 は半減期 14.96 時間で β^- 壊変して Mg-24 となるが、壊変後直ちに 2 個の γ 線 (2.754 MeV, 1.369 MeV) をカスケード状に放出する。これらの γ 線を高純度ゲルマニウム (HPGe) 半導体検出器で測定すると、波高分布には 2.754 MeV と 1.369 MeV の光電ピークの他に、2 個の γ 線のエネルギーの和 (4.123 MeV) に相当する位置にもピークが現れる。このピークは 2 個の γ 線が同時に検出されることによって現れるピークで、サムピークと呼ばれる。図 3-11 に、Na-24 からの γ 線を HPGe 半導体検出器で測定した時の典型的な波高スペクトルを示す。

いま、ある試料の Na-24 放射能を A_0 [Bq] とし、壊変に伴って放出される 2 個の γ 線を γ_1 , γ_2 とする。 γ_1 , γ_2 に対する全検出効率を ε_1 , ε_2 とすると、 γ_1 , γ_2 が同時に検出される確率は $\varepsilon_1 \varepsilon_2$ 、 γ_1 のみが検出される確率は $\varepsilon_1 - \varepsilon_1 \varepsilon_2$ 、 γ_2 のみが検出される確率は $\varepsilon_2 - \varepsilon_1 \varepsilon_2$ となる。さらに、 γ_1 , γ_2 に対する光電ピーク検出効率を ε_{1p} , ε_{2p} とすると、 γ_1 , γ_2 に対するピーク計数率 n_1 , n_2 、およびサムピークに対するピーク計数率 n_s は次式のように表すことができる。

$$n_1 = A_0(\varepsilon_1 - \varepsilon_1 \varepsilon_2) \varepsilon_{1p} = A_0(1 - \varepsilon_2) \varepsilon_1 \varepsilon_{1p} \quad (3-26)$$

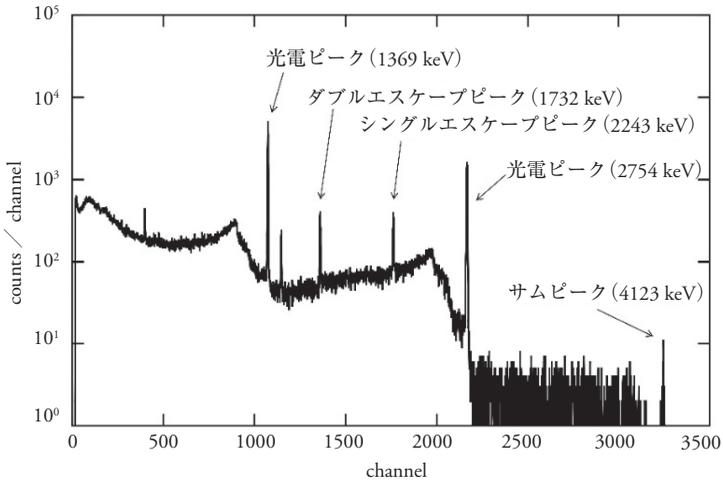


図 3-11 Na-24 からの γ 線を HPGe 検出器で測定して得られた波高スペクトル

$$n_2 = A_0 (\varepsilon_2 - \varepsilon_1 \varepsilon_2) \quad \varepsilon_{2p} = A_0 (1 - \varepsilon_1) \varepsilon_2 \varepsilon_{2p} \quad (3-27)$$

$$n_s = A_0 \varepsilon_1 \varepsilon_2 \varepsilon_{1p} \varepsilon_{2p} \quad (3-28)$$

また、全計数率 n_T は次のように表される。

$$n_T = A_0 (\varepsilon_1 + \varepsilon_2 - \varepsilon_1 \varepsilon_2) \quad (3-29)$$

式 (3-26) ~ 式 (3-29) より、四つの検出効率 ε_1 , ε_2 , ε_{1p} および ε_{2p} はすべて消去され、最終的に次のような関係が得られる。

$$A_0 = n_T + \frac{n_1 n_2}{n_s} \quad (3-30)$$

したがって、測定によって得られた光電ピークの計数率と全計数率から試料中に含まれる Na-24 放射能を絶対測定することができる。

ただし、波高スペクトルのうちノイズを含む低波高部分は、測定系に threshold level を設定して除去するのが普通である。また、バックグラウンド計数は取り除く必要があるため、全計数率 n_T を求めるには工夫が必要である。

3-3 中性子および γ 線空間線量率測定

UTR-KINKI の 1 W 定格出力運転時において、炉周辺の測定点で空間線量率を測定する。

3-3-1 中性子線と γ 線の生成

原子炉運転時では、中性子線と γ 線が生成される。中性子線の源は炉内の核分裂反応であり、即発中性子線と遅発中性子線がある。 γ 線の起源は、炉内の核分裂生成物からの γ 線、中性子線と物質との非弾性散乱の結果としての γ 線、中性子線による放射化物からの γ 線がある。

炉心中央における中性子のエネルギー分布を図 3-12 に示す。エネルギー分布は、熱中性子から数 MeV までにわたっている。

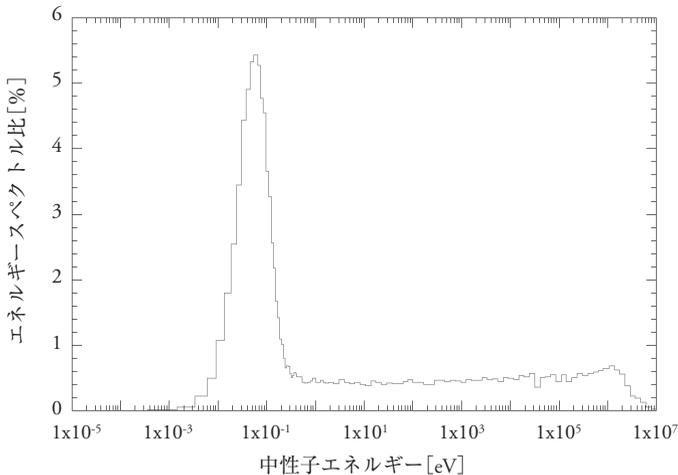


図 3-12 炉心中央における中性子のエネルギースペクトル比

炉心では、炉内構造物の放射化による γ 線と核分裂生成物からの γ 線が生じているけれども、生体遮蔽によって原子炉表面までは至らない。

3-3-2 測定器と測定原理

原子炉周辺での空間線量率測定の目的は、原子炉からの漏洩線量率が保安規定で規定している値以下であることを確認することである^{[6][7]}。これによって、原子炉周辺で作業する者の外部被ばくによる線量^{[8][9]}が十分に低いことと、原子炉の生体遮蔽に損傷が無く特異的に高い線量率の地点が無いことの両方が測定によって確認される。

本実習での空間線量率は、周辺線量当量率測定器のうちの可搬型測定器であるサーベイメータを用いて測定する。 γ 線用サーベイメータとして一般によく用いられるものは、電離箱式サーベイメータとNaI(Tl)シンチレーション式サーベイメータである。後者は、自然バックグラウンド線量率の低い線量率レベルでも測定可能であるが、その反面、測定できる線量率範囲は概ね $30 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ までに限定される。1Wで運転中の原子炉の上蓋上面では $30 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ を超えることがあるので、本実習では、電離箱式サーベイメータを用いる。中性子線用周辺線量当量率測定器は、レムカウンタとも呼ばれる。実効線量を評価する際に用いられる放射線加重係数は、中性子線の場合はエネルギーの関数である。そのため、入射した中性子線のエネルギーによってフルエンスを線量に換算する係数が異なる。図3-13に中性子のエネルギーに対するフルエンスを線量に換算する係数を示す。

理想的な中性子線用周辺線量当量率測定器は、エネルギー応答がこの曲線に合うものである。市販の中性子線用周辺線量当量率測定器の多くは、検出器にHe-3ガスを封入した比例計数管を用いる。図3-14にHe-3の反応断面積を示す。図のように、検出に用いる (n, p) 反応は、低エネルギー領域で断面積が大きい。検出器の応答を図3-13の曲線に合わせるために、厚さ10 cm程度のポリエチレンで検出器を囲っている。ポリエチレ

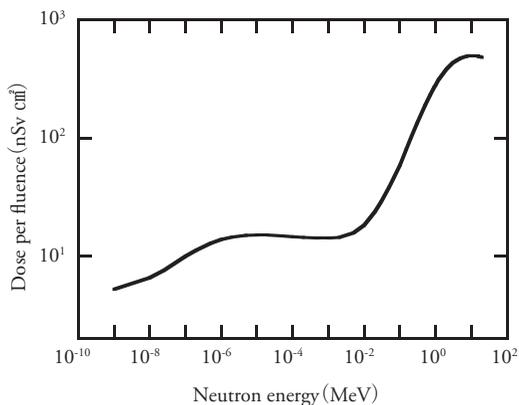


図 3-13 中性子のフルエンスあたりの線量換算係数

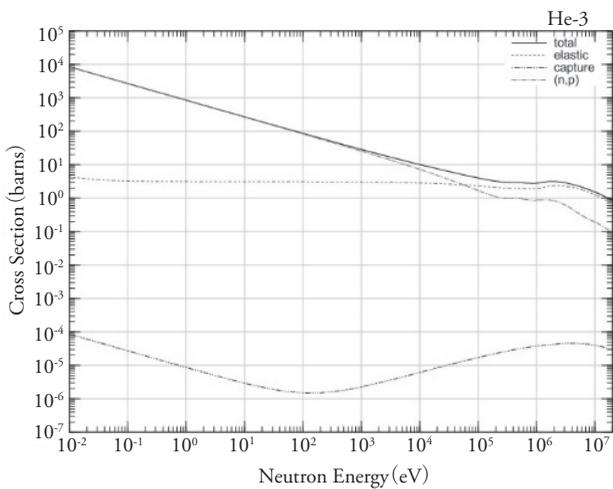


図 3-14 He-3 の反応断面積^[1]

ンの組成は炭素と水素であり、測定器に入射する速中性子線は水素と弾性散乱を起こして減速し、低エネルギー側にシフトする。これによって、速中性子線に対する感度を高くしている。検出器に入射した γ 線によって発

生ずるパルスは波高が低いので線量率測定値に寄与しない。

3-3-3 測定

UTR-KINKI の1W 定格出力運転時において、原子炉周辺の測定点で空間線量率を測定する。測定点を図 3-15 に示す。測定した値は、表 3-3 に記入する。

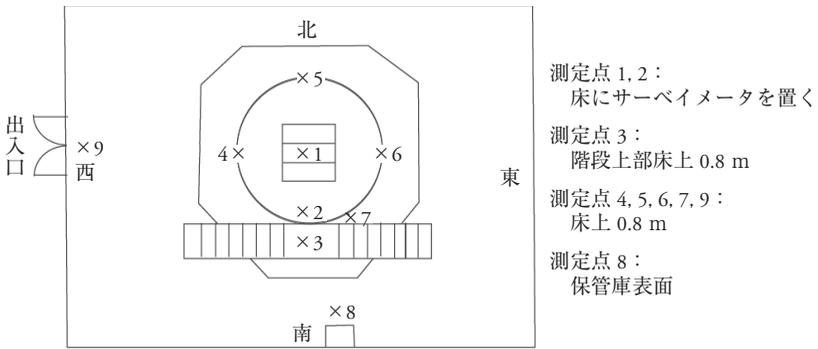


図 3-15 原子炉周辺における測定点

表 3-3 測定結果の記録 (単位: $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)

| 測定点 | 線量率 (中性子線) | 線量率 (γ 線) | 合計 |
|-----|------------|-------------------|----|
| 1 | | | |
| 2 | | | |
| 3 | | | |
| 4 | | | |
| 5 | | | |
| 6 | | | |
| 7 | | | |
| 8 | | | |
| 9 | | | |

(1) 測定準備

- ① 電離箱式サーベイメータ；スイッチを OFF から ON に切り替えて起動する。ゼロチェックを行い，測定レンジは $10 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ とする。
- ② 中性子線用サーベイメータ；電源ボタンを押して電源 ON とする。

(2) 測定と記録

- ① 測定の順番は 4～9 番を前半として，その後，1～3 番を測定する。
- ② サーベイメータの検出部を測定位置に合わせて，線量率が一定の値に落ち着くのを待ってから読み取り，記録する。それぞれ，有効数字 2 桁で読み取り記録する。測定点 1～3 番では，電離箱式サーベイメータの測定レンジを適切なレンジに切り替えて使用する。
- ③ γ 線線量率と中性子線線量率それぞれの測定結果を合算して合計を記録する。その際， $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ の単位で小数点以下 2 桁目を切り上げて，小数点以下 1 桁目までを記録する。安全側の数値となるように四捨五入や切り捨てはしない。

3-3-4 考察

(1) 測定点による線量率の違い

- ① 南北（測定点 5 番と 7 番）と東西（測定点 4 番と 6 番）では異なるのはなぜか。その理由を考察せよ。
- ② 測定点 8 番は，中性子線量率が γ 線線量率よりも大きいのはなぜか。その理由を考察せよ。

(2) 作業者の外部被ばく線量

UTR-KINKI の 1 W 定格出力運転時において、上蓋上面へは立入を制限しているが、それ以外は原子炉室内での立入の制限はない。労働安全衛生に関連した「電離放射線障害防止規則」では、人が常時立ち入る場所での場の線量を 1 週間あたり 1 mSv 以下にするようにと規定している。保安規定では原子炉側面線量率の管理目標値（拘束値）を $20 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ としている。測定点における空間線量率が、この管理目標値を超えていないことを確認せよ。さらに、週 40 時間労働として、管理目標値を $20 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ とした理由について考察せよ。

(3) 遮蔽に関する定量的考察

炉心中央から各測定点までの距離と、その間の遮蔽素材とその厚みを表 3-4 に示す。ここで、充填砂に水を満たした素材は、コンクリートに相当すると考える。放射線輸送計算コード PHITS (ver. 3.02) ^[10] を用いて、厚さ 150 cm の黒鉛またはコンクリートに中性子線を入射させたときの中性子線の線量率 [$\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$] を計算した。入射中性子線のエネルギーは、1 MeV, 2 MeV, 3 MeV とした。図 3-16～図 3-18 に厚さによる遮蔽効果を入射点の線量率を 1 として、相対値で示す。中性子線の非弾性散乱に伴って発生する γ 線の線量率は破線で示す。

表 3-4 と図 3-16～図 3-18 を参考に、各測定点における中性子線と γ 線の空間線量率の比に基づいて、炉心中央における中性子線の実効エネルギーが 1 MeV, 2 MeV, 3 MeV のうちのどれに最も近いかを推定せよ。

表 3-4 遮蔽の素材と厚み、炉心中央からの距離

| 測定点 | 遮蔽の素材と厚み | 炉心中央からの距離 |
|-----|--------------------------------|-----------|
| 1 | 黒鉛 (122 cm) コンクリート (45 cm) | 197cm |
| 4 | 黒鉛 (51 cm) [充填砂+水] (142 cm) | 198cm |
| 5 | 黒鉛 (51 cm) [充填砂+水] (127 cm) | 198cm |
| 6 | 黒鉛 (51cm) [充填砂+水] (142 cm) | 198cm |
| 7 | 黒鉛 (51 cm) [充填砂+水] (127 cm) | 198cm |

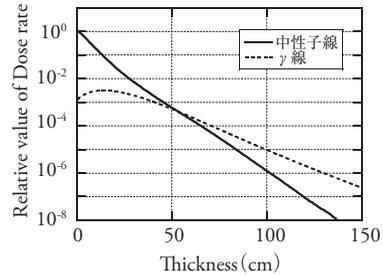
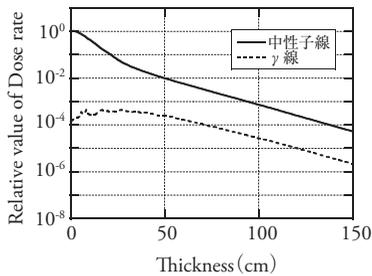


図 3-16 1 MeV 中性子線に対する遮蔽 (左：黒鉛、右：コンクリート)

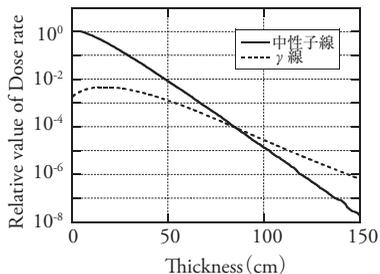
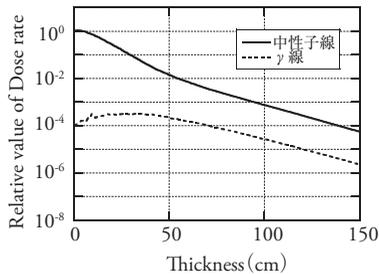


図 3-17 2 MeV 中性子線に対する遮蔽 (左：黒鉛、右：コンクリート)

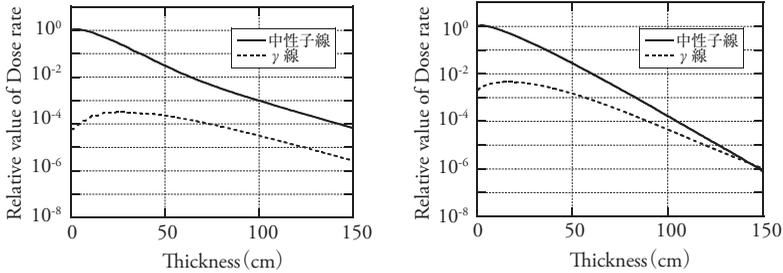


図 3-18 3 MeV 中性子線に対する遮蔽 (左；黒鉛、右；コンクリート)

【コラム】漏洩γ線スペクトル測定

3-3-1 で述べたように、炉心では、炉内構造物の放射化によるγ線と核分裂生成物からのγ線が生じているが、これらのほとんどは生体遮蔽によって原子炉表面までは至らない。一方、中性子線の物質との非弾性散乱の結果として生じるγ線は、安定な原子核が低エネルギーの中性子を捕獲することにより原子核が基底状態から励起され、励起された原子核が 10^{-14} 秒以内に脱励起することに起因する。この過程で放出されるγ線を即発γ線と言う。即発γ線は比較的エネルギーが高く、透過性が非常に高いため生体遮蔽から漏洩するγ線の主成分をなす。即発γ線のエネルギースペクトル測定には、エネルギー分解能に優れた高純度ゲルマニウム半導体検出器 (HPGe 検出器) が適している。

(1) 高純度ゲルマニウム半導体検出器

HPGe 検出器は、ゲルマニウム (Ge) が高純度化出来ること、半導体であることを利用したγ線 (X線) 用の放射線検出器である。HPGe 検出器には P 型、N 型があり、40 keV を超えるγ線を測定する場合 P 型が一般に用いられる。P 型高純度 Ge 半導体結晶の外側に 700 μm 程度のリチウム拡散により $n+$ 層を形成し、中心孔にボロンイオンのイオン注入により $p+$ 層を形成、これらを電極として高い逆バイアスを印加することによって、結晶中に空乏層が形成される。γ線の検出効率はこの空乏層の大きさに依存し、高エ

エネルギーの γ 線について十分な検出効率を得るには厚い空乏層の検出器が望ましい。

HPGe 検出器による γ 線の測定は、 γ 線と Ge 結晶との相互作用による。相互作用によって 2 次電子が生じると、空乏層内に電子正孔対が発生し電気信号として読み出すことが出来る。この検出器の最大の特徴は γ 線エネルギーを高い精度で決定出来る点にある。このことを「エネルギー分解能が良い」と言う。分解能は図 3-19 に示す通り、 γ 線によるピーク波高 P の $1/2P$ におけるピーク幅で表し、半値全幅 (Full Width at Half Maximum: FWHM) という。HPGe 検出器では、 γ 線のエネルギーを電子正孔対の数として直接読み出すことができ、かつ電子正孔対の平均の生成エネルギー (ε 値) が 2.96 eV と小さいことから電子正孔対の生成数のばらつきが小さく、高いエネルギー分解能を達成できる。HPGe 検出器の FWHM は、通常 Co-60 から放出される 1332.5 keV の γ 線において 2 keV 未満で得られる。

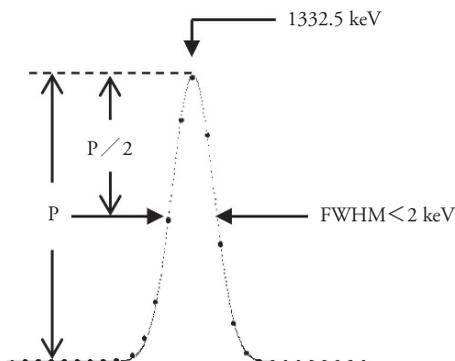


図 3-19 ピーク半値全幅

なお、HPGe 検出器はバンドギャップが小さいことから、これを越える電子による熱雑音の影響を減らすため、液体窒素又は電気冷却器によって液体窒素に近い動作温度まで冷却しなければ使用できない。

(2) 測定システム

図 3-20 のように放射線が検出器に入射しエネルギーを与えると、このエ

エネルギーを電気信号として取り出すことが出来る。この信号を電子回路（前置増幅器、主増幅器）により処理をした後の波形を図 3-20 中に示した。放射線は一つひとつ数えることが出来、一つの放射線を検出した場合に一つの信号（パルス）が発生する。様々な高さの信号が発生するが、信号の高さ V は γ 線と Ge の相互作用により発生した 2 次電子のエネルギー E に比例する。この信号を波高分析器（MCA：マルチチャンネルアナライザ）により弁別することで図 3-21 に示すようなエネルギースペクトルが得られる。

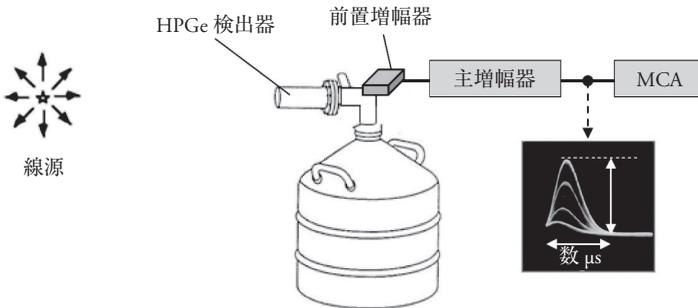


図 3-20 γ 線スペクトル測定システム構成例

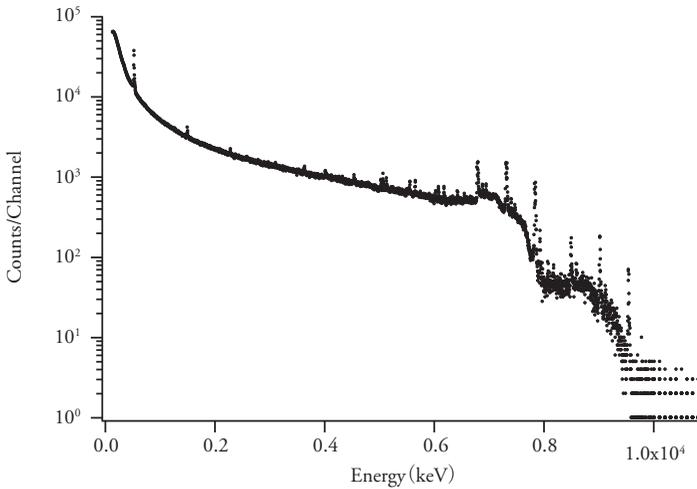


図 3-21 漏洩 γ 線エネルギースペクトルの例

(3) 漏洩 γ 線スペクトル測定

原子炉の生体遮蔽から漏洩する γ 線スペクトルを測定するには検出部を遮蔽タンク表面に出来るだけ近付ける。エネルギー校正を行った後、MCAのプリセット時間を設定し、一定時間測定を行う。図3-21に漏洩 γ 線スペクトルの例を示す。図に示す通り漏洩 γ 線のエネルギーは比較的高く10 MeVにも及ぶため、広範囲のエネルギースペクトルが得られるように、主増幅器のゲインを十分に下げてエネルギー校正を行う必要がある。

(4) データ解析

MCAに付属するソフトウェアの機能を使って、 γ 線スペクトルに現れたピークのチャンネルを求める。エネルギー校正によって得られたMCAチャンネルとエネルギーの関係式から、ピークのチャンネルをエネルギーに変換して一覧表にする。得られたエネルギーから、そのピークがどのような捕獲反応によって放出された即発 γ 線に起因するか、調べてみよう。

γ 線スペクトルのピークの同定を行うときは、以下に示す即発 γ 線のデータベースを利用するとよい。

IAEA, "Database for Prompt Gamma-ray Neutron Activation Analysis," "Most Intense Gamma Rays."

<https://www-nds.iaea.org/pgaa/Annex1/Table-IV-Chap7.pdf> (2021年8月30日アクセス)

3-4 中性子ラジオグラフィ

3-4-1 目的

ラジオグラフィとは、放射線の透過作用を利用して物体の内部を透視する技術のことである。多くの人にとって最も身近なラジオグラフィ技術は、健康診断等で用いるレントゲン写真の撮影であろう。このような技術は対象物を傷つけたり壊したりすることのない非破壊検査技術として、医学利用だけでなく、工業製品の検査や文化財の調査、理工学研究、空港等

の保安検査など多岐にわたる分野で用いられ、われわれの生活を支えている。

レントゲン写真は、X線を使って人体の内部を透視した画像であるが、このような透視画像はX線だけでなく、中性子線を使って撮影することもできる。中性子線を使って被写体を透視する技術を中性子ラジオグラフィまたは中性子イメージングと呼ぶ。

X線と中性子線を使って同じ被写体を撮影すると、得られる透視画像が大きく異なる。これは、X線と中性子線では物質との相互作用の際に相互作用をする対象が異なることに起因している。そのため、同じ被写体に対してX線ラジオグラフィと中性子ラジオグラフィを併用すると、被写体内部の成分や構造について相補的な情報が得られる。さらに、X線あるいは中性子線の測定と画像化にも異なる技術が必要となる。

この実習では、原子炉から発生する中性子線を使って被写体の透視画像を撮影し、中性子ラジオグラフィの原理と画像化に用いられる技術を理解することを目的とする。また、同じ被写体をX線でも撮影し、X線と中性子線によって得られた二つの画像を比較することによって、両放射線による物質との相互作用の違いがどのように画像として現れるかを考察する。

3-4-2 X線および中性子線の減弱

X線は、3種類の相互作用（光電効果、コンプトン散乱、電子対生成）によって物質中で吸収されたり散乱されたりして減衰する。このうち光電効果とコンプトン散乱は物質中の電子との相互作用であり、これらの相互作用が支配的なエネルギー領域では、電子を多く持つ原子、すなわち原子番号の大きい原子ほどX線を大きく減衰させることが想像できるであろう。実際、図3-22に示すように、X線の質量減弱係数 [$\text{cm}^2 \cdot \text{g}^{-1}$] は原子番号に対して単調に増加する。

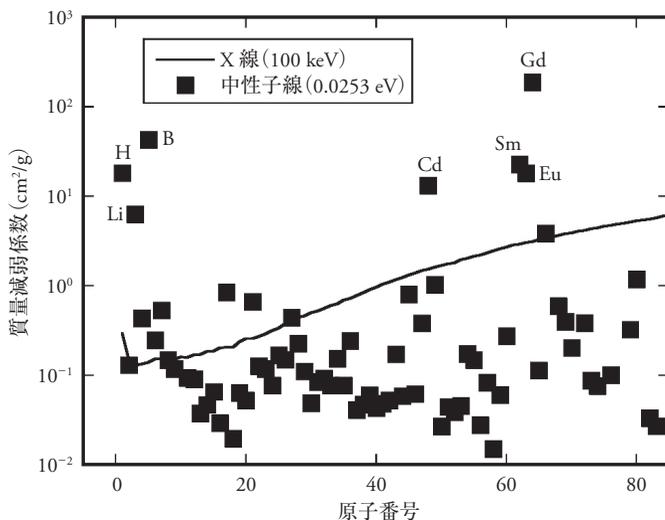


図 3-22 X線および熱中性子に対する質量減弱定数^{[1][11]}

被写体に X 線を照射すると、X 線が原子番号の大きな物質によって吸収、散乱されて遮られるのに対し、原子番号の小さい物質では X 線がほとんど遮られずに透過するので、被写体の中の原子番号の大きな物質の影が「影絵」のように画像上に写し出される。健康診断等で用いるレントゲン写真において、人体内部の骨や歯などの硬組織がくっきりと写し出されるのは、硬組織がカルシウム (Ca) を含み、人体内で筋肉や脂肪などの軟組織に対して相対的に大きな原子番号を持つ部分だからである (硬組織の実効原子番号は軟組織の実効原子番号の約 2 倍である)。

一方、中性子線は X 線と異なり、原子核と直接の相互作用 (吸収や散乱) によって減衰する。どのような相互作用がどのくらいの確率で発生するかは原子核ごとに異なるので、X 線のように原子番号に対して単調に変化することはなく、一般的な傾向はみられない。図 3-22 に原子番号に対する熱中性子の質量減弱係数を示す。熱中性子の質量減弱係数は原子番号に対して大きく変化し、特に、水素 (H)、リチウム (Li)、ホウ素 (B) のよう

な原子番号の小さな元素でも大きくなるのが特徴である。他にカドミウム (Cd) やガドリニウム (Gd) のような特別に質量減弱係数の大きな元素もある。また、中性子線は、X線が透過しにくい鉄や鉛のような重い金属を透過しやすい。したがって、中性子ラジオグラフィでは、重い金属でできた構造物の中にある水や油、プラスチックのような水素を多く含む物質を可視化して検査することができる。

3-4-3 イメージングプレートによる X線および中性子線の測定

写真フィルムは積分型の二次元 X線検出器であり、確立された技術で簡便に画像を得ることができるため、長い間レントゲン写真の撮影に使われてきた。1981年になると、わが国の富士フィルム(株)が写真フィルムに代わるデジタル写真技術としてイメージングプレート (Imaging Plate: IP)を開発した。IPは従来の X線用写真フィルムに比べて 100 倍以上の感度を持つため、IPの使用によりレントゲン撮影時の被ばくを大きく低減できるようになった。また、写真フィルムのような現像作業が不要で、画像情報をデジタルデータとして取得できるため画像の劣化が無く、長期保存が容易である。さらに、撮影後に画像処理を行うことで定量的な解析ができることや、ダイナミックレンジが大きいこと (従来の写真フィルムが約 2 桁であるのに対し IP は約 5 桁) など、二次元放射線検出器として様々な優れた特長を持っている。

IPによる X線測定の原理は写真フィルムとは大きく異なり、輝尽発光 (Photo-Stimulated Luminescence: PSL) という現象に基づいている。輝尽性蛍光体と呼ばれる特殊な物質に放射線を照射すると、放射線のエネルギーを吸収して蓄積する。その後レーザー光を照射すると、蓄積したエネルギーを蛍光として放出する。

図 3-23 に IP の写真と構造を示す。X線用 IP では、輝尽性蛍光体として BaFBr:Eu を用いており、薄いプラスチックシート上に輝尽性蛍光体を

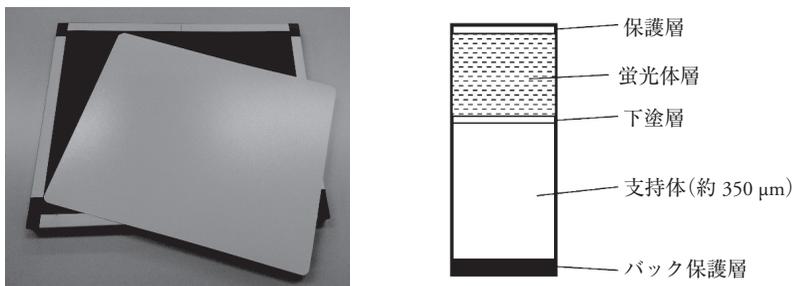


図 3-23 IP の外観写真と断面図^[12]

塗布し、表面を保護フィルムで覆った構造となっている。IP に X 線を照射した後、He-Ne レーザー (633 nm) で IP 表面をスキャンし、発生する蛍光 (紫外光) を光電子増倍管で検出してデジタルデータとしてコンピュータに取り込み、二次元放射線強度分布として画像化する。画像の解像度は数十 μm 程度にまで上げることができる。また、画像読み出し後の IP に可視光を 10 分程度照射すると、IP に蓄積された情報がすべて消去され、再び使用可能になる。

このように優れた特長を備えた IP であるが、X 線用の IP には中性子に有感な成分が含まれていないので、そのままでは中性子ラジオグラフィに用いることはできない。そこで中性子に有感な IP として、輝尽性蛍光体にガドリニウム (Gd) を中性子コンバータとして混ぜた中性子用 IP が開発されている。ガドリニウムは熱中性子に対する (n, γ) 反応の断面積がきわめて大きく、熱中性子をよく吸収して即発 γ 線と内部転換電子を放出する。これらのうち特に内部転換電子は中性子を吸収した Gd 原子の近傍にエネルギーを与えることができ、中性子による像として IP 内に蓄積することができるので、中性子ラジオグラフィに用いることができる。

3-4-4 中性子ラジオグラフィ用実験設備

中性子ラジオグラフィに用いられる中性子源としては、原子炉、加速器中性子源、放射性同位元素（radioisotope: RI）がある。これらの中性子源の中では、中性子強度が大きく安定した中性子源として原子炉が最も多く利用されてきた。残念ながら国内では研究用原子炉の停止が続いており、中性子ラジオグラフィに利用できる原子炉も減少しているが、最近は加速器の性能の向上により加速器中性子源でも原子炉に劣らない条件で中性子照射ができるようになったため、加速器中性子源も多く利用されるようになってきている。ここでは、実験で使用する UTR-KINKI の中性子ラジオグラフィ設備^[13]について解説する。

UTR-KINKI の炉心上部は、通常の運転時にはコンクリート製の遮蔽用上蓋によって閉鎖されているが、この上蓋の代わりに炉心上部照射実験設備を設置することもできるようになっている。炉心上部照射実験設備にはいくつかの種類があり、その一つが中性子ラジオグラフィ用の B 設備である。ちなみに他の設備は、小動物照射用の A 設備と実験物挿入用の C 設備であり、3 種類の設備の中から実験の目的に応じて選んで使うことができる。図 3-24 に中性子ラジオグラフィ設備を設置した UTR-KINKI の写真を示す。

図 3-25 に中性子ラジオグラフィ設備を設置した UTR-KINKI の断面図を示す。中性子ラジオグラフィ設備内のコリメータ（中性子導管）は中央ストリンガー孔の真上に位置し、熱中性子束が最大の位置から上部へ向けて中性子ビームを引き出せるようになっている。コリメータは熱中性子を効率よく吸収するフッ化リチウム入りのモルタル製で、原子炉中心部からの中性子ビームのうちコリメータ内壁に衝突した中性子を吸収し、コリメータ出口においてできるだけ平行な熱中性子ビームが得られるようにしている。

コリメータの性能は、コリメータ比（ L/D ）で表すことができ、 L はコ

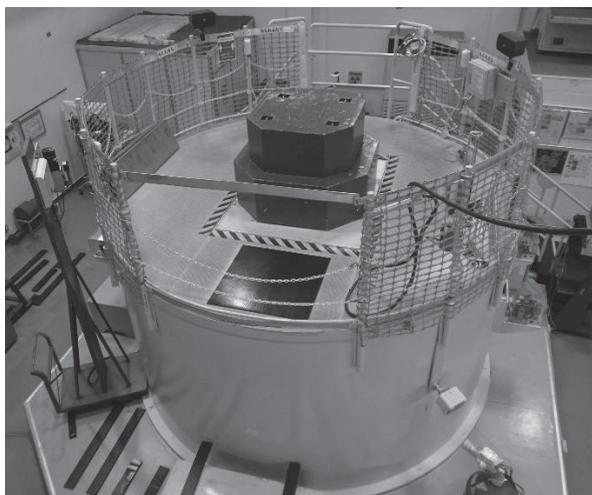


図 3-24 中性子ラジオグラフィ設備を設置した UTR-KINKI の外観

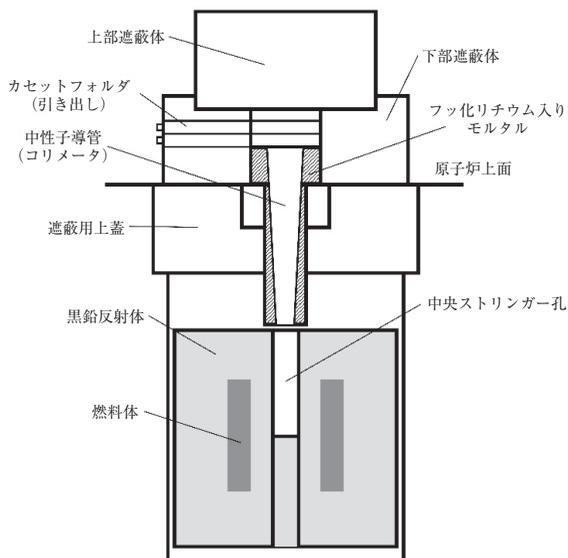


図 3-25 中性子ラジオグラフィ設備を設置した UTR-KINKI の断面図

リメータの長さ、Dはコリメータ入口の直径である。UTR-KINKIの場合、 $L=92\text{ cm}$ 、 $D=9\text{ cm}$ なので、コリメータ比は10.2となる。一般に、中性子ラジオグラフィ設備のコリメータ比は10以上、できれば100以上が望ましいとされているので、UTR-KINKIの場合は下限に近い条件である。

コリメータの上部には下部遮蔽体、さらにその上に上部遮蔽体が設置される。下部遮蔽体には被写体と中性子用IPを設置するカセットフォルダが設けられており、原子炉運転中に引き出しのように出し入れできるようになっている。コリメータ出口の直径が20 cmなので、照射位置における照射野の直径は約20 cmとなる。また、1W臨界運転時の照射野の熱中性子束は、約 $1 \times 10^4\text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ である。

UTR-KINKIの熱出力は1Wと低出力であり、他の原子炉の中性子ラジオグラフィ設備に比べて熱中性子束も小さいので、撮影に必要な中性子フルエンスを得るためには長時間の照射が必要となる。中性子用IPを用いた場合、1枚の静止画像を得るための標準的な照射時間は約15分である。

3-4-5 X線発生装置

レントゲン写真の撮影に使われるX線はX線管によって発生させる。図3-26にX線管を用いたX線発生装置の構成を示す。陰極と陽極の間に印加する電圧を管電圧といい、数十kVから数百kVの高電圧を印加する。また、陰極と陽極の間に流れる電流を管電流と呼ぶ。高温に熱したフィラメント（陰極）から発生した熱電子が管電圧によって加速されて金属ターゲット（陽極）に衝突すると、制動放射によってX線が発生する。

X線管のエネルギー効率は低く、電子の運動エネルギーのほとんどは金属ターゲットに衝突したときに熱エネルギーとなり、X線のエネルギーとなるのはごくわずかである。そのため、金属ターゲットはX線発生時に発熱して高温となるため、水等で冷却しながら使う場合が多い。また、制

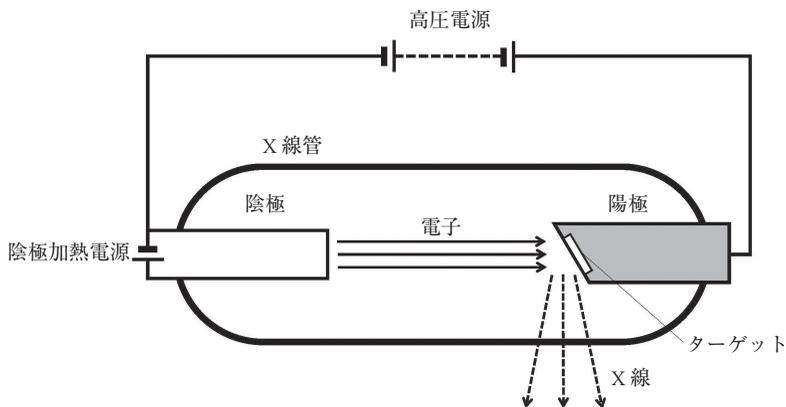


図3-26 X線発生装置の構成

動放射によってX線を発生させるので、原子番号の大きな物質を金属ターゲットとして用いた方が効率よくX線を発生させることができる。したがって、金属ターゲットには原子番号が大きく融点が高い金属が有利であり、タンゲステン (W) が用いられることが多い。

X線管から発生するX線のエネルギースペクトルは、制動放射による連続スペクトルに、金属ターゲットから発生する特性X線のピークが重なった形となる。図3-27にX線管から発生するX線のエネルギースペクトルを示す。連続スペクトルの最大エネルギーはX線管の管電圧、すなわち、電子の加速電圧で決まる。

発生するX線の強度は、金属ターゲットに単位時間あたりに衝突する電子数が多いほど大きくなるので、X線管の電極間を流れる電流、すなわち管電流によって決まる。ただし、制動放射によるX線の発生効率も電子のエネルギーが大きいくほどよくなるので、同じ管電流であれば管電圧が大きいほうがX線強度は大きい。

レントゲン写真の画像コントラストはX線のエネルギーと関係があり、X線のエネルギーが大きいくほど透過力が高まるので、画像コントラストは

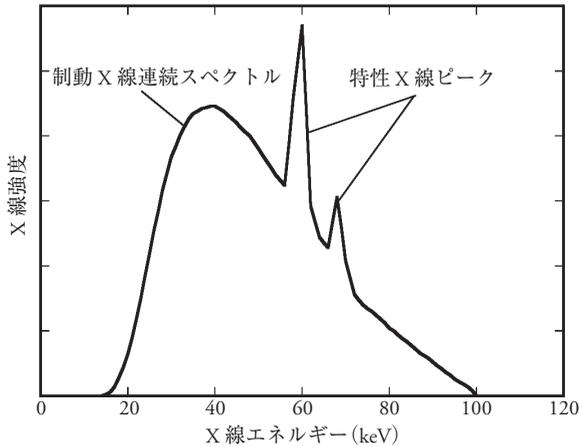


図 3-27 X 線管から発生する X 線のエネルギースペクトル (管電圧：100 kV, ターゲット：W, 吸収体：Al 1.0 mm)

低下する。また、画像濃度は X 線強度と X 線の照射時間で決まる。管電流 [mA] と照射時間 [s] の積を mAs 値と呼び、同じ mAs 値であれば、管電流と照射時間の値の組み合わせが異なっても同じ濃度の画像が得られる。

3-4-6 手順

① 被写体の準備

撮影したい物をいくつか用意し、専用のアルミニウム板の中央にある直径 20 cm の円内に配置する。配置が決まったらセロテープで固定して被写体とする。

② IP の準備

X 線用 IP と中性子用 IP を専用のイレーザに入れて 10 分程度、残っている画像情報を消去する。消去したら、それぞれをカセットと呼ばれる IP 専用の遮光された入れ物にセットする。後でどちらが X 線用でどちらが中性子用か、分からなくならないようにしておく。

③ X線の照射

X線用IPの入ったカセットの上に被写体を取り付けたアルミニウム板を置き、X線発生装置でX線を照射する。このとき、X線発生装置の管電圧は40 kV、管電流は1 mAに設定し、3秒間照射する。

④ 中性子の照射

中性子ラジオグラフィ設備を設置した原子炉をあらかじめ出力1 Wの臨界で自動運転の状態にしておく。カセットフォルダに中性子用IPの入ったカセットと被写体を取り付けたアルミニウム板を設置し、下部遮蔽体内に挿入する。照射時間は15分とする。

⑤ 照射が終了したらX線用IPと中性子用IPを専用のリーダーにセットし、画像を読み出す。

3-4-7 考察

図3-28にラジオグラフィ画像の例を示す。X線と中性子線によって得

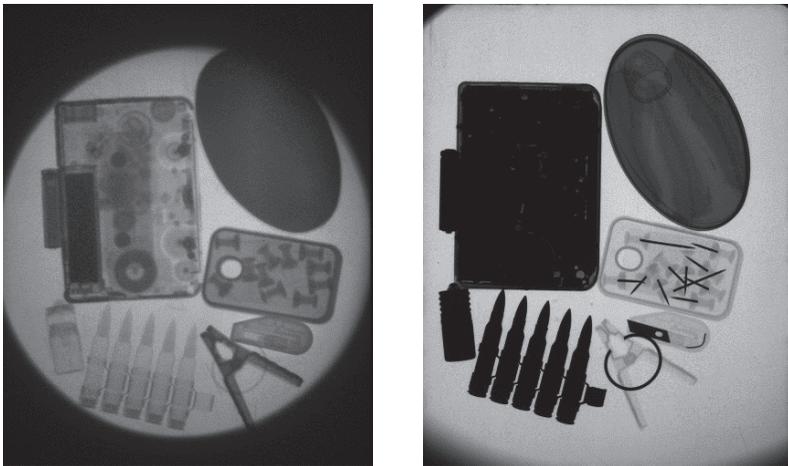


図3-28 X線(右)と中性子線(左)を用いて同じ被写体を撮影したラジオグラフィ画像

られた2枚の画像を比較し、X線・中性子線と物質の相互作用の違いが画像にどのように表われているかを考察せよ。

参考文献

- [1] K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, *et al.*, “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**, 1 (2011).
- [2] 日本アイソトープ協会, 「アイソトープ手帳 11 版 ポケット版」, 丸善出版, (2011).
- [3] 内藤奎爾著, 「原子炉化学 上」原子力工学シリーズ 4, 東京大学出版会, (1978).
- [4] 「中性子照射によるシリコン半導体製造の原理」, ATOMICA
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-04-01-25.html (2021 年 7 月 14 日アクセス)
- [5] 日本アイソトープ協会, 「密封線源の基礎」7 版増補, 丸善出版, (2020).
- [6] 近畿大学原子炉等の共同利用の手引き
<https://www.kindai.ac.jp/files/rd/research-center/aeri/guide/external-use/outside4.pdf> (2021 年 7 月 15 日アクセス)
- [7] 近畿大学原子力研究所原子炉施設保安規定
- [8] 放射線を放出する同位元素の数量等を定める告示 (平成 12 年科学技術庁告示第 5 号) 別表第 6
- [9] 柴田徳思編, 「放射線概論」第 13 版, 通商産業研究社, (2021).
- [10] T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, *et al.*, “Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **55**, 684 (2018).
- [11] J. H. Hubbell and S. M. Seltzer, “Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy-Absorption Coefficients from 1 keV to 20 MeV for Elements Z = 1 to 92 and 48 Additional Substances of Dosimetric Interest,” NIST Standard Reference Database 126, NIST.
<https://www.nist.gov/pml/x-ray-mass-attenuation-coefficients> (2021 年 8 月 23 日アクセス)
- [12] 「新しい X 線画像診断システム“FCR”の開発」, 富士フィルム
<https://www.fujifilm.co.jp/corporate/aboutus/history/ayumi/dai5-08.html> (2021 年 7 月 19 日アクセス)
- [13] 丹羽健夫, 古賀妙子, 森嶋彌重他, 「近畿大学原子炉中性子ラジオグラフィ設備の概要と特性」, 日本原子力学会誌, **29**, 904 (1987).

第4章

試験研究炉



試験研究炉とは、中性子などの放射線を利用して教育および研究を行うことを目的とする原子炉であり、発電を目的としないということで軽水炉と大きな違いがある。一般的には「研究炉」と呼んでいるが、法律上は試験研究炉が正しい呼び方で、そこには臨界集合体というゼロ出力の小型の原子炉も含まれている。

第4章では、試験研究炉の構造および目的を含む概要にはじまり、それらの特徴、そして分類、最後にどのように利用されているかについて、順を追って説明することにする。なお、以下の説明では、試験研究炉を単に「研究炉」と呼ぶことにする。

4-1 概要

研究炉 (research reactors) は理工学研究、材料照射、放射性同位体 (Radioisotope: RI) 生産、医療用照射などの利用に適した中性子を発生させるように設計された原子炉である。発電炉 (軽水炉) は高温高压の蒸気を発生させて熱エネルギーに転換されるが、研究炉で発生した熱エネルギーは利用されることはなく、残念ながら捨てられてしまう。そもそもは中性子を利用するために設計された原子炉であるため、燃料を構成する領域は「引越し用の段ボール」程度の体積で、直径が約 3.5 m で高さが約 4 m の発電炉の燃料領域とは比べ物にならない。ではなぜ原子炉の燃料部分の大きさが段ボール程度の体積なのだろうか？その理由は第2章でも述べたが、原子炉のサイズが小さければ小さいほど炉心内の中性子は炉心の外へ漏れやすくなる (フィックの法則: Fick's law)。研究炉では、炉心の中で発生した中性子が炉心の外へ漏れるように燃料領域は当初から小さく設計されており、つまり、中性子をできるだけ多く取り出しやすくするためである。

それでは、「国内にはどれだけの研究炉があるのだろうか？」というこ

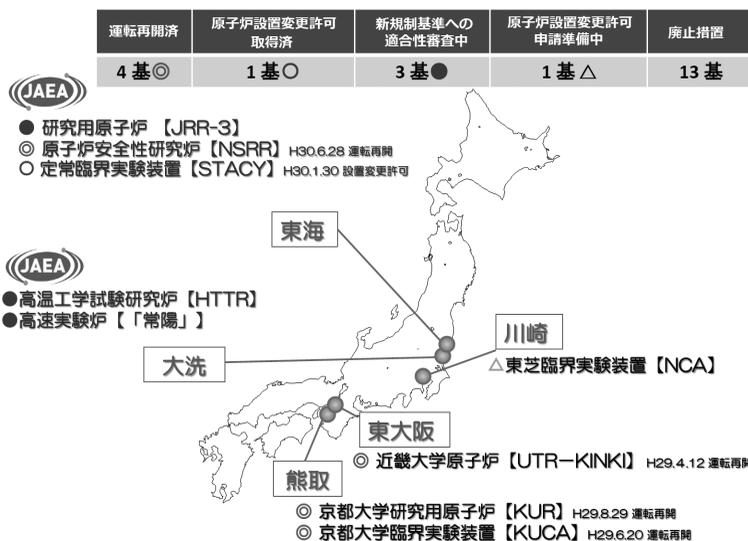


図 4-1 国内の試験研究炉の現状

出典：資源エネルギー庁、原子力教育・科学研究・産業・医療…さまざまな分野で役立つ「研究用原子炉」 <https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyoo/kenkyuro.html> (2021年4月26日アクセス)

とを調べてみよう。資源エネルギー庁のホームページによると、廃止措置の13基を含めて合計で22基の研究炉がある。2011年の東京電力福島第一原子力発電所（福島第一原発）での事故後に設けられた原子力施設への「新規制基準」に対して研究炉もその対象になっており、2021年3月現在、図4-1にあるように、4基のみが稼働している状況である。

研究炉と言えば研究機関や大学が保有しているイメージだが、図4-1にある廃止措置13基の中には、1960年代から民間企業や大学が保有していた研究炉が含まれており、民間企業が保有する研究炉は今では東芝臨界実験装置（Toshiba Nuclear Critical Assembly: NCA）のみとなった。福島第一原発での事故後の新しい規制への対応や維持・運営に掛かるコストを考えると、民間企業や大学が単体で研究炉を保有することが年々難しくなっている。

表 4-1 国内の研究炉の概要

| 機関 | 原子炉 | 利用目的 | | | | |
|------|-------|----------------|-------------|------|------|------|
| | | 軽水炉・新 型炉の研究 | 中性子科 学研究 | 産業利用 | 医学治療 | 人材育成 |
| JAEA | JRR-3 | | ○ | ○ | ○ | ○ |
| | NSRR | ○ | | | | ○ |
| | STACY | ○ | | | | ○ |
| | HTTR | ○ | | | | ○ |
| | 「常陽」 | ○ | | | | ○ |
| 東芝 | NCA | ○ | | | | ○ |
| 近畿大 | UTR | | ○ | | | ○ |
| 京都大 | KUR | | ○ | | ○ | ○ |
| | KUCA | ○ | | | | ○ |

出典：資源エネルギー庁 HP, 原子力教育・科学研究・産業・医療…さまざまな分野で役立つ「研究用原子炉」<https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyō/kenkyūro.html> (2021年4月26日アクセス)

図 4-1 にある研究炉の概要をまとめると表 4-1 のようになる。

表 4-1 の概要では、日本原子力研究開発機構 (Japan Atomic Energy Agency: JAEA) が多くの研究炉を保有しており、中性子の利用が中心の JRR-3 (Japan Research Reactor-3)、軽水炉における安全研究には NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) と STACY (Static experiment Critical Assembly)、高温ガス炉と高速炉という新型炉については HTTR (High Temperature engineering Test Reactor) と「常陽」においてそれぞれ研究開発が行われている。東芝、近畿大学および京都大学が保有する研究炉では、KUR (Kyoto University research Reactor) を除く三つの施設において教育訓練を目的とした人材育成プログラムが精力的に行われている。

4-2 特徴

前節で研究炉は中性子が外へ漏れやすいように設計されていると説明したが、研究炉の炉心は利用する中性子をできるだけ多くするため、小型高出力密度の状態である。研究炉では発電炉（U-235濃縮度5 wt%未満）よりウランの濃縮度が高い燃料（U-235濃縮度20 wt%未満）を使用しているが、その熱出力は発電炉（30万～130万kW： 10^9 オーダー）に比べて低い（多くは100MW以下： 10^8 オーダー以下）。これまでの研究炉ではU-235の濃縮度は90 wt%ぐらいまでの燃料が使用できたが、米国からの強い要請により一部の研究炉を除いて低濃縮化（U-235濃縮度20 wt%未満）燃料に替えられつつある。

多くの研究炉の核燃料はウラン・シリサイド-アルミニウム（ U_3Si_2-Al ）あるいはウラン・アルミナイド-アルミニウム（ $UAlx-Al$ ）の合金板状燃料である。この合金板状型燃料はMTR（Materials Testing Reactor）型燃料と呼ばれている。研究炉の冷却材は低温・低圧であり、炉内構成材は中性子による吸収が少ないアルミニウム合金が多く使われる。多くのビーム実験設備および材料照射設備は共同利用施設として供用されており、研究炉の運転はサイクル運転（11サイクル：1週間～4週間）が普通である。

研究炉は、発電炉に比べて高い中性子束（ $\sim 2.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ）が得られるように設計されており、熱出力は小さく（1W～200MW；発電炉は最大で約4,000MW）、原子炉冷却材の温度と圧力はいずれも低い。炉心を構成する構成材には、中性子による吸収が少ないアルミニウムなどが主に用いられている。さらに、中性子ビーム取り出し用の照射孔および実験孔が多く設けられている。ここで、研究炉で用いられている燃料、減速材および冷却材を表4-2に、利用目的の概要を表4-3にまとめる。

一方、発電炉は炉心で得られた熱エネルギーを利用して高温高圧の蒸気

表 4-2 国内の研究炉の燃料、減速材および冷却材

| | 熱出力 | 燃料 | 減速材 | 冷却材 | 利用目的 |
|-------|--------|------------------------------------|------------------------------|------------------|---------|
| JRR-3 | 20 MW | U ₃ Si ₂ -Al | H ₂ O | H ₂ O | ビーム利用 |
| NSRR | 300 kW | U-ZrH | H ₂ O | H ₂ O | 事故研究 |
| HTTR | 30 MW | UO ₂ | 黒鉛 | He ガス | 高温ガス炉開発 |
| 「常陽」 | 140 MW | U-Pu | - | 金属 Na | 高速炉開発 |
| UTR | 1 W | U-Al | H ₂ O | - | 人材育成 |
| KUR | 5 MW | U ₃ Si ₂ -Al | H ₂ O | H ₂ O | 多目的 |
| KUCA | 0.1 W | U-Al | H ₂ O (ポリエチレン) | - | 炉物理研究 |

表 4-3 利用の概要

| 利用分野 | 内容 | 事例 |
|-----------------------|-------------------|--|
| 炉物理研究 | 原子炉および核物質に関する基礎研究 | 新型炉の炉心構成や燃料配置等の研究 放射性物質の減容化・低毒性化の研究 |
| ビーム利用 (材料照射) | 炉心構造材の放射線への耐久性の分析 | 原子炉や人工衛星部品の安全性の検証 |
| ビーム利用 (放射化分析) | 物質の元素分析 | 半導体に含まれる不純物の分析 農作物に含まれる有害物質等の分析 |
| ビーム利用 (中性子ラジオグラフィ) | 中性子による透過写真や動画の撮影 | 自動車エンジン内部の可視化 エンジンオイルの挙動確認 |
| ビーム利用 (中性子散乱・回折分析) | 原子や分子の配列構造の分析 | ポリマーや界面活性剤などの高分子材料の開発 |
| 医療照射 | ホウ素中性子捕捉療法 | がん治療 |
| RI の製造 | 放射性同位元素の製造 | がんの診断・治療（モリブデン等） 原子炉部品の非破壊検査（イリジウム） |
| 人材育成 | 研究炉を用いた実験教育 | 学部生、大学院生および若手教員の教育訓練 |

を発生させ、この蒸気でタービンを回転させ発電する原子炉である。経済性にも配慮するので大型で熱出力も高い。核燃料には二酸化ウラン (UO₂) による低濃縮燃料 (U-235 濃縮度 2~5 wt%) が用いられている。炉内構成材は中性子による吸収が少なく、高温水中の耐食性が高いジルコニウム合金 (燃料集合体において) やオーステナイト系ステンレス鋼 (炉心槽、配管など) が多く用いられている。

表 4-2 の研究炉と発電炉を比較すると、減速材および冷却材として軽水を使うという共通点はあるが、燃料である U-235 の濃縮度が異なる。軽水炉の炉心温度は 250~300℃ 程度の範囲内であるが、研究炉の炉心温度は利用目的によって異なることを覚えておこう。ちなみに、表 4-2 にある近畿大学原子炉 (University Training Reactor of Kinki University: UTR-KINKI) と京都大学臨界集合体実験装置 (Kyoto University Critical Assembly: KUCA) はいずれも 1 W 程度の熱出力であるため、炉心の温度上昇はほとんどなく常に室温で運転されている。また、KUR は熱出力が 5 MW で運転されるが、炉

表 4-4 近畿大学原子炉と発電用原子炉の比較

| | | 近畿大学原子炉 (UTR-KINKI) | 関西電力大飯発電所 3・4号機 (PWR) |
|--------|-------|--------------------------|---------------------------|
| 出力 | 熱出力 | 1 W | 約 340 万 kW |
| | 電気出力 | — | 約 110 万 kW |
| 炉内環境 | 圧力 | 大気圧 | 約 157 気圧 (冷却材圧力) |
| | 温度 | 常温 | 約 307℃ (冷却材温度) |
| 炉心 | 燃料体数 | 12 体 | 193 体 |
| | 炉心サイズ | 1.1 m × 1.4 m × 高さ 1.2 m | 直径約 3.4 m × 高さ約 3.7 m |
| 停止機能 | 制御棒 | カドミウム 4 本 | 銀・インジウム・カドミウム 53 本 |
| 冷却機能 | 冷却水 | — | 冷却水量 81 m ³ /秒 |
| 閉じ込め機能 | 燃料被覆材 | アルミニウム | ジルカロイ 4 |
| | 原子炉容器 | — | 直径約 4.4 m × 高さ約 13.0 m |
| | 格納容器 | — | 直径約 43 m × 高さ約 66 m |

心の最高温度は 40℃を超える程度である。

表 4-4 に近畿大学原子炉と発電用原子炉の比較を示す。

4-3 分類

4-3-1 利用目的による分類

研究炉を分類する指標として、炉心内で得られる中性子のスペクトル（エネルギーに対する分布：熱中性子炉または高速炉のどちらかに分類される）、熱出力、核燃料、減速材、冷却材、使用目的など、前節でそれぞれの特徴を紹介したが、それらが主な利用目的と密接に関連することをここで述べることにする。

研究炉の主な利用目的は以下のように分けることができる。

- ① 教育訓練
- ② 基礎研究
- ③ 材料照射
- ④ RI の生産および開発研究
- ⑤ 医療照射
- ⑥ 工学的研究

これらの利用目的に基づき、研究炉はそれぞれ以下のような通称で分類される。

- ① 中性子を利用して物理、化学、生物、医療などの研究を行う**ビーム実験炉**
- ② 原子炉燃料や構造材料照射のために試験を行う**材料試験炉**
- ③ **RI 生産用炉**

④ 教育訓練用炉

⑤ 将来の原子炉を開発するための工学試験炉・実験炉・原型炉など

なお、ビーム実験と RI 生産，ビーム実験と材料照射など複数の利用目的のために製造された研究炉も多い。教育訓練用炉は主として大学に設置されており，各種の原子炉実験にも対応できるように原子炉熱出力が 1 W~5 MW と広範囲にわたっている。なお，臨界集合体における炉物理実験については割愛させていただき，参考文献[1]を参照されたい。

4-3-2 設計上の分類

① スイミングプール型研究炉

中性子減速材，原子炉冷却材，原子炉反射体および放射線遮蔽材としてのプール水（軽水）の底部に炉心が設置されている研究炉がスイミングプール（swimming pool）型^{[2][3]}である。炉心部を水中を通して直接見ることができ，また，炉心周辺が広いので作業性がよい。スイミングプール・オープン型と呼ばれることもある。JRR-4（Japan Research Reactor-4）はこの型の典型的な炉である。燃料は MTR 型で U_3Si_2-Al （シリサイド）， $UAlx-Al$ （アルミニド）の合金板状燃料要素が典型的である。U-ZrH 合金燃料（棒状）の TRIGA 炉もこの炉型に属する。JRR-3M，JRR-4，NSRR（TRIGA-ACPR 型；300 kW，パルス運転時最高 23,000 MW^[4]）はスイミングプール・オープン型研究炉に分類される。

② タンク型研究炉

JMTR（Japan Material Test Reactor^[5]）のような高出力炉では，原子炉冷却材の沸騰を抑えるため炉心をタンク（炉容器）中に収納している。この型をスイミングプール・タンク型あるいは単にタンク型^[3]と呼んでいる。原子炉反射体としては，軽水，重水，ベリリウム，アルミニウム，グラファイト（黒鉛）などが利用されるが，JMTR ではベリリウムとアルミニウムが

用いられている。

4-4 利用

研究炉の用途別の分類に従って利用例を以下に紹介する。

4-4-1 教育訓練

教育訓練用炉は原子炉の運転および管理、放射線管理に関する技術の習得、原子炉の原理および特性についての理解の促進などに資することを目的としている。また、研究者、技術者および作業員等の原子炉に係る専門家を育成するとともに、原子力分野に関係する行政および報道関係者、学生を含む一般の人たちの原子炉に関する理解の促進に活用されてきた。教育訓練用の原子炉は主に大学に設置され利用されてきたが、1961年から40年間稼動した立教大炉は2011年12月廃止手続きを行い、また、1963年に臨界を達成したTRIGA-II型研究用原子炉である武蔵工大（現東京都市大学）炉は2003年に廃止措置を行った。さらに、東大原子炉「弥生」の運転も停止している。したがって、この目的に利用できるのは現在では近畿大学のUTR-KINKIと京都大学のKUCAのみとなった。一方、JAEAの原子力人材育成センターでは、JRR-4などのJAEAの研究炉を活用して原子炉の運転実習、制御棒校正実験、各種特性測定等を実施し、国内だけでなく諸外国にも門戸を開放して教育訓練を行ってきた。しかし、事業合理化の一環としてJRR-4を廃止する計画が示されている。

1960年代には大手重電メーカーも原子炉設計技術の確立と原子力技術者の育成等を目的とした研究炉を保有していた。日立製作所は日立教育訓練用原子炉（Hitachi Training Reactor: HTR）を民間では初めて建設し、原子炉の開発研究、放射化分析、放射性同位元素製造、材料照射および医療照射

に利用されたが、2005年10月に廃止措置に伴うすべての作業は終了した。今や（2021年3月現在）民間企業が保有する研究炉（臨界実験装置）は東芝が保有するNCAだけとなったが、残念ながらNCAも廃止措置に向けた準備が進められている。

4-4-2 ビーム実験

炉心で発生した中性子を原子炉の反射体（主として重水）を貫通する水平実験孔に導き、原子炉の外へ取り出して利用する設備を持つ原子炉を、ビーム実験炉と呼んでいる。国内におけるビーム実験炉としてはKUR、NSRRおよびJRR-3がある。

KURは2006年3月から約2年間、運転を停止して高濃縮ウラン燃料から低濃縮ウラン燃料に切り替えた。 γ 線の少ない中性子が得られるため、KURには医学生物学的照射に適した重水熱中性子設備、生体物質や高分子材料の分子構造研究等に適した冷中性子源と長波長中性子設備、低温照射設備、準単色中性子実験設備などがある。ビーム利用研究としては、中性子散乱実験や中性子ラジオグラフィ（Neutron Radiography: NRG）による構造解析、即発 γ 線分析による元素微量分析等が行われ、また、照射設備を用いて放射化分析、フィッシュントラック年代測定等が行われている。

NSRRでは、瞬間的に発生する高中性子束を利用し、動きの速い金属容器内の気液二相流のNRGによって二相流を可視化するとともに、その特性の定量的な測定を行っている。1975年6月以来30年以上運転を続け、これまで3154回のパルス運転、1350回の燃料照射実験を実施している。これまでの実験の成果を通して、福島第一原発における炉内状況の把握に貢献し、廃止措置の早期達成が期待されている。また、NRGはUTR-KINKIでも行われており、弱い中性子線量ではあるが優れた画像が得られている。

JRR-3によるビーム利用研究では、各種中性子散乱実験装置によって、

生命科学，物質科学の分野で生体や材料物質の構造解明などに多大な成果を挙げている。工業面への応用として残留応力測定も行われている。また，NRG を実施し，植物の研究や原子炉安全性研究にも役立てられている。さらに即発 γ 線分析の分野では，隕石，考古学試料，生物試料などの分析が行われている。

4-4-3 材料照射

炉心および原子炉の反射体の中に設けられている垂直照射孔を利用して，原子炉材料，核融合炉用材料などを様々な条件下で照射できるキャプセル照射設備，水力ラビット照射設備，核燃料を照射する沸騰水キャプセル照射設備を有している原子炉を照射試験炉と呼んでいる。

軽水炉の長期化対策として，現行軽水炉の高経年化対策，MOX 燃料（ウランとプルトニウムの混合酸化物：Mixed Oxide: MOX）を含む軽水炉燃料の高性能化と安全評価，軽水炉技術の高度化に向けた開発などの照射ニーズがある。材料試験炉として代表的な JMTR では，短時間で照射試験を行うこと（加速照射試験）ができるように発電炉よりも多量の中性子を発生する設計になっている。また，軽水炉燃料の高燃焼度化のための照射試験，軽水炉の高経年化対策として構造材料の照射挙動を調べる試験，新型炉開発のための照射試験，高速実験炉「常陽」と JMTR とのカップリング照射試験等を行ってきたが，2006 年 8 月に原子炉を停止し，原子炉の更新および照射設備の整備に着手している。今後の JMTR については，JMTR 利用検討委員会の答申等を踏まえ，軽水炉燃料・材料の照射，医療用および工業用の RI の製造，近い将来に急増することが見込まれているハイブリッド自動車等に利用される大口径 NTD（Neutron Transmutation Doping）シリコン半導体の照射需要等を考慮して決定される見込みであったが，残念ながら今では（2021 年 3 月現在）廃止措置に向けた準備が進められている。

JRR-3では、軽水炉燃料の高燃焼度領域の研究として100 GWd/tの加速照射試験、核不拡散性および環境安全性に優れた岩石型プルトニウム燃料の照射試験が行われ、材料の照射試験ではHTTRおよび核融合炉材料の照射試験が継続されている。

4-4-4 同位体製造

ある元素が持つ同位体のうち、原子核が不安定であるために原子核が崩壊して何らかの放射線を放出する同位体のことを放射性同位体と呼んでおり、半数が崩壊する時間を半減期という。崩壊時に放出される放射線が、医学診断、がん治療など、様々に利用されている。例えば、テクネチウム^{99m} (Tc-^{99m}) の場合、 β 線を放出せず γ 線のみを放出する特性を活かし、特定の受容体に特異的に結合する物質を標識にして、骨・腎臓・肺・甲状腺・肝臓・脾臓などの臓器を描出する放射性同位元素を利用した画像検査に用いられている。

医療、産業および農林水産業の分野で広く利用されているRI（放射性同位体）のほぼすべてが研究炉またはサイクロトロン加速器で作られている。研究炉と加速器ではRIを生産する核反応のエネルギー領域が異なるため、生産されるRIの種類も異なる。研究炉を用いて生産される代表的なRIは、医療診断・治療用Tc-^{99m}、Ir-192、Au-198、非破壊検査用や厚み計用にIr-192、Co-60、標識化合物用にT（トリチウム）、C-14などがある。がん治療に使用するIr-192、Au-198については、JRR-3およびJMTRを含む研究炉全体で国内需要の100%を提供していたが、東日本大震災以後、原子炉が停止しているため供給は滞っている。

国内でJAEAの研究炉を用いて国内向けのRIを提供しているが、国内需要のすべてのRIを供給できるわけではなく、輸入しているRIも少なくない。輸入しているRIの相当部分は放射性医薬品である。その中でもTc-^{99m}は低いエネルギーの γ 線を放出し半減期も短いので放射性医薬品

として人体に投与され、骨、脳、肝臓ガンなど多くの疾患部位の診断と機能検査に使われており、医療で用いられる RI の 80% 程度を占めている。

4-4-5 放射化分析

原子炉で試料を中性子照射すると、中性子捕獲反応によって試料中に放射性核種が生成する。そこで、生成した核種の種類とその生成量を測定すると、その試料中に含まれている元素の種類と濃度を求めることができる。この方法を放射化分析と呼んでいる。サイクロトロンで加速した荷電粒子の照射や電子線リニアックからの加速電子による制動放射線の照射によっても、放射化分析が行われている。放射化分析は核反応を利用した元素分析法である。様々な組成の試料の分析に適用できること、非破壊多元素同時定量が可能であること、高感度分析が可能であることなどの特徴がある。また、他の機器分析法に比べてマトリックスの影響が少なく、定量できる濃度範囲が広いというのも特徴である。

原子炉からの中性を照射して行う放射化分析法は、高精度の微量元素分析法として評価が高い。例えば、原油流出による環境汚染調査のための重金属元素等の分析、環境指標海産物（海草、イカ、ホタテ、プランクトン等）に含まれる微量元素の定量、土壌、温泉水、海底堆積物、隕石等に含まれる微量元素の定量等である。

4-4-6 医療照射

医療分野の利用では、KUR の重水熱中性子ビーム設備でホウ素中性子捕捉療法（Boron Neutron Capture Therapy: BNCT）が行われている。この療法では、点滴等で血液を介してホウ素を腫瘍部に送り込み、原子炉から中性子をその患部に当てる。このとき、ホウ素がリチウムに核変換し同時に α 線を放出する。この放出された α 線によりがん細胞が破壊される。KUR

における脳腫瘍等の治療では、熱中性子と熱外中性子による方法があり、これらを最大限に活用する治療技術が開発されている。この治療法は、境界が不明瞭な悪性腫瘍のような、外科手術や通常の放射線療法では対応できないものに対して特に有効とされる。日本はBNCTの開発では先導的な役割を果たしており、JRR-4で脳腫瘍の照射が、KURでは脳腫瘍に加えて皮膚がん、肺がんや肝臓がんなどの臓器のがんについての照射が行われていた。

4-4-7 シリコンドーピング

中性子を照射して半導体用素材を作る例では、中性子ドーピング（またはシリコンドーピング）(NTD)法^[6]によるシリコン半導体素子の生産がある。シリコン中に約3%存在するSi-30が中性子を吸収してSi-31（半減期2.62時間）に変換し、 β 壊変して安定同位元素であるP-31になる。シリコン中にこのP-31が均一に分散し、精度良くP-31の濃度を制御できるので高品質半導体材料となる。原子炉で照射生産するシリコン半導体は、ガス拡散法等で生産されるものよりも優れた電気的特性を示すことから、大口径（150 mm）半導体シリコンが生産され、大型の超高压サイリスタ等に使用するなど半導体産業界で重要視されている。

4-4-8 その他

(1) 高温熱利用炉

1000℃程度の高温の熱を炉外に取り出し、段階的に各種用途のために熱を有効に利用する方法についての研究は、JAEAのHTTRで行われている。HTTRは1998年11月に初臨界に達し、その後、2001年12月に定格出力30 MWおよび原子炉出口冷却材温度850℃を達成し、2004年4月に

世界で初めて原子炉出口冷却材（He ガス）温度 950℃ を達成した。HTTR は、高温ガス炉技術の基盤の確立と高度化を目的として建設された。そのため、運転データの蓄積とともに、反応度印加事象を模擬した制御棒引き抜き試験、冷却材流量減少を模擬した流量低下試験等を行い、高温ガス炉の安全特性の実証に役立てられている。また、熱利用技術基盤の開発として、水を原料として水素を製造する IS プロセス（ヨウ素 I と硫黄 S の化合物を用いて水を熱分解する熱化学水素製造法）の研究開発を進め、2004 年には $0.03 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ で 1 週間の連続水素製造に成功している。さらに、HTTR の設計、建設、運転、安全性実証試験の成果を活用して、小型、高温の直接ガスタービン発電専用炉の設計概念も構築されている^[7]。

(2) 新型原子炉の開発のための炉

国内では次世代原子炉として、高速炉と新型転換炉の開発を行ってきた。高速炉の開発は第一段階を実験炉「常陽」、第二段階を原型炉「もんじゅ」、第三段階を実証炉として開発を進め、新型転換炉では、実験炉段階を省略して原型炉「ふげん」から研究開発が始まった。

高速実験炉「常陽」はナトリウム冷却型の高速中性子炉であり、国のプロジェクトとして国産技術により設計、建設および運転が行われてきた。「常陽」では、増殖炉心（MK-I 炉心）と照射用炉心（MK-II 炉心）による四半世紀に及ぶ運転が行われ、高速増殖炉に関する技術的経験が蓄積された。また、高性能制御棒や高性能炉心材料等の照射試験を通じて燃料・材料の開発に活用され、高速中性子照射炉としても多くの成果を上げてきた。2000 年からは、照射性能を飛躍的に向上させる MK-III 炉心への改造を開始し、2003 年 11 月に改造工事を完了、2004 年 5 月から MK-III の本格運転を開始している。

「もんじゅ」は、わが国唯一の発電できる高速増殖炉であり、運転しながら、消費した以上の燃料を生み出すことができる。しかし、1995 年 12

月8日、2次冷却系中間熱交換器の出口配管からナトリウムが漏えいする事故が発生した。改造工事を終えて2010年5月に運転を再開したが、同年8月に燃料交換用の炉内中継装置の落下事故で再び停止した。その後、多数の機器の点検漏れなどが見つかり、残念ながら廃止措置を行うことが決定された。

一方、新型転換炉「ふげん」は重水減速沸騰軽水冷却型（圧力管型）原子炉であり、1979年3月に運転開始し、2003年3月に運転を終了するまで24年間順調に運転された。「ふげん」は、外国からの技術導入ではなく、設計から建設、運転までを自主技術で行った。これまでに、圧力管等の信頼性確認、運転手法の確立、運転・保守技術の高度化などを行い、MOX燃料を本格的に使用した世界初の発電炉であった。

参考文献

- [1] 日本原子力学会 炉物理部会（編）、「原子炉の物理」（炉物理教科書：初級編）、日本原子力学会（2019）。（以下のURLから全文無料公開）
https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_each.html（2021年4月26日アクセス）
- [2] 「プール型炉」, ATOMICA
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1141.html（2021年4月26日アクセス）
- [3] 「研究炉の概要（03-04-01-01）」, ATOMICA
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-04-01-01.html（2021年4月26日アクセス）
- [4] 「原子炉安全性研究炉（NSRR）（03-04-02-5）」, ATOMICA
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-04-02-05.html（2021年4月26日アクセス）
- [5] 「JMTR（03-04-02-04）」, ATOMICA
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-04-02-04.html（2021年4月26日アクセス）
- [6] 「シリコンドーピング」, ATOMICA
https://atomica.jaea.go.jp/dic/detail/dic_detail_1755.html（2021年4月26日アクセス）
- [7] 「高温ガス炉の利用の仕方」（03-03-05-03）」, ATOMICA
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-03-05-03.html（2021年4月26日アクセス）

第5章

核計裝



5-1 原子炉の計測システム

原子炉の運転制御と安全保護のためには様々な情報が必要である。原子炉内の中性を計測して出力を監視するだけでなく、出力の大きな原子炉では冷却材等の温度や圧力、流量、水位の計測も必要となる。他にも冷却材中の不純物や燃料破損の検出などを目的とした計測もあり、測定対象や測定技術は多岐にわたる。これらの計測の分類方法は厳密に定まっていないが、一般的には温度や圧力などを測定対象とした原子力以外の一般の工業計測でも使用されている計測システムをプロセス計装と呼び、主に原子炉内の中性を測定対象とした原子力特有の計測システムを核計装または原子炉計装（nuclear instrumentation）と呼ぶことが多い。

UTR-KINKI のようなきわめて出力の小さい原子炉では、運転制御のための計測システムはほぼ核計装のみで十分であり、UTR-KINKI では反射体の上に設置された5台の中性子検出器によって原子炉の出力に関する情報を取得している。プロセス計装に類するものとして、地震検知計、減速材温度計および生体遮蔽タンク水位計があり、他に放射線管理のための監視設備として γ 線エリアモニタが原子炉の上部、側壁および原子炉室の西壁に設けられている。ここでは核計装に焦点を絞り、核計装の特徴と核計装で用いられる中性子検出器について説明した後、UTR-KINKI の運転制御と安全保護のための核計装について説明する。

なお、原子力発電プラントなどの原子炉の核計装では、炉心外（out-of-core）の検出器に加えて炉心内（in-core）に設置する特殊な中性子検出器が用いられており、中性子束の空間分布などの情報を取得している。また、プロセス計装も重要な役割を果たしているので、これらの計測について知りたい読者は章末の参考文献を参照されたい。

5-2 核計装の特徴

原子炉の運転においては、起動から停止に至るまでのすべての過程において安全を確保することが最優先である。したがって、一般の工業計測や実験研究のために用いられる計測システムとは異なり、核計装用の計測システムにはきわめて高い信頼性が求められる。そのため、核計装用の中性子検出器には高精度で複雑な検出器よりも、構造や検出原理が単純で故障が少ないものが選ばれる。また、特に安全に直結する検出器の系統については冗長性を持たせ、同じ機能を持つ検出器を複数の独立した系統で同時に用いるなどして、機能が完全に失われることを防ぐ。

核計装のもう一つの特徴は、一般的な放射線計測と比較して測定範囲がきわめて広いことである。一般に原子炉内の中性子束は、起動から最高出力での運転までの間に8桁から10桁程度の変化をするので、一種類の中性子検出器ですべての測定領域をカバーすることはできない。そこで、通常は原子炉の出力領域を三つの領域に分け、各領域を担当する検出器からの情報を総合して全出力領域にわたる連続的な情報を得る。さらに、各領域の測定範囲は、相互にオーバーラップさせて一つの領域から他の領域に移る際にも測定が不連続とならない。原子炉の出力領域は一般に次のように区分される。

① 起動領域 (start-up range)

停止状態の原子炉に中性子源を挿入し、原子炉を起動する領域。中性子源領域とも呼ばれる。

② 中間出力領域 (intermediate power range)

制御棒を引き抜き、徐々に原子炉の出力を上昇させる領域。指数関数的に上昇する出力を監視する。

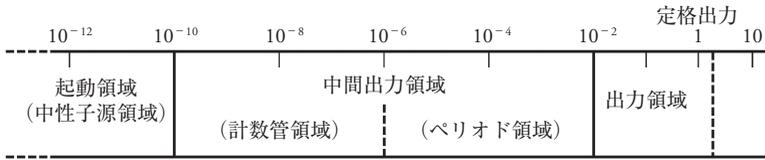


図 5-1 原子炉における一般的な出力領域の構成

③ 出力領域 (power range)

原子炉を定格出力の 1% から 100% で定常運転する領域。自動運転もこの領域で行う。

これらの出力領域に対応する中性子束の具体的な値は、原子炉の定格出力によって異なる。図 5-1 に出力領域の概念図を示す。なお、中性子源領域と中間出力領域を併せて起動領域と呼ぶ場合もある。

5-3 核計装用の中性子検出器

原子炉の熱出力 [W] は、炉内の核分裂反応によって単位時間あたりに発生するエネルギー [$\text{J}\cdot\text{s}^{-1}$] の総和である。核分裂反応は炉内の中性子によって引き起こされるので、原子炉の熱出力は炉内の中性子の数、具体的な物理量としてはすなわち、中性子束に比例する。したがって、炉内の平均中性子束に比例する十分な数の中性子が入射する位置に中性子検出器を設置して検出することにより、原子炉の熱出力を監視することができる。得られた中性子束に関する情報は、原子炉の運転制御だけでなく、スクラム信号の発信など安全保護のためにも用いられる。熱中性子炉では熱中性子が核分裂反応を引き起こすので、核計装には熱中性子検出器が用いられる。

一般的な放射線計測の用途に対しては、様々な熱中性子検出器が開発さ

れて使用されているが、核計装用の熱中性子検出器には主にガス検出器が用いられている。これは、既存の熱中性子測定用のガス検出器は構造が単純で信頼性が高く、長期間の安定した動作が期待できること、動作領域が広範囲であること、優れた $n-\gamma$ 弁別性能を持つこと、放射線損傷に対して耐性があることや中性子による放射化の影響を受けにくいことなど、核計装用の検出器として適した特性を持っているからである。中性子測定用のシンチレーション検出器や半導体検出器も研究開発が続いているが、シンチレーション検出器は γ 線にも感度を持つものが多く、高放射線環境下では光電子増倍管からの偽信号が無視できないこと、半導体検出器は放射線損傷に弱いことから、核計装には用いられていない。

また、測定対象は中性子束に比例した量なので、中性子のエネルギーに関する情報は必要なく、検出器に入射する中性子数に関する情報が得られればよい。

5-3-1 BF-3 比例計数管

BF-3 比例計数管 (BF-3 Proportional Counter) は、三フッ化ホウ素 (BF-3) ガスを検出器ガスとして充填した比例計数管である。図 5-2 に一般的な BF-3 比例計数管の構造を示す。中性子は電荷を持たないので、直接検出

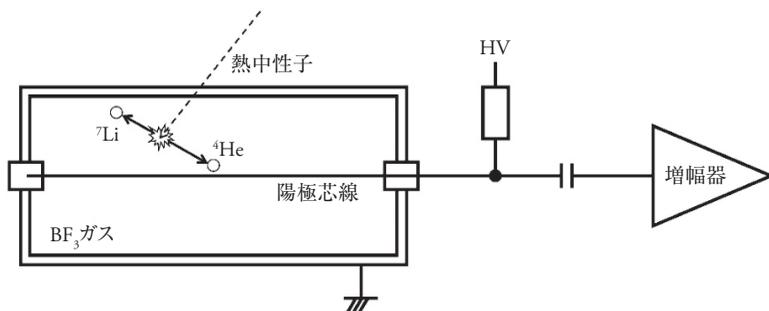


図 5-2 BF₃ 比例計数管の構造

器ガスを電離することはできない。しかし、ホウ素の同位体である B-10 (天然同位体存在比 19.9%) は熱中性子に対して大きな (n, α) 反応断面積を持ち (0.0253 eV の中性子に対し 3837 barn), 次のような荷電粒子生成反応を起こす。



このとき、生成する Li-7 原子核のうち 94% は 0.482 MeV の励起状態になり、6% は直接基底状態となる。この反応を利用することにより、BF-3 比例計数管に入射した熱中性子はガス中に含まれる B-10 と反応を起こして 2 個の荷電粒子、すなわち、Li-7 原子核と He-4 原子核に変換されるので、これらの荷電粒子がガスを電離する。ガス中に生成された電子とイオンが電極に収集される過程で信号が生成されるのは通常のプロportion計数管の原理と同じである。つまり、BF-3 ガスは、熱中性子を荷電粒子に変換する役割と比例計数管の検出器ガスとしての役割の両方を担っている。

$^{10}\text{B} (n, \alpha) ^7\text{Li}$ 反応の Q 値は、Li-7 が励起状態になる場合は 2.310 MeV、基底状態になる場合は 2.792 MeV である。熱中性子のエネルギーはこれらのエネルギーよりもはるかに小さくほぼ無視できるので、Li-7 と He-4 の運動エネルギーの和は 2.310 MeV あるいは 2.792 MeV となり、これらのエネルギーが BF-3 ガスに付与されて観測される。すなわち、BF-3 比例計数管の出力信号には入射中性子のエネルギーの情報は反映されず、反応の Q 値の情報のみを反映した信号が出力されることになる。また、Q 値が大きいことにより γ 線やノイズに起因する信号よりも波高の大きな信号が得られるので、中性子に起因する信号だけを容易に弁別できる。

BF-3 比例計数管は、通常は金属製の円筒の中心に細い芯線を張った構造のものが用いられる。芯線 (陽極) と管壁 (陰極) の間に高電圧を印加して、熱中性子の入射によって発生するパルス信号を取り出す。感度は計数管の体積やガス圧によって変わるが、一般に高感度なので主に低中性子束の領域で使用する。

[例題] $^{10}\text{B} (n, \alpha) ^7\text{Li}$ 反応によって生成する Li-7 原子核と He-4 原子核の運動エネルギーを求めよ。ただし、反応によって生成する Li-7 原子核は励起状態にあり、反応の Q 値を 2.310 MeV とする。

反応の Q 値に比べて熱中性子のエネルギー (~ 0.0253 eV) はほぼ無視できるので、静止状態にある B-10 原子核と熱中性子がある瞬間に反応を起こし、Li-7 原子核と He-4 原子核が正反対方向に大きな運動エネルギーを持って放出されたとみなすことができる。2 個の原子核が正反対方向に放出されるのは、もともと熱中性子と B-10 原子核は静止しているので、運動量保存則により運動量の和が 0 となるからである。

したがって、Li-7 原子核および He-4 原子核の質量を m_{Li} および m_{α} 、運動エネルギーを E_{Li} および E_{α} とすると、エネルギー保存則と運動量保存則から次のような関係が得られる。

$$E_{Li} + E_{\alpha} = Q \quad (5-1)$$

$$\sqrt{2m_{Li}E_{Li}} = \sqrt{2m_{\alpha}E_{\alpha}} \quad (5-2)$$

式 (5-2) より、

$$\frac{E_{Li}}{E_{\alpha}} = \frac{m_{\alpha}}{m_{Li}} \quad (5-3)$$

という関係が得られるので、 E_{Li} と E_{α} の比は Li-7 原子核と He-4 原子核の質量の逆比となる。 m_{Li} と m_{α} の比は質量数からほぼ 7 : 4 なので、 E_{Li} と E_{α} の比は 4 : 7 となる。したがって、

$$E_{Li} = \frac{m_{\alpha}}{m_{Li} + m_{\alpha}} Q \approx \frac{4}{7+4} \times 2.310 = 0.840 \text{ MeV} \quad (5-4)$$

$$E_{\alpha} = \frac{m_{Li}}{m_{Li} + m_{\alpha}} Q \approx \frac{7}{7+4} \times 2.310 = 1.470 \text{ MeV} \quad (5-5)$$

となる。

【コラム】BF-3 比例計数管の波高スペクトル

BF-3 比例計数管からの出力をマルチチャンネルアナライザに入力し、波高スペクトルを表示させると、図 5-3 に示すような複雑な構造を示す。このような特徴的な波高スペクトルの構造は、BF-3 比例計数管の壁効果と呼ばれる現象によって説明することができる。

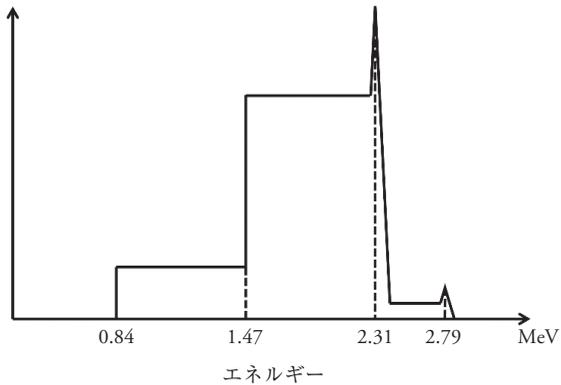


図 5-3 BF-3 比例計数管の波高スペクトル

きわめて大きなサイズの BF-3 比例計数管があったとしたら、波高スペクトルはどのようなになるであろうか。この場合、ほぼすべての $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応によって生成した He-4 と Li-7 の全エネルギーはガス中に吸収されるであろう。したがって、波高スペクトルには、図 5-4 に示すように Li-7 が基底状態になれば (6%) 2.79 MeV、励起状態になれば (94%) 2.31 MeV に相当するチャンネルにピークが現れるはずである。ピークの高さの違いは、Li-7 が基底状態と励起状態になる確率を反映している。

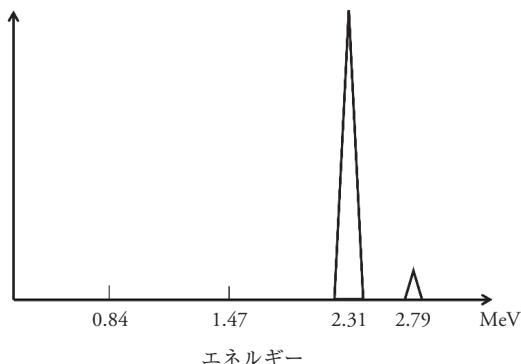


図 5-4 He-4 と Li-7 の全エネルギーがガス中に吸収されたときの波高スペクトル

しかし、実際の BF-3 比例計数管の直径は数 cm 程度である。そのため、計数管の内壁の近くで反応が起きた場合、生成された He-4 と Li-7 のどちらかが管壁に衝突して吸収され（運動量保存則から He-4 と Li-7 は必ず正反対方向に放出されることを思い出してほしい）、エネルギーの一部がガスに吸収されないことが起こりうる。ここで、Li-7 が励起状態になる反応が起きたとして、生成された He-4 に着目して現象を考えてみよう。いま、図 5-5(a) に示すように計数管の内壁表面で反応が起き、Li-7 はガス中で吸収され、He-4 は管壁に吸収されたとする。この場合、ガスに吸収されるエネルギーは Li-7 の運動エネルギーのみとなるので、0.84 MeV のエネルギーが吸収されることになる。次に、図 5-5(b) に示すように、内壁表面から少し離れたところで反応が起きたとすると、Li-7 の運動エネルギーのすべてと、He-4 の運動エネルギーの一部がガス中に吸収されることになる。そして、図 5-5(c) に示すように反応点が内壁表面から He-4 の飛程以上の距離になると、Li-7 と He-4 の全エネルギー 2.31 MeV がガス中に吸収されるようになる。したがって、内壁表面から He-4 の飛程と同じ距離の位置までの間で起きた反応による波高スペクトルは、図 5-6 に示すように 0.84 MeV から 2.31 MeV まで一様に分布する矩形となる。Li-7 についても同様に考えることができるので、内壁表面から Li-7 の飛程と同じ距離の位置までの間で起きた反応による波高スペクトルは、図 5-7 に示すように 1.47 MeV から

2.31 MeVまで一様に分布する矩形となるであろう。

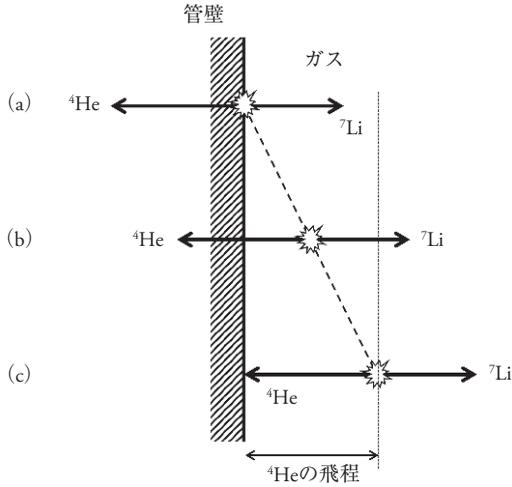


図 5-5 BF_3 比例計数管の内壁付近で発生した反応から生成された He-4 が管壁に吸収される様子

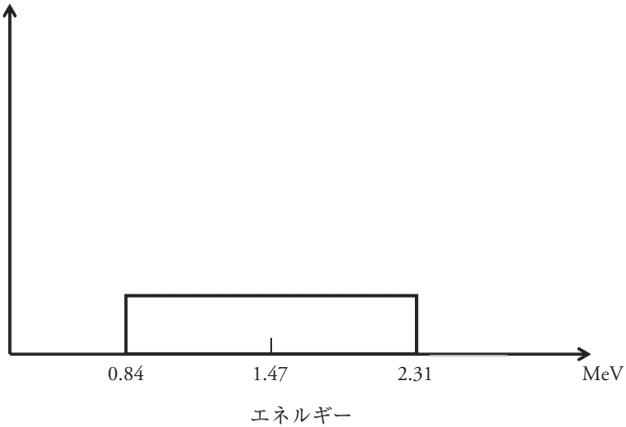


図 5-6 He-4 が管壁に吸収されるとき波高スペクトル

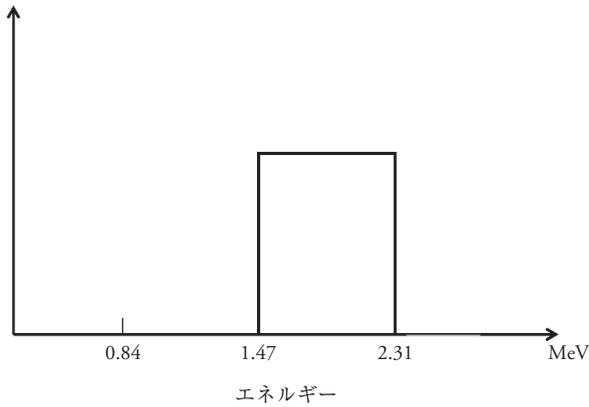


図 5-7 Li-7 が管壁に吸収されるとき波高スペクトル

以上より、BF-3 比例計数管の波高スペクトルは、次の 3 種類のスペクトルの重ね合わせとなる。

- ① Li-7 と He-4 の両方のエネルギーがすべてガス中に吸収されて現れるピーク。
- ② He-4 が内壁に衝突して吸収されるときに現れる矩形分布。
- ③ Li-7 が内壁に衝突して吸収されるときに現れる矩形分布。

これら 3 種類のスペクトルは、Li-7 が基底状態になる場合と励起状態になる場合のそれぞれについて現れるので、最終的に図 5-3 のような構造を持つスペクトルとなるのである。

5-3-2 ホウ素被覆比例計数管

ホウ素被覆比例計数管 (Boron-lined Proportional Counter) は比例計数管の内壁を B-10 の存在比を高めた B-10 濃縮ホウ素で被覆した構造となっており、BF-3 比例計数管と同様に熱中性子による $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応を利用する。薄い被覆層の中で生成された荷電粒子が検出器ガス中でガスを電離

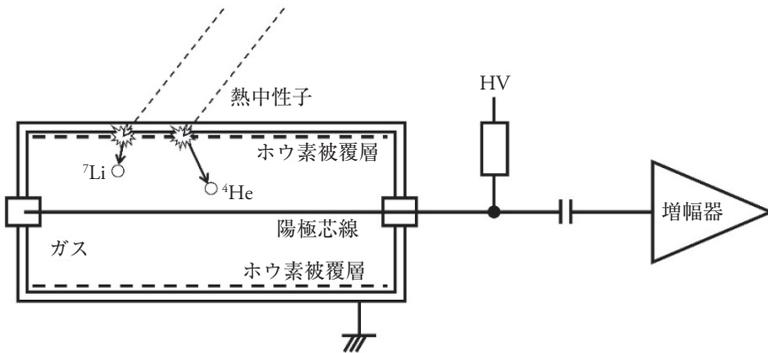


図 5-8 ホウ素被覆比例計数管の構造

し、信号として取り出される。ただし、BF-3 比例計数管と異なり、荷電粒子の運動エネルギーがすべて検出器ガスに付与されることはない。なぜなら、運動量保存則のため反応によって生成された Li-7 原子核と He-4 原子核は互いに反対方向に放出されるので、一方の原子核がガス中に放出される時は必ずもう一方の原子核が被覆層や管壁に吸収されるからである。また、被覆層の厚さを厚くすると感度を高めることができるが、反応によって生成される原子核の飛程よりも厚くなると被覆層で生成されてもガス中で検出されない原子核が出てくるので、被覆層は He-4 原子核の飛程 ($1 \text{ mg} \cdot \text{cm}^{-2}$ 程度) よりも厚くすることはできない。BF-3 比例計数管よりも優れた点は、検出器ガスとして BF-3 を用いる必要がなく、アルゴン (Ar) など比例計数管用の通常の検出器ガスを使うことができることである。図 5-8 に一般的なホウ素被覆比例計数管の構造を示す。

5-3-3 核分裂計数管

核分裂計数管 (Fission Counter: FC) は、核分裂反応を用いて熱中性子を荷電粒子に変換するガス検出器である。すなわち、核分裂反応によって生じた核分裂片が検出器ガスを電離することによって熱中性子を検出する。

FCの電極表面にはU-235を濃縮した八酸化三ウラン(U_3O_8)が塗布されており、検出器ガスとしてはArが用いられる。U-235の核分裂反応によって発生するエネルギーは約200 MeVとかなり大きく、このうち約170 MeVが核分裂片の運動エネルギーとなる。核分裂片のエネルギーが大きく比電離(荷電粒子が物質中を進むときに単位長さあたりに生成するイオン対の数)も大きいので、ガス増幅をしなくても十分に大きな電荷が得られ、電離箱領域で動作させることができる。

5-3-2のホウ素被覆比例計数管の場合と同じく、核分裂片も互いにほぼ反対方向に放出されるので、一方の核分裂片がガスを電離する場合には他方の核分裂片は U_3O_8 の被覆層の中で吸収される。そのため、ガス中にエネルギーを付与するのは常に2個の核分裂片のうち一方のみである。また、感度を上げるために被覆層の厚さを厚くすると被覆層に吸収される核分裂片のエネルギーの割合が増えて、ガスに付与される平均エネルギーが下がる。

ウランの同位体であるU-235とU-238はどちらも α 壊変核種なので、 U_3O_8 被覆層からは常に α 線が放出され、バックグラウンド事象の原因となる。しかし、 α 線のエネルギーが5 MeV程度であるのに対して、核分裂片は α 線の10倍以上のエネルギーを持っているので、信号の大きさの違いから容易に波高弁別が可能で、中性子による信号を計数することができる。

FCの感度は一般にBF-3比例計数管よりも劣るが、信号の立ち上がり時間が0.1~0.3 μ s程度と短いので、高計数率での測定に適しているという特長がある。

5-3-4 補償型電離箱と非補償型電離箱

電離箱は、様々な放射線検出器の中でも検出原理や構造が最も単純な検出器であり、信頼性の観点から核計装に適した検出器である。中間出力領

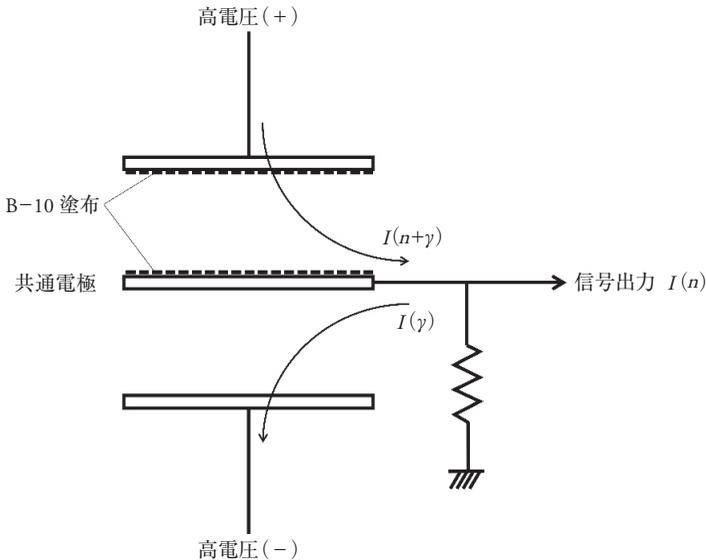


図 5-9 補償型電離箱の動作原理

域や出力領域など、中性子束が高くなりパルスモードでの高計数率測定ができなくなる領域では、電離箱を電流モードで用いる。中性子測定用の電離箱では、濃縮して B-10 の存在比を高めたホウ素が電極に塗布されており、 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ によって放出される He-4 原子核と Li-7 原子核がガスで電離する。

核計装用の電離箱は中性子と γ 線が混在した環境で用いるため、電離箱には中性子と γ 線の両方によって電荷が生成される。電流モードで使用する場合は、パルスモードの検出器のように中性子と γ 線を波高で弁別することはできないので、出力電流には中性子と γ 線の両方が寄与することになる。

出力電流から γ 線の寄与を取り除く工夫をした電離箱として、補償型電離箱 (Compensated Ionization Chamber: CIC) がある。CIC の動作原理を図 5-9 に示す。CIC には一つの電極を共有した 2 組の電離箱があり、一方の電離

箱の電極にのみ B-10 が塗布されている。そのため、 γ 線に対しては両方の電離箱が感度を持つのに対し、中性子に対しては一方の電離箱だけが感度を持つ。両方の電離箱の γ 線に対する感度が同じになるよう調整することにより、中性子の寄与による電流のみを取り出すことができる。

γ 線による寄与が小さく無視できるような環境や、安全系の検出器など精度よりも信頼性が重視される場合には、電極にホウ素を塗布して中性子に対する感度を持たせただけの単純な構造の検出器である非補償型電離箱 (Uncompensated Ionization Chamber: UIC) が用いられる。

5-4 核計装の構成

核計装に用いられる中性子検出器の系統は、担当する出力領域と役割によって(1) 起動系, (2) 中間出力系, (3) 出力系, (4) 安全系の四系統に分類される。

図 5-10 に UTR-KINKI の核計装の測定範囲, 図 5-11 に核計装の構成を

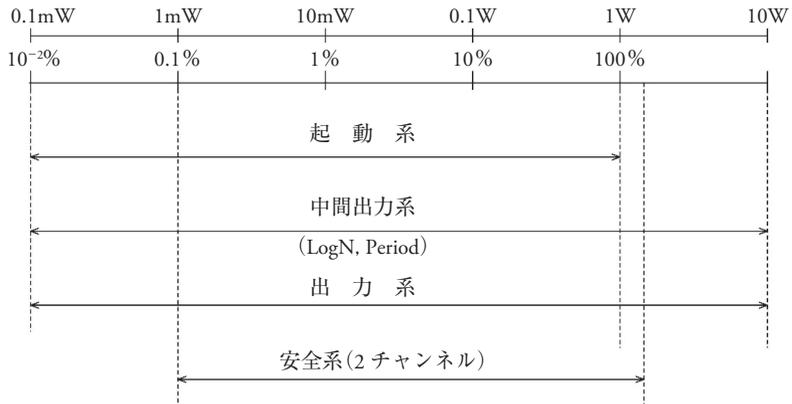


図 5-10 UTR-KINKI の核計装の測定範囲

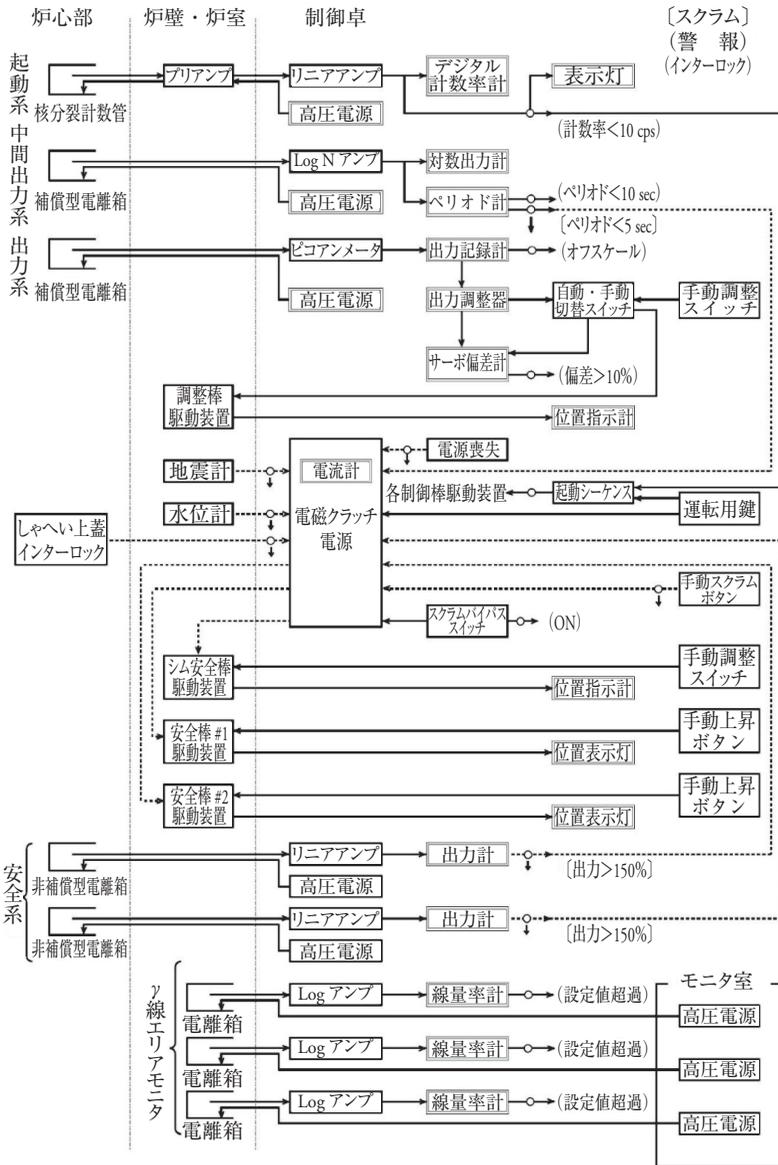


図 5-11 UTR-KINKI の計測制御系統および安全保護系統の構成

示す。以下では UTR-KINKI の核計装を例に、各系統について説明する。

5-4-1 起動系

停止状態の原子炉に中性子源を挿入し、原子炉を起動する領域で使用される。中性子検出器としては、BF-3 比例計数管、ホウ素被覆比例計数管、核分裂計数管などが用いられる。この領域では中性子束が十分に小さいので、これらの検出器はパルスモードで用いられる。検出器からの信号は前置増幅器と線形増幅器によって増幅、整形された後、波高弁別器によって γ 線やノイズに起因する信号を除去し、中性子による信号を計数、表示する。

UTR-KINKI の起動系には核分裂計数管が用いられており、中性子計数率 (counts per second: cps) が制御コンソールのデジタル計数率計に表示されている。起動系の信号は、起動シーケンスの条件の一つとしても用いられており、計数率が 10 cps を下回った状態では「計数率低 (Low Count Rate)」となり、制御棒の引き抜き操作ができないようになっている。

5-4-2 中間出力系

制御棒を徐々に引き抜き、原子炉の出力を上昇させる過程で出力とペリオド (炉周期) を測定するための系統で、中性子検出器としては CIC が電流モードで用いられる。中間出力系では、起動領域から出力領域までの広い範囲にわたって指数関数的に変化する出力を一つの測定レンジで監視する。そのため、CIC からの電流信号は、対数増幅器で入力電流の対数に比例する電圧信号に変換され、対数出力計 (Log-N 計) に表示される。

対数増幅器からの出力はペリオド計にも用いられる。原子炉の出力が指数関数的に上昇するとき、中性子束 n は次式のように上昇する。

$$n = n_0 e^{\frac{t}{T}} \quad (5-6)$$

式 (5-6) において T はペリオド (炉周期) と呼ばれ、指数関数的に出力が上昇するときに出力が e 倍になる時間である。この n に比例した信号を対数増幅器に入力したときの出力は、式 (5-6) の両辺の対数をとることにより、

$$\ln n = \ln n_0 + \frac{1}{T} t \quad (5-7)$$

となり、時間とともに直線的に増加する。式 (5-7) をさらに微分すると、

$$\frac{d}{dt} (\ln n) = \frac{1}{T} \quad (5-8)$$

という関係が得られ、この関係からペリオド T を求めることができる。したがって、対数増幅器からの出力信号を微分回路に入力し、得られた出力信号を逆数表示するとペリオド計になる。

UTR-KINKI の中間出力系においても CIC が用いられており、上述の仕組みで制御コンソールの対数出力計とペリオド計に出力 [A] とペリオド [sec] を表示している。また、ペリオド計からの出力は、警報とスクラムの作動条件にも用いられている。ペリオドが 10 秒以下になると警報が発報してブザーが鳴り、5 秒以下になるとスクラム信号が発生して原子炉は緊急停止する。

5-4-3 出力系

出力系は定格出力の 1% から 100% で定常運転を行う出力領域で原子炉出力を測定、監視するための系統で、自動制御による一定出力運転にも用いられる。中性子検出器としては CIC または UIC が電流モードで用いられる。検出器からの出力電流は、線形増幅器で増幅されて入力電流に比例した電流信号または電圧信号に変換され、線形出力計 (Lin-N 計) に表示

されるのが一般的である。

UTR-KINKI は出力系の中性子検出器として CIC を用いているが、上述の一般的な構成とは異なり CIC からの出力電流を直接ピコアンメータ（微小電流測定用の電流計）で測定し、得られた電流値を線形出力計の表示としている。また、定常運転を行うときだけでなく、起動領域から出力領域までのほぼ全範囲で連続的に出力電流を測定し、出力を監視する。そのため、出力電流は 10^{-11} A から 10^{-7} A 程度まで5桁にわたって大きく変化するので、出力の上昇とともに順次測定レンジを切り替えながら測定をする。線形出力計の指示値と原子炉の熱出力の関係はあらかじめ校正されており、出力電流が 5.72×10^{-8} A のときに原子炉の熱出力は 1W である。

線形出力計からの信号は出力記録計（ペンレコーダ）に入力されており、原子炉の運転中には出力の変化を常にチャート紙に記録する。線形出力計の値が測定レンジの範囲を超え、記録計の指示が表示範囲外（オーバーレンジ）となると、「出力計オフスケール」として警報が発報する。さらに、出力記録計からの信号は定常運転のための自動制御にも用いられており、自動運転用のサーボコントローラに入力される。サーボコントローラには自動運転と手動運転を切り替える切替器（スイッチ）が設けられており、自動運転に切り替えると PID 制御によって調整棒を上下させ、原子炉出力を目標値に維持しながら自動運転を行うことができる。また、サーボコントローラで設定された目標値と実際の原子炉出力の偏差（%）はサーボ偏差計に表示され、自動運転中に偏差が 10% を超えると「サーボ偏差大」として警報が発せられる。

5-4-4 安全系

安全系は原子炉の安全保護のため、中性子束の異常な増加を監視する系統であり、中性子検出器には精度よりも信頼性の高さや応答の速さが求められる。また、信頼性を高めるため、複数系統の独立した検出器を同時に

用い、一系統の検出器に故障が生じても機能が完全に失われないようにする多重化した構成となっている。

安全系の誤動作に対しては、誤動作であっても異常を検知した場合はとにかく原子炉をスクラムさせるという考え方（fail safe と呼ばれる）が最も安全側であり、起動や停止が容易な低出力の原子炉ではこのような考え方が採用されている。一方、原子力発電プラントや高出力の研究炉では、誤動作による停止が起きると再起動までに長時間を要し、それだけ原子炉の利用の機会（availability）が失われるだけでなく、大きな経済的損失や社会的影響をもたらす。そのため、さらに信頼性を高める工夫が必要となる。そのような工夫の例としては、同じ測定対象に対して3系統の検出器を用意し、1系統のみが異常を検知したときは誤動作とみなし、2系統以上が同時に異常を検知したときのみ異常を検知したとみなす、2 out of 3 と呼ばれる仕組みがある。

UTR-KINKI では、安全系の検出器として UIC が電流モードで用いられている。UIC からの電流信号は直流増幅器で電圧信号に変換され、制御コンソールの安全出力計（safety channel #1, #2）に % 単位で表示される。UIC が選ばれているのは、中性子検出器の中で構造や原理が最も単純で、長期の安定性と高い信頼性が期待できるからである。また、独立した2系統があり、いずれの系統も原子炉の出力が定格出力の 150%（1.5 W）を超えるとスクラム信号を発し、原子炉を緊急停止させる仕組みとなっている。

参考文献

原子炉の核計装について、特に研究炉の核計装についての総合的な解説を含む和文の参考書として以下の文献があるが、出版年月が古く入手が困難である。

- [1] 川口千代二, 荒克之共著, 「原子炉の計測」, 幸書房 (1978).
- [2] 住田健二, 加藤和明, 古川友三, 若山直昭共著「原子力計測 (増補3訂版)」, 日刊工業新聞社 (1976).

次の文献には各種の中性子検出器の検出原理について詳細な解説があり、原子炉計装について説明した一節もある。

- [3] 阪井英次, 木村逸郎, 神野郁夫共訳, Glenn F. Knoll 「放射線計測ハンドブック (第4版)」, オーム社 (2013).

その他に, 次の Web Site に短くまとめられた総合的な説明記事がある。

- [4] 原子力百科事典 ATOMICA, 「原子炉の計測 (1) プロセス計装 (03-06-05-01)」, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-05-01.html (2021年8月30日アクセス)
- [5] 原子力百科事典 ATOMICA, 「原子炉の計測 (2) 核計装 (03-06-05-02)」, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-05-02.html (2021年8月30日アクセス)

第6章

原子力に係る法規制の概要



6-1 法体系と法令の位置付け

原子力・放射線利用は原子力基本法をはじめとする様々な法令によって規制されている。図 6-1 に法の階層関係、図 6-2 に原子力基本法を中心とした関連する法体系を示す。法律は立法府である国会において制定される。ただし、法律で定められた事項は基本的なものであり、これを補足する行政機関が制定する規範に「命令」がある。命令には内閣が制定する「施行令」、関係行政機関が定める「施行規則」がある。また、法令ではないが、法令の目的達成のために行政機関が発令する「指針（ガイド）」や「通知」などがある。これらは一般的に特定人または不特定多数の人に対して特定の事項を知らせる行為であり、法運用や行政執行の方針などを示したものなどがある。通知などの内容を国民に知らしめる必要がある場合には「告示」として官報に掲載される。

図 6-2 に原子力・放射線利用に関連した法体系を示したが、関連する法令は多岐にわたっている。原子力・放射線に関する安全規制は基本的に原子力規制委員会が所管しているが、労働者を対象とする放射線安全は厚生労働省が所管する労働安全衛生法、医療利用に関しては医療法、医薬品、医療機器等の品質、有効性及び安全性の確保等に関する法律（薬機法）、放

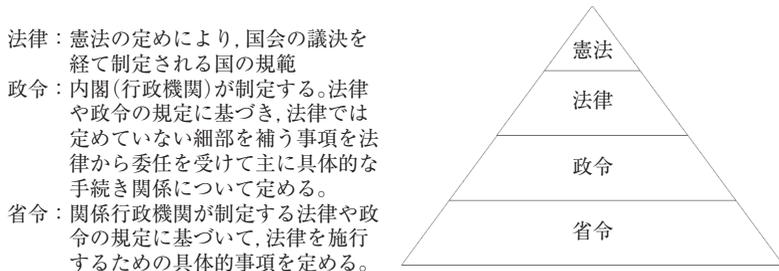


図 6-1 法の階層関係

第6章 原子力に係る法規制の概要



図 6-2 我が国の原子力関連法規の主な体系 (INFOBASE j-9, 参考文献[1])を一部改編)

放射性物質の輸送に対しては国土交通省の所管する輸送関連法令など様々な法令によって規制されていることに留意しなければならない。

6-2 原子力基本法

原子力基本法は、我が国の原子力政策の基本方針を定めた法律で、原子

力の研究，開発および利用（以下「原子力利用」という。）を推進することによって，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，もっ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に（法第一条），1955年12月19日に制定された。その基本方針は，第二条に次のように定められている。

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。

この基本方針は，

- 1) 原子力の研究，開発および利用の情報は完全に公開され，国民に周知されること。
- 2) 原子力の研究は民主的な運営によってなされ，能力あるすべての研究者の十分な協力を求めること。
- 3) 原子力の研究と利用は，自主性ある運営のもとに行われるべきこと。

で保障され，「自主」「民主」「公開」の原子力の三原則といわれている。この三原則は日本学術会議第17回総会（1954年4月）で提唱されたものである。

この基本方針にある「安全の確保」に対しては，2011年の東京電力福島第一原子力発電所の事故を受け2012年に原子力規制委員会設置法を定められ，従来の原子力安全委員会に代わり原子力利用における安全の確保を図るため，政府から独立して中立公正な立場で職権を行使し原子力の安全規制を一元的につかさどる「原子力規制委員会」およびその事務局の「原子力規制庁」が発足した。原子力規制委員会は，文部科学省，経済産業省など原子力の研究，開発および利用を所管する組織から安全規制部門を分離し，環境省の外局組織として設置された。

原子力基本法において，核燃料物質の管理および原子炉の管理については

別に法律で定めるところにより政府の規制に従わなければならない（第14条）とされ、原子炉等規制法が制定されている。また、放射性物質および放射線発生装置に係る製造、販売、使用、測定等に対する規制その他保安および保健上の措置について法律で定めることとされ（原子力基本法第20条）、放射性同位元素等規制法が別に定められている。

なお、原子力基本法および関係法令が適用する次の五つが定義されている（原子力基本法第3条）。

- 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って、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って、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持つもので、政令で定めるものをいう。

関係法令の適用範囲は、この定義により決まる。「政令で定めるもの」が指す政令とは「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（以下、定義政令という。）」である。定義政令によると、四に定められた「原子炉」から除外されるものは「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。」とされている。即ち、原子炉の出力による免除レベルはなく、熱出力1Wの原子炉である近畿大学原子炉は原子力基本法に定められた「原子炉」として、原子力基本法および関連法令の規制を受ける。二の核燃料物質には、数量に関わらず許可を必要とする核燃料物質と、定められた数量の範

囲内では使用の許可を要しない核燃料物質がある。それぞれを表 6-1 および 6-2 に示す。核原料物質は「ウラン若しくはトリウム又はその化合物を含む物質で核燃料物質以外のもの」と定義されている。また、五の「放射線」の定義を表 6-3 に示す。

表 6-1 数量に関わらず使用の許可を必要とする核燃料物質

| 種類 |
|--|
| 1. ウラン 235 のウラン 238 に対する比率が天然の混合率をこえるウランおよびその化合物 |
| 2. プルトニウムおよびその化合物 |
| 3. ウラン 233 およびその化合物 |

表 6-2 使用の許可を要しない核燃料物質の種類と数量

| 種類 | 使用の許可を要しない数量 |
|--|-----------------|
| 1. ウラン 235 のウラン 238 に対する比率が天然の混合率であるウランおよびその化合物 | ウランの量 300 g 以下 |
| 2. ウラン 235 のウラン 238 に対する比率が天然の混合率に達しないウランおよびその化合物 | ウランの量 300 g 以下 |
| 3. 1. および 2. を 1 または 2 種類以上を含む物質で原子炉において燃料として使用できるもの | ウランの量 300 g 以下 |
| 4. トリウムおよびその化合物 | トリウムの量 900 g 以下 |
| 5. 4. を 1 または 2 種類以上を含む物質で原子炉において燃料として使用できるもの | トリウムの量 900 g 以下 |

表 6-3 原子力基本法第 3 条第 5 号の放射線

| |
|--|
| 1. アルファ線、重陽子線、陽子線その他の重荷電粒子線およびベータ線 |
| 2. 中性子線 |
| 3. ガンマ線および特性エックス線（軌道電子捕獲に伴って発生する特性エックス線に限る。） |
| 4. 1 メガ電子ボルト以上のエネルギーを有する電子線およびエックス線 |

6-3 原子炉等規制法

原子炉等規制法（「炉規法」）は「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の略称と呼ばれ，原子力基本法に基づき，原子炉および核物質全般の取扱いを規制する法律として1957年に制定された。この法律の目的には次のことが掲げられている。

- 核原料物質，核燃料物質および原子炉の利用が平和の目的に限られることを確保
- 原子力施設において重大な事故が生じた場合に放射性物質が異常な水準で当該原子力施設を設置する工場又は事業所の外へ放出されることその他の核原料物質，核燃料物質および原子炉による災害を防止すること
- 核燃料物質を防護して，公共の安全を図るために，製錬，加工，貯蔵，再処理および廃棄の事業並びに原子炉の設置および運転等に関し，大規模な自然災害およびテロリズムその他の犯罪行為の発生も想定した必要な規制を行うこと
- 原子力の研究，開発および利用に関する条約その他の国際約束を実施するために，国際規制物資の使用等に関する必要な規制を行い，もって国民の生命，健康および財産の保護，環境の保全並びに我が国の安全保障に資すること

原子炉等規制法は2011年3月に発生した福島第一原子力発電所の事故を契機に，これまでの規制が強化され，いわゆる「新規制基準」が導入された。福島第一原発事故以前の安全規制の問題点として，事故以前には過酷事故（シビアアクシデント）対策が規制の対象とされず十分な備えがなかったこと，また，新たな基準を既設の原発に遡って適用する法的仕組みがなく，常に最高水準の安全性を図ることがなされなかったことなどが指

摘された。これを受け、新規制基準の基本的な考え方に「深層防護の徹底」が導入された。これは目的達成に有効な複数（多層）の対策を用意し、かつ、それぞれの層の対策を考えると、他の層での対策に期待しないことを意図している。これにより、例えば、共通の要因によって安全機能が一齐に失われることを防止するため、自然現象などに係る想定的大幅な引き上げとそれに対する防護対策の強化が求められた。また、火災、施設内の内部溢水、停電など自然現象以外の共通の要因によって安全機能が一齐に失われる事象への対策強化も要求された。これらの基準を満たす具体的な対策は、事業者がそれぞれの施設の特性に応じて選択する。こうした新たに安全対策が強化された新規制基準は原子力発電所のみならず、試験研究炉や核燃料使用施設等にも適用された。さらに、この規制基準の特徴として新知見が得られ、許可基準が変更された場合や許可基準は変更されないものの原子炉施設が許可基準に適合しなくなった場合などにおいて、原子力規制委員会は当該原子炉等の設置者に対し、施設の使用の停止や改造、修理又は移転、原子炉の運転の方法の指定その他保安のために必要な措置の命令を行うことができることとした。これを「バックフィット命令」という。これにより、国内の原子炉施設は、この法令の施行後に原子炉を停止し、新規制基準への適合が認められたものから順次再稼働している現状がある。

従来、原子炉施設は、起こりうると思われる異常や事故に対して設計上何段階もの対策が講じられており、この設計の妥当性を評価するために、幾つかの「設計基準事象」の発生を想定して安全評価を行う。このような安全評価において想定している設計基準事象を大幅に超える事象で、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却又は反応度の制御が出来ない状態で、設備の故障やヒューマンエラーが何重にも重なって安全装置が全く働かない等で、その結果炉心が重大な損傷を受けるような事象を、一般にシビアアクシデントと呼ぶ^[2]。従来の規制は、このようなシビアアクシデントを防止する基準（設計基準）が定められ、単一の機器の故

障を想定しても 炉心損傷に至らないことが確認されていた。一方、新規制基準では万が一、シビアアクシデントが発生した場合に備え、シビアアクシデントの進展を食い止める対策が要求されるとともに、法の目的にテロの発生を想定する旨が追加されたことも踏まえ、テロとしての意図的な航空機衝突への対応も要求されている。図 6-3 に実用発電用原子炉に対する従来の規制基準と新規制基準との比較を参考に示す。このように多くの項目について新設・強化された。図 6-4 には原子力発電所における新規制基準による主な防災対策を示した。新規制基準では活断層や地下構造の調査が改めて求められ、必要に応じて基準地震動の見直しや耐震強化が進められている。福島第一原子力発電所事故の要因となった津波についても発生場所や高さを評価し、安全上重要な機器の機能が確保されるような対策、防波壁・防潮堤の設置、扉の水密化などが行われている。

また、新たに火山・竜巻・森林火災などへの対策が求められたため、原子力発電所の安全性に対するこれらの影響を評価し、必要に応じた対策を講じなければならない。試験研究炉においても基本的には原子力発電所と同様に新規制基準においてこれらに対応しなければならない。

6-4 核セキュリティおよび核物質防護

核セキュリティは、核物質や放射線源の悪用により想定される脅威が現実のものとならないように取るべき措置を指す。こうした原則は、世界共通のものであり国際的な原子力安全を確保するための枠組みが国際原子力機関（International Atomic Energy Agency: IAEA）の下で整備されてきた。この原則の原子力安全およびセキュリティへの対策は、人の生命と健康および環境の防護を目的とするものとして、IAEA はその基本安全原則（SF-1, Fundamental Safety Principles）を定めている。この世界共通の原則の下、原子力の平和利用のための安全の規制は各国の責務であり、わが国においても

| | | |
|--|-------------------------------|-------------------|
| | 意図的な航空機衝突への対応 | 新設 シビアアクシデント対策 |
| | 放射性物質の拡散抑制対策 | |
| | 格納容器破損防止対策 | 新設 |
| | 炉心損傷防止対策 (複数の機器の故障を想定) | |
| | 内部溢水に対する考慮 (新設) | 強化又は新設 |
| | 自然現象に対する考慮 (火山・竜巻・森林火災を新設) | |
| | 火災に対する考慮 (難燃性ケーブルの使用等) | |
| | 電源の信頼性 (独立の2回線確保等) | 強化 |
| | その他の設備の性能 (通信設備の強化等) | |
| | 耐震・耐津波性能 (防潮堤の設置等) | |

| | |
|------------|--|
| 自然現象に対する考慮 | |
| 火災に対する考慮 | |
| 電源の信頼性 | |
| その他の設備の性能 | |
| 耐震・耐津波性能 | |

＜従来の規制基準＞

＜新規規制基準＞

図 6-3 従来の規制基準と新規規制基準との比較 (参考文献[3]を一部改変)

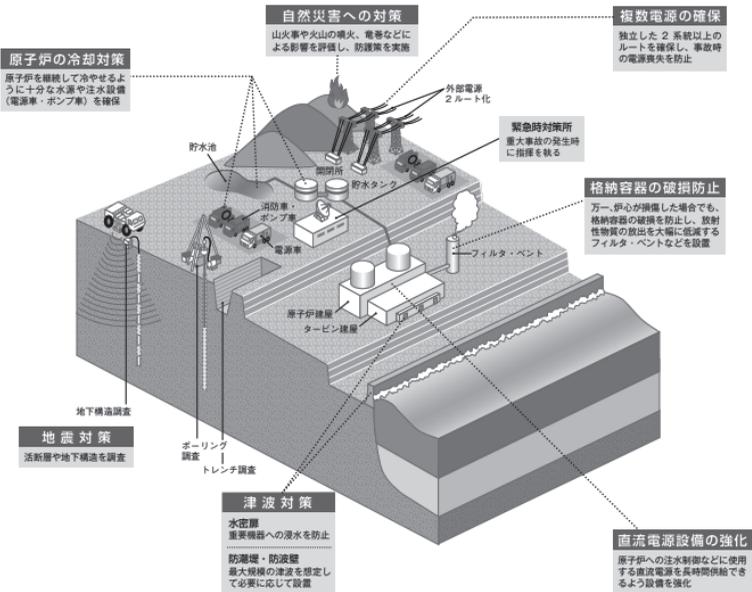


図 6-4 新規規制基準における原子力発電所の防災対策¹⁾

原子炉等規制法には安全に係る規制だけではなく、基本安全原則に従い核セキュリティに係る規制が定められている。ここで核セキュリティとは、核物質のみならず、放射性同位元素を含むすべての放射性物質を対象とした核テロ対策を含む防護措置をいう。わが国の規制においては、核物質防護は原子炉等規制法に、放射性同位元素に関しては盗取盗難防止を主たる目的として「放射性同位元素等の規制に関する法律」にセキュリティ対策について規定されている。具体的には、テロリスト等による核物質や放射性同位元素の悪用が想定される（1）核兵器の盗取、（2）盗取された核物質を用いた核爆発装置の製造、（3）放射性物質の発散装置（いわゆる「汚い爆弾」）の製造、（4）原子力施設や放射性物質の輸送等に対する妨害破壊行為の四つの脅威が現実のものとならないよう取られる措置をいう。核物質防護は、原子力施設への妨害破壊行為および使用、貯蔵、輸送中の核物質の盗取や妨害破壊行為から核物質や施設を守るための対策をいう。

核物質防護の対象は、主としてプルトニウムおよび濃縮ウランであるが、核物質の種類と量によって必要とされる防護要件が表6-4の3段階に区分されている。この規制の対象となる核物質を「特定核燃料物質」という。

6-5 保障措置

保障措置とは核物質が平和目的だけに利用され、核兵器やその他核爆発装置に転用されないことを担保する措置（検認活動）のことをいう。1970年に核兵器国（1967年1月1日時点で核兵器を保有していた米国、旧ソ連、英国、仏国、中国の5ヶ国）をこれ以上増やさないこと等によって核戦争の可能性を少なくすることを目的とした「核兵器の不拡散に関する条約」（Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons: NPT）が発効され、わが国は1970年2月3日署名、1976年6月8日批准した。条約には「IAEAの保障措置制度

表 6-4 防護対象特定核燃料物質の区分^[4]

| 照射されていない核物質 | | 区分 I | 区分 II | 区分 III |
|---|--------------------|---------|--|----------------------|
| プルトニウム | | 2 kg 以上 | 500 g を超え 2 kg 未満 | 15 g を超え 500 g 以下 |
| 濃縮 ウラン | 20% 以上 | 5 kg 以上 | 1 kg を超え 5 kg 未満 | 15 g を超え 1 kg 以下 |
| | 10% 以上 20% 未満 | | 10 kg 以上 | 1 kg を超え 10 kg 以下 |
| | 天然ウランの比率を超え 10% 未満 | | | 10 kg 以上 |
| ウラン 233 | | 2 kg 以上 | 500 g を超え 2 kg 未満 | 15 g を超え 500 g 以下 |
| 照射された核物質 | | | | |
| 核物質を照射して、1 m 離れた地点での空気吸収線量率が 1 Gy/h 以下のもの | | | 未照射核物質の区分に従う | |
| 核物質を照射して、1 m 離れた地点での空気吸収線量率が 1 Gy/h を超えるもの（濃縮度が 10% 未満の濃縮ウランを除く） | | | 未照射核燃料の区分から 1 ランク下げることが可能（照射前に区分 II のものは同ランクとする） | |
| 天然ウラン、劣化ウラン、トリウム、濃縮度が 10% 未満の濃縮ウランを照射して、1 m 離れた地点での空気吸収線量率が 1 Gy/h を超えるもの | | | 区分 II | |

に従って IAEA との間で協定を締結し、締結国は協定に定められる保障措置を受諾する」と定められており、わが国もこれに従って、保障措置を受け入れている。

このことは試験研究炉にも大きな影響を与えている。そもそも試験研究炉の使用目的は中性子利用にあることから、小さな炉心で高い出力密度を得て中性子束を高めるために、従来「高濃縮ウラン」が使用されてきた。しかし、米国の核不拡散政策によって、ウラン供給の条件として被供給国

の燃料濃縮度低減化努力が要求されることとなった。米国の主導で、この試験研究炉燃料の低濃縮化は国際的なコンセンサスを得つつ、わが国の試験研究炉においても低濃縮化が進められている^[5]。

6-6 放射性同位元素等規制法

放射性同位元素等規制法（以下「RI 規制法」という。）は「放射性同位元素等の規制に関する法律」の略称であり、2019年9月1日よりこの名称となった。従前は「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（放射線障害防止法：障防法）」であり、この法律は原子力基本法の精神にのっとり、放射性同位元素の使用、販売、賃貸、廃棄その他の取扱い、放射線発生装置の使用および放射性同位元素又は放射線発生装置から発生した放射線によって汚染された物（以下「放射性汚染物」という。）の廃棄その他の取扱いを規制することにより、これらによる放射線障害を防止し、公共安全を確保することを目的とするものとして、1957年に制定された。その後、2011年の「放射性物質及び関連施設に関する核セキュリティ勧告」に適合させることを中心に規制が見直され、特に危険性の高い「特定放射性同位元素」を定義し、放射性同位元素の防護が法令の目的に加わったことで、法律の名称が変更された。原子炉等規制法の規制対象となる核燃料および核原料以外の放射性核種および放射線発生装置の使用等に当たっては、この関係法令により定められた許可（届出）を受けることが必要となる。この法律における種々の定義を表6-5に示す。この法律で規制される放射線は先に示した表6-3のとおりであり、放射性同位元素、放射性同位元素装備機器および放射線発生装置はこの表6-5の定義に基づき、定められた数量（下限数量）未満のものは規制対象外（免除）となる。また、この法律では、線量等に関する各種規制値が定められている。主な規制値を表6-6および図6-5に示す。これらは原子炉等規制法および関連法

令にも同様の定めがあるが、図 6-5 の事業所境界については、炉規法規則においては管理区域の周辺の区域として定める「周辺監視区域」に相当する。これは、当該区域の外側のいかなる場所においても線量限度を超えるおそれがない区域とされており、線量限度は RI 規制法の事業所境界における線量限度と同じ値が定められている。

6-7 電離放射線障害防止規則

原子力・放射線は原子炉施設や核燃料施設以外にも、医療施設等様々な場面で利用されている。このように職業上放射線被ばくを受けるおそれがある労働者に対して、事業者は彼らの被ばくを出来るだけ少なくするよう、努めなければならない。この基本原則を定めたものが電離放射線障害防止規則である。この規則は「電離則」と呼ばれ、労働災害の防止のための危害防止基準の確立、責任体制の明確化および自主的活動の促進の措置を講ずる等、その防止に関する総合的・計画的な対策を推進することにより職場における労働者の安全と健康を確保するとともに、快適な職場環境の形成を促進することを目的とした労働安全衛生法および労働安全衛生法施行令の規定に基づき定められている。

この規則が適用される放射線業務は、労働安全衛生法施行令（別表第 2 放射線業務）において次のように定められている。

- 一 エックス線装置の使用又はエックス線の発生を伴う当該装置の検査の業務
- 二 サイクロトロン、ベータトロンその他の荷電粒子を加速する装置の使用又は電離放射線（アルファ線、重陽子線、陽子線、ベータ線、電子線、中性子線、ガンマ線及びエックス線をいう。第五号において同じ。）の発生を伴う当該装置の検査の業務

表6-5 放射性同位元素等の規制に関する法律に定められた規制対象となる放射性同位元素等の定義

| | | |
|-------------|---|--|
| 放射性同位元素 | りん三十二、コバルト六十等放射線を放出する同位元素及びその化合物並びにこれらの含有物（機器に装備されているこれらのものを含む。）で政令で定めるもの | 放射線を放出する同位元素及びその化合物並びにこれらの含有物（機器に装備されているこれらのものを含む。）で、放射線を放出する同位元素の数量及び濃度がその種類ごとに原子力規制委員会が定める数量（以下「下限数量」という。）及び濃度を超えるもの |
| 特定放射性同位元素 | 放射性同位元素であつて、その放射線が発散された場合において人の健康に重大な影響を及ぼすおそれがあるものとして政令で定めるもの | 放射性同位元素であつて、その種類及び密封の有無に応じて原子力規制委員会が定める数量以上のもの |
| 放射性同位元素装備機器 | 硫黄計その他の放射性同位元素を装備している機器 | <p>表示付認証機器 認証条件に従って使用する限り、使用・保管等の基準は課されない機器</p> <hr/> <p>特定表示付認証機器 放射線障害のおそれの極めて少ない装備機器については使用の届出を要しない制度のもとに認証された機器、煙感知器、レーダー受診部切替放電管等</p> <hr/> <p>その他の機器 表示付認証機器、特定表示付認証機器に該当しないもの</p> |
| 放射線発生装置 | サイクロトロン、シンクロトロン等荷電粒子を加速することにより放射線を発生させる装置で政令で定めるもの | <p>一 サイクロトロン 二 シンクロトロン 三 シンクロサイクロトロン 四 直線加速装置 五 ベータトロン 六 ファン・デ・グラーフ型加速装置 七 コッククロフト・ワルトン型加速装置 八 その他荷電粒子を加速することにより放射線を発生させる装置で、放射線障害の防止のため必要と認めて原子力規制委員会が指定するもの</p> |

表 6-6 線量, 濃度等に係る主な規制値

| | | |
|--------------|--|---|
| 実効線量 限度 | 放射線業務従事者の実効線量について、原子力委員会が定める一定期間内における線量限度 | 一 平成 13 年 4 月 1 日以後 5 年ごとに区分した各期間につき 100 mSv 二 4 月 1 日を始期とする 1 年間 50 mSv 三 女子 5 mSv/3 月間 四 妊娠中の女子 妊娠の事実を知った時から出産までの期間につき内部被ばくにつき、1 mSv |
| 等価実効 線量限度 | 放射線業務従事者の各組織の等価線量について、原子力委員会が定める一定期間内における線量限度 | 眼の水晶体 5 年間につき 100 mSv 及び 1 年間につき 50 mSv 皮膚 4 月 1 日を始期とする 1 年間 500 mSv 妊娠中の女子 2 mSv (出産までの間の腹部表面) |
| 空気中濃 度限度 | 放射線施設内の人が常時立ち入る場所において人が呼吸する空気中の放射性同位元素について、原子力規制委員会が定める濃度限度 | 1 週間についての平均濃度として告示別表第 2 第四欄に規定 |
| 表面密度 限度 | 放射線施設内の人が常時立ち入る場所において人が触れる物の表面の放射性同位元素の密度について、原子力規制委員会が定める密度限度 | アルファ線を放出する放射性同位元素 4 Bq/cm ² アルファ線を放出しない放射性同位元素 40 Bq/cm ² |

三 エックス線管若しくはケノトロンのガス抜き又はエックス線の発生を伴うこれらの検査の業務

四 厚生労働省令で定める放射性物質を装備している機器の取扱いの業務

五 前号に規定する放射性物質又は当該放射性物質若しくは第二号に規定する装置から発生した電離放射線によって汚染された物の取扱いの業務

六 原子炉の運転の業務

七 坑内における核原料物質（原子力基本法（昭和三十年法律第百八十六号）第三条第三号に規定する核原料物質をいう。）の掘採の業務

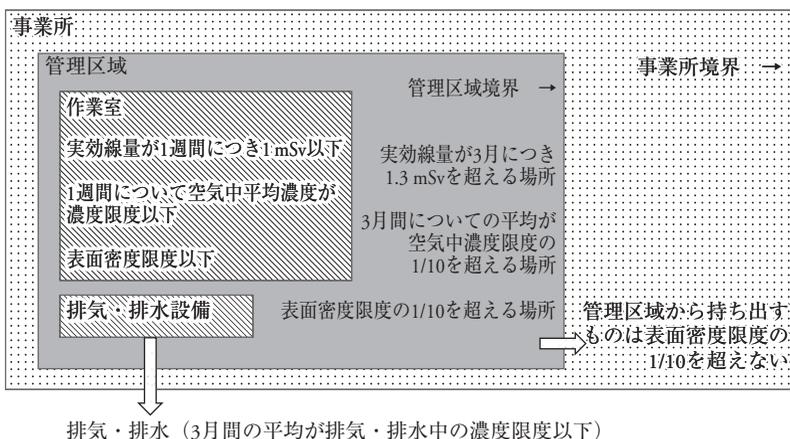


図 6-5 管理区域等に係る主な規制値

なお、これらの業務以外に、福島第一原子力発電所事故由来の放射性物質により汚染された土壌等を除染するための業務があり、この業務に係る放射線障害防止の基本原則を定めた「東日本大震災により生じた放射性物質により汚染された土壌等を除染するための業務等に係る電離放射線障害防止規則（除染電離則；平成 23 年厚生労働省令第 152 号）」が別に定められている。

電離則では、作業者に係る被ばく線量限度の他、事業者の義務として作業環境測定、労働者の健康診断、教育などについて定められている。健康診断については、放射線業務に常時従事する労働者で管理区域に立ち入る者に対し、雇入れ又は当該業務に配置替えの際およびその後 6 月以内ごとに 1 回、定期的に、定められた項目について医師による健康診断を行わなければならないとされている。電離測と同様の定めは RI 規制法等にもある。電離則は労働者のためのものであるため、学生の放射線業務従事者は RI 規制法等の定めに従うこととなる。

6-8 原子力防災

原子力施設の事故や異常事象が起きると、放射性物質が放出され、施設の周辺地域の住民や環境などに直接または間接的に被害を与えうる。このような原子力災害に対しては、放射性物質や放射線に関して対策を講じる必要がある。そのため、国や地方公共団体などは、モニタリングポストを原子力施設サイト外に設置し、測定された大気中の放射線量（空間線量率や大気中放射能濃度）などの実測値に基づき、住民の被ばくを避けるためにとる行動（防護措置）の実施を判断する。このような原子力災害に対応するため「原子力災害対策特別措置法」が定められている。この法律は「原子力災害の特殊性に鑑み、原子力災害の予防に関する原子力事業者の義務等、原子力緊急事態宣言の発出及び原子力災害対策本部の設置等並びに緊急事態応急対策の実施その他原子力災害に関する事項について特別の措置を定めることにより、（中略）原子力災害に対する対策の強化を図り、もって原子力災害から国民の生命、身体及び財産を保護することを目的（法第1条）」としている。

福島第一原子力発電所事故の教訓と経験を踏まえ、原子力災害対策特別措置法および関連法令の改正により、原子力災害に対する防災体制が見直された。図6-6にその体制図を示す。内閣には、政府全体で原子力防災対策を進めるため、平常時から内閣総理大臣を議長とする「原子力防災会議」が設けられ、原子力災害が発生した場合には、総理大臣官邸内に内閣総理大臣を本部長とする「原子力災害対策本部」が設置される。原子力災害対策特別措置法では、原子力規制委員会が「原子力災害対策指針」を定めることとしている。原子力施設等の従前の防災対策は、福島第一原子力発電所事故により、多くの問題点があることが明らかになった。明らかになった課題を踏まえ、「原子力災害対策指針」が次の基本的な考え方の下

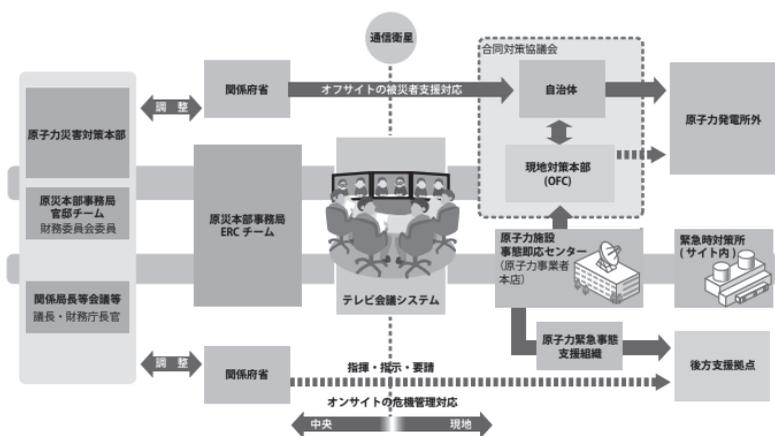


図 6-6 原子力発電所における防災体制^[1]

に策定された。

- 住民の視点に立った防災計画を策定すること
- 継続的に情報を提供できる体系を構築すること

原子力防災の実務は、内閣府の原子力防災担当がその任にあたる。具体的には地域防災計画や避難計画の作成を支援し、原子力防災体制を充実化、関係する各道府県への財政的な支援、訓練や研修などを実施している。現在の原子力防災の考え方は、福島第一原発の事故を経て見直された。例えば、オフサイトの避難については、IAEAの基準をふまえて、原子力施設から距離によって図 6-7 に示すように、PAZ (Precautionary Action Zone: 予防的防護措置を準備する区域) および UPZ (Urgent Protective action planning Zone: 緊急防護措置を準備する区域) の二つの緊急時区域をあらかじめ定め避難方法が考えられている。これらの区域は重点的に原子力災害に特有の対策を講じておく範囲としてあらかじめ定められたもので、避難方法の定めもその一つにあたる。ここで実用発電用原子炉において PAZ はおおむね 5 km 圏内とされ、放射性物質が放出される前の段階から予防的

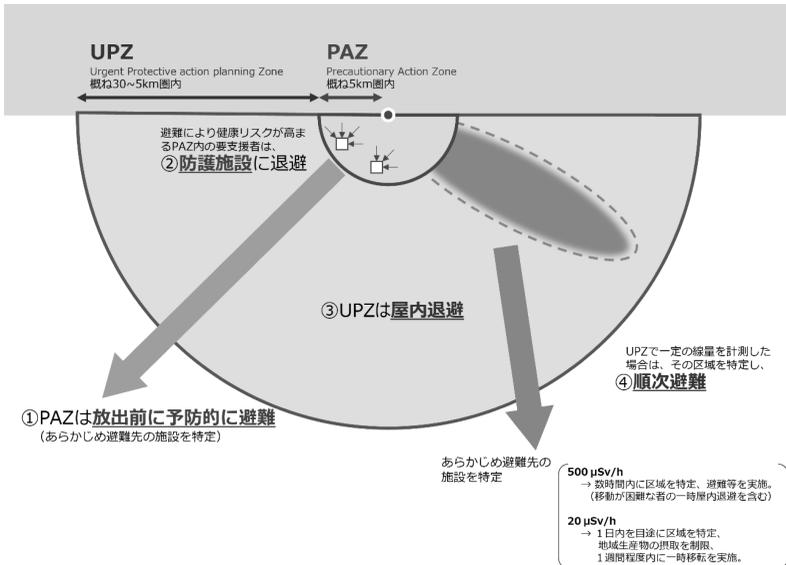


図 6-7 原子力災害対策指針に基づくオフサイトでの避難の考え方^[6]

に避難する区域にあたる。ただし、PAZにいる「避難行動要支援者（要支援者）」のうち、避難によって健康リスクが高まる住民は、放射線防護施設へと退避することとしている。UPZはおおむね5 km～30 km 圏内とされ、ここではまずは屋内退避をおこなう。放射性物質の放出後、一定量の空間放射線量を計測した場合には、その区域を特定し、順次一時移転や避難を行うこととしている。

各事業者は、原災法に基づいて、「原子力事業者防災業務計画」を定め、原子力災害防止対策、緊急事態応急対策および原子力災害事後対策その他の原子力災害の発生および拡大を防止し、並びに原子力災害の復旧を図るために原子力防災管理者等が実施すべき必要な業務に関する事項を明らかにしている。各事業者は、原子力事業者防災業務計画に基づいて、原子力災害の発生を未然に防止するための安全対策を進めるとともに、原子力災害発生時の非常用設備などを有効に活用できるよう、過酷事故を想定した

対応能力の向上のための訓練等の継続的な実施、関係自治体との連携強化など、原子力防災対策に取り組んでいる。

参考文献

- [1] INFOBASE j-9 「電気事業データベース (INFOBASE)」, 電気事業連合会
https://www.fepec.or.jp/library/data/infobase/pdf/06_j.pdf (2021年7月15日アクセス)
- [2] 「原子力安全の安全性：シビアアクシデント」
http://anzenmon.jp/vizwik/app/view_page_printable.html?jsessionid=92CFF12736DBC01AFA7B612D5B68A9CD?id=6948 (2021年8月9日アクセス)
- [3] 「実用発電用原子炉に係る新規基準について」, 原子力規制委員会
<https://www.nsr.go.jp/data/000070101.pdf> (2021年7月14日アクセス)
- [4] 「核物質防護」, 文部科学省・経済産業省 <https://www.jnmcc.or.jp/Portals/0/pdf/kakubougo.pdf> (2021年8月9日アクセス)
- [5] 「研究炉燃料低濃縮化計画 (REPT R) (03-04-01-04)」, ATOMICA
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-04-01-04.html (2021年7月14日アクセス)
- [6] 「“万が一”への備えを普段から：原子力防災の取り組み」, 資源エネルギー庁
<https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyogenshiryokubousai.html> (2021年7月14日アクセス)

索引

【ア行】

アルミナイド 174, 178
安全系 206
安全出力計 207
安全棒 10, 58
 シム安全棒 11, 59
1点炉動特性方程式 35
イメージングプレート (IP) 159
 中性子用 IP 160
インターロック 56
X線発生装置 163

【カ行】

外部被ばく 41
核計装 12, 189
核セキュリティ 220
核分裂計数管 (FC) 12, 199
核分裂生成物 22
核分裂反応 22
核分裂連鎖反応 23
カドミウム切断エネルギー 139
Cd板 10
カドミウム比 140
カドミウムフィルタ法 138
 γ 線エリアモニタ 51
管理区域 39
起動系 12, 204
起動前点検 52
起動領域 190
逆増倍 73, 78
逆動特性法 106
吸収硬化 137
京都大学臨界集合体実験装置 (KUCA)
 176, 179
共鳴 18
 共鳴を逃れる確率 27
巨視的断面積→断面積

近畿大学原子炉 (UTR-KINKI) 176, 179
緊急防護措置を準備する区域 (UPZ)
 228

警報 50
 警報試験 55
研究炉 171
原子力規制委員会 213
原子力規制庁 213
原子力基本法 211
原子力防災 228
原子炉ペリオド 36
減衰曲線 129
減速材 8, 26
高速中性子 22, 76
 高速中性子核分裂因子 27
黒鉛反射体 5, 11
コリメータ比 161

【サ行】

サーバイメータ 147
サーボコントローラ 206
再生率 27
サムピーク法 144
しきい反応 18
試験研究炉 171
地震検出計 14, 51
実効増倍率 28, 71
実効遅発中性子割合→遅発中性子
自動運転 60
シビアアクシデント 217
シム安全棒→安全棒
遮蔽用上蓋 11
周辺監視区域 39
周辺線量当量率 147
出力記録計 (ペンレコーダ) 49
出力系 12, 13, 205
出力領域 191

常陽 173, 185
シリサイド 174, 178
新規制基準 216
水位計 14
スクラム 51
スクラム試験 55
制御コンソール 49
制御棒 5, 8, 80, 87
制御棒校正実験 86
生体遮蔽タンク 11
制動放射 163
正ペリオド法 88
ゼロ出力炉 4
線形出力計 (Lin-N 計) 205
線量限度 38
ソースジャーク法 100
即発中性子 22, 29, 90
即発中性子減衰定数 114, 115
即発中性子寿命→中性子寿命
即発跳躍 102

【タ行】

対数出力計 (Log-N 計) 13, 204
立入制限 43
弾性散乱反応 25
断面積 16, 18
巨視的断面積 17
反応断面積 121
微視的断面積 16
遅発中性子 23, 29
遅発中性子先行核 23, 30
実効遅発中性子割合 34
遅発臨界 90
中間出力系 12, 13, 204
中間出力領域 190
中性子イメージング 157
中性子拡散方程式 75
中性子拡散理論 71
中性子源 56, 72, 74
中性子源増倍法 97
Pu-Be 中性子源 57
中性子寿命 29

即発中性子寿命 33
平均中性子寿命 29
中性子スペクトル 75
中性子束 14, 20
中性子密度 15, 20
中性子用 IP → イメージングプレート
中性子ラジオグラフィ 156, 157
中性子ラジオグラフィ用実験設備 161
中性子流 21
調整棒 11, 59
超臨界 32, 72
東芝臨界実験装置 172

【ナ行】

二分割炉心 5
日本原子力研究開発機構 (JAEA) 173
熱中性子 26, 76
熱中性子利用率 27
燃料 8
燃料タンク 5

【ハ行】

倍加時間 89
バックフィット 217
反応断面積→断面積
反応度 32, 89, 95
反応度計 107
反応率 19, 131
ピーク効率 143
ピコアンメータ (Lin-N 計) 13, 49
微視的断面積→断面積
非弾性散乱反応 26
非補償型電離箱 (UIC) 14, 200, 202, 207
Feynman- α 法 112
不感時間 95
平均自由行程 18
平均中性子寿命→中性子寿命
ペリオド (炉周期) 13, 89, 205
ペリオド計 13, 50, 204
ポアソン分布 111
防護規定 42
防護区域 44

放射化反応 131
 放射化分析 122
 放射化法 130
 放射性同位元素 222
 ホウ素被覆比例計数管 198
 飽和放射能 132
 捕獲反応 24
 補償型電離箱 (CIC) 13, 200, 201, 206
 保障措置 220

【マ行】

マックスウェル分布 136
 未臨界 32, 72
 未臨界度 95
 無限増倍率 28

【ヤ行】

余剰反応度 86
 予防的防護措置を準備する区域 (PAZ)
 228
 4 因子公式 27

【ラ行】

ラジオグラフィ 156
 落下法 90
 臨界 32, 72
 臨界近接 79
 臨界近接実験 69
 レムカウンタ 147
 レントゲン写真 157
 6 因子公式 28
 炉雑音解析法 111
 炉周期→ペリオド

【A-Z】

A 設備 12
 B 設備 12
 BF-3 比例計数管 192
 C 設備 12
 CIC → 補償型電離箱
 GM 計数管 125
 HTTR 173, 184

JAEA → 日本原子力研究開発機構
 JMTR 178, 181
 JRR-3 173, 180, 182
 KUCA → 京都大学臨界集合体実験装置
 KUR 173, 176, 180, 183
 mAs 値 165
 NSRR 173, 178, 180
 PAZ → 予防的防護措置を準備する区域
 PHITS 151
 Pu-Be 中性子源 → 中性子源
 STACY 173
 UIC → 非補償型電離箱
 UPZ → 緊急防護措置を準備する区域
 UTR-KINKI → 近畿大学原子炉
 $1/v$ 特性 18, 135

【著者略歴】

若林源一郎（わかばやし げんいちろう）

近畿大学 原子力研究所 教授

九州大学工学部応用原子核工学科卒業、九州大学大学院工学研究科 博士後期課程修了、博士（工学）

九州大学大学院工学研究院 助手、助教、近畿大学 原子力研究所 講師、准教授を経て現職

専攻：放射線計測

山田崇裕（やまだ たかひろ）

近畿大学 原子力研究所 准教授

東北大学工学部原子核工学科卒業、東北大学大学院工学研究科 博士後期課程修了、博士（工学）

公益社団法人日本アイソトープ協会を経て現職

専攻：放射線量・放射能計量学、放射線・アイソトープ応用

遠藤知弘（えんどう ともひろ）

名古屋大学大学院工学研究科 准教授

名古屋大学工学部物理工学科卒業、名古屋大学大学院工学研究科 博士後期課程修了、博士（工学）

名古屋大学大学院工学研究科 助教を経て現職

専攻：原子炉物理、臨界安全、未臨界度測定

下 哲浩（びよん ちよるほ）

京都大学 複合原子力科学研究所 准教授

名古屋大学工学部原子核工学科卒業、京都大学大学院エネルギー科学研究科 博士後期課程修了、博士（エネルギー科学）

京都大学 原子炉実験所 助手、助教を経て現職

専攻：原子炉物理、原子炉実験

原子炉実験入門——原子力科学を学ぶ学生のために

© Genichiro WAKABAYASHI et al. 2022

2022年2月28日 初版第1刷発行

著者 若林源一郎
山田崇裕
遠藤知弘
卞哲浩
発行人 足立芳宏

発行所

京都大学学術出版会

京都市左京区吉田近衛町69番地
京都大学吉田南構内 (〒606-8315)
電話 (075) 761-6182
FAX (075) 761-6190
URL <http://www.kyoto-up.or.jp>
振替 01000-8-64677

ISBN978-4-8140-0398-3
Printed in Japan

印刷・製本 亜細亜印刷株式会社
定価はカバーに表示してあります

本書のコピー、スキャン、デジタル化等の無断複製は著作権法上での例外を除き禁じられています。本書を代行業者等の第三者に依頼してスキャンやデジタル化することは、たとえ個人や家庭内での利用でも著作権法違反です。

