

---

## 第11章

# 原子炉物理の実験

---

1. はじめに
  2. 未臨界実験装置
  3. 臨界実験装置
  4. 発電炉の総合試験
  5. 代表的な測定項目
  6. まとめ
- 

[この章のポイント]

これまで学んだ原子炉内での中性子の増倍、中性子の空間的あるいは時間的な挙動に関して、実験的に調べる方法を紹介する。測定方法はできるだけ一般的な内容に限ってあり、その概要にとどめている。測定方法について学ぶ前に、どのような実験装置があり、発電炉ではどのような測定を行うかについて紹介し、その後、中性子増倍体系を臨界状態にする手順、反応率及び反応度の測定方法について紹介する。これらは、これまで学んだ原子炉物理の知識の集大成とも言える。

## 第11章 原子炉物理の実験

### 11.1 はじめに

通常、工学の分野では、新たに設計したものを実用化するまでには、いろいろな過程を踏む。特に、新しいアイデアに基づいて設計した部分については、その性能を調べるために模型を製作し、実際の使用状況等に近い状態で性能に関する試験データを取り、設計結果と比較する。これを**モックアップ実験** (mockup experiment) (または、**モックアップ試験**) と呼ぶ。

原子炉の場合も、同様に、新しいタイプの原子炉を開発する場合には、モックアップ実験を行う。また、新しく建設された発電炉では、その機能を確認する総合試験の一部として、核特性を実験的に確かめる試験を行う。これらを原子炉物理試験 (または原子炉物理実験) と呼ぶ。さらに、現行の、あるいは新型の原子炉の設計や解析の精度を向上するために、ある特定の核特性に関する計算精度を評価したり、計算手法や計算に用いる核データを修正するのに実験データが必要とされる。このような目的の実験を**ベンチマーク実験** (benchmark experiment) と呼び、実験データをベンチマークデータと呼ぶ。

新型原子炉開発のためのモックアップ実験や設計および解析精度の向上に必要な実験データの取得は、未臨界実験装置や臨界実験装置を用いて行い、発電炉の炉物理試験は、建設された発電炉が全出力運転を開始する前に実施する。臨界実験装置を用いる実験や発電炉の炉物理試験では、原子炉の臨界点を測定した後、制御棒校正を行い、反応率、余剰反応度、反応度係数等を求める。

ここでは、これら炉物理の実験における実験装置、実験実施項目の概要について、述べる。とくに、反応度測定では、まず原子炉を臨界に保った後、反応度を投入し、その出力変化の測定から投入した反応度を知る方法と、最初に臨界にしないで未臨界状態でスタートする測定について紹介する。これは、今後、未臨界での測定がクローズアップされていくであろうと考えられるからである。なお、詳しい測定原理、測定手法等については、参考文献1)～4)を参照されたい。

### 11.2 未臨界実験装置

未臨界実験装置とは、対象としている原子炉と同一の炉心組成を構成するが、予想される臨界体系の大きさの数分の1程度の大きさのものである。この実験装置では、体系が臨界に至らないことから、連鎖反応を定常的に発生させるためには、外部から中性子を絶えず供給する必要がある。その供給方法として、①定常運転中の原子炉から熱中性子柱<sup>(注11.1)</sup>を通して熱中性子を導入する方法、②加速器あるいは他の放射性元素の中性子源を利用する方法などが一般的に用いられている。

第4章で示したように未臨界の定常状態では、中性子源からの距離が増大するにつれて、体系内の中性子束分布は指数関数的に減少する。特に、境界および中性子源から離れた体系内での分布は、簡単な拡散方程式の解として求めることができるので、中性子束の減衰の情報から臨界量を算出することが容易にできるのが特徴である (これを**指数実験** (exponential experiment) と呼ぶ)。

この実験装置は未臨界であるために、操作面での安全性が大きく、後述の臨界実験装置に見られるような安全装置を必要とせず、放射能も弱く、計測系も簡単で、かつ融通性に富むため、学生実験用として利用されることが多い。なお、指数実験による臨界量のほかに、拡散距離等を測定できるので、原子力研究の初期には、各種の炉物理の実験に使用されてきた。

しかし、小型であるため、中性子の漏れ、すなわち炉の端部での中性子束分布への補正が必要であること、中性子束が低いこと、反応度に関する直接的な物理特性 (温度係数やボイド係数などの反応度係数、 $^{235}\text{U}$ や $^{10}\text{B}$ などの代表的な物質が炉心の中心に挿入された場合の反応度値、制御棒効果など) を測定できないことなどの欠点がある。原子力研究の初期に比べると、今日では臨界実験装置や研究炉が整備され、臨界実験が主位を占め、かつ計算によってかなりの精度で核特性を予測できるようになってきたため、指数実験によって臨界量を算出する程度の実験は、積極

注11.1: 原子炉から特に熱中性子だけを取り出す実験設備の一つ。通常、炉心部から遮蔽の外側まで重水や黒鉛のような中性子吸収断面積が小さく、中性子散乱断面積が大きな物質で構成される。

的に実施されることは少なくなった。

現在、国内の7大学が未臨界実験装置を保有し、学生実験として指数実験などの教育に使用しているが、ほとんどの大学において研究用には利用されていない。

### 11.3 臨界実験装置

臨界実験装置は、核燃料を減速材や反射材と組み合わせて一定量集めて中性子を増倍することができる体系（中性子増倍体系と呼ぶ）を臨界に至らしめ、体系の臨界状態そのものについての研究を行うことを目的とした装置である。

臨界実験装置の特徴は、①炉心の構造を容易に変更できる、②低出力で運転する、③核分裂生成物の蓄積がきわめて少ない、④運転の起動、停止を頻繁に行うことができる、⑤スクラムが容易にできる、などが挙げられる。これらの特徴を活かして、臨界実験装置では、コールド（核燃料が燃焼していない）でクリーンな（炉心に余計な中性子吸収材が入っていない）状態の実験を行うことができる。

今日のようにコンピュータ技術が発展し、各種の核データおよび核計算コードが開発・整備されつつある状況では、核設計の核計算への依存度が高まっているので、簡単な形状や組成で行われた実験データは、核データを含む核計算手法の検証に好都合なため、重宝される。このような状況から、臨界実験装置の果たすべき役割として、新型炉開発のモックアップ実験だけでなく、核計算法を検証するための種々のベンチマークデータの提供が大きくなりつつある。

わが国の臨界実験装置を、表11.1にまとめ、その中で代表的な臨界実験装置の概観を図11.1に示す。

### 11.4 発電炉の総合試験

建設した発電炉の総合試験の一部として実施する炉物理試験は、原子炉安全確保の観点から、事実上のゼロ出力から慎重に段階を踏みながら、徐々に出力を上げて行う。

#### 11.4.1 ゼロ出力試験

原子炉へ燃料を装荷する前に行われる各部の機能試験が満足すべき結果であり、燃料を装荷することの安全性が確かめられた後、原子炉への燃料装荷が開始される。ゼロ出力試験とは、この燃料装荷開始から順次燃料を加えて原子炉を臨界に達成するとともに、低出力での核特性を確認するための試験である。

たとえば、軽水炉は、通常、最小臨界量の数倍から数十倍の燃料を持っている。したがって、万一にも、核的暴走を起こさないように、停止余裕が十分あることを確かめながら、一体ずつ燃料を装荷していく。BWRの場合は、最小臨界量まで燃料を装荷した後、制御棒を引き抜いて、初めて臨界に到達したことを確認する。一方、PWRの場合は、原子炉圧力容器が開放された状態では制御棒を動かさないこと、ホウ酸溶液の反応度効果がよく知られていることから、ホウ酸溶液の濃度を十分に高く保った上で十分に未臨界であることを確認しながら全燃料が装荷され、原子炉圧力容器が閉鎖された後、制御棒を引き抜き、引き続いて冷却材のホウ酸溶液の濃度を希釈して臨界を達成する。

表11.1 わが国において、現在稼働中の臨界実験装置（2007.12.1現在）

名称	所有者	所在地	主目的	形式	最大熱出力	臨界日
TCA	原子力機構	茨城県東海村	軽水炉物理の研究	濃縮ウラン、プルトニウム、軽水減速型	200 (W)	1962.8.23
NCA	東芝	神奈川県川崎市	動力炉およびその燃料要素等の原子炉物理実験	低濃縮ウラン、軽水減速、非均質型	200 (W)	1963.12.1
FCA	原子力機構	茨城県東海村	高速炉物理の研究	濃縮ウラン、プルトニウム、水平2分割型	2,000 (W)	1967.4.29
KUCA	京都大学	大阪府熊取町	基礎研究、開発研究および教育訓練	濃縮ウラン、非均質型（軽水減速および固体減速）	熱出力100 (W) 短時間最大：1000 (W)	1974.8.6
STACY	原子力機構	茨城県東海村	再処理施設の臨界安全性に関する研究	低濃縮ウランの硝酸溶液、プルトニウムの硝酸溶液、低濃縮ウランの燃料棒	200 (W)	1995.2.23
TRACY	原子力機構	茨城県東海村	再処理施設の臨界安全性に関する研究	10%濃縮ウラン、硝酸水溶液	定常運転時：10,000 (W) 過渡出力運転： 最大 $5 \times 10^9$ (W)	1995.12.20

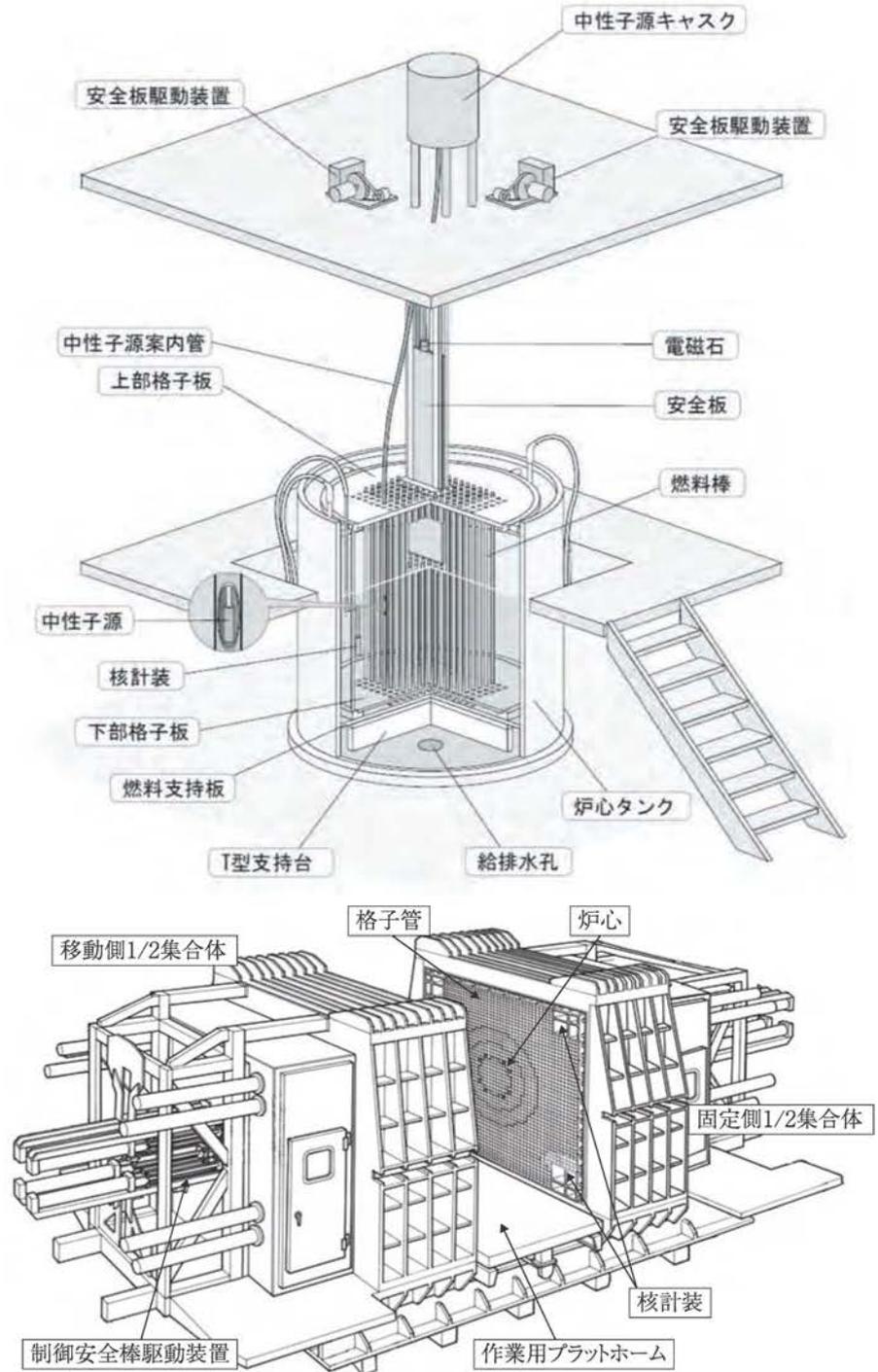


図11.1 臨界集合体の概念図(TCA(上)とFCA(下)) (提供: 日本原子力研究開発機構)

このような手順で行うのは、ホウ酸濃度の変更より、制御棒の落下の方が、緊急時に急速に負の反応度を炉心に印加できるという安全上の観点からである。

BWR、PWRの両炉心とも、臨界達成後、温度などを変化させて、原子炉の核特性を確認するとともに、制御棒特性、計装、安全装置の作動を確かめる。

#### 11.4.2 出力上昇試験

各試験段階において、原子炉の特性が設計時に予測されていたとおりであり、プラントの諸設備、系統が所定の機能を持っていることが確認された後、原子炉の出力を上げ、これを動力源としてタービン発電機を回転させ、徐々に全出力達成までに至る出力上昇試験に入る。この段階では、試験といっても通常の運転操作によるものがほとんどで、試運転の性格が強くなっている。

特に、新たに建設された炉心や、炉心の核燃料が全て新しい燃料で構成される場合には、出力上昇は段階的に行い、各出力レベルで安全保護系の試験、計装装置の校正、放射線測定、原子炉の静的特性および過渡特性の測定（制御材効果、反応度の温度係数の測定を含む）、実際の運転状態での機器類の性能チェックなどを行って、さらに出力を上昇しても、安全上支障がないことを確認して、初めて次の段階に進んでいく。したがって、一見同じような試験が、繰り返し行われる。

## 11.5 代表的な測定項目

### 11.5.1 臨界近接と臨界量

未知の中性子増倍体系を初めて臨界にする場合、意図せずに臨界超過とならないように、非常に注意深く、周到な手順を踏んで行わなければならない。そのため、次に述べる原理に従って手順が組まれる。中性子増倍体系（以後、炉心と呼ぶ）の近くに中性子源を置けば、中性子源から出た中性子は、炉心によって中粒子が増倍する。この炉心の実効増倍係数を $k_{eff} (< 1)$ 、単位時間当たりの中性子源の強さを $S$ （個/s）とすると、単位時間当たりの炉心内の中粒子総数 $(N)$ （個/s）は、中粒子源から発せられた個数 $S$ （個/s）に加えて、 $S$ （個/s）の中粒子をもとに増倍した中粒子数 $Sk_{eff}$ （個/s）、さらにその中粒子によって増倍した中粒子数 $Sk_{eff}^2$ （個/s）、…、で構成される。すなわち、単位時間当たりの炉心内の中粒子総数 $(N)$ （個/s）は、以下のような等比級数の和として表すことができる。

$$N = S + Sk_{eff} + Sk_{eff}^2 + \dots = \frac{S}{1 - k_{eff}} \quad (k_{eff} < 1) \quad \dots\dots\dots (11.1)$$

したがって、最初 $S$ （個/s）だった中粒子が $N$ （個/s）に増倍したので、このときの増倍率 $M$ は、

$$M = \frac{N}{S} = \frac{1}{1 - k_{eff}} \quad (k_{eff} < 1) \quad \dots\dots\dots (11.2)$$

となる。臨界近接とは、 $k_{eff}$ が1より十分小さい状態から出発して、次第に $k_{eff}$ を1に近づけるように、段階を踏みつつ燃料を追加して、 $M$ の変化を調べ、 $M \rightarrow \infty$ すなわち臨界（ $k_{eff}=1$ ）の状態を実現する一連の手順である。

通常、増倍率の逆数（ $1/M$ ）を装荷された燃料の量の関数としてプロット（これを、**逆増倍曲線**（inverse multiplication curve）と呼ぶ）し、これを外挿することによって、臨界（ $1/M=0$ 、すなわち、 $k_{eff}=1$ ）にするために必要な燃料の量（臨界量）を推定する。

図11.2に逆増倍曲線の例を示す。炉心によっては、 $k_{eff}$ を変化させる変数として、燃料の量以外に、燃料の濃度、減速材や反射体の量、制御棒位置、ホウ素濃度などとの関係を見ることがある。安全に実験を行うために、最初のステップの装荷量は、計算による臨界量予測値の1/2以下とするのが通例である。その後ステップ毎に、直前のステップと今回のステップにおける中粒子増倍の倍率の逆数（ $1/M$ ）の値を直線で結んで外挿し、横軸との交点（図では $m$ ）を臨界量予測値とする。

この結果から、各ステップにおいて追加する燃料の量も、外挿値に十分確信がもてるようになるまでは、外挿による予測値と現在の装荷量との差の1/2以内とするのが原則である。さらに、少なくとも2通りの制御棒の引抜き状態について、臨界量の推定を行い、系が臨界未満の状態にあるうちに、次の装荷量に対応する $k_{eff}$ の増加分が、制御棒で制御可能であることを確認することが重要である。

図11.2は、この手順に従って炉心の中心から外側に向かって核燃料を追加する臨界近接を、第7ステップまで行った結果である。図11.2より明らかなように、中粒子源、炉心、検出器の位置関係によって、3種類の曲線を得る。これは、検出器が炉心で増倍する成分と中粒子源から直接入射する成分を検出することに由来する。すなわち、炉心の中心から外側に向かって核燃料を追加していく場合、検出器が炉心で増倍する成分だけを検出するときには曲線Aのように下に凸の曲線になる。一方、中粒子源からの直接成分が炉心からの増倍成分より大きい場合、検出器は炉心の中粒子増倍

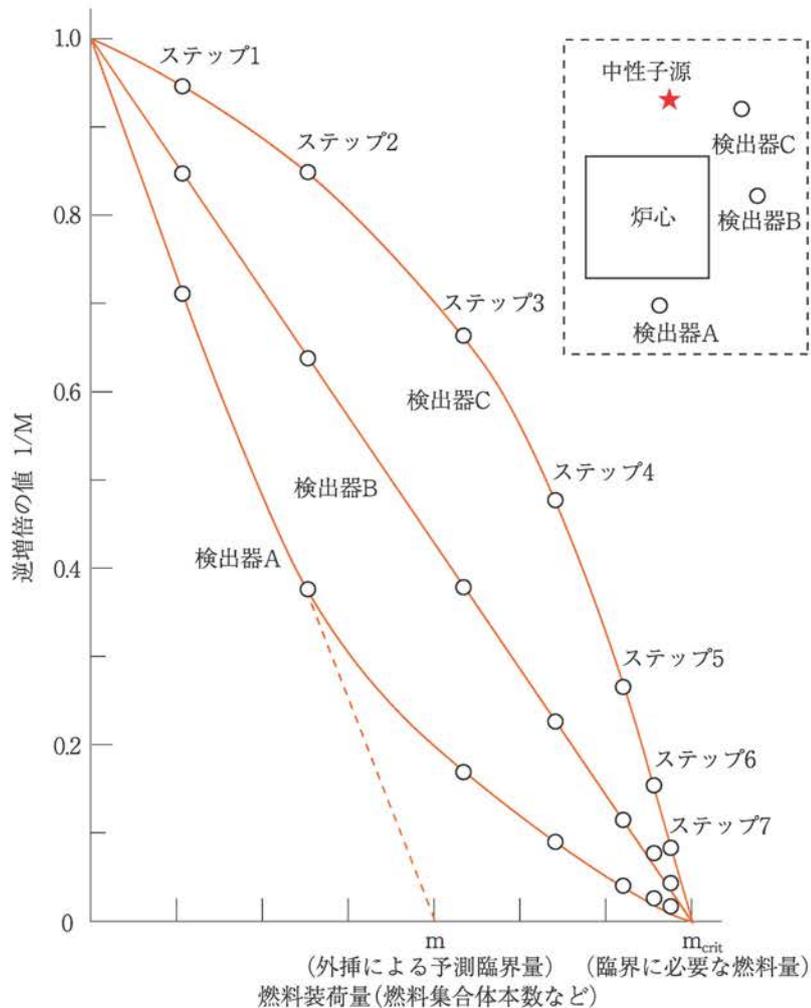


図11.2 逆増倍曲線の例

に鈍感な状態にあると言える。このような状況では、曲線Cのように上に凸の曲線になる。両者の中間の状況の場合、直線Bようになる。

臨界に近い最終段階に至ると、外挿による予測値と現在の装荷量との差の1/2を超えて燃料を追加し、制御棒で調整して、臨界 ( $k_{eff}=1$ ) を達成する (図11.2では、ステップ7から先の外挿を参照)。この場合、追加燃料によって炉心は臨界超過の状態となるので、臨界からの $k_{eff}$ の超過分 (余剰反応度) が、制御棒で制御可能範囲内であることを確認して、追加しなければならない。このような場合の臨界量の測定では、体系の余剰反応度を燃料の量に換算して、実効増倍率  $k_{eff}$  が、ちょうど1となる体系の形状と組成を求めることが多い (ただし、この炉心は実体系の寸法や組成ではなく、仮想的な値であることに注意する必要がある)。また、計算との比較を考え、余剰反応度を含めた実際の炉心寸法と組成に対する実効増倍率を求めることもある (この場合、 $k_{eff}>1$ )。

上述の臨界近接の方法は、臨界実験装置で一般的に用いられている未知の中性子増倍体系を初めて臨界にする場合の手順であり、発電炉のような実機の臨界近接の手順は、11.4.1で述べたように、上述とはまったく異なる。

実機では、装荷する燃料体数が炉心の形状から予め定められており、所定の燃料体を装荷した後に、制御棒操作あるいは冷却水中のホウ素濃度調整によって炉を臨界にする。この場合も、臨界達成の手順においては、逆増倍曲線を利用して、臨界時の制御棒位置やホウ素濃度の予測をする。

### 11.5.2 反応率の測定

原子炉内の中性子束分布や中性子エネルギー分布に関する情報を得るために、中性子検出器 (箔や計数管) を用いて、核反応率を測定する。今、位置  $\mathbf{r}$  にある点状の検出器の核反応断面積を  $\Sigma_D(E)$  とすると、反応率  $R(\mathbf{r})$  は次式で表される。

$$R(\mathbf{r}) = \int_0^{\infty} \Sigma_D(E) \phi(\mathbf{r}, E) dE \dots\dots\dots (11.3)$$

検出器を炉心内で移動することにより、反応率の空間分布を得ることができ、計算との比較から中性子束分布の計算精度を評価することができる。また、中性子エネルギー感度の異なる検出器を複数利用したり、Cdのように熱中性子を吸収する物質や大きな共鳴吸収を有する物質で覆った（これによって特定のエネルギーの中性子を除くフィルターの役割をする）検出器を利用して、中性子エネルギーに関する情報を得る。このようにして測定した反応率の比（たとえば、<sup>238</sup>U核分裂率対<sup>235</sup>U核分裂率比）を、**スペクトル指標** (spectral index) と呼ぶこともある。

箔を用いた測定では、通常、薄い円盤状の箔を用いるが、そのほかにワイヤー状のものやリボン状のものを使用する場合もある。これらの箔等を炉心内の測定位置にセットし、ある一定時間中性子照射を行った後、その箔等を取り出し、中性子との核反応によって生じた放射性核種の放射能測定から中性子束に関する情報を得る。測定に用いる代表的な箔物質を表11.2に示す。

この方法では、他の中性子検出器に比べて、箔の質量や寸法が小さいので、測定対象の中性子束分布に影響を与えることが少なく、また、中性子束分布測定の空間分解能がよいことが特長である。反面、種々の補正や校正などが必要で、データ処理が煩雑であり、照射した時から結果を得るまでに時間がかかる。

計数管を用いる測定では、BF<sub>3</sub>比例計数管、<sup>3</sup>He比例計数管や核分裂計数管（電離箱の一種）を用いることが多い。これらの計数管の大きさは様々であるが、反応率分布測定に用いる場合には、できるだけ小さい形状のものが望ましく、通常、直径が10mm以下、有感部長さが10～30mm程度の円筒形状のものを用いる。また、原子炉がある出力で運転中の特定の位置での核分裂率を測定する場合には、もう少し大きな円筒状の核分裂計数管（直径：20～50mm、高さ：50～300mm程度）を用いることがある。

計数管を用いる測定は、データ処理が容易であり、オンタイムのデータ処理が可能である。しかし、計数管の筐体や計数管に付随する信号線による測定値への影響を評価する必要があり、また、計数率によって測定精度が決まることから、通常は1%より精度を高めるのは困難である。

### 11.5.3 反応度の測定

反応度を測定するには、①臨界状態から反応度を外乱として加え原子炉出力の時間的挙動の測定から反応度を求める方法と、②未臨界状態において反応度や中性子を外乱として加え原子炉の出力変動から反応度を求める方法がある。

臨界の炉心を構成した後、最初に行う測定は、制御棒の移動距離に応じた反応度効果を知ることである。この測定は制御棒校正と呼ばれ、原子炉の運転上、安全上、非常に重要な試験である。すなわち、原子炉運転時の安全性を確保するために、余剰反応度、停止余裕、炉心への反応度印加率を知る必要があるからである。

また、反応度係数や種々の反応度の測定では、炉心に印加された反応度を相殺するように制御棒を操作して臨界を保ち、その制御棒の移動量から反応度を求める方法が多く用いられるからである。

表11.2 おもな箔物質とその特性

箔物質	吸収断面積 <sup>1)</sup> (barn)	散乱断面積 <sup>1)</sup> (barn)	同位元素 <sup>2)</sup> (存在比：%)	放射化断面積 <sup>3)</sup> (barn)	放射性同位元素 (半減期)
Mn	13.2±0.1	2.3±0.3	<sup>55</sup> Mn (100)	13.2±0.1	<sup>56</sup> Mn (2.58時間)
Cu	3.81±0.3	7.2±0.6	<sup>63</sup> Cu (69.1) <sup>65</sup> Cu (30.9)	4.41±0.20 1.8±0.4	<sup>64</sup> Cu (12.87日) <sup>66</sup> Cu (5.14分)
In	194±2	2.2±0.5	<sup>113</sup> In (4.23) <sup>115</sup> In (95.77)	56±12 2.0±0.6 160±2 42±1	<sup>114m</sup> In (50.0日) <sup>114</sup> In (72秒) <sup>116m</sup> In (50.0分) <sup>116</sup> In (14秒)
Dy	940±20	100±20	<sup>164</sup> Dy (28.18)	2000±200 800±100	<sup>165m</sup> Dy (1.3分) <sup>165</sup> Dy (140分)
Au	98.5±0.4	9.3±1.0	<sup>197</sup> Au (100)	98.5±0.4	<sup>198</sup> Au (2.698日)

1)  $v_0=2200m/s$ の値  
 2) 箔物質中の同位元素  
 3) 同位元素が中性子捕獲反応によって放射性同位元素を生成する断面積 ( $v_0=2200m/s$ の値)

制御棒反応度の測定方法には、①正のペリオド法（または炉周期法）、②補償法（または比較法）、③ロッドドロップ法（制御棒落下法）、④インバース・カイネティクス法、⑤中性子源増倍法などがある。

特に、正のペリオド法は、あらゆる反応度測定の基本として利用されることが多い。また、ロッドドロップ法は、大きな負の反応度の測定（制御棒1体の全反応度測定など）に用いられる。

補償法を除くこれらの測定では、反応度印加前後の中性子束の時間変化を測定し、その結果に対して、第7章の(7.11)式および(7.12)式で学んだ以下の1点炉近似動特性方程式（または、それをある条件のもとに変形した式）を用いて解析し、反応度を求める。

$$\begin{aligned} \frac{dn}{dt} &= \frac{\rho - \beta_{eff}}{\Lambda} n + \lambda C \\ \frac{dC}{dt} &= \frac{\beta_{eff}}{\Lambda} n - \lambda C \end{aligned} \quad \dots\dots\dots (11.4)$$

注11.2：第3章で説明したように、遅発中性子先行核から発生する中性子エネルギー（約数100keV）は、核分裂で発生する中性子（即発中性子）のエネルギー（平均エネルギーは約2MeV）より低い。たとえば、遅発中性子が熱中性子領域へ減速される確率は、即発中性子のそれよりも大きい。言い換えれば、遅発中性子と即発中性子を比べてみると、遅発中性子の方が連鎖反応へ寄与する重みが大きい。一方、高速中性子を介して連鎖反応が維持されているような原子炉では、逆に、遅発中性子の発生エネルギーが低いことから連鎖反応へ寄与する重みが小さい場合もある。このような重みを考慮した遅発中性子の割合  $\beta$  を、実効遅発中性子割合  $\beta_{eff}$  と呼び、後者を実際には使用する。

一般に、反応度の測定値は、実効遅発中性子割合<sup>(注11.2)</sup>  $\beta_{eff}$  で規格化された値で求まるので、計算との比較には、核計算による  $\beta_{eff}$  を利用しなければならない。反応度測定方法の概要を以下に述べる。

(1) 制御棒の校正

一定の出力状態（定常状態）にある原子炉の出力を変更する場合には、次の手順を踏む。

- ①反応度を原子炉に印加することにより、一時的に未臨界状態や超臨界状態に原子炉を保って出力を変動させる。
- ②所定の出力に至れば、①で印加した反応度を相殺するように反応度を加えて、出力が一定になるように調整する。

この出力調整には制御棒を用いるため、制御棒の移動量によって原子炉に印加する反応度を知っておく必要がある。言い換えれば、制御棒に反応度の単位で目盛りを打つ必要がある。この作業を制御棒校正と呼ぶ。以下に、制御棒校正に使用する代表的な反応度測定手法を示す。

a. 正のペリオド法

臨界状態の原子炉に正の反応度 ( $\rho < \beta_{eff}$ ) を投入した場合の、反応度と漸近ペリオド（または安定炉周期、出力が  $e$  倍になるまでの時間）との関係（この関係式を逆時

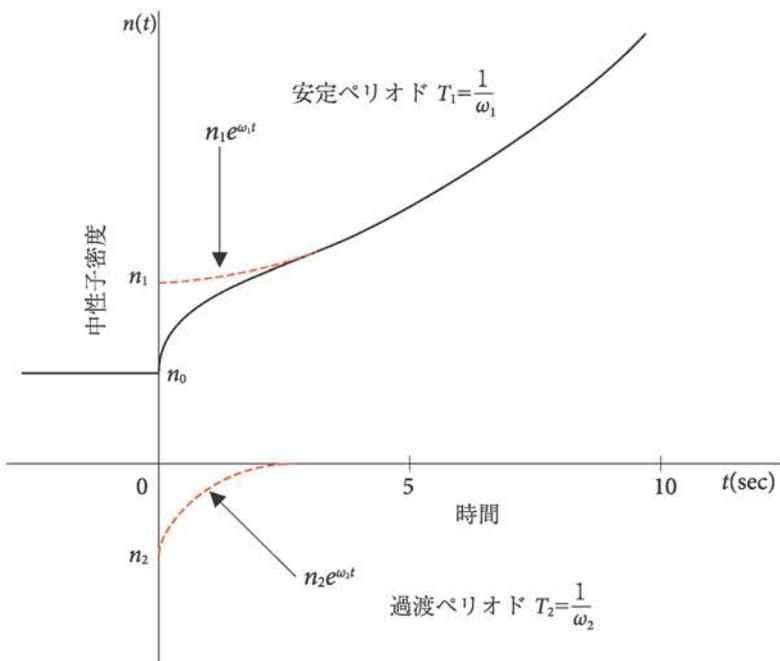


図11.3 臨界状態の原子炉にステップ状の反応度を印加した場合の中性子密度の時間変化(図7.2と同じ)



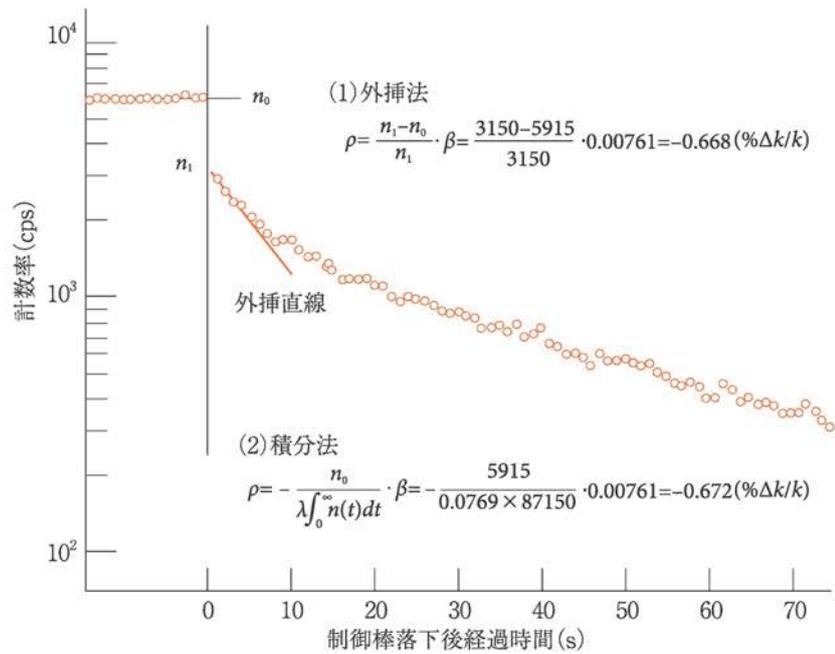


図11.4 <sup>235</sup>Uを燃料とする熱中性子炉体系でのロッドドロップ法の測定例

(後述) がしばしば用いられる。

ロッドドロップ法とは、原子炉を臨界状態にしてある一定の出力で長い時間（遅発中性子先行核の寿命に比べて十分に長い時間）保っておいた後、制御棒を急速に挿入（ロッドドロップ）して負の反応度を加えて、反応度印加前後の原子炉出力変動の測定から、印加した反応度を求める方法である。そのデータ処理には外挿法と積分法の2つの方法があり、以下に紹介する。

**外挿法**

反応度印加前の原子炉の中性子密度を $n_0$ 、先行核密度を $C_0$ とすると、遅発中性子先行核の寿命に比べて十分に長い時間、原子炉が臨界の定常状態を保っていたとすると、遅発中性子先行核も定常状態にある。したがって、 $dC_0/dt=0$ であるから、(11.4) 式の遅発中性子先行核密度を表す式は、

$$\lambda C_0 = \frac{\beta_{eff}}{\Lambda} n_0 \dots\dots\dots (11.6)$$

と書くことができる。

今、ここで原子炉に制御棒を急速に挿入（ロッドドロップ）し、反応度が $\rho$ に変わったとする。しかし、出力が急変しても、しばらくの間、遅発中性子先行核の密度は臨界時の値に保たれるので、(11.4) 式の中性子密度の時間変化は次のように書ける。

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta_{eff}}{\Lambda} n + \frac{\beta_{eff}}{\Lambda} n_0 \dots\dots\dots (11.7)$$

この解は $t=0$ で $n=n_0$ を初期条件とすると、次式で表される。

$$n(t) = \frac{\beta_{eff} n_0}{\beta_{eff} - \rho} - \frac{\rho n_0}{\beta_{eff} - \rho} e^{-\frac{\beta_{eff} - \rho}{\Lambda} t} \dots\dots\dots (11.8)$$

右辺第2項は $\rho < 0$ であれば、 $\Lambda / (\beta_{eff} + |\rho|)$ のペリオドで急速に減衰するので、原子炉の出力は急速に右辺第1項のみで表される次式に漸近する。

$$n_1 = \frac{\beta_{eff} n_0}{\beta_{eff} - \rho} \dots\dots\dots (11.9)$$

この (11.9) 式を反応度 $\rho$ を求める式に書き直せば、(11.10) 式を得る。

$$\rho = \frac{n_1 - n_0}{n_1} \beta_{eff} \dots\dots\dots (11.10)$$

すなわち、ロッドドロップ前の出力 $n_0$ とドロップ後の出力 $n_1$ から反応度が求められる。この式では、(11.5)式の場合と異なり、 $\lambda$ などの遅発中性子の核的な定数が現れない。つまりこの方法では、これらの定数の知識なしに、ドル単位の反応度が求まる。実際には、遅発中性子の減衰があるから出力は(11.9)式で保たれるわけではなく、図11.4に示すように次第に減衰するので、その減衰曲線を制御棒を落下させた時刻 $t=0$ に外挿して $n_1$ を求める必要がある。このため、この方法は外挿法と呼ばれる。

この方法では、時刻 $t=0$ への外挿を正確に行うこと、制御棒を挿入するまでの臨界状態を $1/\lambda$ に比べて十分長く保つこと、制御棒と検出器の位置関係が測定結果に影響を及ぼす場合があることに注意を要する。

**積分法**

外挿法では $t=0$ 付近の測定点を細かく取る等の測定上の工夫をしても、外挿に伴う誤差が避けられない。そこで、実際には、積分法が多く用いられる。(11.4)式をラプラス変換して解くと、次式を得る。

$$\tilde{n}(s) = n_0 \frac{\Lambda + \frac{\beta_{eff}}{s + \lambda}}{s\Lambda + s \frac{\beta_{eff}}{s + \lambda} - \rho} \dots\dots\dots (11.11)$$

ここで、

$$\lim_{s \rightarrow 0} \tilde{n}(s) = \lim_{s \rightarrow 0} \int_0^\infty e^{-st} n(t) dt = \int_0^\infty n(t) dt \dots\dots\dots (11.12)$$

の関係があるので、(11.11)式で $s \rightarrow 0$ の極限をとって、これを(11.12)式に等しいと置けば次式を得る。

$$n_0 \frac{\Lambda + \frac{\beta_{eff}}{\lambda}}{-\rho} = \int_0^\infty n(t) dt \dots\dots\dots (11.13)$$

さらに、 $\Lambda$ は $\frac{\beta_{eff}}{\lambda}$ に比べて無視することができるので、結局、次式でドル単位の反応度が求められる。

$$-\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \frac{n_0}{\lambda \int_0^\infty n(t) dt} \dots\dots\dots (11.14)$$

この方法では、制御棒を挿入するまでの臨界状態を $1/\lambda$ に比べて十分長く保つこと、制御棒と検出器の位置関係が測定結果に影響を及ぼす場合があること、計数開始を正確に制御棒挿入に一致するようにすること、制御棒挿入前の臨界状態の出力 $n_0$ の測定では検出器の不感時間が問題となるような高出力は避けることに注意を要する。

**d. インバース・カイネティクス法 (逆動特性法)**

1点炉近似動特性方程式(11.4)式中の遅発中性子先行核に対して、時刻 $t' \sim t' + dt'$ の微小時間 $dt'$ の間に生成される遅発中性子先行核濃度は $\frac{\beta_{eff}}{\Lambda} \times n(t') dt'$ である。その後、時刻 $t$ から時刻 $t$ まで経過する間に先行核は崩壊することから、時刻 $t$ において、時刻 $t' \sim t' + dt'$ の間に生成された遅発中性子先行核濃度は $\frac{\beta_{eff}}{\Lambda} \times n(t') e^{-\lambda(t-t')} dt'$ となる。したがって、時刻 $t$ について時刻 $-\infty$ から時刻 $t$ まで積分することにより、時刻 $t$ における遅発中性子先行核濃度 $C(t)$ は、求めることができる。すなわち、

$$C(t) = \int_{-\infty}^t \frac{\beta_{eff}}{\Lambda} n(t') e^{-\lambda(t-t')} dt' = \frac{\beta_{eff}}{\Lambda} \int_0^{\infty} n(t-u) e^{-\lambda u} du \quad \dots\dots\dots (11.15)$$

である。ここで、2番目の積分を得るには、 $t=\infty$ で $C(t)e^{-\lambda t} \rightarrow 0$ となると仮定し、 $u=t-t'$ と変換した。この(11.15)式を(11.4)式中の中性子密度を表す式の右辺第2項に代入すると、次式のように表すことができる。

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta_{eff}}{\Lambda} n + \lambda \frac{\beta_{eff}}{\Lambda} \int_0^{\infty} n(t-u) e^{-\lambda u} du \quad \dots\dots\dots (11.16)$$

さらに、これを $\rho$ について解くと次式を得る。

$$\frac{\rho}{\beta_{eff}} = 1 + \frac{\Lambda}{\beta_{eff}} \frac{d}{dt} [\ln n(t)] - \lambda \int_0^{\infty} \frac{n(t-u)}{n(t)} e^{-\lambda u} du \quad \dots\dots\dots (11.17)$$

これが**インバース・カインेटクス法** (inverse kinetics method) の基礎式である。すなわち、中性子密度の時間変化 $n(t)$ を測定し、これを上式にしたがって数値積分すればドル単位の反応度が決定できる。国内では、微少な反応度の測定にこの原理を利用したデジタル反応度計が開発されている。

(2) 未臨界状態で反応度を測定する方法

未臨界状態での反応度測定は、外部から中性子源によって体系に中性子を供給して、測定することが多い。中性子の供給方法がパルスである場合は、供給直後からの中性子密度の時間的挙動を測定する。一方、定常中性子源を利用する場合は、定常状態での中性子密度を測定する。以下に、それらの代表的な実験例を示す。

a. パルス中性子法

臨界未満の原子炉、臨界集合体などのように核燃料を含んだ集合体内にパルス中性子を発生させると、図11.5に示すように、体系の中性子密度は、パルス中性子が打ち込まれた後、急激に増加して、その後その体系固有の減衰定数で比較的穏やかに指数関数的に減衰し、さらに時間経過後、中性子密度が小さく、ゆっくりと減衰する。この変化を用いて未臨界度を測定する手法を**パルス中性子法** (pulsed neutron method) と呼ぶ。

前者の領域では相対的に遅発中性子の寄与が少ないので、中性子の生成は即発中性子のみによって行われると考えることができるため、減衰は即発中性子によるものであると考えることができる。一方、後者の中性子密度の変化は主に遅発中性子が支配しており、減衰はその平均寿命に、また振幅は体系の反応度に依存する。

そこで、この前者の減衰について考える。いま、ここで考えている原子炉内には即

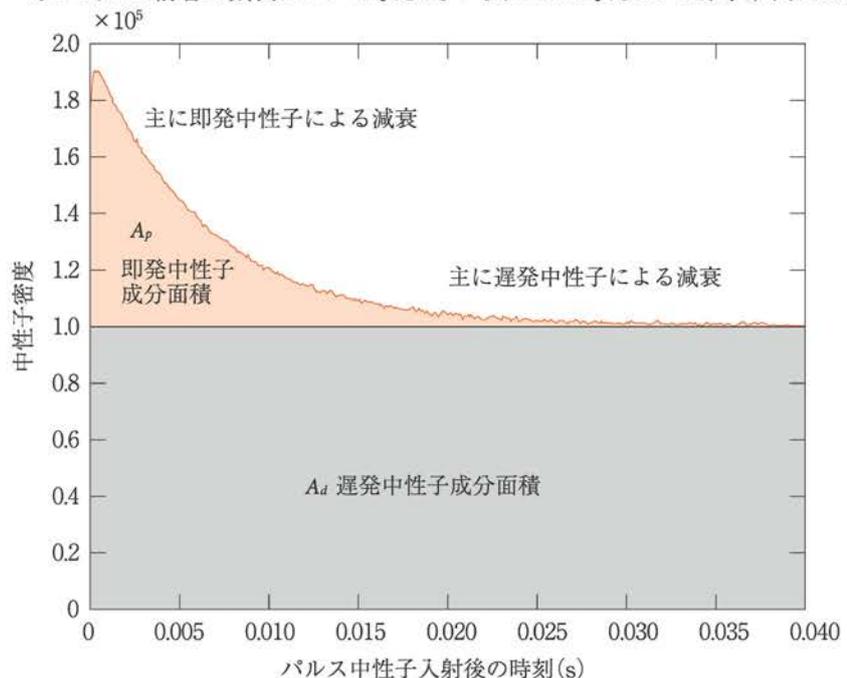


図11.5 軽水炉体系に入射したパルス中性子による中性子密度の減衰例

発中性子と遅発中性子が存在する。その中の即発中性子の時間的振る舞いを考えると、パルス中性子が入射した直後は、遅発中性子先行核の崩壊による遅発中性子の発生を無視することができるから、第7章で即発中性子だけが原子炉内に存在する場合の結果 (7.13式) を参考に、次のように表すことができる。

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{(1-\beta_{eff})k_{eff} - 1}{\ell_{eff}} n(t) \dots\dots\dots (11.18)$$

この式を $n(t)$ について解くと、

$$n(t) = n_0 e^{-\frac{1-(1-\beta_{eff})k_{eff}}{\ell_{eff}} t} \dots\dots\dots (11.19)$$

ここで、 $n_0=n(0)$  ..... (11.20)

となる。ここで、(11.19) 式の指数部の以下の項を即発中性子減衰定数と呼ぶ。

$$\begin{aligned} \alpha &= \frac{1-(1-\beta_{eff})k_{eff}}{\ell_{eff}} \\ &= \frac{\beta_{eff} k_{eff}}{\ell_{eff}} \left( \frac{1-k_{eff}}{\beta_{eff} k_{eff}} + 1 \right) \dots\dots\dots (11.21) \\ &= \frac{\beta_{eff}}{\Lambda} \left( \frac{-\rho}{\beta_{eff}} + 1 \right) \end{aligned}$$

この式を変形すると、

$$\frac{-\rho}{\beta_{eff}} = \frac{\alpha \Lambda}{\beta_{eff}} - 1 \dots\dots\dots (11.22)$$

となる。いま、原子炉が臨界にあるときは、 $\rho=0$ より、上式は、

$$0 = \frac{\alpha_c \Lambda_c}{\beta_{effc}} - 1 \dots\dots\dots (11.23)$$

と表せる。ここで、添え字Cは臨界時における値を示す。臨界に近い範囲では $\Lambda \cong \Lambda_c$ が成立し、また $\beta_{eff}$ はかなり深い未臨界になってもほとんど変化しない ( $\beta_{eff} \cong \beta_{effc}$ ) ので、(11.22) および (11.23) 式から、

$$\frac{(-\rho)}{\beta_{eff}} = \frac{\alpha - \alpha_c}{\alpha_c} \dots\dots\dots (11.24)$$

の関係が求まる。このように、臨界時における減衰定数 $\alpha_c$ と、臨界に近い未臨界状態での減衰定数 $\alpha$ の測定から、未臨界状態の反応度をドル単位で求めることができる。この方法を、**シモンズ-キング法** (Simmons-King method) と呼ぶ。

しかし、制御棒のように大きな負の反応度が挿入されると、中性子束分布の大きな変化のため $\Lambda$ が変化する。そこで、制御棒の反応度値測定のような場合には、 $\Lambda$ と $\Lambda_c$ の違いを考慮する (11.24) 式を修正した式が用いられる。

一方、シェストランド (Sjöstrand) は連続的にパルス中性子を打ち込んでいる時の体系内の遅発中性子レベルにも着目し、その面積比から反応度を測定する方法を提案した。

すなわち、図11.5に示すように、中性子源強度Sを瞬間的に炉心に打込んだ場合の中性子総数を即発中性子による寄与 $A_p$ と遅発中性子による寄与 $A_d$ に分けると、

(11.1) 式の場合と同様にして、 $A_p$ に対しては増倍率が $(1-\beta_{eff})k_{eff}$ 、即発中性子と遅発中性子の両方を考える場合には増倍率が $k_{eff}$ の場合に相当すると考えることができる。すなわち、

$$A_p = \frac{S}{1 - (1 - \beta_{eff})k_{eff}} = \frac{S}{1 - k_{eff}} \cdot \frac{1}{1 - \frac{\beta_{eff}}{\rho}} \dots\dots\dots (11.25)$$

$$A_p + A_d = \frac{S}{1 - k_{eff}} \dots\dots\dots (11.26)$$

と表すことができることから、以下の関係式を得る。

$$-\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \frac{A_p}{A_d} \dots\dots\dots (11.27)$$

この方法は、シモンズ-キング法の $\alpha_c$ のような反応度測定の基準点を必要としないのが特長である。しかし、 $A_p$ の値は減衰曲線の立ち上がり部分の形状に影響を受け易く、観測される減衰曲線の立ち上がり部分の形状は源中性子と検出器の位置によって変化することから、この方法では、源中性子と検出器の位置に注意が必要である。

**b. 中性子源増倍法**

臨界未満の原子炉では、臨界近接実験の原理 ((11.1) 式および (11.2) 式) で示したように、中性子源から出た中性子は $M=1/(1-k_{eff})$ の増倍をする。したがって、 $S(1/sec)$ を中性子源の強度、 $\epsilon$ を検出効率および検出器の配置によって決まる定数とすると、検出器の計数率 $C$ と実効増倍率 $k_{eff}$ との間には次の式が成り立つ。

$$C = \epsilon SM = \frac{\epsilon S}{1 - k_{eff}} \dots\dots\dots (11.28)$$

今、既知の実効増倍率 $k_0$ で計数率 $C_0$ が得られ、未知の実効増倍係数 $k_{eff}$ で計数率 $C$ を得たとする。両状態に対する式を用いて、 $\epsilon S$ を消去すると次式が得られる。

$$k_{eff} = 1 - \frac{C_0}{C}(1 - k_0) \dots\dots\dots (11.29)$$

これより、未知の実効増倍率 $k_{eff}$ が、計数率の測定によって求められる。これを**中性子源増倍法** (neutron source multiplication method) と呼ぶ。ただし、この方法では、 $k_0$ を校正した状態と未知状態とで $\epsilon S$ が変わらないとしている点に注意を払う必要がある。つまり、大きな実効増倍率の変化によって中性子束分布が著しく変わる場合には、この方法の適用は困難となる。

**c. 原子炉雑音解析**

原子炉内の中性子数の増減は、核分裂反応による中性子発生や吸収反応による中性子消失が不規則に引き起こされることから、非常に短い時間で考えると、原子炉内の中性子数は連続した一定値であるのではなく、一時的に中性子が増加したり、減少したりしている。原子炉の出力が定常状態であっても微少な不規則変動が生じている(たとえば、出力計をよく見ると一定値の周りに揺らいでいる)。この不規則変動を**原子炉雑音** (reactor noise) と呼ぶ。

いま、ある核分裂連鎖反応に着目すると、源中性子が核分裂反応を引き起こし、中性子を放出する。その中性子が、次の核分裂反応を引き起こしたり、吸収物質に吸収されて消失する。つまり、一つの核分裂連鎖反応が時間的に無限に続くのではなく、短時間で終了する連鎖反応があったり、比較的長時間続く連鎖反応があったりする。

原子炉内は、このような連鎖反応群がたくさん存在する可以考虑することができる。そこで、ある時刻 $t_1$ に検出した中性子とそれとは異なる時刻 $t_2$ に検出した中性子の関係を調べると、同一の連鎖反応群に属する場合とそれぞれ異なる連鎖反応群に属する場合がある。

前者の場合、2つの中性子に対して相関のある中性子と呼ぶ。つまり、2つの異なる時間の中性子についてその関係を調べ、その中の相関のある中性子の数から中性子の増倍に関する情報(たとえば、即発中性子減衰定数、反応度など)を得ることができる。このような実験を**炉雑音実験** (reactor noise experiment) と呼ぶ。

この相関のある中性子は、 $t_1$  と  $t_2$  の時間間隔 ( $\tau$ ) が短いと検出し易いと考えられる。この考え方に基づいて、ある時刻  $t_1$  に中性子を検出した後、相関のある中性子を検出する確率の時間分布を測定する方法を**ロッシン- $\alpha$ 法** (Rossi- $\alpha$  method) と呼ぶ。

一方、ある時間間隔において無作為に2つの中性子を検出する場合、その2つの中性子が相関のある中性子である確率について時間間隔を変化させて調べる方法を**ファインマン- $\alpha$ 法** (Feynman- $\alpha$  method) と呼ぶ。これらの方法では、増倍率、中性子平均寿命、核分裂率などの一部を既知とすることによって残りの諸量を求めることができる。

また、前述のように、原子炉内の中性子数は連続した一定値ではなく、ランダムに中性子が増減することから、中性子密度は、ある一定値の周りを揺らいでいるとみなすことができる。

同様に、遅発中性子先行核、反応度が、それぞれ一定値の周りで揺らいでいると考えることができる。そこで、中性子密度、遅発中性子先行核、反応度が、それぞれの一定値 (平均値)  $\langle n \rangle$ 、 $\langle C \rangle$ 、 $\langle \rho \rangle$  と、揺らぎの成分  $\Delta n(t)$ 、 $\Delta C(t)$ 、 $\Delta \rho(t)$  から成ると考えることができる。すなわち、中性子密度、遅発中性子先行核、反応度は、以下のように表せる。

$$n(t) = \langle n \rangle + \Delta n(t) \quad \dots\dots\dots (11.30)$$

$$C(t) = \langle C \rangle + \Delta C(t) \quad \dots\dots\dots (11.31)$$

$$\rho(t) = \langle \rho \rangle + \Delta \rho(t) \quad \dots\dots\dots (11.32)$$

ここで、 $\langle n \rangle$ 、 $\langle C \rangle$ 、 $\langle \rho \rangle$  は、1点炉近似動特性方程式 (11.4) 式を満足し、 $\Delta n(t)$ 、 $\Delta C(t)$ 、 $\Delta \rho(t)$  の時間平均はゼロである。いま、ある時刻  $t_1$  での出力の揺らぎ成分  $\Delta n(t_1)$  と、 $\tau$  秒後の時刻  $t_2 (= t_1 + \tau)$  における出力の揺らぎ成分  $\Delta n(t_2)$  に対して、その積のサンプル平均値を**自己相関関数** (auto correlation function) と呼び、次のように表す。

$$\Phi_{nn}(\tau) = \langle \Delta n(t_1) \Delta n(t_1 + \tau) \rangle = \lim_{T \rightarrow \infty} \frac{1}{2T} \int_{-T}^T \Delta n(t_1) \Delta n(t_1 + \tau) dt_1 \quad \dots\dots\dots (11.33)$$

この自己相関関数は、 $\Delta n(t_1)$  と  $\Delta n(t_1 + \tau)$  がどれだけ良く一致しているかを調べる (たとえば、どのような時間間隔の繰り返しパターン (周期的信号の存在) を判定する) 場合に有効な関数である。

この自己相関関数を周波数成分の連続スペクトルに分解する (この操作をフーリエ変換<sup>(注11.3)</sup> と呼ぶ) と、

$$\Phi_{nn}(\omega) = \int_{-\infty}^{\infty} \phi_{nn}(\tau) e^{-i\omega\tau} d\tau = \sigma^2 \frac{\lambda^2 + \omega^2}{(\omega^2 + \omega_1^2)(\omega^2 + \omega_2^2)} \quad \dots\dots\dots (11.34)$$

となり、これを**自己パワースペクトル密度** (auto power spectral density) と呼ぶ。この自己パワースペクトル密度に関して、様々な周波数について調べる (これを周波数特性を調べると呼ぶ) と、図11.6のような図を得る。ここで、図中の平坦な部分と右下がりの部分をそれぞれ直線外挿した交点を折点と呼び、折点に対応する周波数を折点周波数と呼ぶ。 $\rho$  が小さく、 $\beta_{eff} \gg -\lambda\Lambda$  の場合には、(11.34) 式中の折点周波数  $\omega_1$  と  $\omega_2$  は次のように表される。

$$\begin{aligned} \omega_1 &\equiv \lambda\rho / (\beta_{eff} - \rho) \\ \omega_2 &\equiv (\beta_{eff} - \rho) / \Lambda \end{aligned} \quad \dots\dots\dots (11.35)$$

したがって、折点周波数から反応度を求めることができる。ここで、(11.33) ~ (11.35) 式の導出は、やや難しいので、結果のみを示した。この導出方法については、参考文献8) に詳しい。

実際には、時間の関数として出力の揺らぎ成分  $\Delta n(t)$  を測定記録し、その結果を用いて、ある時刻  $t_1$  と  $\tau$  秒後の時刻  $t_1 + \tau$  における出力の揺らぎ成分  $\Delta n(t_1)$  と  $\Delta n(t_1 + \tau)$  の積を計算する。時刻  $t_1$  と時刻  $t_1 + \tau$  の時間差  $\tau$  を固定したままで様々な時刻に対する積を

注11.3: フーリエ変換 (Fourier transform) は、関数をその周波成分の連続スペクトルに分解することである。これに対して、フーリエ逆変換は、連続スペクトルから関数を復元することである。フーリエ変換は、分光法におけるスペクトル解析やX線散乱実験の解析などの工学、理学の広い分野で利用されている。(Appendix X参照)

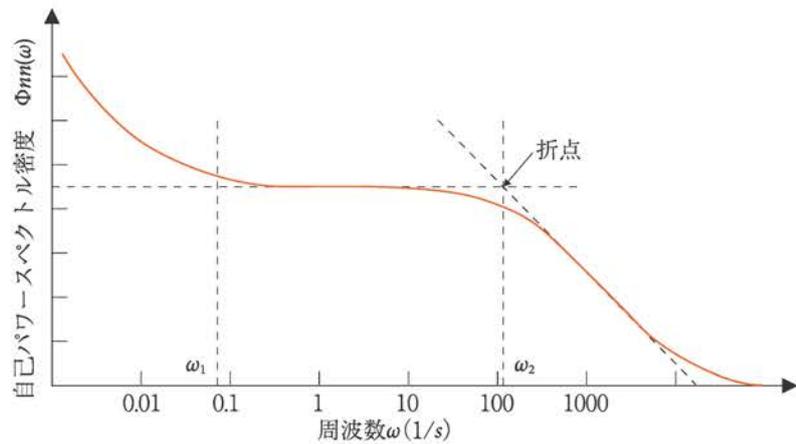


図11.6 熱中性子炉における自己パワースペクトル密度の周波数特性の概要

計算し、その平均を求める。次に、時間差  $\tau$  を変えて同様の平均値を求める。その後、求めた様々な時間差に対する平均値について、フーリエ変換に相当する計算処理を行って (11.34) 式で表される  $\Phi_{nn}(\omega)$ 、すなわち図11.6を得る。ここで、周波数が  $\omega_2$  付近では、 $\omega^2 + \omega_1^2 \approx \omega^2$ 、 $\lambda^2 + \omega^2 \approx \omega^2$  と表すことができることから、(11.34) 式は、

$$\Phi_{nn}(\omega) \approx \frac{A}{\omega^2 + \omega_2^2} \dots\dots\dots (11.36)$$

と近似できる。そこで、折点周波数は、(11.36) 式を用いて最小二乗法により  $\omega_2$  を得、その結果  $(\beta_{eff} - \rho)/\Lambda$  を得る

このフーリエ変換を利用する測定では、中性子密度の揺らぎ成分  $\Delta n(t_1)$  と反応度の揺らぎ成分  $\Delta \rho(t_2)$  (たとえば、冷却材が炉心下部から流入する時の振動による反応度の揺らぎ) のように、異なる揺らぎ成分の積の平均値 (相互相関関数 (cross correlation function) と呼ぶ) について調べることもある。

特に相互相関関数に関しては、実際の発電炉に対して適用することにより、中性子増倍に関する情報の他に、原子炉内の機器の振動の解析に利用したりすることがある。

### 11.6 まとめ

ここでは、原子炉物理の実験の概要を紹介した。まず、モックアップ実験や設計および解析精度の向上などの基礎基盤研究に用いる実験装置の特長について簡単に触れた。また、発電炉で実施する実験項目について、簡単に紹介した。その後、原子炉物理実験として実施される代表的な測定項目について、紹介した。

特に、臨界量が未知の原子炉を臨界にする手順について述べた。また、臨界に至った後、運転時の安全性確保の観点から重要な制御棒校正に用いられる反応度測定法や、今後の原子炉物理実験において重要になるであろう未臨界状態での反応度測定について紹介した。なお、詳しい測定原理、測定手法等については、参考文献11.1～11.4を参照されることを薦める。