連載講座 原子炉物理

第12回 代表的な原子炉と炉物理

平川直弘, 岩崎智彦

第XII章 代表的な原子炉と炉物理

1. 高速増殖炉

(1) 高速増殖炉の特徴

高速増殖炉の本来の目的は、エネルギー生産と同時に、消費される量より多くの核分裂物質をなるべく短時間で生産することである。原子炉に装荷した核分裂物質の量が2倍となる時間を(原子炉)倍增時間(Reactor Doubling Time: RDT)という。原子炉の増殖比を G とすると、RDTは

$$G = \eta - 1 - (1 + L), \quad (1)$$

$$RDT = \frac{2.7M_0}{G P f (1 + \alpha)}, \quad (2)$$

ここで、 η : イータ値

M_0 : 初装荷核分裂物質質量 (kg)

L : 中性子の漏れの率

P : 原子炉出力 (MW)

f : プラントの負荷率

α : 捕獲反応率比 ($= \sigma_c / \sigma_f$)

である。したがってRDTを短くするには、①増殖比が高い、②核分裂物質当りの出力が高い、③初期装荷量が小さいことが必要であり、コストが高くないことも当然要求される。

第I章で述べた通り、 η は中性子エネルギーが高い所で、そして他の核種に比べて ^{239}Pu に対して大きいので、 ^{239}Pu を燃料、 ^{238}U を親物質とするU-Puサイクルが、高速増殖炉として適当である。これには熱中性子炉から取り出されるPuと濃縮ウラン生

産の際の副産物である劣化ウランが利用できるという意味もある。高いエネルギーの中性子の割合の大きいスペクトルを得るには、中性子の減速効果を少なくするため、冷却材として、例えばHe、水蒸気のような気体、またはNa、Pbのような液体金属を使う必要がある。普通、熱伝導の良いNaが用いられる。増殖比を高くし、燃料インベントリを小さくするという点から見れば、高富化度の燃料を用い、炉心を取り巻くブランケットで燃料を増殖する「外部増殖」方式が好ましいが、この方法では燃焼に伴い炉心燃料が減耗し、反応度が下がるので燃料交換の頻度が増す。そこで、①燃料燃焼度が高くできて燃料費が削減される、②負のドブラー効果が得られる、③Puが希釈されるため高い出力密度が得られる等の理由から、転換のかんりの部分を炉心燃料体内で行わせる「内部増殖」方式(一部はブランケットで行わせる)が取られる。燃料体としては、金属燃料、炭化物燃料、窒化物燃料等も考えられ研究されているが、現在は一般的に、軽水炉で経験のある酸化物燃料が用いられている。本節ではNa冷却高速炉の核設計手法と核特性について述べる。

(2) 高速炉の構成

第XII-1表に高速実験炉「常陽」と原型炉「もんじゅ」の原子炉および炉心の仕様を示す。「常陽」のMk-III炉心は材料照射を目的とする高出力密度(～560kW/l)の特殊な炉心なので、以下は「もんじゅ」を対象とする。第XII-1図に「もんじゅ」の炉心配置図を示す。

「もんじゅ」炉心は、炉心燃料集合体(内側炉心108本、外側炉心90本)、制御棒(調整棒13本、後備停止棒6本)、ブランケット集合体172本、ステンレス鋼製中性子遮蔽体316本等から構成され、これらが6角柱状に配列される。炉心の外側には、使用済燃料一時貯蔵用の炉内ラックがある。炉心は下部より炉心支持板で支えられる。冷却材は炉心下部より炉心内に入り、燃料棒に沿って上昇し、上部より原子炉容

平川直弘 (Naohiro HIRAKAWA)

東北大学名誉教授

青森職業能力開発短期大学校 校長

岩崎智彦 (Tomohiko IWASAKI)

東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学科助手

E-mail: tomohiko.iwasaki@qse.tohoku.ac.jp

[本講座の内容に関する質問を、著者のE-mailにて受け付けています。よい質問は、回答とともに誌上で紹介します。]

第 XII-1 表 FBR の原子炉および炉心の仕様

種 類	項 目	実験炉「常陽」 (MK-Ⅲ炉心)	原型炉「もんじゅ」
原子炉	電気出力(MW)	—	280
	熱出力(MW)	140	714
	原子炉圧力(MPa)	約0.49 [gage]	約0.78 [gage]
	(原子炉容器入口, カバーガス)	約 9.8×10^{-4} [gage]	約0.054 [gage]
	1次冷却材全流量(kg/h)	約 2.7×10^6 (2 ループ分)	約 15.3×10^6 (3 ループ分)
	1次冷却材原子炉容器入口温度(℃)	約350	約397
	1次冷却材原子炉容器出口温度(℃)	約500	約529
炉 心	炉心燃料領域数	2	同 左
	炉心燃料領域有効高さ(m)	約0.50	約0.93
	炉心燃料領域等価直径(m)	約0.80	約1.8
	軸方向ブランケット厚さ(上部, 下部)(m)	—	約0.3, 約0.35
	半径方向ブランケット等価厚さ(m)	—	約0.3
	炉心燃料領域燃料装荷量	約160kg($^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$) [†] 約110kg(^{235}U) [†]	約1.4t(金属 Pu) ^{††} 約4.5t(金属 U) ^{††}
	軸方向ブランケット燃料装荷量	—	約4.5t(金属 U) ^{††}
	半径方向ブランケット燃料装荷量	—	約13t(金属 U) ^{††}
	熱遮蔽ペレット領域燃料装荷量(kg)	約50(劣化ウラン) [†] 約1(天然ウラン) [†]	—

†: 最大, ††: 初装荷燃料

第 XII-1 図 「もんじゅ」の炉心配置図

器外へ出て中間熱交換器に向かう。Na入口温度約397℃, 出口温度約529℃と設計されている。これはNaの沸点(881℃)より十分に低く, かつ2次系の蒸気発生器で483℃の水蒸気を作り39.2%の熱効率を得る。

(a) 燃料棒

一般に, 燃料ピン直径 D (m)は, 熱流束 q (W/m²)および線出力密度 χ (W/m)と次の関係にある。

$$q = \frac{\chi}{\pi D} \quad (3)$$

$$\chi = 4\pi \int_{T_0}^{T_c} k(T) dT, \quad (4)$$

ここで、 $k(T)$ ：燃料の熱伝導率

T_0 ：燃料表面温度

T_c ：燃料中心温度

すなわち、線出力密度 χ は直接はピン径 D に関係しない。

軽水炉においては、熱流束 q に制限があるため、ピン径 D としてあまり小さな値を取ることができない。すなわち、ピン径 D に最小値が存在することとなる。この点から、軽水炉では、一定以上の太さの燃料棒が必要となる。これに対して、Na冷却高速炉燃料設計では、熱流束の観点からの燃料ピンの直径への制約はない。このため、Na冷却炉では、燃料コストの悪化を招かない範囲^{*1}でピン径 D を小さくする設計が取られると同時に、高速炉では同じ直径の燃料ピンを採用した場合、燃料体積比を大きくできる格子形状である六角形状が通常採用されている。

核特性上は、高速炉では中性子の平均自由行程が燃料ピンの直径に比べて長いので、特別の場合を除けば、核設計は均質拡散計算で十分である。しかし、中性子スペクトルの決定に中性子の漏れが大きく影響し、炉心の中心と周辺では(そしてブランケットでは)スペクトルが異なるので、多群解析が不可欠となる。また小型炉心ではもちろんのこと、「もんじゅ」クラスの原子炉の場合でも、臨界計算において拡散計算と輸送計算との間で実効増倍率に0.6～0.7%の差を生ずることに注意しなくてはならない。

(b) 燃料集合体

「もんじゅ」の燃料集合体を第XII-2図に示す。また燃料集合体の仕様を第XII-2表に示す。炉心燃料集合体はPuとUの混合酸化物(MOX)を焼結したペレット(高さ約8mm, 直径約5.4mm)をステンレス

^{*1} 燃料ピンを細くすると、ピン1本当りの冷却材や構造材の体積が増す、すなわち燃料の体積比が減る。このことは、同じ大きさの原子炉を考えた場合、同じ量の核分裂物質を炉心に入れるために燃料の富化度を増さねばならなくなることを意味し、これは燃料内での内部転換比の低下、炉心燃料の交換頻度の増加、そして燃料コストの増加を招く。またピンを細くすることで燃料集合体当りの燃料ピンの数が増す。この点もコストの増加を招く。このような点から、高速炉では、同じ直径の燃料ピンを採用した場合、燃料体積比を増すために、格子形状として六角形状を取る(軽水炉は4角形状)。

鋼製の被覆管に挿入し、Heガスを入れて密封したもので、軽水炉のものより密度が低いのが特徴である(理論密度の約85%。これは燃料のスエリング対策である)。燃料ピンの下部に約0.35m、上部に約0.3mの高さのブランケット部があり、さらに上部には高燃焼と高温に対応して約1.2mのガスプレナム部がある。燃料の全長は約2.8mである。燃料被覆管の外径は約6.5mm、被覆材厚さは約0.47mmで、169本が1体の六角形状のステンレス鋼製ラップ管に挿入される。軽水炉と異なり、燃料ピンの間隔はワイヤスペーサで保持される。なお、径方向ブランケット燃料はペレット直径約10mm、高さ約16mmの0.2%劣化ウラン酸化物で、外径約12mm、厚さ約0.5mmの被覆管に挿入され、1集合体には61本のピンが入れられる。

(c) 制御棒

「もんじゅ」の制御棒は、炭化ホウ素(B_4C)ペレットをステンレス鋼の被覆管に封入したもので、 $^{10}B(n, \alpha)^7Li$ 反応により中性子を吸収する。3本の微調整棒と10本の粗調整棒での ^{10}B の割合は約39%、6本の後備制御棒のそれは約90%である。第XII-3表に「もんじゅ」の反応度バランスを示す。高速炉の場合、燃料燃焼に伴う補償が約2%と小さく、制御棒の制御能力によって、燃料燃焼度が制限されることはない。また主制御系制御棒のみで原子炉の緊急停止が可能で、後備制御系制御棒は運転中は完全に炉心から引き抜かれて主制御系とは独立の緊急炉停止機能を受け持つ。

(d) 炉心

炉心の等価直径は約1.8m(うち内側炉心約0.68m)で、その外に3層(約0.3m)の径方向ブランケット領域と4層(約0.4m)の中性子遮蔽体領域がある。炉心は、出力の平坦化を図るため2領域としており、内側炉心の富化度は約15%、外側炉心の富化度は約20%である(初期炉心の場合。取替え燃料では内側約16%、外側約21%)。炉心の高さは約0.93m(それに燃料集合体の項で述べたブランケットが付く)と小さく、扁平な形となっている。この炉心の高さは、原子炉容器等の構造設備に影響を及ぼす燃料集合体の全長を抑える、炉心圧力損失、制御棒挿入性、Naボイド反応度(後述)等を考慮して決められている。

第 XII-2 図 「もんじゅ」の燃料集合体構造図

(3) 高速炉の核特性

(a) 解析手法

「もんじゅ」の核特性解析は次のように行われた。まず ENDF/B-II, III に基づく 26 群の ABBN 型炉定数セット^{*2}を用いて 1 次元拡散計算を行い、得られた中性子スペクトルで縮約して少数群 (6 群または 16 群) 定数を得る。この定数により 2 次元拡散計算 (RZ 体系計算で得られたバックリングを用いた XY 体系計算) を基本計算として、必要に応じて 2 次元 Sn 法 ([付 録] 参照) による輸送理論補正を考慮して出力分布、実効増倍率および制御棒値を求める。反応度係数は 2 次元拡散摂動計算により求める。また燃焼計算は多群 2 次元拡散計算で得られた中性子束分布による原子数密度計算と多群拡散計算を繰り返して行われる。

返して行われる。

一方、「もんじゅ」の性能試験評価のための解析では、核データライブラリー JENDL-3.2 または JENDL-2 に基づいて作成された 70 群炉定数セット JFS3 に基づいている。これからの 70 群の実効断面積、あるいはこれを縮約した少数群 (6 群または 18 群) 定数を用いて 3 次元拡散計算が行われる。その後、必要に応じて 3 次元輸送理論計算による補正を行って出力分布、実効増倍率、制御棒値を求める。この解析手法の妥当性は「もんじゅ」の性能試験評価解析等を通じて確認されている。

(b) 核特性

第 XII-3 図に初装荷炉心の内側最内層の燃料集合体における軸方向出力分布を示す。その分布は軸方向ブランケットの存在のためチョップドコサインの形をしており、相対出力でみると大よそ 0.5~1.25 の間にあり PWR の場合に近い。第 XII-4 図に初装荷炉心の初期における径方向出力分布を示す。内側炉心と外側炉心の富化度と、それぞれの厚さの選択の結果、内側炉心の出力が平坦化され、また内側炉心と外側炉心のピーク出力がほぼ一致していることが見てとれる。第 XII-5 図に典型的な中性子エネルギー

^{*2} ミクロ断面積への自己遮蔽効果を考慮するために f 因子を導入して、 $\sigma_{\text{eff}} = f\sigma_0$ (σ_0 は無限希釈断面積) の形で実効断面積 σ_{eff} を求める群定数セット。 f 因子は、温度 T と、問題とする核種以外の物質の散乱断面積の和 (= バックグラウンド断面積) の関数として数表化されていて、与えられた材料に対してのバックグラウンド断面積と、体系の温度とを合わせて計算すべき物質の f 因子を求める。

第 XII-2 表 「もんじゅ」の燃料集合体の仕様

種 類	項 目	炉心燃料集合体	ブランケット燃料集合体
燃料集合体	燃料要素配列	正三角形配列	同 左
	燃料要素配列ピッチ (mm)	約 7.9	約 13
	集合体当たり燃料要素本数	169	61
	燃料要素全長 (m)	約 2.8	同 左
	集合体全長 (m)	約 4.2	同 左
	炉心燃料核分裂性 Pu 富化度 (内側炉心, 外側炉心)		
	初装荷燃料 (wt%)	約 15, 約 20	—
	取替燃料 (wt%)	約 16, 約 21	—
	²³⁸ U 含有率 (wt%)	約 0.2	約 0.2
	炉心燃料集合体平均取出し燃焼度 (初装荷炉心, 平衡炉心) (MWd/t)	約 16,000, 約 80,000	—
	燃料集合体最高取出し燃焼度 (MWd/t)	約 94,000	約 5,800
燃料要素	外径 (mm)	約 6.5	約 12
	被覆管肉厚 (mm)	約 0.47	約 0.5
	被覆管材料	SUS 316 相当ステンレス鋼	同 左
	ペレット直径 (mm)	約 5.4	約 10.4
	ペレット被覆管間隙直径 (mm)	約 0.16	約 0.2
	ペレット密度 (% TD)	約 85	約 93
	ペレット材	Pu・U 混合酸化物	UO ₂
	プレンナム有効体積 (cm ³)	25	87
	燃料最高温度 (定格出力時) (°C)	約 2,350 以下	約 1,850 以下
	被覆管最高温度 (定格出力時) (°C)	約 675 以下 (肉厚中心)	約 700 以下 (肉厚中心)
	冷却材最高温度 (定格出力時) (°C)	約 670 以下	約 700 以下
ラップ管	ラップ管材料	SUS316 相当ステンレス鋼	同 左
	集合体対辺間距離 (六角内辺 (mm))	約 105	同 左
スペーサ	燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型	同 左
	スペーサの材料	SUS316 相当ステンレス鋼	

第 XII-3 表 「もんじゅ」の反応度バランス ($\times 10^{-2} \Delta k/k$)

反応度 バランス	初装荷炉心 (原子炉停止系, 制御棒)		平衡炉心 (原子炉停止系, 制御棒)	
	主炉停止系	後備炉停止系	主炉停止系	後備炉停止系
	調 整 棒	後備炉停止棒	調 整 棒	後備炉停止棒
所要反応度				
出力補償	1.9	1.9	1.7	1.7
燃焼補償	2.5	—	2.6	—
運転余裕	0.3	—	0.3	—
炉の反応度の誤差吸収	1.0	—	1.0	—
所要反応度の合計	5.7	1.9	5.6	1.7
制御棒価値	7.1 [†]	5.9	7.0 [†]	5.8
余裕反応度	1.4	4.0	1.4	4.1

†: 最大反応度価値を持つ制御棒 1 本が、全引抜き位置のまま挿入できないとした場合。

ここで、出力補償：低温の原子炉停止状態 (180°C) から、高温の全出力状態までの反応度変化を補償する。

燃焼補償：1 燃焼サイクル間の燃料燃焼に伴う反応度変化を粗調整棒で補償する。

炉の反応度の誤差吸収：炉の反応度と予測値の反応度との間の誤差を粗調整棒で負担する。

運転余裕：微調整棒は炉の運転に必要な反応度を持ち、また、負荷追従に必要な微分反応度価値を確保する位置まで挿入しておく。

反応度停止余裕：高温全出力状態から低温の状態まで停止して、さらに十分臨界未満となるように、原子炉停止系は、それぞれ独立に所定の反応度停止余裕を持つ。

第 XII-3 図 「もんじゅ」内側炉心燃料軸方向出力分布
(初装荷炉心初期, 内側炉心最内層燃料集合体)

第 XII-5 図 高速炉の中性子エネルギースペクトル

ギースペクトルを示す。3 keV 付近の中性子束の落ち込みは Na の共鳴散乱によるものである。

第 XII-4 表に「もんじゅ」の中性子束および動特性に関するパラメータの計算値を示す。ここで、高速中性子束は 100 keV 以上の中性子束を示す。中性子束が熱中性子炉より 1 桁以上高いが、これは高速領域でマイクロ実効断面積が熱中性子領域より 1 桁以上小さいことによる。即発中性子寿命は PWR の数 10 分の 1 である。原子炉はいかなる場合にも即発臨界状態となることのないように設計、製作されているが、即発中性子寿命が小さいことは、万一、原子炉が即発臨界となった場合に同一の挿入反応度に対して、原子炉出力がより急激に上昇することを意味する。しかし、この場合には、出力上昇速度に対応

第 XII-4 図 「もんじゅ」初装荷炉心初期半径方向出力分布

第Ⅻ-4表 「もんじゅ」の中性子束および動特性パラメータ

平均高速中性子束	約 $4 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}^\dagger$
平均全中性子束	$6 \sim 9 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$
即発中性子寿命	$0.40 \sim 0.45 \mu\text{s}$
実効遅発中性子割合	$0.0034 \sim 0.0038$
ドブラー係数	$-(5.7 \sim 7.6) \times 10^{-3} T \cdot dk/dT$
燃料温度係数	$-(3.3 \sim 3.9) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$
構造材温度係数	$+(6.0 \sim 10) \times 10^{-7} \Delta k/k/^\circ\text{C}$
冷却材温度係数	$+(1.0 \sim 14) \times 10^{-7} \Delta k/k/^\circ\text{C}$
炉心支持板温度係数	$-(10 \sim 12) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$
出力係数	$-(9.4 \sim 11) \times 10^{-6} \Delta k/k/\text{MW}$
1 炉心燃料集合体最大 ボイド反応度	$+(1.1 \sim 1.5) \times 10^{-4} \Delta k/k$

†: 100 keV 以上

した負のフィードバックが働き、出力上昇が自然に抑えられるために出力ピークを生じるが、フィードバック係数が同じであるとすれば、出力ピーク内のエネルギー放出量は即発中性子寿命に依存しない。なお、実際には、実効中性子寿命は遅発中性子寿命によって決まるので、原子炉の制御にはほとんど影響しない。

実効遅発中性子発生割合(β)は $0.0034 \sim 0.0038$ で軽水炉ウラン燃料に比べると小さいが、 ^{239}Pu の値よりは相当大きい。これは β の大きい ^{238}U の核分裂の寄与がかなりあるためである。燃料温度係数がPWRの場合より1桁小さく、そのため第Ⅻ-3表に示されたように、出力補償に必要な反応度は2% $\Delta k/k$ 程度で、熱中性子炉より遙かに小さくてすむ。

「もんじゅ」の燃料燃焼度は、初期炉心に対して16,000 MWd/t(第1サイクル取出し燃料の平均)、平衡炉心に対して約80,000 MWd/tと計画されている。80,000 MWd/tは148日/サイクルの5サイクル運転に相当する。なお、高速炉の燃料寿命は燃料内の核分裂物質の損耗でなく、被覆材が燃焼度に耐えるか否かで決まるので、「もんじゅ」でも将来はさらに高燃焼度化を図ることを計画している。

高速炉で注意すべきは、冷却材温度係数が正となることである。冷却材のNaが膨張した場合、これは①Naによる吸収の減少、②Naの弾性散乱の減少による中性子スペクトルの硬化、③中性子の漏れの増加、④自己遮蔽因子の変化に基づく実効断面積の変化をもたらす。④の効果は小さいので普通無視してよい。③は負であるが、中性子束分布の空間的な勾配に依存するので、炉心中心部では小さ

い。②は ^{238}U の核分裂しきい値以上の中性子の増加に伴う正の効果をもたらす。一方 ^{239}Pu の場合、エネルギーに対する核分裂断面積の減少の勾配が比較的小さくかつ高エネルギーで η が大きくなるため、結局、中性子スペクトルの硬化に伴い、核分裂が増加する。①と②の正の効果により、Naの密度減少により炉心中心付近では正の反応度が挿入されることになる。Naの密度減少は燃料から冷却材に熱が伝えられてから生ずるために、その前に燃料温度が上昇し、負のドブラー効果が働き原子炉出力を安定化させる方向に向かうので、通常は原子炉制御上の問題はない。しかし万一、燃料が溶融して冷却材チャンネルに流れ出し、Naと接触してNaが沸騰するようなことがあれば正の反応度が投入される恐れがある。そこで局所的なNaチャンネルのボイド化が大きな原子炉出力の上昇を起こさないようにする対策が必要となり、例えば高さ方向への中性子の漏れを増すために、炉心を扁平化することもその一つである。構造材の温度係数も正であるが、これは被覆管とラップ管の温度上昇に伴う構造材密度の減少と、径方向への膨張に伴う冷却材体積比の減少の効果のうち、後者がNaの原子数密度の減少をもたらすことによる。

高速炉の安全上のもう一つの問題として、再臨界の可能性が挙げられる。すなわち、高速炉は最適炉心形状配置^{*3}となっていないため、例えば冷却材流量喪失事故に制御棒が全く挿入されない事態が重なった事象(Unprotected Loss of Flow Accident: ULOF)の場合、溶融した燃料が原子炉下部に集中して超即発臨界の状態を招く恐れがある。この事故が収束されるにはドブラー反応度に加えて炉心物質の全体的な移動が必要で、その間に大きなエネルギーが放出される可能性がある。この事故は一切の安全装置が働かないことを仮定するという意味からは、いわゆる想定事故ではないが、現在はこの事故の結果、原子炉施設外へ放出される放射性物質の量が過大とならないことを示すことが必要とされている。この事故の際の発生エネルギー評価については、1956年のBethe-Taitの報告以来、多くの半解析的および数値解析手法が開発されてきているが、

^{*3} 実効増倍率をもっとも高くする燃料・冷却材の配置のこと。

^{*4} 近藤 悟, 他: 高速炉の核熱流動安全解析コードSIMMER-Ⅲの開発, 動燃技報, No.89, (1994)。

今日ではSIMMER-Ⅲ⁴という計算コードが開発され、用いられている。

以上「もんじゅ」を対象に高速炉の炉心核設計と炉物理特性の概要を述べたが、高速炉は未だ実用化の段階に至っておらず、設計も計画されている炉心ごとに大きく異なっていることを付言しておく。

【付 録】

Sn法は、中性子輸送方程式を角度変数を離散化して数値的に解く方法のことである。

角度 Ω を N 個の分点 $\Omega_n (n=1, \dots, N)$ に離散化する。これを用いて、中性子束と中性子流を表すと(エネルギーについて多群化した形を用いる)、

$$\phi_g(r) = \int_{4\pi} \phi_g(r, \Omega) d\Omega = \sum_{n=1}^N W_n \phi_{n,g}(r) \quad (A1)$$

$$J_g(r) = \int_{4\pi} J_g(r, \Omega) d\Omega = \sum_{n=1}^N W_n \Omega_n \phi_{n,g}(r) \quad (A2)$$

となる。ここで、 ϕ_n は Ω_n 方向の中性子束であり、 W_n は Ω_n 方向の求積重みである。 W_n は角度分点の選び方に対応して適当に選ばれ、 $\sum W_n = 1$ となるように規格化される。これを用いると、輸送方程式は、

$$\begin{aligned} & \Omega_n \cdot \nabla \phi_{n,g}(r) + \Sigma_{n,g}^t(r) \phi_{n,g}(r) \\ &= \frac{1}{k} \chi_g(r) \frac{1}{4\pi} \left[\sum_{g'=1}^G \nu_{g'}(r) \Sigma_{g',g}^f(r) \phi_{g'}(r) \right] \\ &+ \frac{1}{4\pi} \left[\sum_{g'=1}^G \Sigma_{g',g}^s(r) \phi_{g'}(r) \right] \\ &+ 3\Omega_n \sum_{g'=1}^G \Sigma_{g',g}^{s1}(r) J_{g'}(r) \end{aligned} \quad (A3)$$

と表される。

臨 界 実 験

中性子の集団に対しては、中性子輸送方程式が厳密に成り立っている。したがって、その入力となる核データが正しく、また計算手法が正しければ体系中での正確な中性子の振舞いが得られるはずである。

しかし実際には、核データの測定には誤差があるし、使うことのできる中性子源の制約から(核分裂炉を対象とした場合でも)数keVから数100keVまではデータが乏しく、分解能も悪い。また核反応の種類によっては測定が不可能で、これらは原子核のモデルによる理論計算に頼らざるを得ない。一方、計算手法については近年、連続エネルギーモンテカルロ法のように、核データが正しく与えられていてかつ十分な統計が得られた場合には正しい解が得られる手法も使われつつあるが、普通は、多群化・均質化・拡散近似等の近似計算に頼らざるを得ない。したがって、今日なお、計算結果にはある程度の誤差を見込まなくてはならない。原子炉の大きさにもよるが、たとえば実効増倍率に1%の誤差のあるとき、臨界質量には5%の誤差を生じ、これは濃縮度にそれだけの余裕を持たせる必要を生ずる。これは経済性に影響するし、場合によっては安全余裕にも影響する。したがって、予測値の誤差を軽減するために、あらかじめこれから作ろうとする体系に近い核特性を与える体系を作って計算の精度を確認することが必要となる。この目的を果たすのが臨界実験装置である。

臨界実験装置はできるだけ広い範囲の実験が行えることが望ましいが、熱中性子炉の場合であれば主に格子に関するパラメータ、たとえば減速材体積比を変えたり、燃料棒の種類を変えたりすることが主となる。これに対し、中性子の漏れの率が高い高速炉の場合は炉心全体を

模擬することが望ましく、これまでで最大の装置であるZPPR(米国アルゴンヌ研究所)は4.25m×4.25m×2.44mの寸法を持ち、約2.8tのPuを所有していた。もっとも適当な材料(核燃料物質、構造材、減速材等)がある程度十分な量あれば、それらを組み合わせて、実機を模擬しなくてもあるエネルギー領域を強調する体系を作ることができる。

臨界実験で測れる主な量は、①臨界質量、②中性子束およびインポートランスの空間分布、③核反応率、④中心反応度値、⑤温度係数、ボイド係数、⑥ β/λ 等である。また炉心模擬実験の場合には、体系に特有な量、たとえば制御棒値等が測定される。そしてこの結果が計算値と比較され、核データ評価においては実験と合わない結果を与えるデータが排除される。測定値のうち、断面積評価に主に用いられるのは①、③、④であるが、①は一般には関係する材料の種類が多すぎ、精度も $10^{-5} dk/k$ が限度である。③、④は熱中性子場の場合には測定対象となる試料を置くことによる場の変動が問題となるが、高速中性子場では核分裂計数管や試料オシレータ法(標準試料と問題の試料を交互に炉心に出し入れし、そのとき原子炉出力が一定となるような制御棒位置の変化を読み取る方法)で有効な測定ができる。しかし、核分裂計数管も α 放射能の高い試料の場合、製作も難しいし、核分裂事象をバックグラウンドから区別する上でも困難がある。また捕獲反応の場合、生成核から反応率が求められるのは $^{238}\text{U}(n, \gamma)$ などの限られたもののみである(なお、最近、我々は $^{237}\text{Np}(n, \gamma)$ 反応の測定に成功している(Iwasaki, T., et al.: Nucl. Sci. Eng., 136, 231 (2000)))。

こうした限界を補うのが照射済み燃料の照射後試験による核種分析の結果である。ただしこれが核データ評価に役立つためには、その燃料の照射履歴がよくわかって