
第10章

原子炉の炉心設計

1. はじめに
 2. 加圧水型原子炉(PWR)の炉心設計
 3. 沸騰水型原子炉(BWR)の炉心設計
 4. 高速増殖炉(FBR)の炉心設計
 5. 核計算手法(炉心計算システム)
-

[この章のポイント]

原子炉の炉心設計は、原子炉物理に基づいた大掛かりな予測計算に基づき実施する。これを炉心設計という。炉心設計は、各炉心において年に1回程度行われる燃料交換にあわせて実施される。炉心内における燃料配置は毎サイクル異なるので、炉心設計も毎サイクル実施する必要がある。

原子炉物理は、主として原子炉の核的な振る舞いを中心に学ぶが、炉心設計では、核的な特性のみならず、熱水力特性・機械的特性・経済的特性などについてバランスよく配慮する必要があり、広い分野についての知識が必要である。これらの種々の特性はお互いに影響を及ぼすために、フィードバック計算と呼ばれる繰り返し計算が必須となる場合がある。

炉心設計には、炉心解析システムと呼ばれる一連のコード(プログラム)システムを用いる。炉心解析システムは原子炉物理のほぼ全ての側面を含んだものであり、実際のプラントの複雑な解析を行うために、そのプログラムのサイズは数十万行にもなることがある。

第10章 原子炉の炉心設計

10.1 はじめに

原子炉物理は原子炉の炉心設計のために発展してきた学問分野であるといえる。したがって、原子炉の炉心設計のためには、第9章までに学んだ断面積、中性子の空間・エネルギー分布、反応度フィードバック、動特性、燃焼計算など、原子炉物理のほぼ全ての分野についてバランスのとれた知識が必要となる。

また、実機の炉心設計においては、原子炉物理のみではなく、燃料の機械設計、熱水力設計（高速炉の場合は熱流体力設計）、コスト解析などに加え、発電プラント全体の知識も必要となる。この意味では、炉心設計はまさに原子力工学の総合力が問われる作業であるともいえる。

実機の設計では、所要のパラメータをコンピュータコード（プログラム）に入力し、コンピュータによるシミュレーション計算を用いて設計案が作成される。新しい知見を考慮し、かつ計算精度をより向上させるためにコードは年々改良される。設計現場においては、この改良とアウトプットされた計算結果の正しい解釈のために原子炉物理の知識が不可欠である。

核的な設計の観点のみからすると、燃料の濃縮度を上げて核分裂を起こしやすくするとか、燃料棒を増やすなどすれば非常に大出力の発電所がつけられると思われるかもしれない。しかし、熱の伝達に使用する蒸気の物理的な条件や燃料被ふく管その他構造材料の物理的・強度的制約から、実現可能な出力には限度がある。実機の設計には燃料の核分裂および制御に関する**核設計**（neutronics design）と、炉心の冷却性能などの熱的な条件に関する**熱水力設計**（thermal hydraulics design）、材料・構造に関する**構造・機械設計**（mechanical design）などの側面がある。目的とする電気出力と経済性を前提に、これらの側面が最適化された所に実際の設計が落ち着くのである。

以下では、**加圧水型原子（軽水）炉**（Pressurized Water Reactor：PWR）、**沸騰水型原子（軽水）炉**（Boiling Water Reactor：BWR）および**高速増殖炉**（Fast Breeder Reactor：FBR）の炉心設計活動について、主に核設計の面から概要を紹介する。

10.2 加圧水型原子炉（PWR）の炉心設計

PWRプラント（発電所）の系統図を図10.1に示す。後述するように、PWRでは高圧の冷却材（一次冷却材）を炉心に循環させることで、炉心内で冷却材を沸騰させることなく熱除去を行う。一次冷却材の熱を利用し、熱交換の機能をつかさどる蒸気発

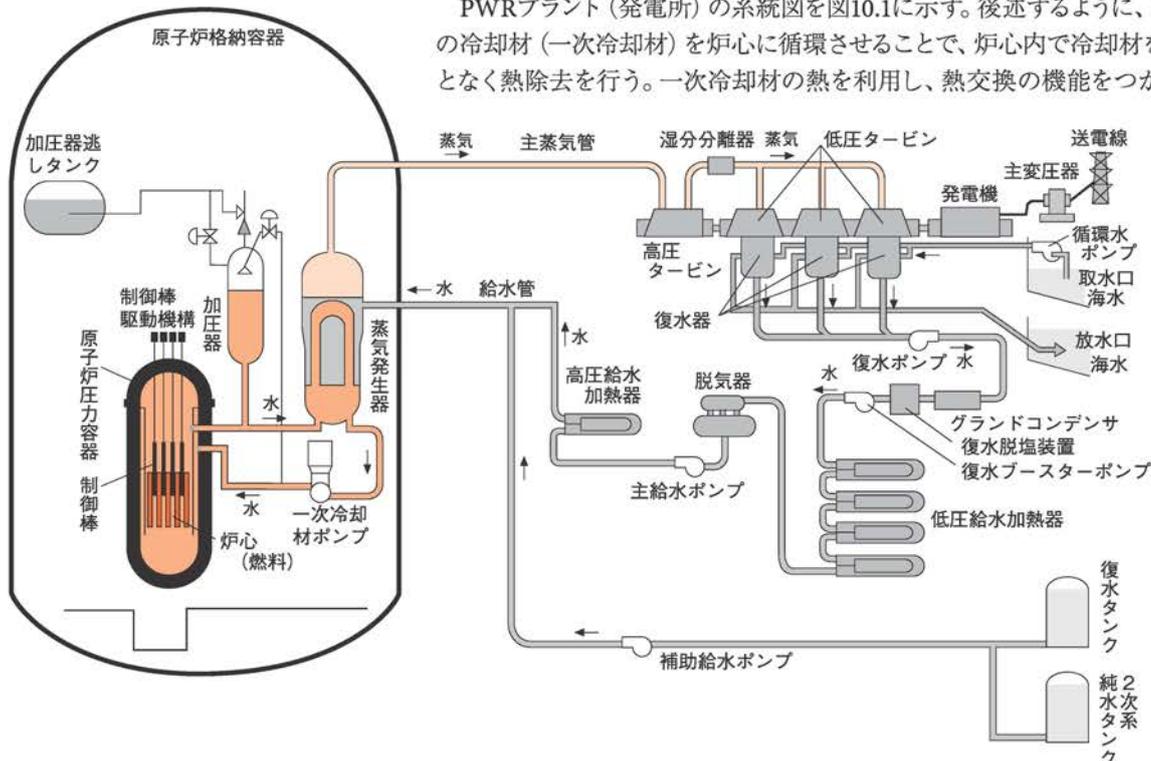


図10.1 PWRプラントの系統図

生器において二次冷却材を沸騰させ、蒸気を生産させる。発生した蒸気（二次冷却材）はタービンに送られ、発電を行う。

本節では、PWR炉心の核設計について概要を述べる。はじめにPWR炉心の核設計の設計目標および設計方針について述べたあと、燃料集合体および炉心の核設計方法について概要を示す。実機の炉心においては、核設計の目標（制限）値は安全解析の結果により決定される。また、核設計は熱水力設計および燃料機械設計とも相互に関連する。そのため、これらの関係についても概要を述べる。

実機^(注10.1)の炉心設計^(注10.2)は非常に複雑な作業となるため、一連のコードシステム（炉心設計システム）を用いる必要がある。10.5節にPWR炉心設計に一般的に用いられているコードシステムについて概要を示す。

10.2.1 PWRの炉心構造の特徴

PWRの原子炉容器内の炉心構造を図10.2に、また表10.1にPWRの主要パラメータを示す。PWRの最大の特徴は、高圧（約15MPa）の冷却材を用いており、通常の運転条件においては炉心内にボイド（蒸気）が発生しないことである。このため、BWRの燃料集合体で用いられているチャンネルボックス（蒸気と水の流れを整えるための燃料集合体の周りの覆い）が存在しない。

炉心下部から流入する冷却材の温度は約285℃（冷却材密度約760kg/m³）であり、定格出力運転時には炉心で加熱されて炉心上部において約320℃（冷却材密度約680kg/m³）となる。この間の冷却材密度の変化は、水密度が炉心内で70%以上も変化するBWRに比べるとはるかに小さい。

冷却材の密度は中性子の減速を通じて核分裂の増減に影響を及ぼすが、冷却材密度変化の少ないPWRの炉心内における中性子のエネルギー分布、すなわち中性子エネルギースペクトルの空間的变化は、BWRに比べて小さいと言える。

この結果、燃料集合体内部の燃料棒毎の濃縮度分布に工夫を凝らす必要がなく、

注10.1：発電などを実際に行っている原子炉を実機と呼ぶことがある。これに対して、その原子炉もしくは炉心の一部を模擬した実験（一般にごく低いレベルの出力で運転される）をモックアップと呼ぶ。商用の原子力発電炉は実機体系であり、第11章で説明する臨界実験の一部はモックアップ体系となる。

注10.2：核設計は、炉心の核的な挙動の解析であるが、炉心設計は核設計に加え、熱水力や構造・機械設計なども含めた設計活動を示す場合が多い。なお、BWRの設計においては、燃料集合体の核的な側面からの設計を特に核設計、炉心の設計を炉心設計と区別することもある。

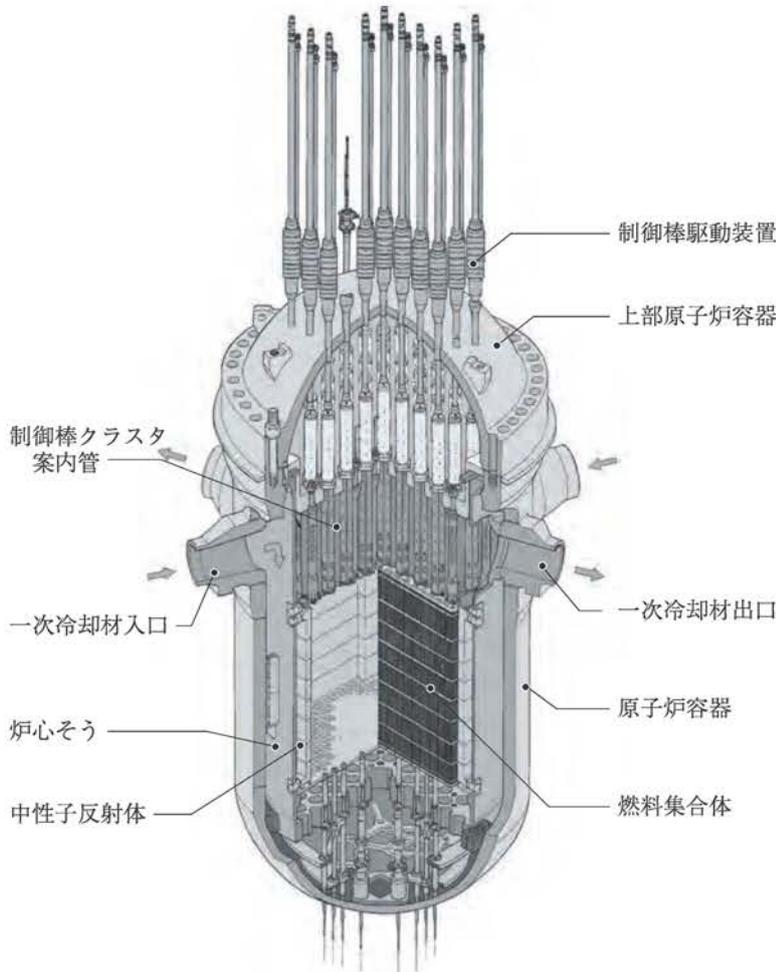


図10.2 APWRの原子炉容器内の構造

第10章 原子炉の炉心設計

表10.1 PWRの主要なパラメーター一覧

	APWR ¹⁾	従来型PWR			
	4ループ ²⁾	4ループ	3ループ	3ループ	2ループ
電気出力 (kW)	約154万	約118万	約89万	約83万	約58万
熱出力 (MW)	約4,451	約3,411	約2,652	約2,432	約1,650
原子炉圧力 (MPa[gage])	約15.4	約15.4	約15.4	約15.4	約15.4
1次冷却材全流量 (kg/h)	約77×10 ⁶	約60×10 ⁶	約46×10 ⁶	約45×10 ⁶	約30×10 ⁶
1次冷却材入口温度 (℃)	約289	約289	約284	約287	約288
1次冷却材出口温度 (℃)	約325	約325	約321	約322	約323
炉心					
炉心有効高さ (m)	約3.66	約3.66	約3.66	約3.66	約3.66
炉心等価直径 (m)	約3.89	約3.37	約3.04	約3.04	約2.46
炉心UO ₂ 重量 (t)	約121	約89	約72	約71	約48.5
燃料集合体形式	17×17	17×17	17×17	15×15	14×14
燃料集合体数 (体)	257	193	157	157	121
燃料棒クラスタ数 ³⁾ (本)	69	53	48	48	29

1) 改良型PWR (Advanced PWR)

2) 冷却材を循環させる配管 (ループ) の数を示す。一般に、熱出力が大きくなるとループ数も多くなる。

3) PWRでは、燃料集合体内の制御棒案内管に棒状の制御棒 (Ag-In-Cd合金、ステンレス被覆) を炉心上部から挿入する。一つの集合体に挿入される制御棒は束ねられており、(果実などの)「房」の様に見えるため、クラスタ (cluster) と呼ばれる。

PWRの燃料集合体内の燃料棒配置は、BWRに比べて均一なものとなっている。このことが、PWRの燃料集合体設計をBWRのそれに比べて簡単なものになっている。

また、運転中の反応度制御を冷却材中に溶かしたホウ素により行っていることもPWRの特徴である。BWRでは炉心内を流れる冷却材流量と制御棒によって炉心の反応度制御を行っているが、PWRでは、ホウ素によって反応度制御を行っているため、運転時において制御棒はほとんど全引き抜き状態である^(注10.3)。

制御棒は中性子の強吸収体であることから、制御棒を炉心に挿入すると、その近辺の領域における出力分布にひずみが生じる。しかし、PWRにおいては上述の通り運転時に制御棒をほとんど全引き抜き状態にしており、中性子の吸収は炉心全体に

注10.3: 原子炉の運転に伴って、①燃料の燃焼、②核分裂生成物(FP)の生成、③可燃性毒物の燃焼、④燃料・減速材・構造材の温度および密度変化に起因する反応度変化が生じる。したがって、これらの反応度変化を制御することが必要となる。なお、①～③は第9章で、④は第8章でそのメカニズムを学んだ。

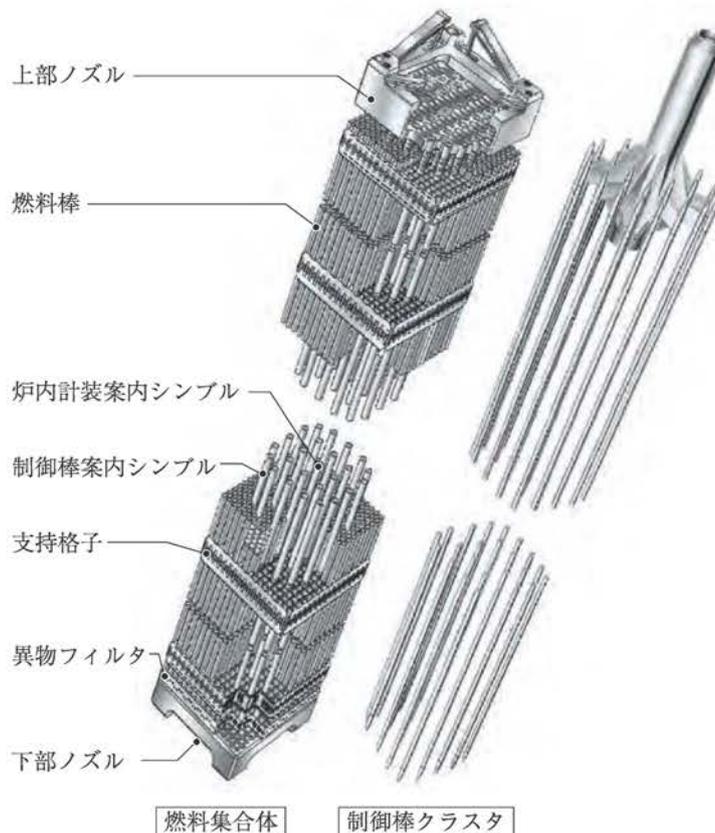


図10.3 PWRの燃料集合体および制御棒クラスタの構造 (17×17型)

まんべんなく存在する冷却材中のホウ素によっている。従って、冷却材の密度分布の違いに加え、反応度制御の観点からもPWR炉心はBWR炉心に比べて核的に均一な構造であるといえる。

10.2.2 設計目標

炉心設計の最大の設計目標は、燃料を破損させることなく所定の出力にて炉心を安全に運転できるようにすることである。この設計目標を実現するために、炉心設計において満足すべき炉心特性パラメータの範囲は、プラントの安全性を考慮する安全解析、燃料の機械的な振る舞いを考慮する燃料機械設計、冷却材の熱的な条件を考慮する熱水力設計などの結果から決められている。

炉心特性パラメータとは、燃料棒の単位長さあたりの出力（燃料棒線出力密度）やドップラー・冷却材温度係数などの反応度係数、制御棒の反応度価値などのこと

表10.2 PWR燃料集合体の主要な仕様一覧

		17×17型燃料集合体	15×15型燃料集合体	14×14型燃料集合体
燃料ペレット				
材料		UO ₂ (一部Gd ₂ O ₃ を含む)	UO ₂ (一部Gd ₂ O ₃ を含む)	UO ₂ (一部Gd ₂ O ₃ を含む)
235U濃縮度	UO ₂ のみ [wt%]	約4.8以下	約4.6以下	約4.8以下
	Gd ₂ O ₃ 入り [wt%]	約3.2以下	約3.0以下	約3.2以下
ガドリニア濃度 [wt%]		約10以下	約10以下	約10以下
密度	UO ₂ のみ [%TD] ¹⁾	約97	約97	約97
	Gd ₂ O ₃ 入り [%TD]	約96	約96	約96
直径 [mm]		約8.2	約9.3	約9.3
ペレット中心最高温度 (定格出力時) [°C]		約1800	約2000	約2000
ペレット平均最高温度 (定格出力時) [°C]		約1200	約1200	約1300
被ふく管				
材料		ジルコニウム基合金 ²⁾	ジルコニウム基合金	ジルコニウム基合金
外径 [mm]		約9.5	約10.7	約10.7
厚さ [mm]		約0.6	約0.6	約0.6
被ふく管表面最高温度 (定格出力時) [°C]		約350	約350	約350
燃料棒全長 (端栓とも) [m]		約3.9	約3.9	約3.9
燃料棒配列		17×17	15×15	14×14
燃料棒本数 [本]		264	204	179
燃料棒ピッチ [mm]		約12.6	約14.3	約14.1
集合体全長 [m]		約4.1	約4.1	約4.1
支持格子				
材料		ニッケル・クロム・鉄合金 およびジルカロイ-4 ³⁾	ニッケル・クロム・鉄合金	ニッケル・クロム・鉄合金
集合体当たりの支持格子数		9	7	7または8 ⁴⁾
制御棒案内シムプル				
材料		ジルカロイ-4 ⁵⁾	ジルカロイ-4	ジルカロイ-4
1集合体当たりの本数 [本]		24	20	16
外径	上部 [mm]	約12.2	約13.9	約13.7
	下部 [mm]	約10.9	約12.4	約12.2
厚さ [mm]		約0.4	約0.4	約0.4
炉内計装案内シムプル				
材料		ジルカロイ-4	ジルカロイ-4	ジルカロイ-4
1集合体当たりの本数 [本]		1	1	1
外径 [mm]		約12.2	約13.9	約10.7
厚さ [mm]		約0.4	約0.4	約0.6
燃焼度				
取替炉心平均 [GWd/t]		約50	約49	約51
燃料集合体最高 [GWd/t]		55	55	55
線出力密度				
定格出力時平均 [kW/m]		約18	約20	約20
定格出力時最大 [kW/m]		約43	約48	約49

1) TD:理論密度 (Theoretical Density)

2) ジルカロイ-4をベースに合金成分を調整した改良合金、またはZr-Nb二元合金をベースに合金成分を調整した改良合金。

3) 最上部・最下部の支持格子はニッケル・クロム・鉄合金。中間部の7個の支持格子はジルカロイ-4

4) 装荷する炉心により支持格子の個数が異なる。

5) Sn-Fe-Cr系ジルコニウム合金

である。たとえば、炉心内で局所的に熱出力が大きくなって燃料が破損することがないように燃料棒の最大線出力密度の上限値が決められており、炉心設計においては、解析結果がこの上限値を超えることがないように炉心設計を行う。

また、炉心設計においては、安全性を満足した上で、経済性をできるだけ向上するように配慮することも重要となる。

上記のように、炉心設計においては、安全性と経済性という「杵」の両面を考慮する必要があるため、炉心設計者が白紙の状態から設計をスタートさせることはできない。

しかし、安全性と経済性の杵を考慮してもなお、炉心設計者にはかなりの自由度（裁量）が与えられている。この自由度を活用できるかどうかは炉心設計者の能力（経験、知識ときには工学的なセンス）にかかっていると看做しても過言ではない。

10.2.3 燃料集合体核設計

(1) 燃料棒および燃料集合体幾何形状

PWRの燃料集合体の構造を図10.3に、主要な仕様を表10.2に示す。PWRの燃料集合体核設計において、炉心の核特性に大きな影響を与えるパラメータの一つは、燃料棒ピッチ（燃料棒の間隔）である^(注10.4)。この間隔は、炉心の出力密度、冷却材の除熱性能、燃料集合体の中性子増倍率、反応度係数などの観点から決められる。

燃料棒ピッチが小さいと、炉心内に多数の燃料棒を配置できることとなり、単位体積あたりの出力を高めることが可能である。反面、冷却材流路が狭くなり、除熱性能が問題になる可能性がある。逆に燃料棒ピッチを大きくした場合、出力密度は低くなるが、除熱の面からは楽になる。

燃料棒ピッチはさらにまた核特性にも大きな影響を及ぼす。PWRの17×17型燃料集合体の単一セル（典型的な燃料棒一本のみに着目した体系）における燃料棒ピッチと無限増倍率の関係を計算により評価したものを図10.4に示す。

燃料棒ピッチを大きくすると減速材の量が増えるために第6章で学んだように中性子の減速が促進され、核分裂反応に寄与しやすい熱群の中性子束（運動エネルギーが小さくなった中性子）が大きくなる。図10.4の燃料棒ピッチの小さい左側の領域は、中性子の減速が不足していることから、「減速不足領域」と呼ばれ、燃料集合体の無限増倍率が小さくなる。

一方、燃料棒ピッチをあまりにも大きくすると、中性子の減速が「十分である」状態となるが必ずしも増倍率を大きくすることにはならない。この領域では減速材による中性子吸収も増えるため、燃料に吸収される中性子が少なくなるので相対的に増倍率は小さくなるのである。図10.4の右側がこの領域にあたり、「減速十分（過剰）領域」と呼ばれる。その結果、増倍率は、ある燃料棒ピッチのところで最大値をとることとなる。すなわち、増倍率の観点からは、ある最適な燃料棒ピッチ（燃料対減速材の体積比）が存在する。

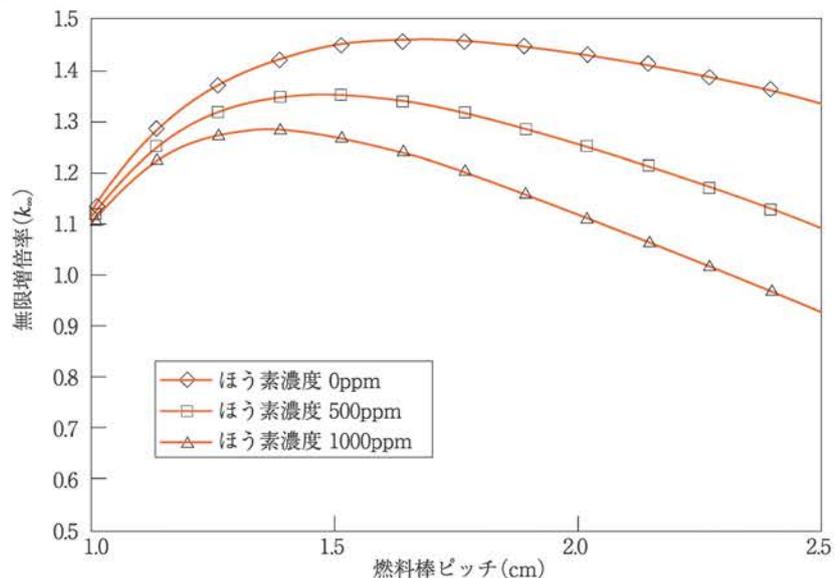


図10.4 燃料棒ピッチと無限増倍率の関係 (PWR、²³⁵U濃縮度4.1wt%、寿命初期)

注10.4: 燃料棒直径も核特性に影響を与えるが、運転中のペレットの中心温度などの観点から、その直径を大きく変えることはできない。

実機のPWRの燃料棒ピッチは、この最適点より、減速が「少し足りない」領域に設定されている。たとえば、表10.2によると、17×17型燃料集合体の燃料棒ピッチは1.26cmであり、図10.4より、無限増倍率がピークを取る燃料棒ピッチより狭く設定されている。

なお、表10.2より、17×17型燃料集合体のペレット直径は平均0.82cmであることから、燃料（ペレット）対減速（冷却）材の体積比は約2.4（運転時の平均水密度は700kg/m³程度であることに注意）である。15×15型、14×14型燃料は燃料棒の直径が太くなるため、燃料棒ピッチも大きくなる。これは、減速材の温度係数について配慮した結果である。

炉心の温度が上がると減速材の密度は減少する。このとき、減速が「十分な」領域の燃料棒ピッチを採用していると、密度が減ることは減速材が少なくなることを意味するので、このような場合には（中性子の吸収が少なくなって生ずる正の反応度効果が中性子の減速が少なくなる負の反応度効果を上回り）、増倍率が増加することとなる。すなわち、減速材温度係数が正の状態となるため、炉心の安全性上好ましくない。

一方、減速が「若干不足している」状態では、減速材の密度が低下すると増倍率も低下するので、減速材温度係数は負の値となる。燃料の有効利用の観点からいえば、増倍率が最も大きくなる最適燃料ピッチで設計することが望ましいが、安全性の観点からこのような設計を採用していない一例である。このような反応度係数については、第8章で説明した。

さて、BWRでは、後述するように制御棒が燃料集合体の間に挿入されるため、制御棒の形状を変更することなく集合体内部の幾何形状を変更することが可能である。したがって、様々な燃料棒配列（たとえば8×8、9×9、10×10など）が炉心に混在するケースがある。

PWRではこのようにせず、原則として同じ幾何形状の燃料集合体が炉心に装荷される。従って、燃料集合体の核設計に際しては、燃料集合体幾何形状は決まっているものとして取り扱うことが普通である。^(注10.5) また、燃料集合体内には、制御棒案内管、計装用案内管が配置されるが、燃料集合体内におけるこれらの配置についても、燃料交換ごとに自由に変更することはできず固定されている^(注10.6)。

(2) 濃縮度

前述のようにPWRでは燃料集合体内の減速材の密度分布が比較的一様であるため、一般的に燃料集合体内部で径（水平）方向の²³⁵U濃縮度分布は一様として設計することが可能である。すなわち、燃料棒毎に²³⁵Uの濃縮度を変更することは行わない（ただし、後述の可燃性毒物を含む燃料棒を除く）。

一方、軸（垂直）方向については、燃料棒上端・下端領域の²³⁵U濃縮度を低下した軸方向ブランケット燃料というものが海外では使用されている。軸方向ブランケット燃料は、炉心上端・下端領域の出力を（²³⁵U濃縮度を低下させることにより）意図的に下げているため、炉心上部・下部からの中性子の漏れ量が少なくなるとともに、濃縮度の高い部分、つまり中央部分（すなわち無限増倍率の大きな部分）でより大きな出力を出すことが可能となる。第4章、第5章で学んだように、このような設計により、炉心の実効増倍率を高くすることが可能であり、経済性の向上につながる。

燃料集合体平均の²³⁵U濃縮度は、核設計上の制限ではなく、主として機械設計（燃焼度の制限値すなわち最高燃焼度制限値）とのかねあいから決定される。²³⁵U濃縮度が高いほど高い燃焼度を達成できるため、機械設計の観点から決められた最高燃焼度制限値をバランスよく満足するような²³⁵U濃縮度を決定する^(注10.7)。たとえば最高燃焼度制限値39GWd/t、48GWd/t、55GWd/tに対する²³⁵U濃縮度は、PWR燃料集合体の設計においてはそれぞれ、3.6wt%、4.1wt%、4.8wt%程度（17×17燃料集合体の例）となる^(注10.8)。

(3) 可燃性毒物

PWRにおいては、運転中の炉心の過剰反応度は冷却材に意図的に添加したホウ素によって調整されている。炉心の過剰反応度が大きいときは、これを補償するためのホウ素濃度も高くしなければならぬが、ホウ素濃度があまりにも高くなりすぎると、減速材温度係数が正になる可能性がある^(注10.9)。

この観点から、炉心の寿命初期（新燃料が装荷されて運転開始間もない時期）の反

注10.5：厳密に言えば、燃料集合体の幾何形状は核設計を通じて決められるが、このような検討は、PWRの新しい炉型を設計するときのみに行われるのが一般的である。PWRにおいて新しい燃料集合体の設計を行う場合には、本文に記載したように幾何形状は「与えられた条件」としてこれを変えずに設計するのが普通である。

注10.6：この幾何形状は、前述のように熱・増倍率・反応度係数などに与える影響を考慮してプラント設計時の核設計で決められている。日本では、燃料集合体の幾何形状は初装荷炉心から大幅に変更された例はない。ちなみに、海外のPWRプラントでは、燃料棒配列を変更した燃料集合体を途中のサイクルから導入した例もあるが、例外であると考えて良い。

注10.7：濃縮度が最適な値より低いと目標とする最高燃焼度より低い取出燃焼度しか達成できない。また、逆に濃縮度が高すぎると、反応度が余っている（完全に燃え切っていない）にもかかわらず、最高燃焼度制限値の観点から燃料を取り出さざるを得なくなる。いずれのケースも経済性が損なわれる。

注10.8：現行の軽水炉燃料の製造や輸送に対しては、世界的に²³⁵U濃縮度が5wt%以下という条件で認可がなされており、現在の²³⁵U濃縮度はこの上限に近づいている。そのため、²³⁵U濃縮度が5wt%を超える次世代高燃焼度燃料導入のための検討が進められている。

注10.9：PWRでは炉心の反応度制御のために、冷却材中に中性子を吸収するホウ素を溶かして利用する。ホウ素濃度は、水密度とともに変化する。減速材温度が上昇すると、水密度が小さくなり、水の中に溶けているホウ素の濃度も小さくなる。その結果、ホウ素による中性子吸収が減少するため、増倍率を大きくする方向に働く。言い換えると、冷却材中のホウ素の存在は減速材温度係数を正側にする働きがあり、その効果は、ホウ素濃度が高いほど顕著になる。従って、PWRで最も減速材温度係数が正側になるのは、ホウ素濃度が最も高くなる寿命初期の高温零出力状態である。

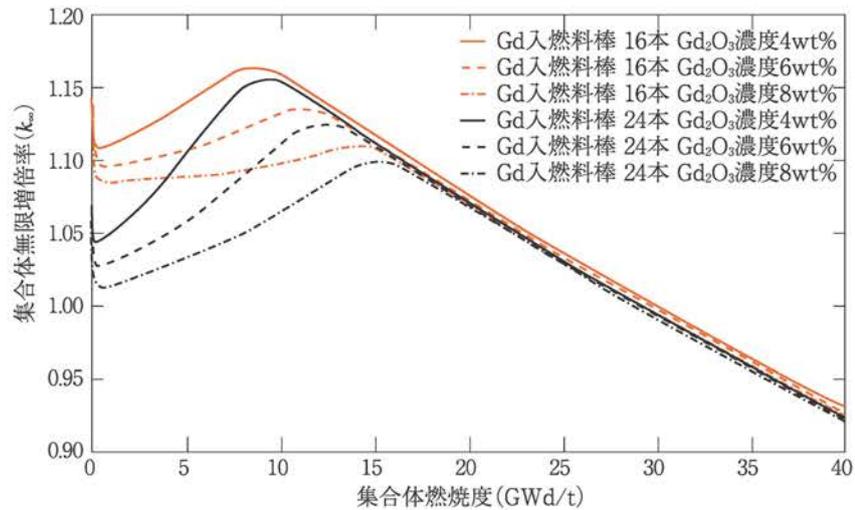


図10.5 集合体内のガドリニア入り燃料棒本数・ガドリニア濃度と無限増倍率 (PWR、17×17燃料集合体、²³⁵U濃縮度4.1wt%)

応度を抑制し、ホウ素濃度が低い状態で済むように**可燃性毒物** (burnable absorber, burnable poison) と言われるものが一般的に用いられる。ここで言う可燃性というのは、ウランが核分裂するのを燃えると表現するのと同じように、中性子を吸収して他の核種に変わり元の状態から減っていくことを表している。なお、「毒物」は中性子を吸収する物質を示す“poison”の和訳であり、人体にとっての毒物という意味ではない。

新燃料は核分裂性物質を多く含むため無限増倍率が高く、炉心内にそのまま配置すると大きな出力ピークを生じる可能性がある。このような大きな出力ピークは熱除去の観点から好ましくない。このため、燃料の寿命初期における無限増倍率を抑制する必要がある。この観点からも可燃性毒物が使用される。

可燃性毒物としては、制御棒案内管に挿入物として挿入して使用するBPR (Burnable Poison Rod)、燃料に混ぜて使用するガドリニア (Gd₂O₃)、エルビア (Er₂O₃)、燃料のペレット表面にホウ素をコーティングするボロンコーティング燃料などが実用化されている。これらのいずれも、中性子を吸収する核種が燃焼に伴って減少し、中性子の吸収効果が減少していく効果を利用している。

たとえば、BPRの場合は、意図的に入れた¹⁰Bが (n,α) 反応や (n,γ) 反応により⁷Liや¹¹Bなどに変化する現象を利用している。⁷Liや¹¹Bの微視的吸収断面積は¹⁰Bに比べるとはるかに小さいため、燃焼に伴って中性子の吸収効果が減少する効果が得られる。可燃性毒物の利用は、第9章で学んだ燃焼の応用例である。日本では、BPRおよびガドリニア入り燃料が使用されているが、近年は廃棄物低減の観点から可燃性毒物が燃料と一体になったガドリニア入り燃料が主として用いられている。

ガドリニア入り燃料では、ガドリニアを混入する燃料棒本数、燃料集合体内の燃料棒配置およびガドリニアの濃度を決定する必要がある。PWR燃料集合体におけるガドリニア入り燃料棒本数・ガドリニア濃度と燃料集合体の無限増倍率の関係を図10.5に示す。

ガドリニアを混入する燃料棒本数が多いほど中性子をよく吸収する燃料棒の本数が増えることになるので、寿命初期の無限増倍率を低下させることが可能である。また、ガドリニアの濃度が高いほど、ガドリニアが燃焼を終えるまでの期間が長くなり、反応度抑制の効果が持続する。ガドリニア入り燃料棒は出力が低くなるため、燃料集合体の特定の場所にまとまって配置すると、その周辺の出力が非常に低くなり、その結果として、ローカルピーキング係数^(注10.10)が高くなる傾向にある。したがって、燃料集合体内にガドリニア入り燃料棒を分散してバランスよく配置することにより、ローカルピーキング係数を低く抑えるように工夫している。

10.2.4 炉心核設計

現在、日本の商業用**軽水炉** (light water reactor) では一年に一回原子炉を停止し、定期検査を行うことが義務づけられている^(注10.11)。定期検査の際には、原子炉圧力容器の上蓋を取り外し、炉心内に存在する燃料集合体を使用済み燃料プールに取り出す。図10.6にPWRの炉心配置図を示す。

注10.10: ある燃料集合体内の燃料棒出力の平均値を1としたときのその燃料集合体内の燃料棒出力の最大値をローカルピーキング係数という。燃料集合体内の全燃料棒の出力の平均を1と規格化しているため、集合体内部で出力の低い位置があれば、(逆に高くなる場所が発生し) ローカルピーキング係数は高くなる傾向にある。全ての燃料棒が同じ出力であれば、ローカルピーキング係数は1になるが、集合体内部には可燃性毒物や制御棒案内管が存在し、中性子束が平坦にならないので、ローカルピーキング係数を1にすることはできない。

注10.11: 2008年現在、電気事業法により、13ヶ月を超えない運転期間ごとの定期検査が義務付けられている。

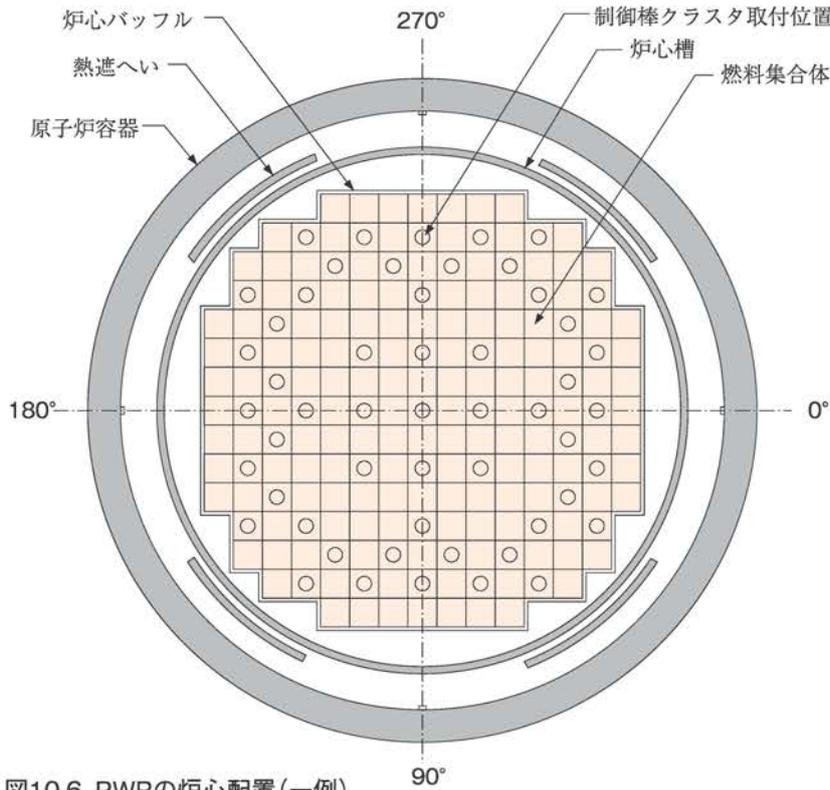


図10.6 PWRの炉心配置(一例)

				3.50 U 31.9	4.10 U 0	4.10 U 0	4.10 U 34.2	4.10 U 0	4.10 U 0	3.50 U 31.9				
		4.10 G 32.9	4.10 U 0	4.10 U 13.5	4.10 G 0	4.10 U 14.7	4.10 U 11.3	4.10 U 14.7	4.10 U 13.5	4.10 G 32.9				
	4.10 G 32.9	4.10 U 0	4.10 G 17.8	4.10 G 0	4.10 U 13.9	4.10 G 18.8	4.10 G 0	4.10 U 18.8	4.10 G 13.9	4.10 G 0	4.10 G 17.8	4.10 U 0	4.10 G 32.9	
	4.10 U 0	4.10 G 18.0	4.10 G 0	4.10 U 29.5	4.10 G 18.5	4.10 G 0	4.10 U 20.3	4.10 G 0	4.10 U 18.5	4.10 G 29.5	4.10 G 0	4.10 G 18.0	4.10 U 0	
3.50 U 31.8	4.10 U 13.6	4.10 G 0	4.10 U 29.6	4.10 U 11.3	4.10 U 0	4.10 U 29.5	4.10 U 20.4	4.10 U 29.5	4.10 U 0	4.10 U 11.3	4.10 U 29.6	4.10 U 13.6	4.10 U 31.8	3.50 U 31.8
4.10 U 0	4.10 G 0	4.10 U 14.0	4.10 U 18.6	4.10 G 0	4.10 U 18.3	4.10 U 31.7	4.10 U 18.9	4.10 U 31.7	4.10 U 18.3	4.10 G 0	4.10 U 18.6	4.10 U 14.0	4.10 G 0	4.10 U 0
4.10 U 0	4.10 U 14.8	4.10 G 18.8	4.10 G 0	4.10 U 29.5	4.10 U 31.7	4.10 U 15.0	4.10 U 0	4.10 U 15.0	4.10 U 31.7	4.10 U 29.5	4.10 G 0	4.10 U 14.8	4.10 U 0	4.10 U 0
4.10 G 34.1	4.10 U 11.4	4.10 G 0	4.10 U 20.3	4.10 G 0	4.10 U 18.9	4.10 G 0	4.10 U 23.7	4.10 G 0	4.10 U 18.9	4.10 G 20.3	4.10 G 0	4.10 U 11.4	4.10 G 34.1	4.10 U 0
4.10 U 0	4.10 U 14.8	4.10 G 18.8	4.10 G 0	4.10 U 29.5	4.10 U 31.7	4.10 U 15.0	4.10 U 0	4.10 U 15.0	4.10 U 31.7	4.10 U 29.5	4.10 G 0	4.10 U 14.8	4.10 U 0	4.10 U 0
4.10 U 0	4.10 G 0	4.10 U 14.0	4.10 G 18.6	4.10 U 18.3	4.10 U 31.7	4.10 U 18.9	4.10 U 31.7	4.10 U 18.3	4.10 G 0	4.10 U 18.6	4.10 U 14.0	4.10 G 0	4.10 U 0	4.10 U 0
3.50 U 31.8	4.10 U 13.6	4.10 G 0	4.10 U 29.6	4.10 U 11.3	4.10 U 0	4.10 U 29.5	4.10 U 20.4	4.10 U 29.5	4.10 U 0	4.10 U 11.3	4.10 U 29.6	4.10 U 13.6	4.10 U 31.8	3.50 U 31.8
4.10 U 0	4.10 G 18.0	4.10 G 0	4.10 U 29.5	4.10 G 18.5	4.10 G 0	4.10 U 20.3	4.10 G 0	4.10 U 18.5	4.10 G 29.5	4.10 G 0	4.10 G 18.0	4.10 U 0	4.10 G 18.0	
4.10 G 32.9	4.10 U 0	4.10 G 17.8	4.10 U 13.5	4.10 G 0	4.10 U 14.7	4.10 U 11.3	4.10 U 14.7	4.10 U 13.5	4.10 G 0	4.10 U 17.8	4.10 U 0	4.10 G 32.9		
				3.50 U 31.9	4.10 U 0	4.10 U 0	4.10 U 34.2	4.10 U 0	4.10 U 0	3.50 U 31.9				

濃縮度 (wt%)
 燃焼タイプ (U/G=Gdなし/Gdあり)
 燃焼度 (GWd/t, 寿命初期)

図10.7 PWRにおける炉心装荷パターン(一例。濃縮度は新燃料時点)

取り出された燃料集合体は、水中テレビカメラなどを使用して外観検査が行われ、異常の無いことが確認される。万が一、異常が発見されれば、次サイクルに当該燃料を装荷することはできない。

その後、よく燃焼した燃料からおおむね1/3程度が新燃料と交換され、再び炉心内に燃料が装荷される。そのため、炉心内部では、燃焼が進んだ燃料と新燃料が混在して使用される。

一般に燃焼の進んだ燃料は核分裂性物質の濃度が減少し、中性子を吸収する核分裂生成物が蓄積するため、無限増倍率が低くなり、出力が低くなる傾向にあり、逆に新燃料は無増倍率が高く、その結果、出力が高くなる傾向にある。このような燃料集合体毎の特性を考慮しつつ、炉心内の燃料配置（装荷パターン、図10.7）を設計することが炉心核設計の主要な業務になる。炉心に装荷される燃料の燃焼度は一体ごとに異なっているため、燃料配置はすべての炉心についてサイクルごとに必ず設計を行う必要がある。つまり炉心核設計は、発電所が運転される限り続くのである。

装荷パターンの設計に際しては、後述する種々の制約条件を満たした上で経済的な装荷パターンを構成する必要がある。以下では、装荷パターン設計時に考慮する主要な項目について説明を行う。なお、参考として、表10.3にPWR炉心における主要な核特性パラメータを示す。

表10.3 PWR炉心の主要な核特性パラメータ一覧（一例）¹⁾

項目	値	備考
平均高速中性子束	約 3×10^{18} ($\text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	
平均熱中性子束	約 4×10^{17} ($\text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	
即発中性子寿命	約 $15 \mu\text{s}$	
実効遅発中性子割合	約0.006	平衡サイクル初期 ²⁾
	約0.005	平衡サイクル末期
ドップラ係数	約 $-3.8 \sim -2.8 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	平衡サイクル
減速材温度係数	約 $-63 \sim -1.9 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	平衡サイクル

1) 参考文献1の表6.3より転載

2) 平衡サイクルとは、同一の運転期間で同じ燃料交換を繰り返し、炉心特性がサイクル毎に変化しなくなった状態の炉心を示す

表10.4 取替炉心設計の評価項目（PWR）

項目	内容
径方向出力ピーキング係数 ¹⁾	燃料棒一本の出力を軸方向に積分したときの最大値。（炉心平均の値を1とする相対値）熱的な条件からの制約となる。
燃料集合体最高燃焼度	燃料集合体の燃焼度の最大値。被ふく管などの健全性の観点からの制約となる。
減速材温度係数	減速材の温度が変化したときの炉心反応度の変化率。炉心の固有の安全性（負のフィードバック効果）を確保するため、通常運転時には負でなければならない。
反応度停止余裕	炉心内の制御棒のうち、最も大きな反応度値を有する制御棒一本が完全に引き抜かれ、炉心に挿入できない場合の未臨界面度 ²⁾ 。スクラム ³⁾ 時の炉心停止性能からの制約である。
最大線出力密度	燃料棒の単位長さあたりの出力の最大値。冷却材喪失事故時の燃料からの崩壊熱除去の観点からの制約である。
最大反応度添加率	炉心起動時に誤った手順で制御棒を引き抜いた際の単位時間あたりの反応度添加量の最大値。燃料破損を制限する観点からの制約である。
制御棒落下時制御棒価値	制御棒を駆動する機構のトラブルのため、制御棒が駆動機構から切り離されて自重により炉心に挿入される可能性がある。
制御棒落下時出力ピーキング係数	この場合の（落下した）制御棒の価値と、そのときの炉心の出力ピーキング係数である。制御棒が落下すると、炉心内の出力分布が歪む可能性がある。このために、炉心の熱的な観点から制限値を設けている。
制御棒飛出時制御棒価値	制御棒駆動機構にかけている圧力が何らかの理由で失われた場合、制御棒一本が炉心から急速に押し出される可能性がある。
制御棒飛出時出力ピーキング係数	この場合の（飛び出した）制御棒の価値と、そのときの炉心の出力ピーキング係数である。炉心内の出力分布が歪むため、熱的な観点から燃料の破損を制限するための制約である。
ドップラ係数	燃料温度が変化した時の炉心反応度の変化率。制御棒飛出など、炉心に反応度が急速に添加される際に出力を抑制する主要なメカニズムであり、燃料の破損を制限するための制約である。

1) 正式には核的エンタルピ上昇熱水路係数と呼ばれる。

2) 通常反応度とは正負逆の定義で、未臨界面度 = $(1-k)/k$ で定義される。炉心の実効増倍率が1未満の時、未臨界面度は正の値をとる。

3) 異常が発生したときに、制御棒の急速挿入などにより、炉心を緊急に停止させることをスクラムと呼ぶ。

(1) 安全性

装荷パターン設計に際して第一に考慮する項目が安全性である。現在、PWRでは、装荷パターン設計時に表10.4に示す11の項目について評価を行い、それぞれの項目について炉心特性の解析値が制限値を満足していることを確認している。図10.8に一例として、運転中の径方向出力ピーキング係数の変化を示す。

なお、安全性は、炉心に装荷される燃料の種類・構成もさることながら、装荷パターンにも大きく依存している。つまり、装荷パターンの善し悪しによって炉心の安全性が決定される場合も多い。

(2) サイクル長

原子力発電所の運転期間（一般には起動から燃料取替えのための定期検査までの期間を指し、サイクル長と呼ばれる）は、火力・水力など他電源も考慮した発電計画の関係から決定される。従って装荷パターン設計時には、要求された運転期間を確保できるように新燃料体数を決定しなければならない。

新燃料体数が多すぎると、当該サイクルの運転終了時に炉心の過剰反応度が余る（大きすぎる）こととなり、経済性が低下する。一方、新燃料体数が少ないと予定された運転期間の間、運転を続けることができない。そのため、新燃料体数は、精度の良い炉心設計システムを用いて慎重に決定する。前述のように、PWRでは炉心の反

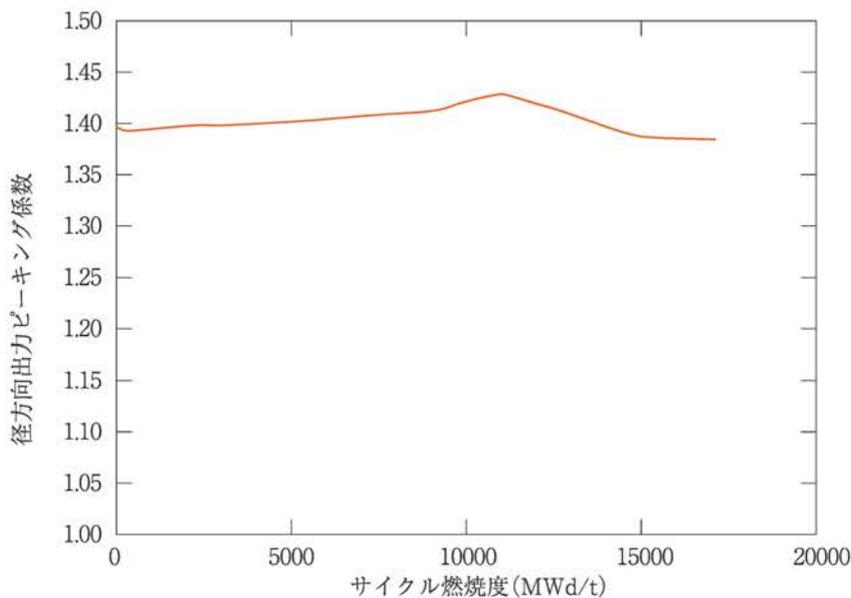


図10.8 PWRにおける運転中の径方向出力ピーキング係数の変化(一例)

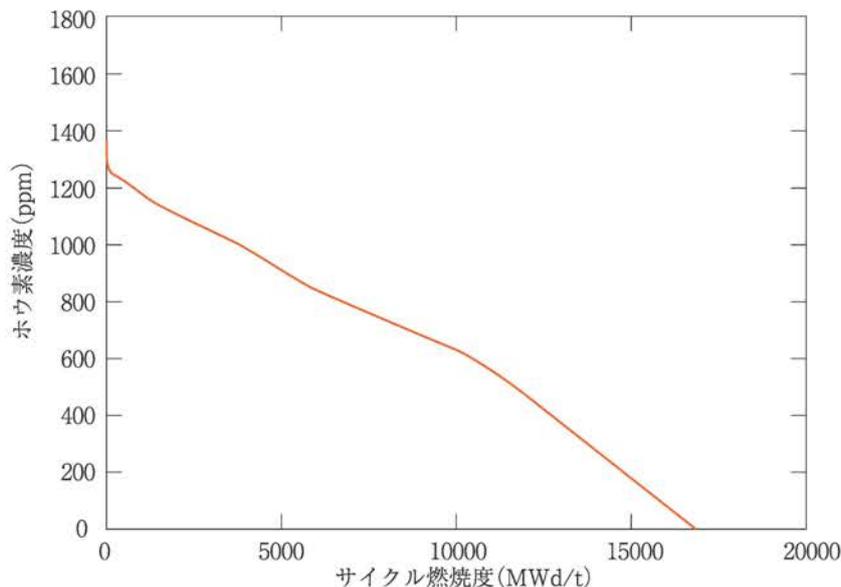


図10.9 PWRにおける運転中のホウ素濃度の変化(一例)

応度は主として冷却材中のホウ素によって制御されている。図10.9に運転中のホウ素濃度の変化の一例を示す。

(3) 経済性

燃料の経済性（燃料サイクルコスト）は使用済み燃料の到達燃焼度（取出燃焼度）で決定される。取出燃焼度が高いほど一体の燃料集合体から多量の熱を発生したことになり、より経済的になるといえる。従って、装荷パターンの設計においては、できる限り取出燃焼度を高めるように考慮を払う。

一般的に、制約条件が多いほどこれらを満足する装荷パターンが作成しにくくなり、経済性も低下する傾向にある。たとえば、安全性パラメータのうち、もっとも厳しい制約条件となる炉心内の出力ピーキング係数と取出燃焼度は相反する関係にあり、出力ピーキング係数の制限値が緩やかなほど取出燃焼度を高くできる装荷パターンを設計可能である。従って、制約条件を満足しつつ、いかに経済的な装荷パターンを作成するかが炉心核設計のキーポイントとなる^(注10.12)。

注10.12: このように、炉心内の燃料配置は、炉心の安全性・経済性に大きな影響を及ぼすため、どのように「適切な」燃料配置を決めるかが重要になる。燃料配置は燃料と炉心内の配置位置の組み合わせで決まるため、「すべての燃料と炉心配置の組み合わせ」について炉心特性を評価できれば最も確実である。しかし、残念ながら、すべての組み合わせは非常に膨大($10^{20} \sim 10^{30}$)なものになるため、すべての組み合わせを評価することは非現実的である。そこで、技術者が試算を繰り返したり、数理的な最適化法を用いたりすることにより適切な燃料配置を設計している。特に、数理的な最適化法により装荷パターンを自動生成することは、将棋や囲碁のソフトの作成と通じるところがあり、興味深いテーマである。

注10.13: 運転時の異常な過渡変化は、プラント寿命中に一回は起こりえると考えられる異常な事象を対象とする。一方、事故は運転時の異常な過渡変化を超えるものであり、発生確率は低くなるものの施設の安全設計の妥当性を評価するために想定する事象を示す。

10.2.5 核設計と安全解析

軽水炉の安全評価においては、運転時の異常な過渡変化や事故^(注10.13)について代表的な事象を選定した上で、これらの事象一つひとつに対して炉心を含むプラント全体の挙動を評価し、安全性の確認を行っている（安全解析）。安全解析においては、反応度フィードバック係数など、炉心の核的な挙動に影響を与えるパラメータを入力値として用いている。

たとえば、PWRの制御棒駆動機構が破損し、制御棒が短時間に炉心から飛び出す制御棒飛出事故においては、炉心の最大到達出力は制御棒飛び出しに伴う添加反応度が大きいほど高くなる。

一方、炉心出力の上昇に伴って燃料温度も上昇するが、ドップラー係数（燃料温度の変化に伴う炉心反応度の変化）は負の値であることから、ドップラー効果は最大到達出力を抑制する方向に働く。実際、短時間に反応度が添加される制御棒飛出事故においては、ドップラー効果は炉心の安全性を確保する重要な役割を果たしている。

また、炉心の最大到達出力が同じであっても、制御棒飛び出し時の炉心内の出力ピーキング係数が高いほど、燃料棒の最大線出力密度（したがって燃料温度）は高くなる。従って、制御棒飛出事故の解析においては、制御棒の添加反応度、ドップラー係数などの反応度フィードバック係数や制御棒引き抜き時の出力ピーキング係数といった炉心の核的なパラメータが安全解析の重要な入力値として用いられることとなる。

上述のように、安全解析では炉心の主要な核的パラメータを入力値として用いているがこれらのパラメータは装荷する燃料や炉心内の燃料配置方法などによって変化する。

そこで、安全解析に用いる入力値は、通常の炉心の変化によって生じる変動を、解析結果が厳しくなる側に余裕を持って包絡するように決められる。たとえば、制御棒飛出時のドップラー効果は、負のフィードバック効果によって炉心の最大到達出力を制限する方向に働く。

従って、ドップラー係数の絶対値が小さいほど出力の抑制効果が小さく、最大到達出力は大きくなる。そのため、安全解析においては、解析結果が厳しくなるように、さまざまな炉心状態を想定して、絶対値が小さなドップラー係数が用いられている。

表10.4に示した取替炉心設計時の確認項目の多くは、プラントの安全解析の入力値となっている。炉心設計時にこれらのパラメータが安全解析によって確認された制限値内にあることを確認することで、炉心の安全性を確保することが可能となる。

10.2.6 核設計と機械設計/熱設計

実機の炉心設計においては、核設計と燃料の機械設計および熱水力設計には密接な関連がある。燃料の機械設計においては、燃料棒がこれまでどのような出力を出していたか（出力履歴）が重要となる。これは、燃料棒内圧を決定するFPガス^(注10.14)の放出率やペレットの熱伝導度が燃焼度に依存するためである。この出力履歴は炉心核設計の結果より得られる。また、運転時の異常な過渡変化時などにおける燃料棒出力の変化速度が機械設計におけるペレット-被ふく管相互作用解析の入力データとして用いられる^(注10.15)。

一方、炉心核設計においては、燃料の機械設計の結果として得られる燃料棒温度が

注10.14: 核分裂生成物 (FP) のうちガス状のもの。KrやXeなどが代表的なものである。FPガスは燃焼とともに燃料棒内に蓄積し、内圧を上昇させる原因となる。

注10.15: ペレット-被ふく管相互作用 (Pellet-Clad Interaction, PCI) とは、ペレットの熱膨張や燃焼に伴うふくれ (スウェリング)、冷却材圧力による被ふく管の長期的な変形 (クリープダウン、被ふく管半径が小さくなる) などによって、ペレットと被ふく管の間に強い相互作用が発生する現象を言う。被ふく管が破損する原因になる。

核計算の入力値として用いられる。また、最高燃焼度制限値や燃料棒の出力変化率など、燃料機械設計の観点から評価された制限値が核特性解析の制限値として用いられる。

熱水力設計の入力値としては、燃料棒ごとの出力分布が用いられる。特にPWRでは、ある一本の燃料棒の出力を炉心の上部から下部まで軸方向に積分して得られる燃料棒出力（径方向出力ピーキング係数）が重要となる。径方向ピーキング係数があまりにも大きいと、燃料棒からの熱流束が大きくなりすぎ、燃料棒を破損させる可能性がある（注10.16）。このため、熱水力設計から得られた径方向出力ピーキング係数の制限値を炉心核設計における制限値としている。

また、炉心核特性解析においては、冷却材の密度は中性子の減速を通じて炉心核特性に影響を与える重要なパラメータである。

逆に、炉心の出力分布は炉心内の冷却材密度分布に影響を与える。そのため、実機の炉心設計計算においては、核特性解析と熱水力特性解析を切り離すことはできず、核計算と熱水力計算を繰り返し行い、相互に矛盾のない解析結果を得る核-熱水力フィードバック計算が必須となる（注10.17）。

一般に、核計算と熱水力計算において矛盾のない計算結果を得るためには、最低でも数回の核-熱水力フィードバック計算が必要となる。なお、PWRでは、通常の運転条件では沸騰現象は発生しないため、熱水力解析の対象は単層流である。そのため、二層流を対象とするBWRに比べると、（核計算と結合される）熱水力解析は比較的単純である。

炉心設計計算時に行われる熱水力解析では、燃料集合体は径方向に2×2チャンネル程度に分割され、チャンネル間の冷却材の混合がないとの仮定の下、燃料から冷却材に伝えられるエンタルピー量を軸方向に積算していくことで、各軸方向位置における冷却材のエンタルピーを計算することができる。最終的に、このエンタルピー（と圧力）から蒸気表を用いて冷却材温度と冷却材密度を算出する。

以上のように、核設計と燃料の機械設計・熱水力設計は相互に密接に関連しており、相互に影響を及ぼす関係となっている。そのため、炉心の核設計を行う技術者は、核特性のみに注意を払った解析を行ってはならない。核特性解析の結果が影響を与える機械設計および熱水力設計について理解し、炉心をシステム全体としてとらえるように心掛ける必要がある。

注10.16: 燃料棒からの熱流束が大きくなると、燃料棒表面からの除熱が追いつかず、燃料棒表面に蒸気の膜が張った状態の膜沸騰現象が生じる。膜沸騰が生じると、燃料棒から冷却材への伝熱性能が極端に低下するため、燃料棒の温度が急上昇し、場合によっては燃料棒の破損につながる場合がある。このような状態を核沸騰現象からの離脱（Departure from Nucleate Boiling, DNB）と呼ぶ。また、このときの熱流束を限界熱流束（Critical Heat Flux, CHF）とよぶ。なお、「核沸騰現象」の「核」は、核反応の「核」とは関係ないことに注意。沸騰が燃料表面の特定の一点（核）から生じているため「核沸騰」と呼ばれる。

注10.17: 通常は、ある冷却材密度分布（炉心内一様）を仮定して核計算を行い、炉心内の出力分布を得る。この出力分布を用いて、炉心内の熱水力解析を行う。この結果得られた新たな冷却材密度分布を用いて核計算を実施する。このような手続きを、核計算および熱水力計算の結果が収束するまで繰り返す。

10.3 沸騰水型原子炉 (BWR) の炉心設計

沸騰水型原子炉 (Boiling Water Reactor, BWR) は、PWRと同様、軽水を減速・冷却材とした原子炉で熱中性子炉の一つである。BWRのプラント系統図を図10.10に示す。PWRとの大きな相違は、炉心内で沸騰が起きていることで、その蒸気を直

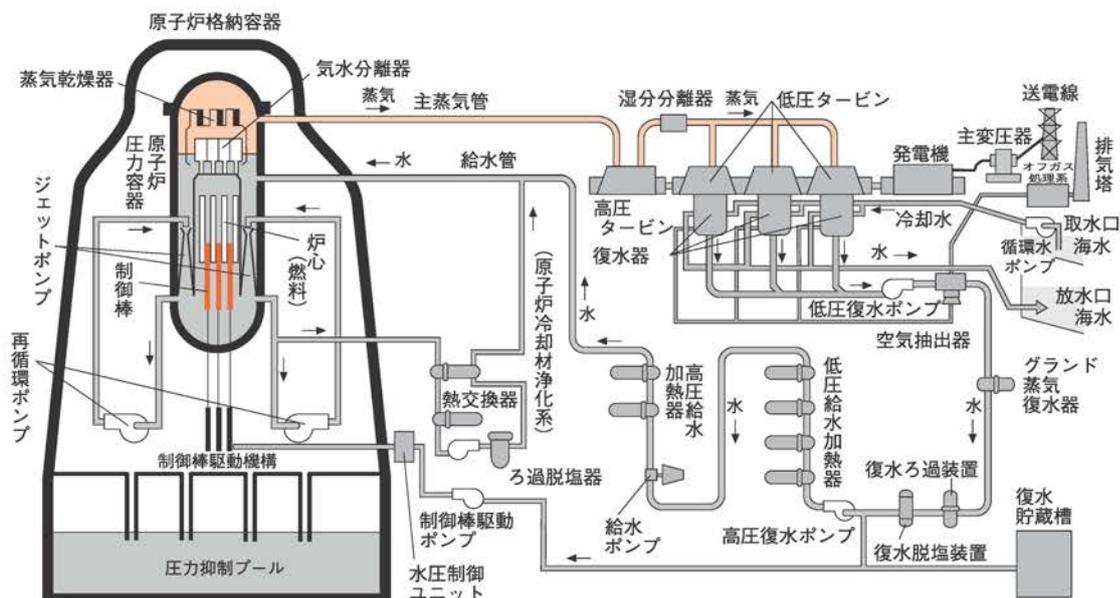


図10.10 BWRのプラント系統図

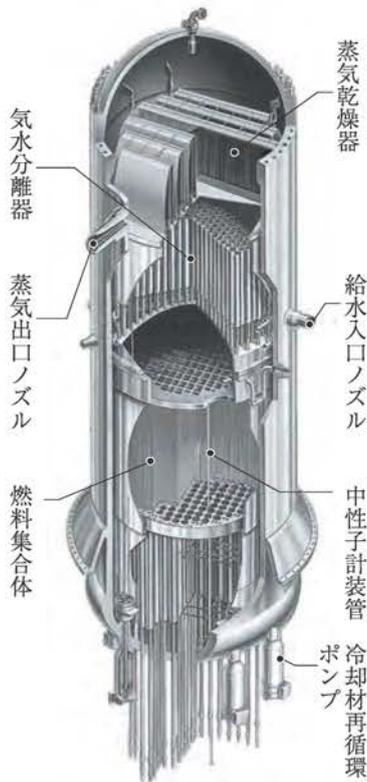


図10.11 BWRの原子炉容器内の構造

接タービンに送って発電する点である。したがって、炉心内に蒸気（ボイド）が生じており、それにより中性子の挙動が変化する。

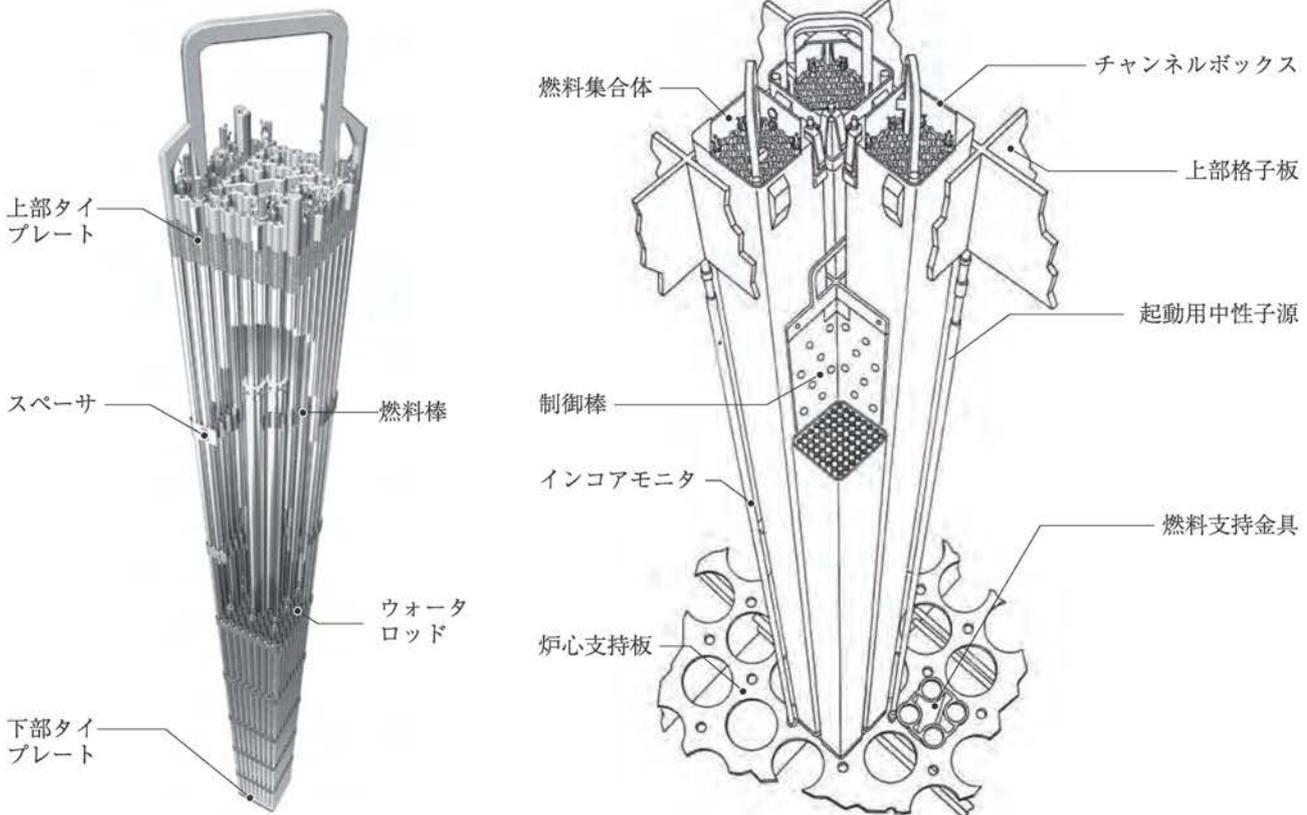
10.3.1 BWRの炉心構造の特徴

BWRの原子炉容器内の構造を図10.11に、また、表10.5に、BWRの主要パラメータを示す。図10.11で燃料集合体や中性子計装管が置かれている部分を炉心という。BWRの炉心高さは約3.7m、炉心直径は約3～5mであり、原子炉圧力は約7MPaでPWRの約1/2である。冷却材である軽水は、再循環ポンプで炉心下部に送り込まれ、炉心で加熱され、沸騰する。沸騰した冷却材は、気水分離器で蒸気と液体に分離され、蒸気はさらに蒸気乾燥機で乾燥されて出口ノズルからタービン側に送られる。

表10.5 BWR炉心の主要パラメーター一覧

プラント		ABWR ^{*)}	BWR-5
項目			
電気出力 (MW)		1356	1100
原子炉熱出力 (MW)		3926	3293
原子炉圧力 (MPa)		7.17	6.93
主蒸気流量 (t/h)		7640	6410
給水温度 (°C)		216	216
定格炉心流量 (kg/h)		52×10 ⁶	48×10 ⁶
燃料集合体数 (体)		872	764
炉心等価直径 (m)		5.2	4.8
炉心有効高さ (m)		3.7	3.7
制御棒本数 (本)		205	185
炉心平均出力密度 (MW/m ³)		50.6	50.0
原子炉圧力容器	内径 (m)	7.1	6.4
	高さ (m)	21.0	22.2
原子炉再循環方式 (ポンプ台数)		原子炉内蔵型再循環ポンプ (10)	外部再循環ポンプ (2) ジェットポンプ (20)
制御棒駆動方式	通常	微調整電動式	水圧駆動式
	スクラム	水圧駆動式	水圧駆動式

*改良型 (Advanced) BWR



(a) 燃料集合体 (チャンネルボックスを外した状態) (b) 原子炉内の燃料集合体の構成

図10.12 BWR燃料集合体の構造と原子炉内での装荷状態

BWRの炉心は、燃料集合体、制御棒、中性子計装管などから構成されている。燃料集合体は、図10.12に示すような燃料棒やウォータロッドが束ねられたものを、チャンネルボックスの中に入れて構成される。燃料棒には図10.13に示す燃料ペレットが充填されている。チャンネルボックスは、冷却材の流路を構成し、燃料棒によって加熱され、沸騰した蒸気の浮遊を防止する役割をしている。また、チャンネルボックスの外側、すなわち、燃料集合体と燃料集合体の間には、沸騰しない水の領域（ギャップ水）があり、中性子の減速を促進する役割を持つとともに、制御棒を挿入するための空間、さらに中性子計装管^(注10.18)の設置場所の役割を果たしている。

制御棒は、十字型をしており、燃料集合体4体に1体の割合で配置されている。BWRの制御棒は、PWRとは異なり炉心の下部から挿入される。中性子計装管は燃料集合体16体に1体の割合で設置されている。

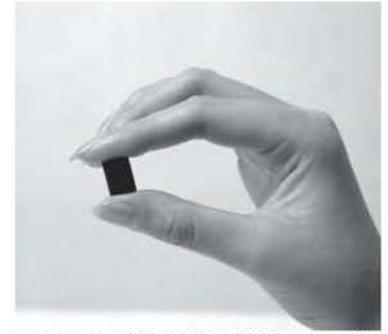


図10.13 酸化ウラン燃料ペレット

注10.18：BWRでは、中性子計装管内には中性子束を測定する検出器（インコアモニター）が設置されており、運転時の炉心の状態を監視している。ちなみにPWRでは、炉心内の中性子束分布は炉心下部から挿入する可動式検出器（movable detector, MD）により測定される。MDは、燃料集合体の中心に存在する計装用案内管の中に挿入され、当該部分の中性子束を測定する。MDが挿入される集合体の位置は決まっており、炉心内に存在する全燃料集合体のうち、約1/3にMDが挿入される。運転中、MDを炉心に挿入して中性子束分布を測定する頻度は概ね一ヶ月に一回である。リアルタイムでの炉心の状態は、炉心外に設置された炉外検出器によって行う。

10.3.2燃料集合体設計

(1) 燃料集合体仕様

BWR燃料集合体の主要パラメータの例を、表10.6に示す。

表10.6 BWR燃料集合体の基本仕様例¹⁾

項目	9×9燃料	高燃焼度8×8燃料
1.燃料集合体		
燃料棒配列	9×9	8×8
燃料棒本数(本)	74 (うち部分長燃料棒:8)	60
集合体全長(m) (つかみ部分を含む)	約4.47	約4.47
平均濃縮度(wt%)	約3.7(取替)	約3.4(取替)
燃焼度(MWd/t)		
取出平均	約45,000(取替)	約39,500(取替)
集合体最高	55,000	50,000
最大線出力密度(kW/m)	44.0	44.0
2.燃料棒		
ペレット材	UO ₂ , UO ₂ -Gd ₂ O ₃	UO ₂ , UO ₂ -Gd ₂ O ₃
ペレット直径(mm)	約9.6	約10.4
ペレット長さ(mm)	約10	約10
ペレット密度(%TD)	約97	約97
燃料被ふく管材質	ジルカロイ-2 (ジルコニウム内張)	ジルカロイ-2 (ジルコニウム内張)
燃料被ふく管外径(mm)	約11.2	約12.3
燃料被ふく管肉厚(mm)	約0.71	約0.86
燃料棒有効長さ(m)	標準燃料棒 約3.71 部分長燃料棒 約2.16	約3.71
ペレット-被ふく管間隙(mm)	約0.20	約0.20
初期He加圧量(MPa[abs])	約1.0	約0.5
プレナム体積比	標準燃料棒 約0.1 部分長燃料棒 約0.2	約0.1
燃料被ふく管外面最高温度(℃)	約310	約310
Gd ₂ O ₃ 濃度(wt%)	3~5程度	6以下
3.ウォータロッド ²⁾		
形状	管状	管状
外径(mm)	約24.9	約34.0
本数(本)	2	1
4.スペーサ ³⁾		
型式	丸セル型	丸セル型
個数	7	7
5.タイププレート ⁴⁾		
上部タイププレート	改良型	従来型
下部タイププレート	改良型	従来型

1) 1,100MWe級BWR/5型プラント取替燃料設計例

2) 図10.14に示すように、BWR燃料集合体内には、中性子の減速効果を改善するように沸騰していない水が流れているウォータロッドが存在する。図10.14のウォータロッドは管状であるが、設計によっては四角状のものもある。

3) 燃料棒を束ねている金具。(図10.12参照)

4) 燃料集合体の上部および下部の金具(図10.12参照)

BWR燃料集合体の燃料棒配列は、7×7、8×8、9×9と取出燃焼度の増加に伴って大きくなっており、最近では10×10燃料棒配列も使用されている。燃料集合体設計では、濃縮度および濃縮度分布、可燃性吸収材（毒物）であるGd₂O₃入り燃料棒の本数およびGd₂O₃濃度を、目標取出燃焼度や熱的余裕などの観点から決める。したがって、実際には燃料集合体核特性解析だけでは決めることができず、炉心核熱水力特性解析の結果を含めて決めていかねばならない。

図10.14に、BWR燃料集合体の設計例を示す。

①濃縮度と濃縮度分布

濃縮度は、目標燃焼度を達成するように決める。これまでのBWR燃料集合体の設計では、目標取出平均燃焼度が33、40、45GWd/tと増加するにつれて、燃料集合体平均濃縮度は約3.0、3.4、3.7wt%と増加している。

BWR燃料集合体は、濃縮度の異なる数種類の燃料棒から構成されている。燃料集合体の水平方向に見ると、ギャップ水に面した燃料棒の濃縮度は低く、特に、コーナーの燃料棒（燃料タイプ4）は最も濃縮度が低い。これはギャップ水の中性子減速作用のため、ギャップ水に面した燃料棒の周辺では熱中中性子が多くなり、燃料棒出力が高くなる傾向があるためである。そこで、コーナー部では、出力分布の平坦化のために濃縮度を低く設定している。

高さ方向についても同様で、冷却材は燃料集合体下端から流入し、加熱されてボイドが発生する。すなわち、燃料上部にいくほどボイド率が高く、冷却材の量が少なくなる。このため中中性子の減速作用は、燃料上部ほど弱くなり、濃縮度が一様であれば燃料集合体下部の出力が高くなる傾向がある。この傾向を改善し、高さ方向の出力分布を平坦化するため、下部の濃縮度を低くした燃料棒（燃料タイプ2）が使用されている。さらに中中性子の漏れを小さくし、経済性を高める目的で上下端には天然ウランを用いている（注10.19）。

②可燃性中性子吸収材（可燃性毒物）

BWRでは可燃性中性子吸収材としてガドリニア（Gd₂O₃）が用いられている。ガドリニアは、ウラン燃料に混合したUO₂-Gd₂O₃燃料の形で使用される。ガドリニアに含まれるガドリニウムには、¹⁵⁵Gdと¹⁵⁷Gdという二つの強吸収体があるが、これらが中中性子を吸収してできる¹⁵⁶Gdと¹⁵⁸Gdは中中性子を吸収する力が弱いので、強吸収体が燃えた後まで影響が残らないという長所がある（注10.20）。

新しい燃料は、核分裂性物質の量も多く、高い反応度を持っている。ガドリニアは、新しい燃料集合体の反応度を抑制し、炉心の過剰反応度を押さえる役割と新燃料

注10.19：反応度の高い燃料を炉心の外周に配置すると、盛んに核分裂を起こして、生じた中中性子の多くが連鎖反応に寄与することなく、炉外に漏れてしまう。これは燃料を無駄に使用したことになり、不経済である。そこで、炉心の外周に燃焼の進んだ燃料を配置して、外周部での核分裂数を少なくし、中中性子の漏れを少なくする工夫がされる。燃料の上下端も同様で、反応度の低い天然ウランを配置することで中中性子の漏れを少なくしている。

注10.20：¹⁵⁵Gd、¹⁵⁷Gdの熱中中性子吸収断面積はそれぞれ6.1×10⁴、2.5×10⁵ (barn)であるのに対し、¹⁵⁶Gd、¹⁵⁸Gdは約2 (barn)と小さい。反応度の抑制が不要になった後で、中中性子吸収が残るとそれを補償するため濃縮度を高くしなければならないので、不経済で

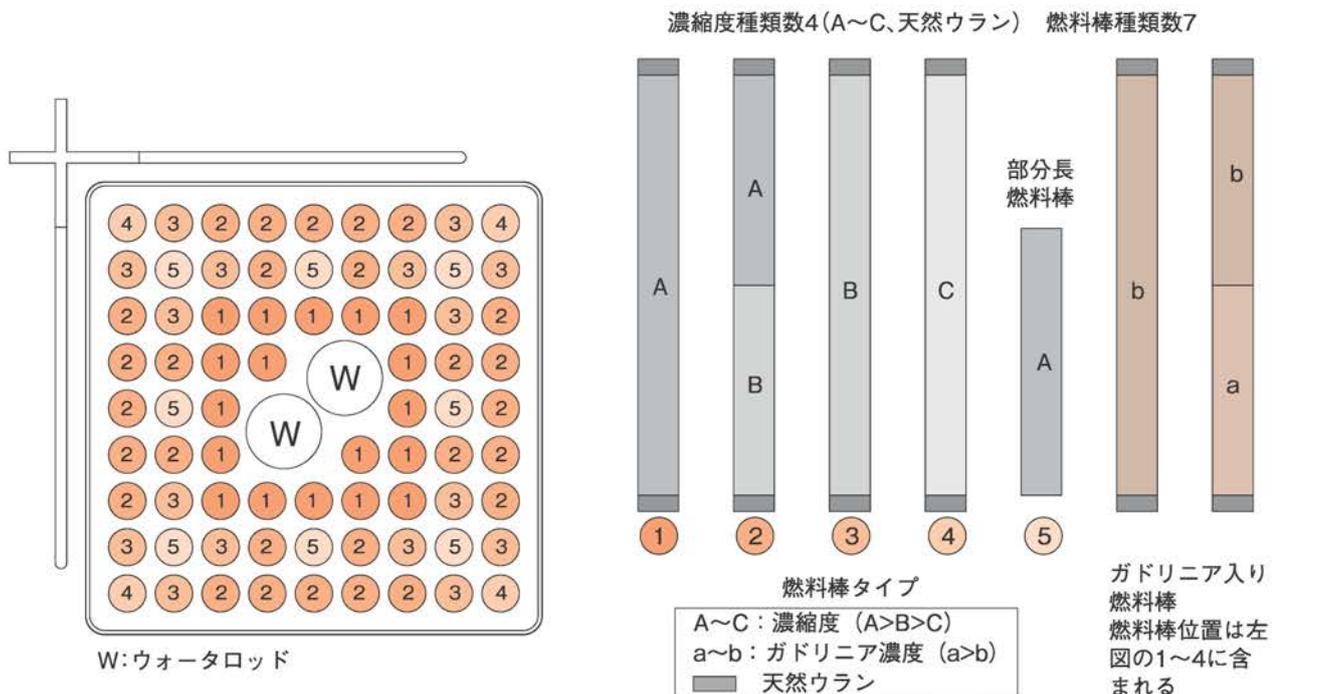


図10.14 BWR燃料集合体の設計例

集合体の出力ピーキングを低減する役割を持っている。さらに、燃料高さ方向に濃度を変えたガドリニア入り燃料棒は、濃縮度と同様、高さ方向の出力分布の平坦化に用いられる。

ガドリニア入り燃料棒の本数を多くすると、初期の反応度抑制量が大きくなる。一方、ガドリニア濃度を高くすると燃え尽きるまでの期間が長くなり、これによって抑制する期間を調節できる。したがって、この二つのパラメータをうまく調節することで、下で説明するように所定の過剰反応度を得ることができる。

(2) 燃料集合体核特性

図10.15に、ボイド率0%、40%、80%で燃焼した燃料集合体における無限増倍率の燃焼変化の一例を示す。ボイド率が高い場合は中性子の減速が十分でないため、ボイド率が低い場合より無限増倍率は小さい。しかし、減速が十分でない状態では、²³⁸Uの中性子吸収が多くなり、Puへの転換が進むので、燃焼が進むとボイド率が低い場合よりも無限増倍率が大きくなる。

燃焼初期の無限増倍率の低下(落ち込み)は、上述したガドリニアによる中性子吸収による効果である。燃焼が進むと無限増倍率は上昇し、¹⁵⁵Gdと¹⁵⁷Gdが燃え尽きる約10GWd/tでピークとなり、その後は燃焼とともに低下する。一般には、経済性を考えて無限増倍率のピークが、運転サイクルの終わる燃焼度近傍になるように設計する。

ガドリニアを含有する燃料の設計への理解を深めてもらうために、概念的な説明をする。上で示した無限増倍率の変化を、図10.16のように直線で模擬する。すなわち、新燃料はガドリニアの燃焼に伴い、無限増倍率が燃焼度(E)の関数で $a \cdot E + b (a > 0)$ のように変化する。一方、2サイクル目以降の燃料は、燃焼とともに $-c \cdot E + b' (c > 0)$ のように無限増倍率は減少する。ここで、

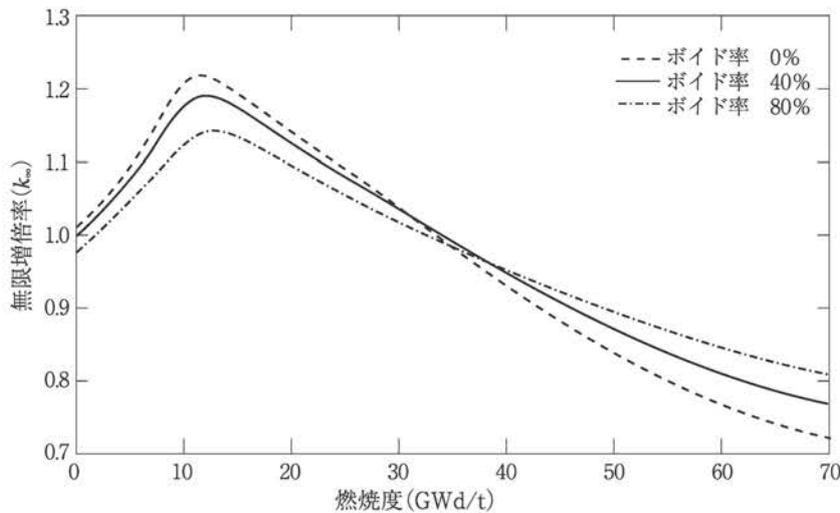


図10.15 BWR燃料集合体における無限増倍率の燃焼変化(一例)

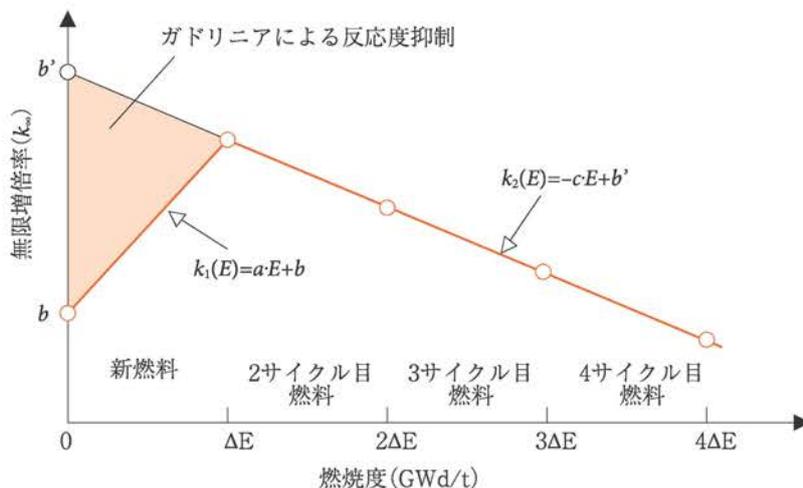


図10.16 BWR燃料集合体における無限増倍率の概念図

- ・各サイクルで1/4ずつ燃料を取り換える
- ・新燃料も2サイクル目以降の燃料も燃焼の進み方は同じ
- ・炉心の反応度が、各燃料の無限増倍率の平均値に比例する

と仮定すると、サイクル初期とサイクル末期の状態は表10.7のようになる。もし、サイクル初期とサイクル末期の炉心反応度を等しくするには、新燃料の無限増倍率の傾きを2サイクル目以降の無限増倍率の傾きの3倍($a=3c$)にすればよい。このとき新燃料のサイクル初期の無限増倍率は4サイクル目燃料のサイクル末期の無限増倍率に等しくなる。一般に、サイクル末期の炉心の過剰反応度が0となるように濃縮度を設計するから、このようにガドリニアを設計すれば運転期間を通じて過剰反応度を0にできる(注10.21)。

注10.21:ただし、あくまでも理想的な状態を仮定した説明であり、実際にはこのようにはならない。しかし、このような考え方で運転期間を通じて過剰反応度の変動を小さくした設計ができる。

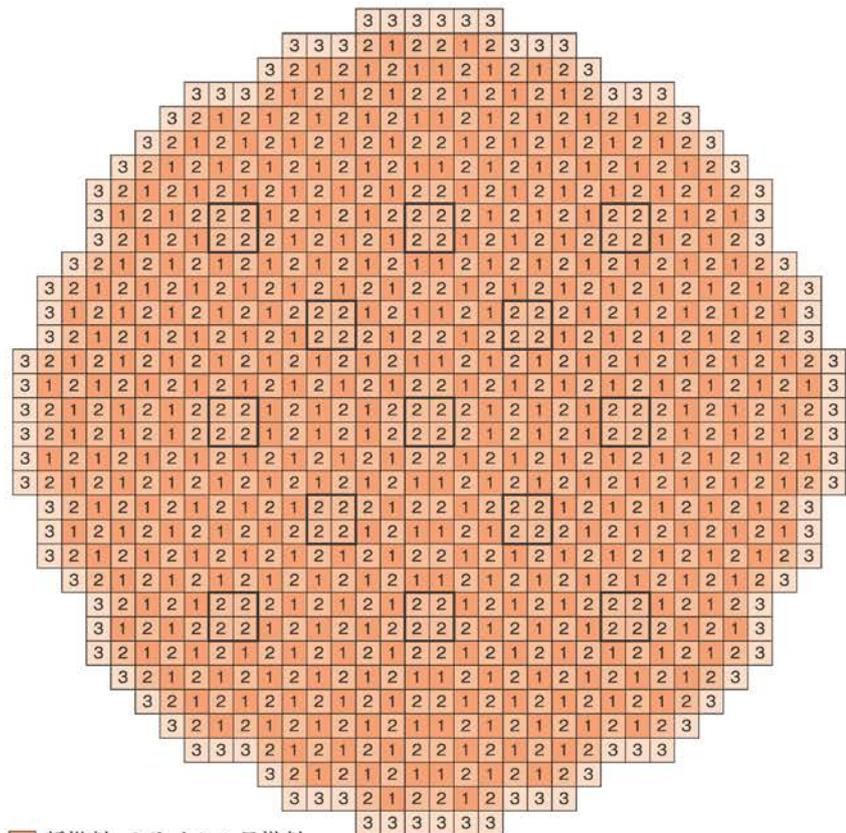
10.3.3 炉心核熱水力特性

(1) 炉心設計

図10.17に、炉心内の燃料集合体の装荷パターン例を示す。原子炉は、定期的に検査をするように定められている。BWRでもPWRと同様、その期間に古い燃料を取り出し、新燃料を装荷する。反応度の高い燃料同士が隣接すると、その位置に出力ピークが生じ、熱的に厳しくなることや、炉停止余裕が小さくなることを考慮して、新燃料同士や2サイクル目燃料同士はできるだけ面(横)隣接しないように分散して装荷されている。

表10.7 無限増倍率のサイクル初期とサイクル末期の状態

燃料	無限増倍率	
	サイクル初期	サイクル末期
新燃料	b	$a \cdot \Delta E + b$
2サイクル目燃料	$-c \cdot \Delta E + b'$	$-c \cdot 2\Delta E + b'$
3サイクル目燃料	$-c \cdot 2\Delta E + b'$	$-c \cdot 3\Delta E + b'$
4サイクル目燃料	$-c \cdot 3\Delta E + b'$	$-c \cdot 4\Delta E + b'$
無限増倍率の平均値 (炉心の無限増倍率)	$\frac{-6c \cdot \Delta E + (b+3b')}{4}$	$\frac{(a-9c) \cdot \Delta E + (b+3b')}{4}$



- 1 新燃料、2サイクル目燃料
- 2 3、4サイクル目燃料
- 3 5サイクル目燃料
- コントロール・セル

図10.17 BWRにおける燃料装荷パターン(一例)

また、コントロールセルと呼ばれる運転中に制御棒を挿入する場所には、制御棒操作に伴う出力変動をできるだけ小さくするように反応度の低い燃料を配置する。さらに、中性子の漏れを少なくするように、最外周に燃焼が進んだ反応度の小さい燃料を配置する。

このように、解析結果を基に、熱的、機械的な制限や経済性を考慮しながら、燃料をどのように装荷していくかを定めることが炉心設計の課題である。参考として、表10.8にBWR炉心の主要な核特性パラメータの一覧を示す。

表10.9に、取替炉心設計の評価項目を示す。このうちのいくつかを以下で説明する。

(2) 炉心核熱水力特性

BWRでは、炉心冷却材流量と制御棒によって炉心反応度を制御している。炉心核熱水力計算では、①臨界を保って所定の運転期間、所定の出力が得られ、かつ、②熱的制限値に対して余裕のある運転ができるかを確認する。①では、実効増倍率が評価項目であり、冷却材流量と制御棒で炉心を臨界に維持できることを確認する。

一方、②では、最大線出力密度および最小限界出力比が評価項目である。最大線出力密度とは、燃料棒の単位長さ当りの出力（線出力密度）の炉内の最大値で、加熱による燃料被ふく管の破損に関する制限値である。一方、最小限界出力比は、限界出力比＝限界出力／燃料集合体出力で定義される限界出力比の炉内の最小値である。限界出力比というのは、核沸騰から膜沸騰に移る状態（沸騰遷移）になる燃料集合体出力のことで、その制限値は運転時の異常な過渡変化も考慮して決められる。

表10.8 BWR炉心の主要な核特性パラメータ一覧（一例）¹⁾

項目	値	備考
平均高速中性子束	約 1.2×10^{18} (m ⁻² ・s ⁻¹)	
平均熱中性子束	約 4.4×10^{17} (m ⁻² ・s ⁻¹)	
即発中性子寿命	約43 μs	
実効遅発中性子割合	約0.0072	第1サイクル初期
	約0.0053	サイクル末期
ドップラ係数	約 $-1.6 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	第1サイクル初期
	約 $-2.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	サイクル末期
ボイド係数	約 $-0.69 \times 10^{-3} \Delta k/k/\%$ ボイド	第1サイクル初期
	約 $-0.88 \times 10^{-3} \Delta k/k/\%$ ボイド	サイクル末期
出力反応度係数	約-0.03より負(($\Delta k/k$) / ($\Delta p/p$))	

1) 参考文献1の表6.6より転載

表10.9 取替炉心設計の評価項目 (BWR)

項目	内容
燃料集合体最高燃焼度	燃料集合体の燃焼度の最大値。被ふく管などの健全性の観点からの評価項目である。
炉停止余裕	炉心内の制御棒のうち、最も大きな反応度値を有する制御棒一本が完全に引き抜かれ、炉心に挿入できない場合の未臨界度。スクラム時の炉心停止性能からの評価項目である。
スクラム反応度	スクラム時の制御棒の挿入量と原子炉に投入される負の反応度の関係。スクラム時に、いかに迅速に負の反応度が投入されるかという制御能力に対する評価項目である。
最大線出力密度	燃料棒の単位長さ当りの出力の最大値。燃料被ふく管の変形による損傷を防ぐための制約である。
最小限界出力比	沸騰遷移が起こり始めると予測した燃料集合体出力(限界出力)と実際の出力との比の炉内最小値。運転時に異常な過渡変化が起こっても燃料棒の冷却性能を維持するための評価項目である。
減速材温度係数	減速材温度が変化したときの炉心反応度の変化量。
ドップラー係数	燃料温度が変化したときの炉心反応度の変化量。
減速材ボイド係数	減速材のボイド率が変化したときの炉心反応度の変化量。
出力反応度係数	炉心熱出力が変化したときの炉心反応度の変化量。減速材温度係数、ドップラー係数、減速材ボイド係数を全て総合した反応度係数で、炉心の固有の安全性(負の反応度フィードバック)を確保するため、運転期間を通じて負になるように設計する。

図10.18、図10.19に、最大線出力密度と最小限界出力比の燃焼度変化例を示す。二つの例とも、運転制限値に十分余裕がある運転が可能であることを示している。

(3) 炉停止余裕

BWRの炉心計算コードでは、運転時ばかりでなく、冷温時の解析も実施する。炉停止余裕解析は、その解析の一つである。

原子炉は、最大反応度値を持つ制御棒が挿入されなくても、他の制御棒によっ

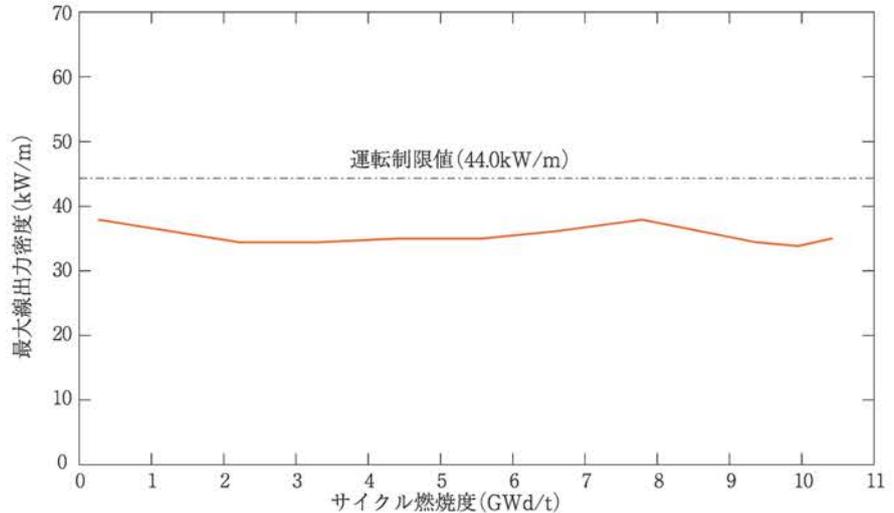


図10.18 BWRにおける燃料棒最大線出力密度の燃焼度変化(一例)

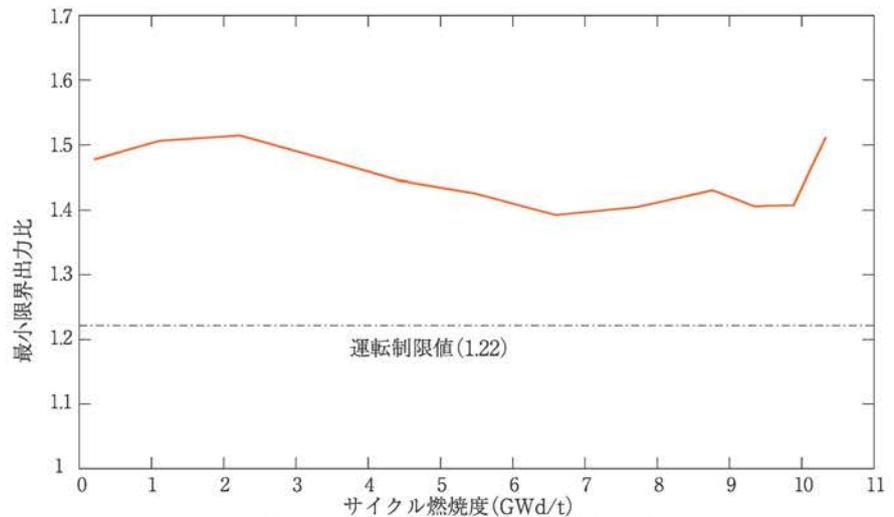


図10.19 BWRにおける最小限界出力比の燃焼度変化(一例)

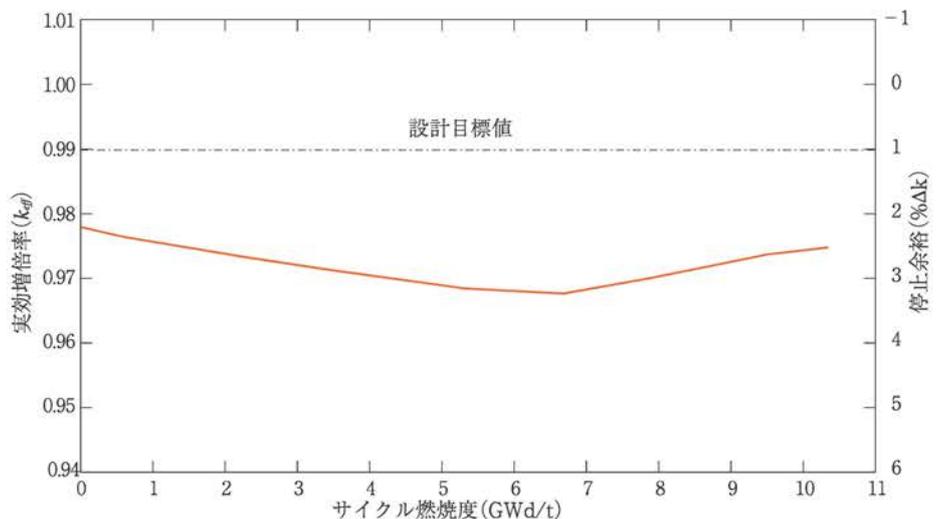


図10.20 BWRにおける原子炉反応度停止余裕の燃焼度変化(一例)

て炉を停止できるように設計される。制御棒の反応度値が大きいのが冷温時であるため、冷温時を対象に、最大値の制御棒以外が全挿入された状態の実効増倍率を評価する。この実効増倍率と臨界状態の実効増倍率($k_{eff}=1$)の差、 $\Delta k=1-k_{eff}$ を炉停止余裕と言ひ、図10.20に示すように、運転期間を通じて炉停止余裕が1% Δk 以上あることを確認する。

10.4 高速増殖炉 (FBR) の炉心設計

本節では、高速増殖炉 (FBR: Fast Breeder Reactor) の炉心設計について述べるが、これに先立って高速炉と軽水炉との違いについて簡単に触れ、その後に炉心設計上で考慮すべき点の違いを中心に述べるという構成としたい。

広義の高速炉とは、「高速中性子を使って、核分裂反応を維持する原子炉」である。高速中性子を使用するために、冷却材として液体状の水を使用することはなく、ナトリウム、NaK、鉛ビスマス、Heガス、CO₂ガスなどが用いられる^(注10.22)。また、使用する燃料は、第3章で述べたように、プルトニウムとウランを混合して用いる混合酸化物 (Mixed Oxide: MOX) 燃料が一般的である。ここでは、その中でも最も一般的な概念である「ナトリウム冷却高速炉」(以降、単に「高速炉」と呼ぶ)に絞ることとする。

なお、参考としてナトリウム冷却高速炉のプラント系統図を図10.21に、高速増殖原型炉「もんじゅ」の炉心配置図の一例を図10.22に、「もんじゅ」および高速実験炉「常陽」の炉心の主要パラメータを表10.10に示す。

注10.22: 液体状の水を冷却材に用いる高速炉は、水が有する良好な中性子減速効果のため成立が困難であるが、「超臨界圧」の水を用いた高速炉概念は存在する。水の場合、374℃、218気圧の臨界点を上回ると、液体でも気体でもない「超臨界圧」状態になり、液体に比べて密度が減少する。このため、減速効果が小さくなり高速中性子スペクトルを実現できる。超臨界圧状態の水による冷却は火力発電所などで既に採用されており、冷却材温度を高めることが出来ることから、発電効率(熱効率)を向上させることが可能である。一方、温度・圧力条件が高くなり、材料の腐食が厳しくなるため、これらの条件に耐える材料の開発が検討課題になる。

10.4.1 FBRの特徴

(1) ナトリウムの使用

高速炉は、核分裂によって発生した高速中性子を、軽水炉のように一旦減速せずに、そのまま燃料に当てて再び核分裂を起こすことを大きな特徴としている。すでに述べたように、水素はすぐれた減速材であることから、高速炉の冷却には軽水以外の媒体を用いる必要があり、熱伝導性の高さ、放射化後の減衰の早さ、構造材料との化学的相性の良さなどの特徴をあわせ持つナトリウムが選定されたという経緯がある。

ナトリウムは、常圧で98℃~880℃の広い温度範囲で液体であり、通常の運転条件である200~550℃をカバーして十分に余裕がある。軽水に圧力をかけて、強制的に沸点を上昇させて利用している軽水炉では、配管に穴が開けば、そこから冷却材が急激に沸騰して流失することは免れないが、高速炉では、通常のタンクからの漏水と同様のメカニズムでゆっくりと流失が起きる。

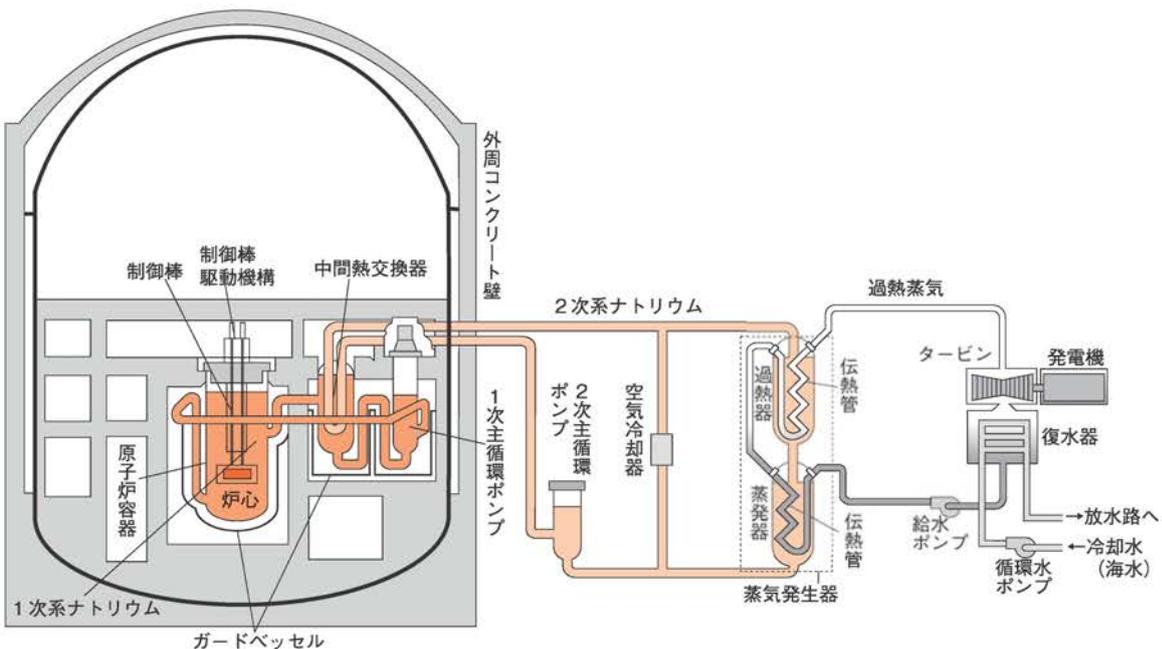


図10.21 高速増殖原型炉「もんじゅ」の設備配置
出典:「原子力がひらく世紀」

第 10 章 原子炉の炉心設計

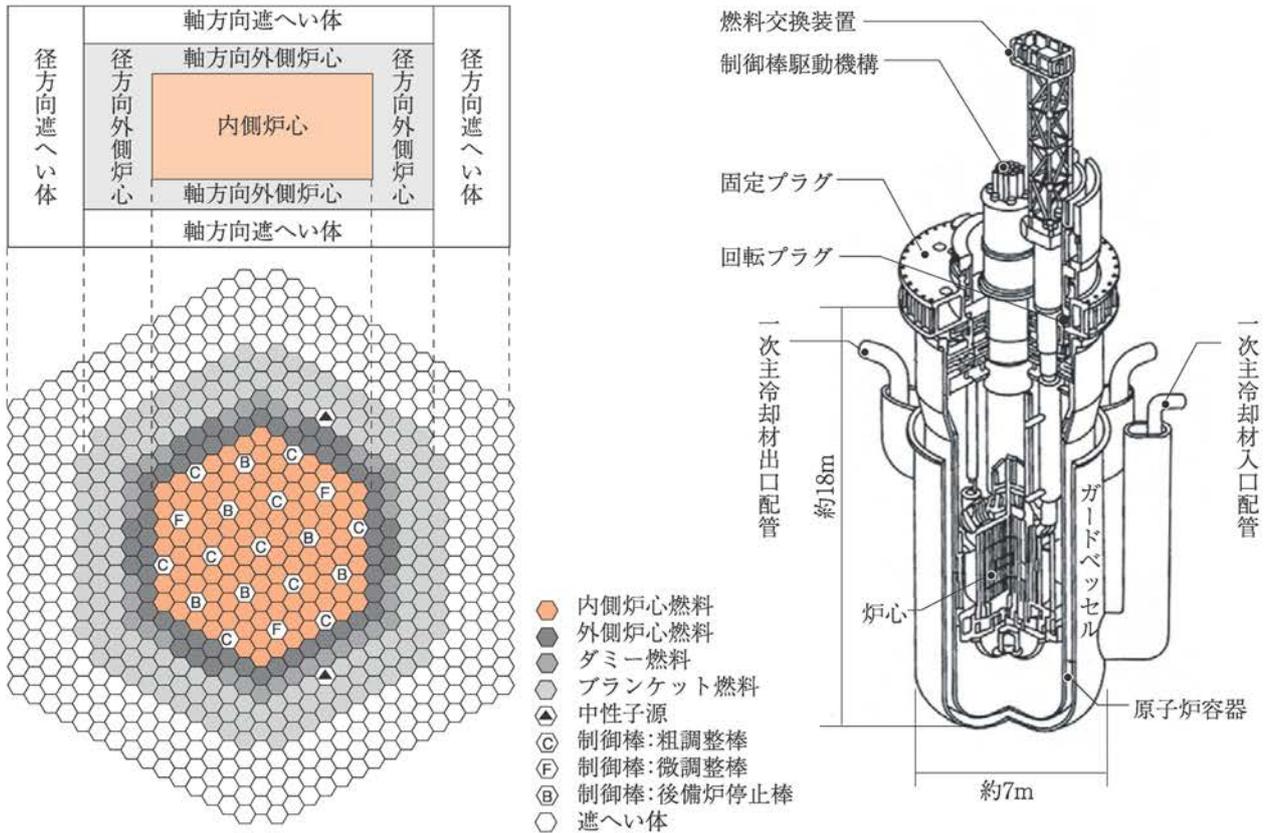


図10.22 高速増殖原型炉「もんじゅ」の炉心配置図(初臨界時)と原子炉容器

表10.10 FBRの原子炉および炉心の仕様¹⁾

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)[gage]	約0.49	約0.78
	(原子炉容器入口、カバーガス) ²⁾	約 9.8×10^{-4}	約0.054
	1次冷却材全流量(kg/h)	約 2.7×10^6 (2ループ分) ³⁾	約 15.3×10^6 (3ループ分)
	1次冷却材原子炉容器入口温度(°C)	約350	約397
1次冷却材原子炉容器出口温度(°C)	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 Pu+ ²⁴¹ Pu) ⁴⁾ 約110kg(²³⁵ U) ⁴⁾	約1.6t(金属Pu) ⁵⁾ 約4.3t(金属U) ⁵⁾ [²⁴¹ Amを含む]
	軸方向ブランケット燃料装荷量	-	約4.5t(金属U) ⁵⁾
半径方向ブランケット燃料装荷量	-	約13t(金属U) ⁵⁾	

- 1) 参考文献1) の表6.7を一部変更
- 2) カバーガス: 原子炉停止中には、Naと空気の反応を防ぐためにアルゴンが封入されている。これをカバーガスという。
- 3) ループ: 原子炉容器と中間熱交換器、1次循環ポンプを配管でつないだ1次冷却系のこと。冷却材であるNaが循環している。
- 4) 最大
- 5) 初期装荷量

また、高速炉のナトリウム機器は、リークジャケットまたはガードベッセルと呼ばれる容器で覆われており、配管等から流失が起きても、リークジャケットに溜まったナトリウムの液位が上昇し、液面が水頭圧的に均衡した(圧力のバランスが取れた)時点で自然に流失が止まるようになっている。

軽水炉では、冷却材喪失事故が起こったことを想定して、大掛かりな非常用炉心冷却装置(Emergency Core Cooling System: ECCS)が設置されるが、高速炉では

その必要がない。これは、ナトリウムの冷却材としての特徴である常圧で液体でありかつ自然循環能力が高いという点を考慮すれば、常に液位を確保することで原子炉の安全性を確保するという設計が可能だからである。

一方、高速炉では安全余裕を把握するとの観点から、設計では想定する必要のない事象（設計外事象）までを念のために考慮して、技術的には起こるとは考えられない事象を評価の対象としている。この場合には、炉心設計上、ナトリウムボイド反応度（sodium void reactivity）を考えなければならない。すなわち、仮想的な冷却材の喪失（沸騰または流失）を想定すると、場合によっては炉心全体で数ドルの正の反応度が投入されるという可能性がある。この問題については、後にやや詳しく述べる。

(2) 燃料の違い

高速炉では、高速中性子を利用するが、このエネルギー領域の核分裂断面積は軽水炉の熱中性子に対するものよりも2～3桁小さくなる。この状態で、炉心出力を軽水炉並みにするために、中性子束を高くすることと、燃料の富化度を上げることが同時に行われる^(注10.23)。

軽水炉の平均中性子束は $10^{17} \sim 10^{18} [\text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ 程度であるが、典型的な高速炉の平均中性子束は $10^{19} [\text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$ 程度である。また、燃料の富化度についても、軽水炉が5%程度であるのに対して、高速炉では20%程度である。燃焼に伴い、原子炉では核分裂性物質が消費されると同時に、大きな中性子吸収断面積を持つ核分裂生成物が炉内に蓄積して、炉心の過剰反応度が消費されていく。

高速炉では、まず炉心部の内部転換率^(注10.24)が0.8～0.9程度と高いために、核分裂性物質の目減りが非常に小さい。次に、発生した核分裂生成物の高速中性子に対する断面積が軽水炉の熱中性子に対するものより2～3桁小さい。このため、運転中に炉心が確保しておかねばならない過剰反応度は軽水炉よりも格段に小さくて済む。よって、反応度の制御は軽水炉のように可燃性毒物を併用する必要がなく、制御棒だけで行われる。

出力を平坦化するため、BWRでは10.3.2節に述べたように濃縮度が異なる複数の燃料棒が使われるが、高速炉では高速中性子の飛程が長いので、燃料集合体内での細かい配置では効果がなく、燃料集合体単位で使い分けが行われる^(注10.25)。

最も一般的な設計では、図10.22に示されるように炉心の中央付近（内側炉心、inner core）に比較的低富化度の燃料を、その周辺部（外側炉心、outer core）に比較的高富化度の燃料を配置する「二領域炉心」の形が取られる。炉心の中央付近の燃料をすすめることで、中性子束分布のピークがなまり（小さくなり）、結果的に出力分布を平坦化することができる。富化度の調整は、内側炉心と外側炉心の最高出力が合うように決められる。

この他、第3章でも述べたように、高速炉にはPu燃料の増殖を目的としたブランケット燃料集合体が存在する。ブランケット燃料集合体は、一般に炉心を覆う形で周辺部に置かれるが、最初は劣化ウランのみの状態から徐々にプルトニウムが蓄積し、出力が増加していく。

10.4.2 設計目標

高速炉においても、軽水炉と同様に「燃料を破損させることなく、所定の出力において炉心を安全に運転すること」が設計目標であることに変わりはない。ただし、軽水炉では冷却材の除熱性能が最大線出力密度の上限値を決めていたが、高速炉の場合にはナトリウムの性能の高さからこの制限がなくなり、専ら燃料被ふく管の温度が使用制限を越えないことと、燃料が溶融しないことという燃料側の制限値のみが条件となる。これは、将来、高性能燃料が開発されれば、最大線出力を引き上げることが原理的に可能であることを示している。

燃料側の制限値のうち、燃料が溶融しないという条件については、必ずしも必然的なものではなく、ひとつの目安と考えるべきである。なぜならば、燃料の中心付近が部分的に溶融したとしても、その周りの低温部分が固体であれば、溶融部分はしっかりと保持されて、燃料全体の健全性は直接問題にはならないからである。

実際に、実験炉「常陽」では、意図的に試験燃料を部分的に溶融させる試験（Power To Melt: PTM試験）を実施し、燃料健全性には何の問題もないという結果

注10.23: ウラン燃料は ^{235}U を主たる核分裂性物質として使用する。このため、核分裂性物質の量を ^{235}U 濃縮度という形で示す。一方、FBRで使用されるMOX燃料は、Pu（具体的には、 ^{239}Pu および ^{241}Pu ）を核分裂性物質として使用する。このため、Puの重量割合を富化度という形で示す。Pu/(U+Pu+Am)をPu富化度と呼び、特に、核分裂性Pu(^{239}Pu , ^{241}Pu)の重量割合($^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$)/(U+Pu+Am)を核分裂性Pu富化度（もしくはPu-fissile, Pu-f富化度）と呼ぶ。これに対する形で前者のPu富化度を全Pu富化度（もしくは、Pu-total, Pu-t富化度）と呼ぶ場合もある。なお、Amを重量割合の分母に入れているのは、 ^{241}Pu が崩壊して ^{241}Am になる現象を考慮しているためである。

注10.24: ブランケット部を除いた炉心部分だけの転換率を内部転換率と呼ぶ。転換率は、親物質から生成される核分裂性物質の量と核分裂により消費される核分裂性物質の量の比である。詳しくは第3章および第9章を参照のこと。

注10.25: 軽水炉における熱中性子の平均自由行程はおおむね1cm程度であるのに対し、高速炉における高速中性子の平均自由行程は10cm以上である。そのため、軽水炉に比べて、高速炉では中性子束の空間分布の変化ははるかになだらかである。

が報告されている。ただし、「原子炉運転中に異常な過渡変化が起こっても炉心は損傷に至る前に収束され、通常運転に復帰できる状態で維持されること」とする安全評価に関する基本方針に基づき、設計としては保守性を持たせて、燃料の熔融を防止することとしている。

10.4.3 燃料集合体設計

(1) 燃料棒および燃料集合体の幾何形状

「もんじゅ」の燃料集合体の構造を図10.23に、主要な仕様を表10.11に示す。すでに述べたように、高速炉ではナトリウムの除熱機能が優れているため、きわめて狭い流路でも燃料ピンの除熱は確保される。このため、燃料ピンの外側にステンレス製のワイヤを螺旋状に巻いたワイヤスペーサー (wire spacer) が通常用いられている。

ワイヤの直径は1mm強程度であり、ワイヤが挟まれることで形成されるナトリウムの流路はこの幅となる。

ピンは正三角形格子の形に束ねた後、六角形のラッパー管の中に収納される。流路が狭い分、燃料ピンの表面を流れるナトリウムの流速は大きく、最も早い部分で8m/sに達する。軽水炉では、燃料ピッチによって核特性が大きく変化するが、高速炉の場合にはその影響は小さい。

(2) Pu富化度

10.2.3節および10.3.2節で述べたように、軽水炉では燃焼による反応度低下が大きく、最高燃焼度制限値を上げて、原子炉をより長期間運転しようとする、ウラン濃縮度を上げる必要がある。一方、高速炉では、燃焼による反応度低下がほとんど問題にならず、むしろ燃料の機械的健全性によって最高燃焼度が制限される。したがって、最高燃焼度とPu富化度に相関関係はない。

燃料の健全性を脅かす要素としては、燃焼とともに蓄積される核分裂性ガスの内圧上昇と、燃料ペレットが変形することで生じる被ふく管との機械的相互作用 (PCMI: pellet cladding mechanical interaction) や、燃焼に伴う燃料ピン内FPガス圧の上昇による被ふく管のクリープ破損・疲労損傷の効果が主なものである。

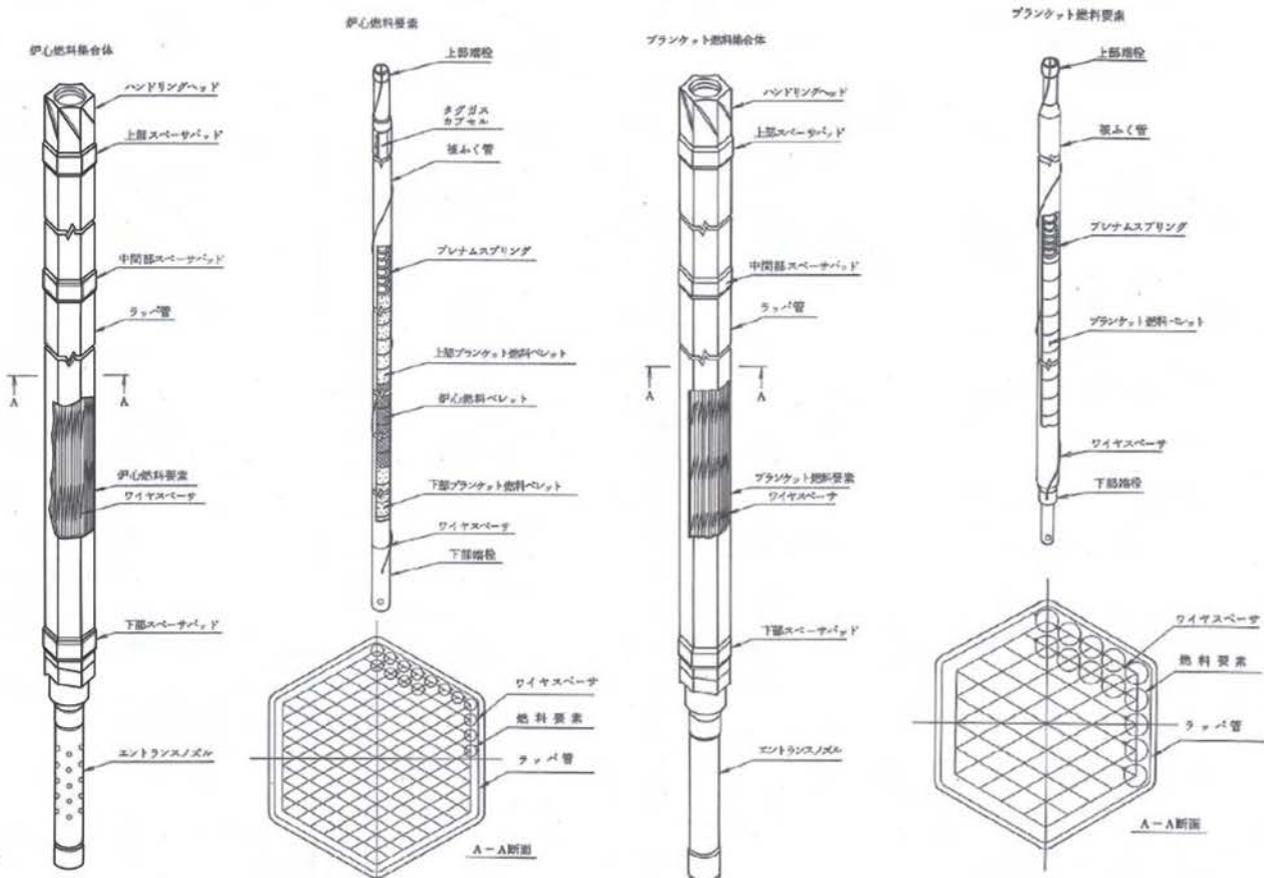


図10.23 高速増殖原型炉「もんじゅ」の燃料集合体の構造

表10.11 「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
	炉心燃料核分裂性Pu富化度		
	初装荷燃料 (wt%) ¹⁾		
	I型	約15以下、約20以下	—
	II型	約16以下、約21以下	—
	III型	約16以下、約21以下	—
	取替燃料 (wt%)	約16以下、約21以下	—
燃料要素	²³⁵ U含有率 (wt%) [²³⁵ U/U]	約0.2~1.0	約0.3
	炉心燃料集合体平均取出燃焼度 (初装荷炉心、平衡炉心) (MWd/t)	約13,000、約80,000	—
	燃料集合体最高 取出燃焼度(MWd/t)	約94,000	約5,800
	外径(mm)	約6.5	約12
	被ふく管肉厚(mm)	約0.47	約0.5
	被ふく管材料	SUS316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-被ふく管間隙(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
ラッパ管	プレナム有効体積(cm ³ /本)	25	87
	燃料最高温度 ²⁾ (°C)	2,350以下	1,850以下
	被ふく管最高温度 ²⁾ (°C)	675以下 ³⁾	700以下 ³⁾
	ラッパ管材料	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
	燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型	同左
	スペーサ	スペーサの材料	SUS316相当ステンレス鋼

1) 初装荷燃料I型は、核分裂性Pu富化度がH5年10月25日時点、またはH6年4月1日時点で、内側炉心14.4wt%、外側炉心19.9wt%となるよう調整して製造し、炉心に装荷され、H6年からH7年にかけて燃焼した燃料である。初装荷燃料II型は、核分裂性Pu富化度がH8年8月15日時点で、内側炉心16.0wt%、外側炉心21.0wt%となるよう調整して製造された燃料である。初装荷燃料III型および取替燃料は、核分裂性Pu富化度を内側燃料約16wt%、外側燃料約21wt%にする。

2) 定格出力時

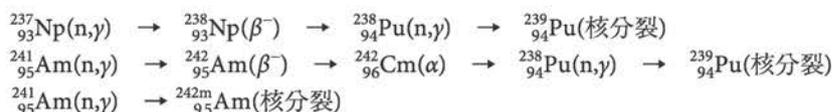
3) 肉厚中心

前者の影響を緩和するため、高速炉の燃料にはガス溜め (gas plenum) が設けられている。また、高速炉では中性子による被ふく管材料の損傷が比較的大きく、中性子照射量とガスの内圧がともに最高となる燃焼末期が最も条件が厳しくなる。このように、材料さえ持てば、10年以上燃料交換なしに連続運転できる原子炉を設計することも理論上は可能であり、高速炉の持つポテンシャルの高さのひとつである。現在のところ、既存の材料では3年間程度炉心に装荷、最高燃焼度で120~150GWd/t程度が限界である。

(3) 可燃性毒物

すでに述べたように、高速炉は燃焼に伴う反応度の低下が小さいため、可燃性毒物を使用する必要がない。しかし、はじめから10年を超える連続運転を想定した超長寿命炉心においては、反応度変化を緩和するために可燃性毒物を加える設計がなされることがある。

このために有効な核物質が、第3章で説明したいわゆるマイナーアクチニドであり、中でも²³⁷Np、²⁴¹Amは親物質としての性能が高く、適切に炉心に配置することによって、燃焼反応度劣化を大幅に低減することができる。²³⁷Npと²⁴¹Amが可燃性毒物として働く仕組みは以下の通りである^(注10.26)。



注10.26: ^{242m}Amは、²⁴²Amの励起状態であるが、エネルギー的に安定な状態となっている(準安定、metastable)核種である。熱エネルギー領域における微視的核分裂断面積が極めて大きいという特徴を持っており、この値は²³⁵Uの約11倍、²³⁹Puの約8倍にも達する。このような特性を活用すると、非常にコンパクトな原子炉を作ることにも可能となるかもしれない。ただし、^{242m}Amを燃料に使用できるほど生成することは、これ自体が大変な労力を要することは確かである。

表10.12 FBR炉心 (もんじゅ) の主要な核特性パラメーター一覧 (一例)¹⁾

項目	値	備考
平均高速中性子束	約 $4 \times 10^{19} \text{ (m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}\text{)}$	100keV以上
平均全中性子束	$6 \sim 9 \times 10^{19} \text{ (m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}\text{)}$	
即発中性子寿命	$0.40 \sim 0.45 \mu\text{s}$	
実効遅発中性子割合	0.0034～0.0038	
ドブドラ係数	$-(5.7 \sim 7.6) \times 10^{-3} Tdk/dT$	
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	$-(9.4 \sim 11) \times 10^{-6} \Delta k/k/\text{MW}$	
一炉心燃料集合体最大ボイド反応度 ²⁾	$+(1.1 \sim 1.5) \times 10^{-4} \Delta k/k$	集合体一体

1) 参考文献1の表6.10より転載

2) 一体の燃料集合体の冷却材がボイドになったときの反応度

10.4.4 炉心核設計

高速炉においても、軽水炉と同様に、定期的に原子炉全体の1/3～1/4程度の燃料が取り出され、新燃料に交換される。しかし、高速炉では中性子の飛程が長く、軽水炉のように局所的に出力が高くなる現象が出にくいこと、また、もともと炉心部の内部転換率が高いために、新燃料とより燃焼の進んだ燃料との出力差が小さいことから、燃料の装荷パターンを毎サイクルごとに最適化する効果は軽水炉ほど大きくはない。

このため、あらかじめ燃料交換パターンを決めておき、その交換パターンのいずれの状態においても核熱設計上要求される安全余裕が確保されていることを確認するだけでよい。参考として、表10.12にFBR炉心 (もんじゅ) の主要な核特性パラメーター一覧を示す。

(1) 安全性

原子炉に対して要求される安全余裕としては、核的条件と熱的条件の2つに大別できる。

核的条件では、まず原子炉が持つ最大反応度 (過剰反応度) が、定められた上限値を超えないことが求められる。次に、その過剰反応度に対して、十分に反応度を打ち消すことができる性能 (制御棒価値) を制御棒が有していることが求められる。

高速炉では、軽水炉のようにECCSを持たず、ホウ酸水を炉心に注入することで炉心を停止する機能はない。反応度の制御は、すべて制御棒が担っている。十分な安全余裕を確保する観点から、制御棒を「運転用」と「緊急停止用」の2系統に分け、さらに、その系統で最も大きい価値を持つ制御棒が、何らかの理由で炉心に挿入されなかった場合においても、各系統が独立して過剰反応度を上回る制御棒価値を持つように設計される。

熱的条件では、まず燃料中心温度が融点を超えないことが要求される。これは、間接的ではあるが、燃料の最大線出力密度を制限することにより事実上達成される。次に、運転の全期間にわたって、燃料被ふく管の温度が使用制限温度以下となることが要求される。

軽水炉では、10.2.4節および10.3.3節に述べたように、この他に燃料集合体最高燃焼度や最大反応度添加率などのチェック項目があるが、高速炉の場合には燃料交換パターンが決まっているため、同じ炉心装荷パターンを繰り返すだけになり、サイクル毎の変動は比較的小さい。炉心の特性が燃料配置に大きく依存している軽水炉とは若干状況が異なっているといえる。

(2) ナトリウムボイド反応度

安全性に関わる問題のひとつで、高速炉に固有かつ重要な指標としてナトリウムボイド反応度がある。軽水炉では、冷却材である水が失われると、大きな負の反応度が入って自動的に炉心は未臨界へと静定するが、高速炉では、場合によっては逆に正の反応度が入って大きなエネルギーを発生する可能性もある。

すでに述べたように、念には念を入れた安全評価を行うために、たとえ技術的には起こるとは考えられない事象をもあえて想定し、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策が有効に働き、放射性物質の放散が適切に抑制される

こと、言い換えると、高速炉の安全余裕が適切であることを確認することが行われている。

たとえば仮想的に冷却材流量が減少し、燃料被ふく管からの除熱が十分できない状態を想定すると、この状態が続いてやがて炉心内のナトリウムがボイド化する可能性がある。一般に、小型炉心においては、全炉心がボイド状態になった場合のナトリウムボイド反応度は負であるが、中型炉以上の規模では正である。この炉物理的なメカニズムは以下のように説明される。

ナトリウムがボイド化すると、中性子の吸収反応が減少するばかりでなく、中性子に対する減速効果が小さくなり、中性子のエネルギー分布は高い側へシフト（移動）する。 ^{239}Pu は、中性子エネルギーが高くなるとより多くの核分裂中性子を放出するので、この現象によって正の反応度が入る。

一方、炉心周辺部では、炉心から漏えいする中性子に対してナトリウムが反射体の働きをしており、ボイド化によって反射体効果が小さくなり、負の反応度が入る。全体としては、中性子漏えいがより支配的な小型炉では反応度の総和は負となり、漏えいの寄与が少ない中型炉以上の規模では総和が正となる。

この特性は、実は増殖性能と表裏一体の関係にあり、炉心設計上、炉心内部（中央部分）において高い増殖率を狙うほどナトリウムボイド反応度は正側になるという傾向がある。たとえば、ナトリウムボイド反応度を負に保つために、小型炉にすれば、中性子を炉外へ逃がして浪費することになり、増殖率は下がる。このため、いかなる事象が起きてボイド化しない炉心や、増殖性能を温存したままナトリウムボイド反応度を低く抑えた炉心、さらにはナトリウムよりも融点が高い鉛ビスマスを冷却材に採用した炉心などの設計研究が進められている。

(3) その他

軽水炉では、炉心装荷パターンによって交換する新燃料の数や、燃料サイクルコストにも影響が出てくるが、高速炉では交換する燃料数が固定されている。このため、燃料サイクルコストも大きくは変わらない。

高速炉で、燃料交換パターンを変えないもうひとつの理由は、燃焼と共に燃料集合体の変形し、真っ直ぐでなくなるという問題の存在がある（炉心周辺方向に燃料集合体が曲がり、あたかも花が開花するように見えることからフラワリング：floweringと呼ぶ）。変形の方向や大きさは、燃料の燃焼度や中性子束の大きさ、温度によって複雑に変化するため、燃焼が進んだ燃料同士を入れ替えることを避けるのが一般的である。

高速炉では、燃料交換をナトリウム雰囲気中で完全な遠隔操作で行うため、万が一交換作業中に詰まりやひっかかりが生ずれば、そのままでは燃料集合体を目視出来ないため、修復するのに大掛かりな作業を要する。これらの諸事情により、今のところは燃料交換パターンを一定とする方法が最も支持されている。

10.4.5 核設計と機械設計/熱設計

高速炉では、冷却材の密度変化が核特性にほとんど影響を与えないため、軽水炉のような核・熱水力計算フィードバック計算は不要である。また、運転条件として圧力変化を考慮する必要もない。この結果、核計算と熱計算は独立に行われる。

10.5 核計算手法（炉心計算システム）

10.5.1 軽水炉の炉心計算システム

炉心計算システムは、おおざっぱに言うと、現在の炉心状態を起点として、今後の炉心状態を予測するためのツールである。取替炉心の設計などでは、設計案の性能を実際のプラントで事前に試験することはできない。従って、炉心設計システムを用いて設計案の性能を精度良く予測できることは極めて重要となる。また、炉心設計では限られた時間内に多数の設計案を評価する必要があることから、精度のみならず、計算時間が短いことや使い勝手が良いことも重要な要素となる。

一般に、コードの精度と計算時間、汎用性と使い勝手は相反する傾向にある。そこで、商業用軽水炉の核設計コードは、炉心タイプ（PWR/BWR）の特性をうまく考慮し、それぞれのタイプに特化したものとなっている場合が多い。

計算精度をできるだけ上げるためには、炉心内の中性子の挙動を詳細に評価する必要がある。このためには、複雑な炉心内の幾何形状を正確に考慮したうえで、中性子の幅広いエネルギー分布を計算に取り入れる必要がある。さらに、中性子の挙動は炉心内の減速材（軽水炉の場合、冷却材である軽水）の状態や各領域の温度などにも大きく影響されることから、核的な計算のみならず、熱的にも詳細な取り扱いが必要となってくる。

しかし、実機の炉心内で起きている複雑な核・熱の挙動をそのままシミュレーションすることは、現在の計算機をもってしても困難であり、設計計算で必須の条件である「短い計算時間」とは全く相容れないことは明らかであろう。そこで、現在主流の炉心設計計算では、燃料集合体の内部で発生している核分裂や吸収などの反応を平均化し、さらに中性子のエネルギー分布も1~3群に分けることで、計算時間の大幅な短縮を図っている。

炉心計算システムは、燃料集合体核定数作成コードおよび炉心計算コードの二つに大別される（図10.24）。

燃料集合体核定数作成コードは、燃料集合体一体を対象として詳細な核特性の解析を行い、炉心計算コードで必要とされる燃料集合体内を平均化した核定数（主として反応断面積からなるデータ）を準備する。

燃料集合体核定数作成コードは、原子炉の幅広い運転状態をカバーできる核定数を準備するため、燃焼度・温度などを変更しつつ、一タイプの燃料集合体設計当たり数百点以上にもなる一連の計算を実施する。燃料集合体計算においては、燃料集合体内の詳細な中性子挙動を評価する必要があるため、中性子輸送方程式に基づいた高精度な解析を行うことが一般的である。燃料集合体計算においては、燃料集合体内の複雑な幾何形状（ペレット・被ふく管・減速材など）を直接取り扱える中性子輸送計算法が用いられる（注10.27）。図10.25にBWR燃料集合体の計算モデルの一例を示す。このように、燃料集合体の複雑な幾何形状をそのまま近似なしに取り扱うことで、中性子束分布の計算を精度良く行うことができる。なお、図10.25において、点線は中性子輸送計算に用いるメッシュ分割を示している。このように詳細なメッシュ分割を用いるのは、数値計算時の誤差を低減するためである。

作成された燃料集合体核定数は表（テーブル）の形に編集され、炉心計算コード

注10.27：キャラクターシテックス法、Current Coupling Collision Probability (CCCP) 法などの輸送計算手法が良く用いられる。

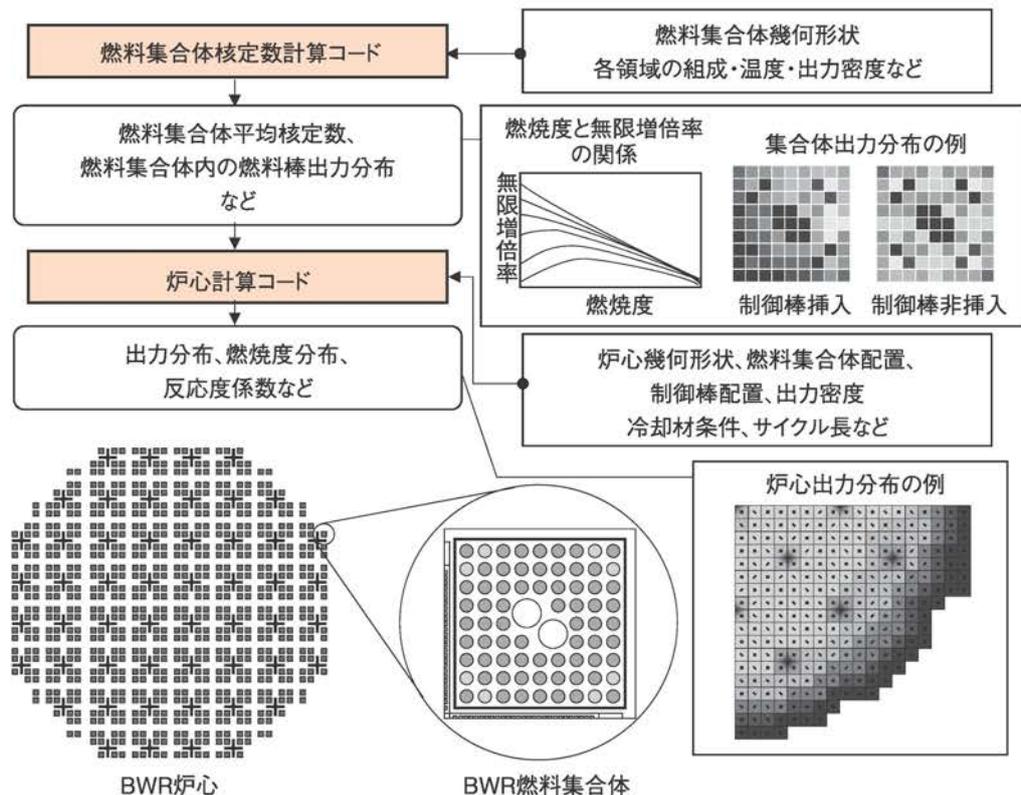


図10.24 燃料集合体核定数作成コードおよび炉心計算コード

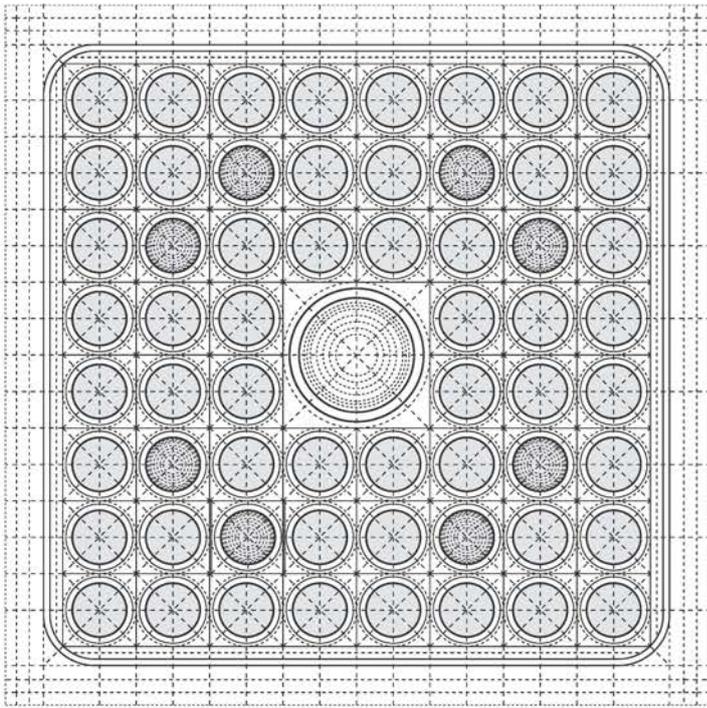


図10.25 燃料集合体の計算モデルの一例(BWR燃料集合体)

に入力される。炉心計算コードは、炉心全体を対象とするもので、核定数テーブルを元にして、炉心の様々な状態をシミュレーションし、臨界性・出力分布などを算出する。炉心全体という大きな領域を対象として取り扱うため、エネルギー群数は1~3群で中性子拡散理論に基づいた解析が行われることが一般的である^(注10.28)。

炉心計算コードは、炉心の実効増倍率、中性子束分布や制御棒反応度値といった基本的なパラメータを計算できる機能に加えて、炉心の安全性解析や燃焼解析に必要な様々な機能が不可欠である。そのため、実機の炉心設計に用いられているコードは、数十万行のサイズになることが多い。

10.5.2 FBRの炉心設計システム

本節では、紙面の関係上、高速炉と軽水炉の主な違いだけを述べる。まず、中性子のエネルギーの多様性が特徴として挙げられる。高速炉で最も個数が多い中性子は、数百keV付近のエネルギーを持ち、これをピークとしてなだらかな分布を示す。ブランケット燃料内では核分裂が減少し、減速過程が支配的になるので、スペクトルが軟化していく。

軽水炉では、多くても3群計算が使われることが一般的であるが、高速炉では上記のようにエネルギー分布が多様であり、さらに、中性子の平均自由行程が長いことから、領域間で中性子エネルギースペクトルに相互干渉が起きやすい。従って、7群、18群、70群など、より多群に分割した計算が行われる。

次に、中性子の飛程が大きいことから、燃料集合体内の燃料ピン単位の非均質な配置の効果は軽水炉と比べて小さい。そのため、燃料集合体内は均質として計算し、非均質な配置の効果は別途実施する補正計算を用いて取り入れるか、計算上の不確かさとして考慮される場合が多い。軽水炉では、燃料集合体核定数作成コードと炉心計算コードの2段階で計算が行われるが、高速炉ではしばしば燃料集合体を均質と見なして、そのまま炉心計算コードだけを使って計算される。ただし、最近では高速炉でもピン単位の非均質な効果を正確に取り扱う手法が開発されており、軽水炉で採用されている「燃料集合体-炉心」の2段階で計算が行われるようになりつつある。

他方、高速炉においては、軽水炉には見られない中性子ストリーミング (neutron streaming) と呼ばれる現象が無視できない。冷却材のナトリウムは、燃料や構造材と比較すると中性子の透過性が格段に大きいため、あたかも川の流れるようにナトリウムの部分を通して中性子が漏れいする。高速炉では、制御棒が上方に引き抜かれた後の部分にはナトリウムが満たされており、そのナトリウム・チャンネル (sodium

注10.28: 炉心計算においては、燃料集合体内の構造を平均化して取り扱い、燃料集合体一体を径方向に2×2メッシュなど比較的粗く分割して解析する場合が多い。そのため、このようなメッシュ分割でも精度の高い結果が得られる近代ノード法が一般的に用いられる。近代ノード法では、メッシュ内の中性子束分布を関数(多項式や拡散方程式の解析解である三角関数、双曲線関数など)で表現することで、計算精度の向上を図っている。なお、最近、燃料棒一本一本を直接メッシュに割り当てて計算を行う詳細メッシュ計算についても実用化が図られている。

channel) や燃料集合体内のナトリウム部分で主にこの現象が起き、鉛直方向に中性子の流出が起こる。この現象を正確に取り扱うには、中性子の飛行方向を精度よく考慮できる輸送理論が不可欠であり、特に、燃料-ナトリウムの非均質構造を考慮した輸送計算が重要になる。

第4章で学んだ拡散理論は、中性子の飛行方向の角度分布を近似的に扱っていることから、特定の方向に中性子が飛行することによって起こる中性子ストリーミング効果を精度よく計算することは難しい。また、炉心からブランケットへ流入する中性子の挙動にも、輸送計算が重要な役割を果たす。特に、ブランケットでの ^{238}U の捕獲反応率を計算することは、高速炉の第一の使命である増殖性能に直接関わる問題であり、今もなお輸送計算法の高度化が図られている。

10.6 まとめ

本章では、軽水炉 (PWRおよびBWR)、高速増殖炉 (FBR) の炉心設計および炉心計算システムについて説明した。本文中でも記述したように、炉心設計は、核設計のみならず、熱水力設計・燃料の機械設計など様々な要素が複雑に関連する。そのため、核設計の概要のみならず、核設計と熱水力・機械設計などとの関連についても簡単な説明を行った。

炉心設計を行うための炉心解析システムは、上記のように複雑な現象を取り扱うことから、必然的に大型のものとなる。このようなシステムを開発するためには、原子炉物理の知識のみならず、プログラミングに関する豊富な経験と深い知識が要求される。