

「もんじゅ」特集

「もんじゅ」の設計

3. 原子炉及び炉心

高速増殖炉開発本部・原型炉建設部・原子炉課、機械課

原研番号：51-4

3. Reactor System

Reactor Section and Mechanical Engineering  
Section, Monju Construction Division,  
FBR Development Project

本原子炉はプルトニウム・ウラン混合酸化物を燃料とするナトリウム冷却の高速増殖炉である。定格出力時の冷却材温度は原子炉容器入口で397℃、原子炉容器出口で529℃であり、ナトリウムの沸騰温度に比べて十分低い温度で運転されるため、軽水炉のように原子炉を加圧する必要はない。また、炉心における核分裂反応は、ナトリウムによる中性子減速の効果が小さいため主として高速中性子によるものである等、軽水炉と異なる特徴を有している。本節では高速炉の特質に着目しながら、「もんじゅ」の原子炉及び炉心について述べる。

**Key Words:** LMFBR, Monju, Reactor Vessel, Fuel, Control Rod, Core Component, Core Structure, Upper Core Structure.

3.1 概要

原子炉及び炉心を構成する要素は、図3-1及び図3-2に示すように、原子炉容器、燃料集合体、制御棒集合体、中性子しゃへい体、炉内構造物、炉心上部機構等である。

炉心は炉心燃料集合体、制御棒集合体並びにこれらの周囲を取囲むブランケット燃料集合体及び中性子しゃへい体等によって構成され、全体としてはほぼ六角形の断面をなしている。炉心燃料領域はプルトニウム富化度の異なる2種類の炉心燃料集合体よりなり、高富化度の炉心燃料集合体を外側に配置することにより、出力平坦化を行った2領域炉心としている。

炉心燃料集合体は、上下に軸方向ブランケット燃料を内蔵した密封型炉心燃料により構成し、更にその上下には中性子しゃへい体を設ける。炉心燃料領域の周囲には、ブランケット燃料集合体を円環状に配置し、増殖比を高めると同時に外部へ中性子の漏れを減少させる。ブランケット燃料集合体の外側には、中性子しゃへい体を配置し、反射体の役目を果たすと同時に、その外部の構造機器へ中性子照射量を軽減させる。

炉心は炉内構造物により原子炉容器の中心に配置

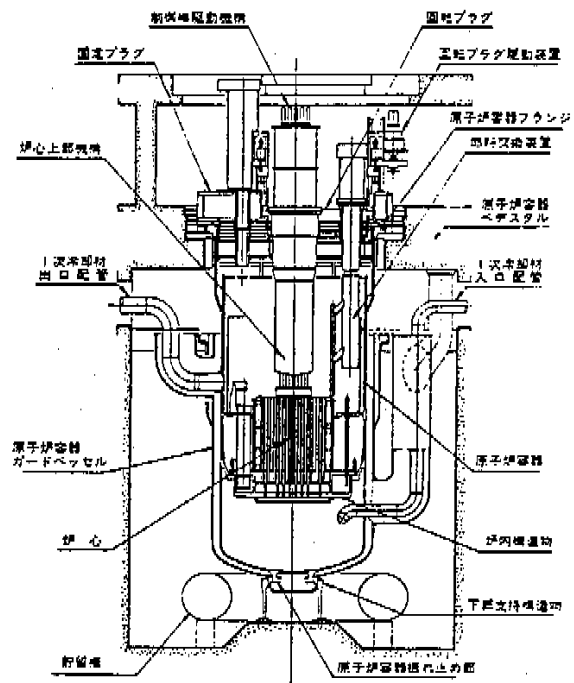


図3-1 原子炉容器内構造説明図

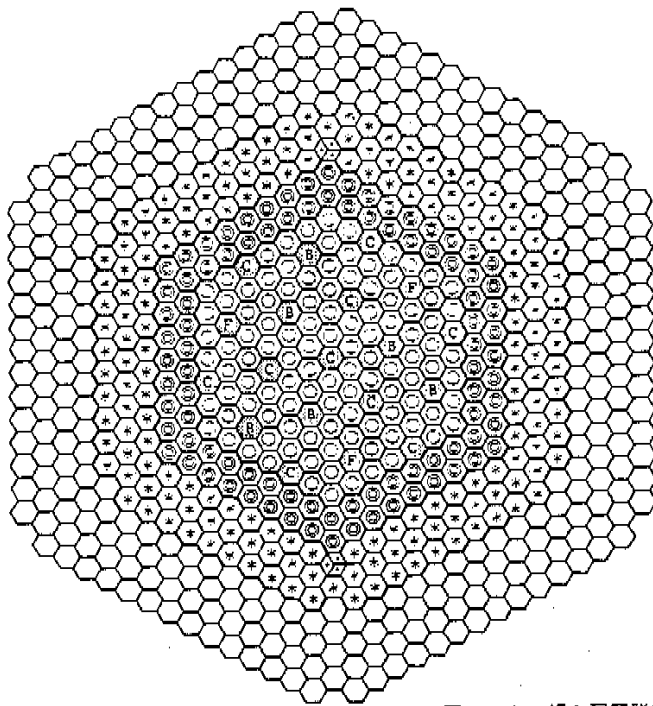


図 3-2 炉心配置説明図

炉心構成要素	記号	数量
炉心燃料集合体	内側炉心	108
	外側炉心	90
ブランケット燃料集合体	*	172
制御棒集合体	微調整棒	3
	粗調整棒	10
	後備炉停止棒	6
中性子源集合体	⊕	2
中性子しゃへい体	⬡	316
サーベイランス集合体	⬢	8

する。炉内構造物は燃料集合体等の炉心構成要素に対する誤装荷防止機能及び流量調節機能を有しており、原子炉容器下部で原子炉容器に支持される。

原子炉及び炉心の設備仕様の概略を表 3-1 に示す。

### 3.2 燃料

燃料には、炉心燃料集合体とブランケット燃料集合体の二種類がある。炉心燃料集合体は、燃料要素 169 本をワイヤスペーサを介して正三角形状に配列保持し、上部にハンドリングヘッド、下部にエントランスノズルを接合した正六角形状ラッパ管に収納したものである。炉心燃料要素は多数のプルトニウム・ウラン混合酸化物ペレットを、軸方向ブランケット用二酸化ウランペレットと共に、被覆管内に密封したものである。

ブランケット燃料集合体の外形は炉心燃料集合体とほぼ同一で、内部にブランケット燃料要素 61 本を、ワイヤスペーサにより正三角形状に配列保持している。ブランケット燃料要素は、多数の二酸化ウランペレットを被覆管内に密封したものであり、炉心燃料要素に比べて太径となっている。

燃料要素は使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、下記の方針を満足する

ようにしている。

- (1) 燃料最高温度は、酸化物燃料ペレットの融点に達しないように設計する。
- (2) 被覆管の歪みは、燃料集合体の機能を健全に保持しうる範囲に制限する。
- (3) 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリーブ破損を生じないように十分低く設計する。
- (4) 被覆管各部応力は、原則として A S M E B & P V Code Sec. III の基準に準拠して設計する。
- (5) 累積疲労サイクルは、クリーブによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。

上記設計にあたっては核分裂生成ガスの生成・放出、ペレットの熱膨張・スエリング、被覆管の熱膨張・スエリング・クリーブ及び弾性変形等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮している。

燃料集合体は原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成部品が原則として A S M E B & P V Code Sec. III の基準に準拠して十分な強度を有し、その機能が保持されるよう設計すると共に、輸送及び取扱い時に受ける通常の荷重に対しても十分な強度を有するよう設計している。

炉心出力分布の平坦化を計るため、プルトニウム富化度の異なる二領域炉心とし、更に炉心出口温度の平坦化のため、集集体出力に流量配分を見合わせて、内側炉心5、外側炉心3、ブランケット領域3の合計11流量領域の設計になっている。

「もんじゅ」燃料の燃焼度は、当初の間は集集体平均で55,000MWD/Tであるが、最終的に集集体平均で80,000MWD/T、集集体最大で94,000MWD/Tの燃焼度に達する。高速炉燃料の燃焼度は、軽水炉燃料よりも大きく、高燃焼度まで燃料の健全性を確保するために、低密度ペレット、低O/M、大きなブレナム体積比、優れた性能を持ったSUS 316相当ステンレス鋼の使用等で対応している。

表 3-1 原子炉及び炉心の設備仕様

原子炉熱出力	714MW	
1次冷却材流量	約15.3×10 <sup>6</sup> kg/h	
1次冷却材入口温度	約397℃	
1次冷却材出口温度	約529℃	
炉心燃料領域形状		
領域数	2	
有効高さ	約0.93m	
等価直径	約1.8m	
軸方向ブランケット厚さ		
上部	約0.3m	
下部	約0.35m	
半径方向ブランケット等価厚さ	約0.3m	
初装荷燃料装荷量		
炉心燃料領域	プルトニウム及びウラン	約5.9t
軸方向ブランケット	ウラン	約4.5t
半径方向ブランケット	ウラン	約13t
炉心燃料集集体数		
内側炉心		108体
外側炉心		90体
ブランケット燃料集集体数		172体
制御棒集集体数		19体
中性子源集集体数		2体
ソーハイランへ果石伝搬		
中性子しゃへい体領域装荷		8体
炉内ラック装荷		最大6体
炉心燃料平均取出し燃焼度		約80,000MWD/T
増殖比		約1.2
炉心燃料領域組成比		
燃料		約33.5vol%
冷却材		約40.0vol%
構造材		約24.5vol%
空隙		約2.0vol%

すなわち燃焼度の進展に伴う固体状及び気体状核分裂生成物の蓄積から生ずる燃料のスエリング量は、85%理論密度の低密度ペレットで吸収し、腐食雰囲気については、低O/Mペレットの使用で液相管内部腐食量を抑え、ブレナム内圧の増大には、十分大きいブレナム体積を設けることで過大にならないように対処している。

また冷却材、被覆管、燃料ペレットの温度評価には、工学的安全係数を設定する過程で、製作公差、物性値のばらつき、核計算誤差等を評価して十分保守的に計算している。その結果通常運転時の被覆管最高温度は、675℃以下となり、燃料ペレット最高温度は2350℃以下、116%過出力時においても2600℃程度に留まり、燃料最高温度の設定条件2650℃以下に抑えられている。

以下図3-3に炉心燃料集集体構造説明図、図3-4にブランケット燃料集集体構造説明図を示す。また表3-2に燃料集集体の設計値を示す。

### 3.3 原子炉容器内構造物

原子炉容器内構造物は、大別して炉内構造物及び

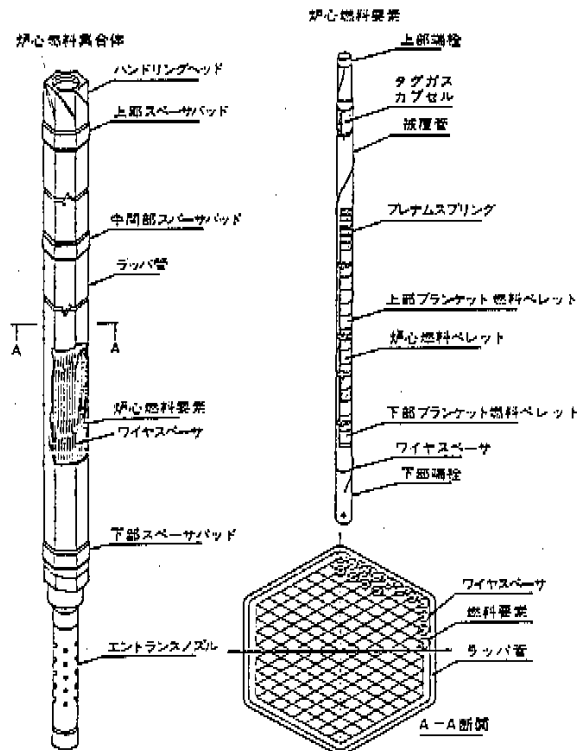


図 3-3 炉心燃料集集体構造説明図

表 3-2 燃料集合体の設計値

(1) 炉心燃料集合体	
(i) 燃料	
炉心燃料材料	プルトニウム・ウラン混合酸化物
核分裂性プルトニウム富化度	
初装荷燃料	約15wt%(内側炉心領域)
	約20wt%(外側炉心領域)
取替燃料	約16wt%(内側炉心領域)
	約21wt%(外側炉心領域)
ウラン組成	劣化ウラン
ペレット密度	約85%理論密度
軸方向ブランケット燃料材料	二酸化ウラン
ウラン組成	劣化ウラン
ペレット密度	約93%理論密度
ペレット直径	約5.4mm
ペレット長さ	約8mm(炉心燃料)
	約10mm(軸方向ブランケット燃料)
燃焼度	
初装炉心平均	約16,000MWD/T
平衡炉心平均	約80,000MWD/T
燃料集合体最高	約94,000MWD/T
燃料要素最高	約98,000MWD/T
ペレット最高	約130,000MWD/T
ペレット最高温度	
定格出力時	約2,350°C
最大出力密度時(過出力時)	約2,600°C
(ii) 被覆管	
材料	SUS316相当ステンレス鋼
外径	約6.5mm
厚さ	約0.47mm
被覆管-ペレット間隙(直径)	約0.16mm
被覆管最高温度(内厚中心)	
定格出力時	約675°C
(ii) 燃料集合体	
燃料要素配列	正三角形配列
燃料要素配列ピッチ	約7.9mm
集合体当り燃料要素本数	169
燃料要素全長	約2.8m
集合体全長	約4.2m
ラッパ管材料	SUS316相当ステンレス鋼
集合体間距離(六角形)	約105mm
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型
	グリッドスペーサ型
	(グリッド型炉心燃料集合体の場合)
スペーサの材料	SUS316相当ステンレス鋼
(2) ブランケット燃料集合体	
(i) 燃料	
材料	二酸化ウラン
ウラン組成	劣化ウラン
ペレット密度	約93%理論密度
ペレット直径	約10.4mm
ペレット長さ	約15mm
(ii) 被覆管	
材料	SUS316相当ステンレス鋼
外径	約12mm
厚さ	約0.5mm
被覆管-ペレット間隙(直径)	約0.2mm
(iii) 燃料集合体	
燃料要素配列	正三角形配列
燃料要素配列ピッチ	約13mm
集合体当り燃料要素本数	61
燃料要素全長	約2.8m
集合体全長	約4.2m
ラッパ管材料	SUS316相当ステンレス鋼
集合体間距離(六角形)	約105mm
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型
スペーサの材料	SUS316相当ステンレス鋼

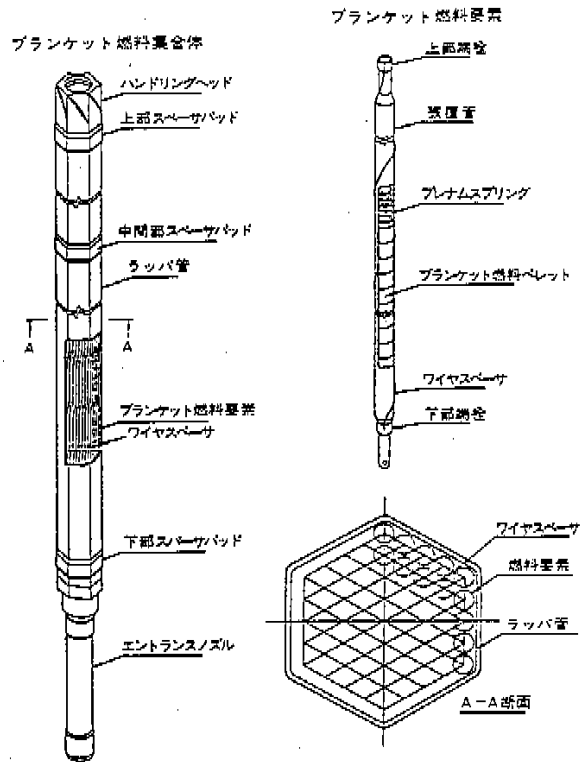


図 3-4 ブランケット燃料集合体構造説明図

表 3-3 原子炉容器内構造物主要設備の仕様

(1) 炉内構造物			
主要寸法			
炉内構造支持構造物	外径	約 6.3m	
	全高	約 1.7m	
炉心支持板	直径	約 3.7m	
炉心槽	外径	約 4.0m	
	全高	約 3.7m	
炉内ラック(10組)	外径	約 0.2m	
	全高	約 4.4m	
炉内中継ラック	外径	約 0.7m	
内筒	外径	約 6.6m	
	全高	約 5.9m	
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼		
(2) 炉心上部機構			
主要寸法			
しゃへい部胴	外径	約 2.6m	
	全高	約 2.7m	
継胴	外径	約 2.1m	
	全高	約 5.1m	
蒸気装置	最大径	約 2.0m	
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼		

炉心上部機構から構成されている。主な設備仕様を表3-3に示す。

炉内構造物は、原子炉容器に取付けられ、炉心燃料集合体、ブランケット燃料集合体、制御棒集合体中性子しゃへい体等から成る炉心を保持・位置決めすると共に、原子炉容器下部から各炉心構成要素への冷却材流路を形成し、炉心設計に基づく冷却材の流量を配分している。

炉内構造物の構造説明図を図3-5に示す。

炉心上部機構は回転プラグに挿付けられ、制御棒駆動機構などの案内及び保持の役目を果たすと同時に、燃料集合体出口の冷却材温度測定用熱電対等を収納している。炉心上部機構は上部ハウジング、上板、しゃへい部胴、継胴、熱しゃへい板、整流装置、各種案内管等から構成されている。炉心上部機構の構造図を図3-6に示す。このうちしゃへい部胴より下側が原子炉容器内構造物となる。

### 3.4 反応度制御設備

原子炉の反応度制御は制御棒によって行われる。制御棒は3本の微調整棒と10本の粗調整棒から構成される調整棒(13本)と後備炉停止棒(6本)に分けられている。

通常の起動、停止、出力制御は原子炉制御系の指示に従い調整棒によって行われる。原子炉の緊急停止は安全保護系の信号を受け原子炉停止系によって行われる。原子炉停止系は互いに独立な主炉停止系と後備炉停止系に分けられ、前者は調整棒により、後者は後備炉停止棒により構成されている。主炉停止系と後備炉停止系とはスクラム時の加速方式、制御棒の切離し方式等が異なり、多様性を有する構成となっている。

制御棒は、硼素-10を濃縮した炭化硼素ペレットをステンレス鋼性被覆管に納めた制御棒要素、これら制御棒要素を束ね支持する保護管、駆動機構の割

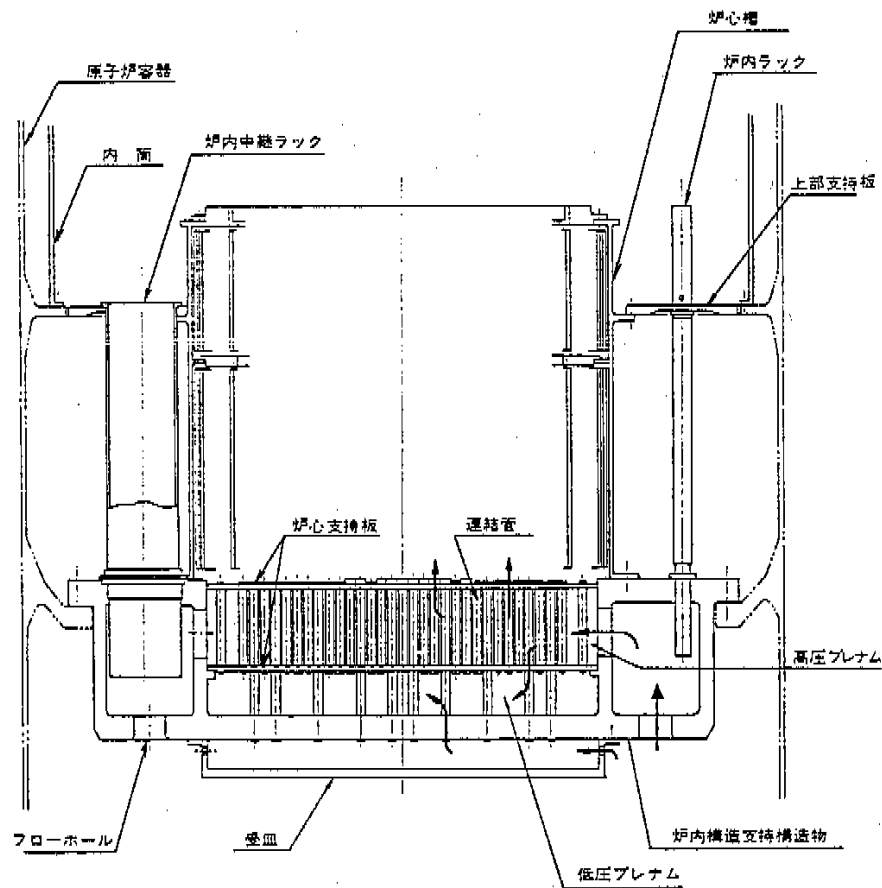


図3-5 炉内構造物構造説明図

御棒ラッチ機構に接続するためのハンドリングヘッド及び原子炉緊急停止動作の終りに緩衝作用を行う緩衝器等から構成されている。

制御棒駆動機構は、炉心にある制御棒をラッチ機構で把み、引抜き、原子炉制御系からの信号により制御棒の位置を調整し、更に、原子炉トリップ信号を受け制御棒を加速挿入する機能を有している。

制御棒駆動機構は駆動部と上部案内管・延長管類

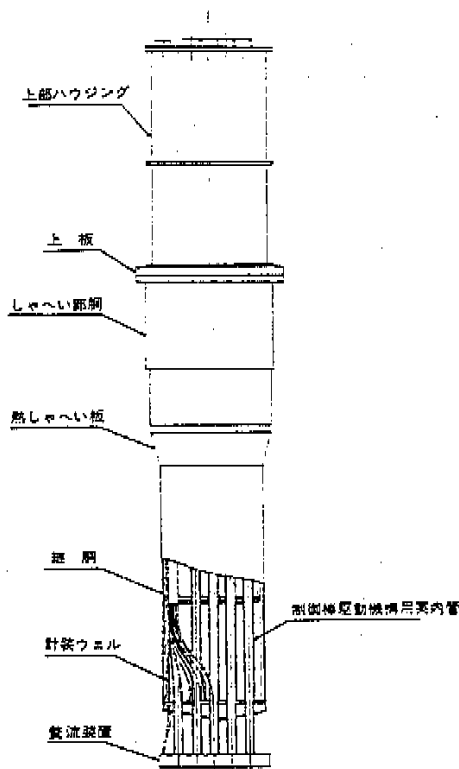


図 3-6 炉心上部機構説明図

から構成され、炉心上部機構上面に掘付け収納され、炉心上部機構により位置決め、案内保持され、炉心の制御棒を把むことができるようになっている。制御棒駆動機構の主要仕様を表 3-4-5 に、説明図を図 3-7-8 に示す。

### 3.5 その他の設備

原子炉容器の中には 3.2-3.4 節で示した設備の他に中性子源集合体、中性子しゃへい体、サーベイランス集合体、固定吸収体がある。

中性子源集合体はカリフォルニウム型で、外形形状は他の炉心構成要素とほぼ同一であり、燃料交換設備で炉心に装荷及び取出しができるようになっている。

中性子しゃへい体は、ステンレス鋼製で、半径方向ブランケット燃料集合体の外側に装荷され、炉心からの中性子を反射し、その漏れを防ぐと共に高速中性子やガンマ線をしゃへいし、その周囲の構造体を保護するものである。

サーベイランス集合体は、中性子しゃへい体の内部構造を一部変更することにより、原子炉容器など主要構造材の中性子照射等による材料特性の変化を定期的に監視する目的で炉内ラック及び中性子しゃへい体領域に設置する。

固定吸収体は、通常、炉心に装荷されず、過剰反応度が所定の値を上まわった場合にのみ半径方向ブランケット領域に装荷される。この固定吸収体は制御棒のように炉外から駆動されることはない。また、外形形状は他の炉心構成要素とほぼ同一であり、炭化硼素ペレットを封入した吸収体要素を内部に収納する構造となっている。

表 3-4 制御棒の設備仕様

	調整棒の設備仕様	後備炉停止棒の設備仕様
1本あたりの制御棒要素数	19	19
被覆管材料	SUS316相当ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼
吸収材材料	炭化硼素	炭化硼素
本数	微調整棒 3 粗調整棒 10	6
吸収材有効高さ	約 0.80m	約 0.93m
吸収材ペレット直径	約 13mm	約 15mm
被覆管外径	約 17mm	約 17mm
被覆管肉厚	約 2mm	約 1mm

表 3-5 制御棒駆動機構の設備仕様

	微調整棒用	粗調整棒用	後備停止棒用
本数	3	10	6
ストローク	約1.00m	約1.00m	約1.10m
駆動速度	最大約0.30m/min	最大約0.12m/min	約0.18m/min
スクラム時挿入時間 (原子炉トリップ遮断器 閉後全ストロークの85% 挿入まで)	1.2sec以下	1.2sec以下	1.2sec以下
駆動方式	電動機駆動	電動機駆動	電動機駆動
スクラム方式	保持用マグネット消磁 ストローク・ラッチ動作 伝達部及び調整棒が一体 で落下	保持用マグネット消磁 ストローク・ラッチ動作 伝達部及び調整棒が一体 で落下	保持用マグネット消磁 後備停止棒のみ落下
加速方式	ガス圧	ガス圧	スプリング力

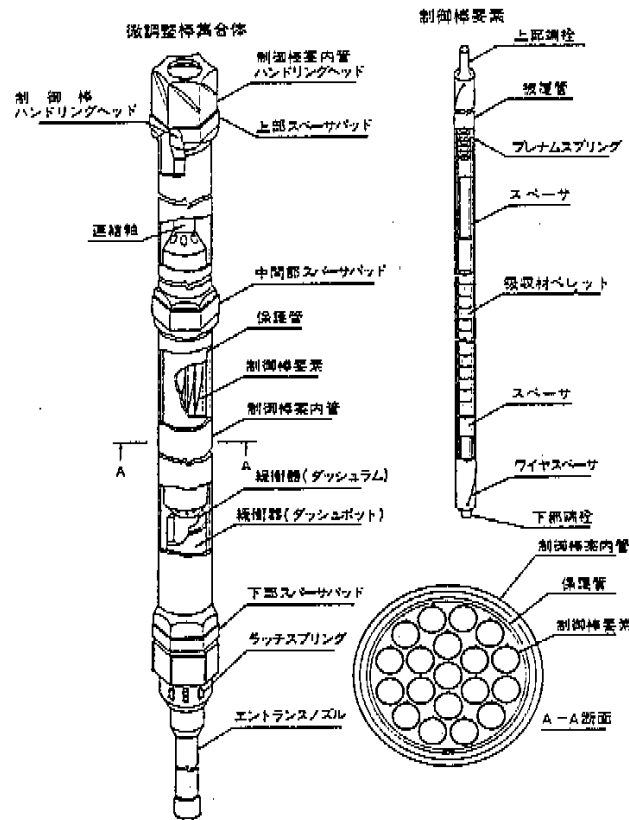


図 3-7 調整棒集合体構造説明図

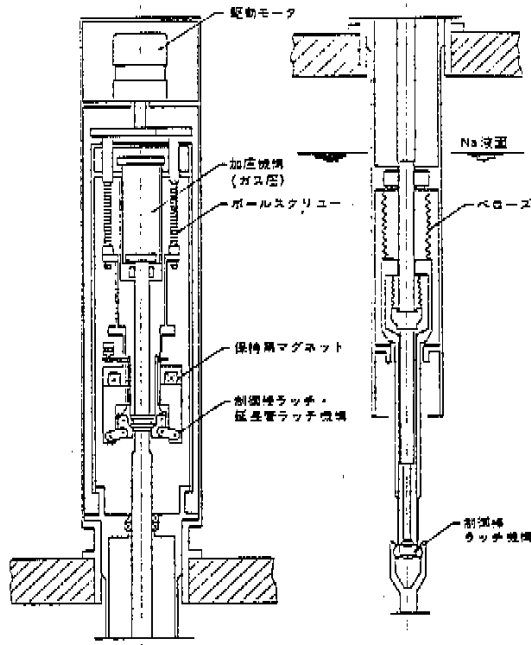


図3-8 制御棒駆動機構説明図(粗調整機)

### 3.6 核設計

本原子炉の核分裂反応は、主として燃料中の核分裂性プルトニウム (Pu-239、Pu-241) と高速中性子の反応により維持されるが、炉心燃料及びブランケット燃料中のウラン238は運転中に中性子を吸収してプルトニウム239に転換する。このプルトニウムは炉心の持つ反応度の減少を緩和する方向に寄与し、またブランケット燃料領域の出力分担率を燃焼と共に増加させることになる。したがって燃焼に伴う反応度の低下は軽水炉に比べて小さく、燃焼初期における炉心の過剰反応度を小さくすることができる。

核設計では、原子炉の反応度制御設備についてその機能分担と制御すべき反応度を設定し、所定の機能を持つことを確認している。また原子炉の制御上必要な反応度係数を算出し、固有の安全性を有することを確認している。更に原子炉熱出力に関しては、出力分布の平坦化実現のための配慮を行い、燃料の交換方式を設定している。

核設計計算は多群中性子拡散理論に基づく計算を基本とし、必要な場合は輸送計算コードで核特性値を評価し、輸送理論補正を行っている。この設計計算手法については、本原子炉のモックアップ実験である「モーツァルト」臨界実験、FCA、ZPPR臨

界実験等の解析によりその信頼性を確認している。

原子炉の反応度制御は制御棒で行う。調整棒は原子炉を運転するために必要な反応度を制御する機能を有しており、原子炉の出力や燃料の燃焼に伴う反応度変化を制御するのに用いる。一方制御棒はすべて原子炉停止系として原子炉の緊急停止機能を有し、3.4節で示したように互いに独立な2つの系統を構成している。したがって、緊急停止時は万が一どちらか一方が不動作の場合でも、他の系統で高温全出力状態から低温の状態まで、適切な余裕をもって炉停止できる。本原子炉の反応度バランスを表3-6に示す。

原子炉の運転特性及び安全評価に関係する反応度効果については、ドブドラ効果と燃料膨張効果が他の反応度効果に比べて大きく、負の反応度係数を有しているため、すべての運転範囲について出力係数は負であり、原子炉出力レベルの変動に対し自己制御性を持っている。また、制御棒挿入による中性子束分布の局所的な歪みが軽水炉に比べて小さく、本原子炉の中性子のエネルギー範囲では、核分裂生成物が強い吸収断面積を持つことがないので、中性子束分布の空間的振動は発生せず、炉心内の出力分布は安定である。

1 燃焼サイクルの期間は約148EFPD (換算全出力日) であり、各サイクルの燃料交換は炉心燃料集合体及びブランケット集合体について約殆ずつ行う。ただし当初の間は「常陽」等による「もんじゅ」燃料材の照射実績を蓄積しつつ炉心燃料集合体については約4/5ずつ交換する。この場合の1 燃焼サイクルの期間は123EFPDである。

核設計値を表3-7に示す。

表3-6 反応度バランス  $\times 10^{-2} \Delta k/k$

原子炉停止系 制御棒		初装荷炉心		平衡炉心	
		主炉停止系	後備炉停止系	主炉停止系	後備炉停止系
反応度バランス		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

\* 最大反応度値を持つ制御棒1本が、全引抜位置のまま挿入できないとした場合。

表 3-7 核設計値

燃料交換法	
炉心燃料集合体	5バッチ分散方式
ブランケット燃料集合体	5バッチ分散方式
額出力密度	
定格出力時炉心平均	約210W/cm
定格出力時炉心最高	約360W/cm
反応度係数	
ドップラ係数	$-(5.7\sim 7.6)\times 10^{-3}\frac{dk}{dT}$
燃料温度係数	$-(3.3\sim 3.9)\times 10^{-6}\Delta k/k/^\circ C$
構造材温度係数	$+(6.0\sim 10)\times 10^{-7}\Delta k/k/^\circ C$
冷却材温度係数	$+(1.0\sim 14)\times 10^{-7}\Delta k/k/^\circ C$
炉心支持板温度係数	$-(10\sim 12)\times 10^{-8}\Delta k/k/^\circ C$
出力係数	$-(9.4\sim 11)\times 10^{-8}\Delta k/k/MW$
1炉心燃料集合体最大ボイド反応度	$+(1.1\sim 1.5)\times 10^{-4}\Delta k/k$
即発中性子寿命	0.40~0.45 $\mu$ sec
実効遅発中性子割合	0.0034~0.0038

### 3.7 熱流設計

本原子炉の熱流特性は、核設計から得られた径方向出力分布、軸方向出力分布、燃料集合体内出力分布等を基に、熱出力、冷却材流量、圧力損失等を勘案して決定されている。

原子炉内の出力分布は燃料の燃焼状態、制御棒の挿入状態により変化するため、それらの状態を考慮して最も発熱量の大きくなる状態での発熱量を求め各炉心構成要素の発熱量としている。

炉心構成要素は、その種類、炉内に装荷される場所に応じて発熱量に差がある。そこで炉内に導かれる冷却材の有効利用を図り、燃料やブランケット集合体の定格出力時被覆管最高温度がそれぞれほぼ均一になるように流量配分を行っている。各流量領域の流量は、燃料被覆管最高温度がほぼ均一になるようにし、且つ炉心燃料集合体の定格出力時被覆管最高温度（肉厚中心）が675℃を越えないように定められている。ブランケット燃料要素は燃料温度、被覆管の内圧等で炉心燃料要素より大きい設計余裕があるため、被覆管最高温度を炉心燃料より高くすることができる。定格出力時のブランケット燃料被覆管の最高温度は約700℃である。

燃料の温度については、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても燃料ペレットの溶融を生じない設計とするため、原子炉の過出力時に2,650℃以下となるように設計している。燃料最高温度の評価は被覆材-燃料ペレット間のギャップコンダクタンス、混合酸化物ペレットの熱伝導度及び燃料ペレットの組織変化を考慮し定格出力運転時及び116

表 3-8 熱流設計値

熱出力	約714MW
1次冷却材全流量	約 $15.3\times 10^6$ kg/h
1次冷却材原子炉容器入口温度	約397℃
1次冷却材原子炉容器出口温度	約529℃
出力ピーキング係数	
燃料集合体	約1.42
軸方向	約1.21
局所	約1.01
過出力係数	約1.16
工学的安全係数	
炉心燃料集合体	
燃料体	約1.20
被覆管	約1.26
冷却材	約1.25
ブランケット燃料集合体	
燃料体	約1.27
被覆管	約1.32
冷却材	約1.32
燃料最高温度	
定格出力時	約2,350℃
最大出力密度時(過出力時)	約2,600℃
被覆管最高温度(肉厚中心)	
定格出力時炉心燃料集合体	約675℃
定格出力時ブランケット燃料集合体	約700℃
冷却材最高温度	
定格出力時炉心燃料集合体	約559℃
定格出力時ブランケット燃料集合体	約596℃

％過出力状態について行っている。

熱流設計値を表3-8に示す。

### 3.8 動特性解析

もんじゅ発電所のプラント制御方式は、プラント出力の出力指令に主冷却系流量がほぼ比例するように制御し、同時に原子炉出力を調整し、タービン発電機出力を追従させる方式を採用している。このため設計条件である±10%ステップ及び±5%/分のランプ状の出力変更や50%以内の急激な負荷減少(タービンバイパス系を併用する)に対しては、所定の熱平衡状態からあまり逸脱しない特性を持ち、原子炉容器入口及び出口ナトリウム温度、主蒸気温度等の主要な温度の変動を小さく抑えることができる。更に主蒸気圧力を制御することにより、所定の蒸気条件が得られるようにしている。

このような特性はプラントをシミュレートした解析コードにより評価されており、設計条件の範囲において原子炉がトリップすることなく安定した運転が行えることを確認している。