

# 「もんじゅ3次設計」の概要

## 高速原型炉グループ\*

### 1. まえがき

高速増殖原型炉を使用する発電プラント「もんじゅ」の設計は、昭和43年に始められた予備設計以来「高速原型炉1次設計」、「もんじゅ1次設計」、「もんじゅ2次設計」を経て「もんじゅ3次設計」に引継がれた。「もんじゅ3次設計」は昭和47年12月から48年3月まで原燃工、東芝、日立、富士、三菱の五社によって行なわれ、引き続き幹事会社である三菱が、この各社による設計の総合的な調整を行なった。この設計は今後「調整設計(I)」、「調整設計(II)」へと引継がれ、それと並行して行なわれるチェックアンドレビュー、安全審査などを経て50年度の建設着工に備えられる。

今回行なった「もんじゅ3次設計」では、研究開発の成果、海外情報などをいれてプラント全般の詳細化と調整を図るとともにチェック、アンドレビューの資料を作成し、安全審査の予備的説明ができる設計とすることに主眼をおいた。

今回の設計に参加した各社の主な設計分担は三菱がプラントの基本計画と全般のまとめ、炉心設計、安全設計、建屋、格納容器、電気設備および付属設備を、東芝が原子炉本体とタービン発電機を、日立が熱輸送系を、富士が燃料取扱系と廃棄物処理系を担当した。また燃料集合体については前記5社が、制御棒駆動機構、炉心拘束機構および諸設備については東芝、日立三菱が、蒸気発生器については東芝、日立、富士、三菱がそれぞれ担当した。

「もんじゅ3次設計」の作業範囲としては、

プラント各部の設計のほか検討項目として、1次主冷却系で補助炉心冷却系を共用する共用型と、2次主冷却系と補助炉心冷却系を別箇に配置する別置型との比較検討、希ガス除去装置を組込んだガス系および廃棄物処理系の検討、再熱と非再熱の検討の3項目を含めた。

### 2. 「もんじゅ3次設計」の概要

この設計では上記の主眼に基づいて、当事業団の「もんじゅ3次設計技術仕様書」とこれを補助する各種設計基準にしたがって作業が進められた。設計内容としてはおもに次の点で「もんじゅ2次設計」から変更が行なわれた。すなわち(1)原子炉格納方式を1次、2次の2重格納方式にした、(2)原子炉および1次冷却系を1重配管方式とした、(3)補助炉心冷却系の1次系を1次主冷却系と共同にした、(4)ブランケット燃料最内周部を炉心燃料と交換可能な構造とし、その部分の出口流量、温度を測定するようにした。

なお、このプラントについて、動特性解析を行なった結果、「もんじゅ」はすぐれた制御特性を示すことがわかった。表1にプラントの主要目を示す。

プラント全体の配置は図1の鳥瞰図に示すようになっている。原子炉と1次ナトリウム系が中央のセミダブル形の原子炉格納容器におさめられ、この原子炉格納容器のまわりに短形の原子炉補助建屋が配置されている。原子炉補助建屋の内部では中央の原子炉格納容器に対して燃料取扱建家がその左側に、2次ナトリウム系蒸気発生器およびタービン発電機の建家が右側

\*動力炉核燃料開発事業団・高速増殖炉開発本部

表1. 高速増殖原型炉「もんじゅ」の主要目

原子炉型式	ナトリウム冷却・ループ型
熱出力	714 MW
電気出力	300 MW
燃料	$\text{PuO}_2\text{-UO}_2$
炉心寸法	
等価直径	1780 mm
高さ	900 mm
容積	2230 lit
プルトニウム濃縮度 (Pufiss%)	内/外炉心
初期	15.99/21.77
平衡	15.51/21.61
燃料インベントリ	
炉心 (U+Pumetal)	$5.6 \times 10^3 \text{ kg}$
ブランケット (Umetal)	$1.77 \times 10^4 \text{ kg}$
取出し燃料平均燃焼度	80,000 MW D/T (目標)
燃料被覆材	SUS32
燃料被覆材外径/肉厚	6.5/0.45 mm
被覆材許容最高温度	700°C
出力密度	292 KW/ℓ
ブランケット厚さ (軸/半径方向)	350 (上・下共)/300 mm
増殖率 (初期/平衡)	1.17/1.15
原子炉出入口温度 (入口/出口)	390/540°C
2次系温度 (高温側/低温側)	515/320°C
原子炉容器寸法 (高さ/直径)	17,620/7,000 mm
ループ数	3
ポンプ位置 (1, 2次系)	コールドレグ
蒸気発生器型式	ヘリカルコイル貫流分離型
蒸気圧力 (主/再熱)	132/32.2 kg/cm <sup>2</sup> g
蒸気温度 (主)	487°C
燃料交換方式	単回転プラグ固定アーム方式
燃料交換間隔	6ヶ月

に配置されている。

原子炉格納容器は2重格納方式となっており、1次格納施設は1次冷却系室と炉上部ピットを含む原子炉ピットからなり、2次格納施設はセミダブル形の原子炉格納容器からなっている。このうち1次格納施設は運転中不活性ガス雰囲気としている。

原子炉で発生する熱は図2に示すように、いわゆる「ループ型」で構成される1次ナトリウム系によって取り出される。冷却材は原子炉容器の下部から導入され、炉容器のほぼ中央部から流出するようになっている。この熱輸送系は

3ループで構成されている。1次ナトリウム390°Cで原子炉に入り、540°Cに熱せられるが、この熱は縦形平行流式の間熱交換器を介して2次系のナトリウムを320°Cから515°Cに熱し、その熱はさらに蒸気発生器により水側へ伝えられる。水は240°Cでヘリカルコイル型の伝熱管をもつ蒸気発生器に供給され、127気圧483°Cの過熱蒸気となって発電機に直結するタービンへ送られる。1次系も2次系もポンプはコールドレグに置かれている。原子炉の熱出力は714 MWで、電気出力は300 MWである。

主1次冷却系は1重配管方式の、高所水平ひ

1 原子炉 2 原子炉格納容器 3 原子炉格納容器上部 4 原子炉格納容器下部 5 原子炉格納容器下部 6 原子炉格納容器下部 7 原子炉格納容器下部 8 原子炉格納容器下部 9 原子炉格納容器下部 10 原子炉格納容器下部 11 原子炉格納容器下部 12 原子炉格納容器下部 13 原子炉格納容器下部 14 原子炉格納容器下部 15 原子炉格納容器下部 16 原子炉格納容器下部 17 原子炉格納容器下部 18 原子炉格納容器下部 19 原子炉格納容器下部 20 原子炉格納容器下部 21 原子炉格納容器下部 22 原子炉格納容器下部 23 原子炉格納容器下部 24 原子炉格納容器下部 25 原子炉格納容器下部 26 原子炉格納容器下部 27 原子炉格納容器下部 28 原子炉格納容器下部 29 原子炉格納容器下部 30 原子炉格納容器下部 31 原子炉格納容器下部 32 原子炉格納容器下部 33 原子炉格納容器下部 34 原子炉格納容器下部 35 原子炉格納容器下部 36 原子炉格納容器下部 37 原子炉格納容器下部 38 原子炉格納容器下部 39 原子炉格納容器下部 40 原子炉格納容器下部 41 原子炉格納容器下部 42 原子炉格納容器下部 43 原子炉格納容器下部 44 原子炉格納容器下部 45 原子炉格納容器下部 46 原子炉格納容器下部 47 原子炉格納容器下部 48 原子炉格納容器下部 49 原子炉格納容器下部 50 原子炉格納容器下部 51 原子炉格納容器下部 52 原子炉格納容器下部 53 原子炉格納容器下部 54 原子炉格納容器下部 55 原子炉格納容器下部 56 原子炉格納容器下部 57 原子炉格納容器下部 58 原子炉格納容器下部 59 原子炉格納容器下部 60 原子炉格納容器下部 61 原子炉格納容器下部 62 原子炉格納容器下部 63 原子炉格納容器下部 64 原子炉格納容器下部 65 原子炉格納容器下部 66 原子炉格納容器下部 67 原子炉格納容器下部 68 原子炉格納容器下部 69 原子炉格納容器下部 70 原子炉格納容器下部 71 原子炉格納容器下部 72 原子炉格納容器下部 73 原子炉格納容器下部 74 原子炉格納容器下部 75 原子炉格納容器下部 76 原子炉格納容器下部 77 原子炉格納容器下部 78 原子炉格納容器下部 79 原子炉格納容器下部 80 原子炉格納容器下部 81 原子炉格納容器下部 82 原子炉格納容器下部 83 原子炉格納容器下部 84 原子炉格納容器下部 85 原子炉格納容器下部 86 原子炉格納容器下部 87 原子炉格納容器下部 88 原子炉格納容器下部 89 原子炉格納容器下部 90 原子炉格納容器下部 91 原子炉格納容器下部 92 原子炉格納容器下部 93 原子炉格納容器下部 94 原子炉格納容器下部 95 原子炉格納容器下部 96 原子炉格納容器下部 97 原子炉格納容器下部 98 原子炉格納容器下部 99 原子炉格納容器下部 100 原子炉格納容器下部

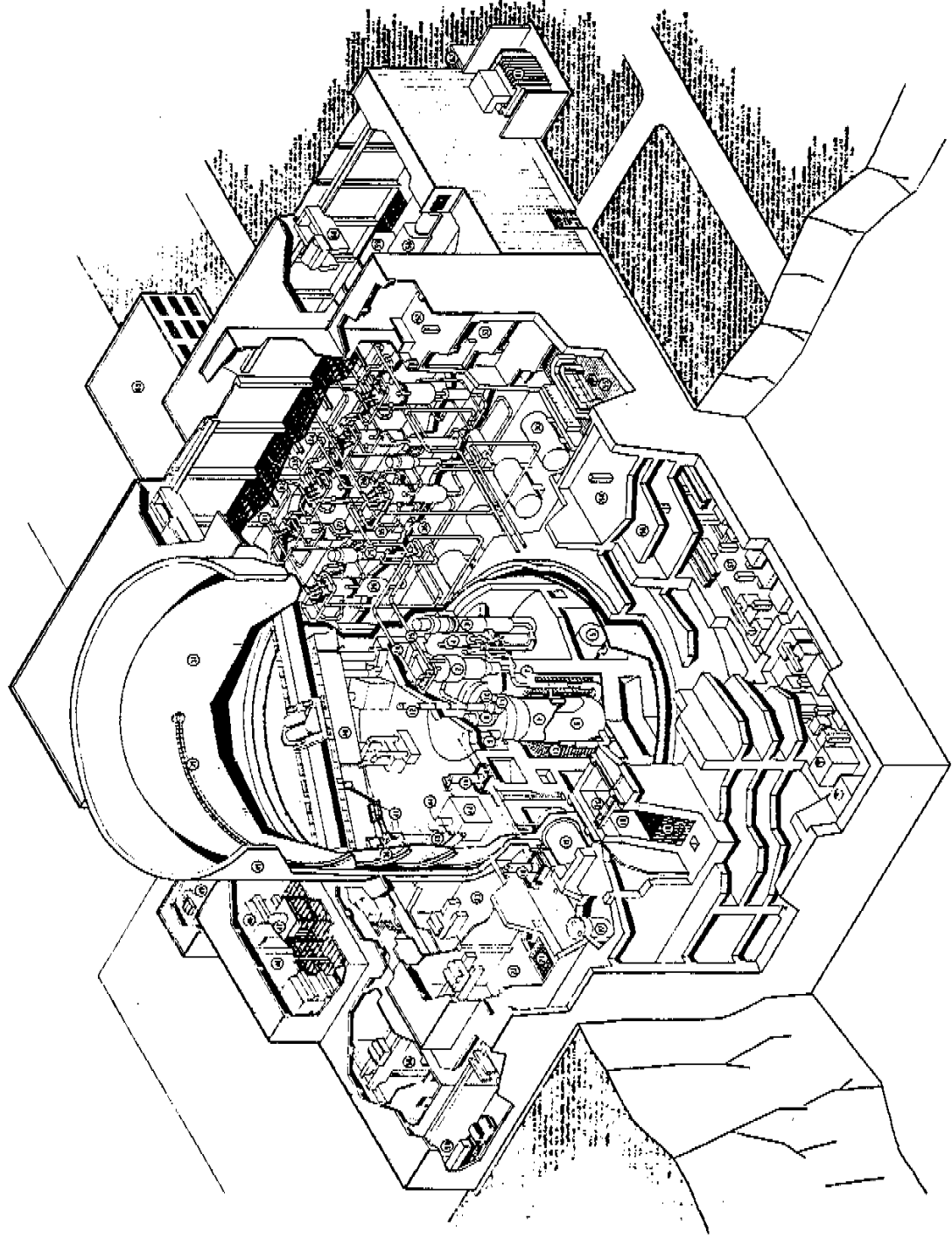


図 1 「もんじゅ」の概観

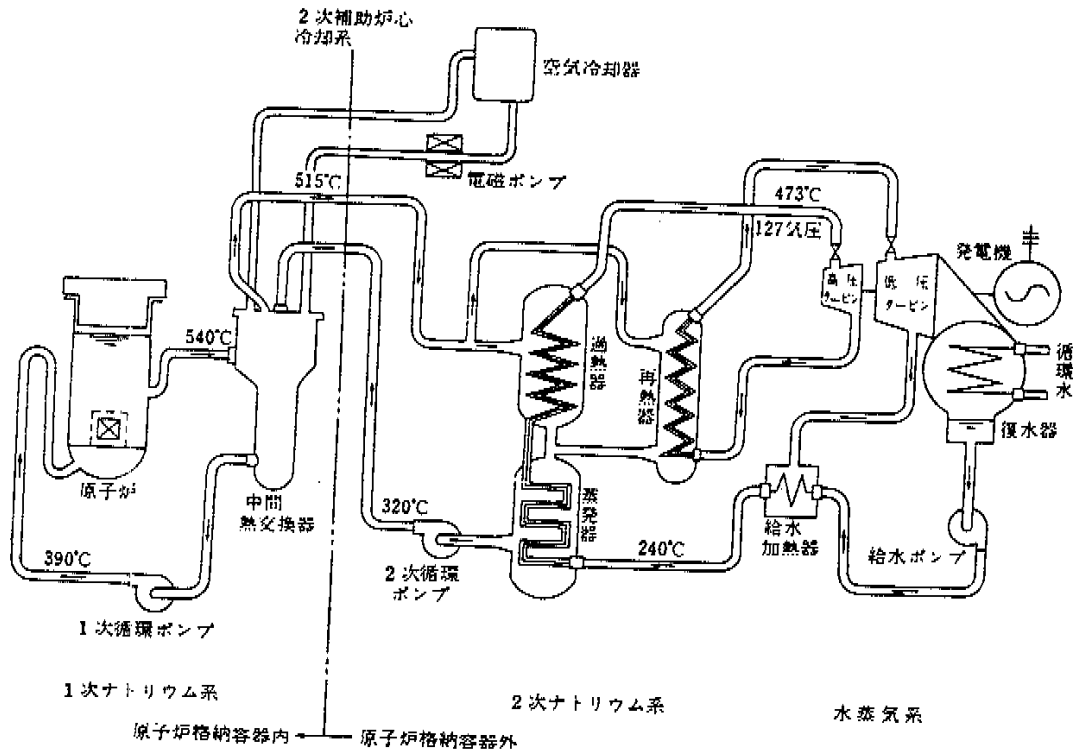


図2. 「もんじゅ」主系統概要図

きまわしとし、原子炉容器、主ポンプ、中間熱交換器にはガードベッセルを設けている。また運転中は主1次冷却系配管からのガス巻込みを防止するためカバーガス圧を約 $0.3\text{kg/cm}^2$ に加圧する。

この主熱輸送系以外に、燃料交換時および緊急時に炉心の熱を除去するため補助炉心冷却系が設けられている。

補助炉心冷却系の1次系は3系統ある1次主冷却系と共用している。このため中間熱交換器は補助炉心冷却用の伝熱コイルを組込んだ一体形となっており、補助炉心冷却系運転時は主ポンプのポニーモータを作動させるものとし、自然循環による炉心冷却も可能となっている。

以上のほか3 MW程度のメンテナンス冷却系を設けて必要な場合、燃料頂部観察ができるようにしている。

原子炉は炉心構成要素と炉内構造物を収納する原子炉容器および遮蔽プラグから構成されて

いる。炉心は円筒形でPuの富化度の異なる2領域に分けられ、炉心燃料はPu-U混合酸化物を、ブランケット燃料と呼ばれるプルトニウム増殖用の燃料には軸方向、半径方向とも減損ウラン酸化物を用いる。炉心燃料の燃焼度は取出燃料で平均 $80,000\text{MWD/T}$ であり、炉全体のプルトニウム増殖率は平衡炉心で1.17である。

なお炉心はブランケット燃料最内周の一部を炉心燃料と交換可能な設計を採用しており、これら交換された炉心燃料出口でも流量、温度が計測されるようになっている。

燃料要素はガスプレナムを上部に置く密封一体型で燃料集合体中に六角形状に配置されている。燃料集合体は炉心燃料では169本(タイロッドを含む)、径方向ブランケット燃料では61本の燃料要素から成り、被覆管はすべてステンレス鋼SUS316製である。集合体は全長4200mmで遮蔽体を内蔵している。

炉心を流れるナトリウムは下から上へ流れる。

炉心内流量配分は固定オリフィス方式により行なわれ、炉心入口でのナトリウム流入は横流入方式である。また燃料集合体の支持はハイドロリックホールドダウンによっている。

炉心の出力制御と起動、停止は19本の制御棒で行なうが、そのうち12本は調整棒、7本は安全棒である。

炉心には集合体の熱変形およびステンレス鋼の中性子照射に基因するスエリングによる彎曲および体積膨張あるいは地震による振動等を適当に制限し、かつ炉停止時には確実に燃料交換ができるようにするため、炉心外部あるいは内部に、半径方向に炉心を拘束する機構が設けられている。炉内構造物は原子炉容器下部に固定する方式をとり、また炉心中心と炉容器のそれとは一致する様に設計されている。

燃料交換操作は平衡炉心においては約6ヶ月間隔で行ない、交換時には炉心燃料とブランケット燃料の1/5と、制御棒を交換する。ただし炉心燃料は炉心周囲に配置されている貯蔵ラックにおいて次の燃料交換時まで貯蔵された後、炉外に搬出される。

炉内の燃料取扱いは固定アーム、パンタグラフ方式の交換機により、燃料は炉心-貯蔵ラック-炉内中継機構の間に移送が行なわれる。

使用済燃料は、この交換機により炉内中継機構の下部に取り付けられているポットに挿入され、次いで燃料出入機案内筒を通過して炉外に取り出される。格納容器外へは炉外中継機構およびキャスクカーにより、貯蔵槽に移送され、冷却される。次にこの冷却された燃料は地下台車および回転移送機によって洗浄設備に送られ、洗浄される。洗浄された燃料は洗浄後、水プールに貯蔵される。

一方、新燃料は地下台車、キャスクカー、炉外中継機構、燃料出入機の順に使用済燃料の移送と逆の経路で炉内に挿入される。

### 3. 炉心

炉心部およびブランケット部は196本の炉心燃料集合体と174本のブランケット燃料集合体によって構成されておられ、全体として直径2390

表2 炉心構成概要

炉心構成	
炉心	
形状	円柱
高さ	900mm
等価直径	1,780 mm
炉心L/D	0.51
炉心容積	2,230 l
領域数	2
ブランケット	
軸方向厚さ(上/下)	350/350mm
半径方向厚さ	300mm
炉心構成要素	
炉心領域1(6列)	108本
炉心領域2(2列)	88本
制御棒(吸収体B <sub>2</sub> C)	19本
中性子源	2本
半径方向ブランケット(3列)	174本
サーベランス集合体	8本
中性子遮蔽体(4列)	324本
全長	4,200mm
ピッチ間隔	115.6mm
炉心中心位置(炉心支持板より)	1,305mm
体積比	
炉心及軸方向ブランケット	
燃料	32.8%
冷却材	41.3
構造材	23.4
ボイド	4.5
半径方向ブランケット	
燃料	44.8%
冷却材	34.2%
構造材	19.3
ボイド	1.7

mm、高さ1600mmの円筒形に近い形をしている。炉心部は等価直径1780mm、高さ900mmの円筒形で、上下方向は炉心燃料集合体と一体になったブランケットで、また半径方向はブランケット燃料集合体で完全にかこまれている。炉心部には19本の制御棒案内管が配置されていて炉の出力制御、停止のために12本の調整棒と7本の安全棒が挿入される。12本の調整棒は3本の微調整棒と9本の粗調整棒に分けられている。

これらの炉心構成要素は、原子炉容器に固定された2枚の支持板によって支持されている。配置は図3に示すようになっている。

炉心は出力を平担化するためにPuの富化度の異なる2領域に分けられている。平衡炉心では内側の炉心領域1にはPu富化度16.0a/oの108

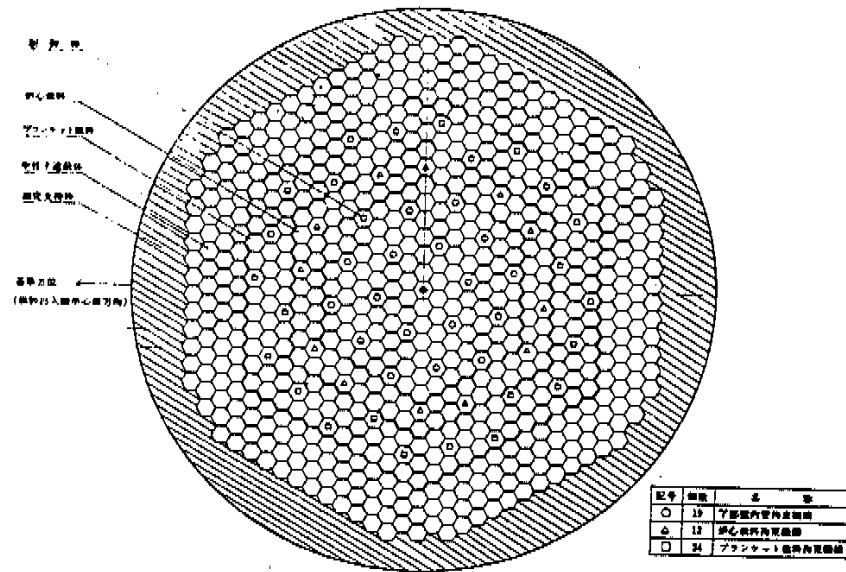


図3 「もんじゅ3次設計」炉心断面

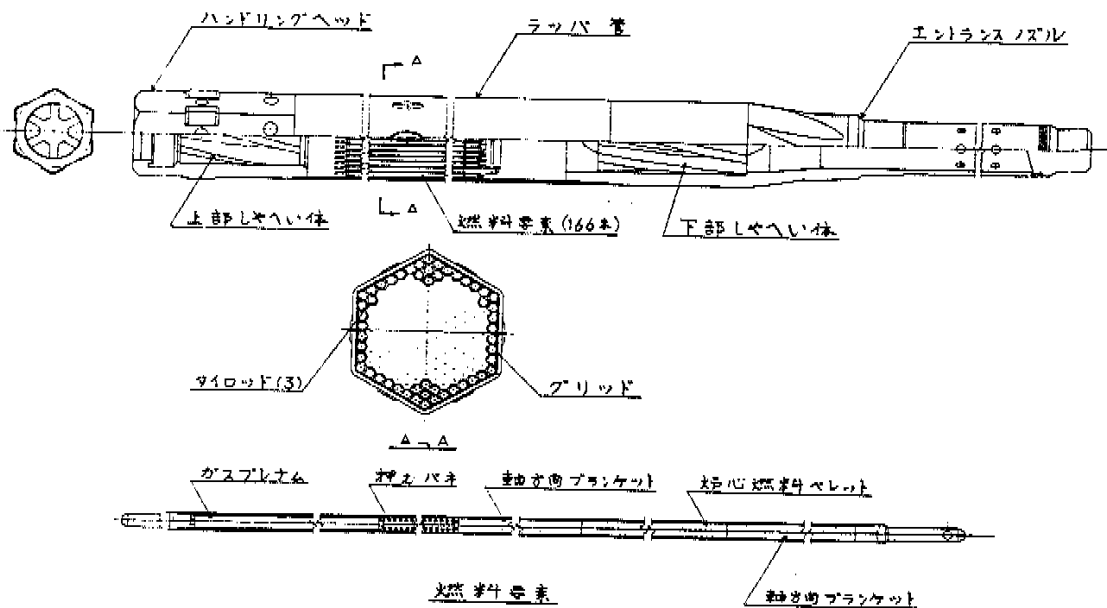


図4 「もんじゅ3次設計」炉心燃料集合体（グリッド型）

本の炉心燃料集合体が、その外側には、Pu富化度21.8a/oの88本の炉心燃料集合体が装荷される。表2に炉心構成の概要を示す。

炉心燃料集合体は図4に示すように、管外対面間距離110.6mmの六角形のラップ管と呼ばれ

るステンレススチール製の筒の中に169本の軸方向ブラケットと一体になった燃料ピンがおさめられたものである。この筒の上部には集合体取扱い用ヘッドがついており、下部には集合体の支持と、冷却材ナトリウムの流入部を兼ね

ている入口ノズルがついている。炉心燃料はPu-Uの混合酸化物で密度85%TDのペレット状のものが外径6.5mm、肉厚0.45mmのSUS316でできた被覆管の中におさめられている。この被覆管は全長2695mmで、その上部から順に、ガスプレナム、上部軸方向ブランケット、炉心燃料、下部軸方向ブランケットがおさめられた一体密封型管である。

ブランケット燃料にはU<sup>235</sup>含有率0.2w/oの減損ウランが使用される。炉心燃料部の長さは900mmである。ラッパ管内の燃料ピンはスペーサーによりピンピッチが7.9mmとなるように配置されている。燃料ピンの最大線出力は116%の過出力時に474w/cm、定格時の被覆管最高温度は700°C、過出力時の燃料最高温度は2700°Cとしている。

炉心部には燃料集合体ラッパ管の熱彎曲、高速中性子照射によるステンレス鋼のスエリングとかクリープなどにより出力係数や温度係数が正になるようなことを防ぐため、および集合体の残留変形のために燃料の取出しとか装荷に支障をきたすことを防止するために、いわゆる炉心拘束機構が設けられている。この拘束機構としては炉外周辺部からしめつけるものと、内部でしめつけるものとの両方が考えられている。

炉心燃料装荷量はPuとU合わせて $5.58 \times 10^3$  kgである。燃料の交換は6ヵ月に1回行ない炉心は5バッチ分散方式で、ブランケットは内側1列を5バッチ分散方式、外側2列を10バッチ分散方式で交換する。負荷率80%として平均取出燃料燃焼度は80,000MWD/Tが期待されている。増殖率は平衡炉心初期で1.17、末期で1.15と計算されている。燃焼による反応度変化は初期で2.29%Δk/kで平衡時には2.54%Δk/kとなっている。

原子炉の熱出力は平衡炉心初期には炉心で約91%、残りが半径方向および軸方向ブランケットで発生されるが、プルトニウムが蓄積してくるに従ってブランケット内の核分裂の割合は増して、平衡炉心末期でその出力比は炉心で88.9%、軸方向と半径方向ブランケットで11.1%となる。

原子炉を冷却材が通るときの平均上昇温度は150°Cに設計されている。このときの冷却材流量は $13.53 \times 10^6$  kg/hrでその流量配分率は炉心に77.3%、半径方向ブランケットに15.0%、バイパスに7.7%となっている。各燃料集合体内での冷却材の温度上昇を同一に保つために、炉心を構成している各燃料集合体については、その冷却材入口ノズルの挿入される上下支持板の間に流量調節機構を設けて、冷却材流量を調節するようになっている。冷却材は、ノズル側面にあけられた流入孔を横に流れて入り、ノズル内を上昇する。冷却材の上昇流によって集合体が浮き上らないように、上下支持板間の高圧プレナムの圧力と、下部支持板下の低圧プレナムの圧力差を利用したハイドロリック・ホールドダウン方式によって、集合体は押えられている。

なお今回の設計においてはブランケット最内周部を炉心燃料と交換可能な構造とした場合の炉心熱出力、反応度バランス等の検討も行なわれた。

#### 4. 原子炉構造

原子炉構造は図5に示すようにその関連構造物も含めて次のような部分から構成されている。すなわち原子炉容器、遮蔽プラグ、炉心上部機構、炉内構造物および安全容器である。

原子炉容器はステンレス鋼SUS304で作られており、その大きさは炉容器内径が7,000mm、肉厚が40mm、炉容器全高が17,620mmである。遮蔽プラグのおさめられる炉容器上部フランジの部分は、その外径が8,300mmになっている。原子炉容器はこのフランジの部分で原子炉容器をとりこんでいるベテスタル部で支えられており、容器の熱膨脹は下方へ逃がすようになっている。

炉容器は、炉容器からの冷却材漏洩が仮に発生したとしても、漏洩を容易に検出することおよび冷却材の喪失を防ぐために、炉容器と一体になったガードベッセルでおおわれている。炉容器とガードベッセルの間にある空間は、炉容器の子熱ガス用空間としても利用される。1次主冷却系入口ノズルは26Bで炉容器の下部鏡板部に3方向に取付けられている。出口側ノズル

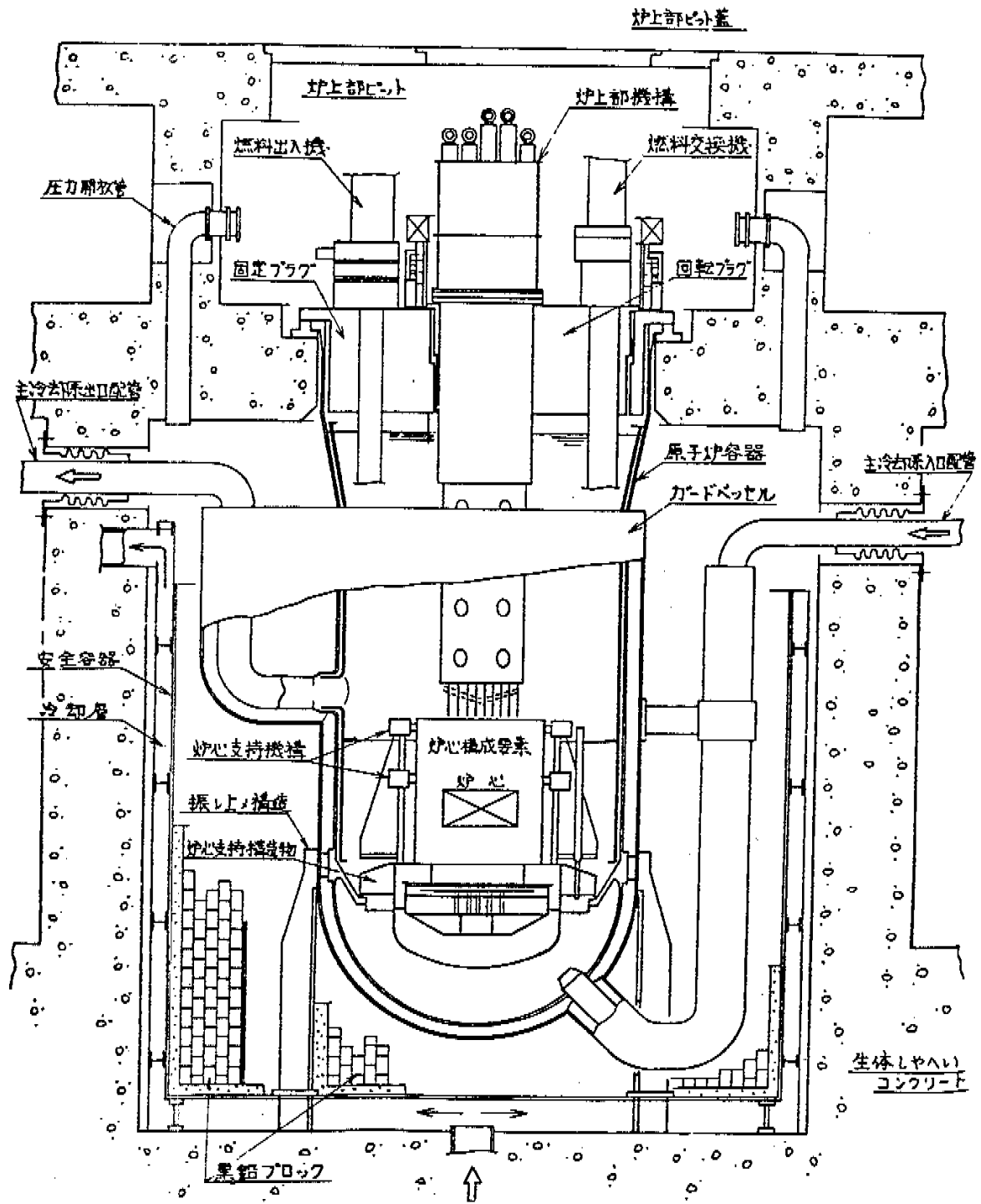


図5 「もんじゅ 3次設計」原子炉構造図

は32Bで炉容器上部の円周方向の3カ所に取付けられている。この他に炉容器上部には、メンテナンス冷却系の入口、出口ノズルおよびオーバーフロー系の出口ノズルが取付けられている。

原子炉容器はガードベッセルを介して安全容器に取りついたられ振れ止め機構によって地震時に横方向の振れがないように設計されている。

原子炉容器とガードベッセルは、さらに安全容器におさめられており、原子炉容器とか1次冷却系配管類が仮に破損して冷却材の漏洩がおきても、原子炉容器内のナトリウムレベルの低下を制限し、炉心の冷却が十分行なえるようになっている。原子炉容器と安全容器の間の空間には、グラファイトブロックが積み込まれ、中性子しゃへいと空間内容積の制限の機能を持たせてあり、通常時、安全容器は気密構造とされ、周囲は窒素ガスで冷却する。

原子炉構造上部には、炉上部ピット室が設けられており、これを気密構造とすることにより、1次格納施設のバウンダリーを形成している。通常運転時、しゃへいプラグ搭載機器は、全てこの中に収納される。

原子炉容器の上部には厚さ2600mmのしゃへいプラグが設置されている。しゃへいプラグは固定プラグとその中心から1135mm偏心した位置に回転の中心をもつ回転プラグとから構成されている。回転プラグはこれに設置される燃料交換機と共に燃料取扱時に回転できるようになっている。回転プラグ上には、制御棒駆動機構その他の炉上部機構、燃料交換機、破損燃料位置検出装置が設置される。固定プラグ上には、炉内中継機構、回転プラグの駆動装置、油圧装置、マンホール、炉内検査装置用グミープラグ、液面測定装置、アルゴンガスヘッダー、電気設備端子盤等が設置される。

炉心上部機構は円筒プラグ形で、大きさは上部フランジ外径が2,580mm、全高が14,210mmであり、下端は燃料集合体頂部の上60mmの所にくる。炉心上部機構には制御棒駆動機構と制御棒駆動軸案内管がそれぞれ22本、各燃料集合体の出口温度測定用熱電対及び流量計測装置等が設置さ

れる。

燃料を除く炉内構造物としては、燃料その他の支持構造物と冷却材・流量配分機構、79本の使用済燃料炉内貯蔵ラック、炉内中継機構、炉心の外部拘束機構、4層で324本のステンレスチール製中性子しゃへい体等から構成されている。

炉内構造物は、炉心支持構造を介して炉心の全重量を原子炉容器下部サポートで支える。炉心支持構造の上には上、下炉心支持板、炉心支持バレルが取付き、炉心構成要素は支持板に設けられた正三角形配列の穴にさし込まれる。炉心支持板には外部炉心拘束機構が取付き、炉心構成要素を周囲から拘束する。炉心支持構造の下には低圧プレナム流量調節のための円錐状仕切板があり、さらにその周囲を囲んで整流板がある。

炉心流量は、炉心燃料集合体については、整流板を通ったナトリウムが、上下支持板の間から高圧プレナムに入って集合体入口ノズルにあけたオリフィスと連結管スリットによって各列毎に流量調節されて集合体に入るようになっている。ブランケット燃料と制御棒については、整流板を通ったナトリウムが下部の円錐状仕切板に設けたオリフィスを通して減圧され、更に低圧プレナムのオリフィスを通して減圧されて流れる。中性子しゃへい体への流量は専用の低圧プレナムを設けて高圧プレナムからオリフィスを通じて減圧される。貯蔵ラックについても専用の低圧プレナムを設け強制冷却をしている。

炉心支持バレルと原子炉容器の間には炉内中継機構トランスファーラックと炉内貯蔵ラックがある。上部プレナムには炉内中継機構用ガイドがある。

通常運転時の原子炉容器内のナトリウム液面は燃料頂部から7,200mm(しゃへいプラグ下面から500mm)の位置にあり、炉内構造物はすべてナトリウムの中にある。ナトリウムの自由液面は圧力3000mmAqのアルゴンガスでおおわれている。

## 5. 燃料取扱系

燃料取扱系は、炉容器内燃料交換系、燃料出

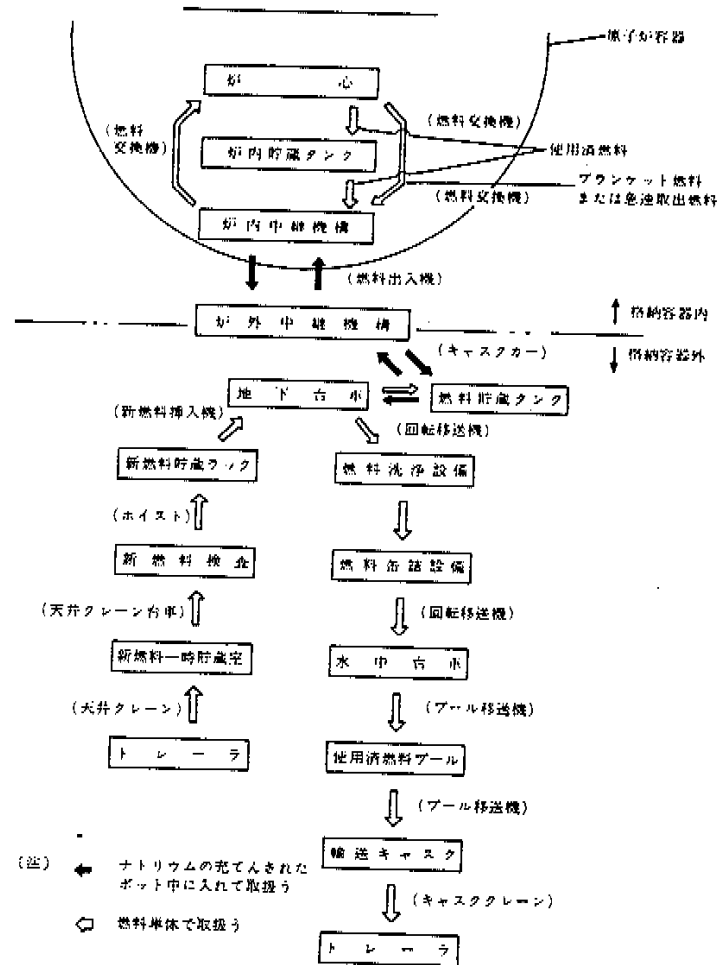


図6 燃料取扱手順

入機、格納容器内外の中継を行なう炉外中継機構および燃料受入貯蔵設備系によって構成される。燃料取扱手順を図6に示す。

使用済燃料の一本当りの平均崩壊熱は炉停止10時間後でも約40KWあるので、それを直接炉外に取り出すことはむずかしい。したがって取替えるべき使用済燃料は一旦炉の外周にある炉内貯蔵ラックに貯蔵して6ヵ月の冷却期間をおいた後に炉容器外に取出される。また、炉停止後、燃料の急速取出しを行いたいときのことも考えて設計されている。この使用済燃料はパンタグラフ式の燃料交換機によって炉内中継機構に置いてあるナトリウムの入った取出用ポットに挿入され、そこから燃料出入機によって原子炉容器外にポットに入ったままの状態を取り出

される。その後は図6に示されるような経路で炉外中継機構を通り洗浄され、缶詰めにされて使用済貯蔵プールに貯蔵された後再処理のために外部へ送り出される。新燃料の受入れは使用済燃料の取り出し経路と逆の順序で行なわれる。炉内燃料取扱いのための燃料交換機つかみヘッドの位置決めは、回転プラグの位置と交換機アームの回転位置の組合わせによって行なわれる。1本あたりの燃料交換所要時間は炉内における使用済と新燃料の交換サイクルと、格納容器外のそれらのサイクルのいずれかの長い時間で支配されるが、実際にはこれらがほぼ同じであり約40～50分である。燃料交換機のパンタグラフ機構は、炉の運転中は原子炉容器外に取り出されて保管される。