

# 「もんじゅ」調整設計(II)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として計画されている「もんじゅ」の設計は、昭和43年に予備設計が認められ、その後高速原型炉1次設計、「もんじゅ」1次設計、「もんじゅ」2次設計、「もんじゅ」3次設計を経て、「もんじゅ」調整設計(I)が行われ、これを基盤にして「もんじゅ」調整設計(II)が、昭和49年10月より昭和50年9月まで、原燃工、東芝、日立、富士、三菱の5社によって行われ、三菱が幹事会社となり、総合的な調整が行われた。

今回行った調整設計(II)は調整設計(I)を基盤にして、研究開発の成果、海外情報、現地立地条件などを加味し、ライセンスブルで合理的な設計を行うとともに、「もんじゅ」建設につながる機器設備設計のつめを行い、チェック・アンド・レビュー、安全審査の説明ができる設計にすることを主眼にした。

今回の設計に参加した各社の設計分担は、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、原子炉容器と炉内構造物、建家、格納容器、電気設備および付属設備を、東芝が原子炉容器プラグ、2次冷却系、タービン発電機を、日立が1次冷却系と補助炉心冷却系を、富士が燃料取扱系、廃棄物取扱系とタービン発電機を担当した。

また燃料集合体については、原燃工、東芝、日立、三菱、制御棒駆動機構については東芝、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。

また諸設備は東芝、日立、富士、三菱の4社

で分担した。

### 2. 「もんじゅ」調整設計(II)の概要

調整設計(II)では、上記の主眼にもとづいて、動燃事業団の「もんじゅ」調整設計(II)技術仕様書と、これを補助する各種設計基準に従って設計が行われた。

設計の内容は「もんじゅ」調整設計(I)を基盤にして、さらに詳細なつめが行われたが、次の点が合理的設計の見地より変更となった。

- (1) メインテナンス冷却系および炉外中継機構を廃止して合理的設計をはかり、格納容器外径を51mから49.5mに縮小し、高さも約91mから約80mに減少をはかった。
- (2) 1次系配管の中性子ストリーミングを考慮し、炉容器室よりの貫通部を二重貫通部とし、しゃへいに留意した。
- (3) 現地整地の条件を考慮し、補助建屋の配置などの変更を行った。
- (4) 燃料集合体、SG、CRDの仕様統一をはかった。

なお、このプラントについて動特性解析を行った結果、「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。

プラント全体の主要設備の配置は、図1に示す通りである。原子炉と1次ナトリウム系が中央の原子炉格納容器に納められ、この原子炉格納容器のまわりに矩形の原子炉建家が配置されている。原子炉格納容器は外径49.5m、高さ80.9mであり、それを囲んだ外部しゃへい壁は、トップドーム付となっている。原子炉補助建屋の

\* 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	714MW
電気出力	300MW
燃料	$\text{PuO}_2\text{-UO}_2$
炉心寸法	
等価直径	1,790mm
高さ	930mm
容積	2,340lit
プルトニウム濃縮度(Puiss%)	内/外炉心
初期	15.0/21.1
平衡	14.9/20.5
燃料インベントリ	
炉心 (U+Pumetal)	$5.9 \times 10^3 \text{ kg}$
ブランケット (Umetal)	$1.75 \times 10^4 \text{ kg}$
取出し燃料平均燃焼度	{ 55,000MWD/T (当面) 80,000MWD/T (最終目標)
燃料被覆材	SUS316
燃料被覆材外径/肉厚	6.5/0.47mm
被覆材許容最高温度(肉厚中心)	675°C
出力密度	273KW/e
ブランケット厚さ(軸/半径方向)	上300mm, 下350mm/306mm
増殖率(初期/平衡)	1.20/1.20
原子炉出入口温度(入口/出口)	397/529°C
2次系温度(高温側/低温側)	510/320°C
原子炉容器寸法(高さ/直径)	17,800/7,100mm
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)	132/32.2kg/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	約6ヶ月

内部では、中央の原子炉格納容器に対し、海側から見て左側に燃料取扱建屋がある。炉外中継機構廃止により、燃料出入機は原子炉格納容器と燃料取扱建屋を走行する。

蒸気発生器は原子炉容器右側に配置され、さらにその右側にタービン発電機建屋が配置されている。

原子炉格納容器は、2重格納容器となっており、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室からなり、2次格納施設は、原子炉格納容器とそれを囲むトッパームをもった外部しゃへい壁からなっている。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胴部から導入され、炉容器のほぼ中央から流出する。この熱輸送系は3ループで構成されている。1次ナトリウムは、397°Cで原子炉に入り、加熱されて原子炉出口で529°Cとなる。この熱は、縦型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510°Cに加熱し、その熱は、さらに蒸気発生器より水側に伝えられる。水は240°Cでヘリカルコイル型の蒸気発生器に供給され、過熱器をへて、127kg/cm<sup>2</sup>g、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714MWで、電気出力は発電端で300MWである。

主1次冷却系は、1重配管方式の高所水平ひきまわしとし、原子炉容器、主ポンプ、中間熱交換器、配管の一部には、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、約0.5kg/cm<sup>2</sup>g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ー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。

原子炉は、炉心構成要素と炉内構造物を取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混合酸化物を富化度の異なる2領域に分け、炉心燃料はPu-U混合酸化物を使用し、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し燃料で、平均で当面55,000MWD/T、最終目標80,000MWD/T

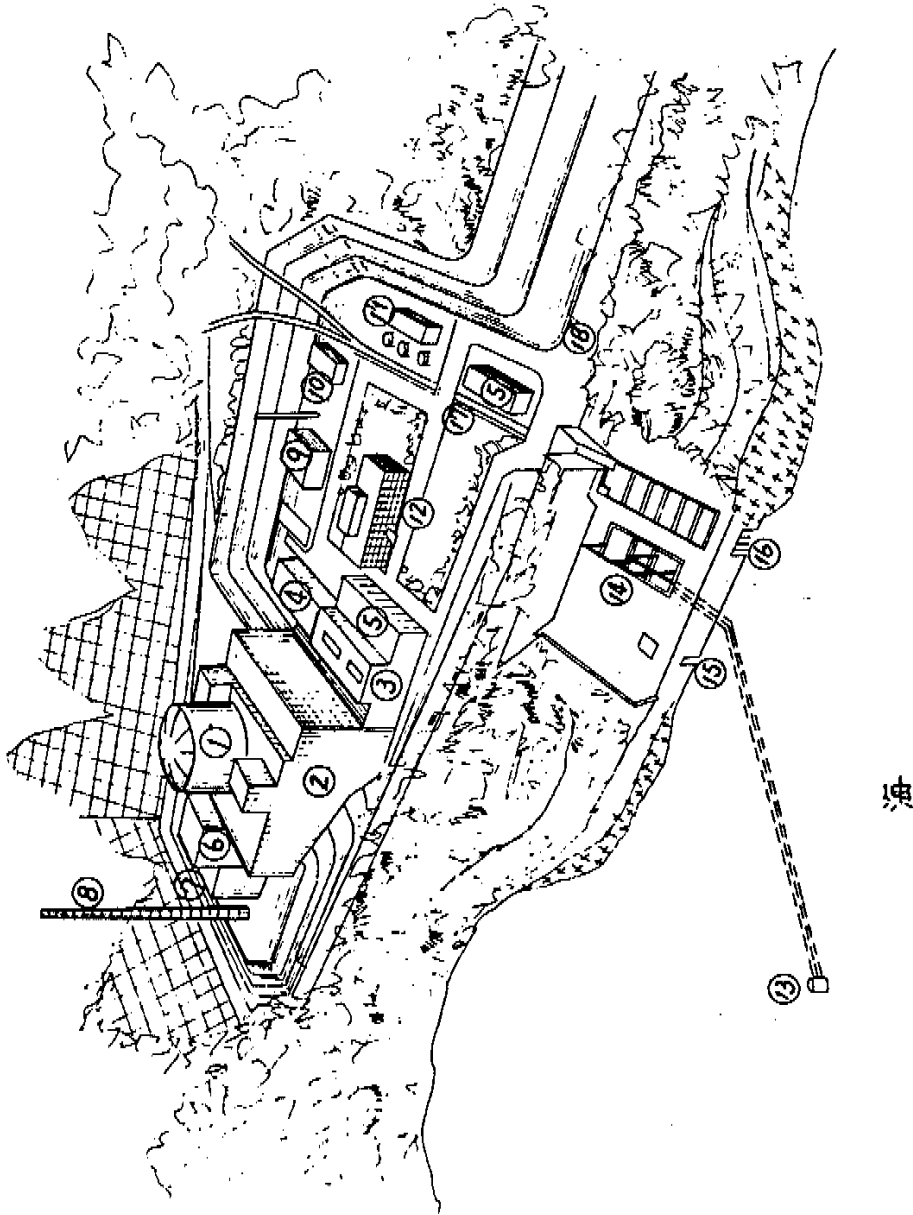


図1 「もんじゅ」プラント配置図

番号	名称
1	原子炉格納施設
2	原子炉補助建物
3	タービン建物
4	ディーゼル発電機建物
5	変圧器およびGIS
6	メンテナンス建物
7	廃棄物処理貯蔵建物
8	排気筒
9	補助ボイラー建物
10	排水処理施設
11	淡水供給設備
12	事務管理建物
13	海水給水塔
14	給水ポンプ施設
15	非常用給水口
16	放水口
17	一般排水路
18	輸出入道路

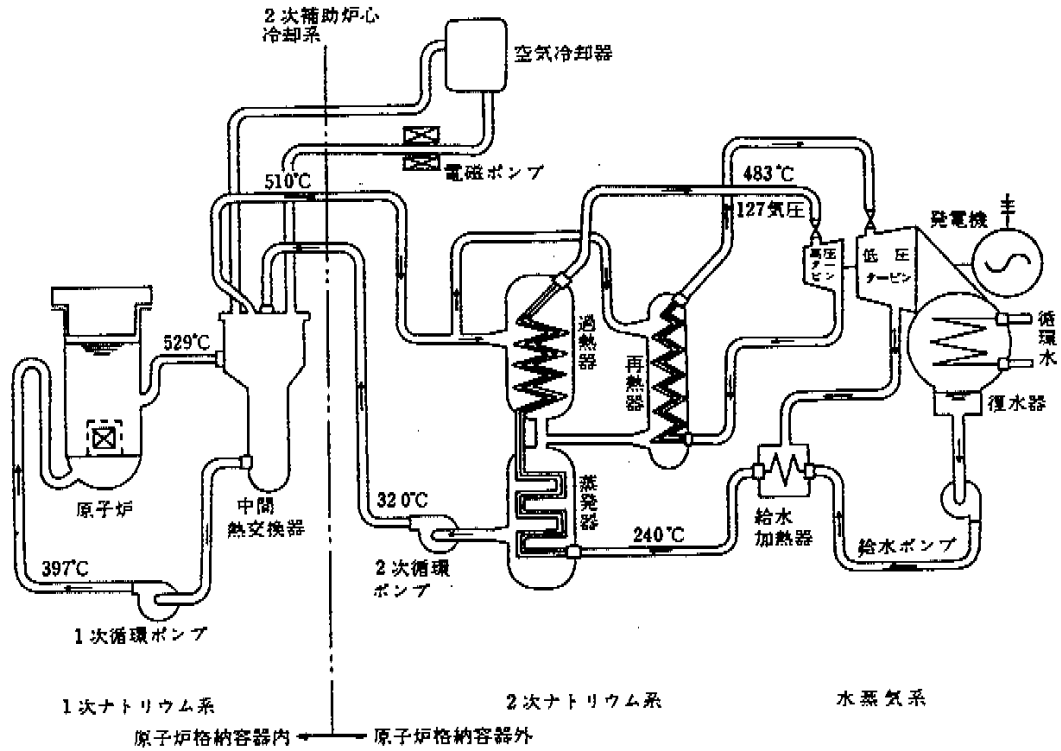


図2 「もんじゅ」主系統概要図

であり、炉全体のプルトニウム増殖率は平衡炉心で約1.2である。なお炉心燃料とブランケット最内層は流量、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おり、ワイヤ形スペーサーで支持される。燃料集合体は、炉心燃料では169本、半径方向ブランケット燃料では61本の燃料要素からなり、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われ、炉心入口でのナトリウム流入は横流入方式とし、原子炉容器と入口配管との接合部の供用期間中検査を可能のようにしている。

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

で行うが、そのうち12本は調整棒、7本は安全棒である。スクラム機能は、安全棒はもちろん調整棒にも、もたせている。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起因するスウェリングによる彎曲、および体積膨脹、あるいは地震による振動などを適度に制限し、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ように設計されている。

原子炉容器には、内筒を設置し、また原子炉容器まわりの遮蔽材に蛇紋岩コンクリートを、また、原子炉容器と蛇紋岩コンクリートの空間には、部分的にボロンカルシヤを使用し、安全容器を設けず、事故時のナトリウム最終保持を、原子炉容器まわりのガードベッセルでうけもたせている。

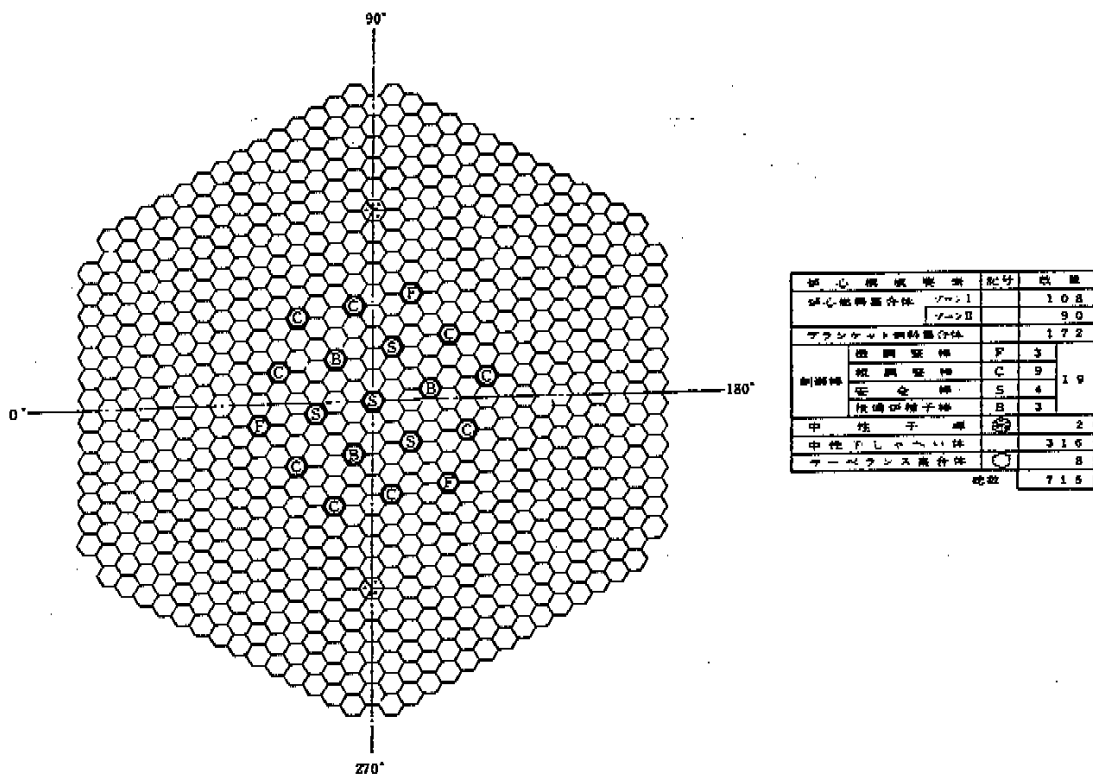


図3 「もんじゅ」調整設計(II) 炉心断面

燃料交換操作には、平衡炉心において約6ヶ月間隔で行い、交換時には、炉心燃料の1/4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、つぎの燃料交換時まで貯蔵されたあと、炉外に搬出される。

炉内の燃料取り扱いには、固定アーム、バンダグラフ方式の交換機により、燃料は、炉心-貯蔵ラック-炉内中継機構の間で移送が行われる。

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、ついで燃料出入機案内筒を通過して炉外に取り出され、燃料出入機に内蔵されて貯蔵槽に移送され、冷却される。つぎに冷却された燃料は、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、缶詰後、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、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、198本の炉心燃料集合体と、172本のブランケット燃料集合体によって構成されており、全体として直径2390mm、高さ1600mmの円筒形に近い形をしている。炉心部は等価直径1790mm、高さ930mm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囲まれている。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。

表2 炉心構成概要

炉心構成	
炉心	円柱
形状	930mm
高さ	1,790mm
等価直径	0.52
炉心L/D	2,340ℓ
炉心容積	2
領域数	
ブランケット	
軸方向厚さ(上/下)	300/350mm
半径方向厚さ	306mm
炉心構成要素	
炉心領域1(6列)	108本
炉心領域2(2列)	90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)	172本
サーベランス集合体	8本
中性子遮蔽体(4列)	316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)	1,365mm
体積比	
炉心及軸方向ブランケット	
燃料	33.5%
冷却材	40.1
構造材	24.4
ボイド	2.0
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

炉心は出力を平坦化するため、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 fissile富化度14.9w/oの108本の炉心燃料集合体が、その外側には、Pu富化度20.5w/oの90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、管外対面距離110.6mmの六角形のラッパ管と呼ばれるステンレススチール製の筒の中に、169本の軸方向ブランケットと一体になった燃料ピンがおさまられたものである。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、内厚0.47mmのSU S 316でできた被覆管の中におさまられている。この被覆管は、全長2,695mm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まられた一体密封型管である。ラッパ管内の燃料ピンは、スペーサにより、ピンピッチが7.9mmとなるように配置されている。炉心燃料要素の支持法は、集合体の圧力損失の点で有利であることなどから、ワイヤ型を採用した。なお、圧力損失が改善された場合の、グリッド型燃料集合体の採用の可能性は残されている。

ブランケットの燃料には、U<sup>235</sup>含有率0.2w/oの減損ウランが使用される。燃料要素の支持法は、従来どおりワイヤ型である。燃料ピンの最大線出力は、116%の過出力時に458w/cm(高温点因子を含む)、過出力時の燃料最高温度は、2,565°Cである。

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が考えられている。

炉心燃料装荷量は、PuとUと合わせて5.9×10<sup>3</sup>kgである。燃料交換は、約6ヶ月に1回行い、炉心燃料の1/4を、ブランケット燃料の1/5と交換する。負荷率80%として取出平均燃焼度は、当面約55,000MWD/Tで最終目標は80,000MWD/Tである。出力分担率は、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89.5%、軸方向と半径方向ブランケットで10.5%となる。

原子炉を冷却材が通るときの平均上昇温度は、132°Cに設計されている。このときの冷却材流量

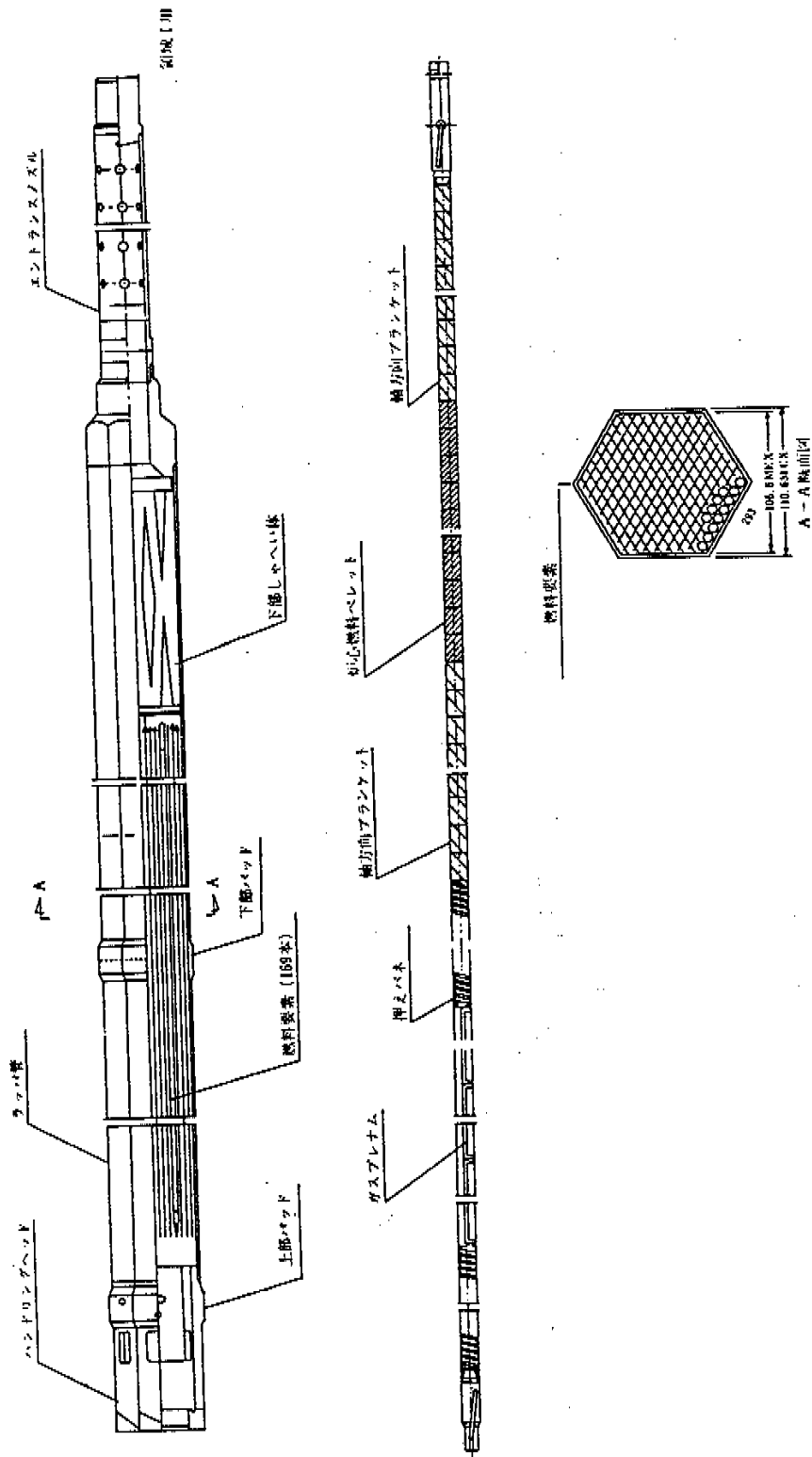


図4 「ももんじゅ」調整設計(II)炉心燃料集合体(ワイヤ型)

は、 $15.36 \times 10^6 \text{ kg/hr}$ で、その流量配分率は炉心に79.7%、半径方向ブランケット10.3%、バイパスに10.0%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。冷却材の上昇によって集合体が浮き上がらないように、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・ホールダウン方式によって集合体は押えられている。

#### 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、炉内構造物およびガードベッセルである。

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上部(プラグ部)内径7,800mm、下部内径7,100mm、肉厚が40mm、炉容器全高が17,800mmである。遮蔽プラグのおさめられている炉容器上部フランジの部分は、その外径が8,500mm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か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、炉容器入口ノズル部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、および炉容器内のナトリウム液面を保持し、崩壊熱の除去ができるよう、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、炉容器内の液位が下がりすぎない大きさに制限されている。

1次主冷却系入口ノズルは24Bで、炉容器の下部胴部に3方向に取付けられている。出口側ノズルは32Bで、炉容器上部の円周方向の3ヶ所に取付けられている。この他に炉容器上部には、カバーガス連絡管ノズル、ドレンノズルお

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炉容器ビット室壁面に取り付けられた振れ止の機構によって、地震時に横方向の振れがないように設計されている。

原子炉容器およびガードベッセルの外側には、遮蔽用として蛇紋岩コンクリートの層を設け、生体遮蔽コンクリートを炉心からの放射線に対し保護している炉容器ビット室は、通常時、気密構造とされ、運転中は窒素ガスを満たしている。

原子炉構造上部には、炉上部ビ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、遮蔽プラグ搭載機器は、すべてこの中に収納される。

原子炉容器の上部には、厚さ2800mmの遮蔽プラグが設置されている。遮蔽プラグは固定プラグと、その中心から1,060mm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ともに、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心上部機構、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、液面測定装置、アルコンガスヘッダー、電気設備端子盤などが設置される。

炉心上部機構は円筒プラグ形で、大きさは炉内部外径が1,800mm、全高が13,300mmであり、下端は燃料集合体頂部の上50mm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19本、各燃料集合体の出口温度測定用熱電対および流量計測装置などが設置される。制御棒駆動機構の構造を図6に示す。

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、74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316本のステンレス鋼製中性子しゃへい体などから構成されている。なお、炉容器の内側には、核暴走事故時、原子

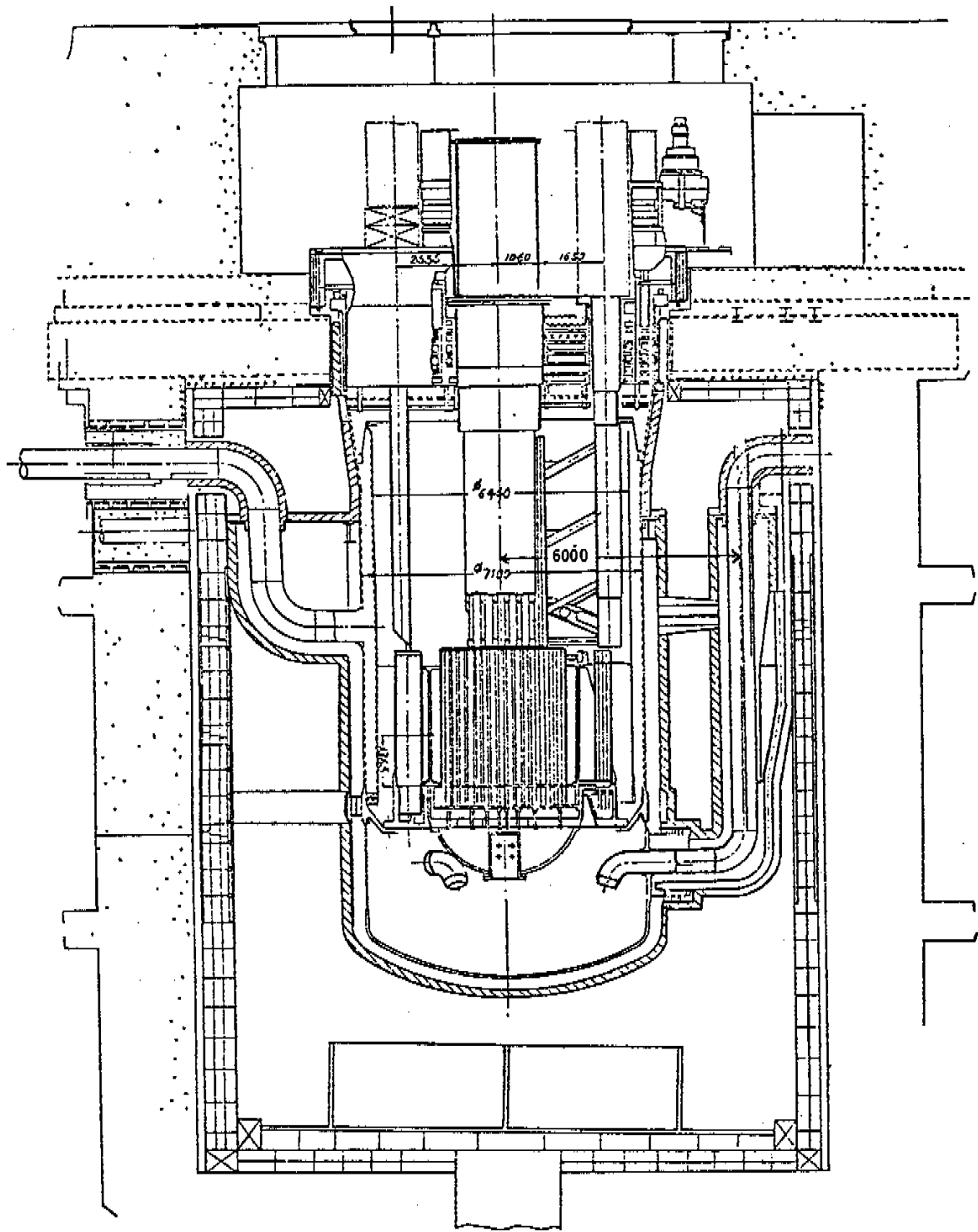


图5 原子炉構造图

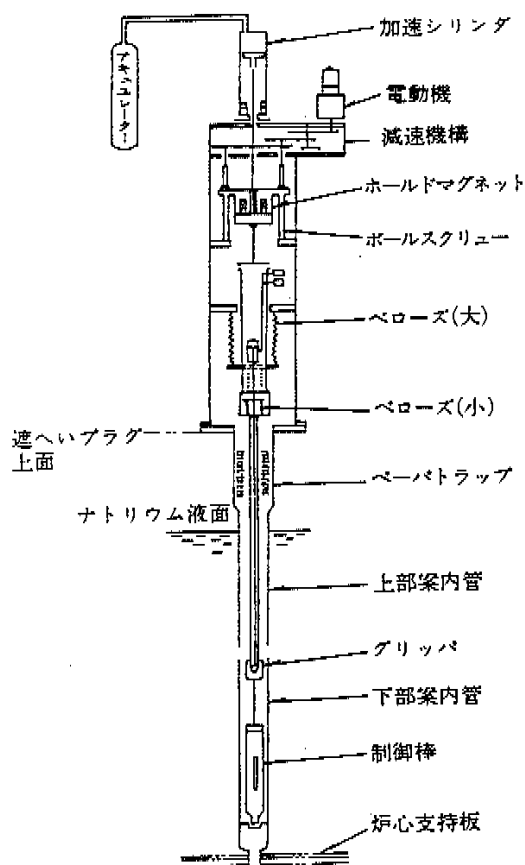


図6 制御棒駆動機構構造説明図

炉容器および1次主冷却系の健全性を確保するとともに、出口ノズルに対する熱衝撃緩和のため内筒を設置している。

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うける。炉心支持構造の上には、上下炉心支持板が設けられている。

炉心支持構造の下には、低圧プレナム流量調節のための球面状仕切板がある。

炉心流量は、炉心燃料集合体については、入口ノズルから流入したナトリウムが、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、各列ごとに流量調節されて、集合体に入るようになっている。ブランケット燃料、制御棒および中性子しゃへい体については、入口ノズルから流入したナトリウムが、下部の球面

状仕切板に設けたオリフィスドラムを通して減圧され、さら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。貯蔵ラックについては、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6,500mm(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約5,500mmAgのアルゴンガスでおおわれ、オーバーフローラインにより一定に保持される。

## 5. 燃料取扱系

燃料取扱系は、炉容器内燃料交換系、燃料出入機、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7に示す。

使用済燃料の1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、いったん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あとに炉容器外に取出される。また、炉停止2週間後、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。使用済燃料は、バ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へポットに入ったままの状態を取り出され、格納容器の外へ移送される。そのあとは使用済燃料のうち、破損されていない健全な燃料は、洗浄され、寸法検査を経てから缶詰にされて、使用済燃料貯蔵プールに貯蔵されたあと、再処理のために外部へ送り出される。一方破損されていると考えられる擬似破損燃料は、ナトリウム缶詰のまま、キャスクに装荷され、所定の燃料検査設備などへ送られる。また、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われる。炉内燃料取扱い

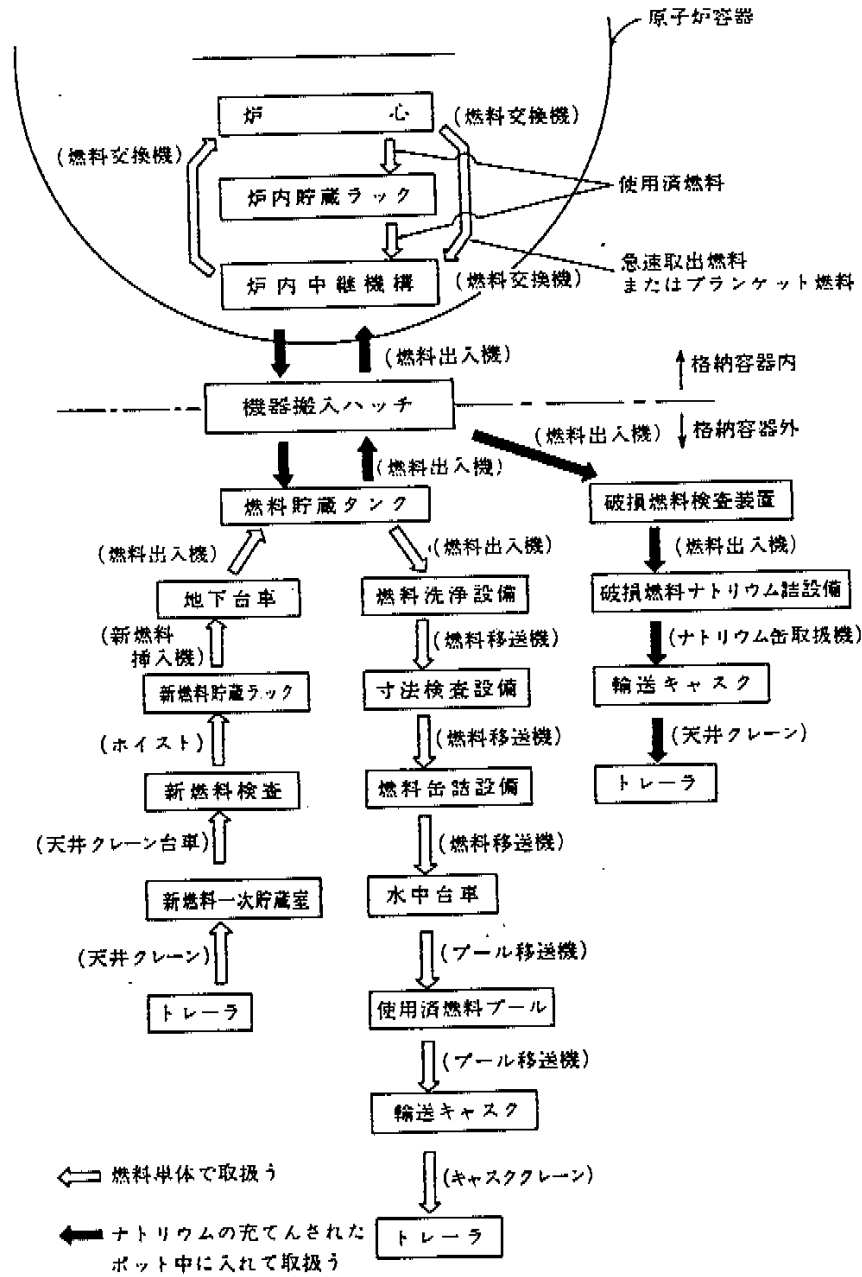


図7 燃料取扱手順

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われる。1本当りの燃料交換所要時間は、約2時間である。燃料交換機のパンタグラフ機構は、炉の運転中、原子炉容器外に取り出されて保管される。

6. 熱輸送系

熱輸送系は、原子炉の熱を中間熱交換器、蒸気発生器を通じて発電系に伝える主冷却系、緊急炉停止後、および燃料交換時の炉心冷却のための補助冷却系、系へのナトリウム装荷、ナトリウム液面制御、ナトリウム排出およびナトリウ

ム浄化などを行う補助ナトリウム系、各機器、建家などの空調、冷却、予熱、カバーガスのためのガス系から構成される。

6.1 主冷却系

1次および2次主冷却系は、それぞれ3ループで構成されている。1次主冷却系ナトリウムは、原子炉出口ノズルを529°Cで流出し、図8に示すような中間熱交換器の胴側を通り、397°Cで原子炉容器下部に設けられた3個のノズルから流入し、3ループのナトリウムが混合される。総交換熱量は1ループあたり238 MWtである。また1次主冷却系には、図9に示すような、たて型1段遠心式の自由液面をもつ機械式ポンプが、各ループに1基設けられている。ポンプ事故時、停止時に他ループからの逆流を防ぐために、ポンプ吐出側には逆止弁が設けられている。1次主冷却系機器、配管は配管破損時にそなえ、安全上設定された最低レベル（システムレベル、通常運転時ナトリウム液面下3.300mm）以上に設置し、それ以下の機器、配管はすべてガードベッセル内に収納されている。

液面制御に関しては、炉容器は炉容器からのオーバーフローと炉容器へ、ナトリウムを汲み上げる方法を採用している。また機械式ポンプは、構造上、ナトリウムをオーバーフローさせる必要があり、オーバーフローしたナトリウムは、ポンプオーバーフローコラムで巻き込みガスを除き、ポンプ吸込配管にもどす。

中間熱交換器については、図8に示すように運転時の液面変動および炉容器液面低下に制約されず、小型化が可能な無液面型を採用している。

2次主冷却系は、たて型半段遠心式主循環ポンプ、蒸発器、過熱器、再熱器（1ループあたり各1基）などにより構成されている。

2次主冷却系のナトリウムは、中間熱交換器上部中央ダウンカムより320°Cで流入し、下部プレナムで反転したあと、管側を上昇し、上部より510°Cで流出する。このナトリウムは、流量配分に従って過熱器、再熱器に流入し、出口で合流したあと、蒸発器を通り、主循環ポンプを経て320°Cで中間熱交換器にもどる。部分負

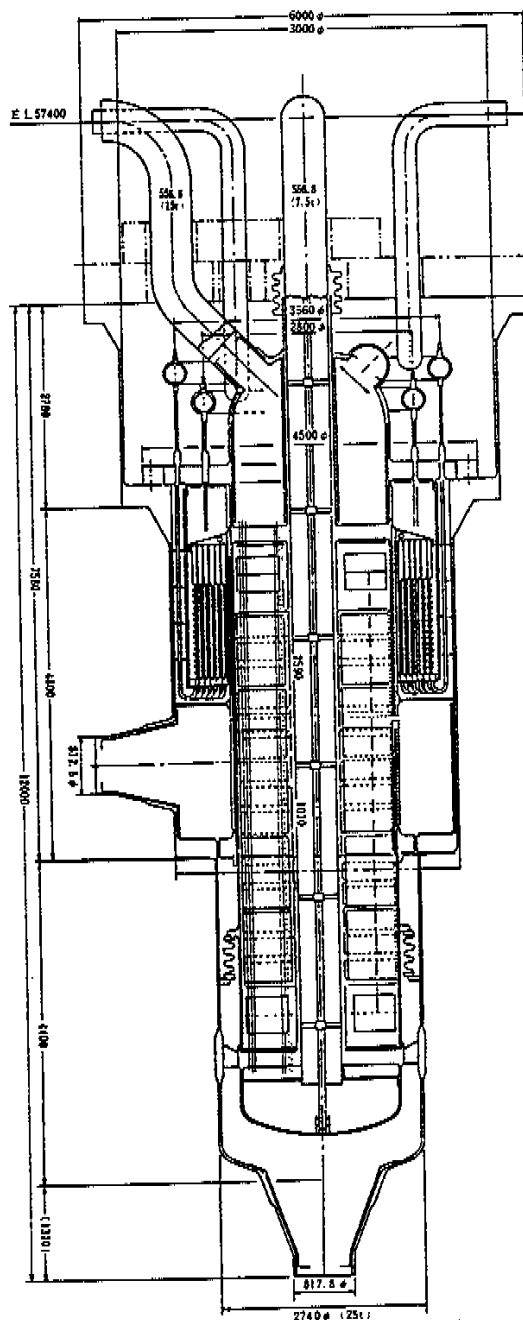


図8 主冷却系中間熱交換器

荷時における蒸気条件の変動をおさえる方法として、機械式ポンプ回転数制御を行うとともに過熱器、再熱器入口に流量調節弁を設けて過熱器、再熱器への流量配分を変えている。また、機械据付位置は、原子炉スクラム直後の崩壊熱

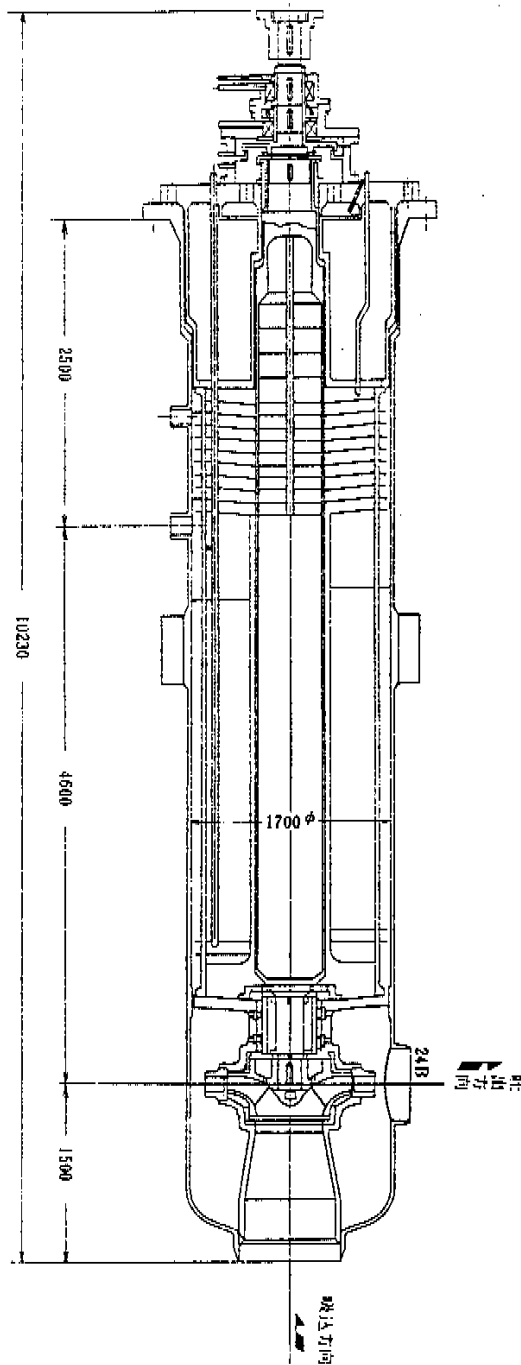


図9 1次系主循環ポンプ

を自然循環により除去できるようになっている。

## 6.2 補助炉心冷却系

補助炉心冷却系は、1次系を主冷却系と共用した独立3ループよりなり、燃料交換時などの

炉心冷却、主冷却系事故時電源喪失時などの緊急炉心冷却に用いられている。補助炉心冷却系運転時には、1次系の熱は、主中間熱交換器シェル内に設置した補助炉心冷却コイルを通じて2次系に伝達され、最終的には空気冷却器により除熱する。

ナトリウムの循環には、起動時間の短縮、信頼性の向上、機器配置などを考慮して電磁ポンプを用いている。

補助炉心冷却系は、1ループあたり緊急冷却時約20MW、燃料交換時約5MWの除熱を行う。なお、これまで設置を考慮していたメンテナンス冷却系は、Na透視装置(USV)、および炉内テレビ(ITV)により、炉心構成要素の観測についての見通しが得られたことと、格納容器の縮小化のため、削除することとした。

## 6.3 補助ナトリウム系

補助ナトリウム系は、1次補助ナトリウム系(原子炉容器、1次主冷却系3ループ用)、2次補助ナトリウム系(2次主冷却系3ループ用)、および補助炉心冷却系用補助ナトリウム系よりなる。

### (1) 1次補助ナトリウム系

1次補助ナトリウム系は、1次主冷却系のメンテナンス、または炉内検査時におけるナトリウムドレンにそなえ、6基のダンプタンクをもち、これは1次系で使用する全ナトリウムのドレンが可能な容量をもっている。6基のダンプタンクのうち、3基は格納容器内最底部に設置され、そのうちの1基はオーバーフロータンクと兼用させる。残りの3基は、補助建屋に配置される。また、オーバーフロータンクは、主冷却系停止から原子炉定格運転までのナトリウム膨脹量を吸収できる。

1次補助ナトリウム系の純化系は、独立に2ループ設置され、初期純化運転時には格納容器外に設置された2基のゴールドトラップにて行い、その後は格納容器内の3基のゴールドトラップで行い、純化目標値は酸素濃度10ppmである。

### (2) 2次補助ナトリウム系

2次補助ナトリウム系は、2次主冷却系3ループが互いに独立なので、それぞれに付属させ