

「もんじゅ」調整設計（Ⅰ）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、「もんじゅ」3次設計を経て「もんじゅ」調整設計（Ⅰ）に引継がれた。「もんじゅ」調整設計（Ⅰ）は昭和48年12月から49年8月まで原燃工、東芝、日立、富士、三菱の五社によって行われ、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49年10月まで行った。この設計は今後「もんじゅ」調整設計（Ⅱ）、「もんじゅ」調整設計（Ⅲ）へと引継がれ、それと並行して行われるチェックアンドレビュー、安全審査などを経てその後の建設着工に備えられる。

今回行った「もんじゅ」調整設計（Ⅰ）では、研究開発の成果、海外情報、現地条件などをいれて、ライセンス可能なプラントとし、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、原子炉容器と炉内構造物、建屋、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次冷却系とタービン発電機を、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、タービン発電機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、三菱、富士の4社で分担した。

2. 「もんじゅ」調整設計（Ⅰ）の概要

この設計では上記の主眼に基づいて、動燃事業団の「もんじゅ」調整設計（Ⅰ）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」3次設計から変更が行われた。すなわち、(1)炉心設計条件、冷却系設計条件を見直し、ライセンス可能な観点からプラントの温度条件、冷却材流量、炉心高さなどが変更された。(2)燃料要素の支持法にワイヤー形スペーサの採用、(3)調整棒にスクラム機能をもたせたこと、(4)原子炉容器に内筒を設置し冷却材入口配管を横流入方式としたこと、(5)原子炉容器まわりの遮蔽材に蛇紋岩コンクリートを使用し、安全容器を除去したこと、(6)補助炉心冷却系の容量を縮小したこと、(7)カバーガス圧を上昇したこと、(8)供用期間中検査を考慮したこと、(9)2次冷却系の2ループ運転を可能としたこと、(10)原子炉格納容器を大形化したこと、(11)現地条件に合せたプラント配置を採用したことなどである。

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。

プラント全体の配設は図1の配設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

* 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(Pufiss%)	内/外炉心
初期	15.0/21.2
平衡	15.5/21.2
燃料インベントリ	
炉心(U+Pumetal)	$5.9 \times 10^4 \text{kg}$
ブランケット(Umetal)	$1.75 \times 10^4 \text{kg}$
取出し燃料平均燃焼度	80,000MWD/T(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)	18,100/7,400mm
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 ² g
蒸気温度(主)	487°C
燃料交換方式	半回転プラグ固定アーム方式
燃料交換間隔	6ヶ月

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矩形の原子炉補助建屋が配置されている。原子炉格納容器の直径は51mである。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屋がその左側に、蒸気発生器が海側に配置され別にタービン発電機の建屋が右側に配置されている。

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胴部から導入され、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次ナトリウムは397°Cで原子炉に入り、529°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510°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、過熱器をへて127kg/cm²g、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1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カバーガス圧を約0.5kg/cm²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2MW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80,000MWD/T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。

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	搬出入道路

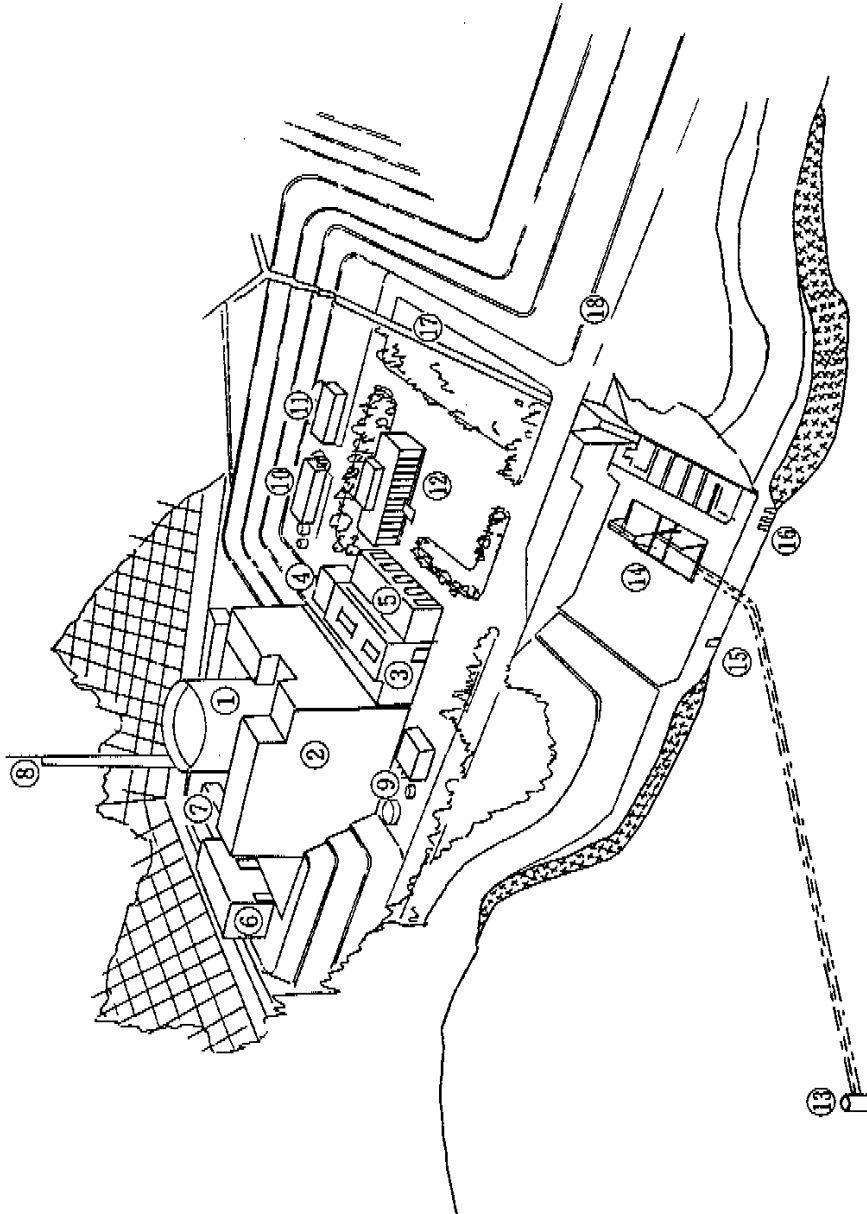


図1 「もんじゅ」プラント配置図

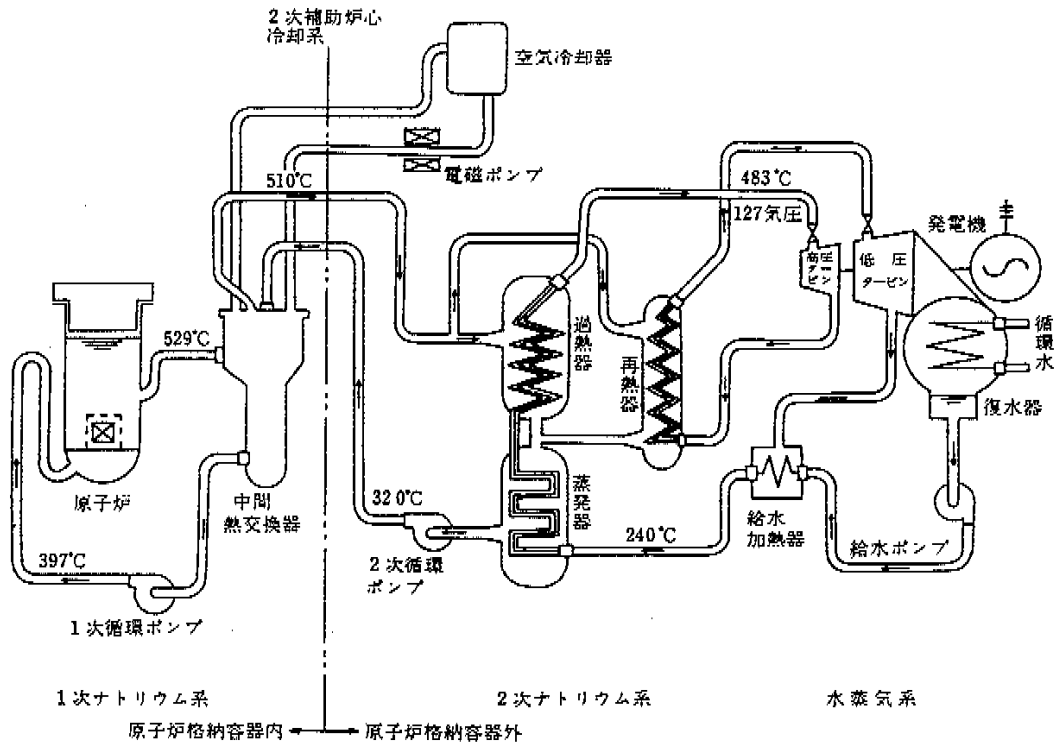


図2 「もんじゅ」主系統概要図

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おり、ワイヤ形スペーサで支持される。燃料集合体は炉心燃料では169本、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 SUS 316 製である。集合体は全長4200mmで遮蔽体を内蔵している。

炉心を通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勿論、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エ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使用し、安全容器は設けず、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。

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とブランケッ

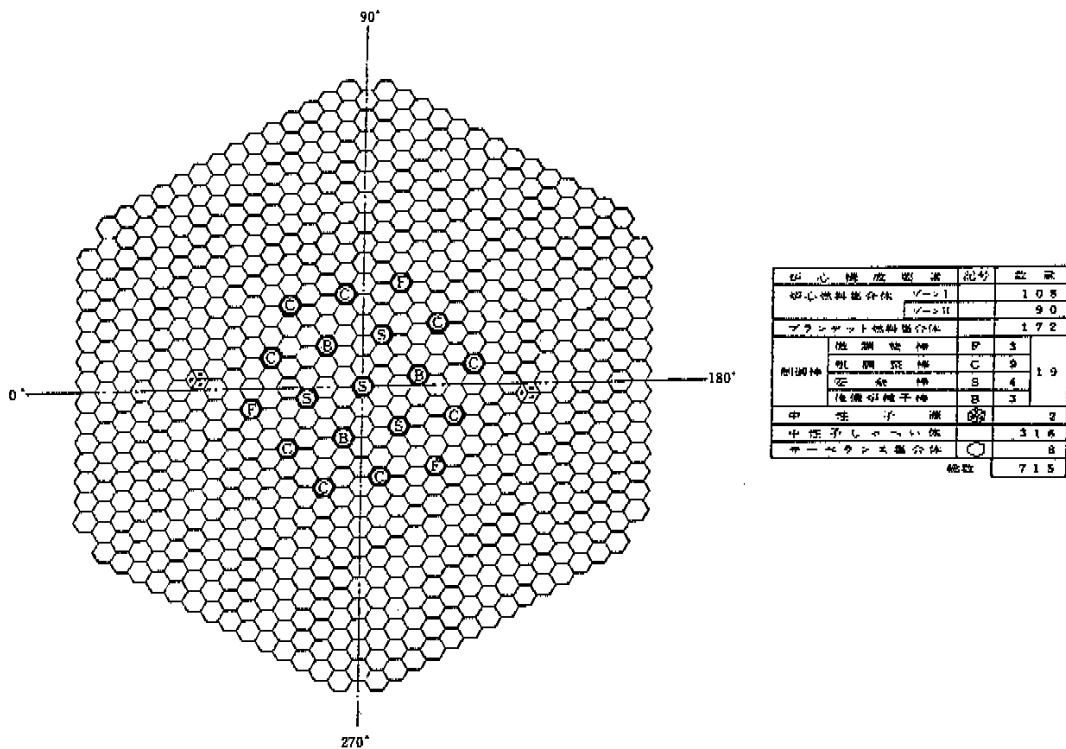


図3 「もんじゅ」調整設計(I) 炉心断面

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挿入にされ、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、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。

炉心は出力を平坦化するために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15.5a/oの108

表2 炉心構成概要

炉心構成	
炉心	
形状	円柱
高さ	930mm
等価直径	1,790mm
炉心L/D	0.52
炉心容積	2,340ℓ
領域数	2
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 ₂ 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)	1,305mm
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

本の炉心燃料集合体が、その外側には、Pu富化度21.2a/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。

「もんじゅ」3次設計から「もんじゅ」調整設計(I)にかけて大きな変更のあった点は次のとおりである。まず過出力時の燃料の最大許容温度を、2700°Cから2600°Cに変更した。このため炉心部軸長を従来の900mmから930mmに、燃料ペレットと被覆管の間隙(ダイヤメトラルギャップ)を0.20mmから0.16mmに変更した。目標燃焼度80,000 MWD/Tを達成するために、炉心燃料被覆管の定格時における最大許容温度を従来の内面で700°Cから肉厚中央で675°Cに変更した。また被覆管の肉厚を0.45mmから0.47mmに軸方向上部ブランケット長さを350mmから300mmとし、ガスプ

レナム長さを1,130mmから1,150mmに変更した。安全棒の制御棒値に余裕を持たせるために調整棒全数にスクラム機能を持たせた。このため制御棒への冷却材流量が増加した。これらの変更によって原子炉全流量は「もんじゅ」3次設計に比して13.5%増の15.36×10⁶kg/hとなり、原子炉出入口温度が「もんじゅ」3次設計の390/540°C(入口/出口)に対して397/529°Cとなった。

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0.47mm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め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。「もんじゅ」3次設計までは炉心燃料要素の支持法として、グリッド型およびワイヤ型の両者について設計してきたが、「もんじゅ」調整設計(I)では、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U²³⁵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466W/cm、(高温点因子を含む)、過出力時の燃料最高温度は2,590°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

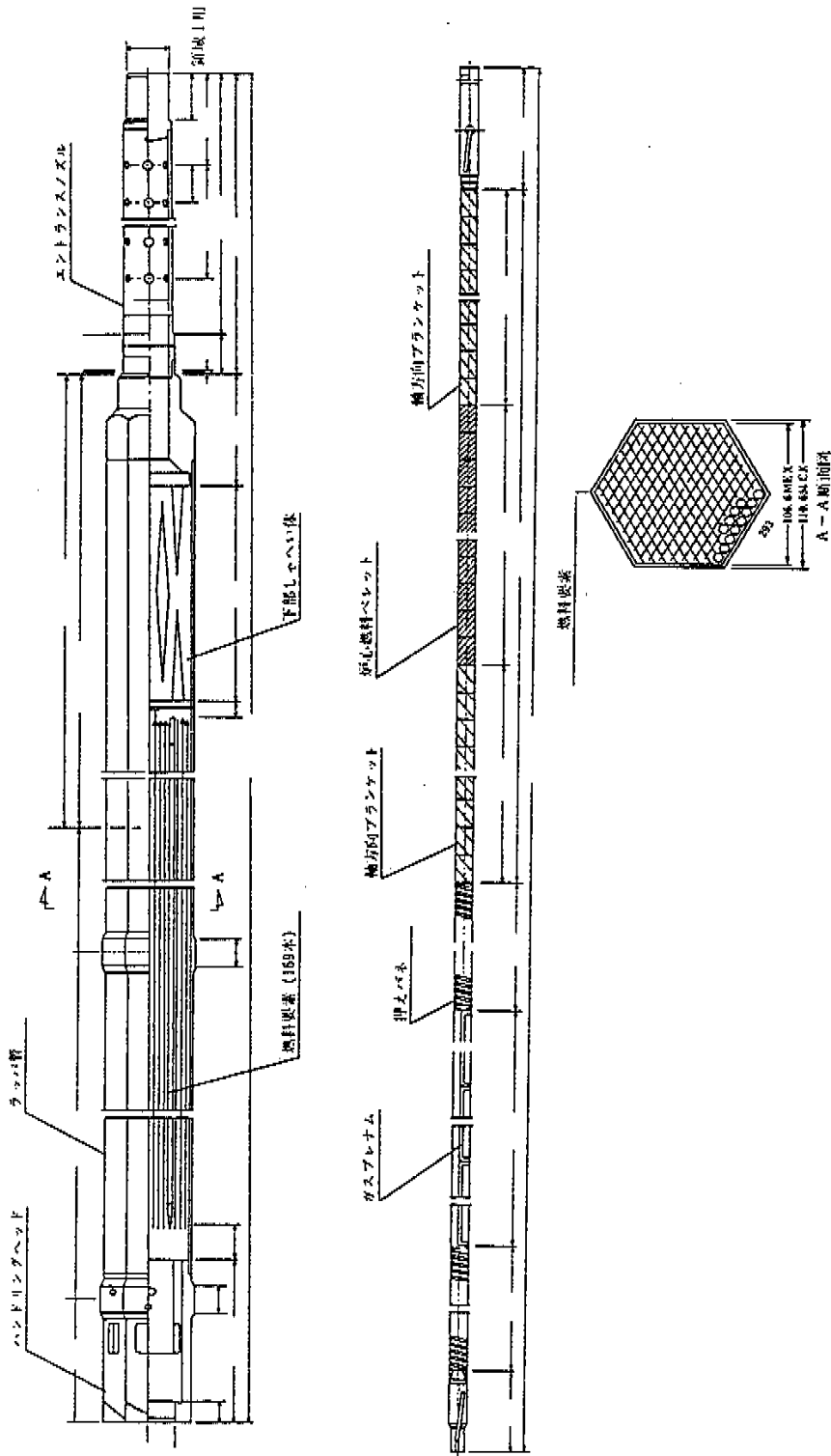


図4 「もんじゅ」調整設計(1)炉心燃料集集体(ワイヤ型)

隙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 5.9×10^3 kgである。燃料の交換は6ヵ月に1回行い炉心、ブランケットとも5バッチ分散方式である。負荷率80%として平均取出燃料燃焼度は80,000 MWD/Tが期待されている。増殖率は平衡炉心初期には炉心で約93%、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88.2%、軸方向と半径方向ブランケットで11.8%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は 15.36×10^6 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%、パイプスに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。

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18,100mm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DESTAL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、崩壊熱の除去が出来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、炉容器の予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ヵ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炉容器ビット室床面に取りつけられた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、周囲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、しゃへいプラグ塔載機器は、全てこの中に収納される。

原子炉容器の上部には厚さ2,300mm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

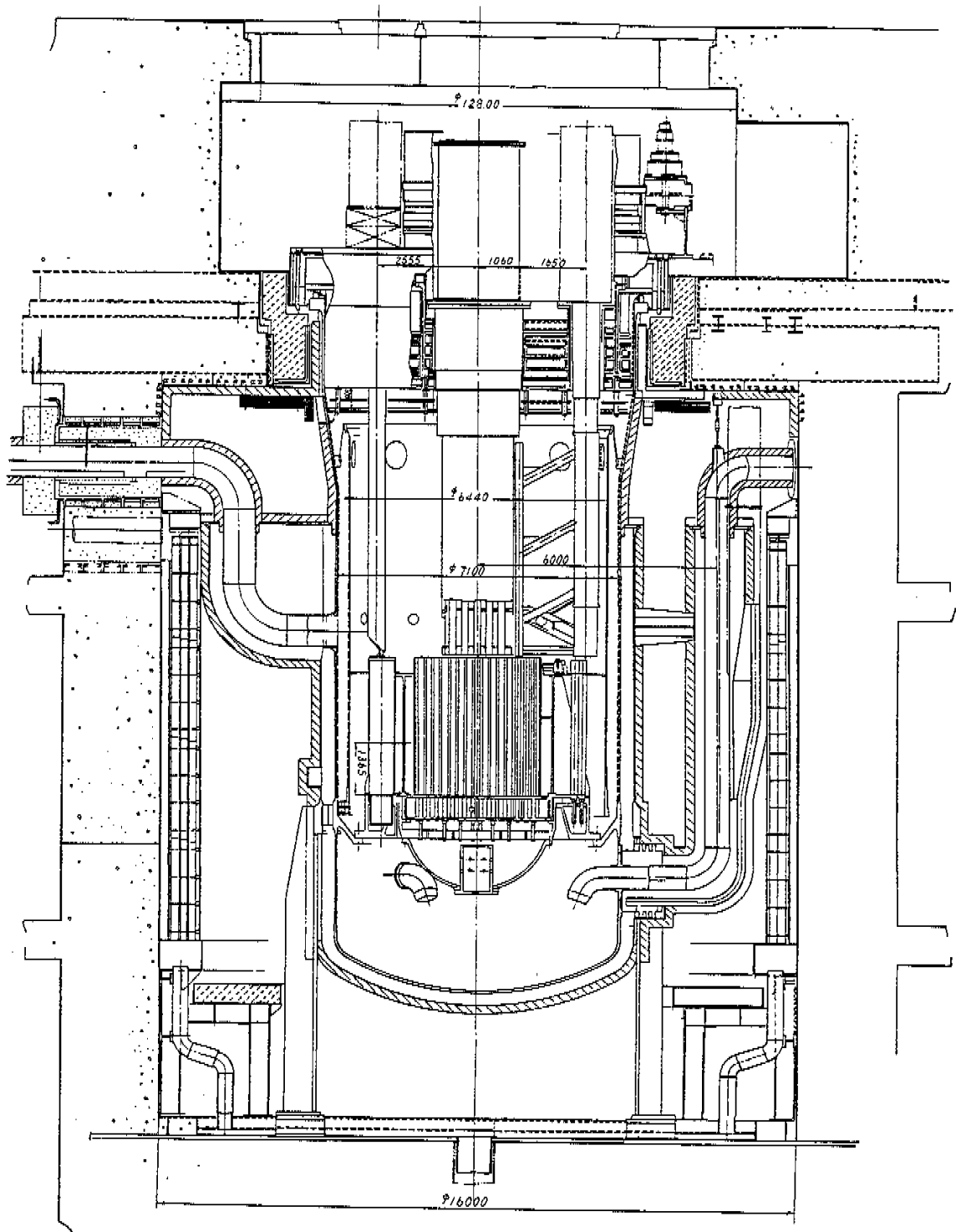


图5 原子炉構造图

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、アルコンガスヘッダー、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、70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本のステンレス鋼製中性子しゃへい体等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、原子炉容器および1次主冷却系の健全性を確保すると共に、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、炉心支技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毎に流量調節されて集合体に入るようになっている。フランケット燃料、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過して減圧され、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。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5,500mmAq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、格納容器内外の燃料中継を行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1本当た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2週間後、燃料の急速取出しを行いたいときのこととも考えて設計されている。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へポットに入ったままの状態を取り出され、炉外中継機構を通り、格納容器の外へ移送される。その後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めにされて、使用済燃料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。一方破損されていると考えられる疑似破損燃料は、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等へ送られる。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本当たりの燃料交換所要時間は、炉内における使用済燃料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、実際にはこれらは、それ程差がなく約2時間位である。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

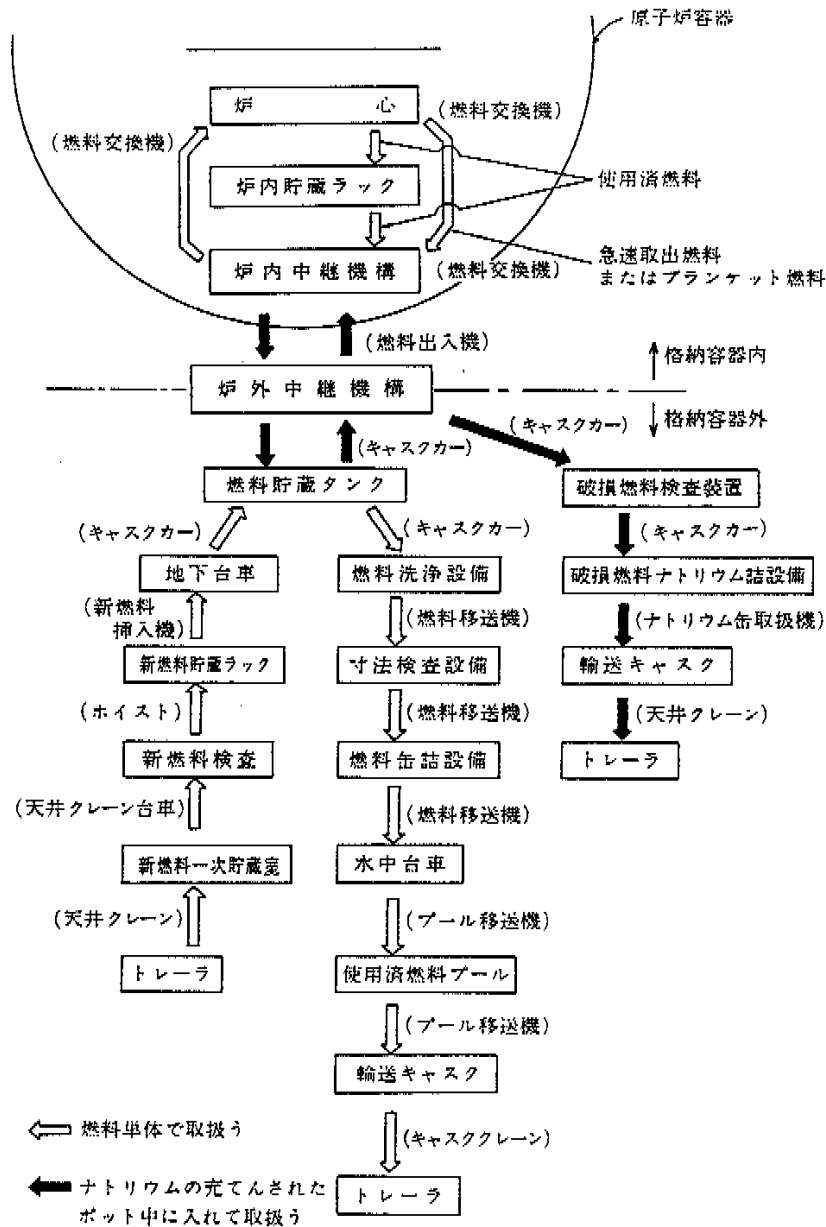


図6 燃料取扱手順

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、炉内観測を行うなどナトリウム液位を下げた時の冷却を確保するメンテナンス

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等を行う補助ナトリウム系、各機器、建家等の空調、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

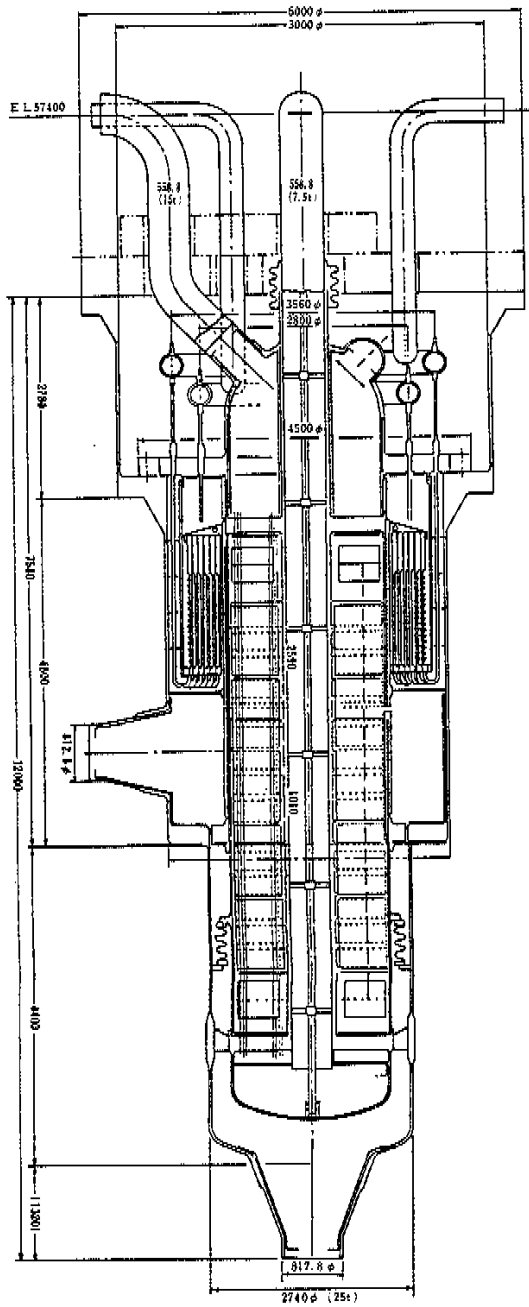


図7 主冷却系中間熱交換器

原子炉出口ノズルを529°Cで流出し、図7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ループ当り238MWtである。また1次主

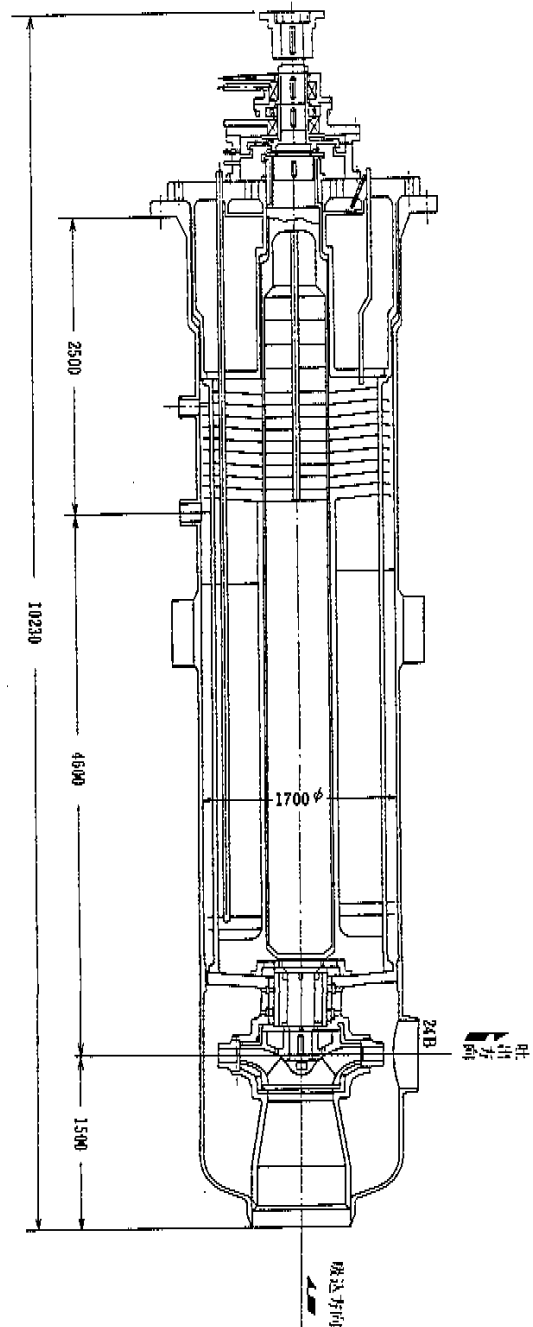


図8 1次系主循環ポンプ

冷却系には図8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