

「もんじゅ」製作準備設計(I)の概要

原型炉準備室*

1. まえがき

高速増殖炉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)、「もんじゅ」調整設計(II)、「もんじゅ」調整設計(III)、「もんじゅ」調整設計(IV)が行われ、概念設計のまとめが行われた。引続いて製作準備設計(I)が昭和52年9月より昭和53年3月まで三菱、東芝、日立、富士、原燃工の5社によって行われ、総合的な調整はFBRエンジニアリング事務所により行われた。

製作準備設計(I)は従来行われてきた概念設計より製作設計に移行する前段階として行われたもので、機器、配管、配線、ダクト類の配置、引き回しなど建築構造物との整合をはかって設計の詳細化を行い、円滑に製作設計につなげることを目的としている。なお今回の設計を開始するに先立ち、従来までの設計検討の結果、研究開発の成果などを踏まえて設計の見直しを行い、一部仕様の変更を行った。

設計をまとめるにあたっては研究開発の成果、海外情報、現地立地条件を加味し、ライセンスابلで合理的な設計を行い、安全審査の説明ができることを主眼にしている。

今回の設計に参加した各社の分担はFBRエンジニアリング事務所が全体のまとめを行い、三菱が炉心設計、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、補助炉心冷却系、タービン発電機を、日立が1次冷却系を、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、三菱がそれぞれ担当した。

2. 「もんじゅ」製作準備設計(I)の概要

製作準備設計(I)は上記の主眼にもとづいて、動燃事業団の「もんじゅ」製作準備設計(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設計が行われた。

設計の内容は製作設計への前段階として機器、配管、配線、ダクト類の配置、引き回しなどの詳細化が行われ、また設計の見直しを行った結果、下記のように一部仕様の変更された。

- (1) 使用済燃料の炉内貯蔵を廃止した。
- (2) 補助炉心冷却系を2次主冷却系からの分岐方式とした。
- (3) 1次主冷却系ホットレグ配管を高所水平引き回しとした。
- (4) 炉心拘束機構を廃止した。
- (5) 破損燃料位置検出装置をセレクトバルブ方式からタギングガス方式に変更した。
- (6) 蒸気発生器再熱器を廃止した。

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、図2に示すとおりである。原子炉と1次ナトリウム

* 動力炉・核燃料開発事業団 高速増殖炉開発本部

表1 高速増殖炉原型炉「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	約300MW
燃料	PuO ₂ -UO ₂
炉心寸法	
等価直径	1,788mm
高さ	930mm
容積	2,335lit
プルトニウム濃縮度(Pufiss%)	内/外炉心
初期	15/21
平衡	16/21
燃料インベントリ	
炉心(U+Pumetal)	5.9×10 ³ kg
ブランケット(Umetal)	1.71×10 ⁴ kg
取出し燃料平均燃焼度	80,000MWD/T
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(平均)	300KW/ℓ
ブランケット厚さ(軸/半径方向)	上300mm,下350mm/306mm
増殖率	約1.2
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)	505/325°C
原子炉容器寸法(高さ/直径)	17,800/7,000mm
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	132kg/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	約6ヶ月

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回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、それを囲んで外部しゃへい壁がある。原子炉補助建物の内部では、中央の原子炉格納容器に対し、海側からみて左側に燃料取扱建屋がある。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物が配置されている。

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3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。

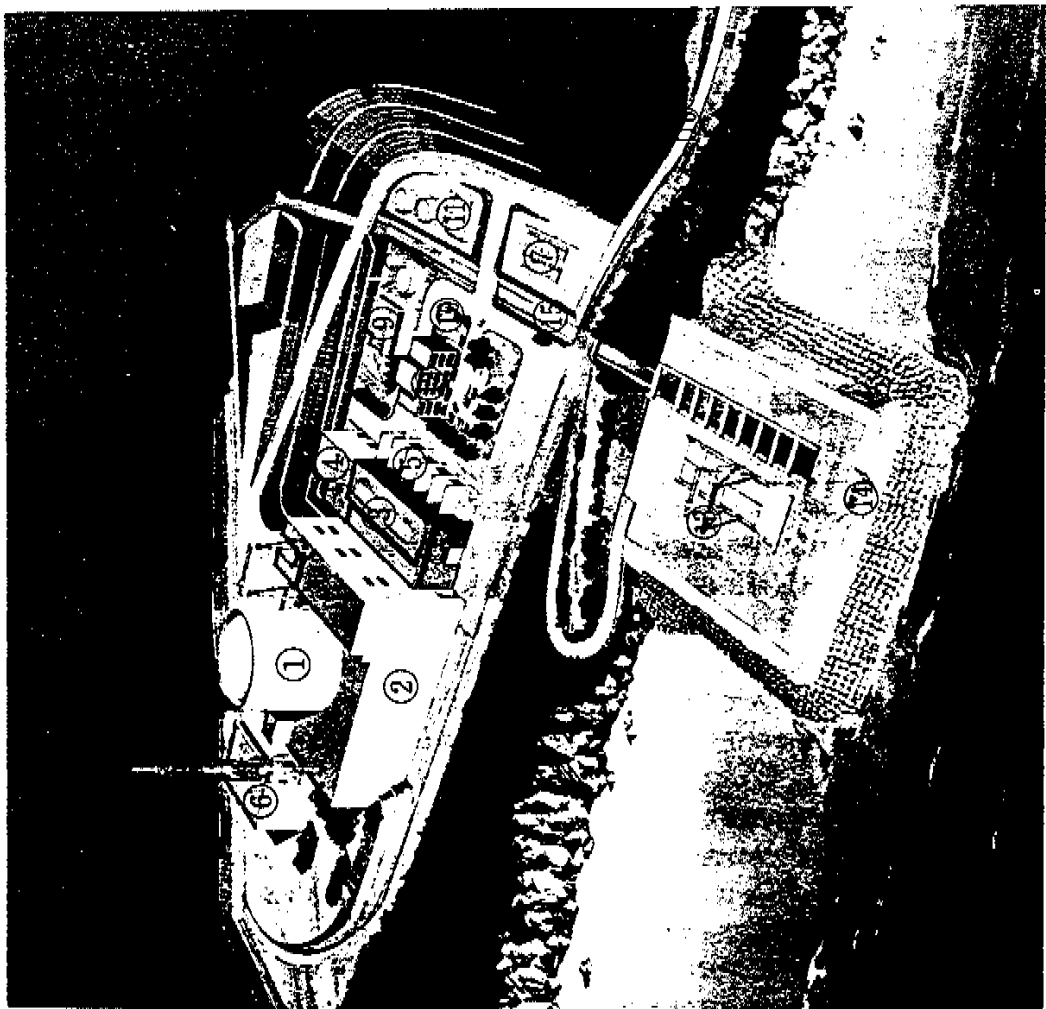
冷却材は原子炉容器の胴部から導入され、炉容器のほぼ中央から流出する。この熱輸送系は3ループで構成されている。1次ナトリウムは397°Cで原子炉に入り、加熱されて原子炉出口で529°Cとなる。この熱は、縦型平行流式の間熱交換器を介して2次系のナトリウムを325°Cから505°Cに加熱し、その熱はさらに蒸気発生器より水側に伝えられる。水は240°Cでヘリカルコイル型の蒸気発生器に供給され、過熱器を経て、127kg/cm²g 483°Cの過熱蒸気となって発電機に直結するタービンへ送られる。1次系も2次系も、ポンプはコールドレグにおかれている。原子炉の熱出力は714MWで、電気出力は発電端で約300MWである。

主1次冷却系は1重配管方式の高所水平引き回しとし、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き込みを防止するため、約0.5kg/cm²g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。補助炉心冷却系は主2次冷却系より分岐して設けられ、空気冷却器は蒸気発生器と並列に配置されている。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収納する原子炉容器およびしゃへいプラグから構成されている。炉心は円筒形で、Puの高化度の異なる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り出し燃料で平均で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。なお炉心燃料とブランケット最内周は流量、温度が計測されるようにな



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
6	メンテナンス廃棄物処理建物
7	特高開閉所 (GIS)
8	排気筒
9	所内ボイラー建物
10	排水処理施設
11	漆水供給設備
12	事務管理建物
13	取水ポンプ施設
14	放水口
15	一般排水路
16	一般出入道路

図1 「もんじゅ」プラント配置図(鳥瞰図)

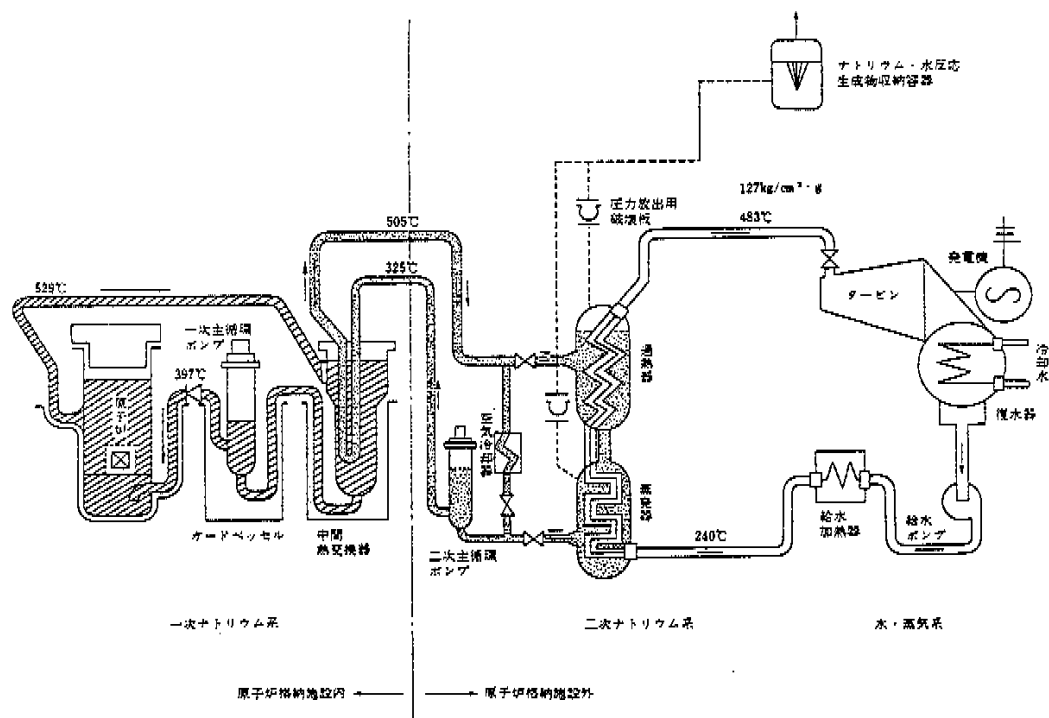


図3 「もんじゅ」主系統概要図

っている。

燃料要素は、タギングガスキャプセルを封入したガスプレナムを上部におく密封一体型で、燃料集合体中に六角形状に配置されており、ワイヤ形スパ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4,200mmでしゃへい体を内蔵している。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13本は調整棒、6本は後備炉停止棒である。スクラム機能は後備炉停止棒はもちろん、調整棒にも持たせている。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、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周りのガードベッセルで受け持たせている。

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1/5およびブランケット燃料の1/5と制御棒を交換する。

炉内の燃料取り扱い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、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燃料出入機により洗浄設備に送られ、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、燃料出入機の順に燃料貯蔵槽に移送され、以後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2,400mm、高さ1,580mmの円筒形に近い形をしている。炉心部は等価直径1,788mm、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13本の緊急炉停止機能を兼ねそなえた調整棒と6本の後備炉停止棒が挿入される。13本の調整棒は、3本の微調整棒と10本の粗調整棒に分けられている。制御棒要素内の吸収体としてはB、Cが使われている。

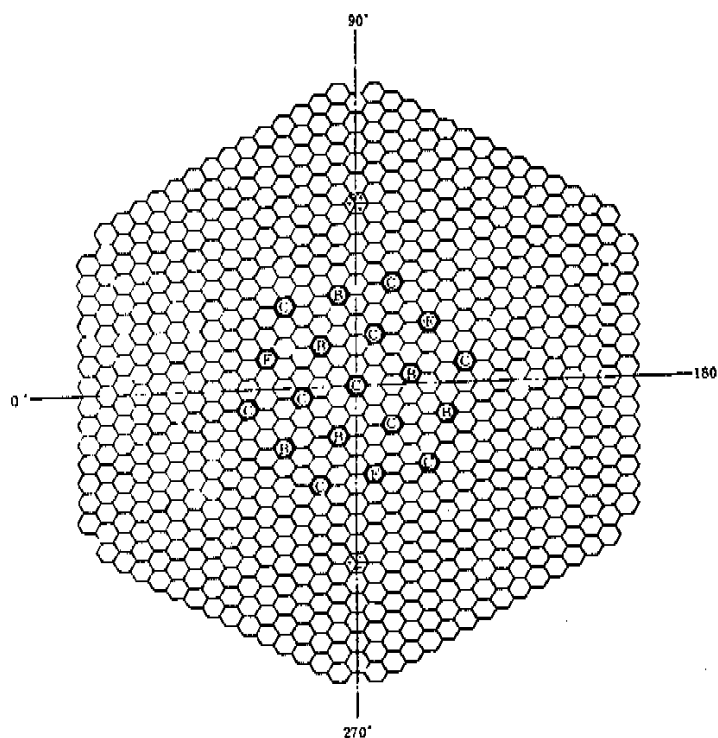
これらの炉心構成要素は、原子炉容器に固定された2枚の支持板によって支持されている。

配置は、図4に示すようになっている。

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富化度16w/oの108本の炉心燃料集合体が、その外側にはPu富化度21w/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5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鋼製の筒の中に、169本の軸方向ブランケットの一体になった燃料ピンが納められたものである。この筒の上部には集合体取り扱い用ヘッドが付いており、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付いている。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SUS316でできた被覆管の中に納められている。この被覆管は全長約2,800mm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納められた一体密封型管である。ラッパ管内の燃料ピンは、スパーサによりピンピッチが7.87mm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



炉心構成要素	記号	数量
炉心燃料集合体	ゾーンI	108
	ゾーンII	90
ブランケット燃料集合体		172
制御棒	微調整棒 F	3
	粗調整棒 C	10
	後備炉停止棒 B	6
中性子源		2
中性しゃへい体		316
サーベランス集合体		8
総数		715

図4 「もんじゅ」製作準備設計(I)炉心断面

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	1,788mm
炉心H/D	0.52
炉心容積	2,335ℓ
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,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)	1,460mm
体積比	
炉心及軸方向ブランケット	
燃料	33.5%
冷却材	40.0
構造材	24.5
ボイド	2.0
半径方向ブランケット	
燃料	44.8%
冷却材	34.0
構造材	19.5
ボイド	1.7

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^{235} 含有率0.3w/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。炉心燃料ピンの最大線出力は116%の過出力時に448w/cm(高温点因子を含む)、過出力時の燃料最高温度は約2,600°Cである。

燃料集合体は、ラッパ管の熱彎曲や高速中性子照射によるステンレス鋼のスエリングとか、クリープなどによる彎曲に対して頂部と中間部にパッドが設けられており、また隣接集合体のパッドとのギャップを設けて、反応度への影響

が過度とならず、かつ集合体の残留変形のために燃料の取り出しとか、装荷に支障をきたさないようになっている。

炉心燃料装荷量は、PuとUと合わせて 5.9×10^3 kgである。燃料交換は約6ヶ月に1回行い、炉心燃料およびブランケット燃料の1/5を交換する。負荷率80%として取出平均燃焼度は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したが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%、軸方向と半径方向ブランケットで11%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。この時の冷却材流量は 15.36×10^6 kg/hrで、その流量配分率は炉心に81%、半径方向ブランケット10%、バイパスに9%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6、図7に示すように、その関連構造物も含めてつぎのような部分から構成されている。すなわち原子炉容器、しゃへいプラグ、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構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7,700mm、下部内径7,000mm、肉厚が40mm、炉容器全高が17,800mmである。しゃへいプラグの納められている炉容器上部フランジの部分は、

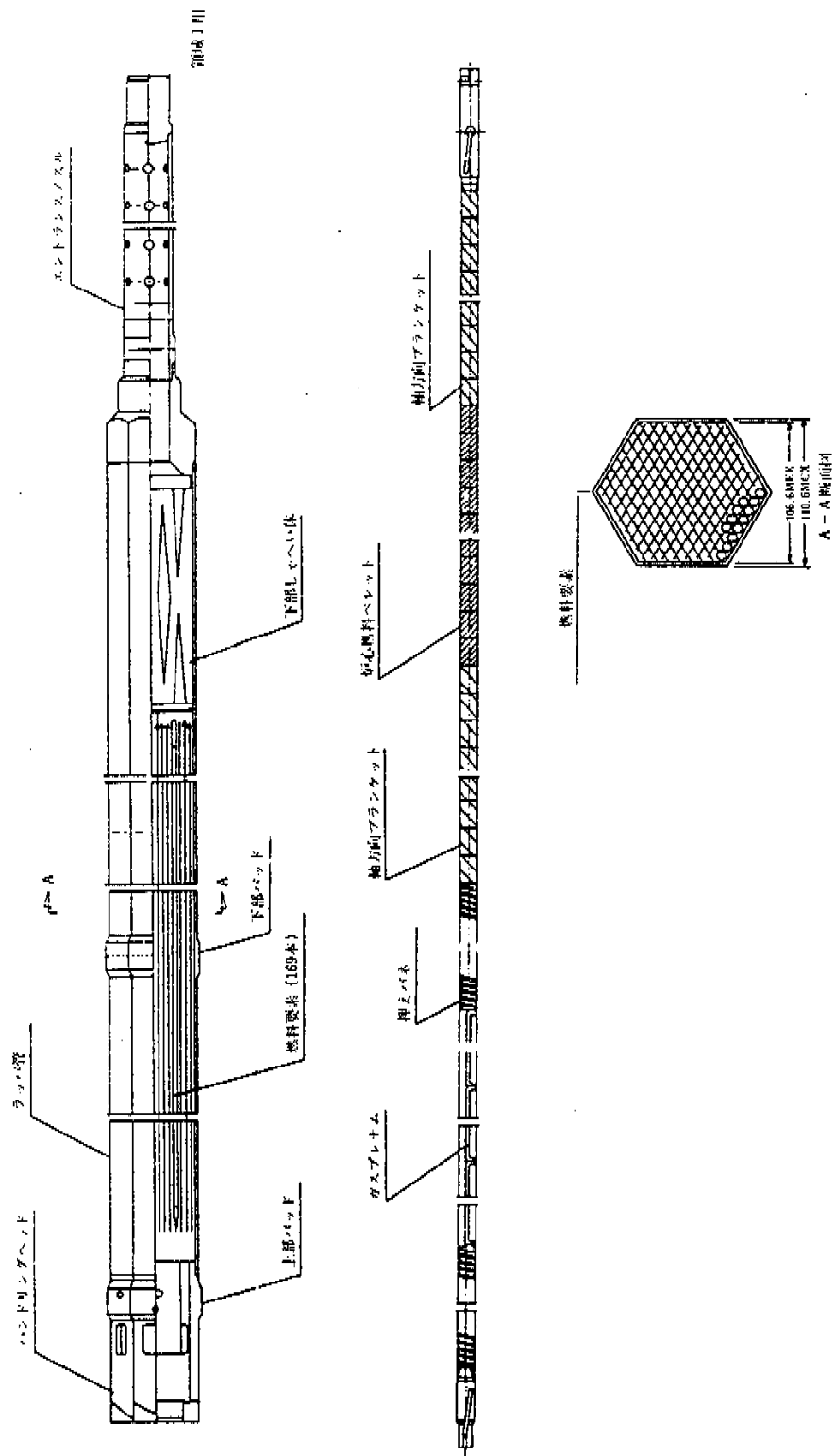


図5 「もんじゅ」製作準備設計(I) 炉心燃料集合体 (ワイヤ型)

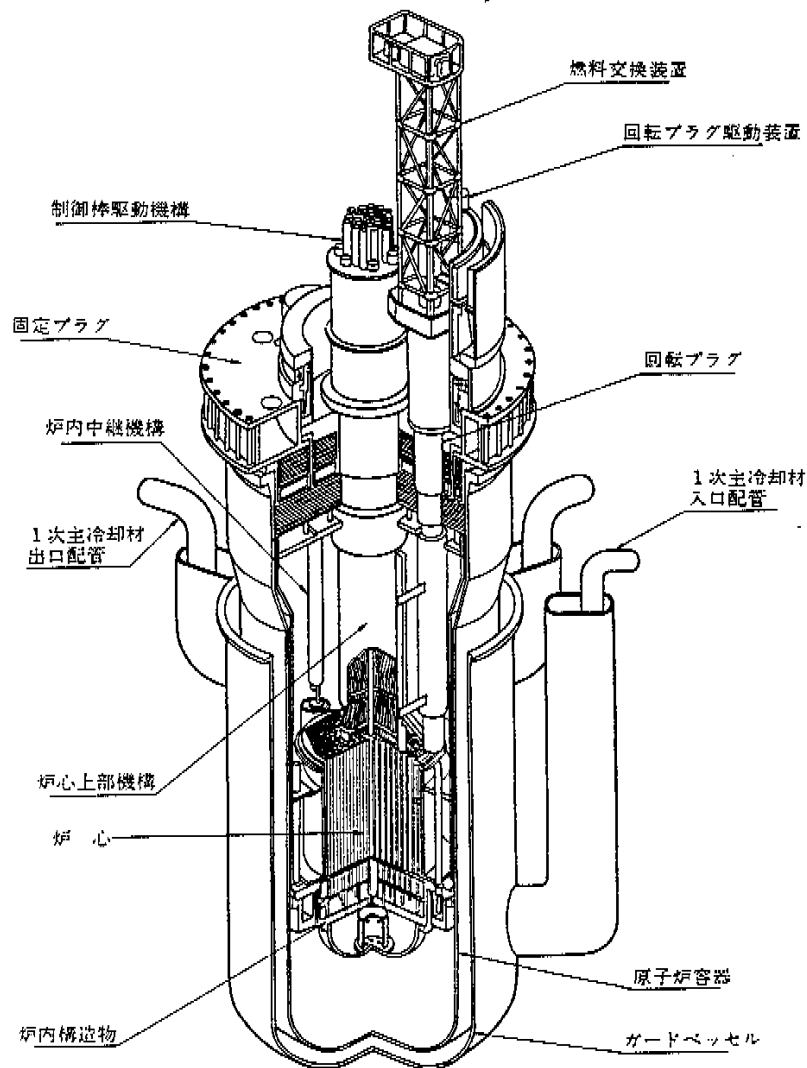


図6 原子炉容器内構造図

その外形が約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取り囲んでいるペ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、炉容器入口配管部からの冷却材漏洩が仮に発生したとしても、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過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方向に取り付けられている。出口

側ノズルは32Bで、炉容器上部の円周方向の3ヶ所に取り付けられている。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ノズルが取り付けられている。

原子炉容器はガードベッセルを介して、炉容器ピット室壁面に取り付けられた振れ止め機構によって地震時に横方向の揺れがないように設計されている。

原子炉容器の上部には、厚さ2,800mm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

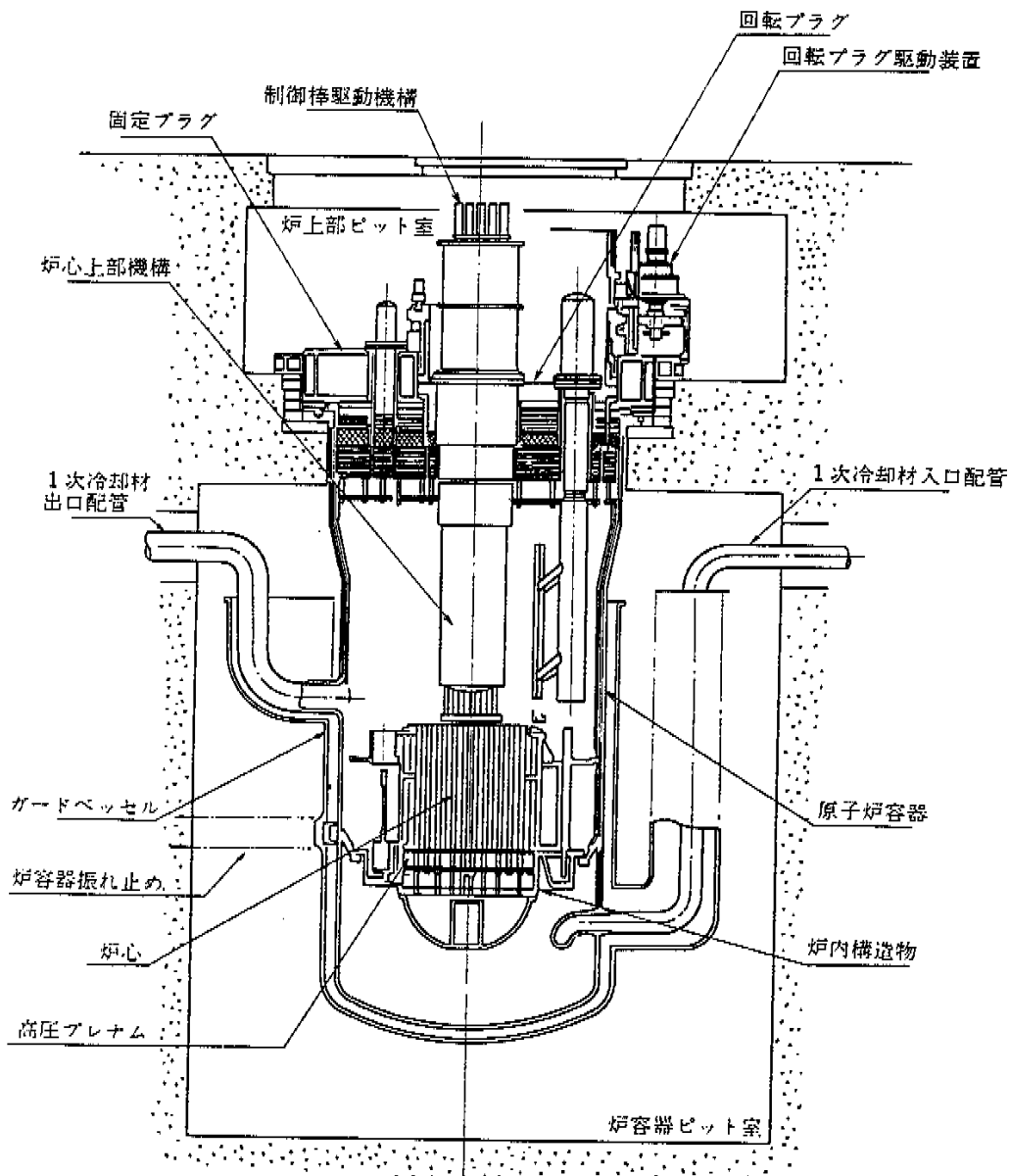


図7 原子炉容器構造図

逆に回転の中心を持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り扱い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、液位測定装置、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。

原子炉容器およびガードベッセルは、炉容器ピット室と呼ばれる窒素雰囲気下の気密室に設置される。また、原子炉構造の上方は炉上部ピット室と呼ばれる空気雰囲気下の室になっている。ここには制御棒駆動機構などの動的な機器があるので、必要に応じてメンテナンスのため立ち入りができる。

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のところにくる。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。

制御棒は通常マグネットにより保持されており、スクラム時はマグネットの電源を切ることで重力で落下する構造となっている（図8参照）。制御棒の落下を一層確実なものにするために、駆動機構の駆動軸をガス圧により加速する。上下の駆動はモータの回転をボールスクリューにより上下動に変えて行く。燃料交換時に回転プラグを回転させる時には、制御棒と駆動軸をグリッパのところで切り離す。

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の流量配分機構、10本の炉内ラック、炉内中継機構、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、炉容器の内側には過渡変化時に原子炉容器および1次主冷却系の健全性を確保するために、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の炉心支持フランジに伝える。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。炉内ラックについては、専用の低圧プレナムを設け強制冷却をしている。

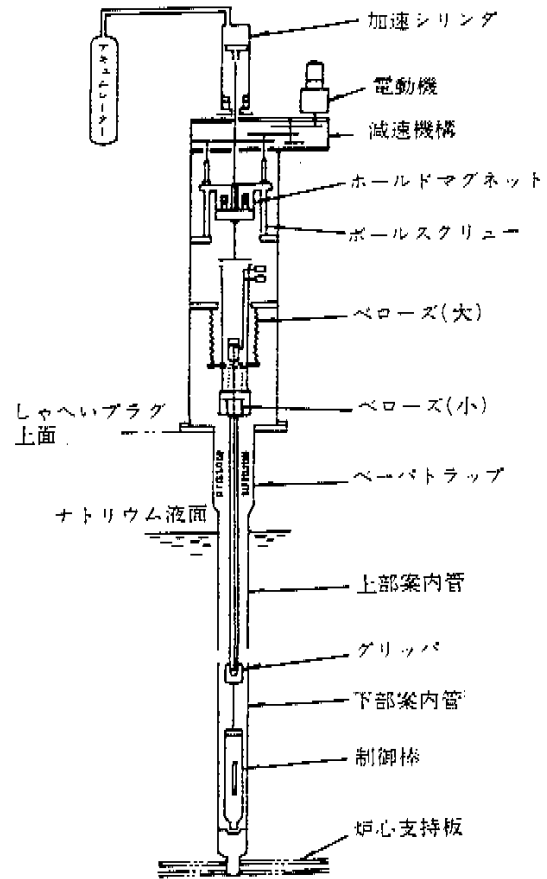


図8 制御棒駆動機構構造説明図

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オーバーフローラインにより一定に保持される。ナトリウム自由液面におけるアルコンガス圧は、通常運転時は約5,500mm Aqである。

5. 燃料取扱系

燃料取扱設備は、格納容器内の燃料交換系、格納容器内外を走行する燃料出入機および格納容器外の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9に示す。

燃料交換作業は原子炉停止後、格納容器ハッチを開き開始される。取り替えるべき使用済炉心構成要素は、燃料交換機によって炉心から取り出され、炉内に貯蔵されることなく炉内中継装置においてある取り出し用ポットに挿入されたあと、燃料出入機によって直ちに原子炉容器外へ取り出され、炉外燃料貯蔵設備へ移送され、一定期間貯蔵される。一方、炉外燃料貯蔵設備に貯蔵されている新炉心構成要素は、使用済炉心構成要素の取り扱いと逆の順序で炉心に装荷

される。格納容器内での燃料交換作業が完了し、格納容器機器ハッチを閉じたあと、原子炉運転が開始され、格納容器外での燃料取扱作業が行われる。

一定期間冷却、貯蔵された使用済燃料は、炉外燃料貯蔵設備から1本ずつ燃料出入機によって取り出され、燃料洗浄設備に移送され、水蒸気-水洗浄が行われ、つぎに燃料の寸法検査が行われたあと、最後に輸送キャスクに装荷され、再処理のために外部へ送り出される。また、あ

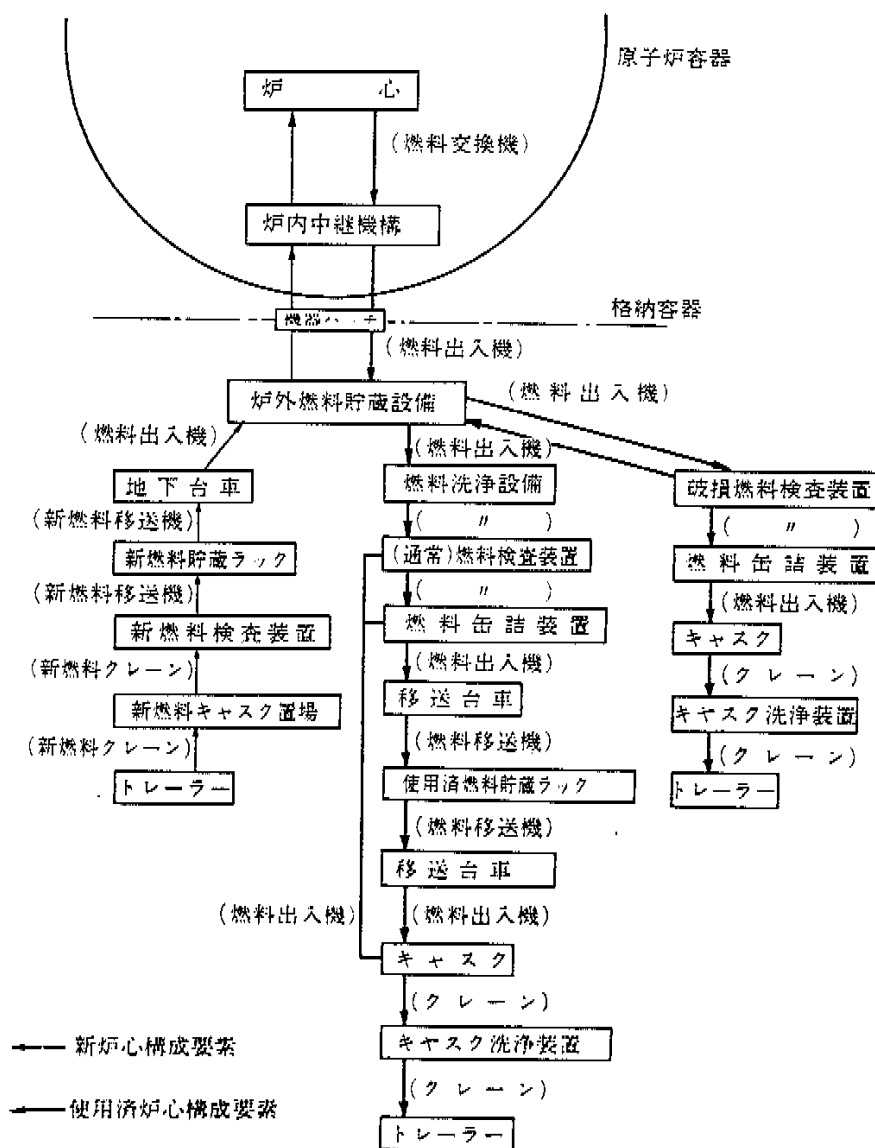


図9 燃料取扱手順

る期間プラント内で貯蔵する場合には、缶詰後、水プールに貯蔵することも可能なように考慮されている。一方、破損されていると考えられる疑似破損燃料は、缶詰装置で缶詰されたあと、輸送キャスクに装荷され、外部の燃料検査設備などへ送り出される。また新炉心構成要素は受入検査後、新燃料貯蔵ラックに一時保管されたあと、炉外燃料貯蔵設備へ移送、貯蔵される。

炉内の燃料取り扱いのための燃料交換機の位置決めは、回転プラグと燃料交換機アームの回転とにより行われる。一体あたりの燃料交換に要する時間は、燃料出入機による炉外燃料貯蔵設備と炉内間との燃料移送によって決まり、約100分である。

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タービン発電機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炉心冷却系、系へのナトリウム装荷、ナトリウム液面制御、ナトリウムの充填、ドレン、オーバフローおよび純化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次主冷却系のナトリウムは、原子炉ノズルを529°Cで流出し、図10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個の入口ノズルから流入し、3ループのナトリウムが混合される。熱輸送量は1ループあたり238MWtである。また1次主冷却系には、図11に示すようなたて型1段遠心式の自由液面を持つ機械式ポンプが、各ループのコールドレグに1基設けられている。ポンプ吐出側にはポンプ事故時、停止時に原子炉容器を通して他ループからの逆流を防ぐために逆止弁が設けられている。

1次主冷却系機器、配管は配管破損事故にそなえ、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3300mm）

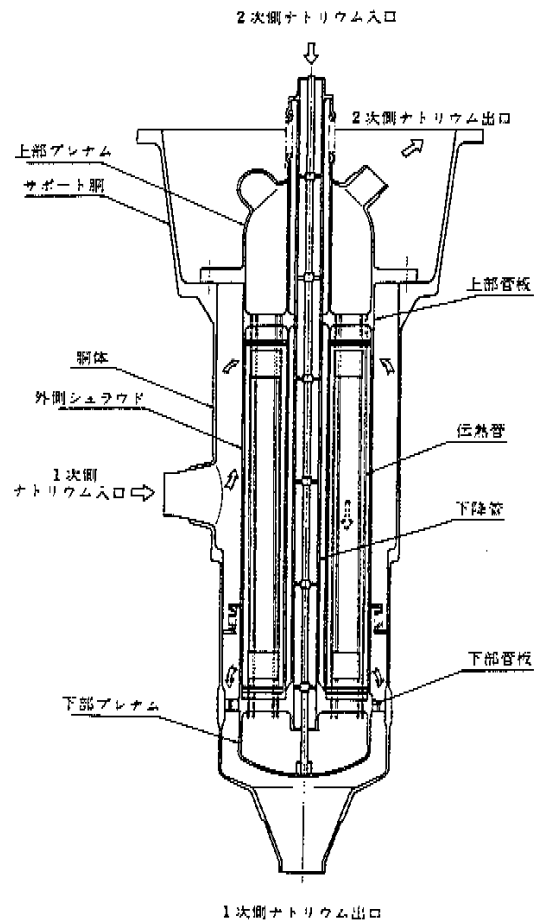


図10 1次主冷却系中間熱交換器図

以上に設置され、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。

2次主冷却系は、たて型1段遠心式ポンプ、蒸発器、過熱器（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メラより325°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505°Cで流出する。このナトリウムは過熱器、蒸発器を通り、主循環ポンプを経て325°Cで中間熱交換器にもどる。

液面制御に関しては、炉容器はオーバフロータンクから炉容器への汲み上げと、炉容器からのオーバフロー方式を採用している。また機械式ポンプは、構造上ナトリウムをオーバフローさせる必要があり、オーバフローしたナトリウムはポンプオーバフローコラムを経て、ポンプ

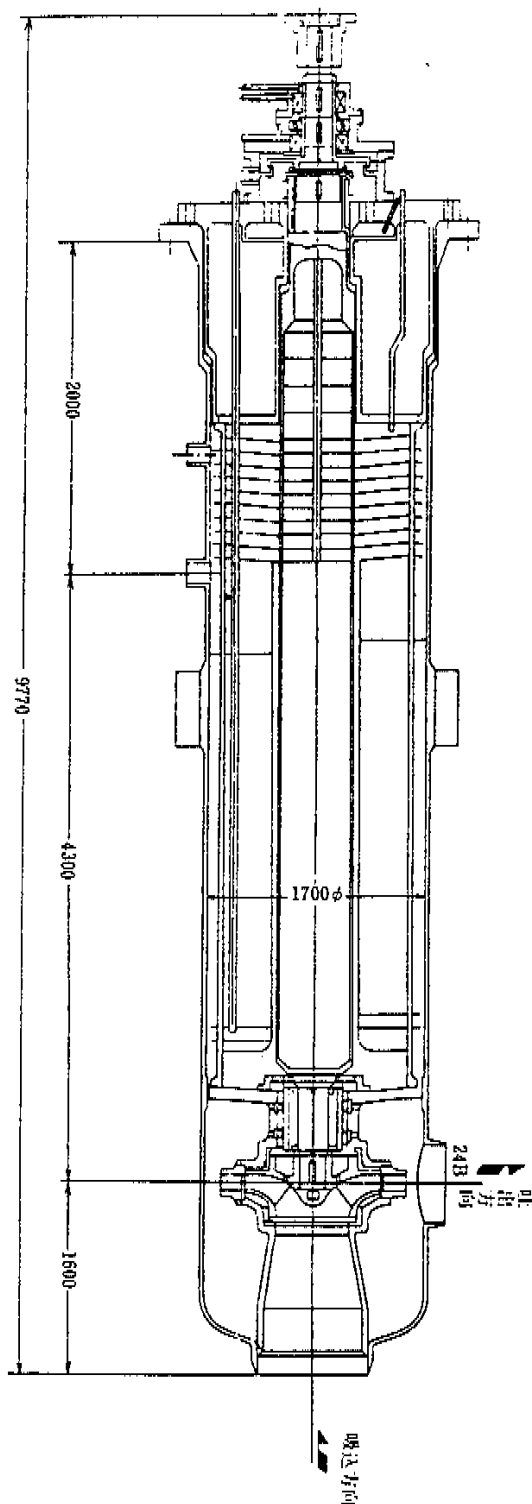


図11 1次系主循環ポンプ

吸込配管にもどす。蒸気発生器については、過熱器はカバーガス圧力制御により、蒸発器はオーバフロー方式により液面を制御する。中間熱交換器は図10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ない無液面型を採用している。

また、機器据付位置は原子炉スクラム直後の崩壊熱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次系および2次系の一部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、主冷却系事故による除熱不可時の緊急炉心冷却に用いられる。原子炉の崩壊熱は、1次系配管、中間熱交換器を経て2次系に伝達される。2次系においては過熱器入口より分岐した補助炉心冷却系に空気冷却器が蒸気発生器と並行して設置されており、中間熱交換器を出たナトリウムはこの空気冷却器により冷却され、2次主循環ポンプを経て中間熱交換器へもどる。蒸気発生器除熱モードから空気冷却器除熱モードへの移行は、蒸気発生器出入口に設置されている弁を閉じ、空気冷却器出口に設置されている弁を開にすることにより行われ、2次主循環ポンプによりナトリウムは循環される。

補助炉心冷却系は、1ループあたり緊急炉心冷却時約15MWt、燃料交換時約5MWtの除熱を行う。

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次主冷却系用3ループ)、2次補助ナトリウム系(2次主冷却系用3ループ)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、5基のダンプタンクと1基のオーバフロータンクを持ち、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持っている。オーバフロータンクと2基のダンプタンクは格納容器内最低部に設置される。残