

## 「もんじゅ」調整設計(Ⅳ)の概要

### 原型炉準備室\*

#### 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)、「もんじゅ」調整設計(Ⅱ)、「もんじゅ」調整設計(Ⅲ)が行われ、これを基盤にして「もんじゅ」調整設計(Ⅳ)が昭和51年9月より昭和52年3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(Ⅳ)は従来行われてきた概念設計のまとめとして行われ、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ابل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、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、三菱がそれぞれ担当した。

#### 2. 「もんじゅ」調整設計(Ⅳ)の概要

調整設計(Ⅳ)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(Ⅳ)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。

設計の内容は調整設計(Ⅳ)が従来行われてきた概念設計のまとめという点から設計の詳細なつめが行われ、つぎの点に顕著な成果が得られた。

- (1) 原子炉補助建物について地震時の接地圧の検討を行った結果、ベースマットの接地圧が十数%の面積に互って負になることが判明したので、これに対処するため機器、配管、ケーブルなどの配置調整を行い、原子炉補助建物の全高を約4.5m削減し、耐震設計の見直しを行い、設計の見通しが得られた。
- (2) 電気計測設備について実体の調査および合理化が行われ、電力盤、計測制御盤などについて約10%の削減をはかった。

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、図2に示すとおりである。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、それを囲んで外部遮蔽壁がある。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

\* 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	300MW
燃料	PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>
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(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)	5.9×10 <sup>4</sup> kg
ブランケット(Umetal)	1.71×10 <sup>4</sup> 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	283KW/ℓ
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)	1.20/1.21
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

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外部遮蔽壁からなっている。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、過熱器を経て、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、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っている。

燃料要素は、ガスプレナムを上部におく密封

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	給水ポンプ施設
14	非常用給水口
15	放水口
16	一般排水路
17	搬入道路

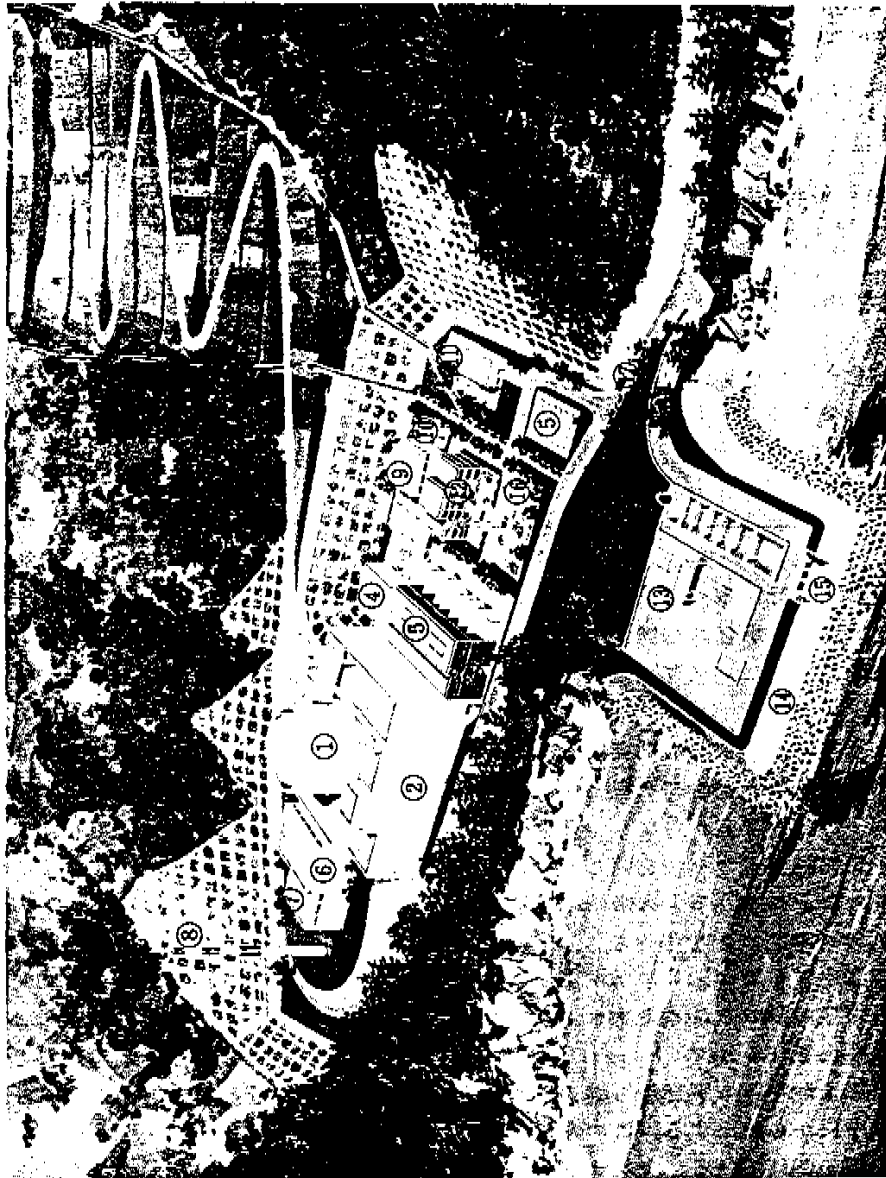


図1 「もんじゅ」プラント配置図（鳥瞰図）

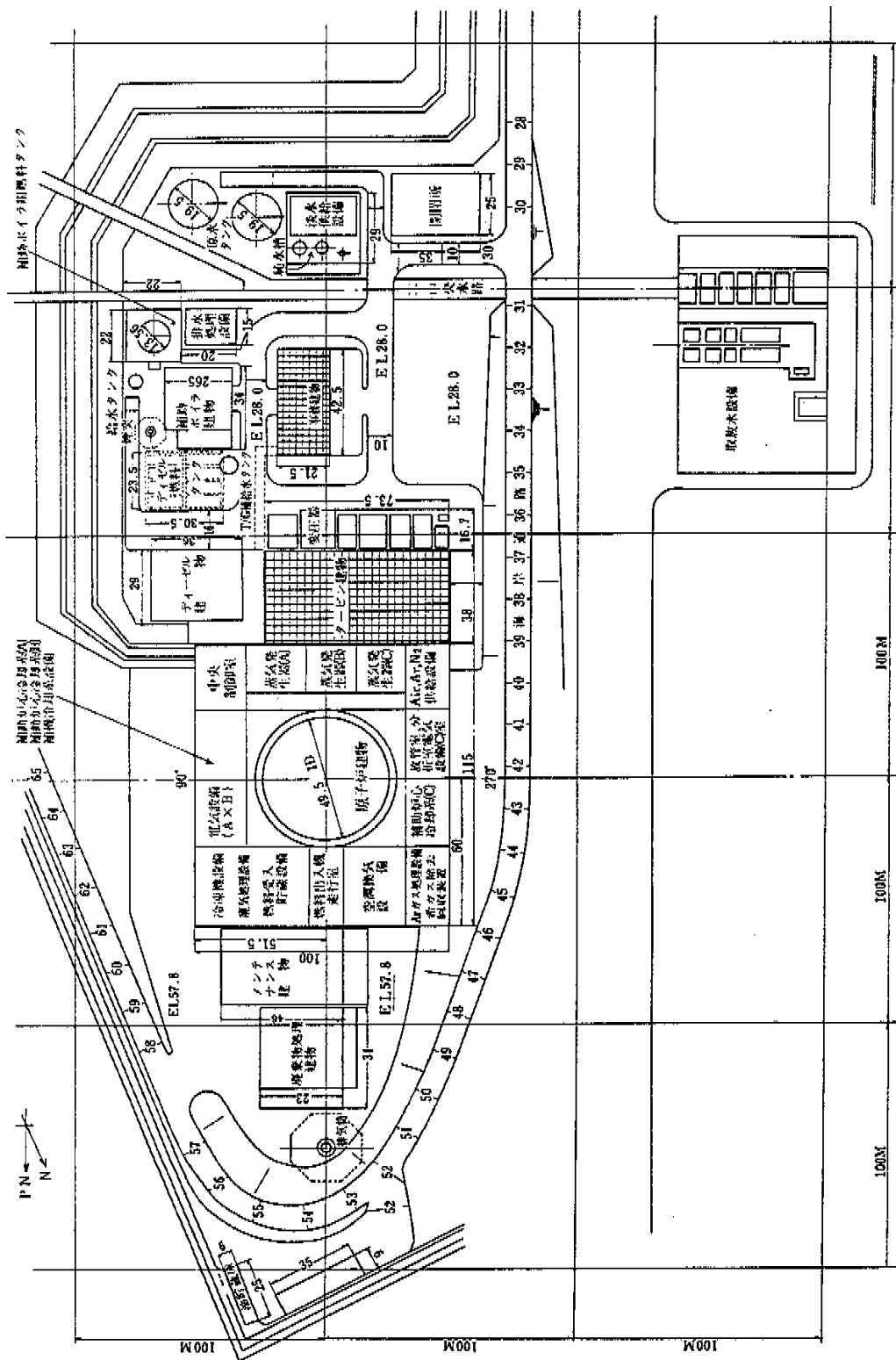


図2 「もんじゅ」 プラント配置図 (平面図)

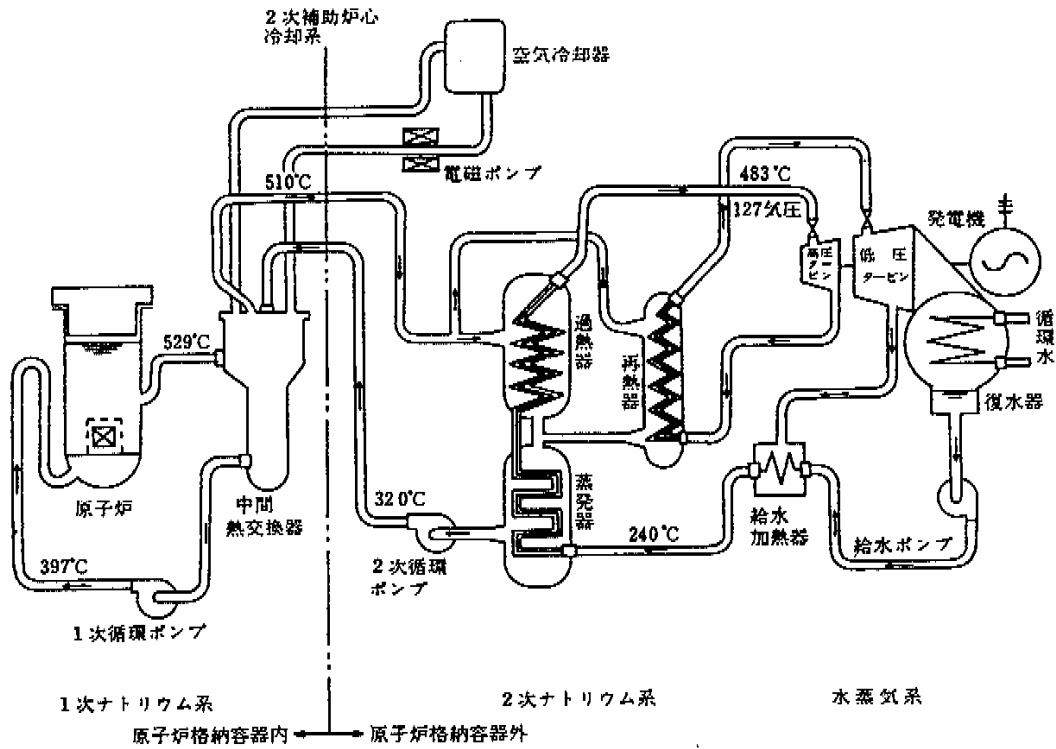


図3 「もんじゅ」主系統概要図

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4,200mm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、および体積膨張、あるいは地震による振動などを適当に制

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、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。

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、固定アーム、バンド

グラフ方式の交換機により、燃料は炉心一貯蔵ラックー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中継台車を経てキャスクカー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、中継車、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2400mm、高さ1580mmの円筒形に近い形をしている。炉心部は等価直径1788mm、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。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スチール製の筒の中に、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

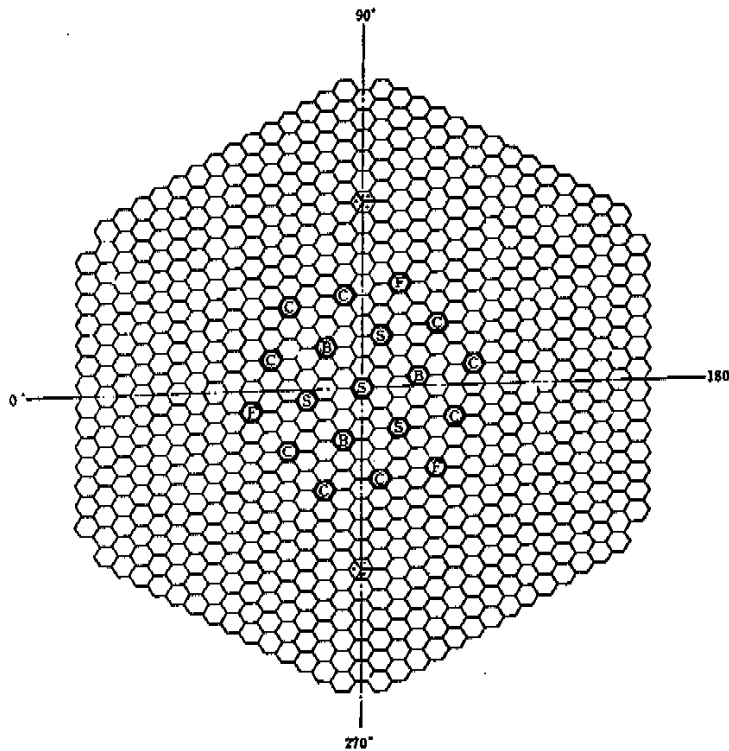


図4 「もんじゅ」調整設計(Ⅳ)炉心断面

炉心構成要素	配り	数量
炉心燃料集合体	フーニ	108
	フーニ	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	9
	安全棒 S	4
	信値加減子棒 B	3
中継台車		3
キャスクカー		318
アンバランス集合体		3
総数		713

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	2,335 l
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 $B_2C$ )	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	40.1
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

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、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。ラップ管内の燃料ピンは、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、 $U^{235}$ 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。炉心燃料ピンの最大線出力は、116%の過出力時に458w/cm(高温因子を含む)、過出力時の燃料最高温度は、2,565℃である。

炉心部には、燃料集合体ラップ管の熱彎曲、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 $5.9 \times 10^8$  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とブランケット燃料の1/5とを交換する。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89.5%、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℃に設計されている。このときの冷却材流量は $15.36 \times 10^6$  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%、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は、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、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。遮蔽プラグの納められている炉容器上部フランジの部分は、その外形が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囲んでいるベデ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すぎない大きさに制限されている。また、炉容器入口配管部から漏洩した冷却材が、できるだけ早く入口配管部のガードパイプの中に留まって、その液圧により漏洩部からの流出量を減らすことができるように、入口配管のガードパイプと炉容器ガードベッセル本体との間に仕切機構を設けてある。

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ピット室壁面に取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。炉容器ピット室は通常時、気密構造であり、運転中は窒素ガスを満たしている。

原子炉構造上方には、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、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、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。

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7参照）。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う。燃料交換時に回転プラグを回転させるときには、制御棒と駆動軸をグリッパのところで切離す。

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、68本の使用済燃料炉内貯蔵ラック、炉内中継機構、炉

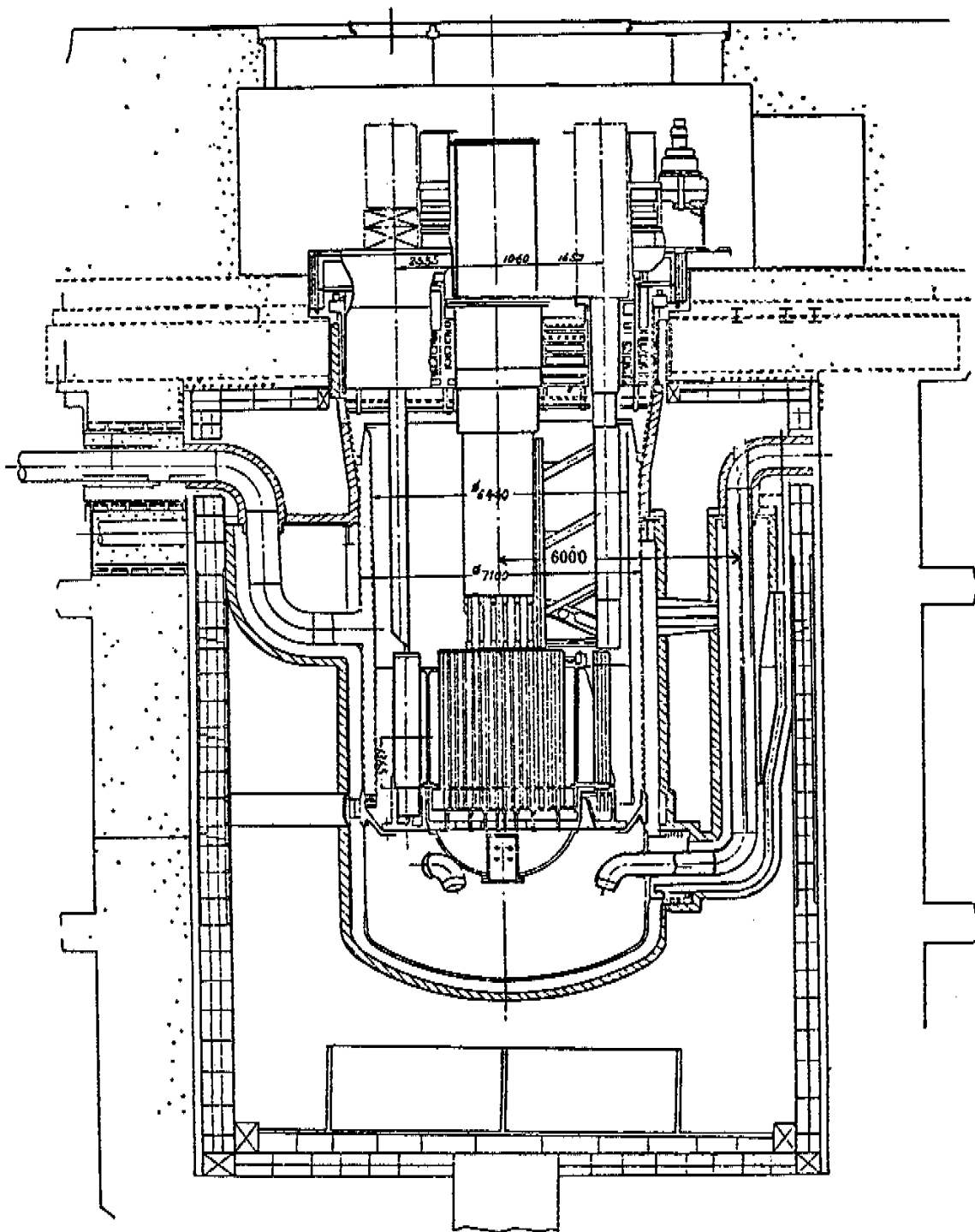


図6 原子炉構造図

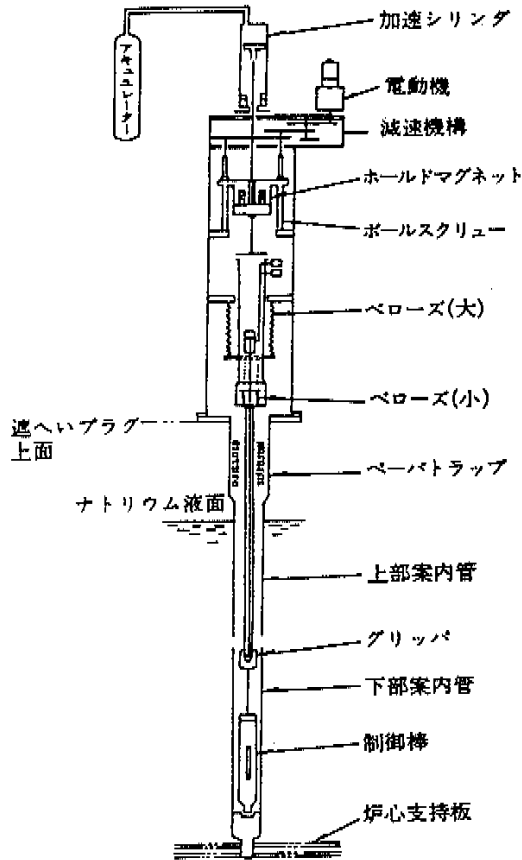


図7 制御棒駆動機構構造説明図

心の外部拘束機構、4層で316本のステンレス鋼製中性子遮蔽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円筒を設置している。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

および中性子遮蔽体については、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(遮蔽プラグ下面から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ゴンガス圧は通常運転時は約5,500mmAqである。

## 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8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おいてあるナトリウムの入った取出し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、格納容器の外の燃料貯蔵槽へ移送し貯蔵される。

一方燃料貯蔵槽に貯蔵されている新燃料は、逆の順序で炉内に挿入される。格納容器内での燃料交換作業が完了し、格納容器機器搬入ハッチを閉じたあと、原子炉運転が開始される。

そのあと、使用済燃料のうち破損されていない健全な燃料は、中継台車、キャスクカーによ

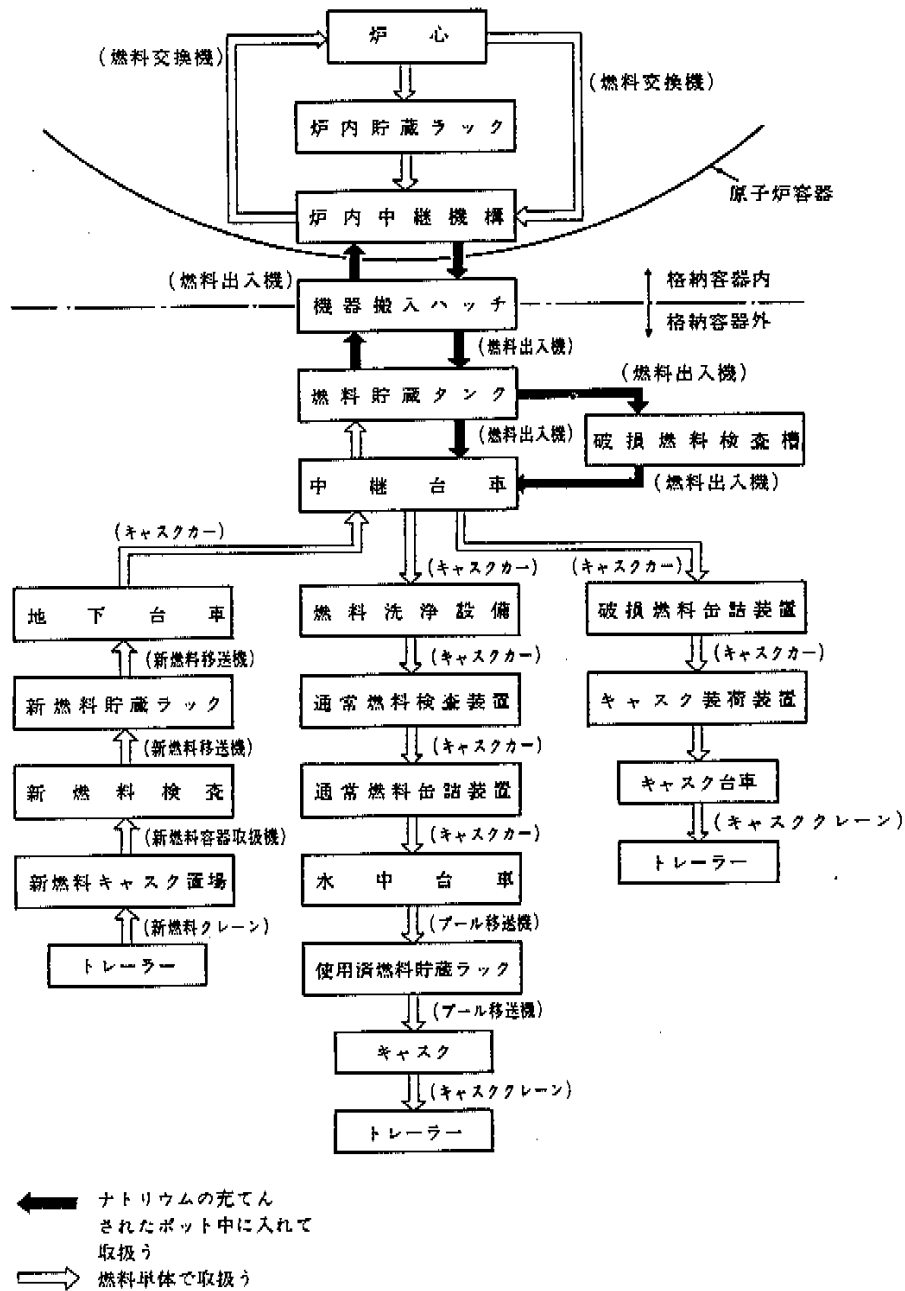


図8 燃料取扱手順

って移送され、洗浄、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疑似破損燃料は、ナトリウム詰の缶詰を行いキャスクカーに装荷され、所定の燃料検査設備などに送られる。また新燃料は受入検査後、新燃料貯蔵ラックに一

時保管されたあと、ナトリウム貯蔵タンクへ移送し貯蔵される。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、回転ブ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。一本あた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℃で流出し、図9に示すような中間熱交換器の胴側を通り、397℃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238MWtである。また1次主冷却系には、図10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備え、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を経てポンプ吸込配管にもどす。なお調整設計(Ⅳ)では入口ノズルの位置を変更し、内蔵された補助炉心冷却コイル部の1次側のナトリウム流れを上昇流から下向流に変え、崩壊熱除去運転時におけるコイル部の伝熱性能の向上をはかっている。

中間熱交換器については、図9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。

2次主冷却系は、たて型単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マより320℃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℃で流出する。このナトリウムは流量配分にしながらって過熱器、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℃で中間熱交換器にもどる。部分負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を自然循環により除去できるようにになっている。

### 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。

### 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備え、6基のダンプタンクを持ち、これは1次系で使用する全ナトリウムのド

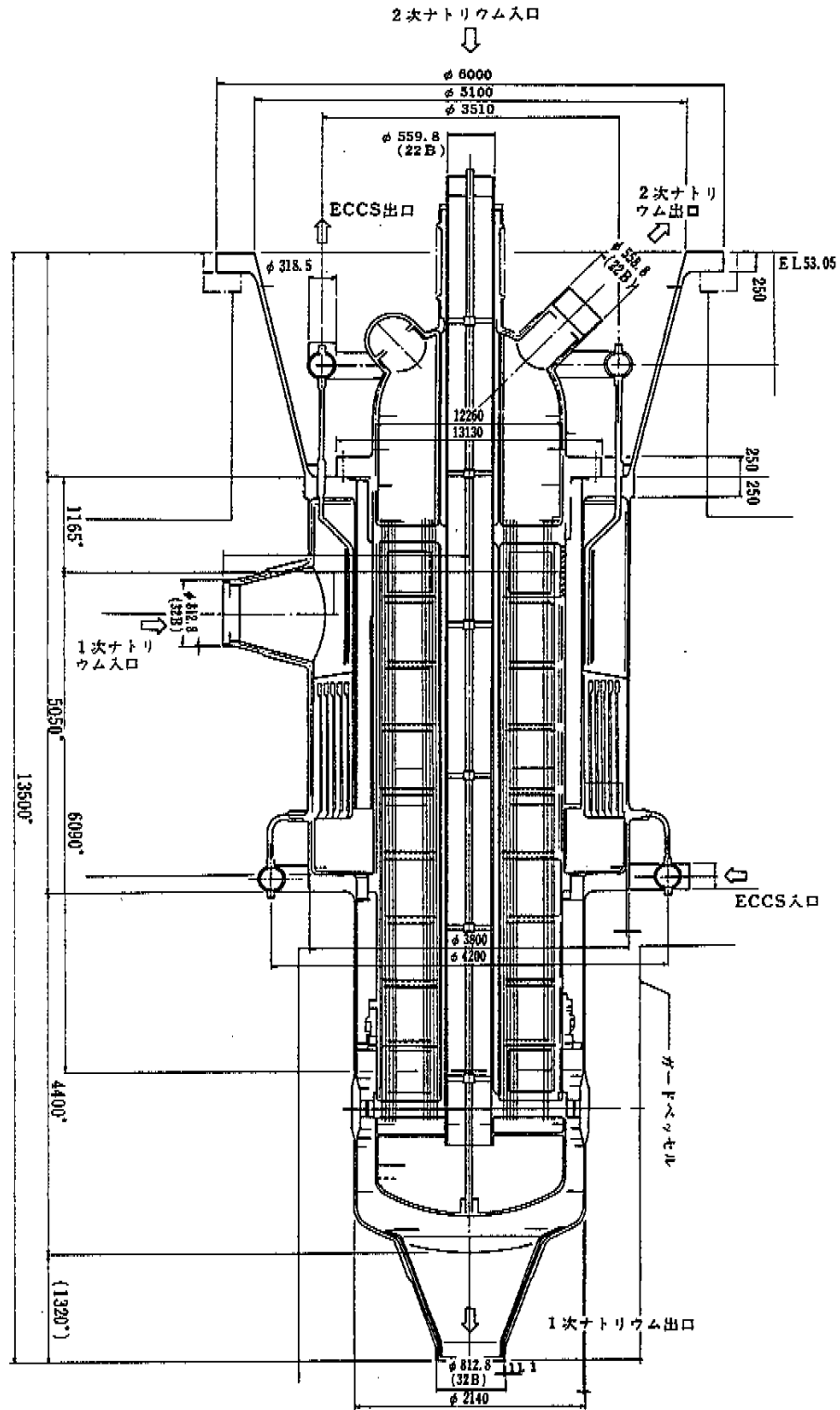


図9 主冷却系中間熱交換器