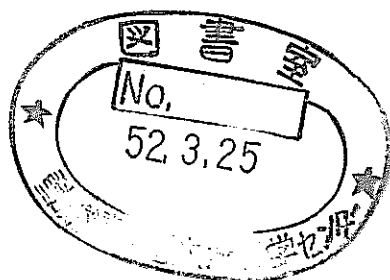


TN241 77-02

| | |
|-------|------------|
| 区分変更 | |
| 変更前 | ＝ |
| 実施年月日 | 平成13年7月31日 |

「もんじゅ」調整設計（Ⅲ）の概要

原型炉準備室



| 技術資料コード | |
|-------------------------------------|-------------|
| 開示区分 | レポートNo. |
| | N 241 77-02 |
| この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です | |
| 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室 | |

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

正誤表

動力炉技報No21別刷「もんじゅ」調整設計(Ⅲ)の概要の6頁、左側、
上から5行目が誤っていましたが陳謝してつぎのように訂正致します。

| 正 | 誤 |
|-----------------------|---------------------|
| 槽に移送され、冷却される。つぎに冷却された | 機構の下部に取付けられているポットに挿 |

「もんじゅ」調整設計(Ⅲ)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)が行われ、これを基盤にして「もんじゅ」調整設計(Ⅲ)が昭和50年11月より昭和51年6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(Ⅲ)は調整設計(Ⅱ)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、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(Ⅲ)の概要

調整設計(Ⅲ)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(Ⅲ)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「もんじゅ」調整設計(Ⅱ)を基盤にして、さらに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) 原子炉補助建物は機器、配管などの設計のつめを行って配置調整を行い、縮小化を行った。その結果、平面寸法は98m×113mとなり、調整設計(Ⅱ)の寸法(100m×120m)より縮小された。
- (2) 据付工程手順の検討が行われ、それにもとづいて設計のつめが行われた。

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、それを囲んだ外部遮蔽壁は、トップドーム付となっている。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、海側から見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

* 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 | 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 | 15.0/21.1 |
| 平衡 | 14.9/20.5 |
| 燃料インベントリ | |
| 炉心 (U+Pumetal) | 5.9×10 ⁴ kg |
| ブランケット (Umetal) | 1.71×10 ⁴ 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 ² 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 |

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プドームをもった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、縦型平行流式の中

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/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/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領域にわけられ、炉心燃料は、Pu-U混合酸化物を富化度の異なる2領域にわけ、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置く密封一体形で、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

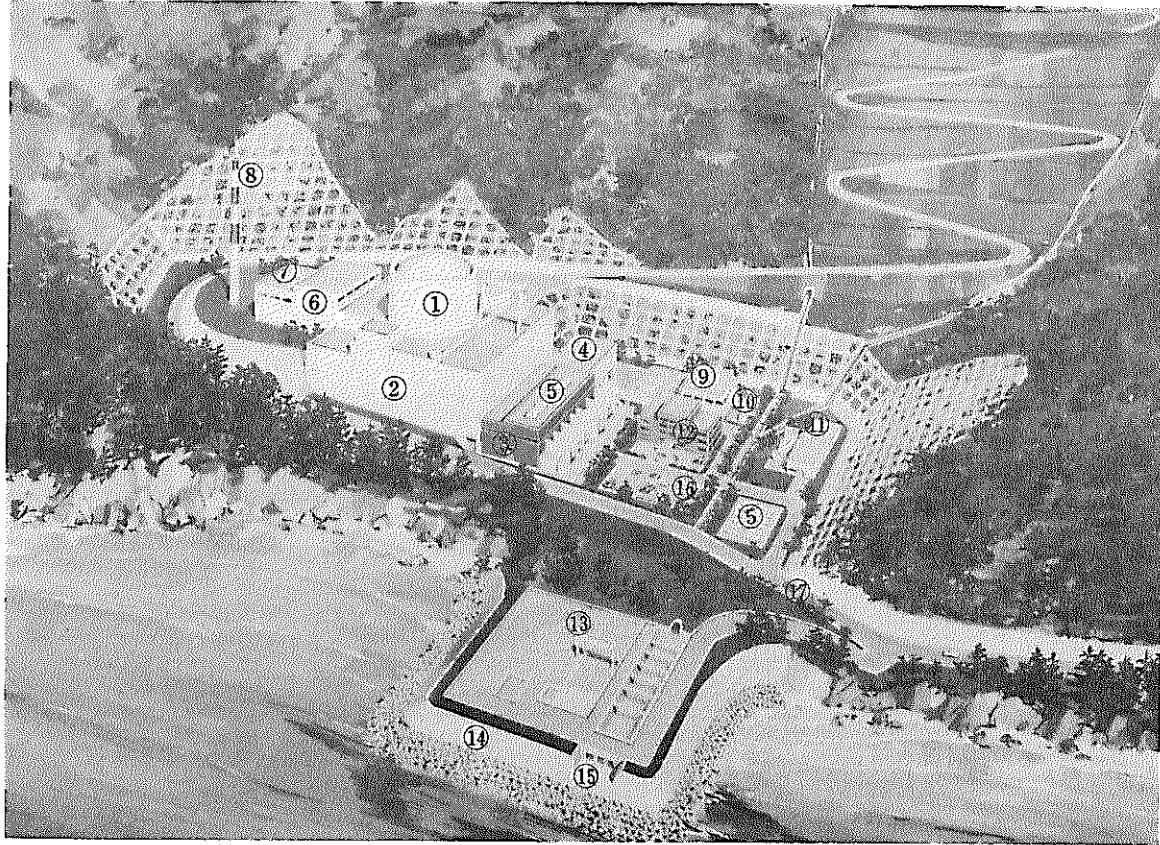


図1 「もんじゅ」プラント配置図(鳥瞰図)

| 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 | 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 | 搬出入道路 |

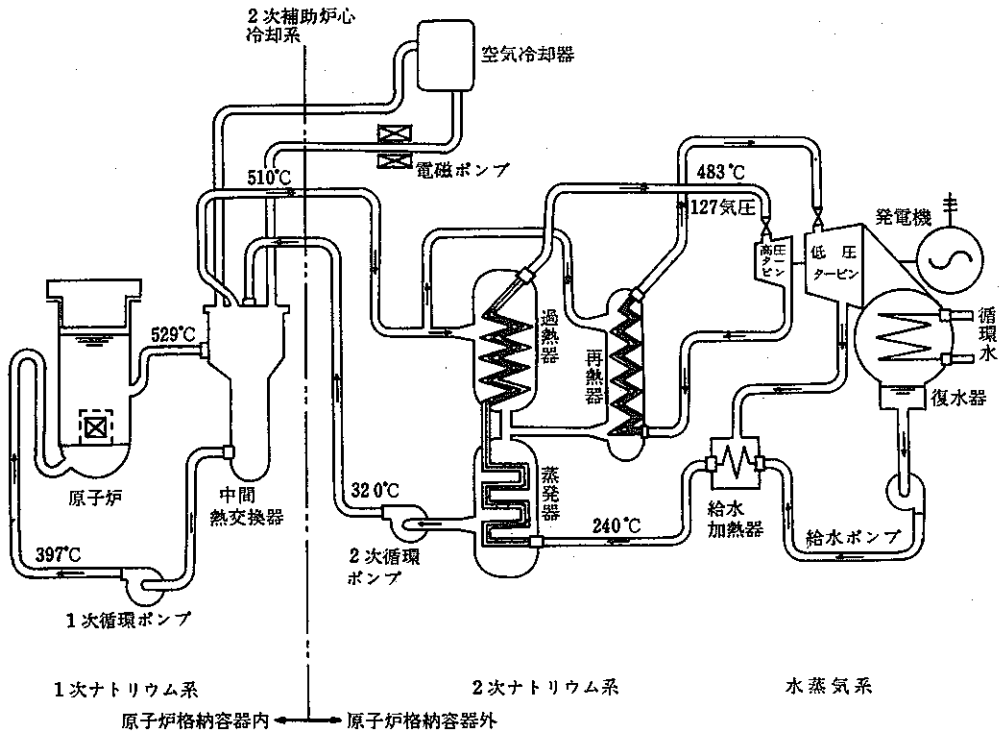


図3 「もんじゅ」主系統概要図

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機構の下部に取り付けられているポットに挿入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

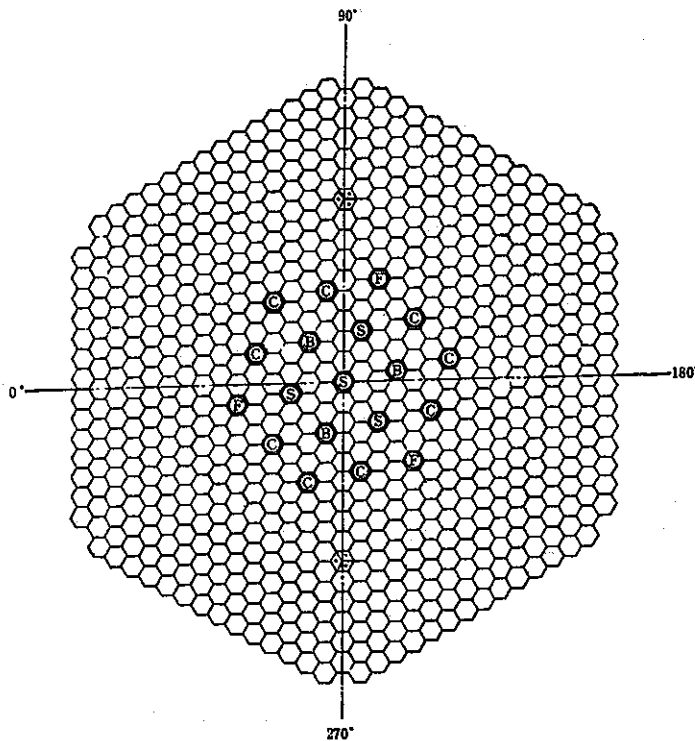
ケット燃料集合体で完全にかこまれている。炉心部には、19本の制御棒案内管が配置されていて、炉の出力制御、停止のために12本の調整棒と7本の安全棒が挿入される。12本の調整棒は、3本の微調整棒と9本の粗調整棒に分けられている。制御棒要素内の吸収体としてはB、Cが使われている。

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て

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5に示すように、管外対面距離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本の軸方向ブランケットと一体になった燃料ピンがお



| 炉心構成要素 | | 配り | 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 | 9 |
| | 安全棒 | S | 4 |
| | 後備用種子棒 | B | 3 |
| 中性子深 | | | 2 |
| 中性子しゃへい体 | | | 316 |
| サーベランス集合体 | | | 8 |
| 総数 | | | 715 |

図4 「もんじゅ」調整設計(III)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 | 2,335 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) | 1,365mm |
| 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 |

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、内厚0.47mmのSS316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。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℃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5.9×10³kg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℃に設計されている。このときの冷却材流量は、15.36×10⁶kg/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らないように、上下支持板間の高圧プ

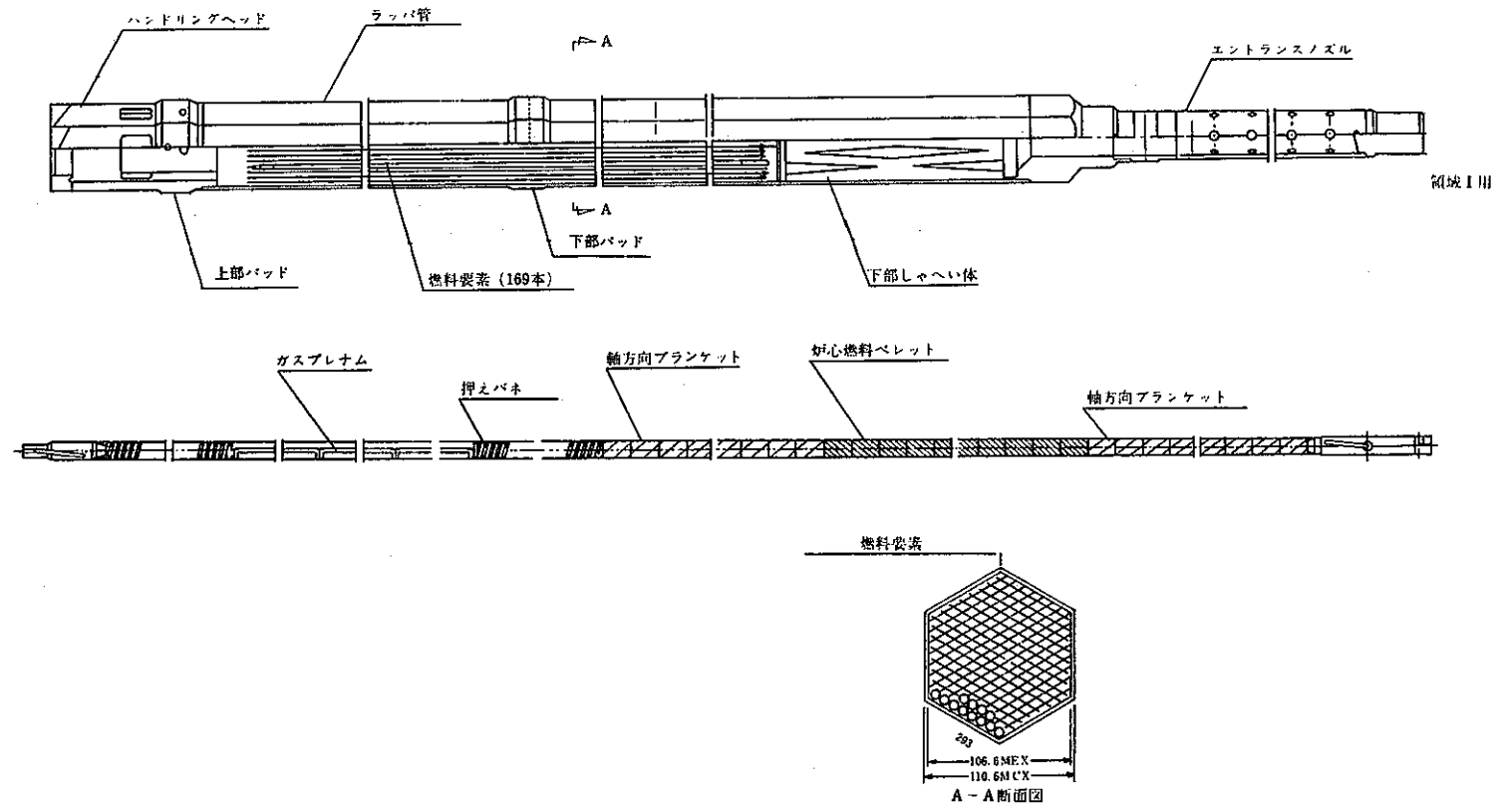


図5 「もんじゅ」調整設計(Ⅲ)炉心燃料集合体(ワイヤ型)

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かこんでいるペダ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に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りつ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、遮蔽プラグ塔載機器は、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により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

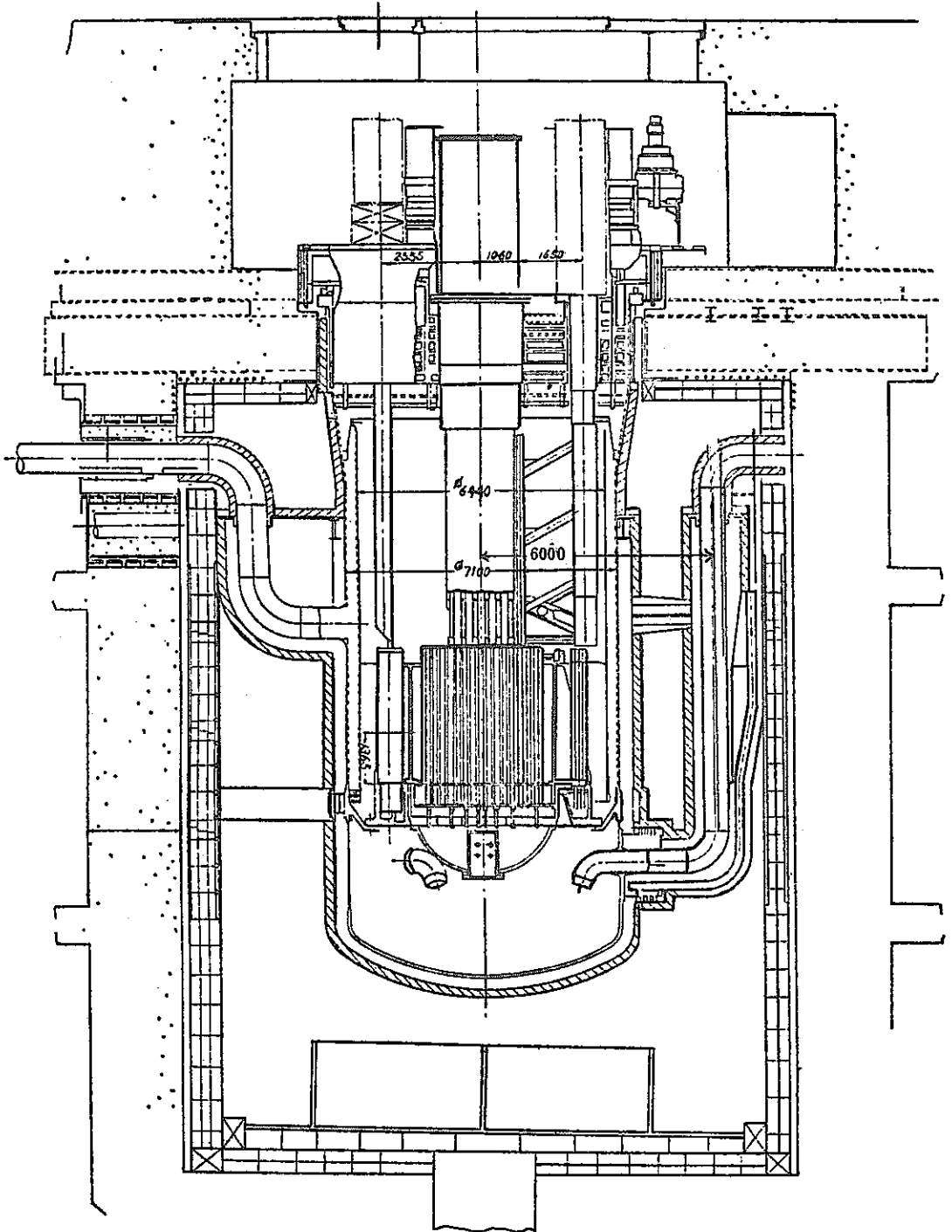


圖 6 原子炉構造圖

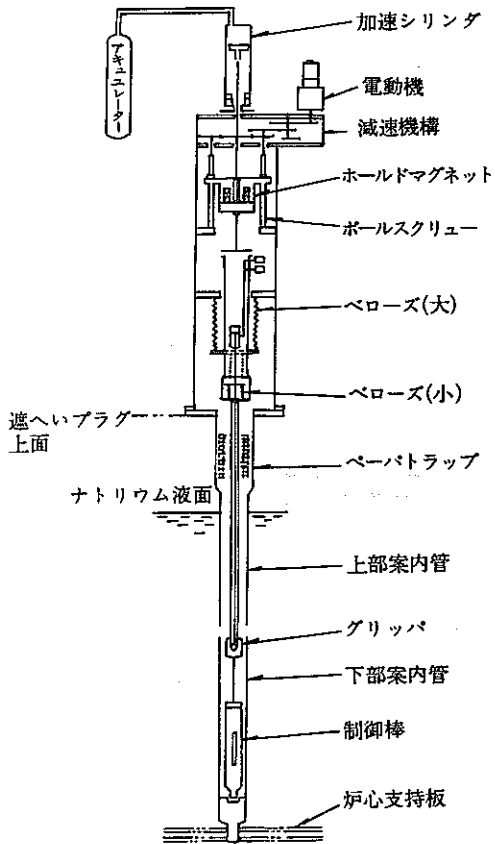


図7 制御棒駆動機構構造説明図

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、仮想事故時、原子炉容器および1次主冷却系の健全性を確保するとともに、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コンガス圧は、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、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に取り出され、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

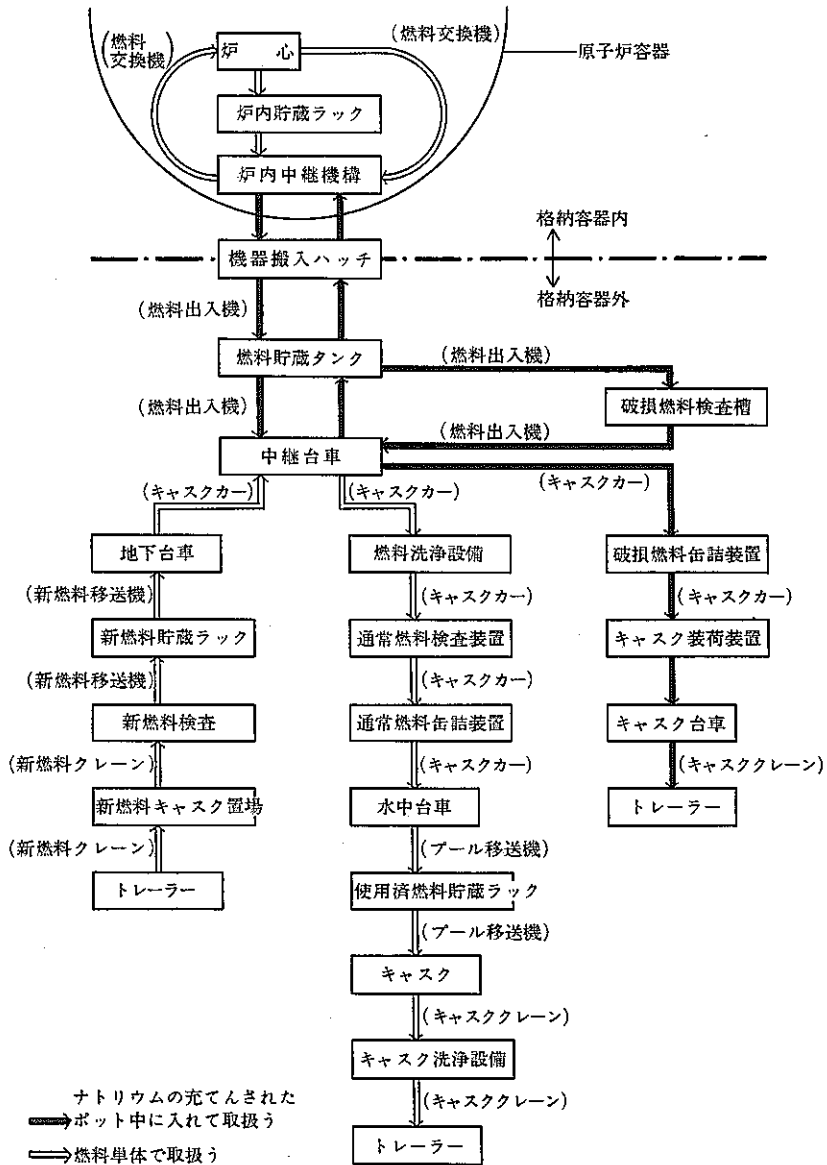


図8 燃料取扱手順

よって移送され、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、ナトリウムの缶詰のまま、キヤ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。一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9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

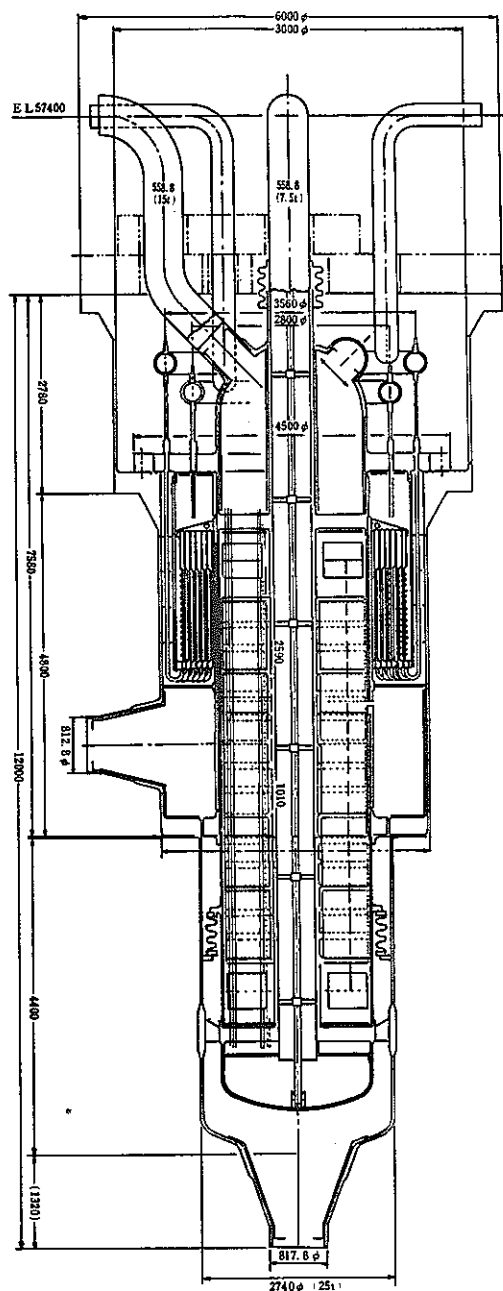


図9 主冷却系中間熱交換器

上部中央ダウンカメラより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

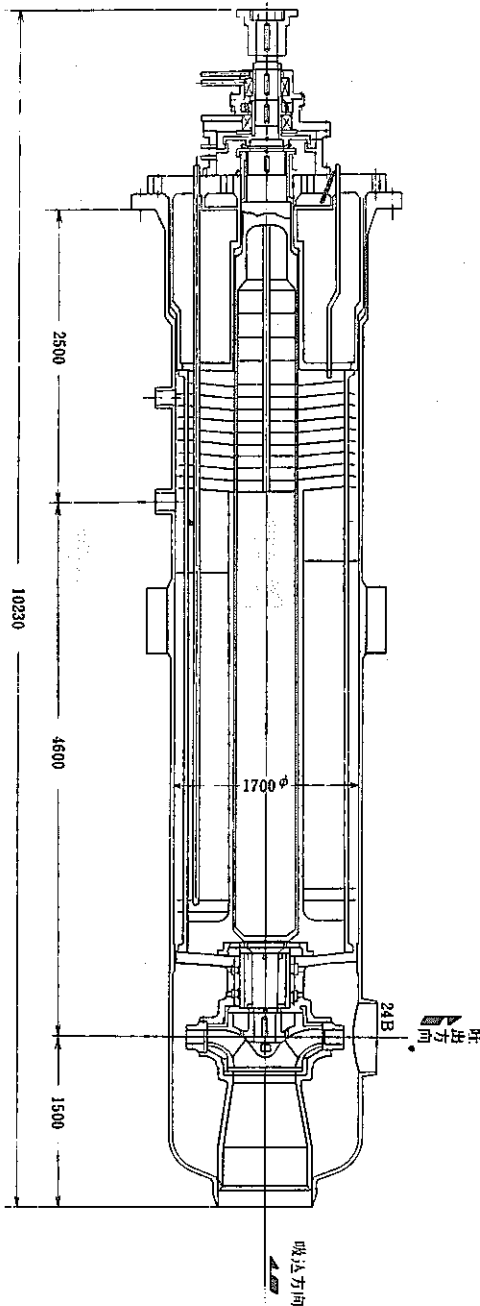


図10 1次系主循環ポンプ

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

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て補助ナトリウム系を設けてある。

主冷却用には1ループあたりダンプタンク2基をもち、このうち1基はオーバフロータンクも兼用している。また1ループあたり独立2系統の純化系をもち、純化目標値は10ppmである。

(3) 補助炉心冷却系用補助ナトリウム

補助炉心冷却系用としては、3ループおのおの独立に1基のダンプタンクと1系統の純化系を設けてある。

6.4 ガス系

アルゴンガス系としては、閉回路を形成する1次アルゴンガス系（放射性廃ガス）と開回路の2次アルゴンガス系よりなる。1次アルゴンガス系は、ナトリウム自由表面の酸化防止、循環ポンプ軸封、ナトリウムの加圧移送のために使用するアルゴンガスを供給、排気する系統であり、初期アルゴンの置換のために真空系をも備えている。2次アルゴンガス系は、おもに蒸発器、循環ポンプダンプタンクのカバーガス圧力を3,000mmAqに保つと同時に、過熱器、再熱器のナトリウム液面制御を行うために設けられており、1次系と同様の意味で独立の真空系を

設けている。

予熱用には窒素ガス系が設けられており、充填に先だつて機器、配管などを予熱し、ナトリウムの凝固および熱衝撃を防止する。

1次カバーガス系には、希ガス除去回収装置がアルゴンガス浄化用に設置され、カバーガス中に混入するXe、Krなどの放射性核種を除去して、系統内への蓄積を防止し、カバーガスの再循環使用と外部被曝線量の低減をはかる。希ガスの回収率は99.99%以上、濃縮比10以上である。装置の系統図を図11に示す。1次アルゴンガスは、活性炭吸着塔を通過する間に、Xeは約30日間ホードアップされて減衰される。ついでガスは、熱交換器において冷却されて連続蒸留塔に入り、塔底にXe、Krを分離したのち、さらに回分蒸留塔で濃縮され、貯蔵容器に圧縮充填される。清浄アルゴンガスは連続塔々頂より押出され、循環使用される。

6.5 機器、配管配置

冷却系機器レベルおよび配管、配置を決定するにあたっては、下記のような事項を考慮している。

1. 配管は原則として、安全上設定された最低レベル（システムレベル）より、上方空間を引きまわす高所引きまわしを行い、これより以下にならざるを得ないものについては、ガ

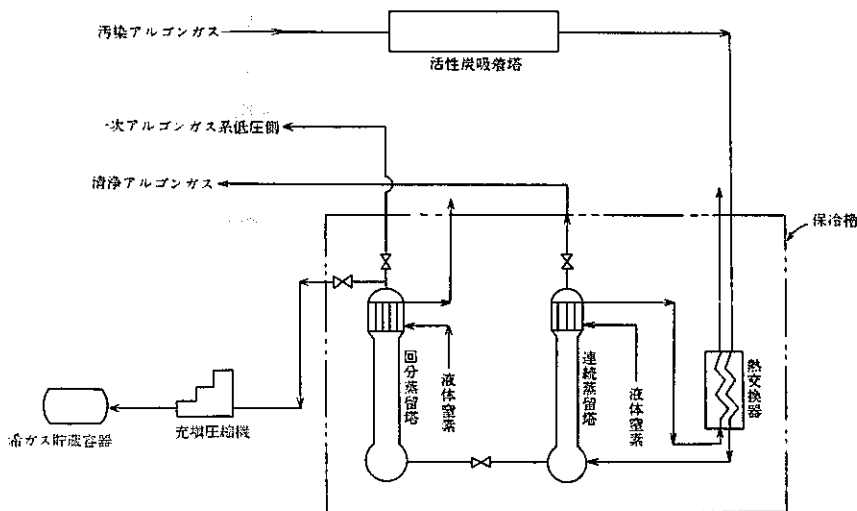


図11 希ガス除去回収装置系統図

ードベッセル内に配置した。

2. 高所配管、機器内、非常時に考えられる冷却材の温度上昇に対しても、トリチェリの真空による液面を生じないように、非常時液位から11mの高さ以下に機器配管を設置する。
3. 高所引きまわし配管の結果、負圧の生じる部分ができることを防ぐため、原子炉容器カバーガスを約5,500mmHgとした。
4. 1次系、2次系とも自然循環による冷却が可能をよう、伝熱中心差をとった。
5. ポンプ下部液体軸受けは、原子炉容器液位が非常時液位に低下した場合でも、ポンプ作動中は冷却材中に浸っているような配置とした。
6. 中間熱交換器2次側最低圧力は、原子炉通常運転時、停止時を問わず、常に1次系最高圧力よりも高くなるよう配慮した。
7. 1次主冷却系、機器、計器のメンテナンスに留意した。
8. 2次主冷却系配管は、格納容器隔離弁外側にアンカーポイントを設置し、耐震クラスAsとBとの境界に、ハードウェアとの対応を明確にした。

7. 蒸気発生器系

蒸気発生器系は、ヘリカルコイル伝熱管をもつ蒸発器、過熱器および再熱器が分離されて置かれる分離型蒸気発生器で構成されている。各2次主ナトリウムループに、それぞれ分離型蒸気発生器一式が設置される。図12は蒸発器の概念図の一例である。これらの配置は図3に示すように、ナトリウムの流れに沿ってみれば、過熱器と再熱器が並列になり、蒸発器は前2者のナトリウム出口側に直列に置かれている。この蒸気発生器では、管板がカバーガス中に置かれていて、ナトリウムの自由液面が設けられている。したがって、この自由液面のレベルを制御する必要がある。今回の設計では、過熱器と再熱器の液面をカバーガス圧力で制御し、蒸発器については、ナトリウムのオーバーフローにより制御する方法が採用されている。過熱蒸気と再熱蒸気の温度は、過熱器と再熱器へのナトリウ

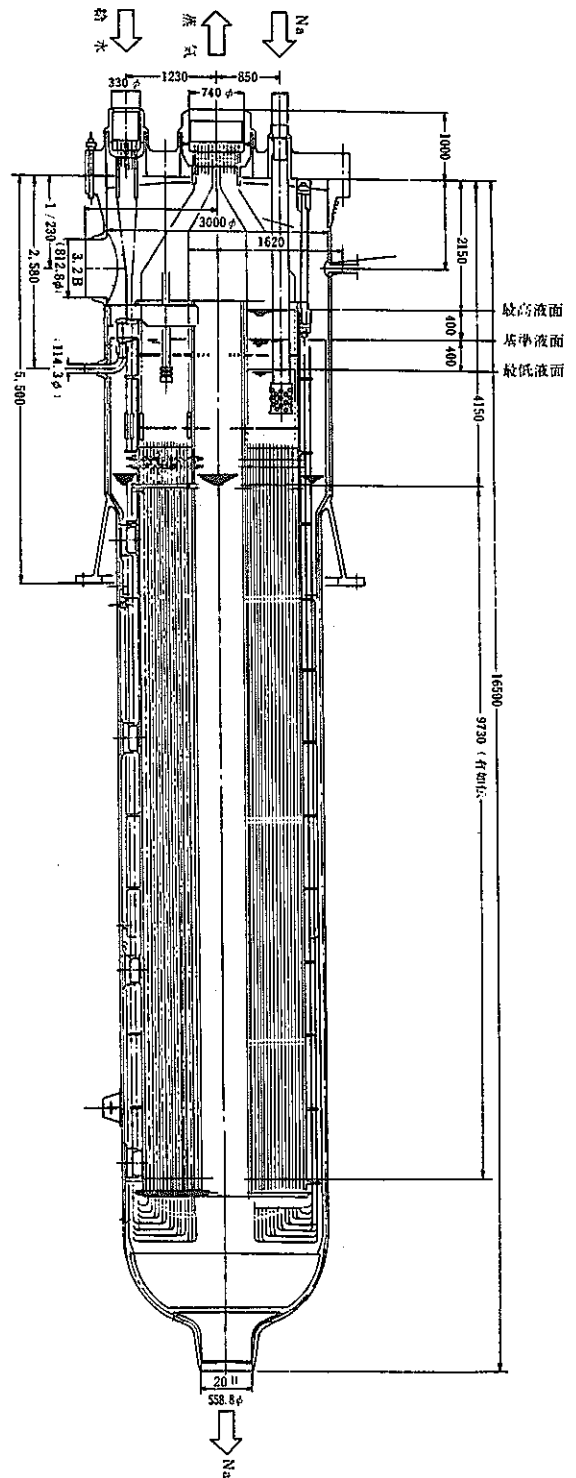


図12 蒸発器

ム流量の分配比を調整することによって制御される。

水、あるいは蒸気の水素中への漏洩が生じた場合の安全系としては、水-ナトリウム反応圧と反応生成物の放出系が設けられている。

この放出系は、小規模反応を放出する系統と、大規模反応を放出する系統よりなっている。小規模反応放出系は、主として反応生成物である水素を放出する系統である。

大規模反応放出系は、伝熱管4本が完全破断した場合を想定し、この時の圧力および反応生成物、同伴ナトリウムを放出、捕集し、気液分離装置を通し、水素を放出する系統となっている。

この系統は、不活性ガス雰囲気になっていて、蒸気発生器とは破壊板により隔離されている。破壊板は、カバーガス中に設置されている。

水、あるいは蒸気の小漏洩の早期検出のために、水素濃度検出系が設けられている。ナトリウム中水素の検出用としては、ニッケル膜拡散法、ガス中では、ガスクロマトグラフ法の機器が設置されている。

8. タービン発電機系

タービンは、串形3ケーシング、4流排気再熱式復水タービンで、使用条件は主蒸気止め弁

での主蒸気圧力が $127\text{kg}/\text{cm}^2$ 、温度が 483°C 、再熱器温度が 483°C で、定格出力時の排気真空度は 722mmHg である。タービン段落数は16段で、正味熱効率は 41.55% である。

発電機は、従来火力発電に用いられているものと同様で、3相2極、 $3,600\text{rpm}$ 回転界磁型同期発電機である。出力は $335,000\text{KVA}$ で、冷却方式は固定子を水冷却、回転子を水素ガス冷却で行う。

給水系には、給水加熱器として低圧給水加熱器3段、脱気器1台、高圧給水加熱器2段がある。給水ポンプとしては、タービン駆動の主給水ポンプ2台と 15% 容量で、電動機駆動の起動用給水ポンプ2台がある。蒸気系には、定格の約 15% 連続容量の蒸気バイパス系がある。

運転状態は、基底負荷運転を原則としているが、 30% 以上の負荷で自動運転が可能で、定格負荷の $\pm 5\%$ /分のランプ変化、 $\pm 10\%$ のステップ変化に追従できる。

9. プラント運転モード

プラント運転方式について、低温停止、通水待機、出力運転、燃料交換、メンテナンスの各状態を定義し、1次主冷却系、2次主冷却系、水・蒸気系の各運転条件を明確にした。プラント運転サイクルをオ13図に示す。何らかの理由

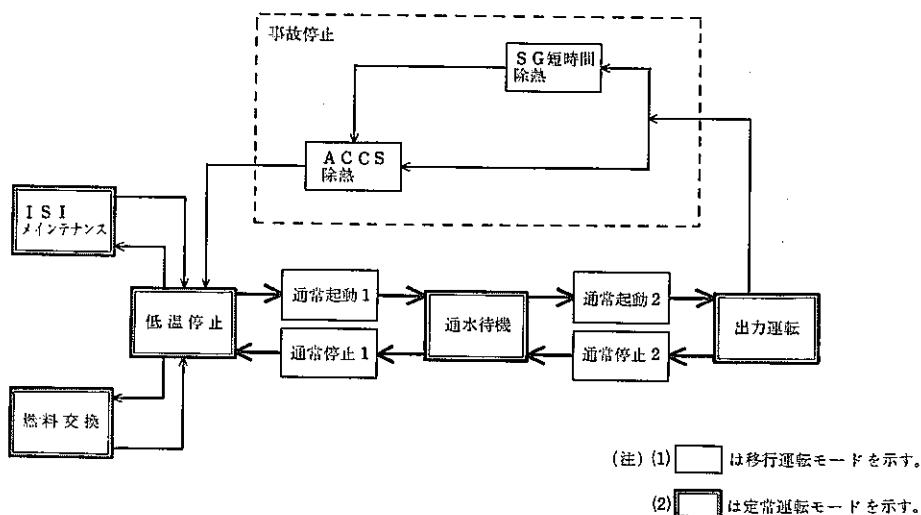


図13 プラント運転サイクル

によりプラントがいったん停止に向った場合に、その再起動を容易にするため、水系で崩壊熱の除去を行うモードを温態待機と仮称していたが、この運転モードを長時間保持しておくためには、補助ボイラを使用して給水温度を保持する必要が生じ、通水待機と称した方が実態をよく表わすということで名称を定義した。このモードでは1次主冷却系を40%流量、2次主冷却系を30%流量、水系は蒸発器を単相運転とし、給水量を10%とする。熱源としては崩壊熱の減少に伴ない補助ボイラを使用する。このように水・蒸気系で除熱できる間は補助炉心冷却系は使用しないで再起動を容易にできる態勢を保持することを基本とする。

プラントを短期間で再起動する必要がない場合は、プラント運転モードは低温停止モードから燃料交換およびメンテナンスモードへとすすむ。この場合、崩壊熱の除去は補助炉心冷却系で行うことを原則とするが、状況によっては通水待機の状態で除去することも可能である。

プラントの停止は大別して通常停止と事故停止になるが、前者の場合は、通水待機→低温停止の手順をとる。一方事故停止の場合にもできるだけ水・蒸気系で一定期間除熱を行わせることによって1次、2次主冷却系のコールドレグ機器の保護および補助炉心冷却系機器の起動時の熱衝撃を緩和する方向で検討している。

10. 電気・計測制御設備

電気設備の設計の基本的な条件としては、国内のほとんどの火力・原子力発電所と同様、ユニット・システムを設計にとり入れており、1次主循環ポンプは、通常運転時には、常用母線、かつ給電される流体継手を用いた可変周波数電動発電機電源により駆動されるとともに、回転数制御が行われる。

ファースト・カットバック（所内単独運転）は、行わない。タービン・トリップ時に、1次主循環ポンプや水系除熱関係のポンプの電源が即時断たれることを避けるため、発電機の残留電圧に期待することを設計に取入れている。この場合、外部電源喪失のないタービントリッ

時には、発電機のモータリングが起こるが、モータリングが短時間であれば、タービン側に問題は無いといわれている。

所内高圧系統は、非常系、常用系とも3母線で構成されている。母線切替方式としては、非常用母線については、母線間の自動切替、いわゆるスイングバスは行わない。しかし常用系母線は、非常系母線と連けいし、ユニットトリップ時に対処できるよう設計されている。また、所内低圧系統は、高圧系統と同様6系列に分割し、母線間の連けいは原則として行わない設計としている。図14は、電気設備の単線結線図である。

非常用母線は、1系統の電源故障を仮定しても残る他系統によって、充分事故に対処できるよう独立性と多重性を有する設計となっている。また、非常用母線は、常時は起動変圧器より給電されているが、外部電源喪失により給電が不可能となった場合に対する後備電源として、各母線に非常用ディーゼル発電機を保有している。

非常用の電気設備は耐震Aクラスとし、設計想定地震時にも機能が喪失しないように設計し、事故時の予想される雰囲気にも耐えられる設計とし、「もんじゅ」の冷却系のシステム設計や安全評価基準と関連して、高速炉としての要求を十分設計にとり入れている。また、火災などにより中央制御室が使用できない場合に、中央制御室以外の場所から原子炉を安全に停止し、また、安全な状態に維持できるような装置を設置している。

計測制御設備は、プラント制御系、安全保護系、中性子計測系、炉内計測系、破損燃料検出系、プロセス計測系、放射線監視系、Na漏洩検出系などに大別されるが、高速炉の特殊性からプラント設計に占める比重が大きい。計測点数は6,000点を越えるど予測され、膨大な数になっている。この理由としては、全炉心燃料集合体に出口計装が必要であること、ナトリウム機器には予熱が必要であり、そのための予熱計装が多いこと、軽水路プラントにはない2次系が1次系同様3ループあること、次期実証炉、商用炉の開発へつなぐための原型炉プラントである

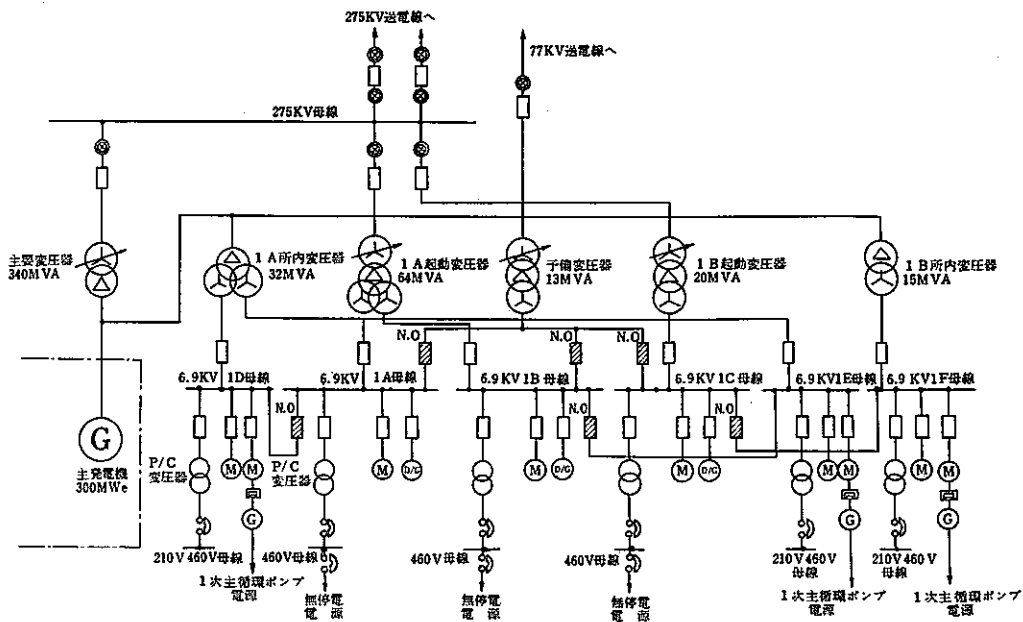


図14 「もんじゅ」単線結線図

ために、データ採取および設計条件確認のために必要な計測が多いことなどがあげられる。

高速炉では、炉心燃料の過熱などを早期に検出し、原子炉を手動スクラムさせることにより炉心燃料を保護する設計となっている。そのために炉内のきびしい条件下でも使用に耐える信頼性のある検出器が要求されており、これらの評価検討が行われている。

中性子計測系は原子炉の最初の燃料装荷から定格出力の120%にいたる約12桁にわたる中性子束および、その時間変化率を計測し、監視する。出力信号はプラント制御系および安全保護系にも送られ、原子炉制御信号の一部およびスクラムなどの安全保護動作信号として使用される。中性子計測系の計測範囲を図15に示す。

破損燃料検出系はその目的により二つに大別される。すなわち、原子炉内の燃料のどれかが破損した場合に、破損したことおよび破損がどのような規模かを判断し検出するFFDと、燃料破損がどの燃料集合体にあるか、その位置を検出するFFDLがある。FFD(破損燃料検出装置)には遅発中性子法、カバーガス法などの方法があるが、もんじゅ調整設計(Ⅲ)では遅発中性子

法についてはループ式およびNaサンプリング式、カバーガス法についてはバルク法およびプレシピテータ法の検討を行っている。

FFDL(破損燃料検出および位置決め装置)には、英(PFR)、仏(Phenix)で使用されているのと同じようなセクターバルブ方式による遅発中性子の検出法が採用されている。今回の「もんじゅ」調整設計(Ⅲ)でもセクターバルブはその構造、計測方法、操作手順、交換性および組立てなどを考慮して、回転プラグに設置している。

プラントの運転制御は、運転操作の安全および省力化をはかる必要性から、下記の点に留意して設計をすすめている。原子炉、1次・2次主冷却系、蒸気発生器系、給水系、タービン発電機系などの熱輸送系を中央制御し、プラントの起動・停止、運転操作は中央制御室で行うことができる。プラント制御系統図を図16に示す。

「もんじゅ」の安全保護系には、軽水炉同様、フェイルセーフ、多重計装の採用、フルループなどの考えを設計にとり入れており、また点検、保守上からも通常運転時においてもプラントの運転を停止しないで安全に必要な系統は

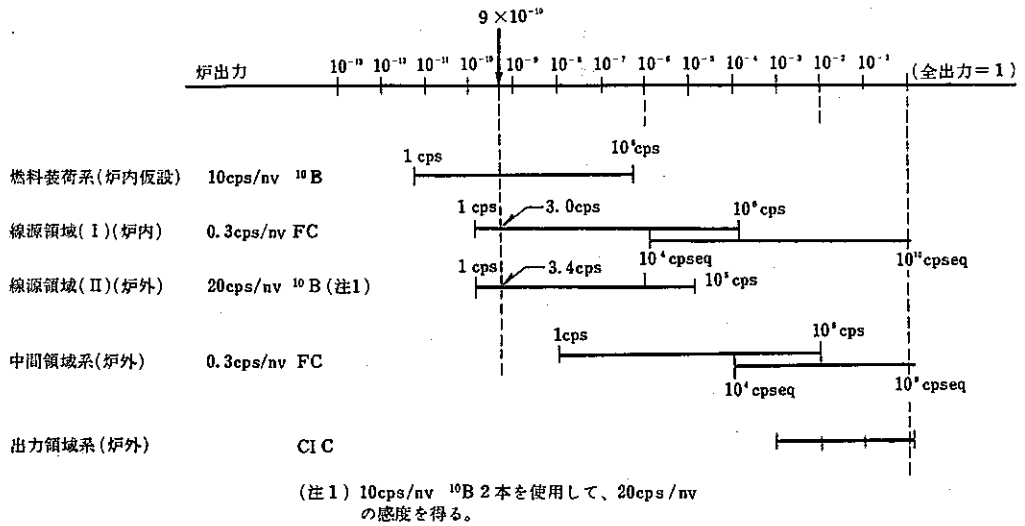


図15 中性子計装系計測範囲図

点検、保修が可能な設計とするよう、検討がすすめられている。

11. 放射性廃棄物処理系

(1) 気体廃棄物

気体廃棄物のおもな種類は、各種洗浄設備からの廃アルゴンガス(湿りアルゴンガス)と炉上部機器などの置換およびブローダウンアルゴンガス(乾燥アルゴンガス)である。

廃ガスの概略処理プロセスを図17に示す。湿りアルゴンガスと乾燥アルゴンガスは別々の系統で前処理したあと、貯留タンクに一時貯留して放射能を減衰させ、さらに活性炭吸着塔を通じて残留するハロゲン、Xeなどを吸着除去して、最終的にスタックより系外に放出する。

なお、1次カバーガスは希ガス除去回収装置を採用した閉回路の浄化系で放射性希ガスなどを除去し、リサイクルするので、出力運転時に系外に排出されない。

(2) 液体廃棄物

液体廃棄物のおもな種類は燃料プール、建屋などからのドレン水、燃料、機器などの洗浄廃液、および洗濯廃液である。

廃液処理プロセスの主要除染機器としては蒸発濃縮器を採用している。ドレン水および洗浄廃液は P^{H} 調整後に、また洗濯廃液は発泡性が

高いためにオゾン分解法によって洗剤を除去したあとに、それぞれ蒸発濃縮処理する。

蒸発濃縮処理によって生ずる凝縮水はさらに脱塩器を通して浄化し、再使用のために一部をリサイクルする以外は系外に放出する。一方濃縮廃液はアスファルト固化法によって固形化処理し、固体廃棄物に転換する。

(3) 固体廃棄物

固体廃棄物のおもな種類は濃縮廃液のアスファルト固化物、脱塩器からの廃樹脂、プラント全体から発生する紙、布などの雑固体、および制御棒、トラップなどの機器類である。

これらの廃棄物のうち廃樹脂は濃縮廃液とともにアスファルトと混合、固化し、また雑固体は圧縮して、それぞれドラム缶に充填した状態で貯蔵場に保管する。機器類は除染、包装など必要な処理を行ったあとに保管する。

12. 原子炉格納施設および建物

12.1 原子炉格納施設

原子炉格納施設は事故時に原子炉系より放出される放射能を格納するもので、原子炉、1次冷却系設備、燃料取扱系設備の一部およびこれらの付帯設備を収納する、2次格納構造と事故時の放射能の拡散および冷却機漏洩の影響を局部的に制限する1次格納施設となっている二重

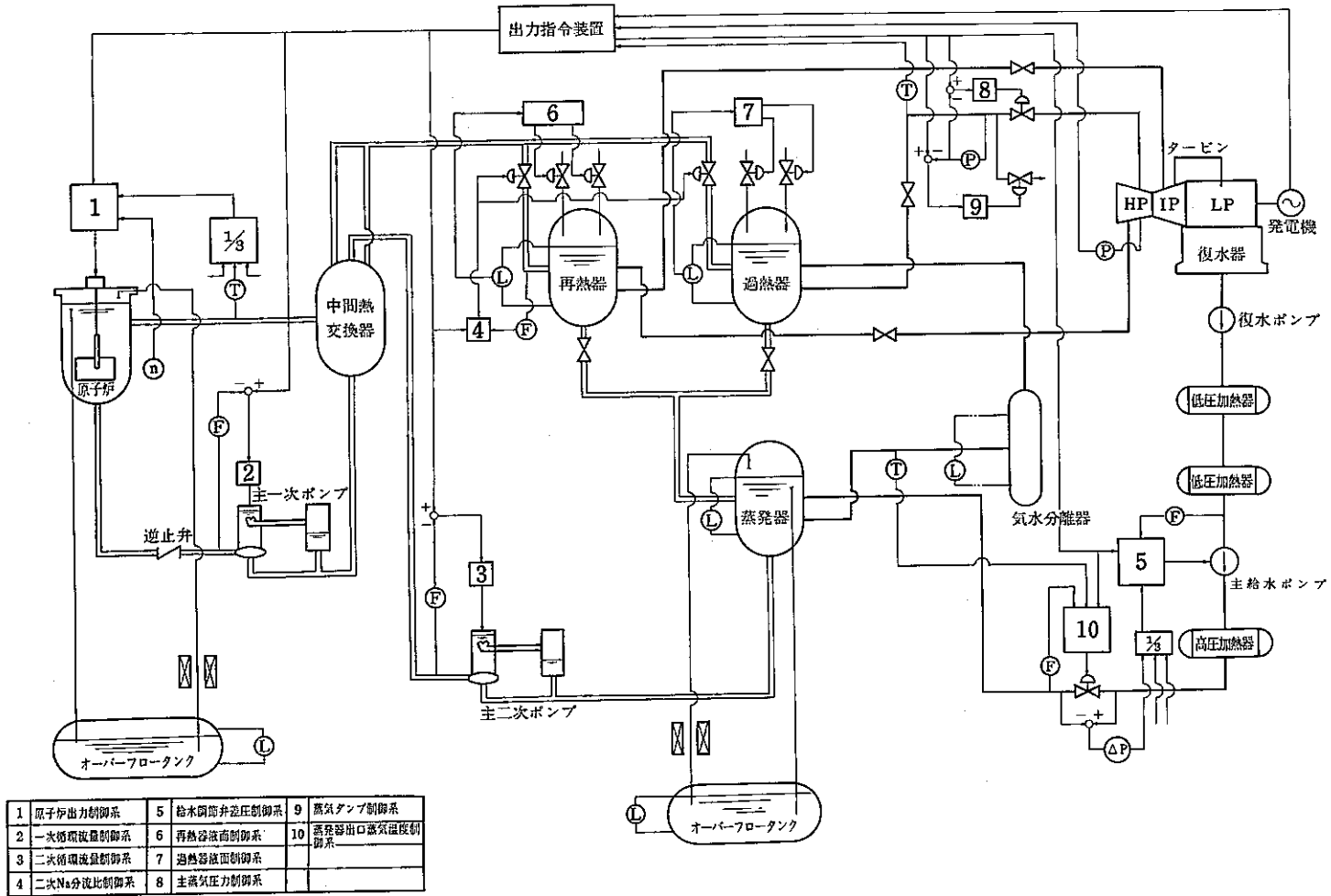


図16 「もんじゅ」制御系統図

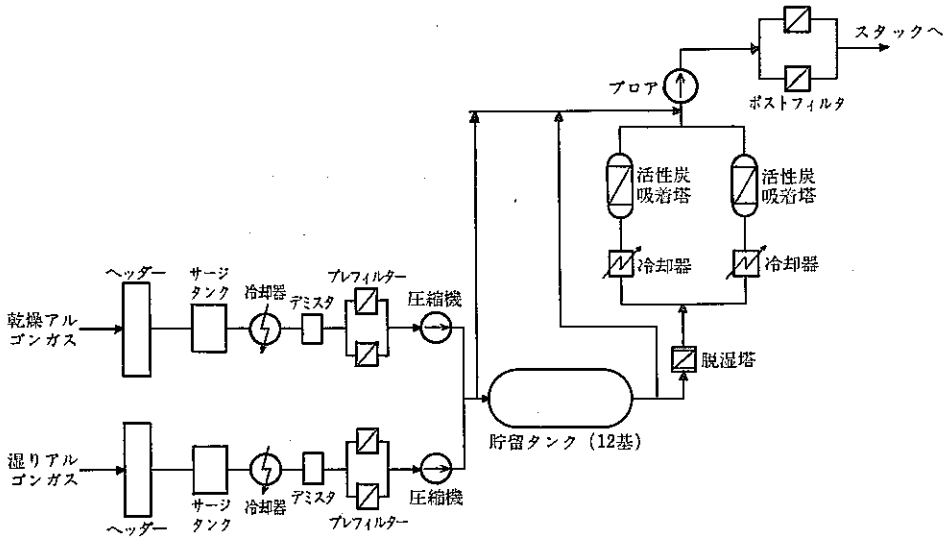


図17 気体廃棄物処理系統図

格納方式である。さらに周辺公衆の放射線被ばくを低減するため、2次格納構造の外側にアニューラス部を形成する鉄筋コンクリート遮蔽壁で負圧を保ち、フィルターを通し安全に排気筒より、外部に放出する。

- (1) 1次格納施設は鉄筋コンクリート構造と炭素鋼板ライニングとの組合せにより構成され、対象となる原子炉建物内の部屋は、原子炉容器室、炉上部ピット室、中間熱交換器上部室、1次主冷却室、1次主循環ポンプ保守室、1次ナトリウム純化系室、オバフロー汲上ポンプ室、外部炉心拘束機構設備室などであり、1次格納施設の部屋とナトリウム漏洩火災対策施設に属する部屋区分を調整検討をすすめている。

雰囲気は窒素雰囲気である。その他の部屋としては、1次アルゴンガス系室、アルゴンガス系バルブ操作室、純化系バルブ操作室、空調換気系室、その他がある。

なお今回の設計検討では、原子炉建物内のメンテナンス通路など動線計画建設手順についても検討を行った。

- (2) 2次格納構造は、原子炉施設の主要部分を耐圧構造の密閉鋼製容器に収容して事故時の放射性物質の飛散による従業員および周辺公衆の放射線被ばくを防ぐことを目的とした、

原子炉の最終的格納施設ともなるものである。

構造は鋼板製立円筒形で、頂部半球底部皿形の形状で、大きさは直径49.5m、全高約81m、地上高さ約45.4mである。出入口は機器搬出入口1ヶ所、内径約10m人用出入口・非常用出入口各1ヶ所、巾0.75m、高さ1.85mがある。なお格納施設内天井面には原子炉機器据付メンテナンス用旋回クレーン、巻上荷上200ton（据付時500ton）が設置される。2次格納構造の設計条件は、温度100℃、内圧0.3kg/cm²g、外圧0.05kg/cm²g、漏洩率0.1%/day（常温空気、設計圧力にて）。

- (3) 2次格納構造の外側に鉄筋コンクリート遮蔽壁がありアニューラス部を形成している（2次格納構造のクレーンガーダーの上部の外側にアニューラスシールがある）。外部遮蔽壁の厚さは、遮蔽および構造上から1.2m～1.6mで、トップドームを考慮した設計である。トップドームの厚さは遮蔽効果より50cmとして構造上安全を検討調整中である。

12.2 原子炉建物および原子炉補助建物

原子炉建物は、原子炉格納施設とこれを中心に周辺を取り巻くように形成された原子炉補助建物よりなっている。

重要機器を収納するもので高い信頼性を要求されるため耐震安全性の見地より、一体の基礎

構造とし外部遮蔽壁を囲み耐震壁を有効に配置した鉄筋コンクリート構造である。建物の大きさは縦約98m×横113mで図18、図19に原子炉建物および原子炉補助建物の断面図、平面図をそれぞれ示す。原子炉建物内設置されるおもな機器は原子炉および一次冷却系、燃料取扱系機器の一部がある。原子炉補助建物内に設置されるおもな機器は二次冷却系、蒸気発生器、補助炉心冷却系、燃料取扱系、空調系、補機冷却機、中央制御室、電気機器設備、気体廃棄処理系、ガス系、放射線管理室、分析室、その他の施設が収納されている。なお蒸気発生器室屋上には、据付メンテナンス用屋外走行クレーンが設置される。付属機器としてエレベーター天井クレーンなどがある。なお今回の設計検討では、原子炉補助建物の機器全体配置調整見直しを行い、建物大きさの縮小を実施し、成果をあげた。

12.3 諸建物設備

諸建物設備としてはつぎのものがある。タービン建物、非常用ディーゼル発電機建物、変圧器設備、特高開閉所(GIS)、メンテナンス建物、廃棄物処理建物、事務管理建物、排気筒、淡水供給設備建物、補助ボイラー建物、取放水設備、排水処理施設、タービン発電機ポンペ建物、固体廃棄物貯蔵建物、一般倉庫、危険物倉庫、ディーゼル用燃料タンク置場、補助ボイラー用燃料タンク置場、原水槽、その他施設などがある。なお諸建物設備の配置については、今後、敷地造成計画とのマッチングを行い合理的な配置計画を行う。

13. 諸設備

諸設備は原子炉の運転、保守および安全を保持するために要する設備であり、下記設備がある。

13.1 ナトリウム供給設備

本設備は、タンクコンテナによりプラントに搬入される金属ナトリウムを、電気ヒーターにて融解し、1次冷却系、2次冷却系、燃料交換系へ、アルゴンガス雰囲気中で供給するために設けられるもので、ナトリウムの総量は約2,300m³である。

13.2 アルゴンガス供給設備

ナトリウム機器の自由表面におけるナトリウムの酸化防止用カバーガス、ナトリウム機器シール、ナトリウム圧送などに使用されるアルゴンガスを、各需要先に供給するための設備で、液体アルゴンの貯蔵量は、1回の作業に必要なガス量の最大のものとして、1次冷却系の初期置換を考え、8,100N m³とし、蒸発容量は同じ作業に対し670N m³/hとした。

13.3 窒素ガス供給設備

格納容器床下雰囲気調整系およびその他に使用する窒素ガスを供給する設備で、液体窒素の貯蔵量は、格納容器床下雰囲気置換を考慮して72,000N m³とし、蒸発容量は、床下雰囲気置換時と通常運転時で必要量に大差があるため、2系統とした。

13.4 サンプルング設備および分析設備

プラントにおける純度管理を必要とする各種液体のサンプルング、およびそれらの分析に使用する設備で、以下の流体をサンプルングの対象としている。

1次、2次ナトリウム

1次、2次アルゴンガス

タービン用給水、補給水、蒸気

補助蒸気設備用缶水、給水

補機冷却水

純水

窒素雰囲気用窒素

分析設備は、補助建屋とは別の建家内に設け、本建家は放射性物質を含む試料を分析するためのホットエリアと、放射性物質を含まない試料を分析するためのコールドエリア、およびそれらの空調、換気を行うための機械室からなっている。

13.5 圧縮空気供給設備

本設備は計装制御用と所内雑用系統からなり、計装制御用は、1系統で原子炉運転中および原子炉運転停止に対し、十分満足できる系統を2系統設けるとともに、各系統は単一動的機器の損傷が両系統の機能を損なわない配置になっている。

13.6 補機冷却設備

プラント補機に冷却水を供給する設備で、閉

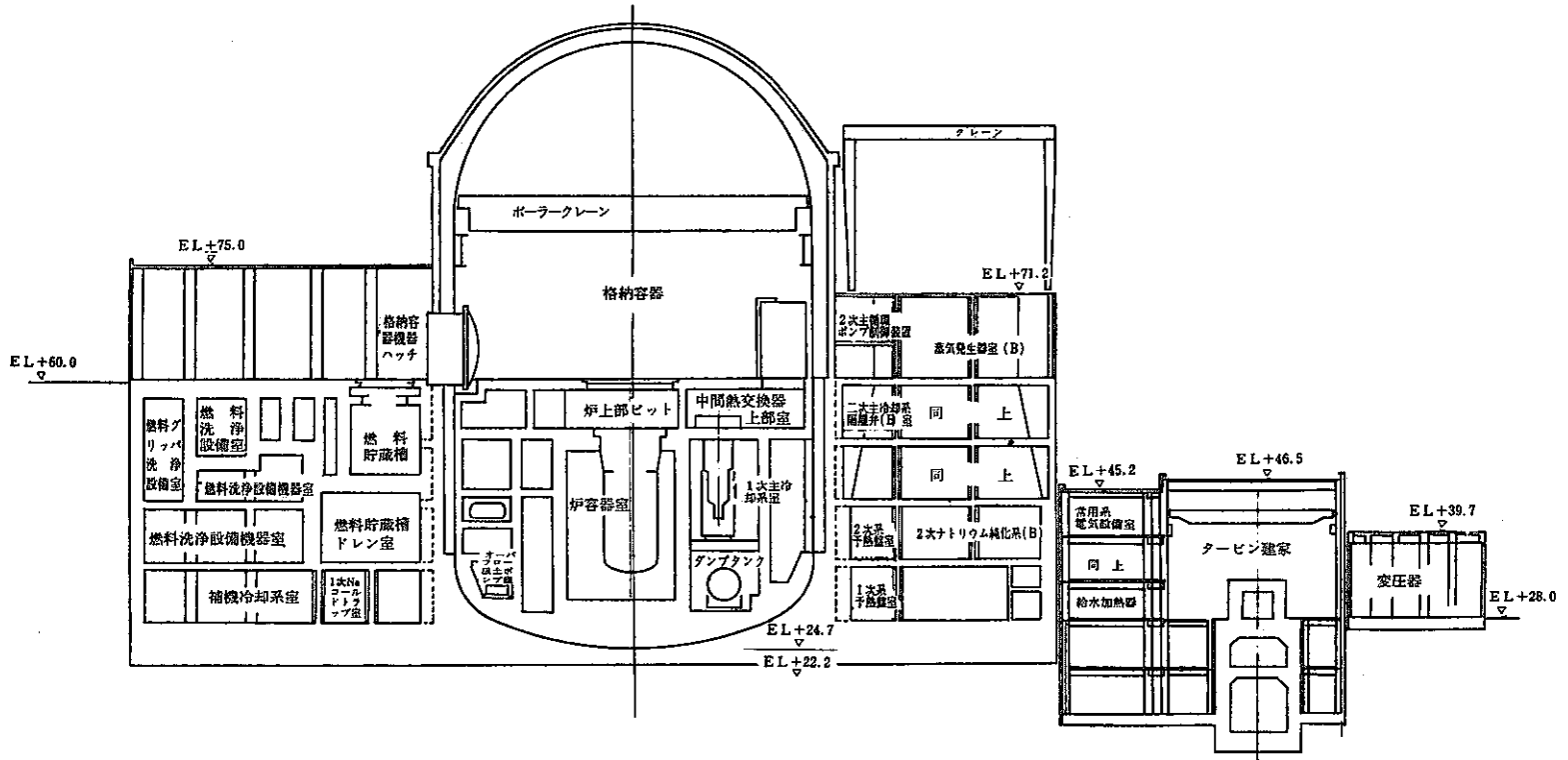


図18 原子炉建家断面図 (0°~180°)

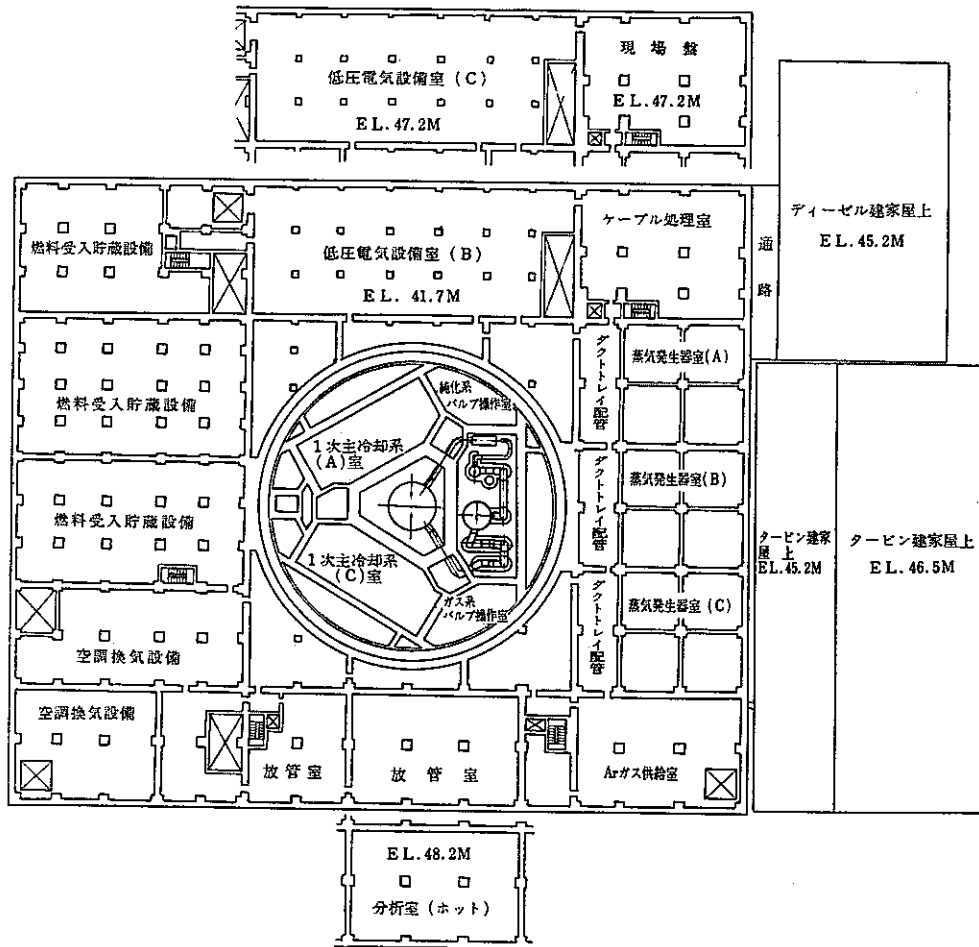


図19 原子炉建物平面図 (E.L. 45.5 M)

回路の淡水冷却系と、開回路の海水冷却系からなる。淡水冷却系は、防錆剤を添加した純水を使用し、熱交換器で海水と熱交換したあと、各補機に送られる。海水と淡水冷却の区分は、大量に冷却水を必要とするものは海水、メンテナンス頻度のないものは淡水とした。

13.7 淡水供給設備

本設備はプラント冷却水、消火、飲料用水、純水を供給する設備で、おもな装置は凝集沈澱装置、濾過装置、冷却水供給装置、飲料水兼消火水供給装置、純水装置などがある。補機冷却水は濾過水、消火、飲料水は原水濾過と塩素殺菌、純水は導電率 $1 \mu\Omega / \text{cm}$ 以下、残留溶解性硅酸 0.01 ppm 以下である。各装置の処理量は、各系統の使用量を考慮して、凝集沈澱装置および濾

過装置は $50 \text{ m}^3 / \text{h}$ 、2床3塔形純水装置およびモノベッドポリシャ装置は、 $17 \text{ m}^3 / \text{h}$ を2系統とした。

13.8 消火設備

本設備は、不慮の事故により発生した火災を、プラントの安全上支障のないよう、また火災による経済的損傷を少なく抑えるため、できる限り速やかに消化することを目的とし、以下の設備が設けられている。

1. 格納容器内外ナトリウム機器室
ナトレックス消化設備
2. アルコール、可燃性油および電気設備室
炭酸ガス消火設備
3. ディーゼル発電機用油タンク
泡消火設備

なお火災の検知方法としては、煙感知器、自動火災報知設備が備えられている。

13.9 補助蒸気設備

本装置はプラント起動、運転、発電所維持に必要な蒸気を供給するもので、蒸気需要先として、蒸気タービンシール、蒸気噴射エセクタ、起動用エセクタ、蒸気発生器予熱、起動時給水加熱、窒素およびアルゴンガス蒸発器、空調設備、純水装置などがある。蒸気条件は、蒸気発生器の予熱を考慮して280℃、25kg/cm²とし、ボイラー容量は36t/hを2台とした。

13.10 メンテナンス設備

メンテナンス建家内に搬入されるプラント構成機器の保守、および補修を行うための設備である。メンテナンスされる機器は、必要に応じキャスクに収納し、メンテナンス台車によりメンテナンス建家に搬入し、天井クレーンにより取扱われる。メンテナンス対象機器が放射能物質で汚染されている場合、またはナトリウムが付着している場合は、放射能の減衰を行ったあと、洗浄装置へ送る。洗浄はアルコール、湿潤窒素ガスおよび水などにより行うことが可能で、洗浄処理後補修、解体、検査および組立、または廃棄を行う。

13.11 空調換気設備

原子炉補助建家の空調、換気および浄化を行うための設備で、各室の雰囲気気温湿度を設計温湿度に保つことにより、雰囲気内機器に最適の運転条件を与え、適度な換気および放射性物質の浄化により、作業員の立入りを可能にするものである。空調を行う室は、中央制御室、放射線管理室、燃料取扱系室、電気設備室（常用および非常用）であり、その他の補助炉心冷却系室、蒸気発生器室、ディーゼル発電機室、バッ

テリー室、冷凍機室、廃棄物処理室、圧縮空気供給系室など、補助建家内のおもな室については換気を行う。

13.12 排水処理設備

プラントから排出される、放射能を含まない種々の廃液を処理する設備である。平均処理量は、約50m³/hで計画している。

14. あとがき

今回の設計は「もんじゅ」調整設計（Ⅱ）を基盤にし、その延長として行われている。したがって、設計は「もんじゅ」調整設計（Ⅱ）とは大はばに異なっていないが、合理化をはかると、安全審査の説明ができる設計との見地より、機器設計の詳細化、仕様の統一、安全解析、耐震設計、各種設計基準作成などの面で、かなり詳細な検討が行われ、「もんじゅ」建設の具体化、および安全審査の準備ができる設計として、所期の成果が得られた。

今後は「もんじゅ」調整設計（Ⅳ）にひきつがれ、概念設計のまとめが行われる予定であるが、次の3点に注意がはらわれることになろう。

- (1) 安全、環境に関しては、一段ときびしく考えており、これに耐える設計として、今後さらに設計内容の手直しをするかどうか検討し、設計する。
- (2) 設計基準の進歩にしたがって、これに適合する設計内容とするため、細部にわたって検討し、設計する。
- (3) プラント設計全般を詳細化するとともに、施設の合理化をはかる。