

- き回す高所引き回しを行い、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、トリチウム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) 高所引き回し配管の結果、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5,500mm Aq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) ポンプ下部静圧軸受は、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) 主1次冷却系、機器、計器のメンテナンスに留意した。

## 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持つ蒸発器および過熱器に分離されておかれる分離型蒸気発生器で構成されている。2次主冷却系の各ループに、それぞれ分離型蒸気発生器一式が設置される。図13は蒸発器の概念図の一例である。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フローにより制御する方法が採用されている。主蒸気の温度は、基本的には蒸発器出口や過熱器出口の蒸気温度を一定に保つように炉容器出口のナトリウム温度を制御する。しかし、負荷変更時などには主蒸気温度の設定値の上下で変動するのを抑えるため、蒸発器の出口温度を一定に保つようにNa流量、給水流量を調節する制御系統になっている。

水、あるいは蒸気のナトリウム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、中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。中規模反応放出系は、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。

圧力開放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。ナトリウム中およびガス中水素の検出用としては、ニッケル膜拡散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127kg/cm<sup>2</sup>、温度が483°C、定格出力時の排気真空度は722mmHgである。タービン段落数は14段で、正味熱効率率は39.58%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、3,600rpm回転界磁型同期発電機である。出力は335,000KVA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30%容量で、電動機駆動の起動用給水ポンプ1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±5%/分のランプ変化、±10%のステップ変化に追従できる。

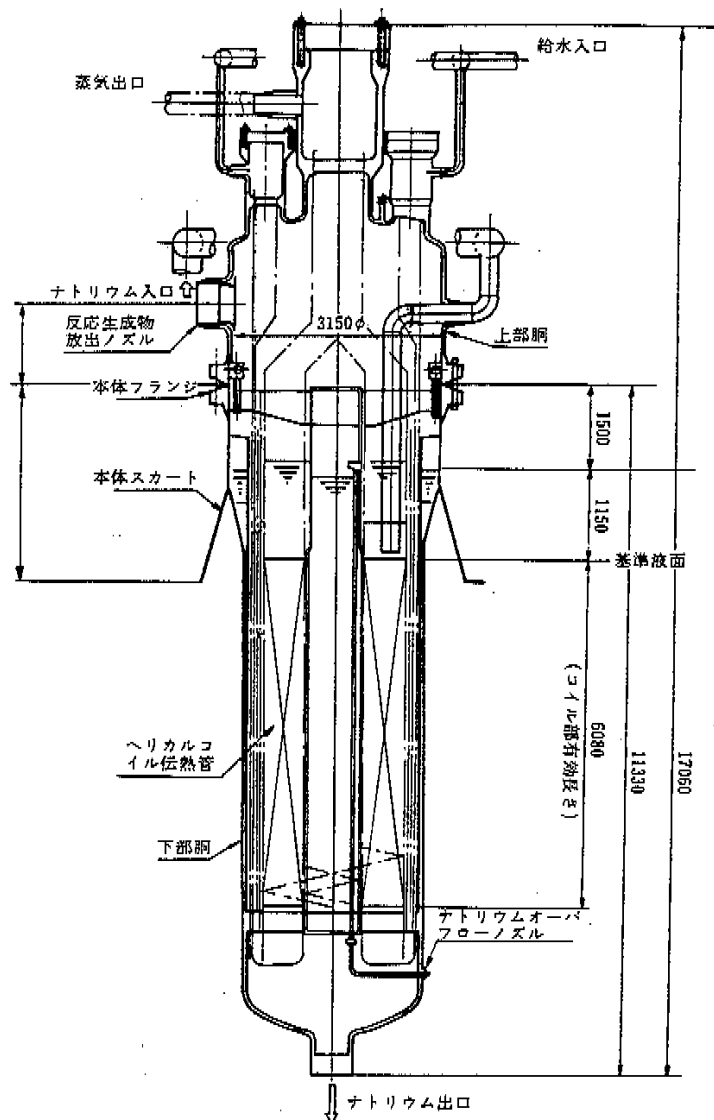


図13 蒸発器

### 9. プラント運転状態

プラントの状態は低温停止、通水待機、出力運転、燃料交換およびメンテナンスの各定常状態と、これら状態間の移行状態である通常起動(I)、(II)および通常停止(I)、(II)に分類できる。図14にプラント運転サイクルを示す。

#### 9.1 通常起動運転操作

メンテナンスまたは燃料交換後プラントの運転状態を低温停止状態にし、プラントを起動す

る。運転状態は低温停止状態 → 通水待機状態 → プラント出力運転状態と移行し、100%出力に達する。通常起動(I)は、補助炉心冷却系除熱の低温停止状態から、蒸発器通水運転の通水待機状態への一連の移行運転を示す。通常起動(II)は、上記通水待機状態から原子炉を起動し、発電機併入までの一連の移行運転を示す。

#### 9.2 通常停止運転操作

プラントの通常停止は、100%出力から30%出力まで原子炉の出力を低下させ、以後はター

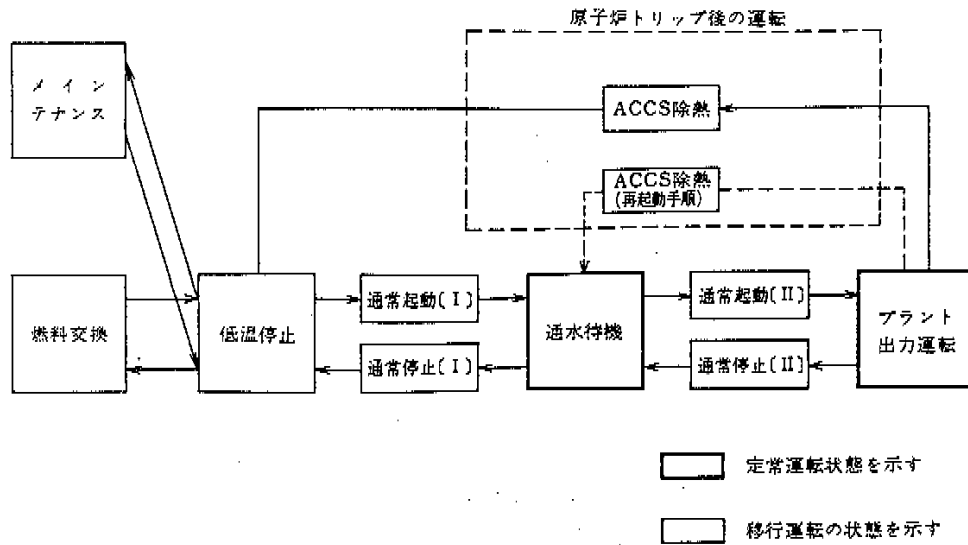


図14 プラント運転サイクル

ピンバイパスによって発電機出力を低下させ、発電機を解列し、プラント停止操作を行う。運転状態はプラント出力運転状態 → 通水待機状態 → 低温停止状態へ移行し、その後メンテナンスまたは燃料交換状態に移行し、メンテナンスまたは燃料交換を行う。通常停止(II)は、発電機解列後原子炉出力を未臨界の状態まで低下させ、蒸発器通水運転の通水待機状態への一連の移行運転を示す。通常停止(I)は、通水待機状態から補助炉心冷却系除熱の低温停止状態への一連の移行運転を示す。

9.3 原子炉トリップ後の運転

プラントの異常、事故により原子炉がトリップされると蒸気発生器は隔離され、補助炉心冷却系により崩壊熱、残留熱の除去が行われる。隔離された蒸気発生器も蒸気ブロー、補助蒸気により冷却され、プラントの状況により原子炉、1次冷却系、2次冷却系とともに、低温停止または通水待機状態に移行され、メンテナンスまたは再起動が行われる。外部電源喪失または軽微な故障等により原子炉がトリップされた場合は、再起動を容易にできる態勢を保持するため、補助炉心冷却系除熱後、通水待機状態とする。その他の原因で原子炉がトリップされた場合は、補助炉心冷却系除熱後、低温停止状態とし、メン

テナンスが行われる。

10. 電気、計測、制御、設備

10.1 電気設備

図15に「もんじゅ」の電気主要系統の単線結線図を示す。「もんじゅ」が連係する送電線は、275 K V 2 回線構成としている。また、予備線として77 K V 1 回線が入ることになっている。

特高開閉所については、サイト条件を考慮して装置の縮小化と塩害防止および信頼性の向上と保守上の省力化を図るため、S F<sub>6</sub> ガス絶縁開閉装置を採用している。

6.6KV所内母線については、準備設計(I)の段階では常用、非常用とも3母線としていたが、(II)の段階で常用を2母線とし、所内変圧器の削減を図っている。

また非常用、常用母線間にはブスタイを置かず、所内母線間の分離独立を高めている。

常用所内電源は、起動、停止時は起動変圧器から、また通常運転時は所内変圧器から給電される。

低圧系統は、補機群に給電する440V母線と予熱ヒーターおよび照明などに給電する200V母線に分かれている。

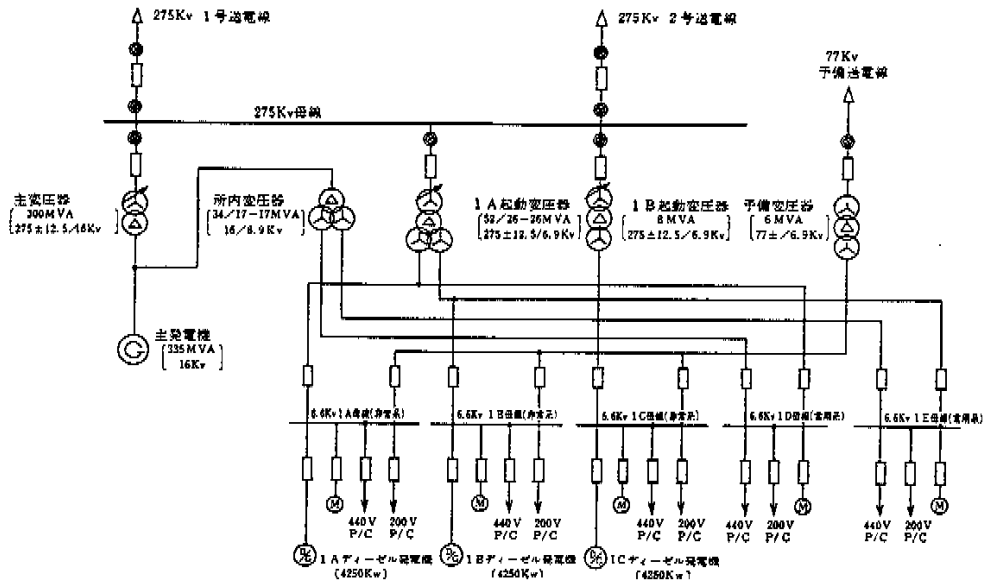


図15 「もんじゅ」電気主要系統の単線結線

常用負荷の主なものは、1次、2次主循環ポンプ、タービン発電機関連補機Na予熱ヒーターなどである。

非常用所内電源は常時は起動変圧器から、外部電源喪失時または起動変圧器故障時には3台の非常用ディーゼル発電機から給電される。

非常用負荷の主なものとしては、1次、2次循環ポンプボイラーモーター、補助炉心冷却系ブロー、非常用換気空調系、補機冷却水系、Na予熱ヒーター、炉外燃料貯蔵槽冷却系があり、軽水炉の非常用負荷が残留熱除却系、注水系など緊急炉心冷却系が主になっているのに対し、通常運転時と同様の負荷が多くなっているところに特徴がある。

予備変圧器に関しては、建設期間中は工事用電源として使用し、運開後は予備変圧器として機能することになるが、非常用電源としてはディーゼル発電機を優先させ、予備変圧器はバックアップとする方針としている。

非常用電源系統は、1系統のディーゼル故障を仮定しても、残る他系統によって十分事故に対処できるよう独立性と多重性を有しているほか、耐震Aクラスとし、設計想定地震時および事故時予想される雰囲気にも、機能を喪失しな

いよう設計されている。

また安全保護系などの計装設備その他、保安上必要な制御計装電源などに対しては、充電器、蓄電池、インバーターからなる無停電電源より給電することとしている。

蓄電池は3系統の所内非常用低圧母線よりそれぞれの充電器を介して、通常時は完全充電状態に維持されている。

## 10.2 計測制御設備

計測制御設備はプラント制御系、安全保護系、中性子計装系、炉内計装系、破損燃料検出系、プロセス計測系、放射線監視系、計算機システム等から構成される。

以下にその概要を述べる。

### 10.2.1 プラント制御系

高速炉は軽水炉に比較して炉心の出力密度が高く、冷却材であるナトリウムはすぐれた熱伝導特性を持つとともに沸騰点が高いため、原子炉出入口の冷却材温度を大きくとることができる。

一方、高速炉は自己制御性が小さく、上記のように炉出入口温度差も大きなところから、炉心の出力変化に際しては冷却系に大きな熱衝撃を与えることも考えられる。

また、高速炉の冷却系統は大きな熱容量を持ち、熱輸送に大きな無駄時間を有する。

さらに「もんじゅ」では過熱蒸気タービンを用いており、主蒸気の過熱度を一定に保持するために、炉容器出口ナトリウム温度を制御している。

このような動特性をもつ「もんじゅ」においては、冷却系に加わる熱衝撃の緩和と系の安定化を図るために、出力変化とナトリウム循環流量とを比例させる先行制御と主蒸気の過熱度を一定に保つようなプログラム制御とを導入し、両系が互いに干渉しない構成とした。

また、貫流型の蒸気発生器を設置していることから、原子炉出力にタービン発電機を追従させる方式を採用している。

図16にプラント制御系統図を示す。プラント制御系は各制御系に指令信号を与える出力指令装置と、原子炉出力制御系、主1次冷却系流量制御系、主2次冷却系流量制御系、給水流量制御系、主蒸気温度制御系、主蒸気圧力制御系、主蒸気ダンプ制御系の各制御系より構成される。

原子炉の出力制御は微調整棒（3本）によって行われ、30～100%出力の範囲内で自動で制御される。

また、燃料の燃焼度補償は粗調整棒（10本）で行われることになっている。

セットバックは、プラントに軽微な異常が生じた場合にも原子炉をトリップすることなく、炉心を保護する目的で30～100%出力の自動運転範囲で設けてある。

中性子束、原子炉容器出口ナトリウム温度、原子炉容器出入口ナトリウム温度差がセットバック設定値に達した場合や、50%以下の部分負荷喪失が発生して主蒸気ダンプ弁が開いた場合に、各制御系にセットバック指令を与え、プラントの異常状態が解除されるまで一定割合で出力を低下させ、異常状態が解除された場合にその出力を維持する。

#### 10.2.2 安全保護系

安全保護系は、プラント寿命期間中に想定される事象に対して、炉心の健全性を維持するため原子炉をトリップさせ、工学的安全施設を作

動させる。

「もんじゅ」の安全保護系には、軽水炉と同様にフェイルセーフ、多重計装、独立性、多様性、フルブローフの機能を持たせ安全性を高めている。

図17にプラント総合インタロックを示す。

#### 10.2.3 中性子計装系

高速炉においては中性子の移動距離が長く、炉内の中性子束分布も平坦であり、かつ炉外に漏れ出る中性子束が多いことから原子炉容器外側周囲に中性子検出器を設置している。

「もんじゅ」の中性子計装は線源領域、中間領域および出力領域の3種類の炉外中性子束計装と炉内に設置する燃料装荷系からなり、図18に示すように各領域の測定範囲に相互に重なりを持たせて、燃料装荷から定格出力の120%までの炉心中性子レベルを監視する。

各測定領域の中性子検出器は、燃料装荷系および線源領域は<sup>10</sup>B検出器おのおの2本、中間領域は核分裂計数管2本、出力領域はγ線補償型電離箱5本を使用し、出力信号は安全保護系およびプラント制御系に送られる。

#### 10.2.4 炉内計装系

炉心の出力分布の把握および炉内の異常の早期発見のため、炉心燃料集合体およびブランケット集合体の一部の出口に熱電対および渦電流式ナトリウム流量計を設けることとしている。

炉容器液位の計測は誘導式ナトリウム液面計により行い、安全保護系のトリップ信号としても用いることになっているほか、運転状況の監視、警報、インタロックに使用する。

その他、炉内異常を監視する装置として、燃料集合体の振動音やナトリウム沸騰音を対象とした音響検出装置や、燃料交換に際し、トラブル防止のため、炉心構成要素の上部の様相を確認するためのナトリウム透視装置（USV）を設備することとしている。

#### 10.2.5 破損燃料検出系

破損燃料検出系は、原子炉内の燃料集合体が破損した場合に、破損とその規模を検知するFFDと、どの燃料集合体に破損が生じたのかを検知するFFDLとから構成される。

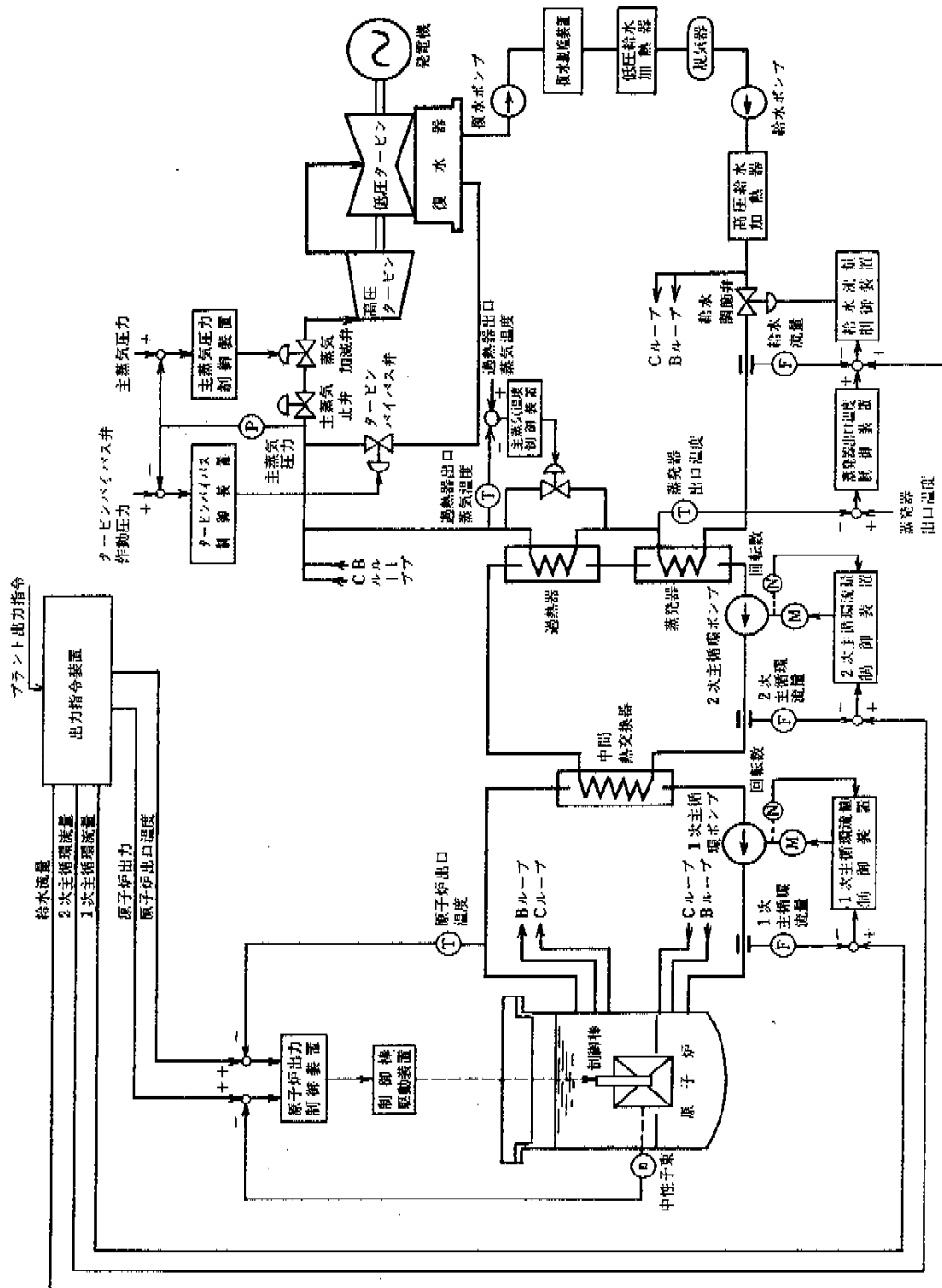


図16 プラント制御系統



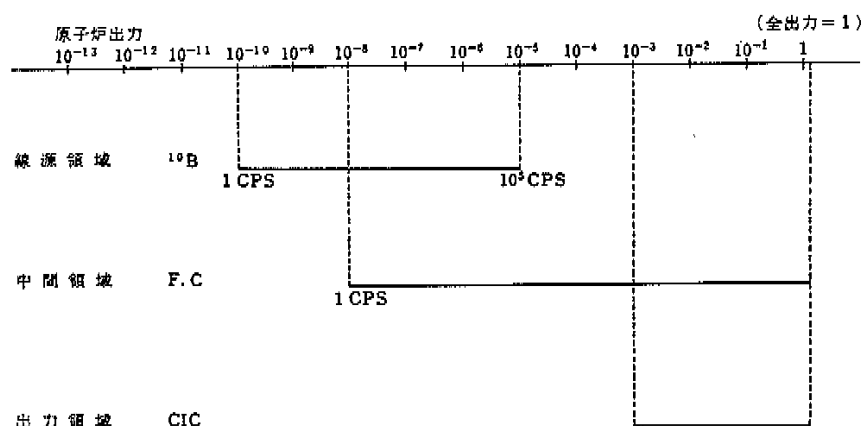


図18 中性子計測系計測範囲

FFDは遅発中性子法およびカバーガス法を採用し、FFDLはタグging法により設計を行っている。

タグging法は燃料ピンの中にタグガスを封入し、燃料ピンが破損した場合にカバーガス中に出てくるタグガスにより破損燃料集合体の位置決めを行う方法である。タグガスは炉心燃料集合体および最内周ブランケット集合体に封入することとしている。

#### 10.2.6 プロセス計測系

プロセス計測系の中で軽水炉に比較して特徴的なものとしては、ナトリウム流量計として採用することとしている永久磁石式電磁流量計があげられる。

永久磁石式は「常陽」で採用のサドルコイル式に比べると重量、形状は大型となるが、停電に対する信頼性の向上と無停電電源設備の容量削減を目的とし、一方、先行原型炉の実状も併せ考え、永久磁石式で設計を進めている。

#### 10.2.7 放射線監視系

発電所内外および発電所周辺の放射線管理のため、野外放射線モニタ、エリア放射線モニタ、プロセス放射線モニタを設置する。

放射線監視設備は中央制御室で集中管理できるよう考慮している。

#### 10.2.8 計算機システム

「もんじゅ」の計算機システム構成は、図19に示すように分散階層形の構成とし、計算機機

能の拡張性の柔軟化、速応性、故障による機能喪失の局限化およびケーブル工事の簡素化を図っている。

計算機システムはプラント運転性の向上、プラント運転監視、操作性の増強および運転の省力化を図ることを目的とし、軽水炉で行われている炉心性能計算やプラント性能計算のほか、CRTの活用による盤面縮小化、ナトリウム子熱系および燃料取扱設備の自動制御、さらには通常起動、停止操作ガイダンス、プラント異常時の操作ガイダンスを行うよう考えている。

## 11. 放射性廃棄物処理設備

## 11.1 気体廃棄物処理系

廃ガスの主な発生源は1次アルゴンガス系設備、炉上部塔載機器、燃料取扱および貯蔵設備である。1次アルゴンガス系は、活性炭吸着塔、液化蒸留塔より構成する希ガス除去・回収設備によりアルゴンガス中に含まれる希ガス（キセノン・クリプトン）を分離・回収することにより浄化しつつ再循環する閉回路を形成しているため、原子炉通常運転時には、原則的には廃ガスの発生はない。燃料交換時1次系機器の保守時には、機器の取り外し、取り付けに際し、系内のカバーガスが流出するのを防止するため、新鮮なアルゴンガスをブローダウンすることが

あるが、この場合、希ガス除去回収設備の処理能力を上回る分が気体廃棄物処理系に送られることになる。炉上部塔載機器からの廃ガスは、シール部背圧ガスの漏洩、機器内封入ガスの置換によるものが主である。燃料取扱設備からの廃ガスは、燃交機器とシール部漏洩、置換、呼吸による廃ガス、設備の雰囲気置換ガスおよび使用済燃料の洗浄廃ガス等である。

廃ガス処理プロセスの概要を図20に示す。各発生源からの廃ガスは、一括して廃ガスヘッダーにて受け入れられ、前処理プロセスにより湿分を除去されたあと、廃ガス貯槽に圧送され、流量を制御されつつさらに湿分除去、冷却プロセスを経て活性炭吸着塔に通気される。活性炭吸着塔により、ハロゲン、希ガスは吸着除去あ

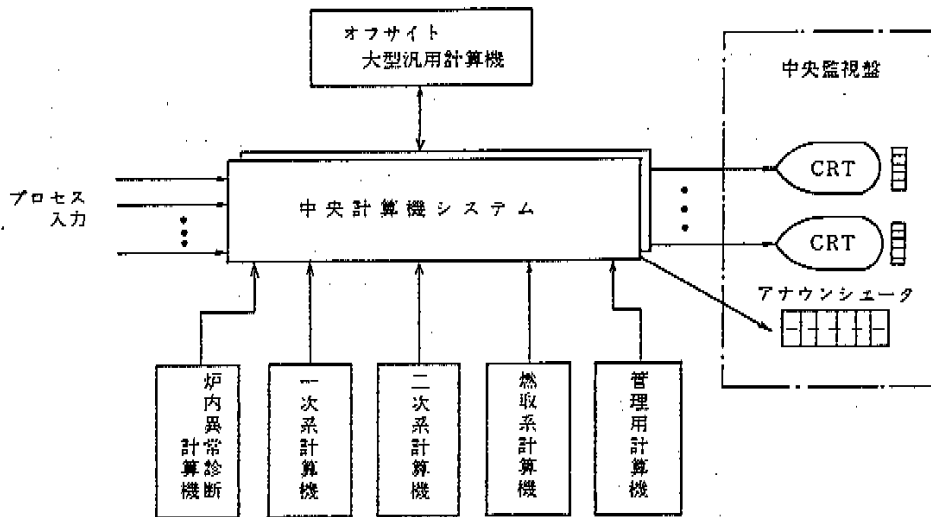


図19 計算機システム構成

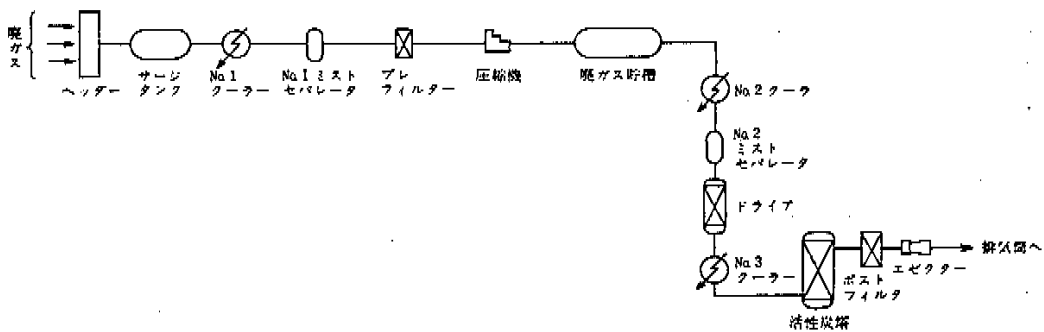


図20 気体廃棄物処理系統

るいは吸着保持される。処理後の廃ガスは、放射性物質濃度が十分低いことを確認しつつ、排気筒より放出される。

### 11.2 液体廃棄物処理系

液体廃棄物の主な種類は、共通保修設備より排出される燃料取扱機器、1次系機器などの洗浄廃液、燃料洗浄設備より排出される使用済燃料の洗浄廃液、各設備からのドレン水および洗濯排水などがある。

これらの廃液は、洗浄廃液、ドレン水と洗濯排水とに分けられて、それぞれの受け入れタンクにて受け入れられ、独立の処理系統で処理される。両処理プロセスは、主要除染機器として蒸気濃縮装置が採用されており、全廃液を蒸発処理することが可能である。洗浄廃液、ドレン水は蒸発処理後に脱塩塔で浄化されたあとモニタタンクに送られ、試料採取、分析により放射性物質濃度が十分低いことを確認され、機器洗浄用水として再使用されるか、系外に放出される。洗濯排水は蒸発処理後、一般排水処理設備に送られ、そこで液質を調整されたのちに放出される。

一方、濃縮廃液は使用済樹脂とともにアスファルト固化法によって固化処理され、固体廃液物に転換される。

### 11.3 固体廃棄物処理系

固体廃棄物の主な種類は、濃縮廃液廃樹脂のアスファルト固化体、使用済換気用フィルタ、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、使用済機器類などである。

これらの廃棄物のうちアスファルト固化体、雑固体はドラム缶に充填され、換気用フィルタは包梱された状態で固体廃棄物貯蔵庫に保管される。機器類は除染後、ピット内に保管される。

## 12. 建物、格納施設、配置

### 12.1 原子炉建物および同補助建物

原子炉関係建物は、円形の原子炉建物とその周囲を取り巻く長方形の原子炉補助建物からなっている。両者は重要機器を収容するもので、高い信頼性を要求されるため耐震安全性の見地

より、両者の基礎は連続させ一体の基礎構造とし、耐震壁を井桁状に配置した強剛な鉄筋コンクリート構造物とした。

大きさは平面で115m×100m、基礎底面から外部遮蔽壁頂部までの高さ約83mである。

図21、図22に原子炉建物および原子炉補助建物の平面図、断面図をそれぞれ示す。

原子炉建物内に設置される主な機器は、原子炉、1次冷却系、燃料取扱系の一部であり、同補助建物内に設置される主な機器は、2次冷却系、蒸気発生器、補助炉心冷却系、燃料取扱系、空調系、補機冷却系、電気設備系、気体廃棄物処理系、ガス系、中央制御室、放射線管理室、分析室である。

蒸気発生器室の屋上には、据付メンテナンス用走行クレーンが設置される。

製作準備設計(II)で実施した事項のうち、主要なものは下記のとおりである。

- (a) 遮蔽設計上の見直しによる一部床、壁厚の変更。
- (b) 安全設計上の要求による1次アルゴンガス系設備エリアの配置の変更。
- (c) 主要な埋込金物の配置の調整。
- (d) 建物構造体のうち、大型機器を支持する部分の詳細検討。
- (e) マシンハッチ、扉類の検討、………寸法、仕様の明確化、合理化。
- (f) ドレン発生量の調査とドレン計画の作成。
- (g) 新燃料搬入計画等の変更にもなう燃料取り扱い、および貯蔵設備エリアの配置の変更。

### 12.2 原子炉格納施設

原子炉格納施設は、事故時に原子炉系から放出される放射性物質を格納するものであり、原子炉格納容器、および同容器外部遮蔽壁などで構成されている。格納容器と外部遮蔽壁との間には、密閉構造のアニユラス部が設けられている。

格納容器内部には、コンクリート構築物により種々の機器を収容する多数の部屋が形成されており、それらの一部は、事故時などに漏洩するナトリウムが空気と直接触れるのを防止できるような構造となっている。

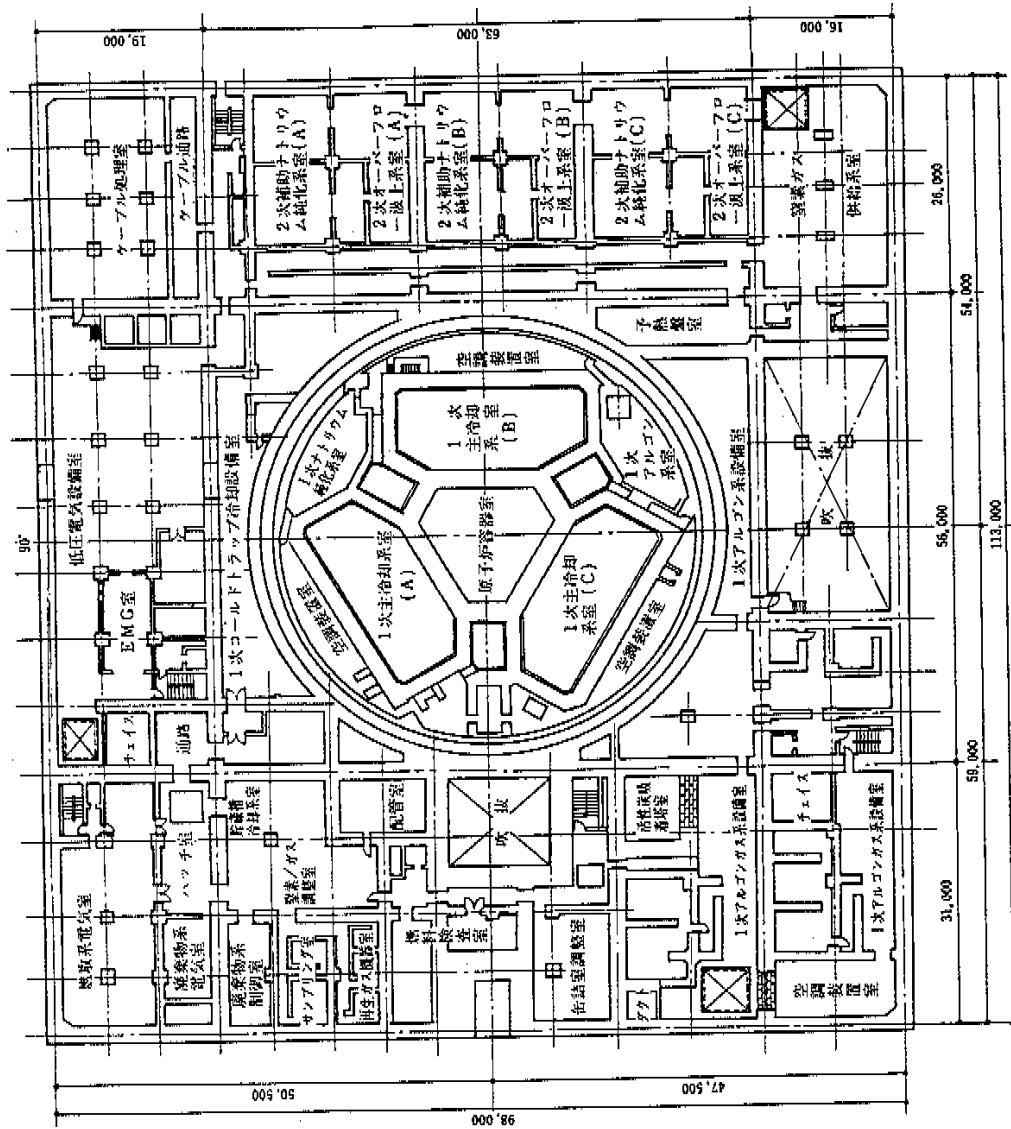


図21 原子炉建物、原子炉補助建物平面

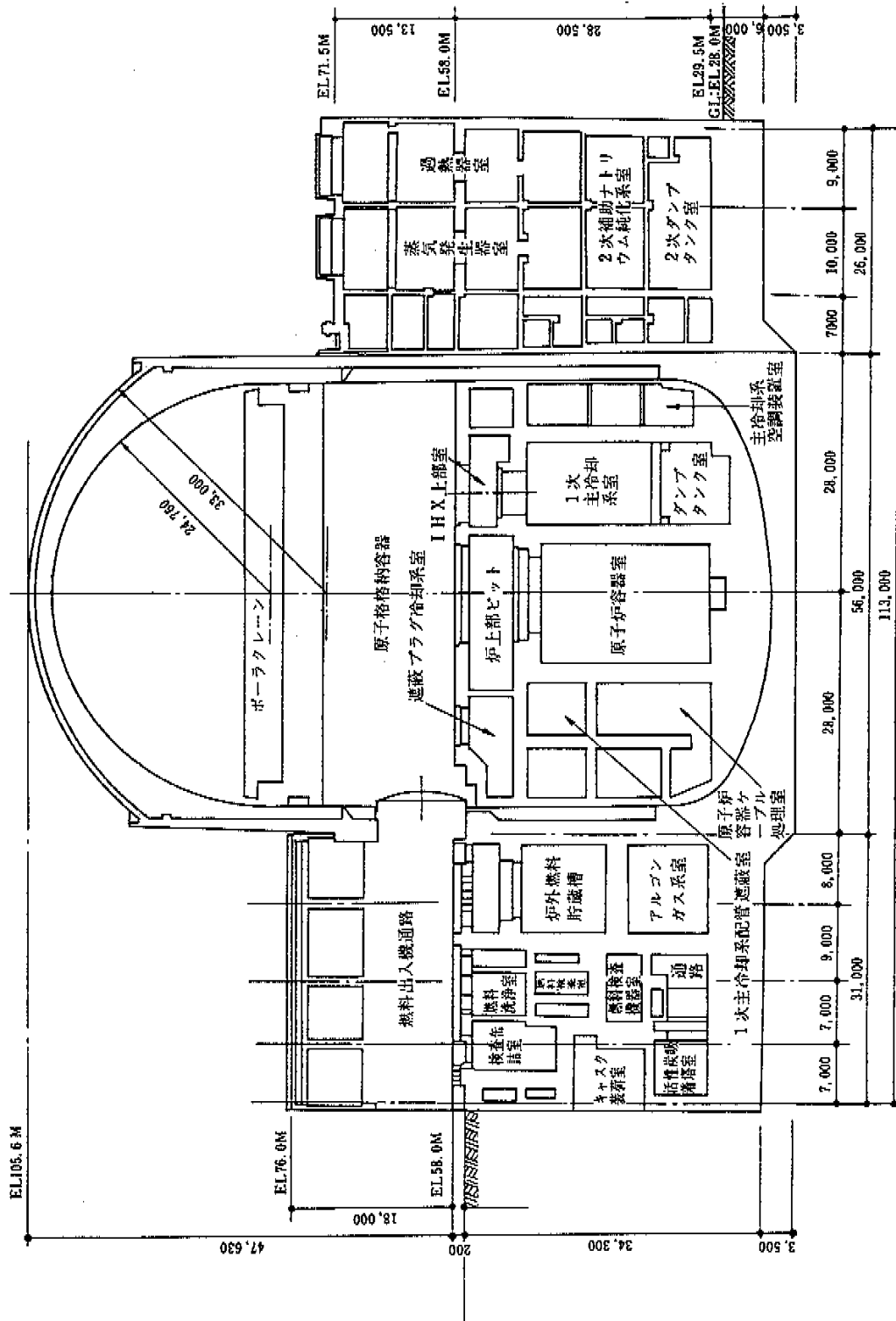


図22 原子炉建物、原子炉補助建物

## 12.2.1

原子炉格納容器は耐圧構造の密閉鋼製容器であり、原子炉運転中に予想される仮想事故条件、ならびに地震条件などにより設計されており、最終的な防護施設としての機能を有するものである。

同容器内には、原子炉、1次冷却系設備、燃料取扱系および貯蔵設備の一部などの原子炉施設の主要部分が収容される。

同容器は、形状は豎円筒型、頂部半球型、底部皿型の鋼板製シェル構造物であり、寸法は直径49.5m、全高約81mである。開孔部は、内径11mの機器搬出入口1ヵ所、巾0.75m、高さ1.85mの常用、非常用エアロック各1ヵ所である。なお、円筒部上部には機器据付・メンテナンス用の旋回クレーンが設置される。

設計条件は、温度100℃、内圧0.3kg/cm<sup>2</sup>g、外圧0.05kg/cm<sup>2</sup>g、漏洩率0.1%/day（常温空気、設計圧力にて）である。

## 12.2.2

原子炉格納容器外部遮蔽壁は、原子炉格納容器を取り囲む豎円筒型トップドーム付きの鉄筋コンクリート構築物で、内径約52.5m、基礎上部からの高さは壁頂部まで64m、ドーム頂部まで約76m、壁厚は中間高さまで1.6m、壁頂部で1m、ドーム部で0.45mとした。

格納容器と遮蔽壁との間のアニユラス部は密閉構造として負圧に保ち、その排気はフィルターを通したあと、安全に排気筒より放出する。

製作準備設計(II)では、外部遮蔽壁を安全上の要求により、トップドーム付きに変更した。

また、格納容器の耐震性状を改善するため検討を行い、固定端の1.5m引上げ、頂部と旋回クレーンゲーター取付部位の1m引下げなどにより、改善できることを確認した。

## 12.3 諸建物設備とその配置

敷地内に配置される諸建物設備としては、原子炉建物、同補助建物の他にタービン建物、ディーゼル発電機建物、変圧器設備、メンテナンス・廃棄物処理建物、事務管理建物、補助ボイラー建物、同用燃料タンク、排水処理設備、排水ピット、原水タンク、淡水供給設備建物、開

閉所設備、取放水設備、固体廃棄物貯蔵庫、一般倉庫、危険物倉庫などがある。

製作準備設計(II)で実施した事項のうち、主要なものは下記のとおりである。

- (a) 廃棄物処理系の系統変更によるメンテナンス、廃棄物処理建物内の配置の全面的な変更。
- (b) 設備側の変更にしたがう開閉所、ボイラー建物まわり、変圧器ヤード等の配置の調整。
- (c) 淡水供給設備の配置の見直し。
- (d) 排水処理設備の配置の検討。
- (e) 敷地内、屋外雨水、排水溝の計画。
- (f) 諸建物間、連絡配管の整理。

## 13. 諸設備

諸設備は原子炉の運転、保修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

本設備は仮設備の備蓄タンク、ガス加圧設備およびナトリウム溶融設備と本設備のナトリウム供給ヘッドおよび供給配管から構成される。

系統へのナトリウムの充填は、備蓄タンクを電気ヒータにより加熱し、ナトリウムを溶融し、ナトリウム供給ヘッドを介してガス加圧により、1次冷却系、2次冷却系、燃料交換系へ圧送することにより行う。供給されるナトリウム量は約2,000m<sup>3</sup>である。

## 13.2 アルゴンガス供給設備

本設備は液体アルゴンを受入れ貯蔵する液体アルゴン貯蔵タンク、液体アルゴンを気化するアルゴン蒸発器および各系統に供給するためのアルゴンガス供給タンクなどから構成される。

貯蔵タンクは二重容器構造となっており、内槽に液体アルゴンをガス換算で11,000N m<sup>3</sup>貯蔵できる。この量は1回の作業に必要なガス量の最大のもので、1次冷却系の初期置換を考慮したものである。蒸発器はシェルアンドコイル型蒸気加温式で、750N m<sup>3</sup>/hの蒸発能力を有するものである。供給タンクは容量50m<sup>3</sup>のもの2基から構成されている。

## 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、液体窒素貯蔵タンク、液体窒素を気化する窒素蒸発器および各系統に供給するための窒素ガス供給タンクなどから構成される。

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、ガス換算で36,000N<sup>m</sup>のタンクが2基設置される。蒸発器はシェルアンドコイル型蒸気加温式で2,400N<sup>m</sup>/hの蒸発能力を有するものである。供給タンクは容量50m<sup>3</sup>のもの2基から構成されている。

#### 13.4 サンプリ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流体のサンプリング、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リ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少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、主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 $\mu\Omega$ /cm以下、残留溶解性硅酸0.01ppm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50m<sup>3</sup>/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、17m<sup>3</sup>/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火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  
ナトレックス火設備
- (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/cm<sup>2</sup>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、天井クレーンより取り扱われる。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

原子炉建物および原子炉補助建物の空調・換気・浄化および雰囲気維持を行うための設備である。各室の雰囲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な運転条件を与え、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。

原子炉建物の空調は、格納容器の床上換気設備、床下の換気設備、床下の窒素雰囲気調節設備、アニユラス排気設備などからなっている。

また原子炉補助建物で空調を行う室は、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、補助建家内の主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50m<sup>3</sup>/hで計画している。

## 14. あとがき

今回の設計は「もんじゅ」製作準備設計(I)に引続いて行われたものであり、「もんじゅ」製作準備設計(I)にて一部変更された仕様にもとづく設計の詳細化、および製作設計に移る前段階の設計として機器、配管、配線、ダクト類のコンジョイント図等の作成、および各種設計基準の整備、安全解析、耐震設計などの点で詳細な検討が行われ、「もんじゅ」建設の具体化、および安全審査の説明ができる設計として所期の成果が得られた。

今後は製作準備設計(III)および製作設計準備が行われるが、重点をおいた設計が行われ、製作設計への円滑な移行をはかる予定であるが、次の点に注意が払われるであろう。

- (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設計を行う。
- (2) 設計指針、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) プラント設計の重点部について詳細化をはかるとともに、施設の合理化をはかる。