

図10 1次系主循環ポンプ

レンが可能な容量を持っている。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基を持ち、このうち1基はオーバー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系統の純化系を持ち、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 アルゴンガス系

アルゴンガス系は閉回路を形成する1次アルゴンガス（放射性）系と開回路の2次アルゴン（非放射性）系よりなる。

1次アルゴンガス系は1次冷却系のナトリウム自由表面の酸化防止、循環ポンプの軸封などに使用するアルゴンガスを供給、排出する系統である。この系統にはアルゴンガス浄化用の希ガス除去回収装置を設けており、これによって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、アルゴンガスの循環再使用を可能ならしめるとともに系外放出放射エネルギーの低減化をはかるようになっている。図11に希ガス除去回収装置の概略系統図を示す。汚染アルゴンガスは、まず活性炭吸着塔を通し、混入している放射性核種の一部を吸着除去したあと、冷却して連続蒸溜塔に導き、ここで残留する放射性核種（おもにXe、Kr）をほぼ完全に除去する。浄化アルゴンガスは連続蒸溜塔塔頂より抜出し再使用する。一方分離された放射性核種は塔底の液化アルゴン中に貯留されるが、定期的に液化アルゴンとともに回分蒸溜塔に移送し、濃縮したあと、最終的に貯蔵容器にガス状で圧縮充

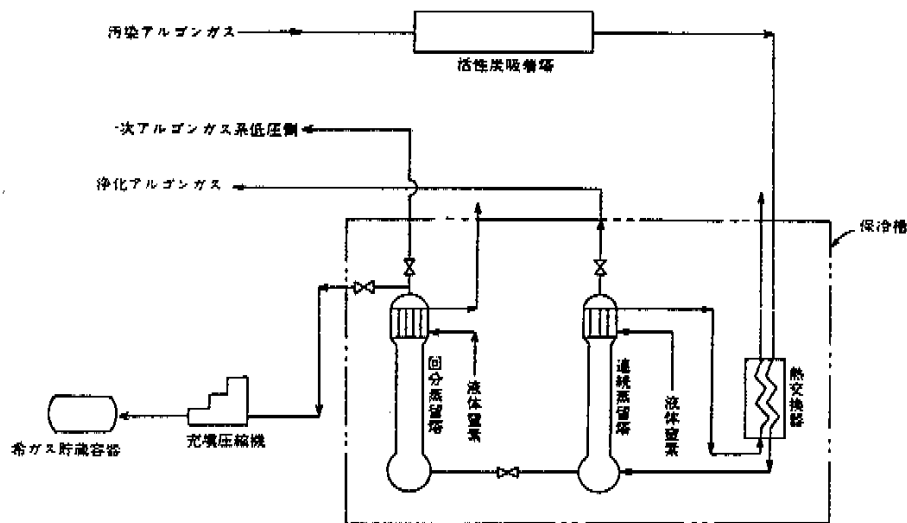


図11 希ガス除去回収装置系統図

填する。なお、浄化系でのXe, Krの除去率は99.99%以上、濃縮比は 10^4 以上である。

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規定値に保持すると同時に過熱器、再熱器のナトリウム液面制御を行うためのものである。

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5,500mmHgとした。
4. 1次系、2次系とも自然循環による冷却が可能なよう、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持つ蒸発器、過熱器および再熱器が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。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おかれている。この蒸気発生器では、管板がカバーガス中におかれていて、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

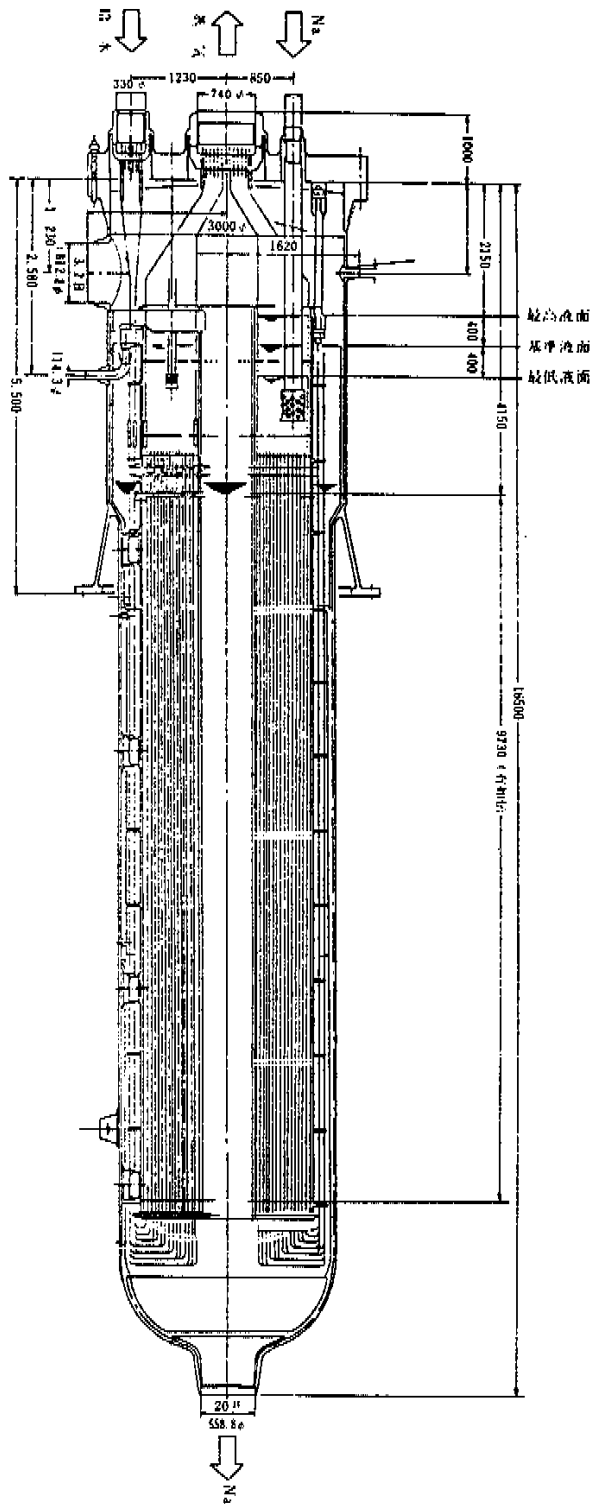


図12 蒸発器

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、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 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±5%/分のランプ変化、±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第13図に示す。何らかの理由によりプラントがいったん停止に向った場合、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ある。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とも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。

プラントを短時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、主発電機、主変圧器、所内変圧器はそれらの中間にスイッチギヤを挿入せず、直接固く結合され、1つのユニットを構成している。

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、いわゆるスイングスを行わない。しかし常用系母線は

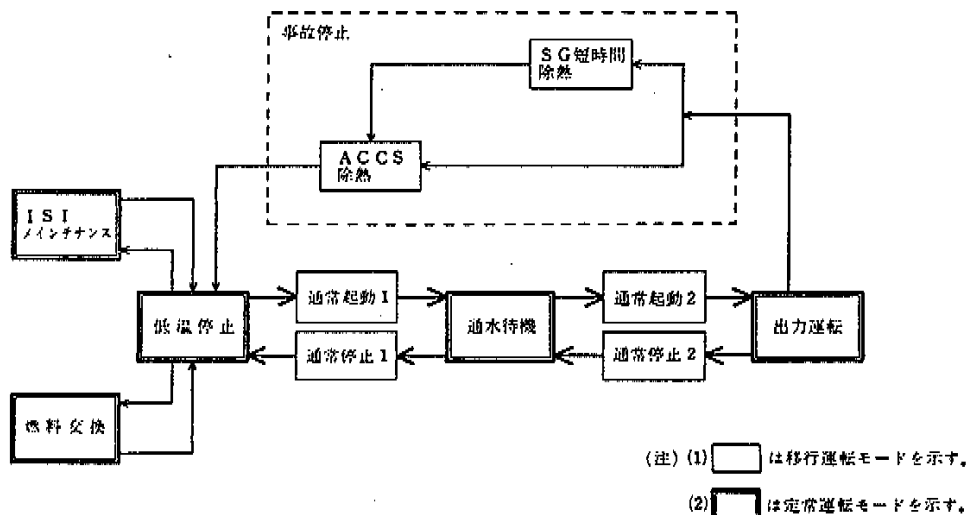


図13 プラント運転サイクル

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、高压系統と同様6系統に分割し、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に電気設備の単線結線図を示す。

1次、2次主循環ポンプは通常運転時には、常用母線から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ている。

ファースト・カットバック（所内単独運転）は行わない。しかし、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・トリップ時には発電機のモーターリングが起こるが、モーターリングが短時間であればタービン側に問題はないといわれている。

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電源設備として、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、また事故時の予想される雰囲気にも耐えられるように設計しており、「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くなった場合、中央制御室以外の場所から原子炉を安全に停止するとともに安全な状態に維持できるような装置を設置することを計画している。

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、ナトリウム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計測制御設備の比重は大きい。計測点数は予熱計装を除いても6,000点を越えると予測され、膨大な数になっている。

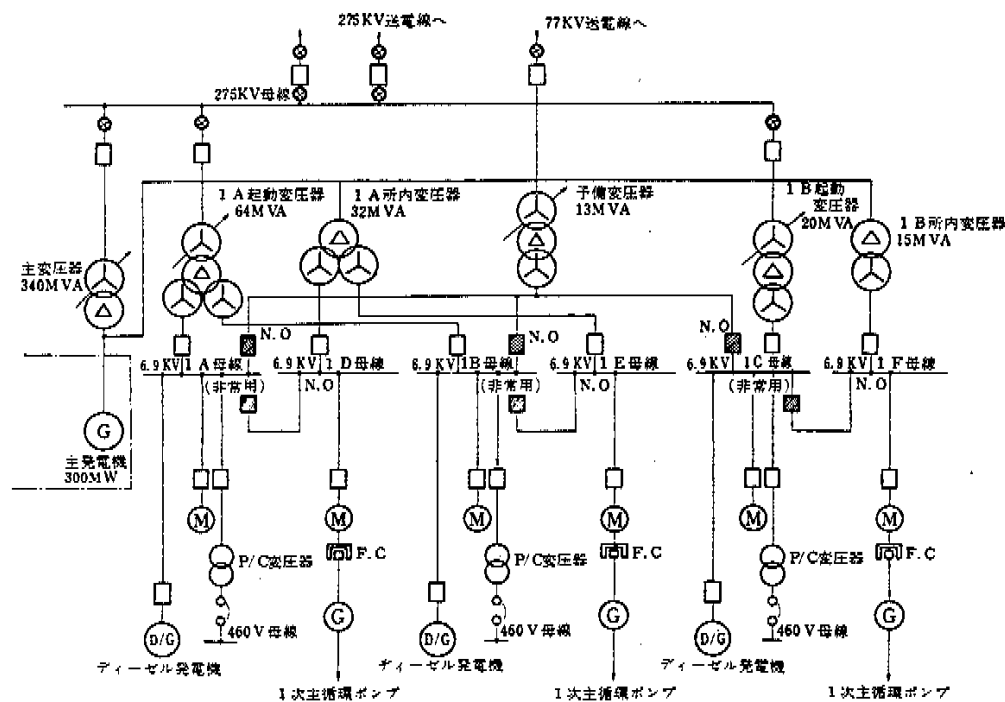


図14 「もんじゅ」単線結線図

この理由としては、ナトリウムの補助系が非常に多いこと、軽水炉プラントにはない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ためにデータ採取および設計条件確認に必要な計測が多いことなどがあげられる。その他、ナトリウム機器および配管には予熱が必要であり、そのための予熱計装も膨大になっている。

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、炉内計測系については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。現在はとくに、線源領域の炉外計装化に関する検討を重点的に行っている。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検知する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である。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(Ⅳ)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式およびプレシピテータ式の検討を行った。最終的には遅発中性子法、カバーガス法ともおのおの方法についていずれか一方を選ぶ予定である。

また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検出法が採用されている。今回の「もんじゅ」調整設計(Ⅳ)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、回転プラグに設置するよう設計を行っている。また、それと並行して海外での実績、R&Dの状況の検討も行っている。

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、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、監視が中央制御室で行うことができるよう設計がすすめられている。プラント出力制御基本系統図を図16に示す。

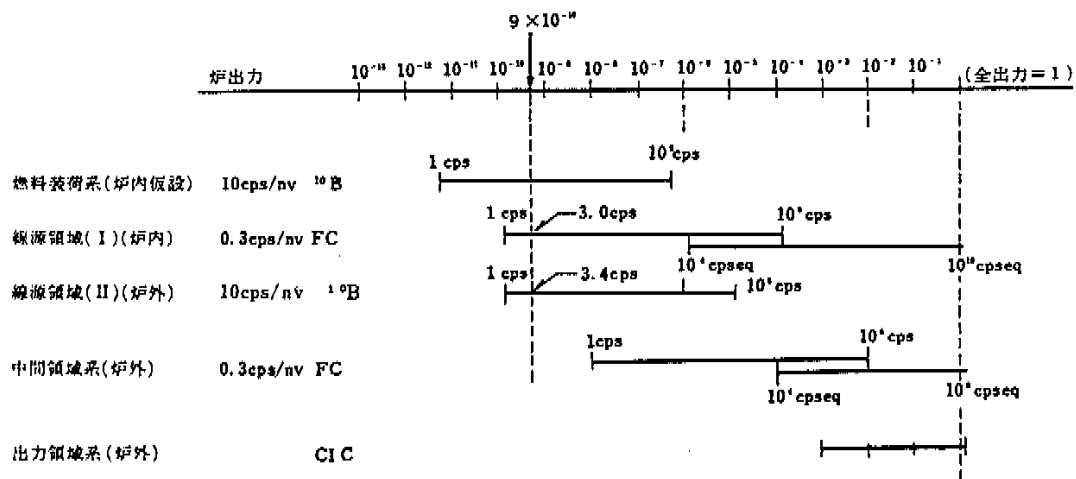
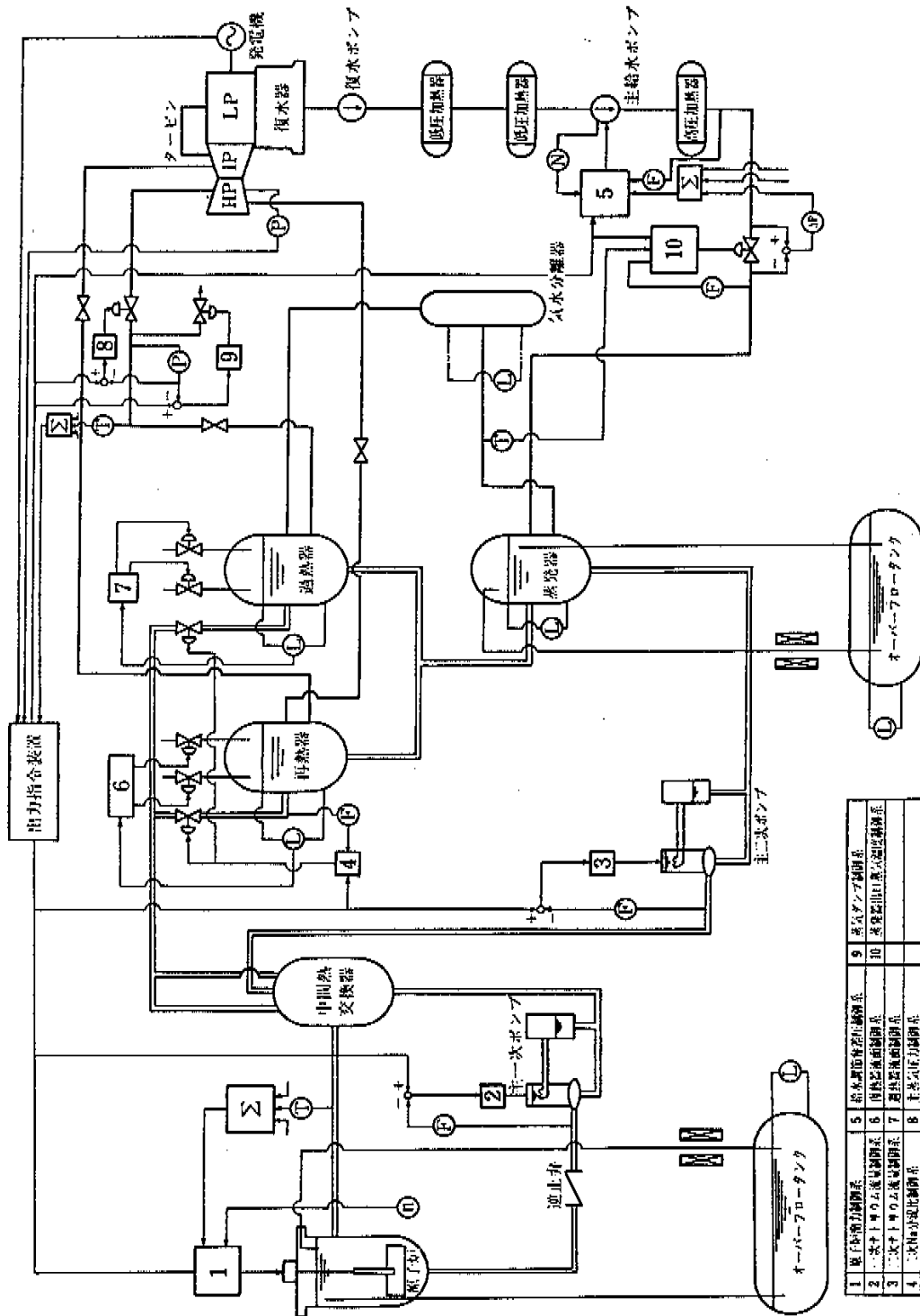


図15 中性子計装系計測範囲図



1	オーバーフロータンク
2	主蒸気ポンプ
3	中間熱交換器
4	再熱器
5	過熱器
6	低圧加熱器
7	高圧加熱器
8	主給水ポンプ
9	気水分離器
10	タービン

図16 「もんじゅ」出力制御基本系統図

「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、フールプルーフなどの考えを設計にとり入れており、また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上必要な系統の点検、保守が可能となるよう検討をすすめている。

その他、計算機システムの運用方針、盤構成、実験計装などの検討を行い、プラント全体の計装計画の調整をすすめている。

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、活性炭吸着塔を通しハロゲン、Xe廃ガス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PH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。

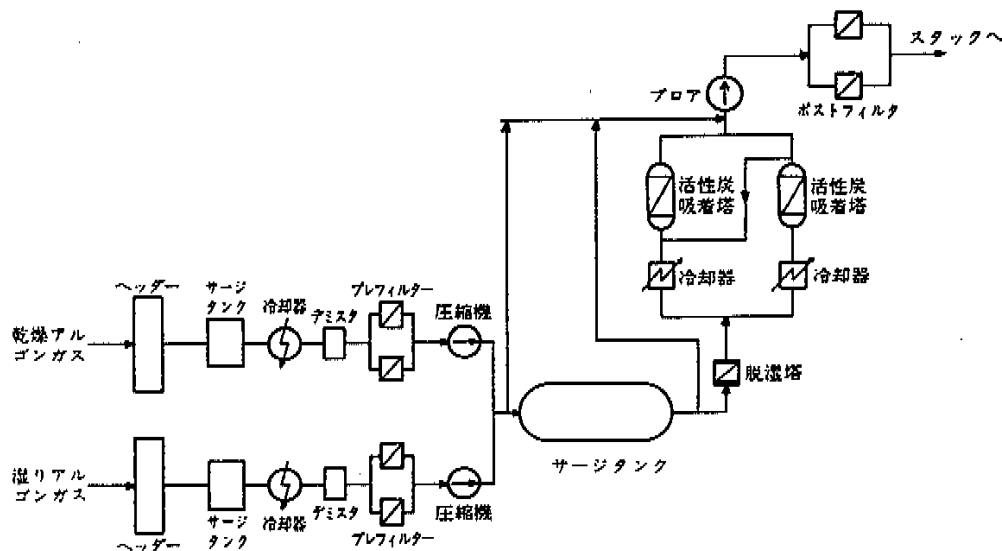


図17 気体廃棄物処理系統図

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所的に制限する1次格納施設となっている二重格納方式である。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、1次主冷却室、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、たとえば、1次ナトリウム純化系室、オーバフロー汲上ポンプ室などとの区分の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機器配置および配管引き回しなどによる建物関係との調整作業を実施した。

(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收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ゲージ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で設計している。

なお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ったが一応の見直しを得ている。

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建物および原子炉補助建物の耐震設計の見直しを行った結果、基礎ベースマットの接地圧が十数%の負になることが略計算結果より判明したため、これに対処するために建物の階高削減が重量を減にするもっとも有効なものであるの

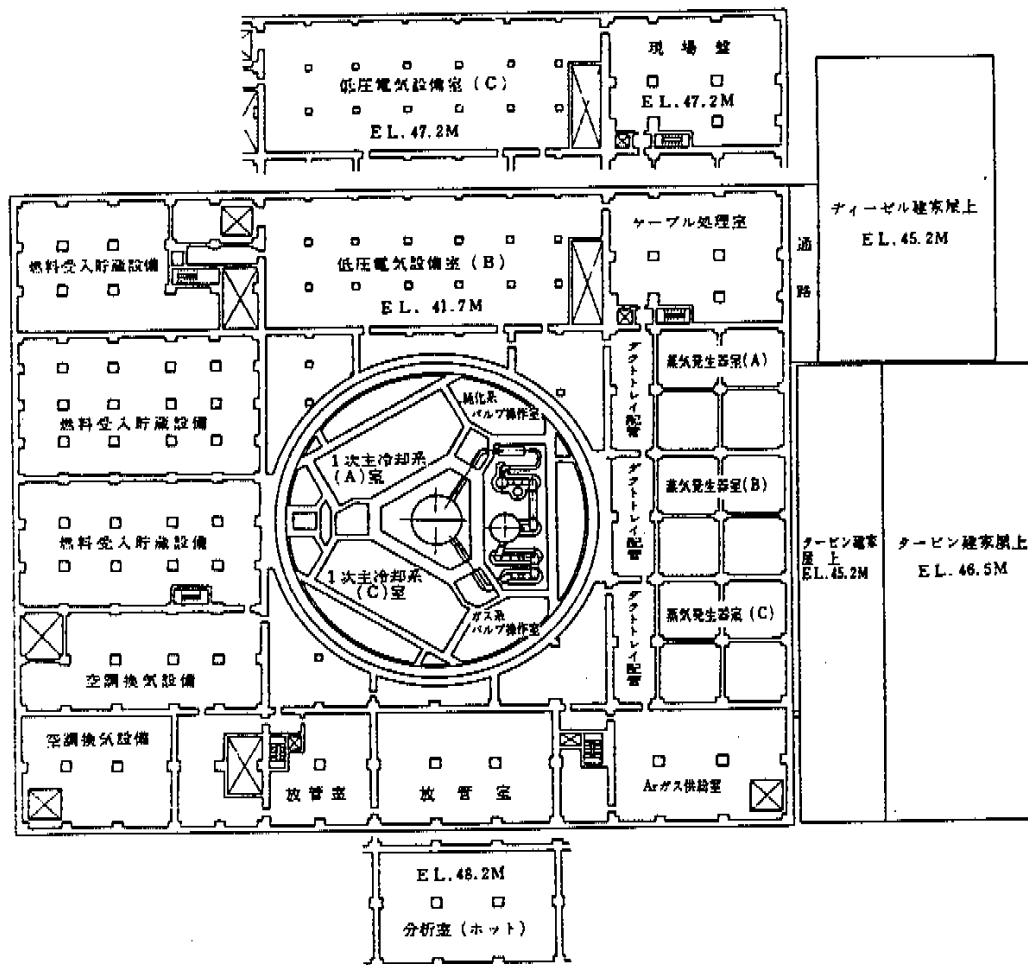


図19 原子炉建物平面図(E.L. 45.5M)

で機器配置、配管、ケーブル、ダクトの引き回しなどの配置調整を行った結果、原子炉補助建物の高さを約4.5m削減して重量など耐震設計の見直しをチェックし、現在の設計での見通しを得た。

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プ建物、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、今後機器関

係の容量明確化にともない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、8,100Nm³とし、蒸発容量は同じ作業に対し670Nm³/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72,000Nm³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液体のサンプリング、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 $\mu\Omega$ /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50m³/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、17m³/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 メインテナンス設備

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。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

今回の設計は従来行われてきた概念設計のまとめとして行われた。したがって概念設計としての最終的なつめが行われ、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」製作準備設計にひきつがれ、製作設計への前段階としてプラント設計の詳細化、プラント建設に直結する設計のつめが行われる予定であるが、つぎの3点に注意がはられるであろう。

- (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今後さらに設計内容の手直しをするかどうかを検討し、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。