

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5,080mm）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7に示すように運転時の液面変動及び炉容器液面低下に制約されず、小型化が可能な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ループ当り各1基）等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ムより320°Cで流入し、下部プレナムで反転した後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後、蒸発器を通り主循環ポンプを経て320°Cで中間熱交換器に戻る。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。また主冷却系のバックアップシステムとして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、機器配置等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ループ当り緊急冷却時約20MW、燃料交換時約5MWの除熱を行う。

6.3 メンテナンス冷却系

メンテナンス冷却系は炉心構成要素、および炉内機器の観測を行うため原則として炉容器内ナトリウム温度が280°C以下に冷却された後運転され、原子炉容器内のナトリウム液位を炉心構成要素頂部まで低下させたときの炉心崩壊熱除去を行う。この熱はメンテナンス冷却系中間熱交換器を通して2次系に伝達され、空気冷却器で大気に放出する。なお、本システムは1ループでその冷却能力は、炉容器出口ナトリウム温度265°C、入口温度220°Cで約2MWである。また通常運転時本システムは仕切弁で隔離され不活性ガスが満たされている。

6.4 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、メンテナンス冷却系1次系ループ用）および2次補助ナトリウム系（2次主冷却系3ループ、2次補助炉心冷却系3ループ用）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。その他にオーバーフロータンク1基をもちこれ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張量を吸収できる。

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2ループ運転、その後は1ループ運転を行い、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ループおよび2次補助炉心冷却系3ループ相互に完全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。

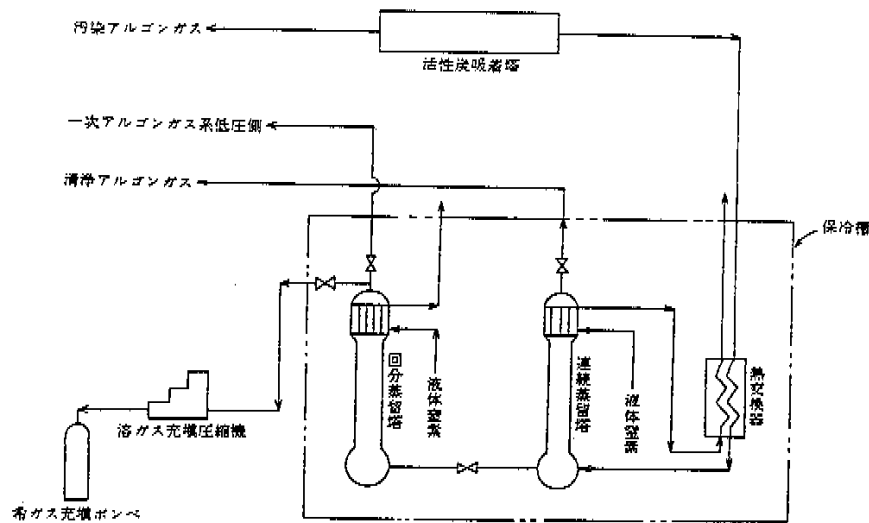


図9 希ガス回収処理装置系統図

主冷却用には1ループ当りダンプタンク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。その他この系にはノループ当り独立2系統の純化系をもち、純化目標値は10ppmである。補助冷却系用としては1ループ当り、1基のダンプタンクと1系統の純化系を設けてある。

6.5 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主に蒸発器、循環ポンプダンプタンクのカバーガス圧力を3,000 mmAq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って機器、配管等を予熱し、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回収処理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等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計る。希ガスの回収率は99.99%以上、濃縮比 10^4 以上である。装置の系統図を図9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日間ホールドアップされて減衰される。次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、ポンペに圧縮充填される。清浄アルゴンガスは連続塔々頂より抽出され循環使用される。

6.6 機器、配管配置

冷却系機器レベルおよび配管、配置を決定するに当っては下記の様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5,500 mmHgとした。

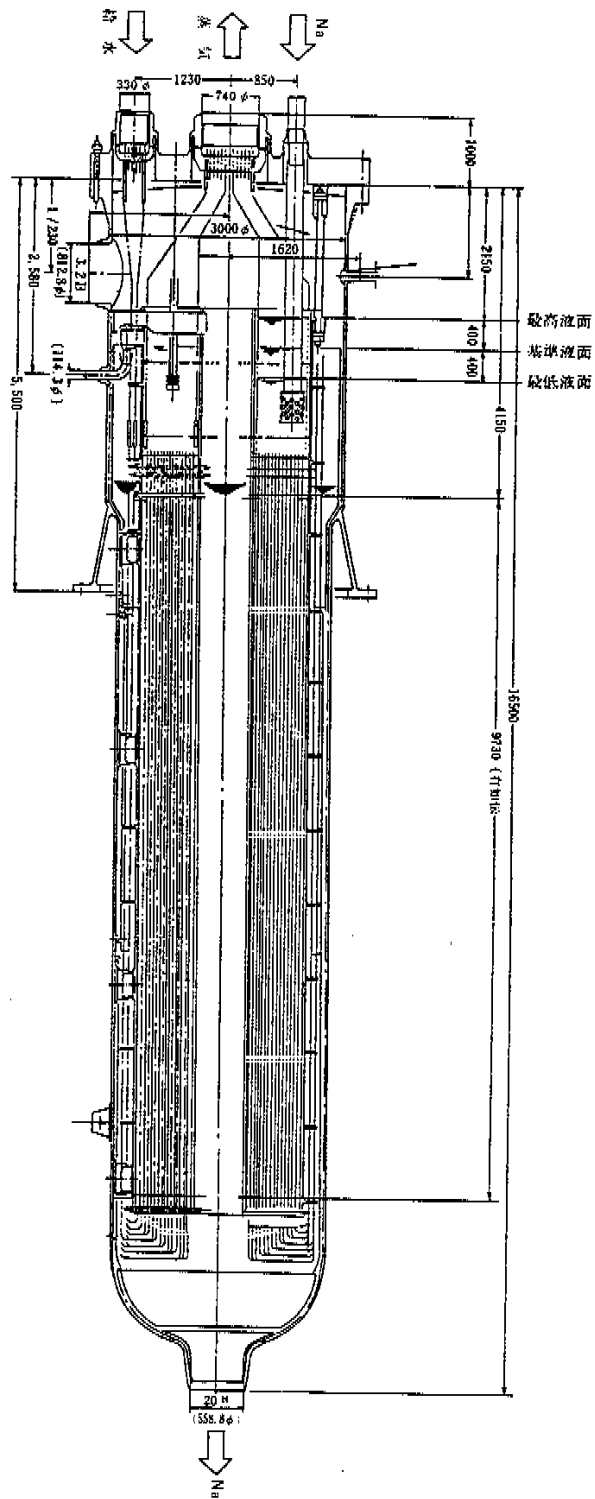


圖10 蒸發器

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. ポンプ下部流体軸受けは、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10は蒸発器の概念図の一例である。これらの配置は図2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 127kg/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段で正味熱効率率は41.68%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 $\pm 5\%$ /分のランプ変化、 $\pm 10\%$ のステップ変化に追従できる。

9. 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いるが、1次主循環ポンプは、通常運転時にも非常用母線から給電することを計画している。

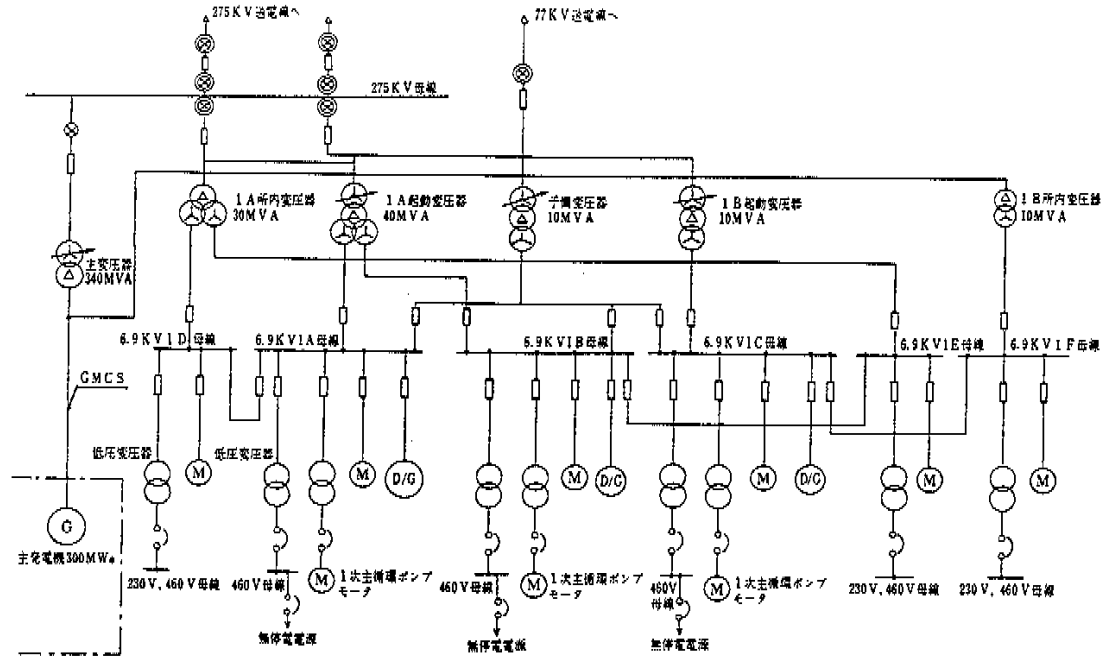


図11 「もんじゅ」単線結線図

これは、同ポンプの電源確保が「もんじゅ」の安全性につながることから、常用母線から非常用母線への切替を必要としない方式であるがこの方式については今後さらに検討していく余地が残されている。

ファースト・カットバック（所内単独運転）は行わない。外部電源喪失時に、1次主循環ポンプの電源が中断する可能性があることから、外部電源喪失により、タービントリップ後の発電機のトリップを数秒間遅らせ、発電機の残留電圧に期待することを設計にとり入れている。この場合、電源喪失のないタービントリップ時に、発電機のモータリングが起きるが、モータリングが短時間であれば、タービン側に問題はないといわれている。

所内電気系統は、6.6KV母線は、常用系、非常用系とも3母線でシングラスは行わない。所内低圧回路母線は、6.6KV母線同様6母線以上に分割する設計となっている。母線の連絡は、6.6KV非常用母線は連けいせず、6.6KV常用母線は、6.6KV非常用母線と連けいし、低圧母線は原則として連けいしない設計になっている。図11は、電気設備の単線結線図である。

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。

計測制御設備は、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、プラント制御系などに大別される。高速炉では、炉心局部事故を早期に検出し、原子炉をスクラムさせることが必要になり、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（温度、流量計など）が要求されており、これらの評価検討が行われている。

この事故を検出するためには、全炉心燃料集合体出口に計装が必要になる。「もんじゅ」の計測制御設備は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5000点前後と予測され、膨大な数になっている。この理由としては、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、軽水炉プラントにはない2次系が1次系同様3ループ

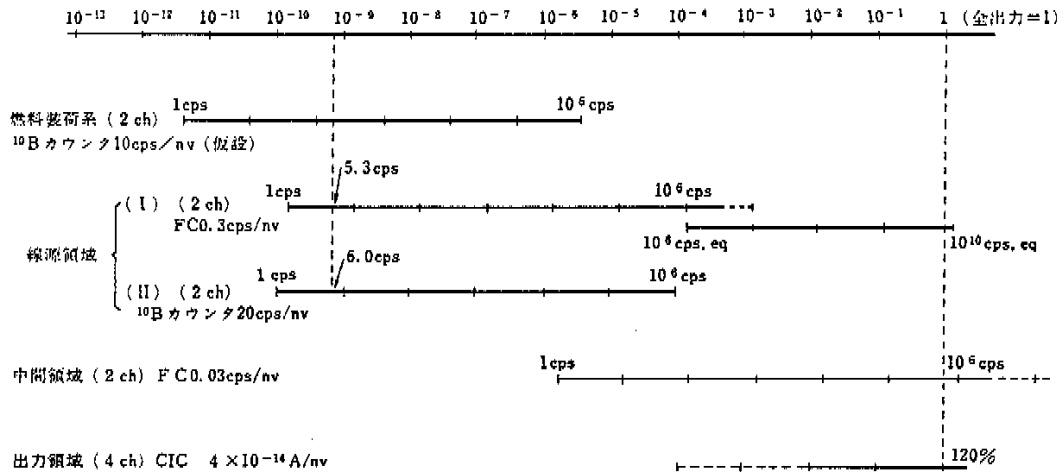


図12 中性子計測計測範囲

あること、国内では実績のない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のために必要な計測が多いことなどがあげられる。

中性子計測系は、原子炉の最初の燃料装荷から120%定格出力時にいたる約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て、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12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全体のどれかが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であるかの位置を含め破損の状況を検出するFFDLがある。

FFD(破損燃料検出)は、遅発中性子法、カバーガス法(バルク法、プレシビテータ法)、音響法、Na中圧力計、反応度計、炉外中性子検出器があるが、これらの検出法の中で炉心局部事故の検出を目的として「もんじゅ」調整設計(I)で採用したものは遅発中性子法とカバーガス法である。

FFDL(破損燃料検出および位置決め装置)は、セレクターバルブ方式による遅発中性子の検出が最も信頼性があるといわれており、英(PFR)、仏(Phenix)でも使用されている。今

回の「もんじゅ」調整設計(I)では、セレクターバルブはその構造、計測方法、操作手順、交換性および組立などを考慮して炉心上部機構外の回転プラグ上に設置されている。

プラントの運転操作は、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進めている。原子炉、1次・2次主冷却系、蒸気発生器、給水系、タービン発電機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ように設計する。

「もんじゅ」の安全性向上対策として、軽水炉同様フェイルセーフ、多重計測の採用、フルブローフなど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上必要な系統は点検、保守が可能ないように設計するよう検討が進められている。

10. 放射性廃棄物処理系

気体廃棄物の発生源としては、窒素系排ガスおよび燃料取扱系排ガスと原子炉1次カバーガス浄化系故障時の排出ガスとに大別される。

処理方法は図13に示すように1次カバーガス系、および窒素系排ガスと燃料取扱系排ガスの2系統に分けられており、貯留タンクによる減衰と各種フィルターによる処理、特に活性炭フィルターを採用することにより放射性ハロゲン

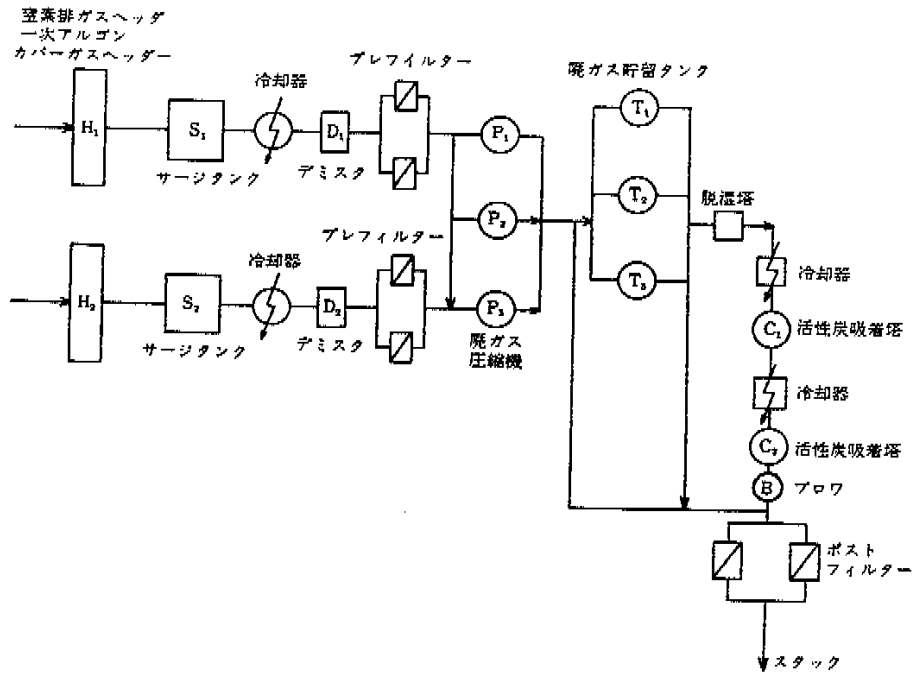


図13 気体廃棄物処理系統図

や希ガスのうち特にXe-133を一時貯留する方法をとっている。

なお、1次カバーガスは、通常時低温蒸留方式によるカバーガス浄化系でクリプトンなどの核分裂生成物を捕集するため、故障時を除いては排出されない。

液体廃棄物の発生源は低レベル廃液としては燃料プールドレン、原子炉建屋のドレン等が主であり、高レベル廃液としては燃料洗浄廃液の他に保守作業時における機器洗浄廃液が主なものである。その他洗濯廃液がある。

処理プロセスは蒸発濃縮処理法を採用し、低レベル廃液および高レベル廃液は混合して処理し、洗濯廃液は発泡性が高いためオゾン分解法により別に濃縮する。濃縮廃液はセメント固化後貯蔵する。

固体廃棄物の発生源は、主に廃液処理スラッジ、粉末樹脂、固体雑屑、紙等であり、処理プロセスとしてはできるだけ発生源で可燃、不燃の別、比放射能の高低に分け廃棄物の種類に応じて処理する。可燃性のもはできるだけ焼却処理をする。固体廃棄物の取扱いについては表面線量が200mR/h以下になるようにかん詰包装

その他を行うことにより放射線安全を確認している。その他使用済制御棒を含む使用済機器は格納場に保管、管理する。

11. 原子炉格納施設および建物計画

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2次格納構造と核暴走事故時の放射能の1次格納とNa火災防止および処理施設を設ける1次格納構造よりなる二重格納方式で構成されている。

(1)1次格納構造は鉄筋コンクリート構造と炭素鋼板ライニングとの組み合わせにより構成され、対象となる原子炉建物内の部屋は原子炉ピット室、炉上部ピット室、主冷却系室、保守室であり、漏洩ナトリウム回収装置が付属装置として設置する。そのほかの部屋は機能システムを考慮してNa火災対策施設との区分を行っている。なお、1次格納構造とNa火災対策施設の雰囲気は窒素雰囲気である。

(2)2次格納構造は鋼板製で胴部円筒形、頂部半球、底部皿形の形状で大きさは直径51m

全高さ約91.7m、地上高さ約50.2mである。なお格納施設内天井面には原子炉機器荷揚用旋回クレーンが設置される。

2. 建物計画

(1)原子炉建物および原子炉補助建物は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定性の見地より原子炉建物を中央に補助建物をその周囲に配置し一体の基礎構造としている。建物の大きさは縦98m、横112.5mである。原子炉建物内に設置される主な機器は原子炉および1次冷却系、燃料交換系がある。原子炉補助建物内に設置される主な機器は2次冷却系、蒸気発生器系、燃料取扱機器、中央制御室、電気機器、廃棄物処理系、ガス系、その他の施設が収納されている。

(2)諸建物設備としては次のものがある。

タービン建物、非常用ディーゼル発電機建物、変圧器および特高開閉所、メンテナンス建物、廃棄物処理貯蔵建物、補助ボイラー建物、排気筒、破換燃料缶詰建物、事務管理建物、排水処理施設、淡水供給施設、取放水施設などがある。

12. 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。

12.1 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。

12.2 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。

12.3 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73,800Nm³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。

12.4 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

分析設備は補助建家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。

12.5 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。

12.6 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後各補機に送られる。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。

12.7 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、純水装置等がある。水質は冷却水は冷却水は原水濾過、消火、飲料用水は原水濾過と塩素殺菌、純水は導電率 $10\mu\Omega/\text{cm}$ 以下、残留溶解性硅酸 0.3ppm 以上である。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ー装置は $17\text{m}^3/\text{h}$ を2系統とした。

12.8 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

ナトレックス消火設備

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。

12.9 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°C 、 $25\text{kg}/\text{cm}^2$ としボイラ容量は $41\text{t}/\text{h}$ を2台とした。

12.10 メインテナンス設備

メイ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。メイ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インテナンス台とによりメイ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。メイ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後洗浄装置へ送る。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。

12.11 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。空調を行う室は蒸気発生器室、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、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。

12.12 排水処理設備

本設備で処理を必要とする水量は現段階では不明な点が多く、本設計では平均処理量を $30\text{m}^3/\text{h}$ と推定して設備の設計を行った。

13. あとがき

今回は「もんじゅ」プラントの姿を紹介するという意味で、できるだけ機器系統の構成と構造物を中心に記したが、この設計では、安全解析、耐震設計、動特性解析、計算機応用、各種設計基準作成などの面でもかなり詳細な検討が行われている。今回の設計では、従来行われてきた一連の高速原型炉「もんじゅ」プラントの概念設計が、かなり詳しくつめられた結果その内容が詳細化され安全審査の予備的な説明ができる設計をするという所期の目的は達成された。今後は昭和49年度に行われる「もんじゅ」調整設計(II)に引きつわれ、さらに細部にわたる設計を含めた設計が行われる予定であるが、とくに次の3点に注意が払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なる傾向にあり、これに耐えるライセンスアブルな設計として今後さらに設計内容の手直しをどうか検討し設計する。
- (2)設計規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図る。そして「もんじゅ」調整設計(II)の結果を使用して安全審査をうけ製作設計に進む予定である。