

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、炉内観測を行なうなどナトリウム液位を下げた際の冷却を確保するメンテナンス冷却系、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等を行なう補助ナトリウム系、各機器、建家等の空調、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540°Cで流出し、図7に示

すような中間熱交換器の胴側を通り390°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ループ当たり238MWtである。また1次主冷却系には図8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）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

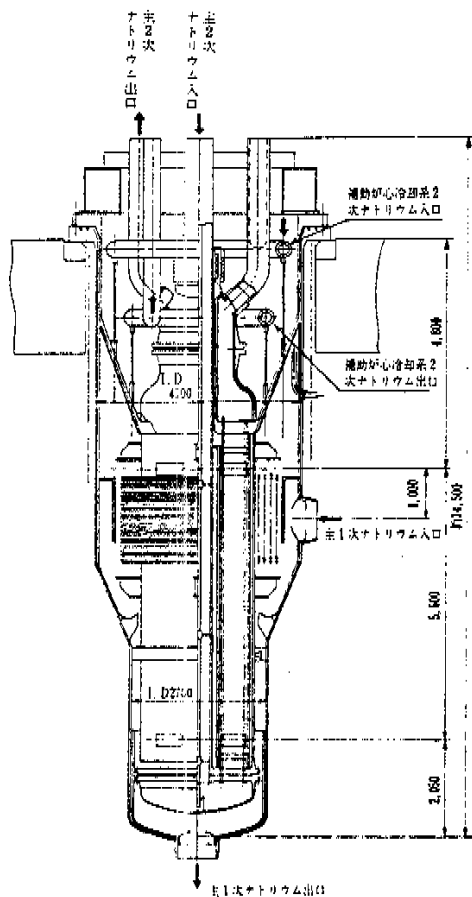


図7 「もんじゅ3次設計」主冷却系中間熱交換器

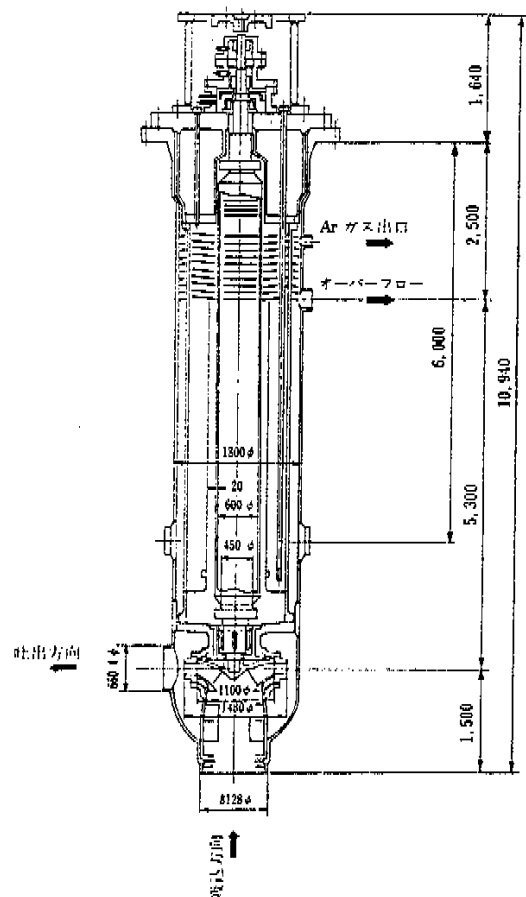


図8 「もんじゅ3次設計」1次系主循環ポンプ

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515°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共に再熱器出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36MW、燃料交換時12MWの除熱を行なう。

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な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なう。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。尚、本系統は1ループでその冷却能力は、炉容器出口ナトリウム温度 \sim 280°C、入口温度 \sim 220°Cで約3MWである。また通常運転時本系統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2ループ運転、その後は1ループ運転を行ない、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。

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基はオーバーフロータンクも兼用している。その他この系には1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系統の純化系をもち純化目標値は15ppmである。

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3000mmAq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な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てて機器、配管等を予熱し、ナトリウムの凝固及び熱衝撃を防止する。

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. ポンプ下部流体軸受は、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漬可能な配置とする。
2. 1次系、2次系とも自然循環による冷却が可能となるように伝熱中心差をとる。
3. 高所引廻し配管の結果、負圧の生じる部分がないようなカバーガス圧力と配管据付高さとする。
4. 2次主冷却系は、各機器の液面が同一高さになる配置とした。
5. 配管（特に1次系）は、引廻しのスペースと同時に定常運転時および熱衝撃条件に耐える様な経路とする。
6. 1次系機器と2次系機器類との同室収納を避ける。
7. ポンプ有効NPSHおよびポンプヘッドの検討
8. 部屋割に当っての遮蔽壁厚さの考慮
9. 水系、ナトリウム系の隔離
10. 3次設計では特にISIを念頭において保守、点検、接近性を再検討。
11. 電磁流量計については、前後直管部長さ
12. 機器類の耐震クラス分類に応じて、収納されるべき建家の決定
13. ナトリウム充填、ドレンに対する機器高さ、

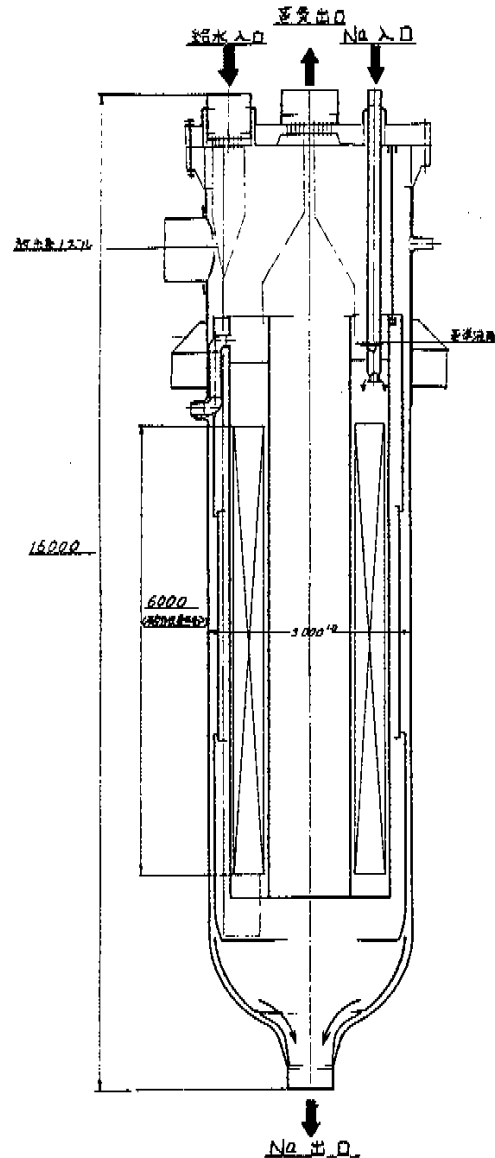


図9 「もんじゅ3次設計」蒸発器
配管等の相互高さ関係および読み点等についての検討

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9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二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て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節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ガス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

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、3600rpm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なう。

タービンは、吊形3ケーシング、4流排気再熱式復水タービンで、使用蒸気条件は主蒸気止め弁での主蒸気圧力が127 kg/cm²、温度が483

°C、再熱蒸気温度が483°Cで定格出力時の排気真空度は772mmHg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。

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10%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%以上の負荷で自動制御運転を行なうことができ、定格負荷の±5%分のランプ変化、定格の±10%のステップ変化に追従できる。

所内電気系統は、6.6KV母線、440V母線、220V母線、交流無停電母線、直流母線で構成される。6.6KV母線は常用母線が3系統、非常用ディーゼル母線が3系統に分けられている。

9. 計 装 系

計装系については中性子計装、破損燃料位置検出系、破損燃料検出系、プロセス系装などを中心に、プラントの系統別に測定対象の検討を行ない、計装系としての設計が進められた。主要部の測定点数は約3200点となっている。

中性子計装は、原子炉の燃料装荷監視系、起動領域系、中間領域、出力領域系で構成されており、原子炉の線源領域から出力領域に至る約12桁にわたる中性子束およびその変化率を計測する。その信号は監視、制御、安全保護系などに送られる。

破損燃料位置検出系は、各炉心燃料集合体出口で流出するナトリウムをサンプリングして、燃料に破損がある場合にそのナトリウム中に混入する核分裂生成物、IあるいはBrからの遅発中性子の検出を行ない、破損燃料の位置を検出しようとするものである。この装置はナトリウムのサンプリング管を選択するセレクトバルブ、ナトリウムサンプリング用の電磁ポンプ、遅発中性子検出装置などで構成される。原子炉全体としての燃料の破損の有無を検出する破損燃料検出系にはプレシビテータ法のもの、バルクガンマ法のものなどが設置される。

原子炉スララム信号

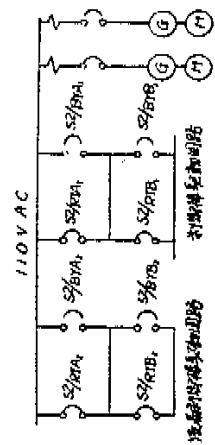
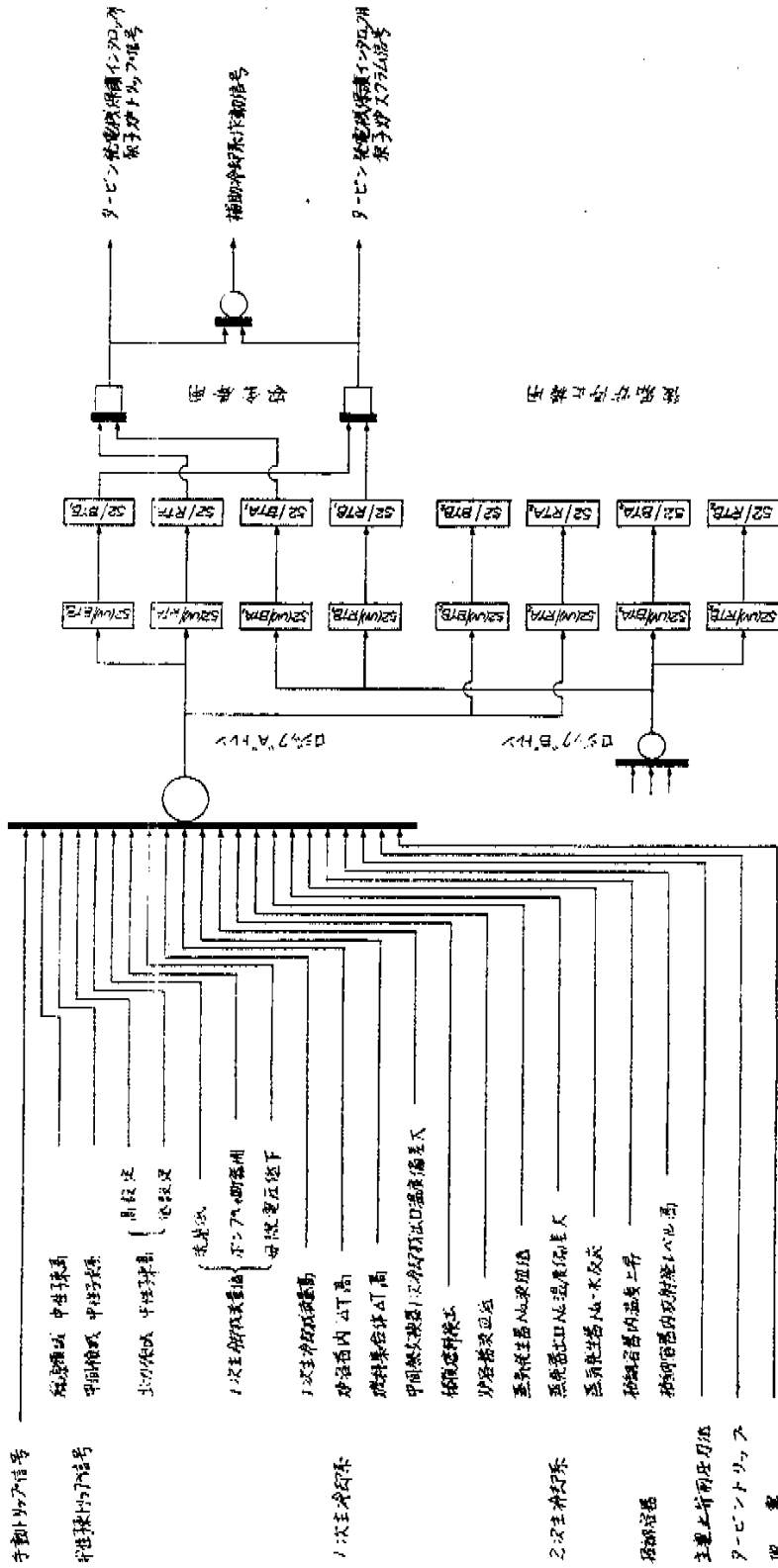


図10 原子炉保護インタラック線図

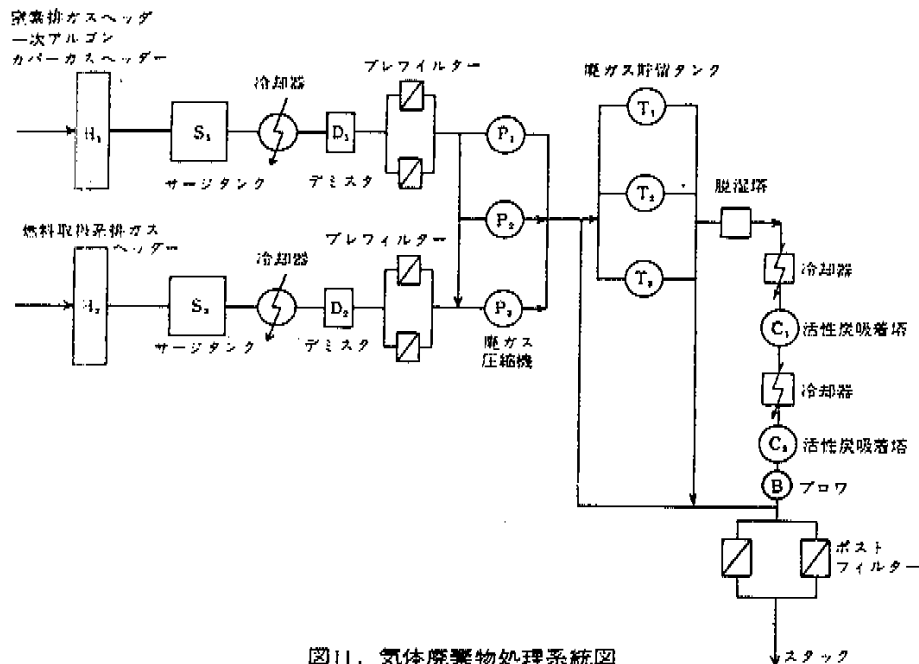


図11. 気体廃棄物処理系統図

原子炉計装には炉心ナトリウムの出口温度と流量、炉容器内ナトリウムレベル、カバーガス圧、温度、制御棒位置などがある。原子炉出口ナトリウム温度は、各炉心燃料集合体の出口でC/A熱電対各2要素によって測定される。1次主冷却系では、原子炉出口のバルク温度の計測が各グループごとに行なわれ、原子炉容器入口温度も各グループで測定される。この他、中間熱交換器ナトリウム出口温度、主循環ポンプ出口圧力等が計測される。これらの計測信号は、プラントの運転制御、運転状態の記録、警報、プラント保護系などに用いられる。2次系、タービン系もそれぞれ必要に応じたプロセス計装が行なわれる。この他ナトリウム冷却の原子炉を用いるプラント特有の計装としては、スパークプラグ式と呼ばれる検出端をもつNa漏洩検出系があり、1次系には警報用として各グループに数点の検出装置が設置されている。

原子炉保護系は図10に示すような信号と検出ロジックにより構成されている。

10. 放射性廃棄物処理系

気体廃棄物の発生源としては、原子炉1次カバーガス浄化系故障時の排出カバーガス、窒素

系排ガスおよび燃料取扱系排ガスに大別される。

処理方法は図11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、通常時低温蒸溜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出来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。可熱性のものは出来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200m R/h以下になるようにかん詰包装その他を行なうことにより放射線安全を確認している。

11. 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なわれている。今回の設計では、従来行な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48年度に行なわれる「もんじゅ調整設計（I）」に引継がれ、さらに細部にわたる設計を含めたプラント全体の設計が行なわれ、安全審査をへて製作設計に進む予定である。