

図10 希ガス回収処理装置系統図

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、充填に先だって機器、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10⁴以上である。装置の系統図を図10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。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、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5,500mmHg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11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。

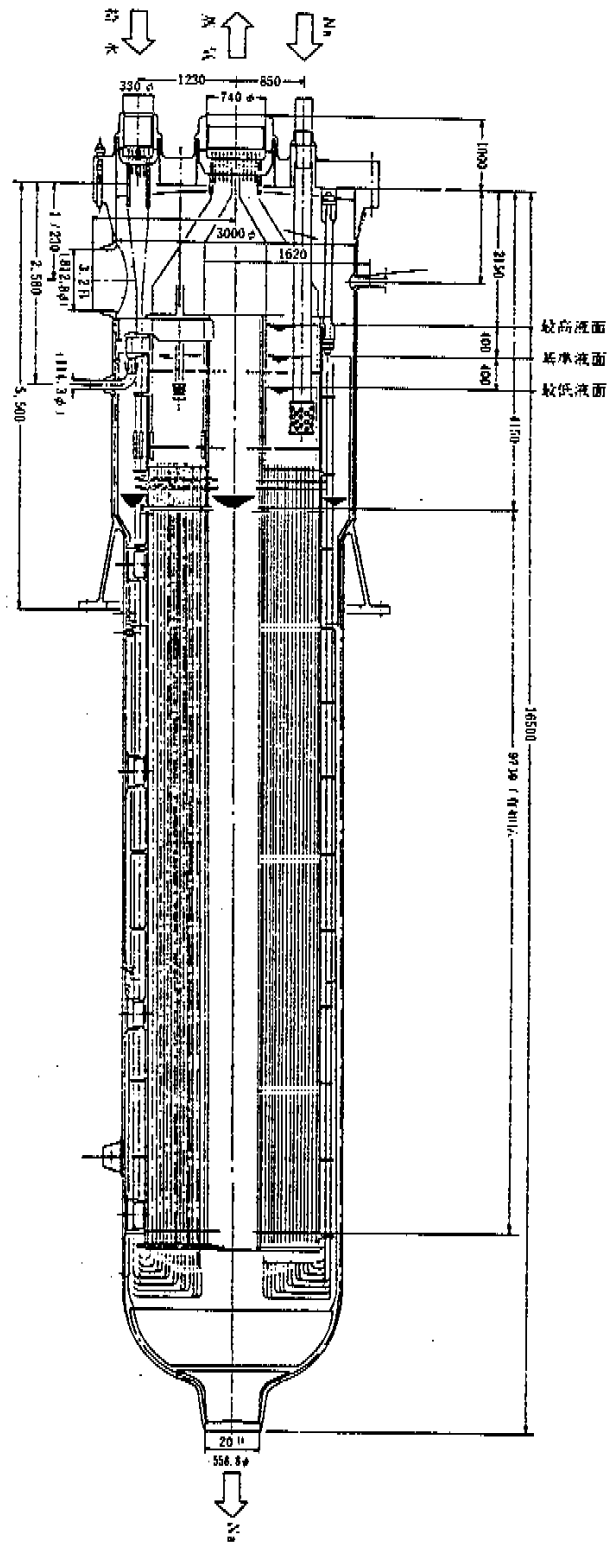


図11 蒸発器

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、3,600rpm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。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。

所内電気系統の構成は、 6.6KV 母線が常用系、非常用系とも3母線で、スイングバスは行わない。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 非常用母線間は連けいせず、 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12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6000点を越えると予測され、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

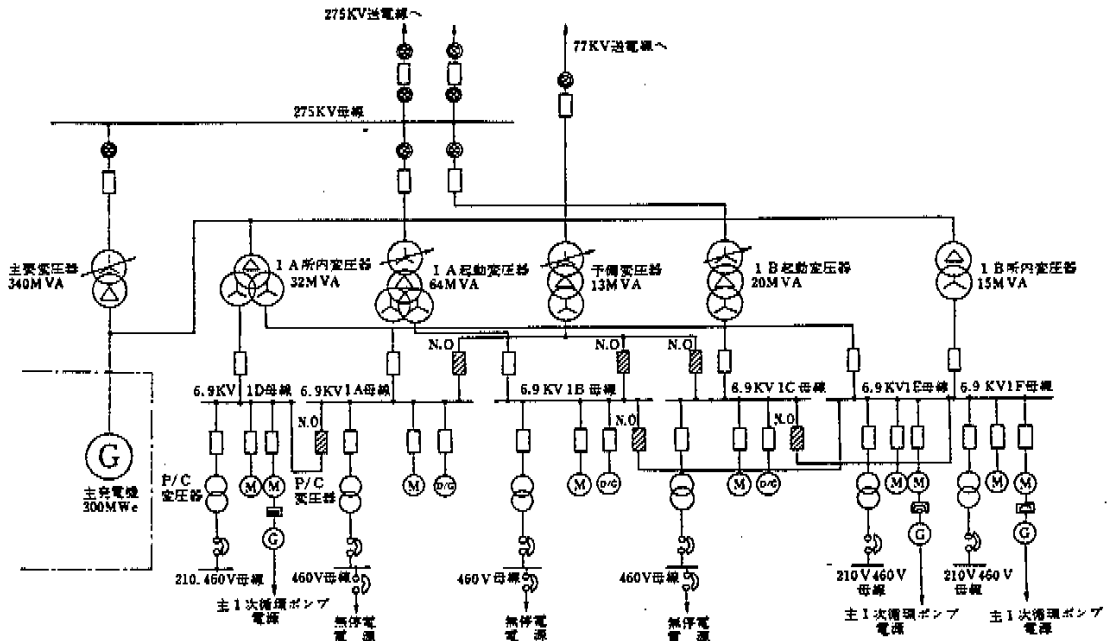


図12 「もんじゅ」単線結線図

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、また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。

高速炉では、炉心燃料の過熱などを早期に検出し、原子炉をスクラムさせることにより、高価な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、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、プリ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13に示す。

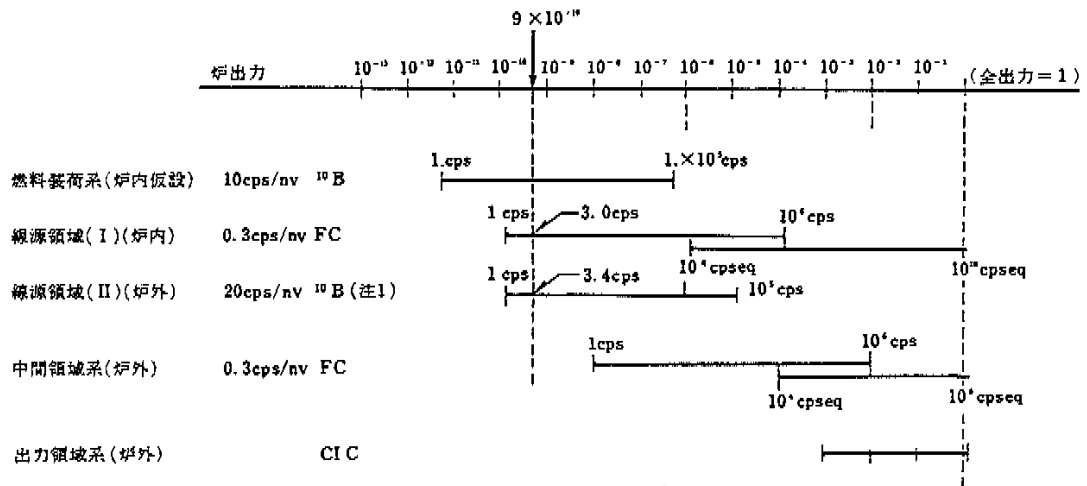
破損燃料検出系は、その目的により二つに大別される。すなわち、原子炉内の燃料のどれかが破損した場合に、破損したことおよび破損が

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には、遅発中性子法、カバーガス法（バルク法、プレシピテータ法）、音響法、Na中圧力計、反応度計、炉外中性子検出器などによる方法があるが、これらの検出法のうち、「もんじゅ」調整設計（II）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、もっとも信頼性があるといわれており、英（PFR）、仏（Phénix）でも使用されている。今回の「もんじゅ」調整設計（II）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



(注1) 10cps/nv ¹⁰B 2本を使用して、20cps/nvの感度を得る。

図13 中性子計器系計測範囲図

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、多重計装の採用、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各種機器洗浄設備よりの湿りアルゴンガス、およびシール、置換などによる乾燥アルゴンガスと、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14に示すように乾燥アルゴンガスおよび窒素系廃ガスと、湿りアルゴンガスの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などが主であり、高レベル廃液として、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おもなものである。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、アスファルト固化後、貯蔵する。

固体廃棄物の発生源は、おもに廃液処理スラッジ、粉末樹脂、固体雑屑、紙などであり、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、比放射能の高低にわけ、廃棄物の種類に応じて処理する。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一次格納、およびNa冷却

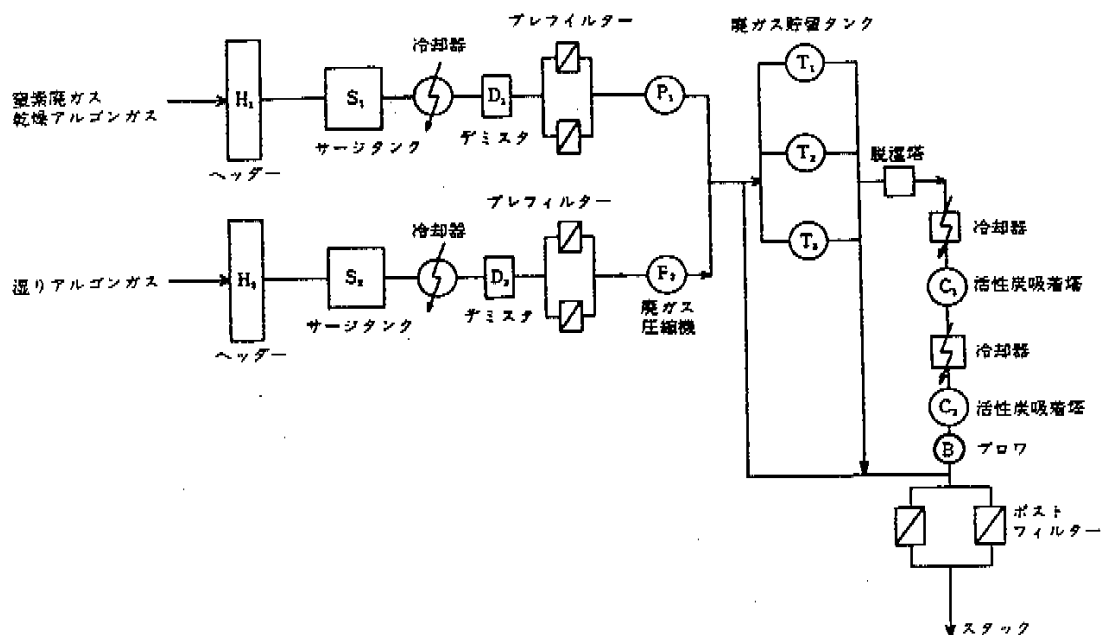


図14 気体廃棄物処理系統図

系破損事故のNa漏洩処理施設を設ける1次格納構造よりなる二重格納方式であり、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構造の遮蔽壁と、トップドームとから構成されている。

- (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、中間熱交換機器、上部室、1次主冷却系室、保守室などであり、事故時の放射能の1次格納とナトリウムの燃焼防止を行う。その他の部屋は、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。1次格納構造とNa火災対策施設の雰囲気は、空素雰囲気である。
- (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49.5m、全高さ約81m、地上高さ約45.5mである。出入口は、機器搬出入口1ヶ所、人用出入口、常用非常用各1ヶ所がある。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。

- (3) トップドーム付遮蔽壁は、鉄筋のコンクリート構造で、ドームの厚さは約0.5m、遮蔽壁の厚さは約1.6mであり、地上高さは約47.8mである。

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、縦約100m×横約120mである。図15、図16に原子炉建物の断面図、平面図をそれぞれ示す。原子炉建物内に設置されるおもな機器は、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おもな機器は、二次冷却系、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、空調換気系、補機冷却系、その他の施設が収納されている。
- (2) 諸建物設備としては、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、変圧器および特高開閉所、メンテナンス建物、廃棄物処理建物、排気筒、補助ボイラ

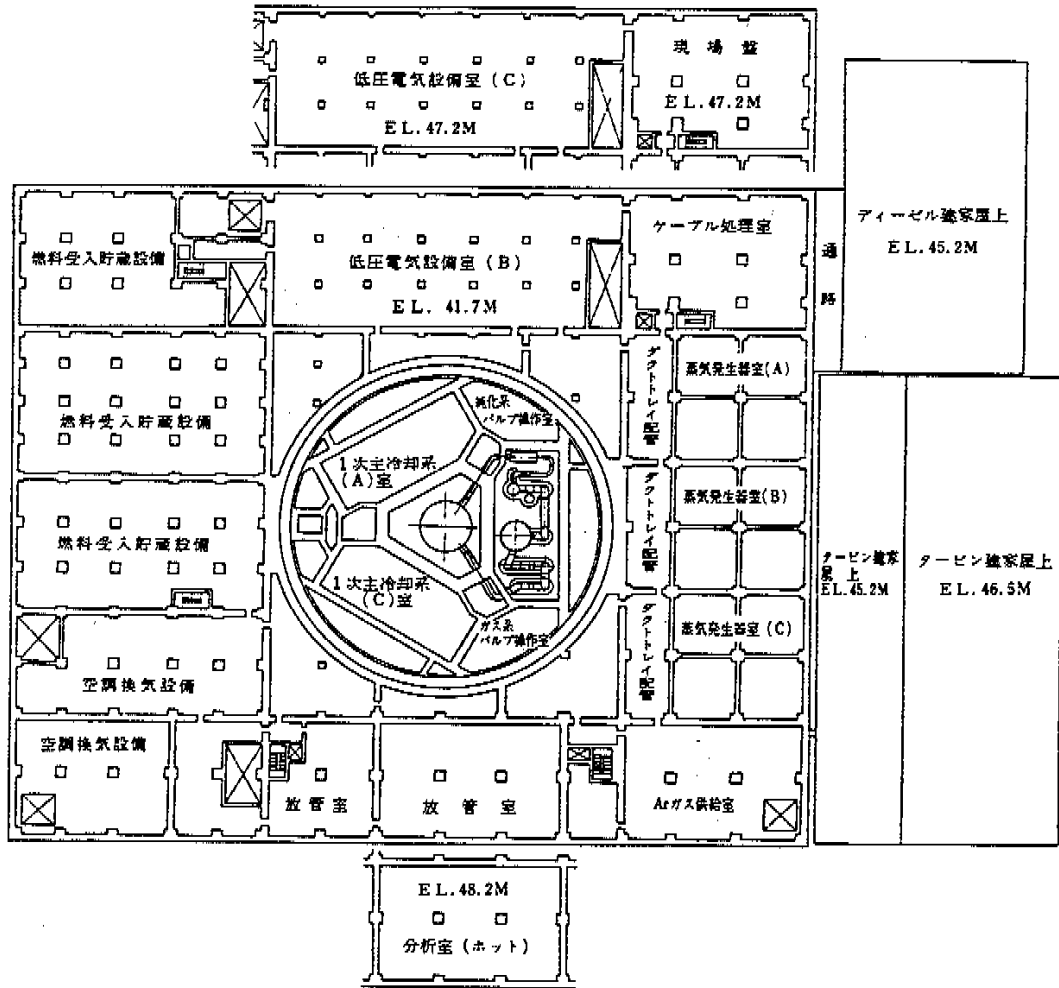


図16 原子炉建家平面図 (E.L.45.5M)

一建物、事務管理建物、排水処理施設、淡水供給施設、取放水施設、その他施設などがある。

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2,300 m³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。

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。

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。

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、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。水質は、冷却水は消火、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、残留溶解性珪酸 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 $50 \text{m}^3 / \text{h}$ 、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。

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。

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、蒸気噴射エゼクタ、起動用エゼクタ、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、ボイラー容量は $36 \text{t} / \text{h}$ を2台とした。

12.10 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、メンテナンス台と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。

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、バッテリー一室、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。

12.12 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。

13. あとがき

今回の設計は「もんじゅ」調整設計（Ⅰ）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（Ⅰ）と

は大はばに異なっていないが、合理化をはかることと、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（Ⅲ）にひきつがれ、さらに細部にわたる設計が行われる予定であるが、次の3点に注意がはられることになろう。

- (1) 安全、環境に関しては、一段ときびしく考へており、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。