

日立教育訓練用小形原子炉 (HTR)

Hitachi Training Reactor

江頭 一晃* 吉柳 清美* 太組 健児**
 Kazuaki Etō Kiyomi Kiryu Kenji Takumi

内 容 梗 概

日立教育訓練用小形原子炉は科学技術庁原子力局の補助金を交付され目下川崎市王禅寺に建設中である。形式は付属プール付タンク形で、定格熱出力 100 kW、炉心部の平均熱中性子束は 1.4×10^{12} n/cm²s で、燃料には10%濃縮酸化ウランピレットを使用している。

本炉の設計に当っては安全を第一の目標とし、実験、訓練の便を考慮し各部に斬新な設計を採り入れ、民間における純国産第1号の原子炉としようとしている。

1. 緒 言

本原子炉は核物理実験、しゃへい実験、放射線化学の研究、アイソトープの生産、原子力技術者の教育訓練などの目的のために計画されたもので、形式は付属プール付タンク形、定格熱出力は100kWである。

本原子炉建設にいたる経過は次のとおりである。日本の原子力も初期の段階を脱して、日本原子力研究所をはじめ大学ならびに研究所で実験用原子炉設置の計画が発表され、日立製作所においても原子力開発期の初期より集積してきた研究結果をもって、前記目的を達成するための実験用原子炉を建設し、さらに画期的に原子力技術の水準を向上させようとする計画が進められつつあった。たまたま科学技術庁原子力局においても小形教育訓練用原子炉の国産化を計るために、炉の製作に補助金を交付し国内メーカーの技術をより進展させることが決定され、国産原子炉の計画が公募された。当社はこれに応募し、昭和35年1月その特異の設計が認められ助成の認可を得たものである。

助成認可にひきつづいて本原子炉の安全性に重点をおいた原子炉設置許可申請書を原子力委員会安全審査委員会に提出し、専門的な審査をうけ、昭和35年5月、日本政府より正式に設置が許可された。

2. 設置場所および建物

設置場所は神奈川県川崎市王禅寺字大門である。

原子炉棟は第1図および第2図に示すように、厚さ250mmの鉄筋コンクリート壁をもつ、縦20m、横21m、高さ17mの矩形建物で炉室およびその外側の原子炉付属設備室よりなる。炉室のちょうど中央に炉心部をおき、その周辺に各種実験装置をおいて有効に使用できるような広さをもたせた。炉室には4.5トンのクレーンが設置されている。

炉室の北東側は原子炉棟および付属実験棟の吸排気を行わせる送風機室および排風機室がある。排風機室の一隅の地下室に補機室を設け、100 kWの熱を除去する冷却系統の設備が設置されている。室は厚さ1mのコンクリートでしゃへいされている。

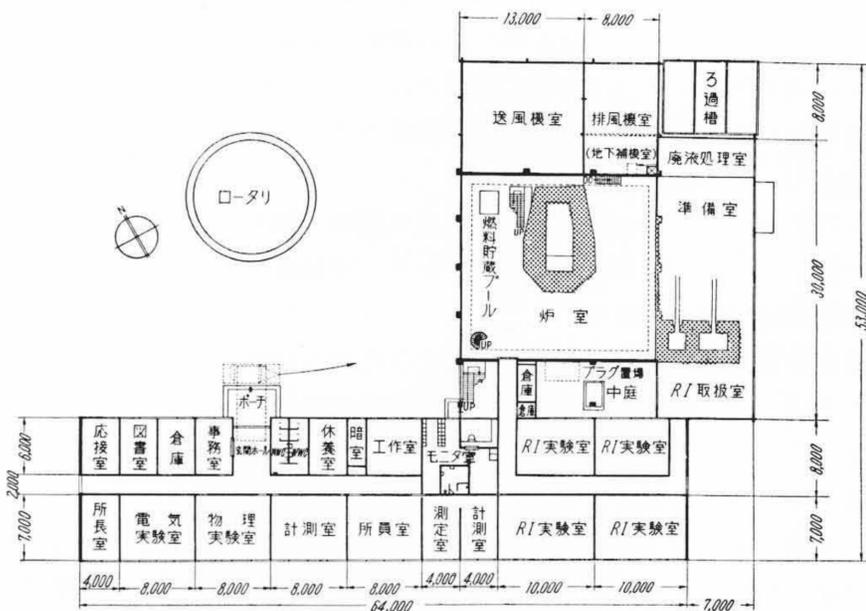
炉室の東南側はCo⁶⁰を操作するホットケープがあり、炉で生産された放射性同位元素の貯蔵および分割を行う。この室の北側は炉室および実験室より発生する放射性廃液の処理室になっている。

炉室の西南側は1階は中庭、2階は制御室で、制御室の床の高さは炉の高さと同じになっており炉室を監視しながら、安全に運転制御ができるようになっている。

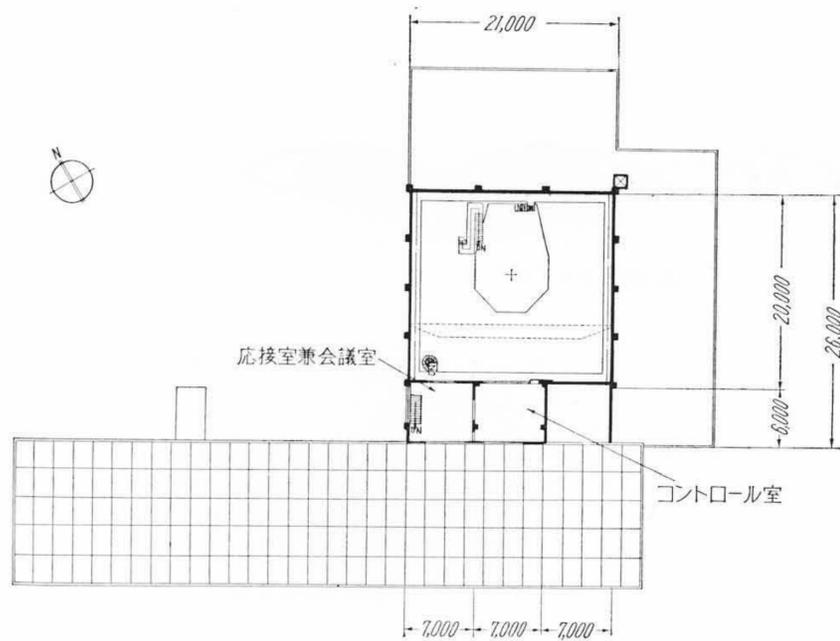
原子炉棟の南西側の付属実験棟はモニタ室、RI実験室などの放

* 日立製作所日立工場

** 日立製作所中央研究所



第1図 原子炉建物一階平面図



第2図 原子炉建物二階平面図

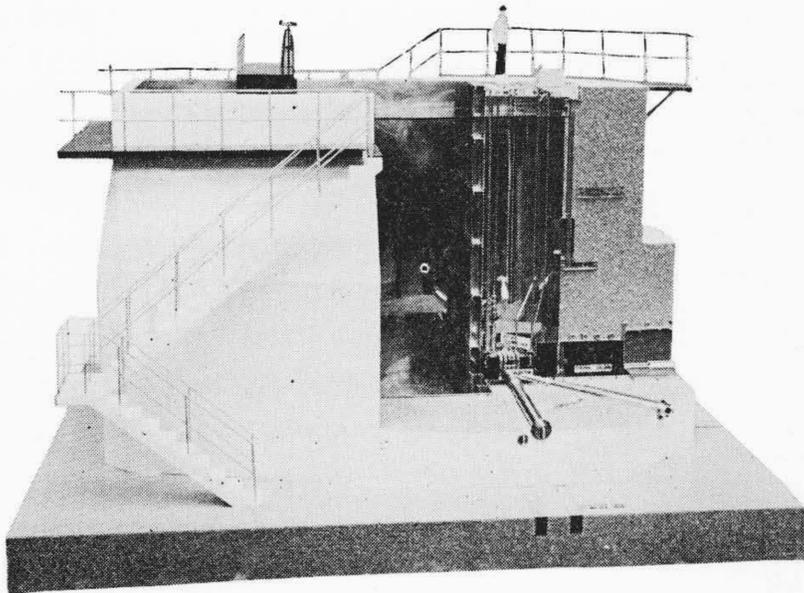
射性物質管理区域と電気実験室、物理実験室、計測室などよりなる非管理区域に別れ、管理区域にはいるには必ずモニタ室を通過しなければならないようになっている。

3. 原子炉の仕様および特長

3.1 原子炉の仕様

この原子炉の仕様を決定するにあたっては、緒言に述べた目的を達成することはもちろん、次の基本方針に基づいている。

- (1) 絶対安全であること。
- (2) 運転が容易で、信頼性が高いこと。



第3図 日立教育訓練用原子炉の模型

(3) できるだけ多くの実験ができること。

(4) 国産の材料を使用し価格の引下げをはかる新設計をもちこむこと。

まず安全第一という根本原則より、原子炉の形式および燃料を検討し、またこれに加うるに運転管理の難易、各種実験のやりやすさ、運営の経済性を考慮し、さらに暴走そのほかの事故に際しても絶対安全であるような反応度、温度係数、ポイド係数、ならびに安全棒の制御能力などを考慮した核的設計値を採った。燃料棒をはじめ各部の熱的設計、事故時のしゃへい能力、放射性ガス、液体、固体の処理および周辺への影響なども十分検討をつくした。

これらの検討結果より本原子炉のおもな仕様を次のように決定した。第3図に本原子炉の模型を示す。

HTR の仕様

形 式	プール付タンク形原子炉
熱 出 力	定格 100 kW (連続)
燃 料	濃縮度10%, 2酸化ウランセラミック アルミニウム被覆 燃料要素数 55本
初期燃料装荷量	U235 約 4 kg
減 速 材	軽 水
冷 却 材	軽 水
反 射 材	黒鉛および軽水
しゃへい材	軽水および普通コンクリート
炉 寸 法	有効炉心約 400×400×高さ400mm 反射体約 1,100×1,100×高さ 650 mm
核 特 性	平均熱中性子束 約 1.4×10^{12} n/cm ² /s 最高熱中性子束 約 2.7×10^{12} n/cm ² /s 初期超過反応度 約 1.25% Δk/k
熱 特 性	比 出 力 約 25kW/kg U235 冷却材温度 約 35°C
制 御 棒	シム安全棒 3本 反応度 1.33% 材 料 ボロステンレス鋼 調整棒 1本 反応度 0.5% 材 料 ステンレス鋼
実 験 設 備	水平実験孔 150mm φ 4本 水平貫通孔 25mm φ 1本 気 送 管 25mm φ 2本 R I 製造装置 1式 熱中性子柱 1式

冷却設備	しゃへい実験用プール 1式 アイソトープ・トレン 200×300mm 2本 冷却系統 浄化系統 純水供給系統
計測制御系統	中性子計測系統 5チャンネル プロセス計測系統 制御棒操作系統 安全回路
廃棄物処理設備	気体廃棄物処理系統 液体廃棄物処理系統 固体廃棄物処理系統

放射線管理施設

3.2 特 長

(1) 形 式

実験用原子炉として従来開発されている原子炉は次の5形式に大別される

- (i) 軽水減速形(スイミング・プール形およびタンク形)
- (ii) 重水減速形
- (iii) 均 質 形
- (iv) 黒 鉛 形
- (v) 特 殊 形

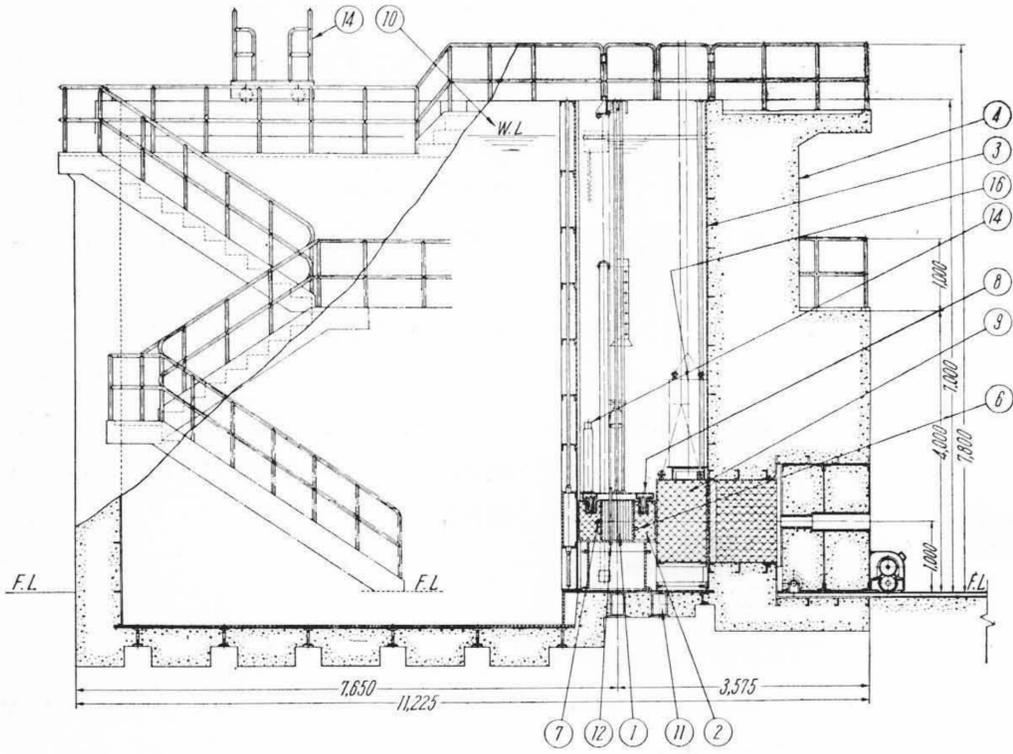
このうち特殊形は省いて、黒鉛形は初期に開発され、均質形はJRR-1でわかるように、熱出力は最大 50 kW 程度で、実験用設備は制約されるが、反面温度係数が大きいので、原子炉の運転訓練用には適している。重水減速形は高価な重水を使用するので運転保守に費用がかかる、実験設備のスペースが制約される、小出力では中性子束が低くなお建設費が高いなどの欠点があり、われわれは軽水減速形を採用することにした。

軽水減速形にはスイミング・プール形とタンク形がある。スイミング・プール形はスイミングプール中に炉心をいれ、自然循環で冷却するのであるが、タンク形はタンクの中に炉心部をいれ、強制循環により冷却するので高出力を出すことができる利点がある。両者とも側面のしゃへいはコンクリートで、上部のしゃへいは軽水で行っている。したがって実験者は上から炉心を直視して燃料の交換および実験器具のそう入引抜きができ、また炉から取出したものの放射能が高すぎれば、水中で冷却し減衰をまつこともでき、また運転中炉心内部を見られる。また照射しようとする試料を任意の放射能強さの場所に操作者は放射線の被爆の心配なく置くことができるとともに、その試料寸法についても広範囲に許容されるので、水平実験孔などより自由度がある。このように実験訓練に適しており、さらにアメリカでの多くの実例で示されているように安全性もあり、経済的にも割合い安価であるなどの点から軽水減速形を採用することにした。

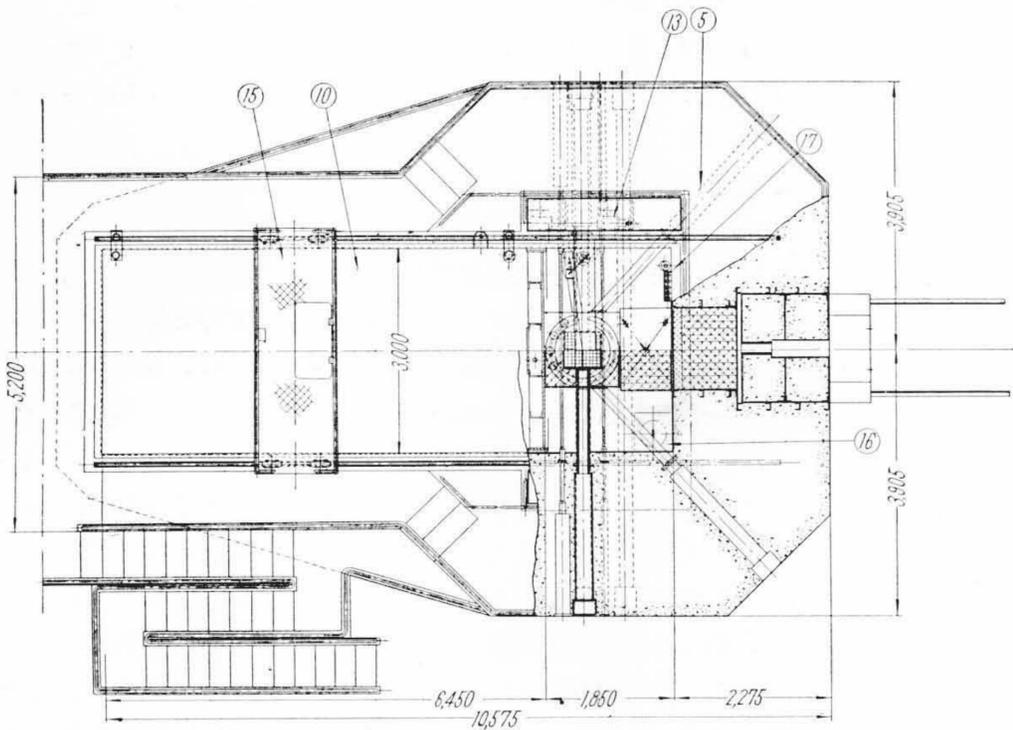
スイミング・プール形にするかタンク形にするかについて種々検討されたが、スイミング・プール形にすれば、水の $O^{16}(n, p)N^{16}$ 反応によって高放射性水が自然循環によりプールの上面に上がり、炉上部の放射能が高くなることが文献にもみえており、また定格出力での長期運転が反応度の関係で押えられるなどの理由により強制循環方式を採用し、かつ放射能によって万一水が汚染された場合も、汚染された水量を少なくして除染作業を容易にし、運転休止期間を短くするなどの理由によりタンク形を採用した。

(2) 燃 料

軽水減速形を採用することにより燃料は必然的に濃縮ウランとなるが、燃料の形状には棒状と板状とがある。従来の軽水減速形では特殊な例を除いて一般にMTR形といわれているハツ橋形の



第4図 原子炉縦断面図



- | | |
|------------|----------|
| ⑰ 使用済燃料架台 | ⑧ RI製造装置 |
| ⑯ 移動用キャスク | ⑦ 気送管 |
| ⑮ ブリッジ | ⑥ 水平貫通穴 |
| ⑭ 中性子計測器 | ⑤ 水平実験穴 |
| ⑬ 制御棒駆動装置 | ④ 生体遮蔽体 |
| ⑫ 制御棒 | ③ 炉心タンク |
| ⑪ RIトレン | ② 反射体 |
| ⑩ 遮蔽実験用プール | ① 炉心 |
| ⑨ サーマルコラム | |

第5図 原子炉平面図

板状燃料を組立てた燃料要素を使用している。当社においても板状と棒状の場合の諸特性をいろいろ条件をかえて核的および熱的に計算をこころみたが、特に棒状にしたための不都合が生じることはなく、かえって濃縮度は10%という低い濃縮度が最適でしかも従来と同程度の熱中性子束がえられることがわかり燃料の単価が安くてすむことになった。また棒状燃料に2酸化ウランセラミックを使用することにより、軽水減速形固有の比較的大きな負の温度係数をもたせることができる。また燃料自体の温度上昇をかなり高くまで許すことができ、その温度効果によってさらに負の反応度が大きくなり絶対に安全であることがわかった。

以上のような設計に基づき文字通り燃料から臨界まで純国産品の原子炉が製作された。

(3) 炉心タンクおよびしゃへい実験用プールの分離タンク形にし炉心タンクと実験用プールとは隔壁によって分けられ、両者

の水がまじらないようにしてあるが、プール側が炉心より離れると有効放射線量が減少し、実験がやりにくくなるので、反射体の側面は隔壁に接し、さらに隔壁には特殊な設計をして、放射線の減衰を防ぎ、プールでの有効線量を多くするようにした。

炉心タンクおよびしゃへい実験用プールはアルミニウム板で内張りし、水がもれないようにしている。また除染がコンクリートよりも容易である。

炉心タンクは将来実験計画の拡張にも必要十分な面積をとっており、サーマル・コラム部は可動とし、将来の実験のためのスペースをあけている。

4. 原子炉の構造

原子炉本体は炉心タンク部と隣接している実験用プール部とより構成され、炉心タンク側と実験用プール側の周囲はコンクリートでしゃへいされ上側は軽水にてしゃへいされている。炉心タンク内の水は上部より燃料要素を通過して下部からぬけ、さらに冷却系統に導き冷却されて炉心タンクにもどる。一部は浄化系統にバイパスさせて炉心タンク内の水を浄化している。原子炉本体の構造を第4図および第5図に示し、各部の構造および特長を述べる。

4.1 原子炉本体

4.1.1 燃料要素

燃料は濃縮度10% 2酸化ウランセラミックペレットである。燃料棒4本をクラスタとして一本の燃料要素としている。

燃料要素のほかにチャンネル内に黒鉛を充てんしたダミー要素があり、外形寸法は燃料要素と同じである。

4.1.2 炉心部

燃料要素を収容する炉心容器は上下に燃料要素の支持板があり、10×10の正方格子状に配列されている。また燃料要素の間に3枚のシム安全板と1枚の調整板がそう入され、上下の支持板により案内されている。

黒鉛反射体は炉心容器の周囲を取り囲む1,100mm角、高さ650mmの直方体である。黒鉛はSMG級以上で全表面はアルミニウムで被覆している。

4.1.3 炉心タンク

炉心タンクは底面3m×1.85mの矩形で高さ7mの直方体のアルミニウムのタンクで、炉心部はタンクの下部に設置されている。タンクの1面は隔壁を介してしゃへい実験用プールに接し、ほかの3面はしゃへいコンクリートで囲まれている。タンク内には水平実験孔、水平貫通孔などのスリーブが取り付けられている。冷却材の出入口は炉心タンク内で上方に導き、タンクの上部から外部に導く。

4.1.4 生体しゃへいコンクリート

実験者の近接する可能性ある原子炉周辺の放射線レベルは許容値である100 mrem/weekの $1/10$ 以下を標準とした。しゃへい材料は主として普通コンクリートを用いコンクリートの高さは床面より7m厚さは下部で約2.4mである。炉心を囲むしゃへい体外周は八角形をしており、3面は延長されてしゃへい実験用プール外壁となり、ほかの5面には熱中性子柱や実験孔が設けられている。炉の上側は深さ5.3mの水によりしゃへいされ、炉内を観察しながら操作ができる。

4.2 実験設備

4.2.1 水平実験孔

水平実験孔は熱中性子柱の面を除く各炉面に1本ずつ計4本を床面から1mの高さに設け、しゃへいコンクリートと炉心タンクを貫通し、うち2本は黒鉛反射体外面まで、ほかの2本は炉心部まで伸びている。実験孔内には重コンクリート製のしゃへいプラグがそう入されている。

4.2.2 水平貫通孔

水平貫通孔を1本、床面より高さ870mmのところのしゃへいコンクリート、炉心タンク、黒鉛反射体を貫通している。

4.2.3 熱中性子柱

実験用プールと反対側の炉面に設け、炉心タンク内の部分としゃへいコンクリートを貫通する部分とに分かれている。炉心タンク内のは黒鉛をアルミニウムで被覆している。実験の使用しない場合は炉上面からつり上げ取りはずせるようになっている。しゃへいコンクリート中の熱中性子柱は炉心タンク側に鉛がありそのほかはアルミニウムのケースに納めた黒鉛柱よりなっている。外側には厚さ約1.3mの重コンクリートのしゃへいドアがありレール上を自走できる。

4.2.4 シャへい実験用プール

しゃへい実験用プールは炉心プールに隣接していて大きさは幅約3m長さ約6.5m、深さ7.5mである。多目的、とくにバルクシールドの実験用として設計され、プールでの実験はなるべく炉心の近くで行えるようにした。炉心タンクとの隔壁は実験プール内の水が汚染されないように設けている。またプールの上面には自走式のブリッジを設け、実験を便ならしめている。

4.2.5 RI製造装置

黒鉛反射体の上部に置き、本体の環状ケースはアルミニウム製で完全にシールされている。ケース内には歯車装置があり、ホイールはリング状でこれにカプセルを入れる円筒が40個つり下げられ、手で駆動し希望のカプセルが出し入れできる。

4.2.6 気送管

短寿命のアイソトープの生産に使用する気送管が2本、しゃへいコンクリートおよび炉心タンクを貫通し反射体の中にそう入されている。気送管はアルミニウムで、圧縮空気によりカプセルを出し入れでき、途中に通路変換器があり、必要な実験室に試料が

送れるようになっている。

4.2.7 アイソトープトレン

高分子材料に対する照射実験ができるように、炉心タンク下方外側に2本のアイソトープトレンを設けている。

4.3 原子炉冷却水系統

炉の冷却水系統は第6図に示すように冷却水循環系統、給水系統およびオーバーフロー系統からなっている。

炉心タンクの水の温度上昇は100kW運転時は2.5°C/h程度だが最大の超過反応度の時にも沸騰を起さず、また長時間連続運転も可能な強制冷却方式を採用した。冷却水循環系統は循環ポンプと熱出力100kWを除熱する熱交換器よりなり、さらに冷却水の中の不純物を除去する浄化系統を設け、冷却水の一部をバイパスして含有固形分を1ppm以下にしている。本系統はしゃへい実験用プールの水も循環できる。

給水系統は原子炉一次系統の水を供給する設備で、純水製造装置、純水タンクおよび純水ポンプよりなり、再生形混床式イオン交換塔で精製した純水を7.5m³の純水タンクに貯え、必要に応じて供給する。

オーバーフロー系統は炉心タンクおよびしゃへい実験用プールの水面を一定に保たしめ、オーバーフローした水は廃水処理系統の集液タンクに送られる。冷却水系統の機器の配置および配管を第7図に示す。

4.4 使用済燃料貯蔵プール

燃料要素は定格運転を続け10年以上炉心にそう入したまま使用できる。しかし実験上の都合で燃料要素を追加したり、取り出すことが考えられる。燃料の取出しは炉心タンク中で移動用キャスクに移しかえて炉室の1隅に設けられた使用済燃料プールに運び、臨界に達しないように間隔をとって架台に乗せて貯蔵される。使用済燃料プールは使用済燃料要素と破損燃料要素とに分けられている。燃料の破損はほとんど考えられないが、万一このような事故が起きた場合は密閉容器に封じこめて貯蔵する。

4.5 計測制御系統設備

4.5.1 中性子計測系統

中性子計測系統は、出力時における炉の動作を知るために対数計数率計の出力を低出力レベル用に設計し周期増幅器に入れて低出力時の炉周期を指示記録せしめるとともに、計数装置によって出力の小さな変動を知ることができる。

本系統は核分裂形計数管を用いた原子炉起動チャンネル、 γ 線補償形電離箱を用いた原子炉周期チャンネル、平行円板形電離箱を用いた定常運転時の安全および出力制御チャンネルなど5チャンネルよりなっている。特に核分裂形計数管は炉内で上下に移動でき、その位置は制御盤に指示される。

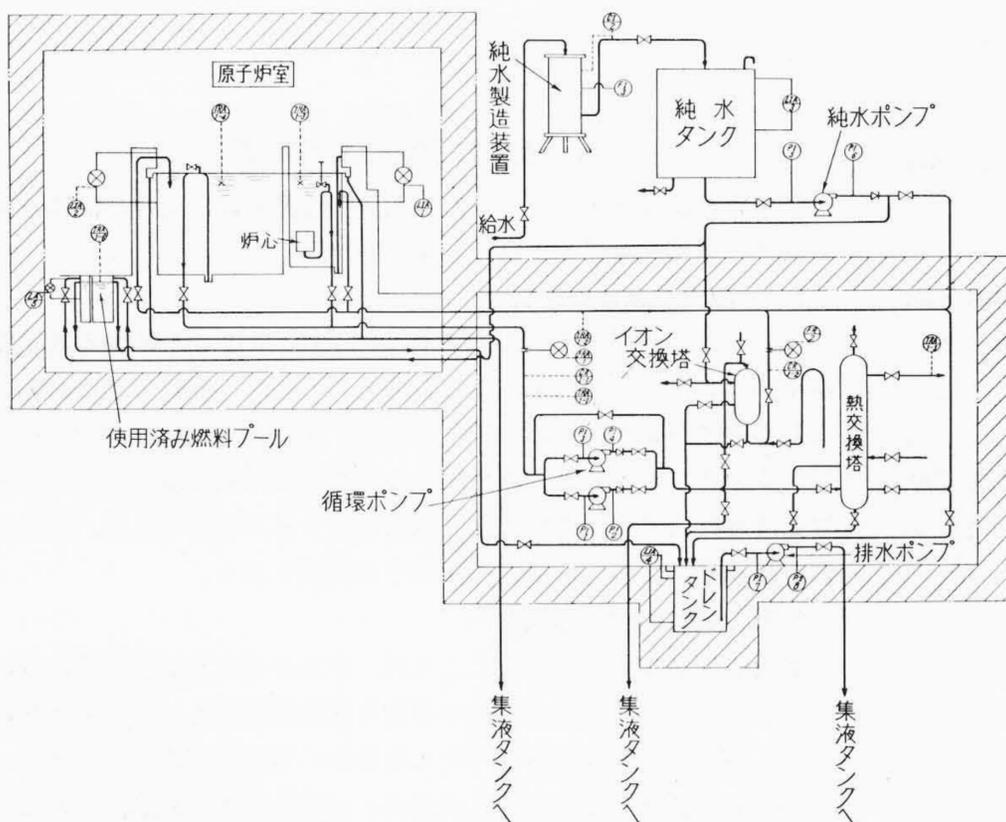
4.5.2 プロセス計測系統

プロセス系統の温度、流量、圧力、液面などのプロセス計測を現場および盤に指示記録し、さらに警報またはスクラム用接点を設けて信号を出すようにしている。

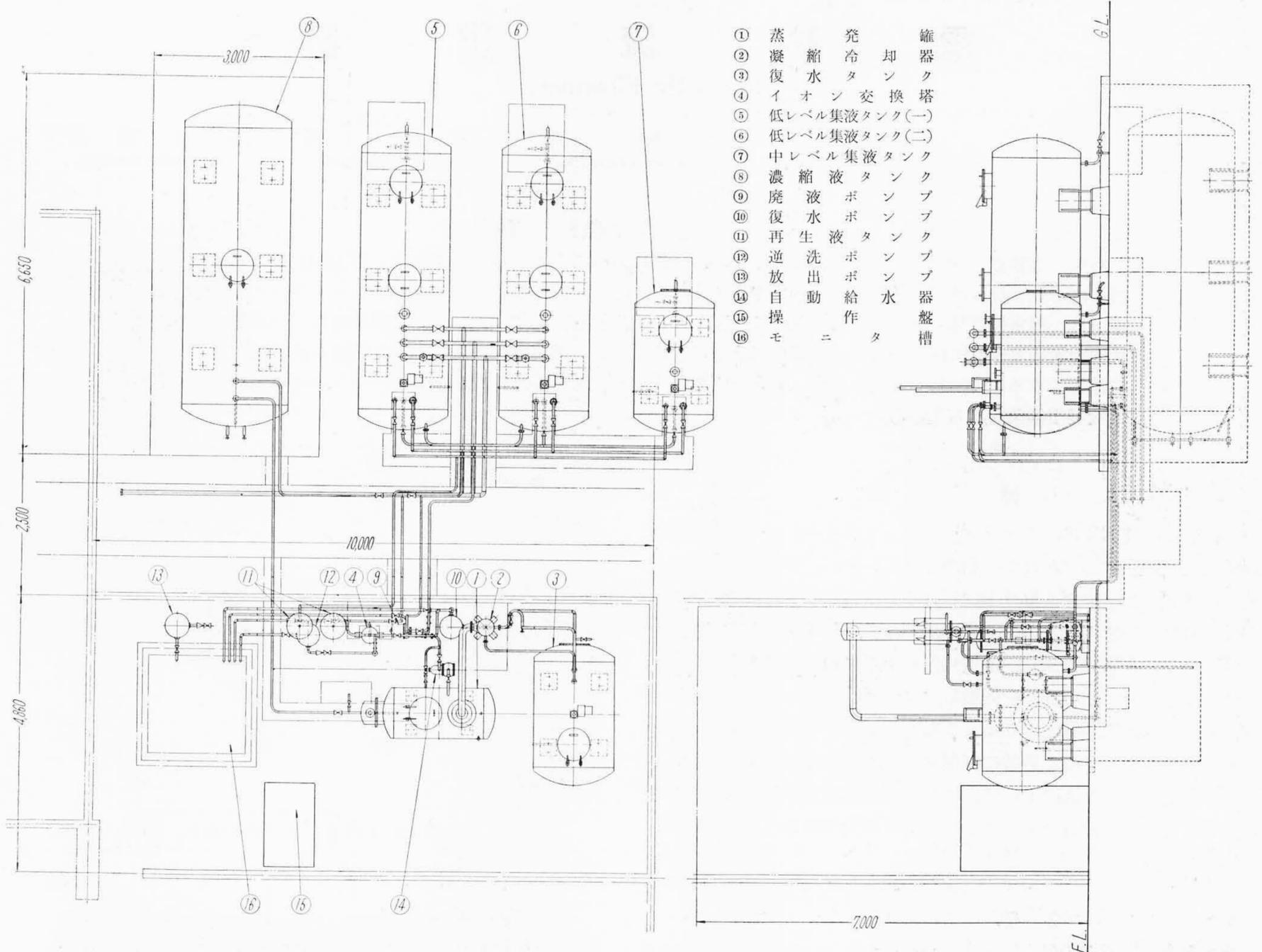
4.5.3 制御板操作系統

制御板は調整板1枚、シム安全板3枚合計4枚でいずれも垂直方向に駆動させる。

シム安全板はボロン入ステンレス鋼で、1.33%の等価反応度をもちワイヤを介しドラムにより巻き上げ、巻き下しされる。ドラムは電磁クラッチを介して電動機により駆動される、緊急の場合は



第6図 原子炉冷却系統図



第8図 廃液処理設備配置図

出液は放射能レベルが高い場合はさらにイオン交換器を通して放射能レベルが許容値以下であることを確認してから放出する。濃縮液は濃縮液タンクにため日本放射性同位元素協会に処理を依頼する放射性廃水処理システムの機器の配置および配管を第8図に示す。

5.3 放射性固体廃棄物

炉および実験室などから出る放射性固体廃棄物は日本放射性同位元素協会指定の 200 l および 500 l ドラムかんに可燃性、不燃性およびスラッジに分けて貯蔵し、一定量に達すれば同協会に処理を依頼する。

6. 放射線管理設備

研究所全体の建物は、非管理区域と管理区域とに分けられ、両区域の境界に健康管理室がある。健康管理室には β, γ 線用と α 線用の手足衣服モニタがそれぞれ1台ずつ設置され、さらにロッカーおよび除染用装置が設置されている。管理区域に出入するには、この健康管理室で手足衣服の放射能汚染の有無をしらべ、履物、上衣などを取り換え、ポケットチェンバなどを着脱しなければならない。

管理区域内の γ 線量は、炉頂部、炉室壁面など9個所に配置された電離箱形エリアモニタで管理され、γ 線量の異常上昇の場合には警報もしくは炉を緊急停止するようになっている。そのほかダストモニタ1台、床上汚染モニタ1台、可搬式モニタ数台が準備されている。

冷却水システムには炉の一次冷却水の放射能を連続的に監視するために液浸シンチレーション形のモニタを設けている。排気ガス用煙突の入口にはフィルタでろ過したあとの空気の放射能を監視するため、シンチレーション形のガスモニタを設けている。また廃水システムのモニタとして、所外排水直前の水をモニタ槽において連続的に監視するための廃水モニタを設けている。

7. 建物と運転体制

諸施設の建設工事は東京原子力産業研究所によって遂行され、原子炉および原子炉施設は中央研究所によって運転および運営される。このため建設過程から日立製作所中央研究所の研究者によって構成される技術管理班が、機器据付作業を監督するとともに、建設後の臨界前試験、臨界試験よりさらに全出力運転まで実施し、運転に関する諸規定を作製したのち、運転を運転班に移管し、技術管理班は技術グループとして、特に原子炉の安全確保に当る予定である。なおこの技術グループは実験に関する Hazard Evaluation (安全性評価) も行い、実験の実施に関し助言を与えることになる。

8. 結 言

以上 HTR の概要を紹介したが、昭和36年末の臨界試験を目標に鋭意機器の製作および現地の建設を推進しており、完成のあかつきには純国産実験炉の画期的な成果が期待されている。