

30. 原子力

ATOMIC ENERGY

昭和38年におけるわが国の原子力開発をふりかえってみると、日本原子力研究所において建設されていた動力試験炉 JPDR による原子力発電の開始をはじめ、原子力発電2号炉の敷地の決定、日本原子力船開発事業団の発足、国産動力炉開発計画の決定、材料工学試験炉計画の決定など多くの特記すべきことがあった。これらの事実はわが国における原子力開発が軌道にのって、実用段階にはいつてきたことを示している。

このような時にあたって、日立製作所は長年つちかった高度の総合的な工業技術を基にして多くの製品を完成し、また数々の研究開発を行なった。これらのうち主要なものをみると、まず製造部門では、日本原子力研究所にアメリカGE社の下請けとして建設を進めていた JPDR が昭和38年8月22日に臨界に達し、つづいて10月26日、日本で最初の原子力発電に成功した。またアメリカ General Atomic 社の下請けで建設した武蔵工業大学の TRIGA-II は、昭和38年1月30日臨界に達した。一方、日本原子力研究所の JRR-4 および京都大学の KUR は製作を順調にすすめ、現地据付が行なわれている。

研究部門では、日立製作所中央研究所および日立研究所ならびに関連工場が協力して、基礎的な理論研究から応用実験研究にいたる広範な分野の研究をすすめた。なおこれらの研究のうち次のものは昭和38年度の政府の原子力平和利用研究委託費および補助金を受けた。

高温プラズマの加熱に関する試験研究

中性子束合成法に関する試験研究

炉特性におよぼす領域効果に関する試験研究

軽水形原子炉の冷却材喪失事故にともなう炉心および格納容器内の安全に関する基礎的試験研究

なお日立製作所の属する原子力グループの東京原子力産業研究所では「原子炉利用によるポリエチレンの水素添加反応に関する試験研究」に補助金をうけて、日立製作所もこれに協力して研究をすすめている。

30.1 原子炉

30.1.1 動力試験炉設備 JPDR

(1) 原子炉

アメリカGE社より受注した日本原子力研究所納12,500kW JPDR (沸騰水形動力試験炉) の諸機器および配管は、昭和38年6月までに、すべての現地据付作業を完了した。

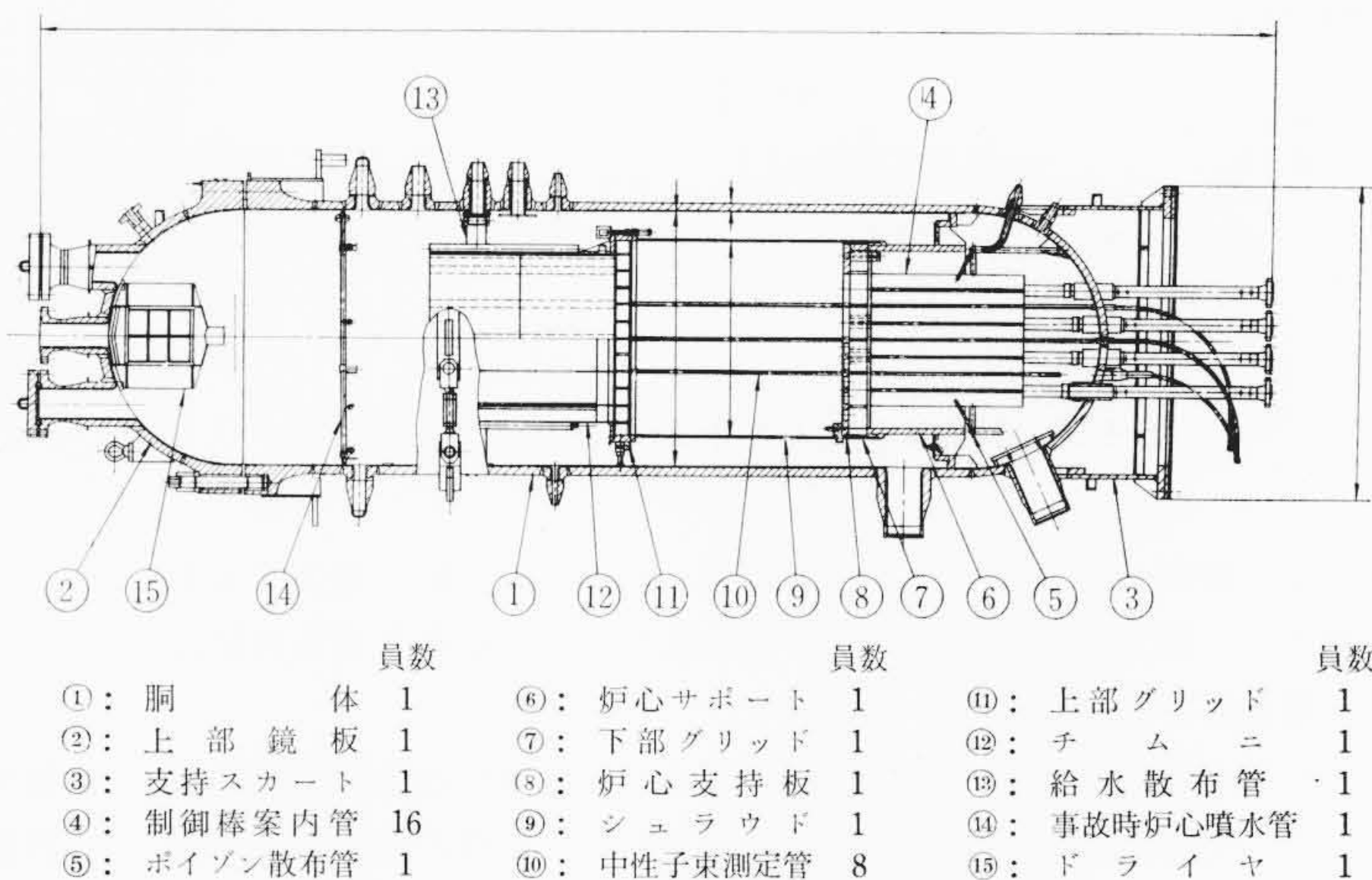
原子炉圧力容器の図面および内部構造物組立中の写真を第1図、第2図に示す。

JPDR は昭和38年8月には臨界に達し、38年10月26日には日本ではじめての、原子力による発電を行なった。

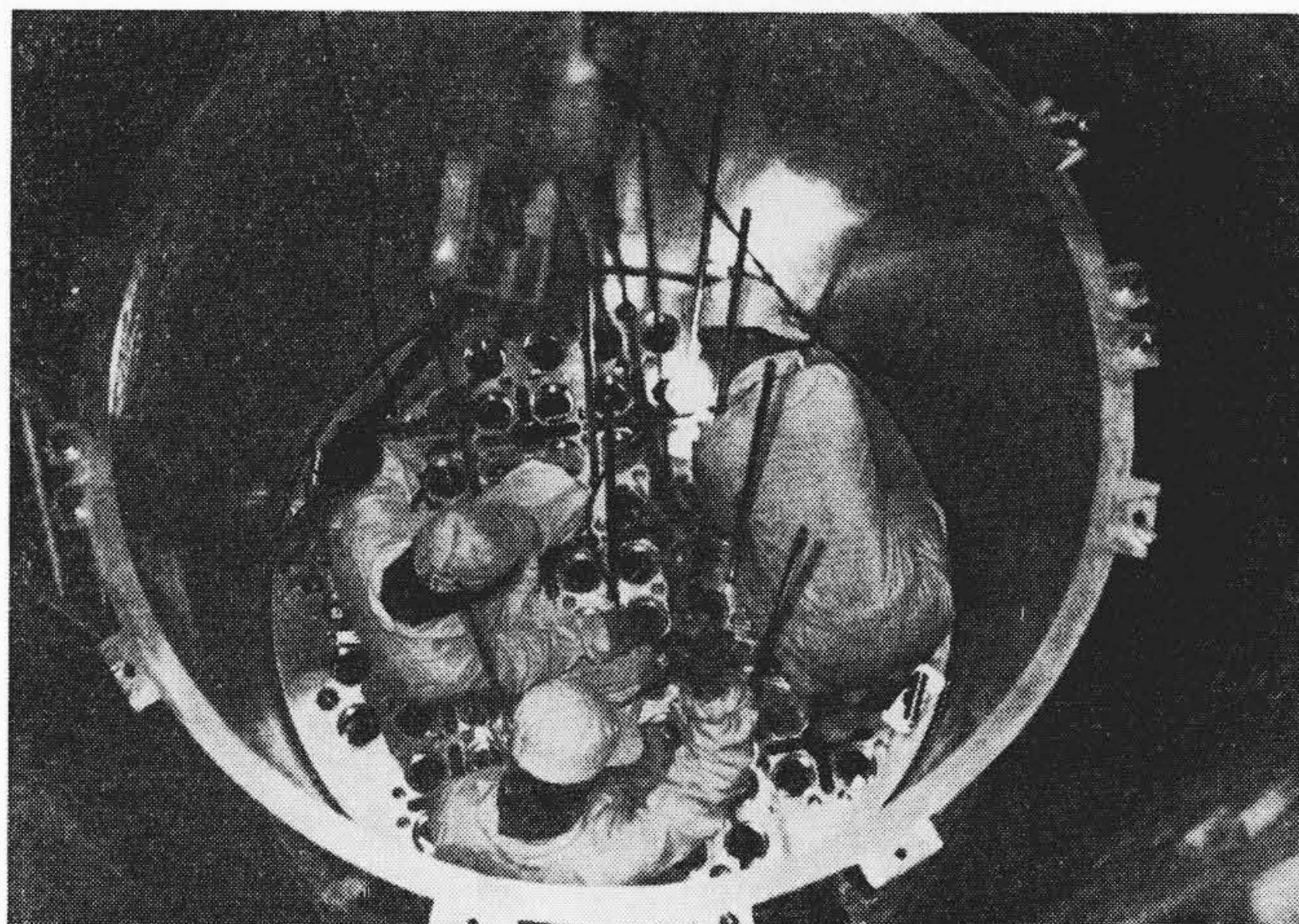
(2) 廃棄物処理設備

本原子炉の付属系統設備として、放射性液体廃棄物処理設備および放射性気体廃棄物処理設備の主要機器、タンク類を製作した。

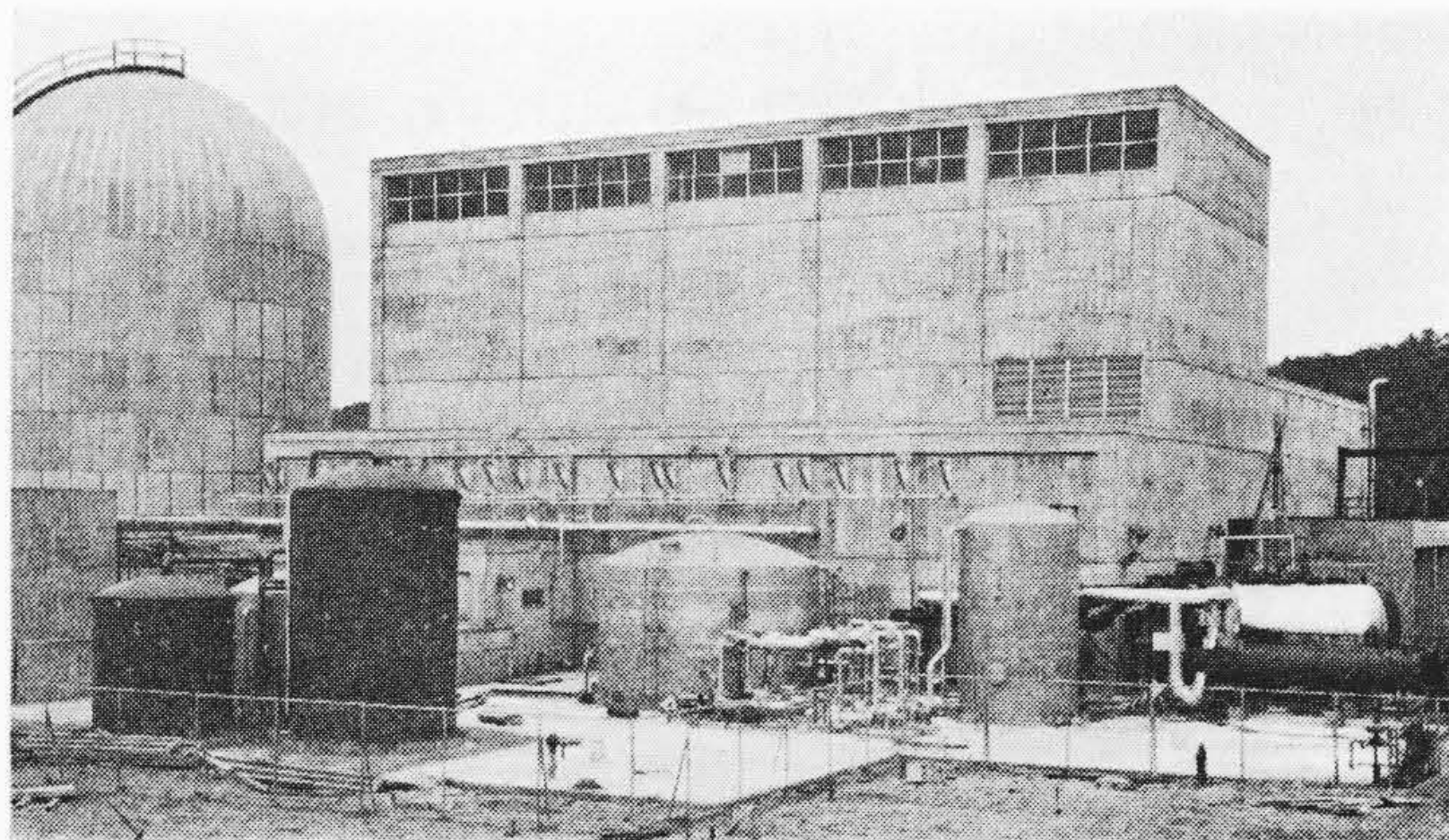
放射性液体廃棄物処理設備は、原子炉その他より、連続的にまたは定期的に発生してくる放射性の廃液を集め、処理、減衰によってその放射能を、法規で定められている人体に安全な許容量以下にして系外に放出している。この系統の大部分を占めるものは、17種類、18基のタンク類で、その総容量は、400 m³ に及んでいる。材



第1図 JPDR 圧力容器



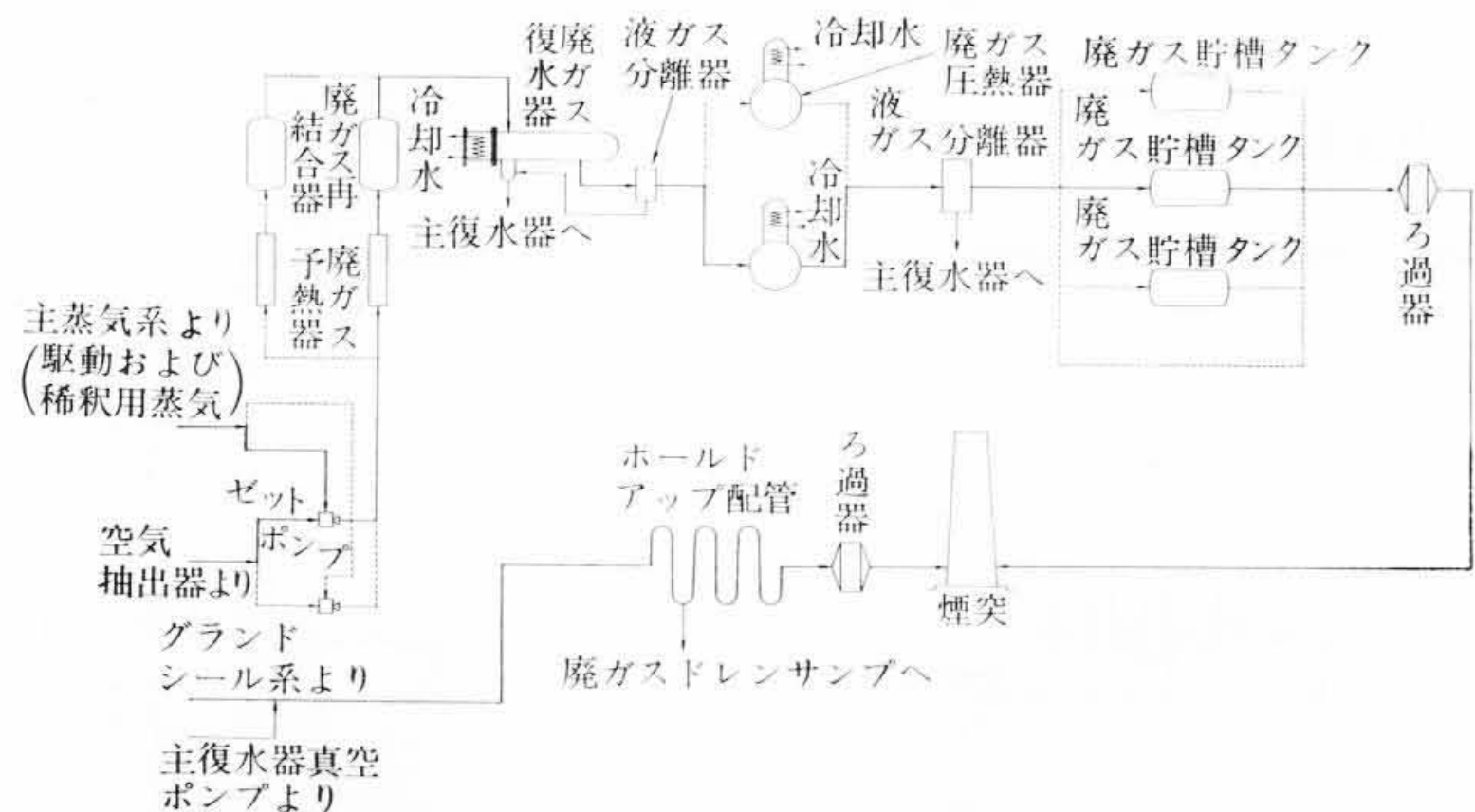
第2図 組立中の JPDR 内部構造物



第3図 据付完了した液体廃棄物処理装置

質は、一般炭素鋼、耐食アルミニウム合金、ステンレス鋼、一般炭素鋼に塩化ビニルライニングを施したもの、特殊塗装をして焼付けたものなどより成っている。第3図は、現地に据え付けの完了した液体廃棄物処理関係の一部を示す。

放射性気体廃棄物処理設備は、原子炉内で発生した放射性ガスおよび系統内に漏えいした空気を取り出し、処理設備により放射能を減衰させ安全な状態で煙突から放出する。本設備は、第4図に示す



第 4 図 JPDR 放射性気体廃棄物処理設備

ような、機器およびタンクより成るが、とくに原子炉で発生する水分解ガス（酸素－水素混合ガス）を触媒の作用で結合させる再結合器、凝縮器の使用は注目されている。

これらの設備の機器、タンク類は、すべて放射性の物質をとり扱うので、その性能および安全性の見地よりその材質の選定設計、製作および検査には必要以上に慎重な態度でのぞみ、優秀な結果をえた。

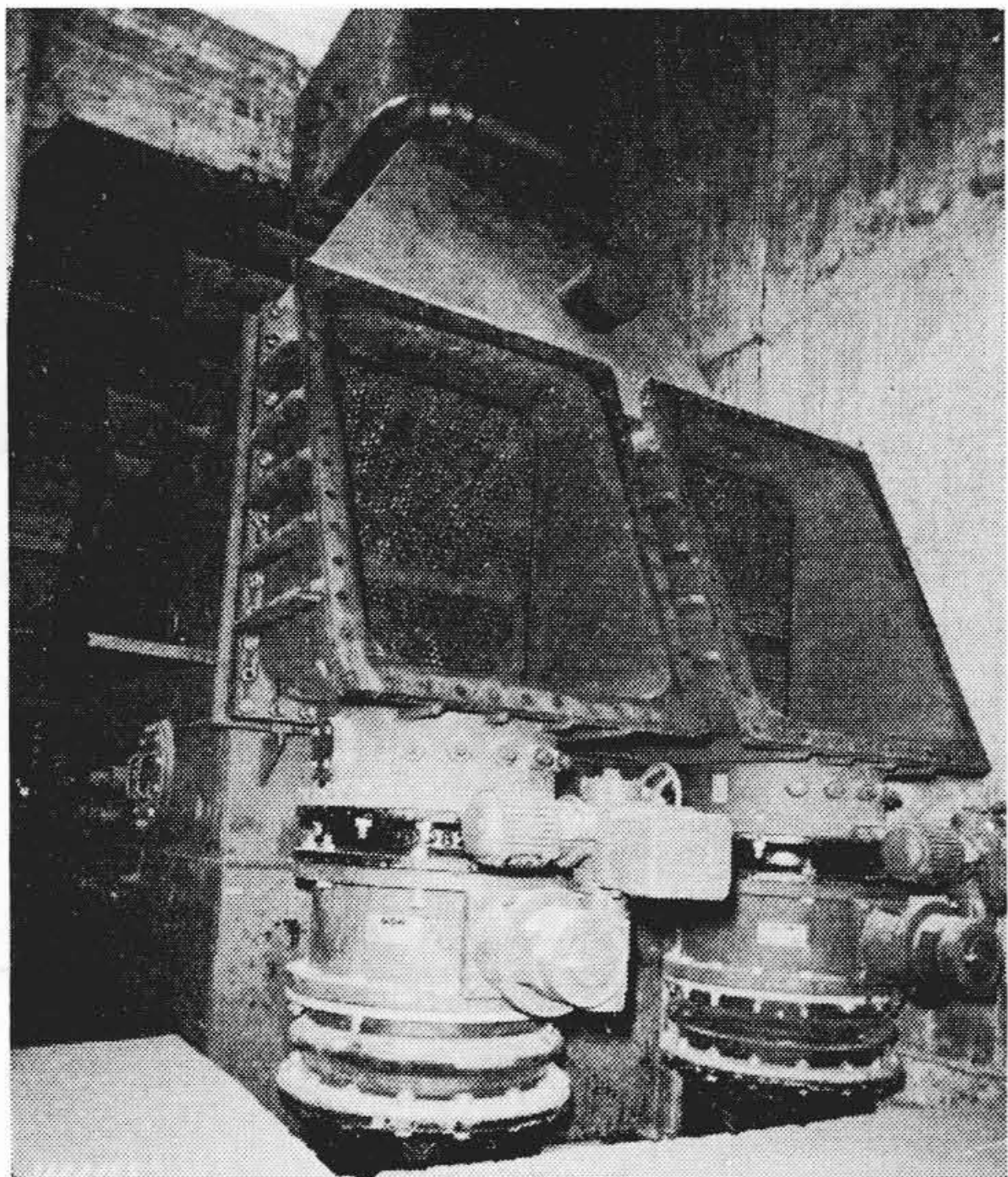
（3） 復水および給水加熱装置

本プラントの復水および給水加熱装置は従来の火力プラントに比較して、原子力プラントとしての種々の特長を有しており、設計製作上多くの新技術が採用されている。

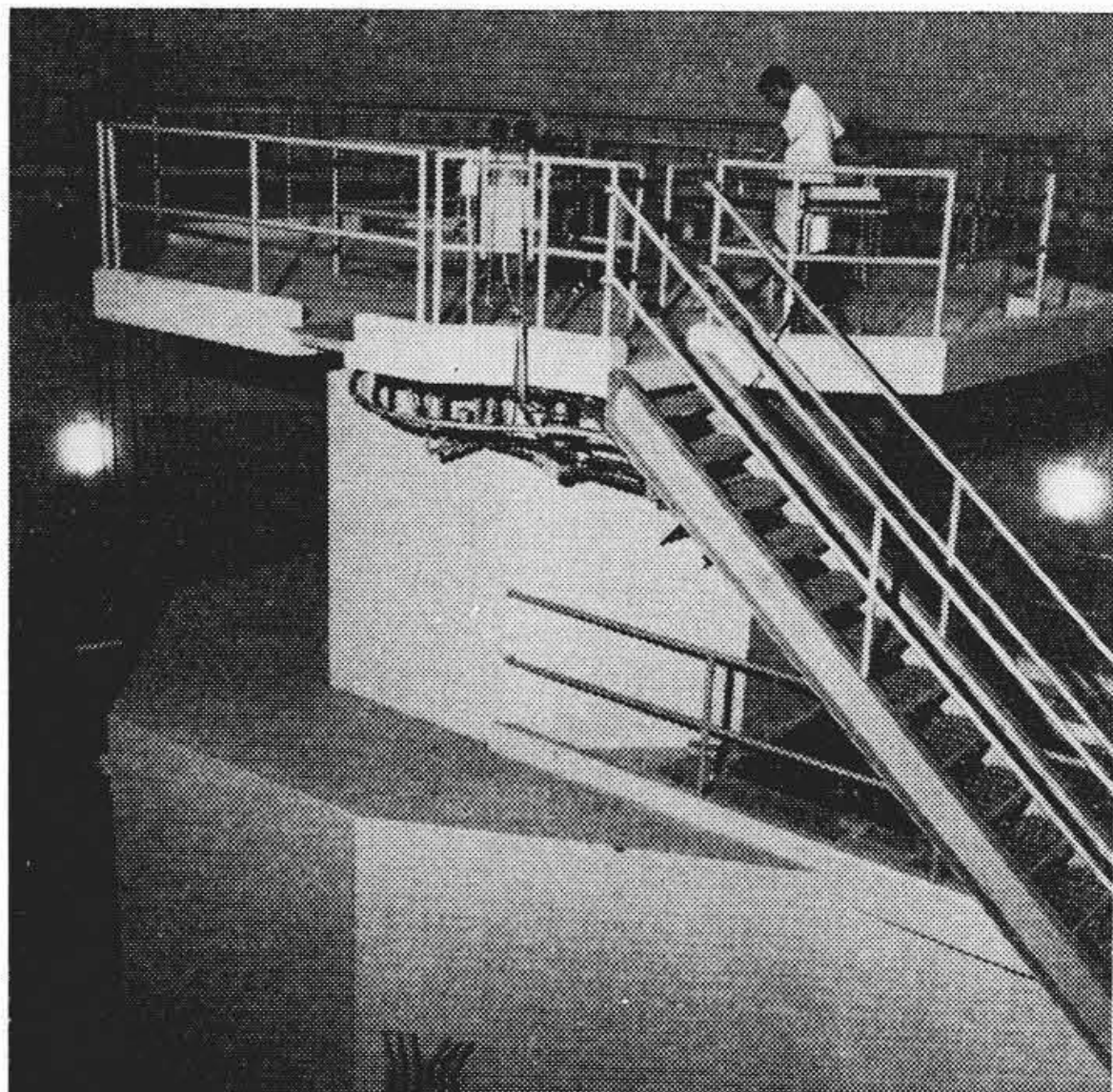
まず原子炉へ送られる給水の純度を保つために、復水器に対する海水の漏入が極度に制限されるので、冷却管は管板に対して単なる拡管によるものではなく溶接により取り付けられており海水漏入を完全に防止する構造となっている。この全溶接形復水器は特殊な溶接技術を必要とするために、多くの実験研究の結果わが国においては最初に実用化されたものである。

復水器上部には起動停止および緊急停止時に蒸気を有効に回収するために特殊な構造のダンプ蒸気導入装置が設けられている。そのほか復水器下部には復水ポンプ出口復水の放射能を低減させるために復水が復水ために一定時間以上滞留するような特殊な構造や、脱気器を使用せずに原子炉給水を脱気する復水器脱気法を採用しているために復水器下部には脱気トレイが設けられている。第 5 図に全溶接形復水器の現地据付状態を示す。

また、この復水器には原子炉で分解された水素、酸素などの不凝



第 5 図 全 溶 接 形 復 水 器



第 6 図 武蔵工業大学納原子炉（完成の状態）

縮ガスがはいってくるので、これを処理するために特殊な構造の大容量の空気抽出装置が使用されている。

給水加熱器も運転上の信頼性を高めるために全溶接形が採用されており、一体鍛造の水室管板にモネルメタルの加熱管を溶接により取り付けるとともに、胴体もフランジを使用せず水室に対して直接溶接されており、各部の熱応力による漏えいを完全に防止する構造となっている。

そのほか原子炉給水を常に高純度に維持するために復水脱塩装置を設けるなど多くの新技術が採用されている。

30.1.2 武蔵工業大学原子炉 TRIGA-II

五島育英会がアメリカ General Atomic 社に発注し、川崎市王禅寺の武蔵工業大学原子力研究所に建設されていた TRIGA-II 形実験用原子炉は昭和 38 年 1 月 30 日臨界に達した。

本原子炉は、熱出力 100 kW のプール形実験用原子炉で燃料に濃縮度 20% のウラン水素化ジルコニウム合金を使用している。

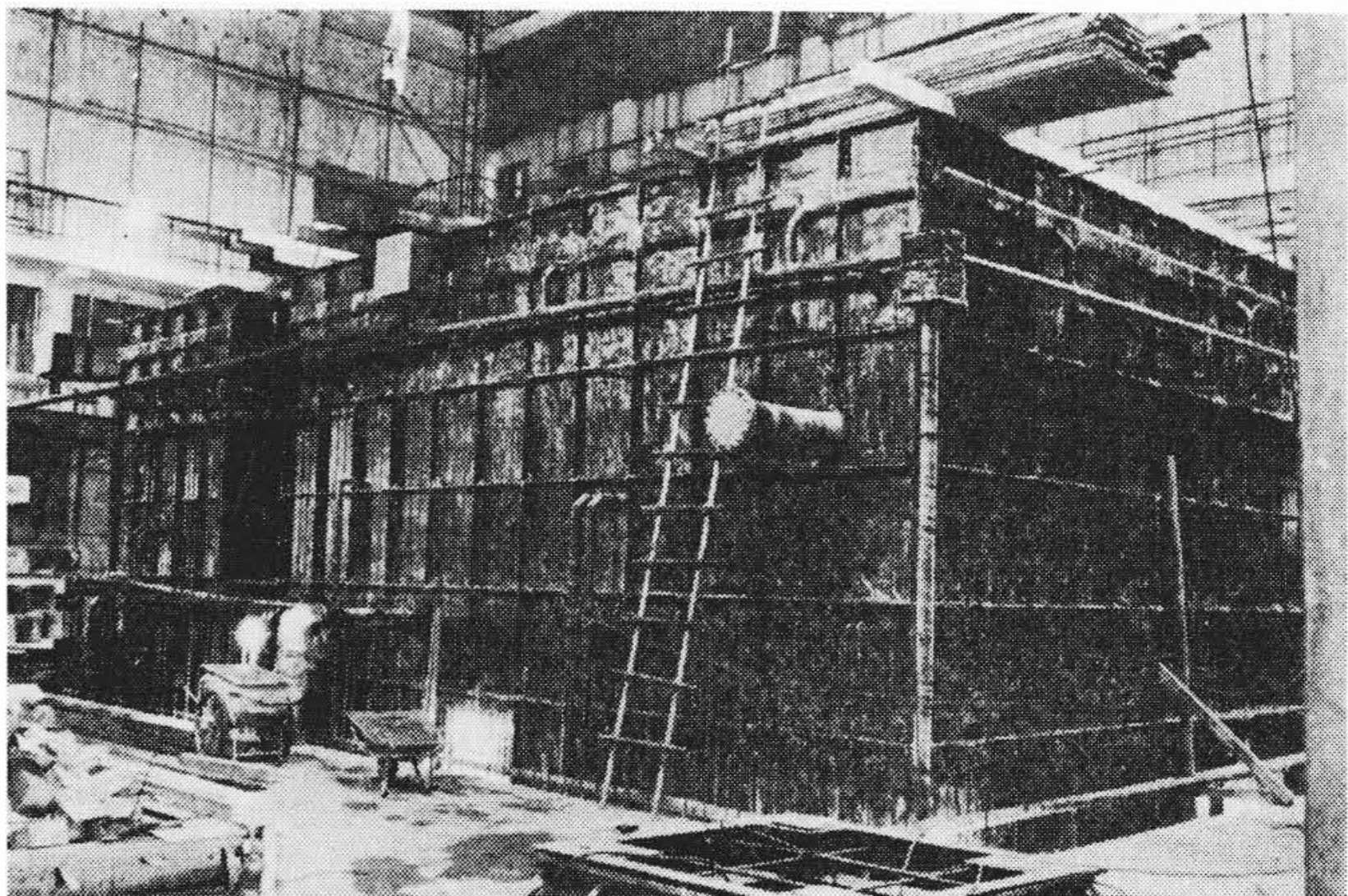
日立製作所は炉心タンク、実験孔、サーマルコラム、生体遮へいなどを受注し、アメリカ仕様により製作した。

第 6 図は完成した原子炉を示す。

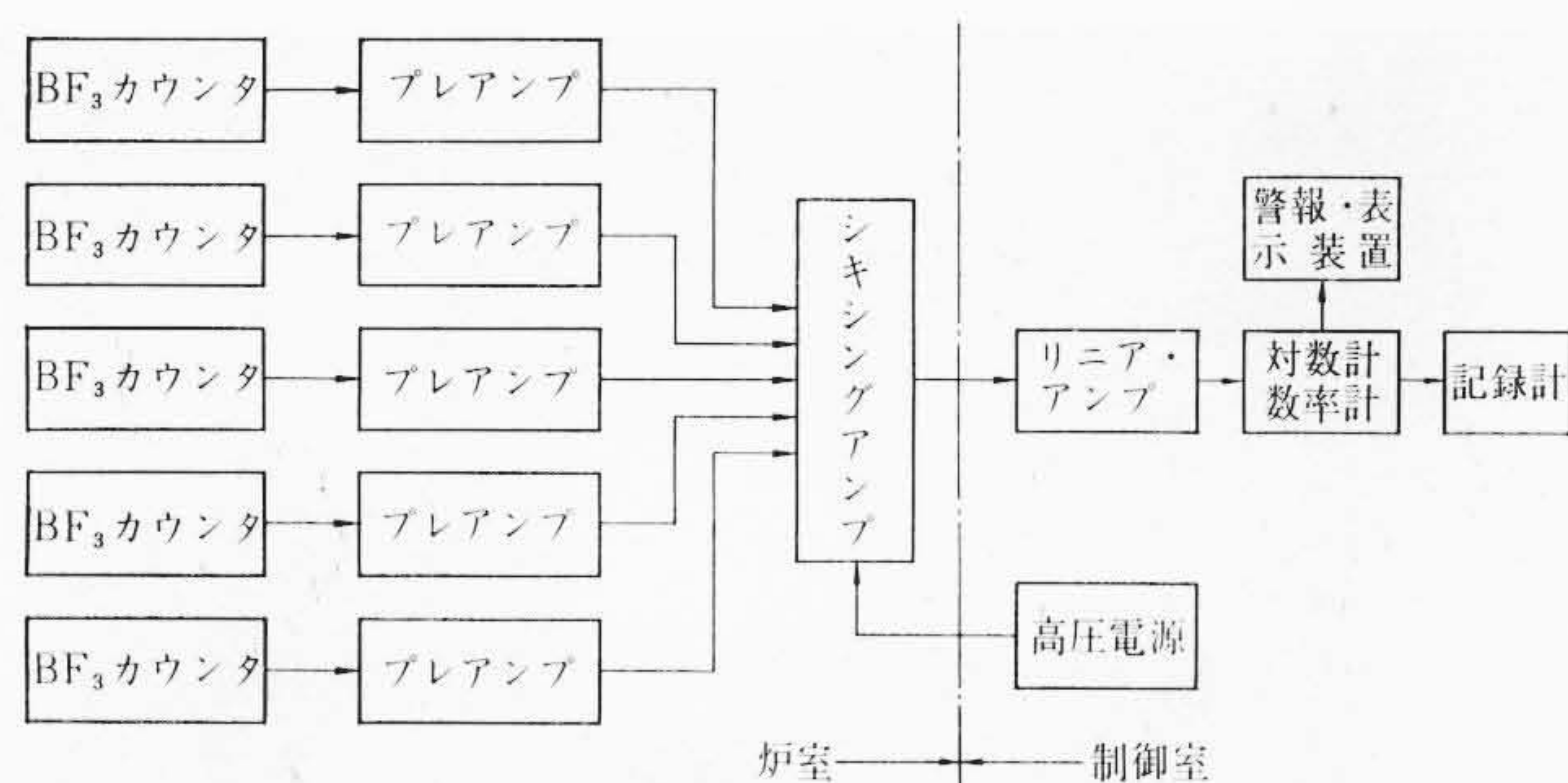
30.1.3 スイミングプール形研究用原子炉 JRR-4

日本原子力研究所が東海研究所に設置する四番目の研究用原子炉である JRR-4 は日立製作所がさる昭和 37 年 1 月受注して以来、その製作、建設が昭和 39 年秋臨界をめざして着々進められている。

現地における建設は、プールおよびリドタンクのアルミニウム・ライニングおよび各種実験設備の据え付けが昭和 38 年 7 月半ばに完了し、引き続き生体遮へいコンクリート打ちが行なわれ、その後



第 7 図 建設途中の JRR-4 原子炉プール



第8図 FFDブロック図

炉心タンクなどの据え付けを行ない昭和39年6月にはすべて完了の予定である。

建設途中の写真を第7図に示す。

また本装置の中性子計測系は、HTR（日立教育訓練用原子炉）、OCF（日立臨界実験装置）とほぼ同一規模である。

なお、FFD（破損燃料検出装置）については、検出は遅発性中性子法により、5本のBF₃カウンタにより一次系のサンプリング水の中性子数を計数しミキシングアンプにて加算増幅し記録、制御に用いている。系のブロック図を第8図に示す。

JRR-4の主要仕様は次のとおりである。

形	式	濃縮ウラン軽水減速冷却形（タンク付プール形）
熱	出	力 1,000 kW（最大 3,000 kW）
燃	料	90% 濃縮 U-A1 合金、板状

30.1.4 京都大学研究用原子炉 KUR

京都大学が全国各大学の共同利用を目的として、大阪府泉南郡熊取町の京都大学原子炉実験所内に建設するKURは、日立製作所がさる昭和37年3月受注して以来、その製作、建設が昭和39年半ばの臨界をめざして着々と進められている。

現地における建設は、炉心タンクの重水設備およびサーマルコラムなどの据え付けがさる8月半ばに完了しており、そのほか実験設備および配管などの据え付けが10月半ば、生体遮へいが昭和39年はじめに完了し、引き続き炉心部などの据え付けが昭和39年3月末に完了の予定である。据付状況を第9図に示す。

KURの主要仕様は次のとおりである。

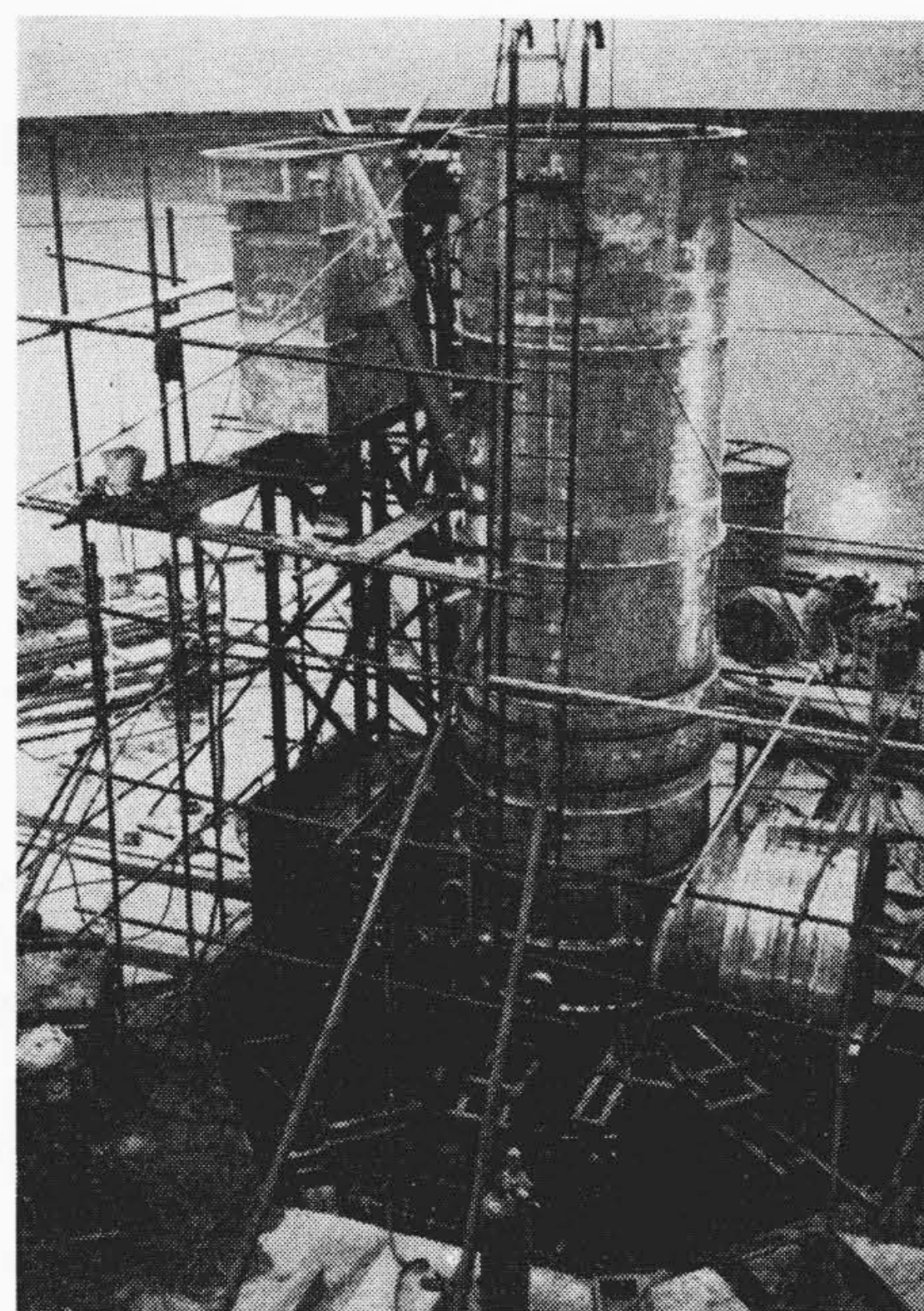
形	式	濃縮ウラン軽水減速冷却形（井戸形）
熱	出	力 1,000 kW
燃	料	90% 濃縮 U-A1 合金、板状八つ橋形

30.1.5 OCFの特性測定

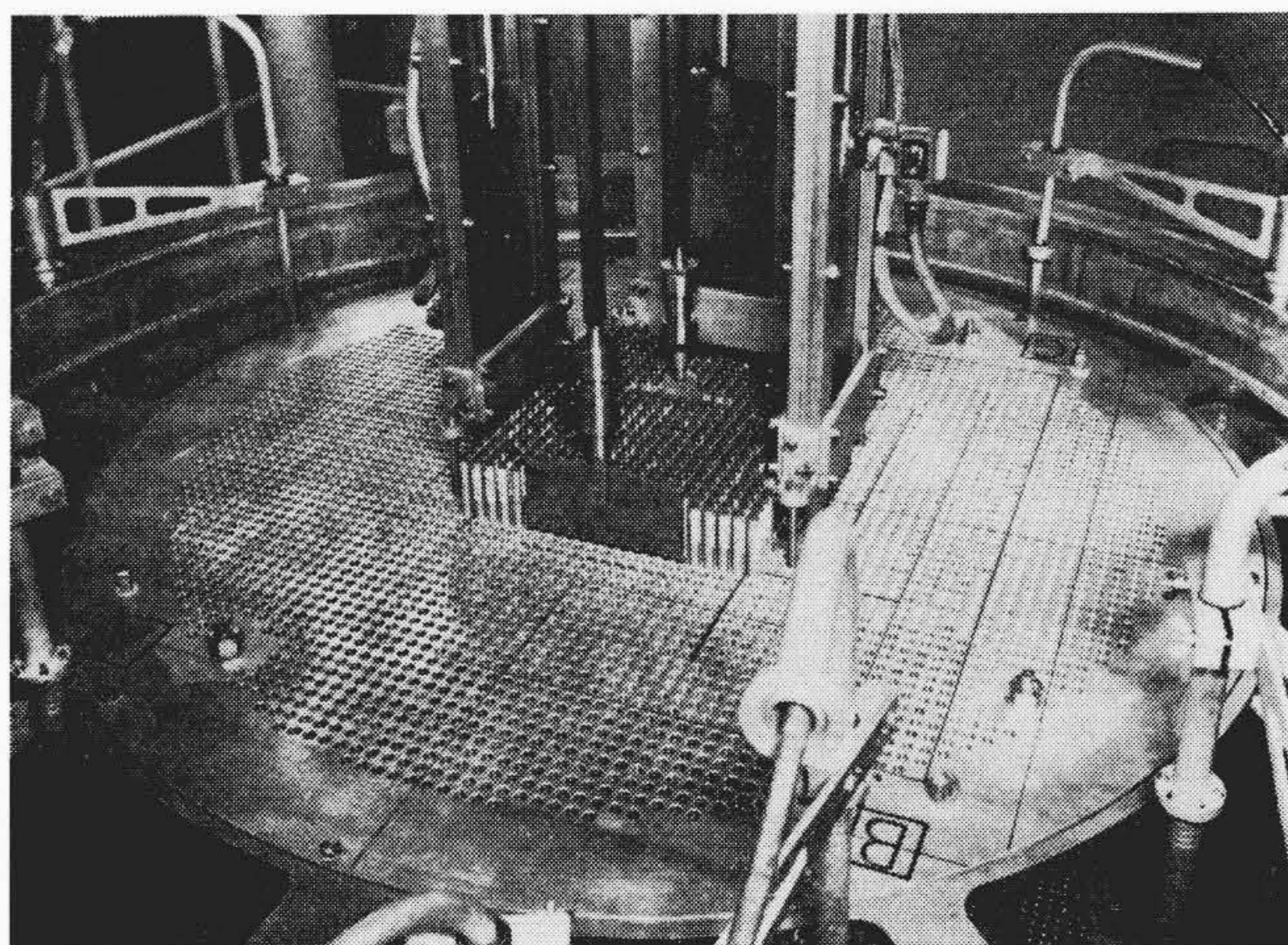
昭和37年10月、日立臨界実験装置（OCF）は臨界に到達し、引き続き制御棒の反応度、周辺の放射線レベルなど原子力局の検査に合格した後、本来の目的である軽水炉の炉心特性の測定を開始した。

初めに燃料濃縮度2.5%、水対燃料体積比2.5の炉心について、燃料棒、ボイド、水位、温度などの反応度効果を測定し、中性子束分布および移動面積について詳細な実験をし理論計算との比較を行なった。次に、銅線、AuおよびIn箔（はく）、燃料棒、核分裂計数管などを用い各種エネルギーの中性子の測定を行なった。移動面積は、炉心にボイドのある場合とない場合について、軸方向と半径方向の測定を行なった。以上の研究のほとんどは国内では原子力学会に発表した、移動面積の測定についてはアメリカ原子力学会にて発表し関心を集めた。

その後、水対燃料体積比1.5の炉心について研究を続けており、その後濃縮度1.5%の燃料の装てんを行ない、各種炉心についての



第9図 建設途中のKUR炉心タンク



第10図 OCFの炉心

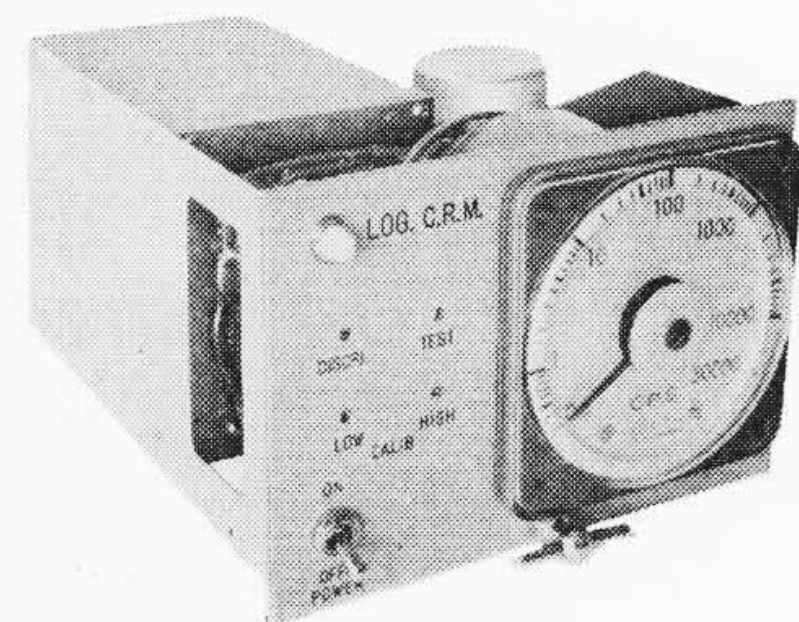
測定を行なう計画である。

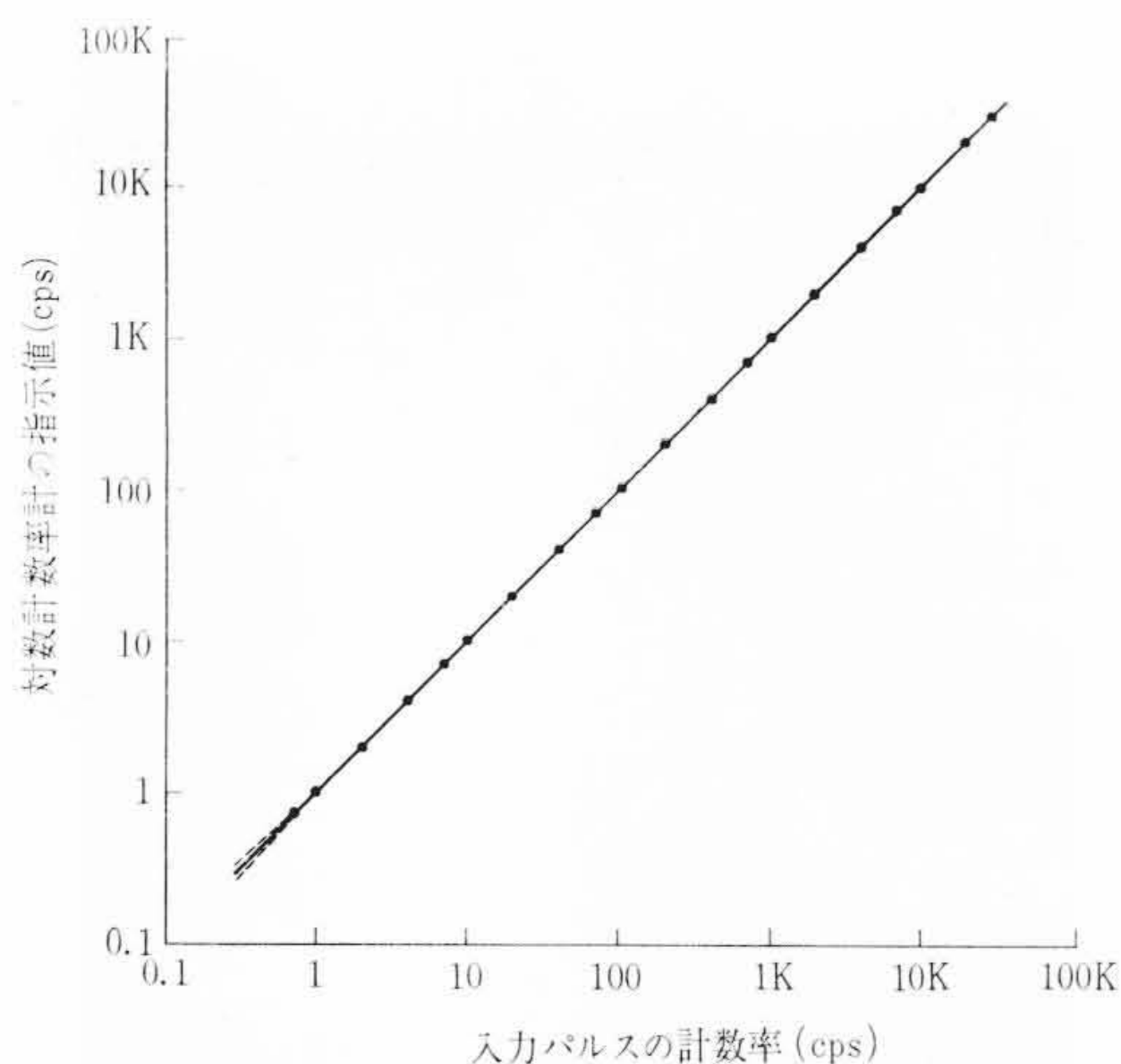
30.1.6 対数計数率計

原子炉起動領域の中性子束計測に用いる対数計数率計を完全半導体化した。この計数率計では、ダイオード式の対数ポンプ回路を用いてパルス計数率の対数変換を行ない、その出力端子にフィールド・エフェクト・トランジスタを用いた高入力インピーダンス直流増幅回路を接続することによって、広範囲にわたる対数計数率を指示することを可能にしている。

第11図は、本計数率計の外観を示すもので、出力指示計にはSR-35形広角度指示計を用いている。同図よりわかるように、本計数率計は真空管回路を用いた同種の対数計数率計に比べて、外寸約1/6また重量約1/2以下である。さらに、本計数率計は半導体回路特有の高い耐震性、信頼性、安定性、低消費電力および即時起動性などのすぐれた性質を持っている。

第12図は、この計数率計の入力端子に加えたパルスの計数率

第11図 HT-42A形
対数計数率計の外観



第12図 入力パルスの計数率と対数計数率計の指示値の関係

とそのときにおける出力計の指示値の関係を表わしたものである。同図よりわかるように、本計数率計を用いると約5デカードにわたってよい指示値が得られる。

本計数率計の電氣的諸特性は下記のとおりである。

- (1) 計数率測定範囲 0.3 cps~30 k cps
- (2) 確 度 ± 0.1 デカード
- (3) パルス分解能 0.8 μ s
- (4) パルス振幅弁別範囲 -0.1 Vpp~ -10 Vpp
- (5) 安 定 度 電源電圧変動 100V $\pm 15\%$ に対して指示値の変化 ± 0.05 デカード, 周囲温度変動 $0^{\circ}\text{C} \sim 45^{\circ}\text{C}$ に対して指示値の変化 ± 0.1 デカード
- (6) ド リ フ ト ± 0.1 デカード/8 h

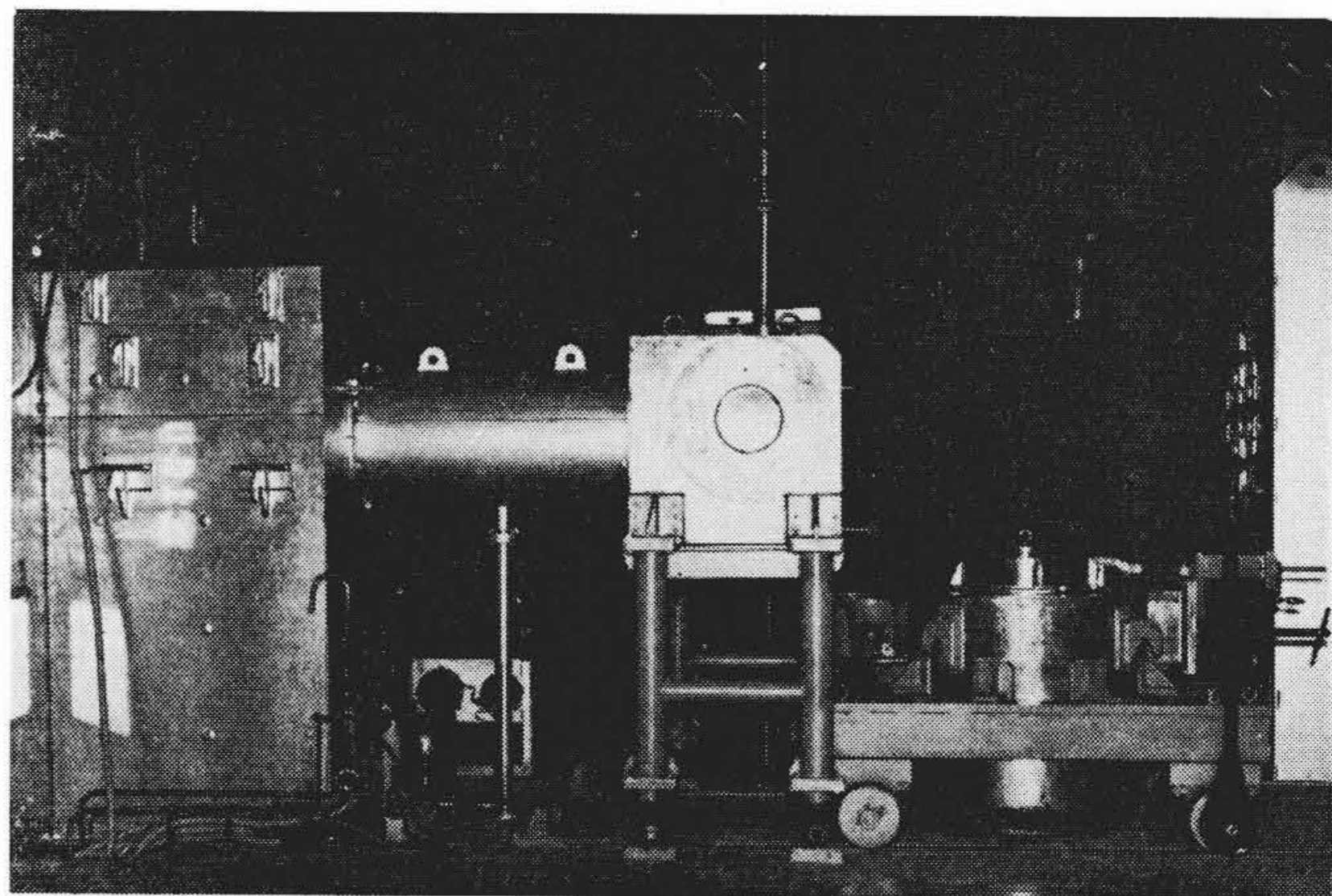
以上の数値よりわかるように、この対数計数率計は原子炉起動領域の中性子束計測に必要なすべての特性を備えている。

30.2 原子炉付属設備

30.2.1 水ループ実験設備 (TLW-1-50)

日本原子力研究所東海研究所に納入された水ループ実験設備は同所において TLW-1-50 と呼ばれ、わが国で最初の本格的インパイルループ実験設備である。本ループは同研究所の JRR-2 原子炉の水平実験孔 (HT-15) に昭和38年9月にそう入された。TLW-1-50 は原子炉用燃料要素の核特性、熱特性、流動特性、冷却材そう失事故、被覆破損事故、破損燃料の検出、腐食など水冷形燃料要素の安全性に関する研究に使用されるものである。制御装置の特長は、一次系循環水温度のサンプリング制御、水モニタエリアモニタなどの放射線監視設備、プロセス計測器の新增設を行ない、かつトリップ回路を追加してインパイルの特殊事情に対し、安全性の見地から万全の措置を講じたものである。TLW-1-50 のおもな仕様は次のとおりである。

インパイル・ループ冷却水圧力	最高 8 kg/cm ² G
インパイル・チューブ入口水温	最高 160 $^{\circ}\text{C}$
インパイル・ループ冷却水流量	最高 120 l/min
熱除去能力	最高 50 kW
インパイル・チューブ先端部中性子束	
速中性子	1.5×10^{14} n/cm ² s
熱中性子	1.5×10^{14} n/cm ² s



第13図 TLW-1-50 の JRR-2 炉室における外観

TLW-1-50 は昭和37年末~38年4月の間ループ基礎実験装置として炉外試験運転が行なわれ、その運転経験を活用して炉内に取り付けるために設計上多くの改善が加えられたものである。

第13図は TLW-1-50 の JRR-2 炉室における外観、第14図は同地下室に取り付けられたループ機器を示す。

30.2.2 武蔵工業大学原子炉用ホットセルおよび気送管

武蔵工業大学には 30.1.2 に述べた原子炉のほか、これの付属設備としてホット・セルおよび気送管を製作納入した。

ホット・セルは原子炉で製造された放射性同位元素を貯蔵、照射するための設備で、厚さ 1,100 mm の遮へいコンクリートの外部より安全にこれらの操作ができるようになっている。

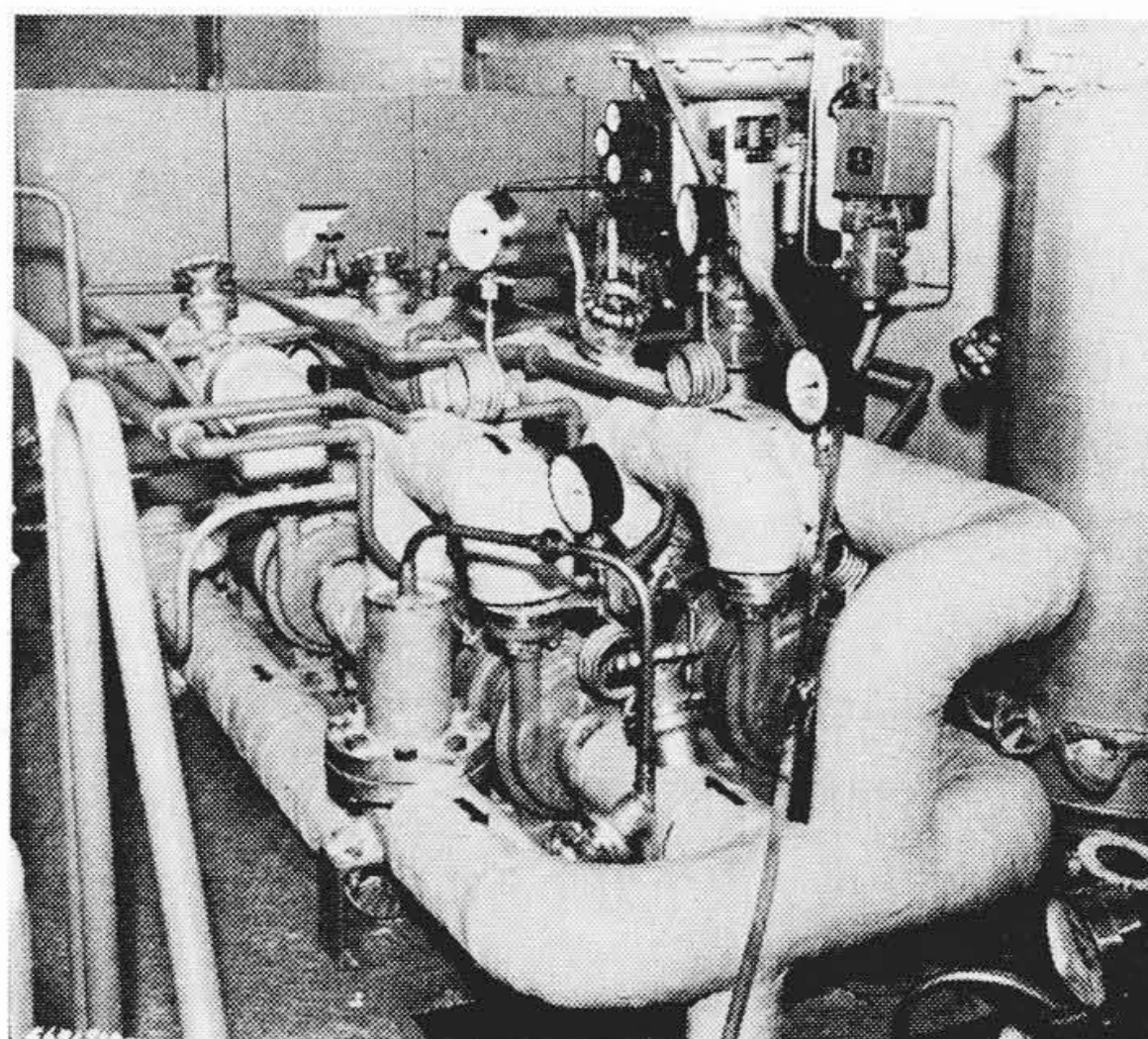
R I 貯蔵設備は 500 キュリーの Co^{60} 放射線源を貯蔵できるもので、2基あり合計 1,000 キュリーを貯蔵できる。

R I の取り扱いのためにマニプレータ、モノレール駆動設備、試料出入装置、搬入ドア設備、およびスリーブ・プラグ類があり、遮へい壁の内部を見ながら安全に操作するために遮へいガラス窓、反射鏡および照明設備などが設けられている。このほか安全のために放射性モニタが設けられている。

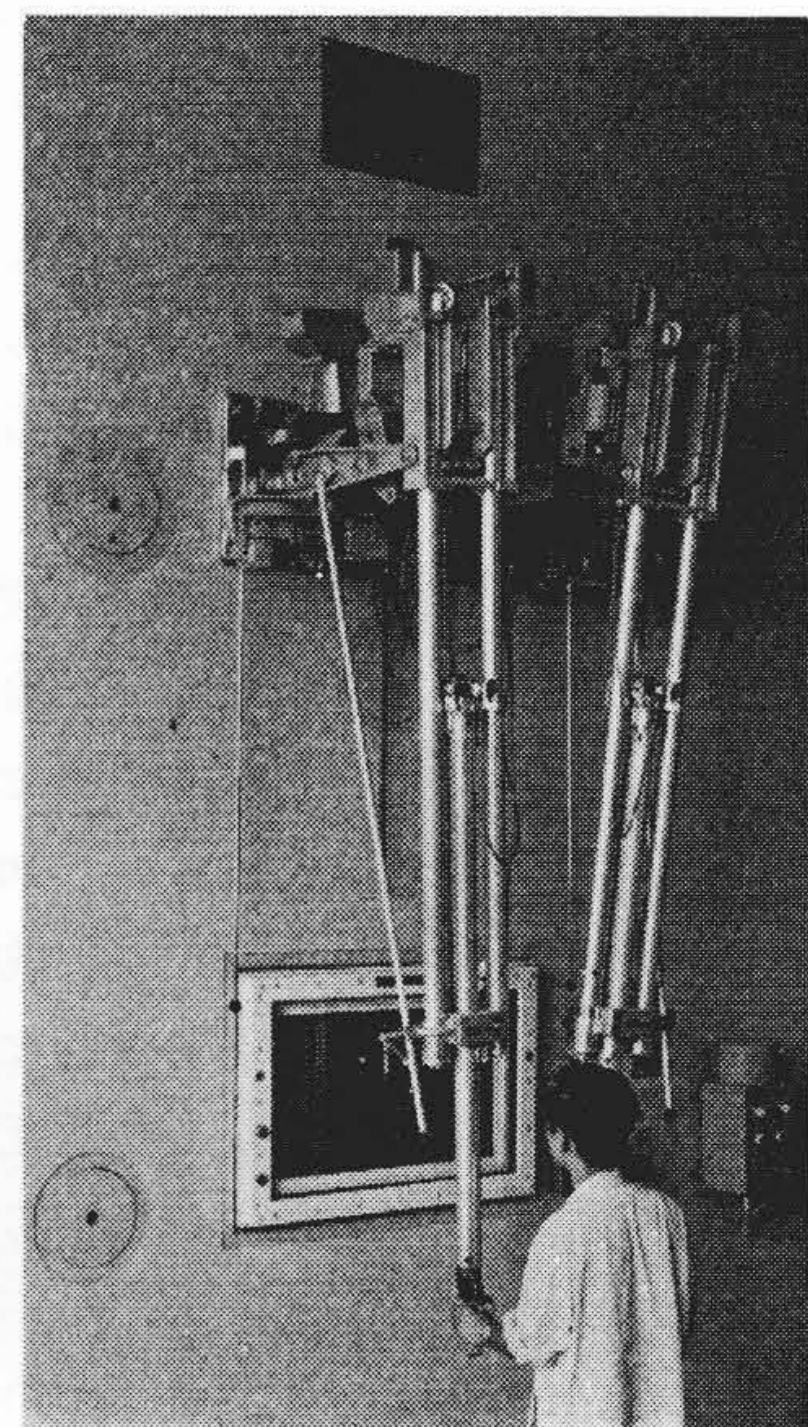
第15図に完成せるホット・セルを示す。

気送管は原子炉内で照射して放射性同位元素となった物質のはいっているカプセルを原子炉よりはなれたホット・セルにまですみやかにかつ安全に送り込むための設備である。

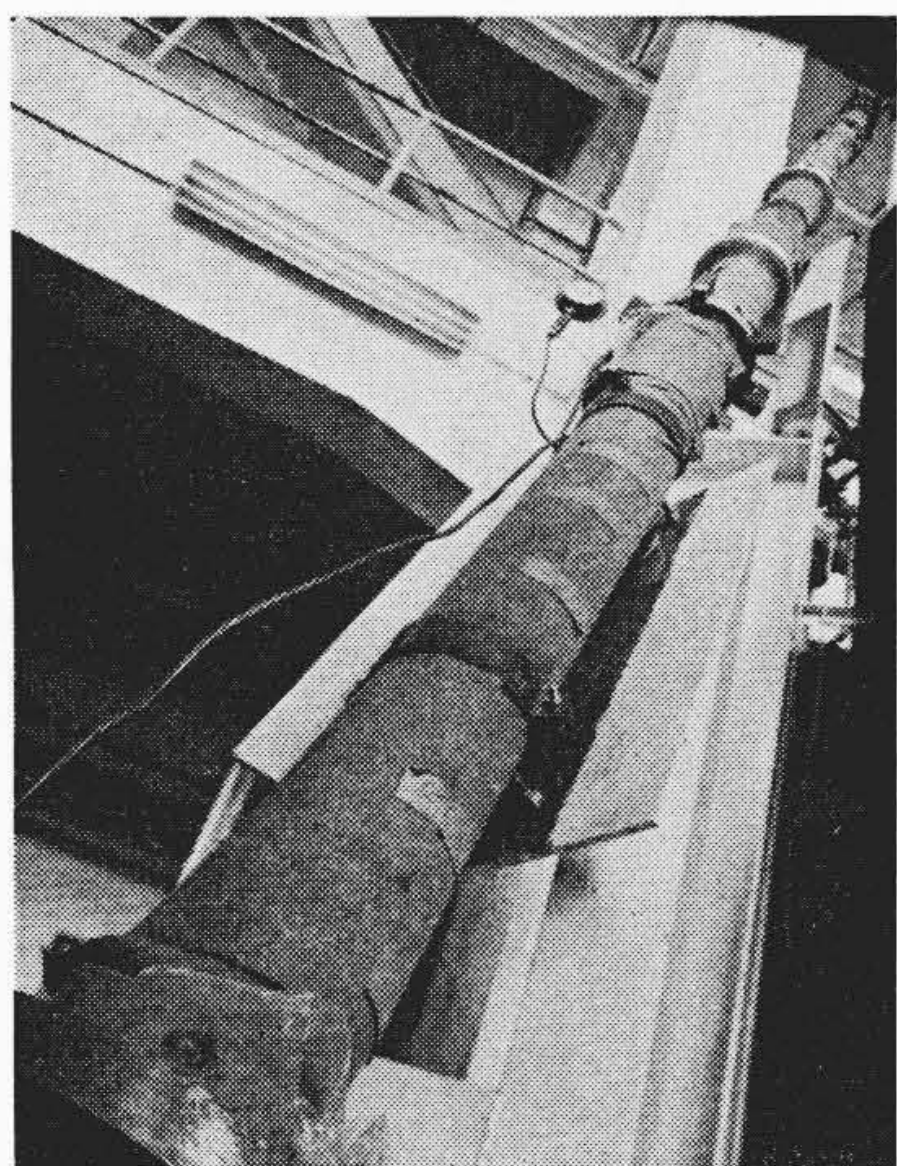
原子炉の上部で、照射されたカプセルを試料入より送りこみ、空圧でカプセルを気送管内を飛ばし、ホット・セル内に設けられた試料受に取り出す。



第14図 TLW-1-50 の JRR-2 炉室の地下室に取り付けられたループ機器



第15図 ホットセル



第16図 京都大学納 原子炉用燃料輸送装置

これらの操作は遠隔操作により行なわれる。

30.2.3 燃料輸送装置

この燃料輸送装置はスイミングプール形原子炉の燃料輸送用に設計および製作がなされたもので、京都大学原子炉用として完成し、現地で原子炉本体に組み込まれる段階にある。

本輸送装置の主要部は炉心タンクと炉室内の燃料輸送用水路とを生体遮へいを貫通して結ぶ、斜めにささえられたアルミニウム管で、燃料要素をはじめ各種の照射要素はこの管を通して炉心タンクと水路の間を搬送される。燃料要素などは管内を上下するキャリヤに入れられて運ばれ、キャリヤは炉頂部付近に設けたウィンチにより管内を巻き上げられる。

輸送管の途中、水路側には弁を設け常時はこれを閉じ炉心タンク内の水が水路に流下することを防いでいる。輸送管の一部には超仕上が施され、この部分にキャリヤがあるときにはキャリヤに設けられたピストンが管内壁面と水密を保つようにしている。燃料輸送中の水の流下を防ぐために、キャリヤが超仕上部分にある場合のみ弁を開くような操作を行なう。超仕上部分を管の一部に限ったことは、製作の容易さ、据付工事の単純化をもたらし、本装置の大きい特長である。

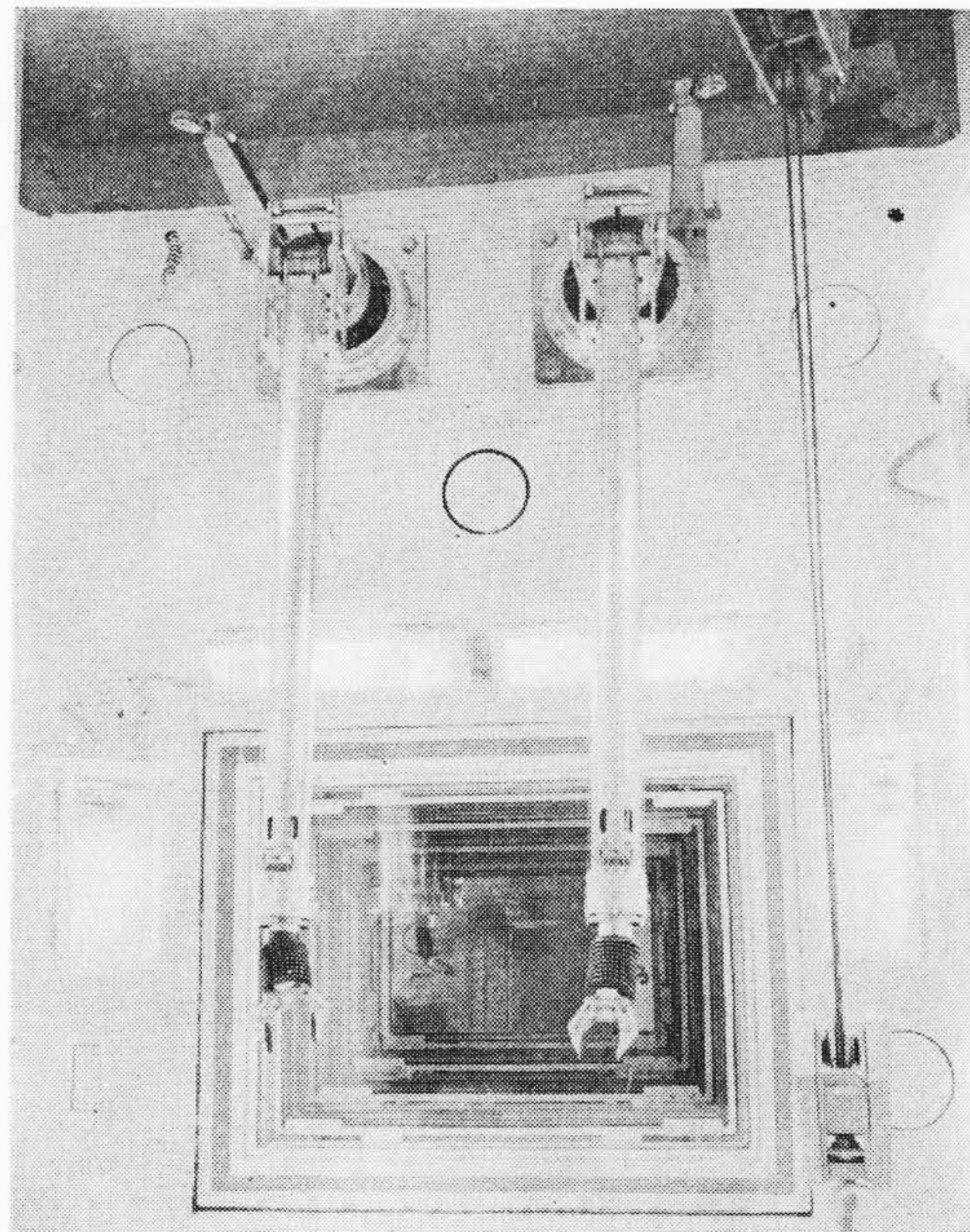
本輸送装置では、キャリヤのピストンと輸送管内超仕上部分との水密、通過時の所要引張力、ピストンの摩耗などが問題になるので実物大試験装置を作り、設計に先立って研究所において十分に基礎研究ならびに試験を行なった。

30.2.4 マニプレータ

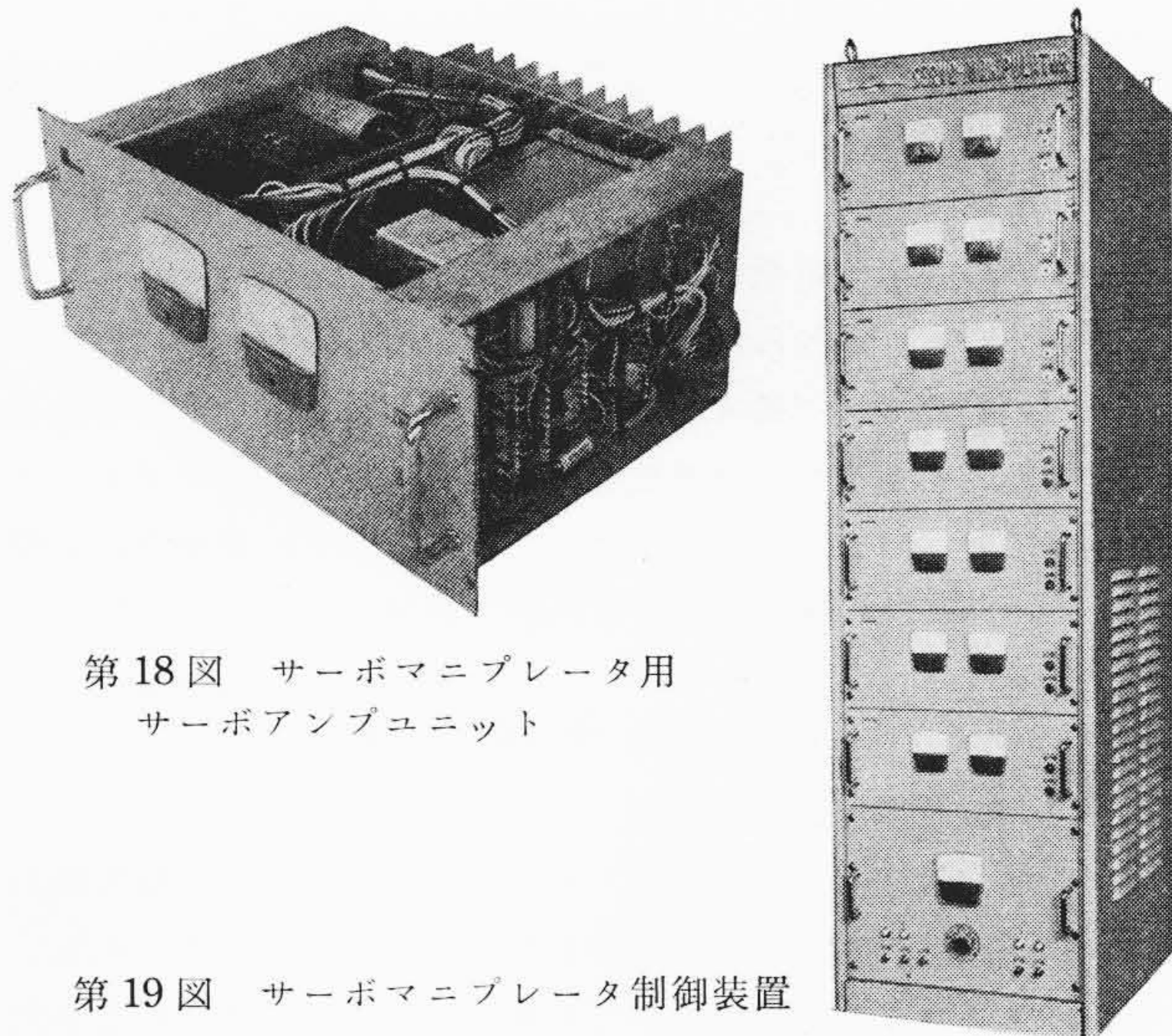
日立マスタスレーブ・マニプレータは37年に引き続き細部にわたって改良が加えられ、各ハンドルやレバーの位置なども検討され使いやすい高級なものとなった。標準マニプレータ HM-II A 形は武蔵工業大学原子力研究所に納入された。本機は同一ホットケープ内で使用されるモノレール形ホイストがマニプレータに衝突する事故を防ぐためのマニプレータ保護装置を付けてある。

電気式サーボマニプレータはすでに開発を終わり目下実用化試験が行なわれている。このマニプレータは主動側と従動側が電氣的に結合しており、主動側と従動側の位置偏差を検出し、従動側には偏差をゼロにするよう制御し、主動側には偏差に比例したトルクを発生せしめ、力の感覚を主動側に帰還しているところに特長がある。制御装置としては腕の持つ七つの運動方向のおのに対応してサーボ増幅器をユニット化して100% 互換性を持たせてある(第18図)。

装置全体はパワートランジスタを最終段に用い半導体化してあるため、堅ろうかつコンパクトにできている(第19図)。本機は電気式マニプレータの欠点である保守上の問題の少ない、信頼度の高いものである。機械式マニプレータには不適当な高レベルの放射性物



第17図 マスタスレーブ式マニプレータ (スレーブ側)



第18図 サーボマニプレータ用
サーボアンプユニット

第19図 サーボマニプレータ制御装置

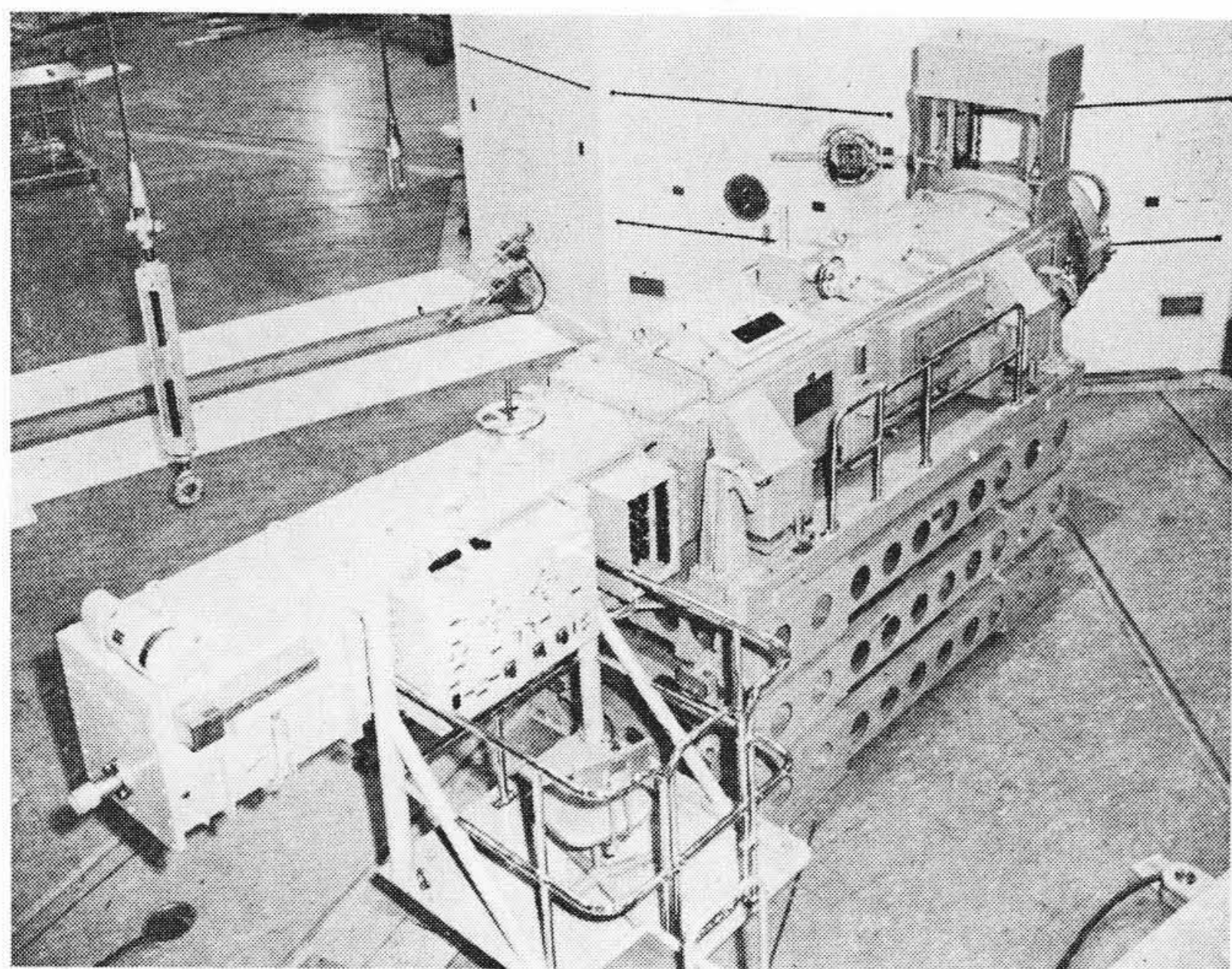
質を扱う場所に使われるマニプレータとして、今後の需要が期待される。

30.2.5 プラグハンドラ

日本原子力研究所の国産一号原子炉用プラグハンドラは、技術的に困難な多くの問題を解決しながら設計および製作が行なわれ、国一炉におけるプラグの着脱試験にも合格し、すでに臨界に達している原子炉とともに使用されはじめています。

本機は国一炉に備えられた8本の水平実験孔と、7本の計測孔および計測予備孔のプラグを所定の原子炉実験孔および炉室内格納孔に運搬、着脱をする水平プラグハンドラである。扱うプラグは最も長いもので約4 m、最も重いもので約1.5 t もあるため、着脱時にプラグを原子炉スリーブに沿って円滑に出し入れできることが性能上の第一条件となる。これを満たすためにはハンドラの軸線と炉スリーブのそれをまず正確に合わせることが必要である。本機では照準望遠鏡方式による粗位置決め装置と電氣的方式による自動精位置決め装置とが備えられ、心合わせが正確かつ迅速にできることを第一の特長とする。

重いプラグを炉内スリーブとハンドラ間を円滑に往復させるために、ハンドラ内ガイドレールとスリーブとを安全かつ確実に橋渡しし



第 20 図 プラグハンドラ

する機構がハンドラ頭部に備えられている。これにアダプタを併用することにより、国一炉のすべての実験孔、計測孔および計測予備孔用プラグの着脱を行なうことができる。

プラグの誘導放射能を考慮して、ハンドラには必要な遮へいがなされ、汚染プラグをハンドラ内キャスクに収納すれば安全に運搬することができる。ハンドラ内部は必要に応じて水洗できる構造である。

ハンドラの各部は電動機で駆動され、それらの制御は一括してハンドラ本体に取り付けられた制御盤において行なわれる。操作上の誤り、たとえばプラグ搬入の過程においてそれを原子炉の実験孔シャッタに衝突させるなどの事故を防ぐために必要なインタロックが設けられている。また各運転状態は一括して盤上に表示されるので本プラグハンドラの運転操作はきわめて容易である。

30.3 粒子加速器

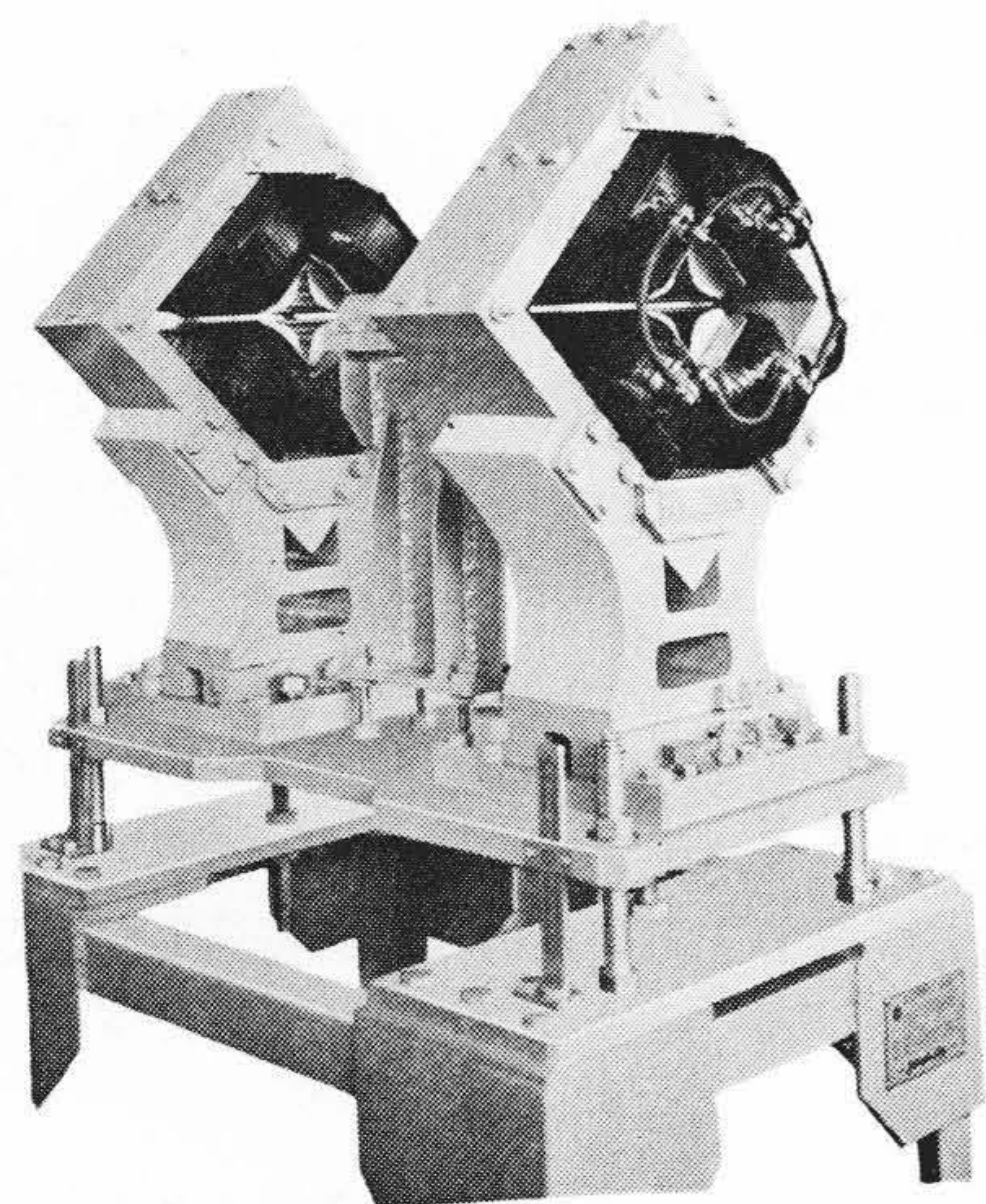
30.3.1 粒子加速器付属装置

粒子加速器の付属装置として、(1) イオン収束用 4 極電磁石、(2) 広範囲磁気粒子分析器を製作した。これらは東北大学において 5 MeV ファンデグラフを使用しての原子核実験に使用される装置である。

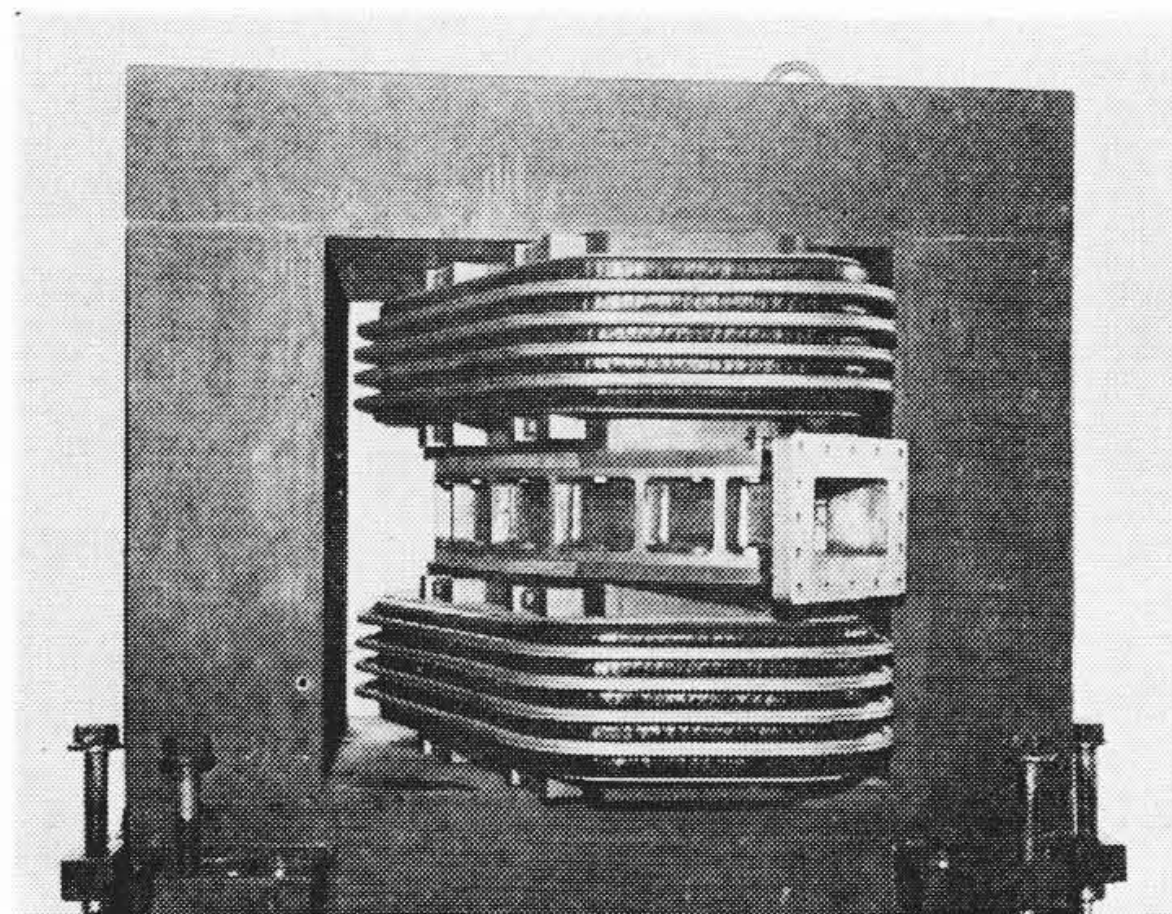
(1) イオンビーム収束用 4 極電磁石

おもな仕様

ビームのエネルギー 7 MeV (重陽子) (BP_{max}) ~ 1 MeV (陽子) (BP_{min})



第 21 図 イオンビーム収束用 4 極電磁石



第 22 図 広範囲磁気反応粒子分析器

ボールギャップ 35 mm
光源の位置 5 m
像の位置 2~5 m
トランジスタ式励磁電源の安定度 $1 \times 10^{-3}/5 \text{ h}$

おもな特長

- (i) ボールピースの材質、精度がよいので収束性がよい。
- (ii) 本体、電源ともコンパクトで調整が簡単である。

(2) 広範囲磁気反応粒子分析器

加速されたイオンをターゲットに衝突させて、発生する各種の核反応荷電粒子のエネルギースペクトルを広いエネルギー範囲で同時に測定でき、さらに角分布も測定できる有用な核実験装置である。

おもな仕様

形 式 横形、均一磁界への斜入射による 2 重収れん方式
運動量分析範囲 陽子にて $E = 15 \text{ MeV} \sim 1 \text{ MeV}$ 、ただし $E \sim 0.6 E$ は同時測定
空げき部磁界 最大 10,000 ガウス、均一度 $10^{-4}/(5 \text{ mm})^3$
真空排気系 6" DP トラップ付、 $1 \times 10^{-5} \text{ mmHg}$
励磁電源 3 kW, 60 V, 50 A トランジスタ式、安定度 $10^{-4}/0.5 \text{ h}$, $5 \times 10^{-4}/5 \text{ h}$

おもな特長

- (i) 乾板およびソリドカウンタの二種類が検出器として使える。
- (ii) 角度分布は広範囲 ($-10^\circ \sim +160^\circ$) にわたり精度よく測定できる。
- (iii) ボールピースが真空槽の上下ふたを兼ねているのでコンパクトで漏えい磁束も少なく、収れん性がよい。
- (iv) ターゲットチャンバは散乱槽としても使用できる。
- (v) 励磁電源は騒音が無くコンパクトなトランジスタ式である。基準電池やチョップを使用しないので高性能で信頼性が高い。

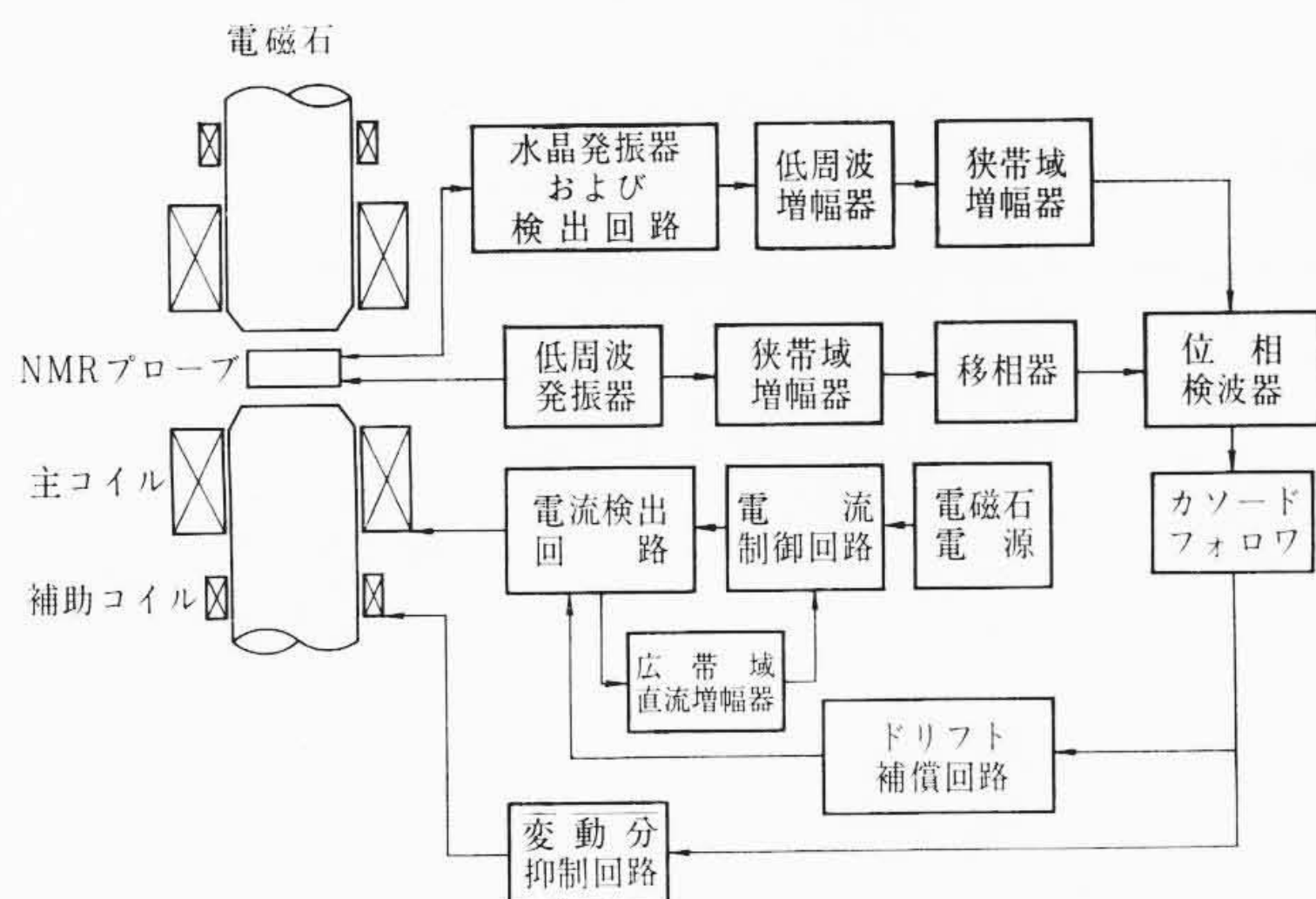
30.3.2 核磁気共鳴を利用した磁場の精密制御

原子核実験の分野においては粒子加速器で加速された荷電粒子や核反応によって生ずる荷電粒子のエネルギーや質量を分析したり、または分岐したりするとき、長時間にわたって高度の安定度を持つ電磁石が必要になる。このような電磁石に用いる磁場の精密制御装置を NMR (核磁気共鳴) 技術を利用して試作し、その性能を試験した結果、つぎのような性能が明らかになった。

- (1) 制 御 範 囲 1,000~15,000 ガウス
- (2) 磁 場 の 安 定 度 $1 \sim 5 \times 10^{-6}$
- (3) 電源電圧変動の許容範囲 $100 \pm 5 \text{ V}$
- (4) 室温温度化の許容範囲 $20 \pm 10^\circ \text{C}$

第 23 図は本装置のブロック図で、その特長は

- (a) NMR 技術により磁場を高感度で直接検出しており、また制御回路の基準信号として水晶発振器を使用しているから、磁場の安定度を周波数安定度の近くまで高めることができ、かつ磁場の絶対精密測定が可能であること、
- (b) ドリフト補償回路にはサーボモータを利用した積分回路を用いているから静的誤差がなく、したがってドリフトが完全に補償されること、
- (c) 磁場の変動は時定数の小さい変動



第23図 NMRを利用した磁場の精密制御装置のブロック図

分抑制回路により急速に抑制されること、などである。またこの制御系の特性解析を行なった結果、最適制御条件においては数十c/s以下の外乱に対して十分な系の応答が得られ、そしてNMR技術を利用できるようすべての電磁石にこのような制御系を適用できることが明かになった。それゆえ本装置は原子核実験の分野のみならずNMRを利用した分子構造の研究など精密科学の研究に大いに役だつてであろう。

30.4 その他

30.4.1 プラズマジェット発生装置の開発と応用

プラズマジェット発生装置は種々の気体を電離状態に至るまで高温に加熱できるところから、高温熱源、プラズマ源、高速気流源、光源など広い応用範囲が考えられる。

熱源としての応用の一つの試みとして、化学反応炉への適用がある。これはメタン、エタン、プロパンなどの炭化水素ガス、または軽油などの液体原料を熱分解して、アセチレン、エチレン、プロピレンなどの低級オレフィンを得ようとするものである。

プラズマ源としてはMHD(電磁流体力学)の分野での利用が開発された。本装置に用いられたプラズマジェット発生装置はその熱出力も50kWないし100kWに達するものである。この発生装置2台を並列運転し、発生する高温プラズマを耐熱ダクトを通じて高磁界中に導き、MHD方式による直接発電の基礎実験を行なわれるとともに気体の電導度、磁界中におけるプラズマのふるまいなど多く

の重要な測定が行なわれている。

このほかプラズマジェットの高温と高速気流を利用した切断器、高温を利用した高温発光スペクトル光源など種々の分野にその成果が認められている。

30.4.2 ベータ線スペクトロメータ

磁界形スペクトロメータは、古くから最も精密な放射線測定器とされてきたが、最近 β - γ 同時計数実験の機動性が要求されるようになり、線源および検出器を磁場外に設定できるセクタ形スペクトロメータが注目されてきた。しかしセクタ形は磁極端効果のために磁極間げきを大きくすることがむずかしいとされ、したがって透過度が小さいのが短所であった。

日立ベータ線スペクトロメータは透過度を大にするため、軌道半径34cmに対し磁極間げき24cmというきわめて大きい磁極間げきを持っている。当然予想される磁極端効果については電界実験および理論解析を行なうとともに、セクタ形としてはじめて、コイルを磁極内心および外側ヨークに各6個の小コイルを分散させる補償法を試み、通常のローズシムによる補償法よりも良好な結果を得た。さらにこのコイル配置で小コイルの励磁力を変化させることにより、実験的に高次の取れん性を得ることができた。最大透過度はセクタ形としてこれまで最も明るいと言われてきた核研Ⅲ形の二倍に近い1.14%の値が得られている。最高分解能は1mm幅×5mm高さの線源で0.1%をわずかに下まわる値が得られており、磁極端効果のない $\sqrt{2}\pi$ 形になら劣るものではない。スペクトロメータのおもな仕様は次のとおりである。

標準軌道半径	$r_0=34$ cm
磁極間隙	$2Z_0=24$ cm
磁場分布	$B=B_0(1-\frac{1}{2}(\frac{r-r_0}{r_0})+\frac{1}{4}(\frac{r-r_0}{r_0})^2+\dots)$
エネルギー測定範囲	50 keV～4 MeV
分解能	0.1%～1.2%
最大透過度	1.14%
励磁電源	60A×60V最大：トランジスタ制御方式
スキャンニング	手動または自動

30.4.3 リニアクによるラジオグラフィー

日立製作所中央研究所で試作した6 MeV線形電子加速器(リニアク)を厚物のラジオグラフィーに応用している。この場合問題になるX線の諸性質について測定を行なった。

(1) X線強度

ターゲット厚を変えて最大X線強度を与えるターゲット厚を求めたが、得られた最大X線強度は1,000 r/min at 1 mである。

(2) X線角度分布

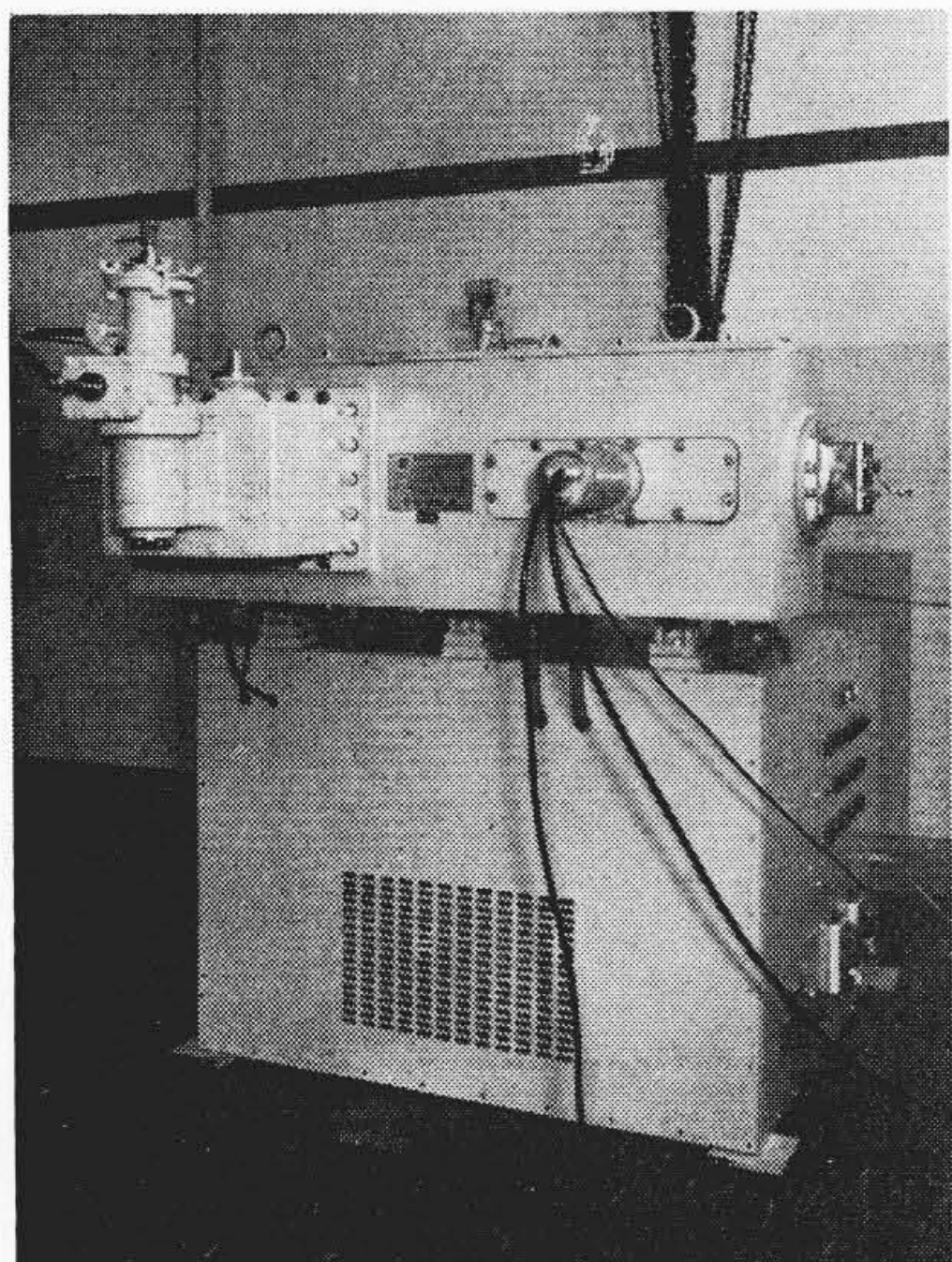
ラドコン・プローブ2本を使って測定したが、エネルギー約7.5 MeVで半減半頂角は13.5度であった。この値から $\pm 10\%$ のX線強度のばらつきを許せばフィルム距離2 mで10インチ×12インチのフィルムがフィルタなしで使える。

(3) ビーム径

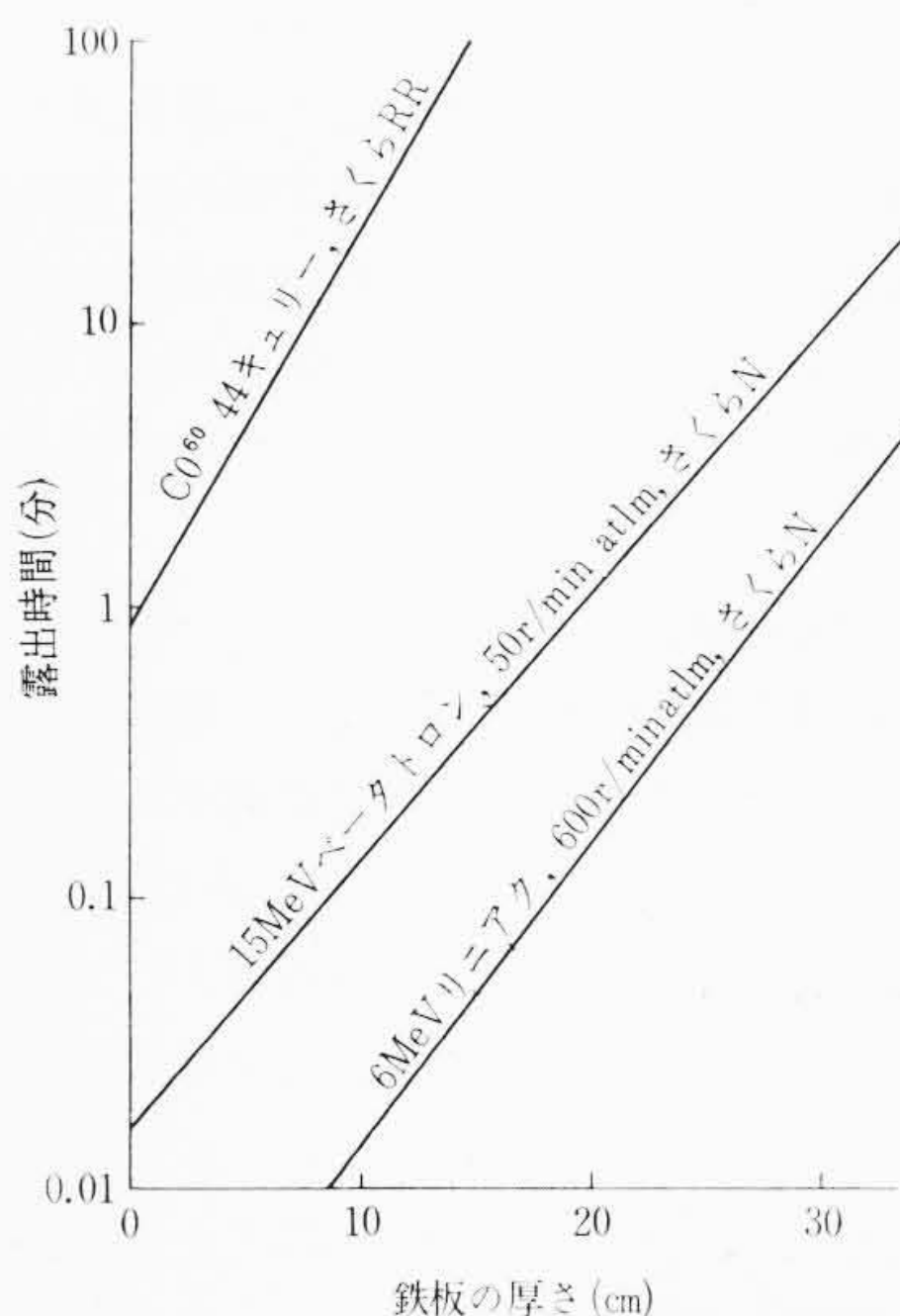
可動式ファラデー・カップを用いて測定し、Al窓近くでは全電流の50%が9～10φにはいる。

(4) 欠陥検出能力

Al窓を通して空気中に取り出された電子をそのままターゲットに当てた場合の欠陥検出能力は鉄板4～30 cm厚の範囲で1～2%である。現在までに大形水車二連バケットなどの透視撮影を行なった。



第24図 日立ベータ線スペクトロメータ



第25図 各種線源による露出時間の比較(線源フィルム距離: 1 m)