

2. 原子力

昭和40年はわが国の原子力開発10周年にあたる年であり、また一つの転機を与える年でもあった。国際原子力機関(IAEA)年次総会は初めて本部所在地ウィーン以外の地、東京で開催され、来日した各国の代表者からそれぞれの国の原子力開発政策が紹介されるとともに原子力発電の経済性達成を強調され、わが国の政策に大きな示唆が与えられた。

一方わが国の原子力発電も日本原子力研究所の動力試験炉(JPDR)にて昭和38年秋成功したが、本格的商用発電の日本原子力発電株式会社東海発電所(コールドホール形)は昭和35年2月以来5年ぶりに完成、12月から営業運転にはいる予定となっている。また同社の福井県敦賀市に建設される2号炉はアメリカGE社の沸騰水形原子炉(BWR)に9月末内定した。この発電所は電気出力325,000kWで昭和44年完成運転開始の予定となっている。さらに関西電力株式会社、東京電力株式会社、中部電力株式会社もそれぞれ昭和41~42年度に300MW級原子力発電所建設計画を明らかにしており、わが国の原子力発電計画も軌道にのり、実用期にはいつてきた。

また、核燃料資源の有効利用を目的とした新形転換炉、高速増殖炉に関し、わが国としての開発計画も具体的検討に着手された。

さらに原子力第1船の建造のための開発研究用遮へい研究炉(JRR-4)は完成し、材料開発用材料試験炉(JMTR)建設も順調に進められており、わが国の研究施設も着々と整備されてきている。

このようなわが国の原子力開発の流れの中であって、日立製作所の残した事業をふり返ってみる。まず、製造部門では日立製作所が総合技術をもとにして設計、製作を一社で引受けて進めていた日本原子力研究所の遮へい研究用スイミングプール形原子炉(JRR-4)は昭和40年1月28日臨界に達し、引きつづき研究所で核的特性試験が行なわれている。今後同炉は材料試験炉臨界実験や、原子力船遮

へい実験に使用されることになっている。また原子力開発関係者が早くから設置を要望していた材料試験炉(JMTR)も原子力五社が連帯責任をもって共同受注することで契約が締結され、日立製作所は炉心、制御棒、同駆動装置、プロセス計装などを担当し、43年9月末完成目標で受注分担に応じ作業を進めている。

アメリカGE社が建設する日本原子力発電株式会社敦賀発電所は、日立製作所が従契約者としてGE社に協力して計画を進めており、将来の動力炉国産化のための貴重な経験を積み重ねることになった。

一方、研究部門では、原子力の基礎理論から応用工学にいたる広範な分野での研究開発が、研究所と関係工場の密接な協力体制のもとで積極的に進められた。原子力発電所の設計上の問題解明のほか、とくに原子力発電プラントの安全に関する研究、すなわち事故時の安全性確保のための物理的、工学的基礎研究から安全施設機器の開発、特性試験にいたる総合的研究が行なわれ安全性評価に関する大きな成果を得た。また将来のより経済的な原子力発電を達成するために、核過熱形原子炉の開発研究や、高速増殖炉の基礎的研究が進められた。

これらの研究のうち次のものについては昭和40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。

「軽水冷却形原子炉冷却材喪失事故時における安全防護施設の有効性評価に関する試験研究」

「核過熱形発電用原子炉の解析に関する研究」

「液体金属ナトリウム用機械式ポンプに関する試験研究」

「軽水冷却形動力炉用薄肉燃料棒被覆管の溶接に関する試験研究」

「二酸化ウラン照射に関する試験研究」

■ JMTR 基本設計の完成

JMTR（日本原子力研究所納材料試験用原子炉—熱出力 50 MW）は、原子力 5 大メーカーで共同受注することになったが、それに先だち日立製作所および日本原子力事業株式会社の 2 社で基本設計を行なった。

JMTR 設計上の特長は、材料試験用のため非常に高い中性子束が必要なこと、炉心部および周辺に数多くの照射設備（ループ、シェラウド、ラビット、キャプセル）がそう入されていることである。このために、炉心部は出力密度が著しく高いこと、ガンマ加熱が大きいこと、内蔵反応度が大きいこと、燃焼に伴う反応度変化が著しいこと、炉心構成が複雑であることなど、従来の実験用原子炉、さらには動力用原子炉よりも設計上過酷な条件をもっている。

基本設計に当たっては、燃料要素および制御要素の伝熱・流量分布・燃料板振動、制御要素の機能、制御要素駆動機構に関する実験研究および大形電子計算機による 2 次元、3 次元の炉の詳細計算などが行なわれた。図 1 に原子炉本体を示す。

この基本設計は、JMTR 詳細設計の基礎となるとともに、将来の高性能実験炉および試験炉、動力用原子炉への広範囲な応用が期待される。

■ 原子炉压力容器設計技術の開発

（1）設計コードの開発

原子炉压力容器の設計については、ASME 規格 Sect. III も発行され、厳密な応力解析が要求される。これに対処して正確な設計を短期間に行なえるよう多数の設計コードを作製している。

まずフランジについては、すでに原研納沸騰水形動力試験炉（以下 JPDR）の応力解析にもコードが用いられたが、現在はさらに改良を加えたものが完成している。このコードの特長は、上下フランジを一緒に組み合わせて解析し、ハブ部の応力、ボルト締付力による応力、熱応力などが正確に計算できることである。

球殻についたノズル用のコードは JPDR の設計時に完成していたが、その後コードに用いた近似理論の妥当性、非対称荷重による応力についても検討が加えられた。円筒殻についたノズルの応力解析については、機械学会の压力容器設計基準分科会（PV 分科会）の理論グループの一員としてコードを作製中である。東大山本教授の理論を用いているが、ユニークなものとしてその結果は内外から注目されよう。

支持スカートについては、軸対称荷重、非軸対称荷重に対する設計コードを作製し、実験値との比較検討も満足すべきものであった。さらに、二次元および三次元の温度分布計算コード、板厚の異なる部材接合部、円すい形炉心サポート、ドライウエル容器の応力解析用コード、各種耐震設計用コードなども完成している。

（2）压力容器材料の研究

原子炉压力容器用の材料に関しては、放射線損傷、溶接性、熱処理などの各因子について、必要な研究開発が進行中であるが、現在は水冷却炉に対する高張力鋼板、鍛造材およびその溶接部に重点が置かれている。製作完了した容器が十分な切欠じん性を有するためには、材料をいかに管理すべきかが一つの大きな課題である。実験結果によれば、落重試験による NDT 温度に対する GE 社の要求は、適切な熱処理を行なうことによって十分に満足できることが明らかになり、国産材料でも安全な容器が製作できるという自信を得た。

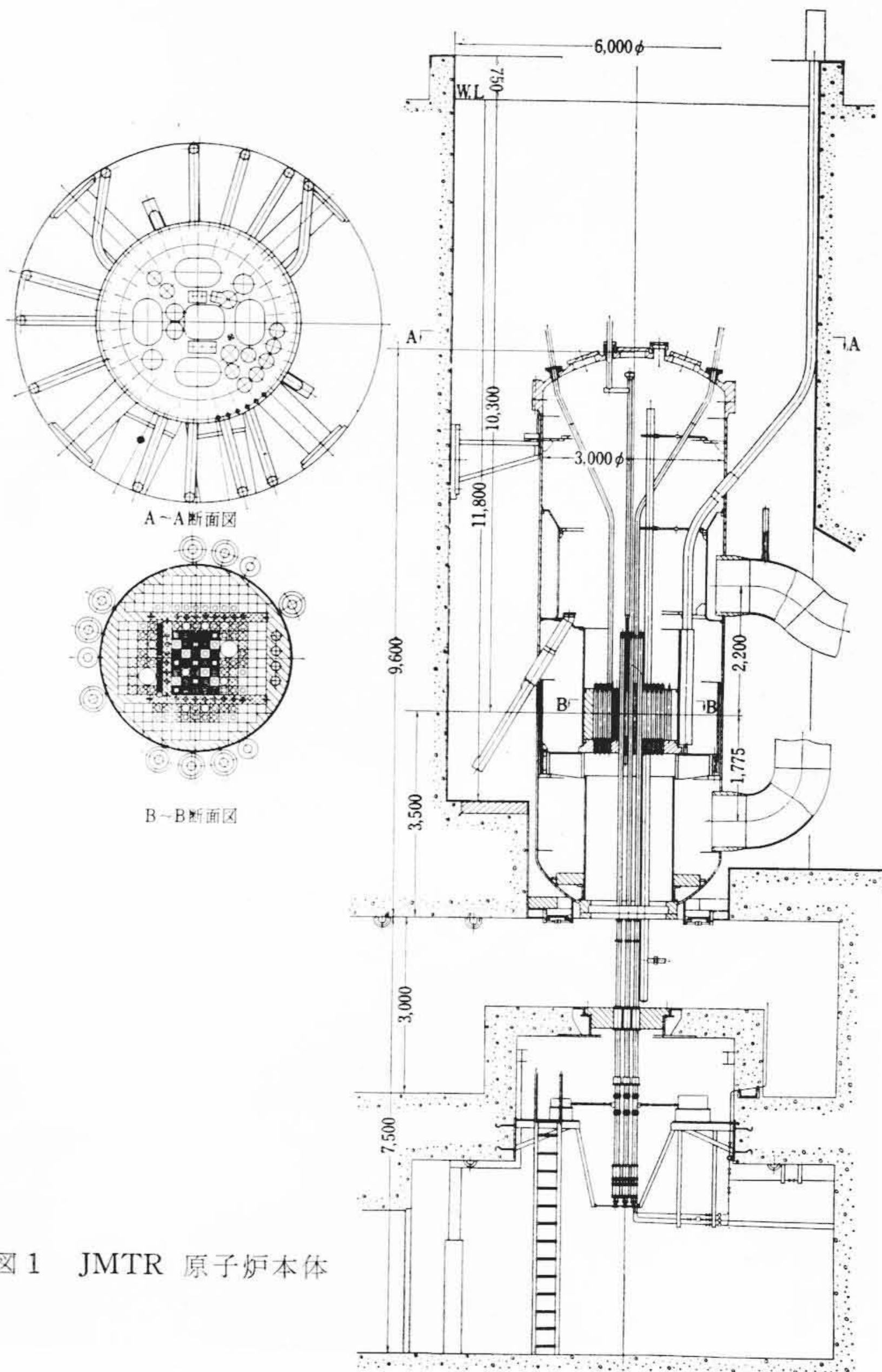


図 1 JMTR 原子炉本体

（3）応力解析実験

日立研究所においては、ノズル、フランジなどを中心にして、光弾性実験、鋼製モデル容器による実験を行ない多数のデータが集積されている。現在はこれらのデータを整理して理論値と比較検討することが中心になっているが、その結果によってはさらに必要な実験を追加することになる。熱疲労、低サイクル疲労についても基礎的な研究が重ねられている。最近の実験としては PV 分科会の委託研究としてスカートの応力解析が行なわれ（図 1）、地震時の応力など設計に必要な各種データを得ることができた。

中央研究所においては、大形振動台により配管、原子炉压力容器などの振動応答解析を行ってきたが、現在はドライウエル容器などの薄肉殻に対する振動実験研究が進行中である。

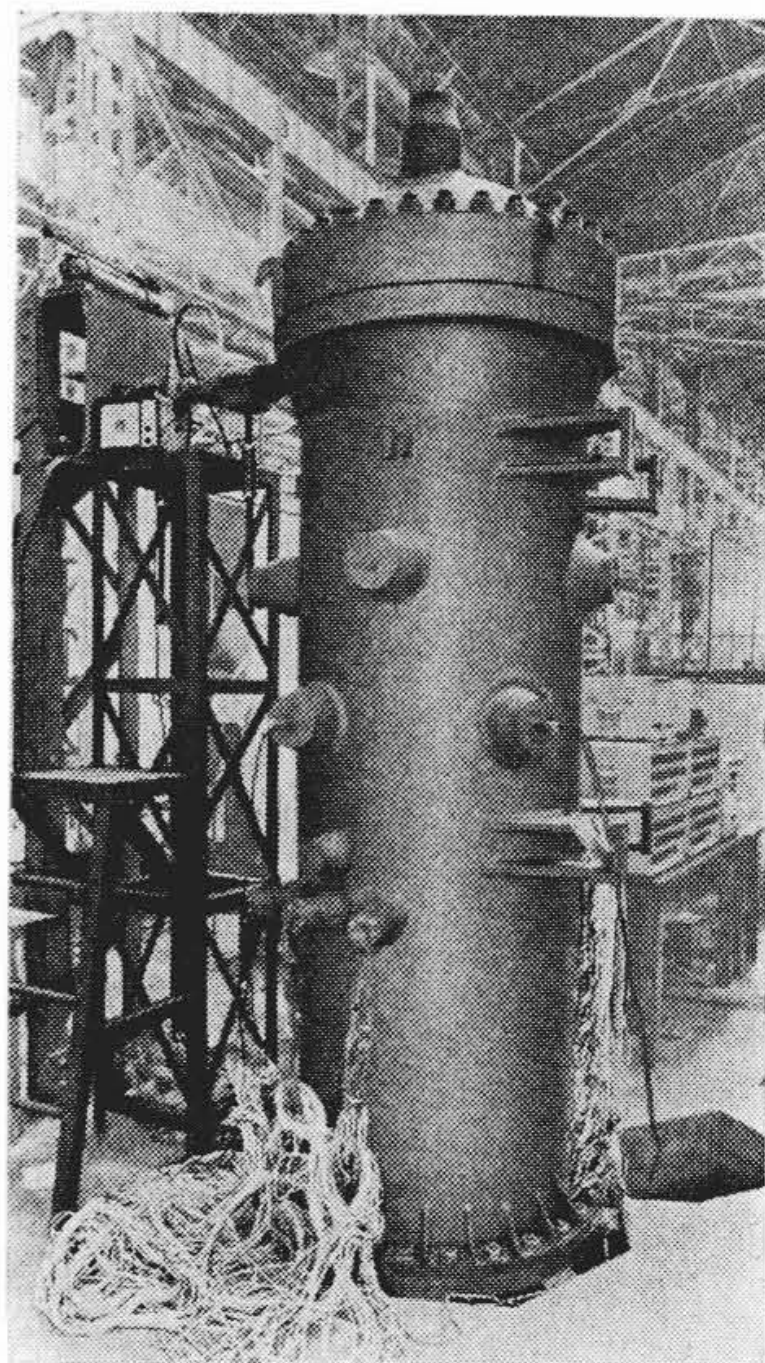


図 1 支持スカートの
応力解析

■ JPDR テストアセンブリ No. 1 用 燃料棒の完成

JPDR 炉はアメリカ GE 社によって建設され、昭和 38 年 8 月より日本原子力研究所で稼動している沸騰水形動力試験炉である。現在この炉を改良し熱出力を倍増する JPDR-II プロジェクトなる計画がたてられ、計画の一環として燃料の国産化が原研を中心として進められている。テストアセンブリ No. 1 はこの計画の第 1 番目の具体化で、現用の GE 製と同一仕様の国産燃料棒を製作し、JPDR で実用試験を行なわんとするものである。本燃料棒は少量ではあるが国産最初の動力炉用燃料であり、各部の仕様もきわめて厳格であった。

日立研究所においてはすでに長期間この種燃料を開発したので、その成果を発揮して昭和 40 年 1 月から 3 月にかけて製作し、予定どおり 3 月末原研に納入した。図 1 に完成した燃料棒と UO_2 ペレットとを示す。

2.6% 濃縮の UO_2 ペレットは直径 $12.50 \pm 0.025 \text{ mm}$ 、長さ 19 mm 以上の寸法で寸法精度がきびしく、表面あらさ 3-S 以下で、 $1,700^\circ\text{C}$ に加熱した場合の揮発分が 0.08 cc/g 以下という要求であったが、特殊な成型加工技術によりこの要求を十分満足するペレットを完成した。また被覆は内径 12.62 mm、肉厚 0.76 mm なる寸法のジルカロイ 2 管が用いられた。燃料棒の製作では端栓溶接の健全性および端栓の取付角度を 15 分という公差内に納めることなどに苦心はあったが、独自のプログラム制御による溶接施行法を適用したことにより良好な成績で 32 本の燃料棒を完成した。

5 社（東京芝浦電気株式会社、三菱原子力株式会社、住友電気株式会社、古河電気株式会社、日立製作所）製の国産燃料棒は GE 社製燃料棒とともに 72 本よりなる燃料要素 2 組に組み立てられ昭和 40 年 9 月 9 日 JPDR 炉にそう入され実用試験が実施されている。

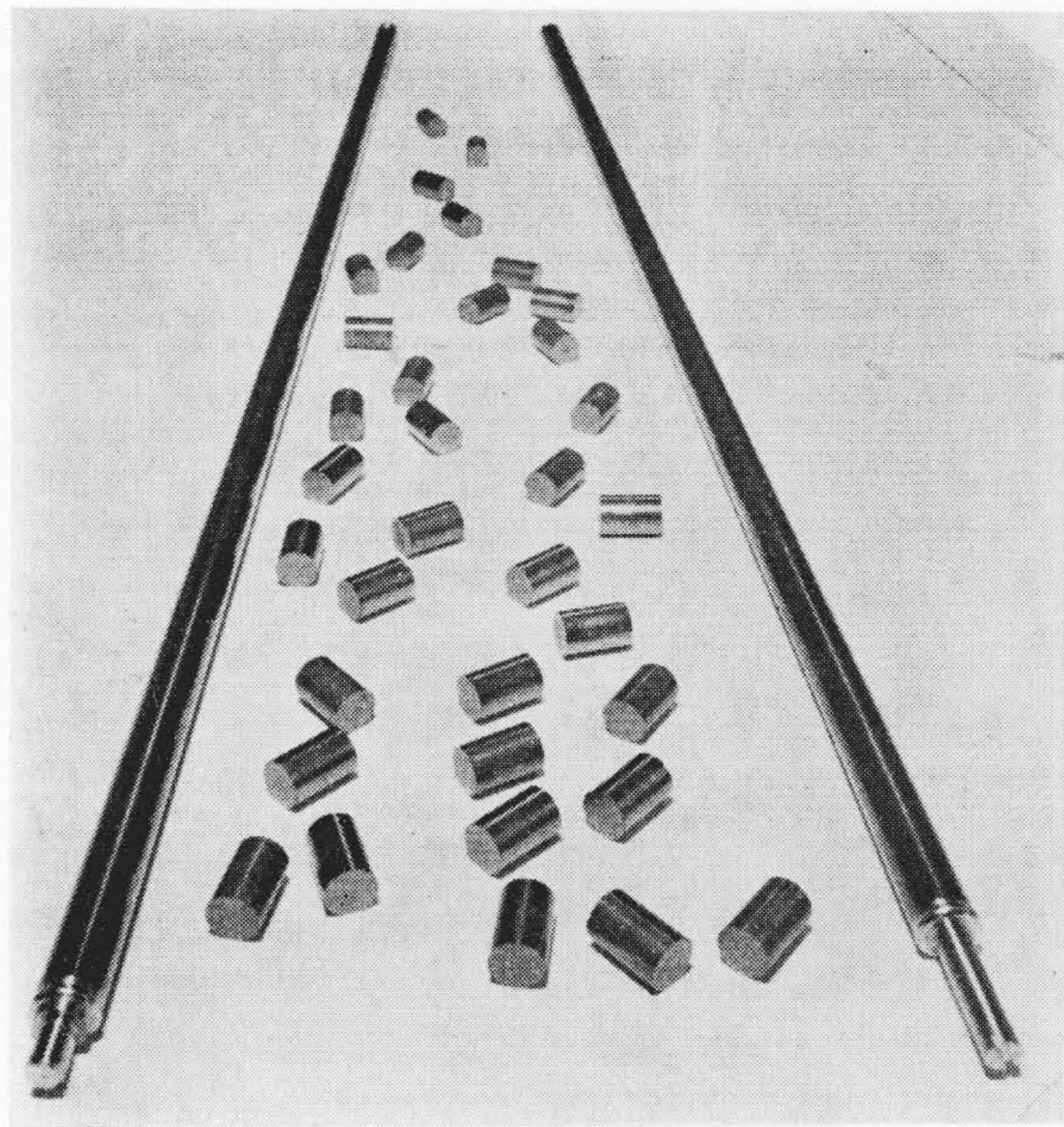


図 1 JPDR テストアセンブリ No. 1 燃料棒およびペレット

■ UO_2 燃料から漏出する核分裂生成物の挙動

原子炉で UO_2 燃料の燃焼しているとき、ガスまたは水の冷却材の中で核分裂生成物がどのように振舞うかをしらべる実験的研究が行なわれている。この研究は動力炉用燃料要素の設計資料を提供すること、および原子炉の安全性を確保するための必要な措置の検討に目標が置かれている。

実験の一つは低圧貫流形ヘリウム・ループによる UO_2 燃料の照射実験であり、照射実験中 UO_2 燃料からヘリウム気流中に漏出する核分裂生成ガスを連続的に測定している。核分裂生成ガスは燃料要素被覆管の内部に蓄積して内圧を高め、被覆管の破損をもたらす。また、被覆管外に核分裂生成ガスが漏れると炉施設周辺にひろがり、放射能災害を引き起こすことが考えられる。この実験で核分裂生成ガスの UO_2 燃料からの漏出の様子が明らかにされつつあり、内外の注目を集めている。

別の実験は照射中に水中に漏出する核分裂生成物の間歇的な測定実験である。まだ実験は緒についたばかりであるが、水中に漏出した Sr^{91} 、 Zr^{97} 、 I^{131} 、 I^{133} 、 I^{134} 、 I^{135} 、 Ba^{140} 、 La^{140} 、 Ce^{143} などを検出し、照射中および照射後の各核種ごとの水中放射能の変化が調べられている。この方面の系統的な研究論文で公表されたものは見あたらず、軽水動力炉の安全性の検討に有用なデータを提供する点で、今後の進展が期待されている。

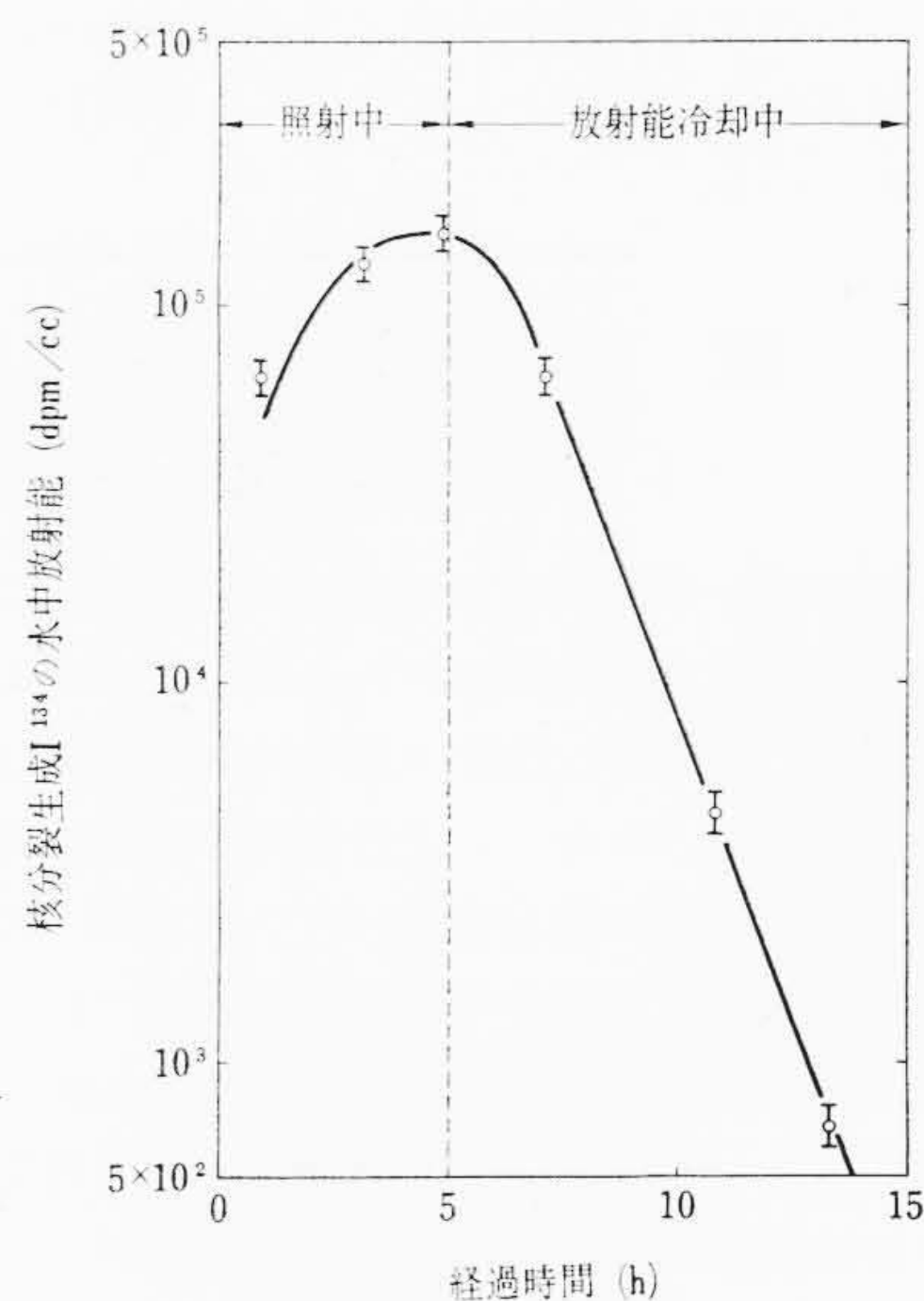


図 2 UO_2 燃料から水中に、反跳で漏出した核分裂生成 I^{134} の水中放射能

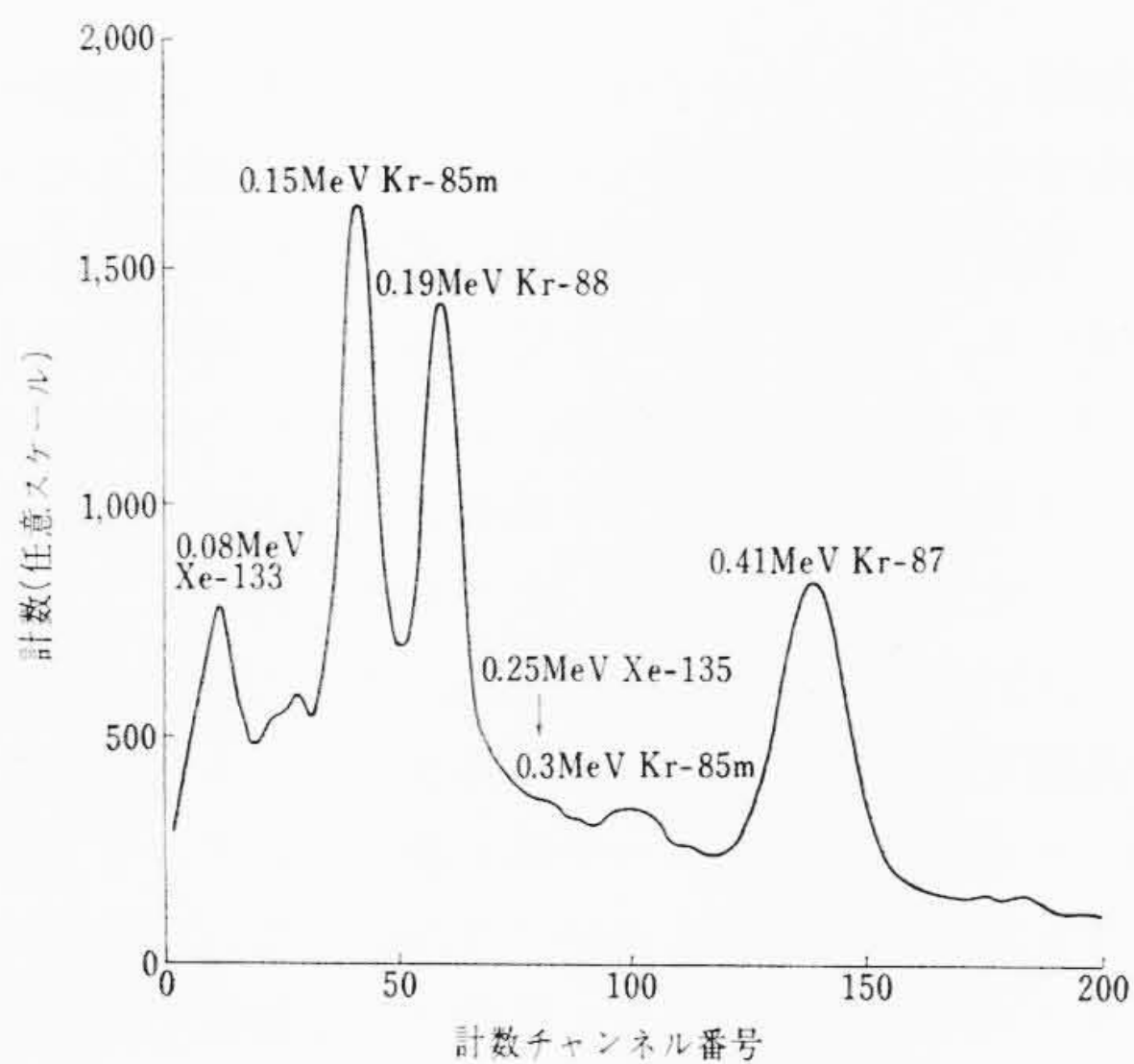


図 3 低圧貫流形ヘリウム・ループで得られた、核分裂生成ガスの γ 線スペクトル

■ 京都大学原子炉 (KUR) プラグ ハンドラの完成

さきに京都大学原子炉実験所に納入した研究用原子炉(KUR)には実験孔として放射孔4本、照射孔4本、貫流孔1本があり、それぞれ直径、長さが違っている。これらの実験孔は原子炉の外壁から炉心部に達しており、その孔の中にはふだんは遮へいプラグをそう入して外部の放射線量を許容値以下にするようにしているが、このプラグは中性子に照射されて誘導放射能を有するようになるので、その取扱いはめんどうで、次のような点が問題になる。

(1) 取扱い、持運びは遮へいして行なわなければならないのでハンドラには遮へいキャスクを設けなければならない。

(2) キャスク内へのプラグの収納および実験孔へのそう入は遮へいキャスクの外部から遠隔でまた盲運転で行なわなければならない。

(3) プラグハンドラはかなり大規模の装置になるので、1台のハンドラで種々の高さ、直径および長さのプラグの取扱いが可能でなければならない。

(4) プラグとスリーブの間のすき間が2~3mmしかないので、スリーブの中心とキャスクの中心が精度よく合い、またその中心線の方向が一致しなければならない。

これらの点からキャスクは形状をなるべく小さくするために鉛を使用して遮へい厚みを200mmとし、直径740mm、長さ3,200mmの鋼板で被覆した鉛製の筒とし、前面にはシャッタを設け、プラグを収納した後シャッタを閉じれば持ち運び中にも放射線が外部に漏れないようになる。

このキャスクの中にはプラグのつかみ装置が納められ、ハンドラの後部からネジによってつかみ、解除および前後進の動作を行なわしめている。

このキャスクを実験孔の位置に合わせるために台車を設けてこれにキャスクを油圧シリンダによってつり下げ、台車の車輪によって前後進、油圧シリンダによってキャスクの上下動、さらにネジによって左右およびねじり動作を行なわしめている。またプラグの直径の異なるものについては、その都度キャスク内に寸法の異なるレールをそう入し、どの実験孔でもスリーブの中心とキャスクの中心を合わせて操作するようになっている。

この心合せを正確に行なうためにキャスク上に2台のトランシットを固定し、原子炉炉壁とその反対側の炉室壁面にあらかじめ設けたマークにトランシットの中心が合うように調整すればよいようにしてある。

このプラグハンドラによる取扱いは従来のものと比べてかなり簡単化されており、比較的容易に取り扱うことができる。原子炉にはこの種ハンドラ類は必需品であり、今後の需要も期待される。

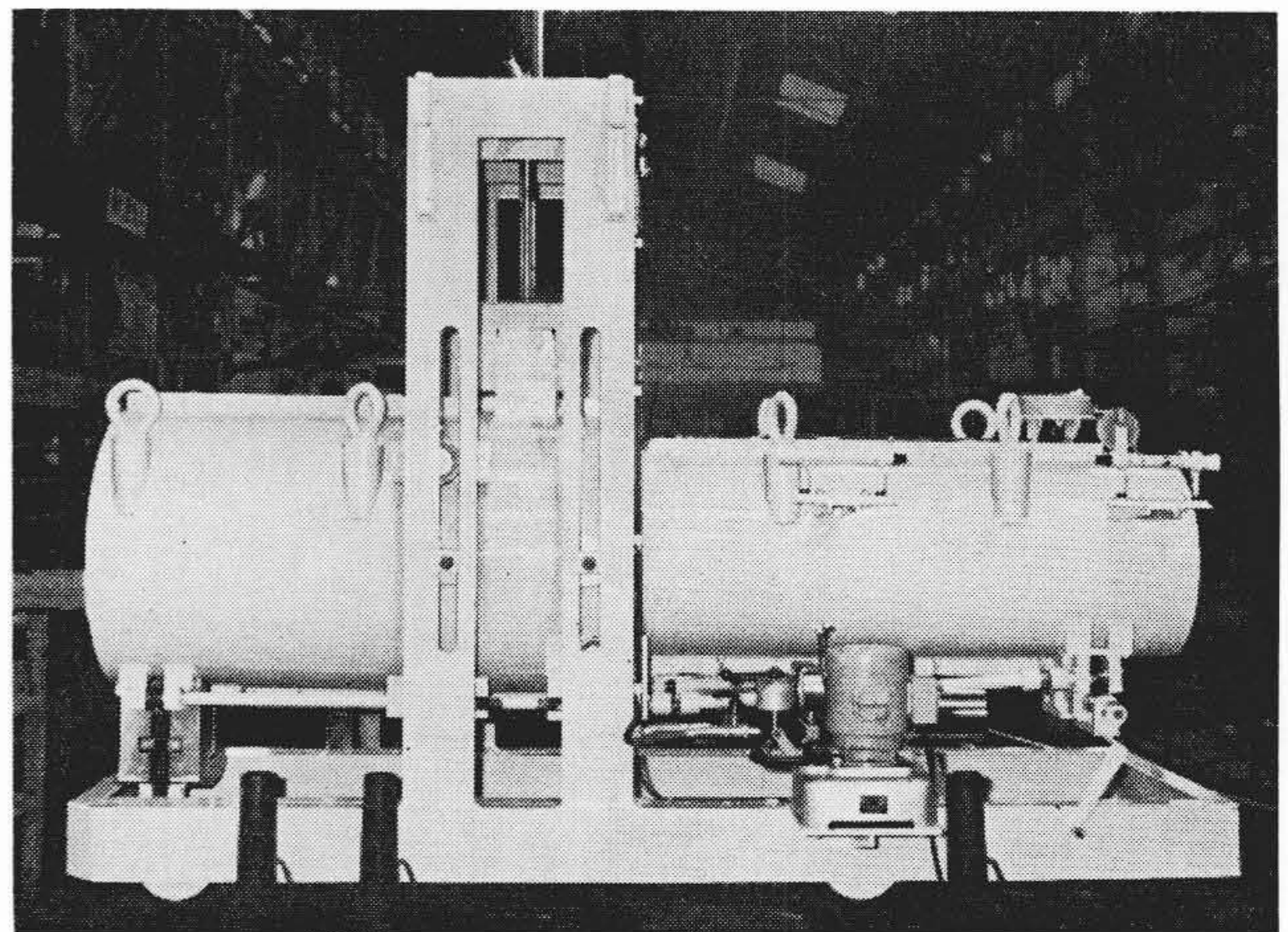


図1 KUR プラグハンドラ

■ 材料試験炉 (JMTR) キャンド形 制御棒駆動機構の開発

制御棒を原子炉压力容器外の駆動装置により駆動する場合、压力容器を貫通する軸封部からの漏えいが常に問題となるので、今回日本原子力研究所に設置される材料試験炉 (JMTR) 用として軸封のない無漏えいのキャンド形制御棒駆動機構の開発を行なった。

JMTR 制御棒駆動装置は压力容器の下部に取り付けられ、微調整棒と粗調整安全棒を一つの駆動機構で兼用させるもので、ストロークは800mm、駆動速度は粗調整安全棒としては200mm/min、微調整棒としては最高2,000mm/minで可変速度が要求される。また材料試験炉の特長としてスクラムに対してかなりきびしい条件が付され、切離し遅れ時間が40ms以下、落下加速度が1G以上が要求されている。

本試作品では駆動源としてキャンド形リラクタンスモータを採用し、この回転運動を水中にて直線運動に変換させているが、このリラクタンスモータへ供給する低周波三相電源の周波数を制御して必要な駆動速度を得ている。またスクラムを切り離し遅れ時間を短くするため電磁石を用いてラッチを作動させ、切り離された制御棒は自重と一次冷却水の下向き水流力により加速され落下する。この電磁石は水中にセットすることができないので外筒の外側にコイルを持ち、外筒を通して内部のアマチュアを保持し、さらに内部でのアマチュアの移動を差動変圧器により検出し、外部のコイルもこれとともに上下に駆動されるように別にサーボ系を設けている。また密封のため内部の動きを外に取り出すことができないので、同時に追従しつつある外部コイルの位置をシンクロ電機により測定して制御

棒の位置指示を行なわしめている。また電源の低周波発生装置としてはしゅう動抵抗形を採用し、直流機用整流子に正弦波分布の抵抗を接続し、整流子の上下端に直流電圧を印加しておき、しゅう動子を回転させて三相交流を得ているが、この回転を二相サーボモータで行なうことによって0~2,000mm/minの広範囲の速度制御が可能である。本試作品は形状、重量が実物に等しい模擬制御棒に10m/sの水流力を加えて実際の使用条件に等しい条件下で試験を行なったが、リラクタンスモータ、保持電磁石はおおの十分なトルクおよび保持力が得られ、またスクラム特性も切離時間、平均落下加速度とも仕様を十分満足するものが得られた。

その後約1,500回のスクラム寿命試験を行なったが、特に異常は認められず、十分実用に供することができることが立証された。

日本原子力研究所では最初JMTRにはすでに外国で使用経験のあるものを採用するとの基本方針からアメリカのETRで使用されている軸封形制御棒駆動機構を計画されていたが、このキャンド形制御棒駆動機構の試作結果を披露したところその優秀性が認められ、設計変更されることとなった。

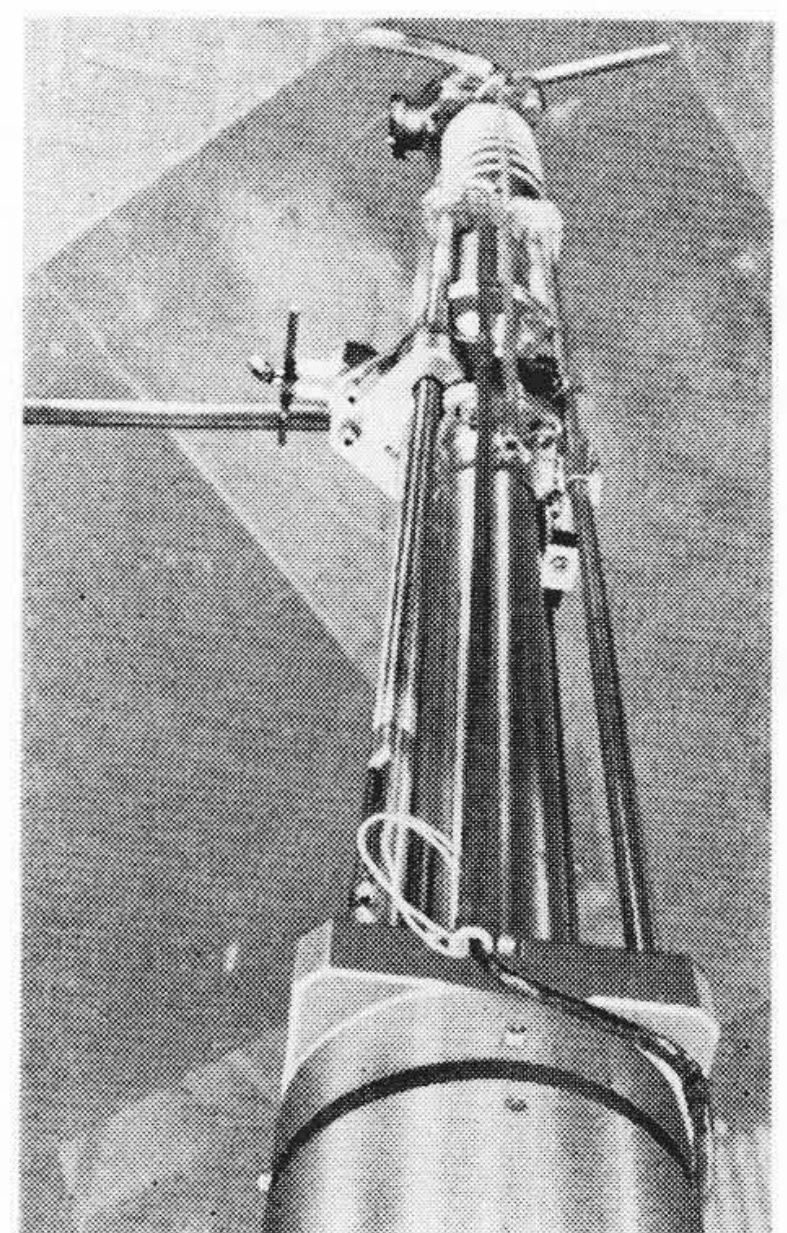


図1 JMTR キャンド形制御棒駆動機構

■ Na 予備試験装置の製作

日本原子力研究所と日立研究所とのナトリウム精製に関する協同研究は従来日立研究所内においてナトリウム精製装置を使用して行なわれてきた。本予備試験装置は精製装置において得られた実績を基本とし、さらにそれに改良を加えて製作され、原研の液体金属研究室に納入された。

原研ではナトリウム冷却の高速炉開発の一環としてナトリウム機器の開発を進めており、41～42年度には1～2 MWの熱輸送を行なうナトリウムループの建設を計画中である。本予備試験装置は1～2 MWループの予備試験ループである。

装置は2台の電磁ポンプ、2台の電磁流量計、ナトリウムの体積変化を吸収する膨張タンク、全ナトリウムを収容できるストレージタンク、ナトリウムを精製するコールドトラップ、ナトリウム純度を測定するプラグインジケータおよびそれらの機器を結ぶ配管弁類から成る。ナトリウム装置の弁はナトリウムの漏えい皆無とするためベローズシール式とし、外部に予熱用のヒータを取り付けなくてはならない。本装置ではスペースヒータを弁予熱用に採用し、割合に問題を生じやすい弁の数を極力少なくした。コールドトラップは精製装置の運転経験から冷却能力を増加するため冷却フィン面積を大きくした。プラグインジケータは工作上構造を改良した。タンクの液面計には実績あるコイル式と触針式液面計を採用し

た。運転温度は300～400℃で、配管の熱膨張は配管自体のたわみ性で吸収される。配管は外径25.4φの部分と89.1φの部分があり、89.1φのナトリウム用配管はわが国における最初の最大管径である。ナトリウムはコンクリートと接触するとコンクリートを破損するので各機器、配管の下部には鋼板製の受け皿を設け、万一の場合に備えてある。ただしこれまでの経験からすれば大量のナトリウムが一時に飛散するような場合はほとんどない。図1は本装置の保温取付け前の外観を示す。

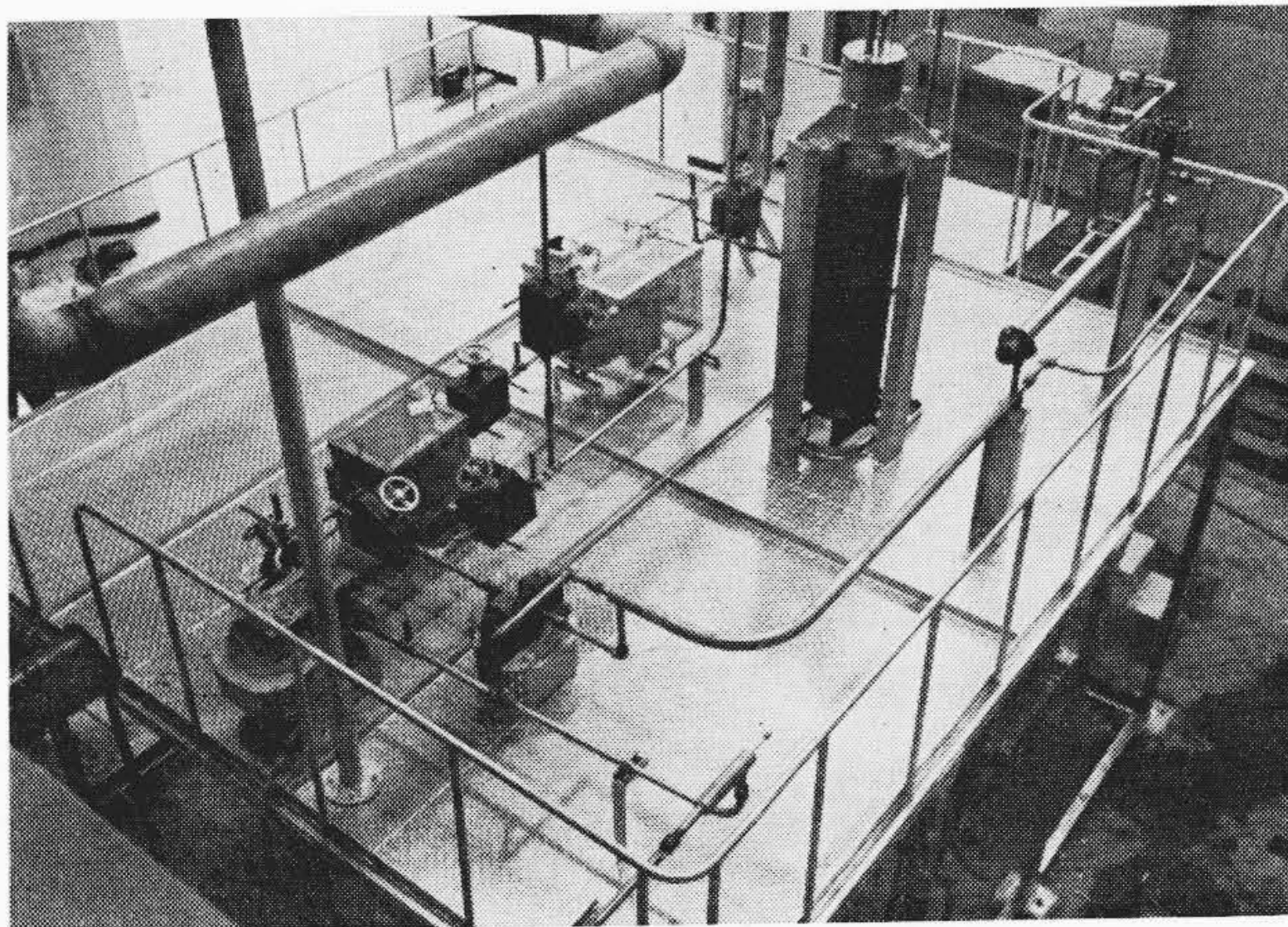


図1 Na 予 備 試 験 装 置

■ 原子力第1船用試験ループの製作

(1) 概 要

海洋観測用として建造されるわが国最初の原子力第1船(PWR形原子炉を搭載)は国産で未経験技術が数多く採り入れられているので、船の安全を確保するうえから主要設計値はぜひとも実験研究によりその妥当性を確認しておかなければならない。本試験ループはそのような主旨とさらに進んでは設計改善をも目標に実施される実験研究の一つであって、炉心および一次冷却系統の模型(縮尺1/2)を製作して、各部の流動抵抗、炉心内流量分布、流量喪失事故時の水力学特性、自然循環能力などの実験が行なわれる。本試験ループは原子力第1船基本設計の分担にしたがい炉心に関する模型は三菱原子力工業、ループおよび計測制御設備など前記模型以外はすべて日立製作所にて設計製作し、東京都三鷹市の船舶技術研究所に据え付けられた。

(2) ループの構造

本試験ループの主要部分は炉心を模擬した炉心模型に一次冷却系統2系列を接続して炉心模型を中心に二つのループを構成したものである。一次冷却系統は循環ポンプおよび冷却器よりなり、その一つのループには冷却器と並行に蒸気発生器を水力学的に模擬した模型が設けられていて、各部の流動抵抗が測定される。また炉心模型内には原子炉内の熱発生を模擬する電気加熱器が設置され、冷却器はこれより高い位置に置かれており、ループの自然循環能力が実験される。これらのほかに燃料集合体模型に関する

実験用の系統、自然循環時流量を模擬して各所の流動抵抗を測定する系統、各系統へ純水を供給する系統などが設備されている。実験に必要な温度、流量は計測盤に指示記録され、さらに現場には圧力、温度の指示計ならびに圧力取出タップが必要個所に設けられている。

図1は本試験ループの外観を示したものである。

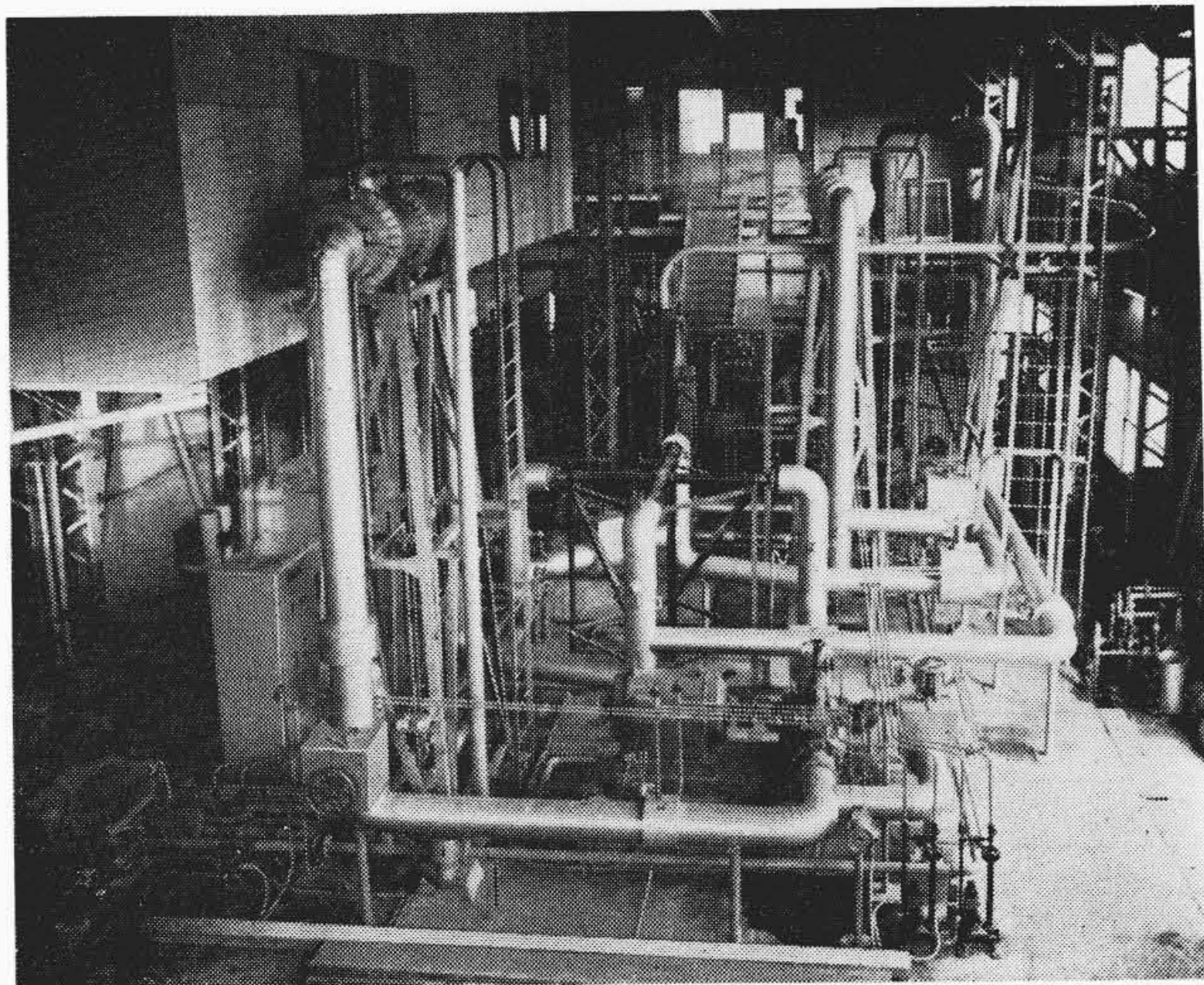


図1 原子力第1船試験ループ

■ プラズマ実験装置 名古屋大学納BSG 装置に採用した新技術

核融合反応，プラズマ物理の研究を目的としたプラズマ実験装置は過去すでに3台製作してきたが，今回第4号装置として名古屋大学プラズマ研究所にBSG装置を製作納入した。

BSG装置はプラズマ研究所の発案になる「断熱圧縮と非可逆等温膨張過程の組み合わせによるプラズマ加熱」の構想を実現するための装置で，原理的にも新しい試みがなされている。

磁界装置についてみれば同軸円形空心コイル10ブロックにより等温膨張部の磁界を形成している。コイルは性能上，経済上の問題を検討し，あえて間接水冷方式を採用し高精度の磁束分布を得ている。電源にはM-G方式を採用し，低リップル直流発電機，フィルタ，および定電流制御の併用により安定な電流を供給しており，電流のデジタル式設定，極性反転，遠隔操作切換えなどの制御機能を有している。またヨッフエバーが設けられており，これによる磁界の重量が可能である。

放電管(真空容器)では複雑な形状の大形真空容器の耐外圧構造，高精度加工，内面仕上，応力除去，さらにステンレス鋼の非磁性加工，熱処理，および大形ガラス管の使用など困難な問題を解決している。また真空封止部は約70箇所あるがメタルパッキング，水冷0-

リングなどの耐熱構造が施されており，外部に取り付けられたヒータにより200℃のベーキングが可能である。

真空排気装置は直列2段油拡散ポンプと冷凍シェブロンパuffersの併用により比較的手軽に 2×10^{-7} Torrの高真空に到達しているが，これは排気装置の性能と，放電管自体の真空性能がともにすぐれていることにより達成できた結果である。

プラズマ装置は将来のエネルギー問題につながるもので，国産のアイデアと技術によって完成されたBSG装置の今後の研究成果が期待される。

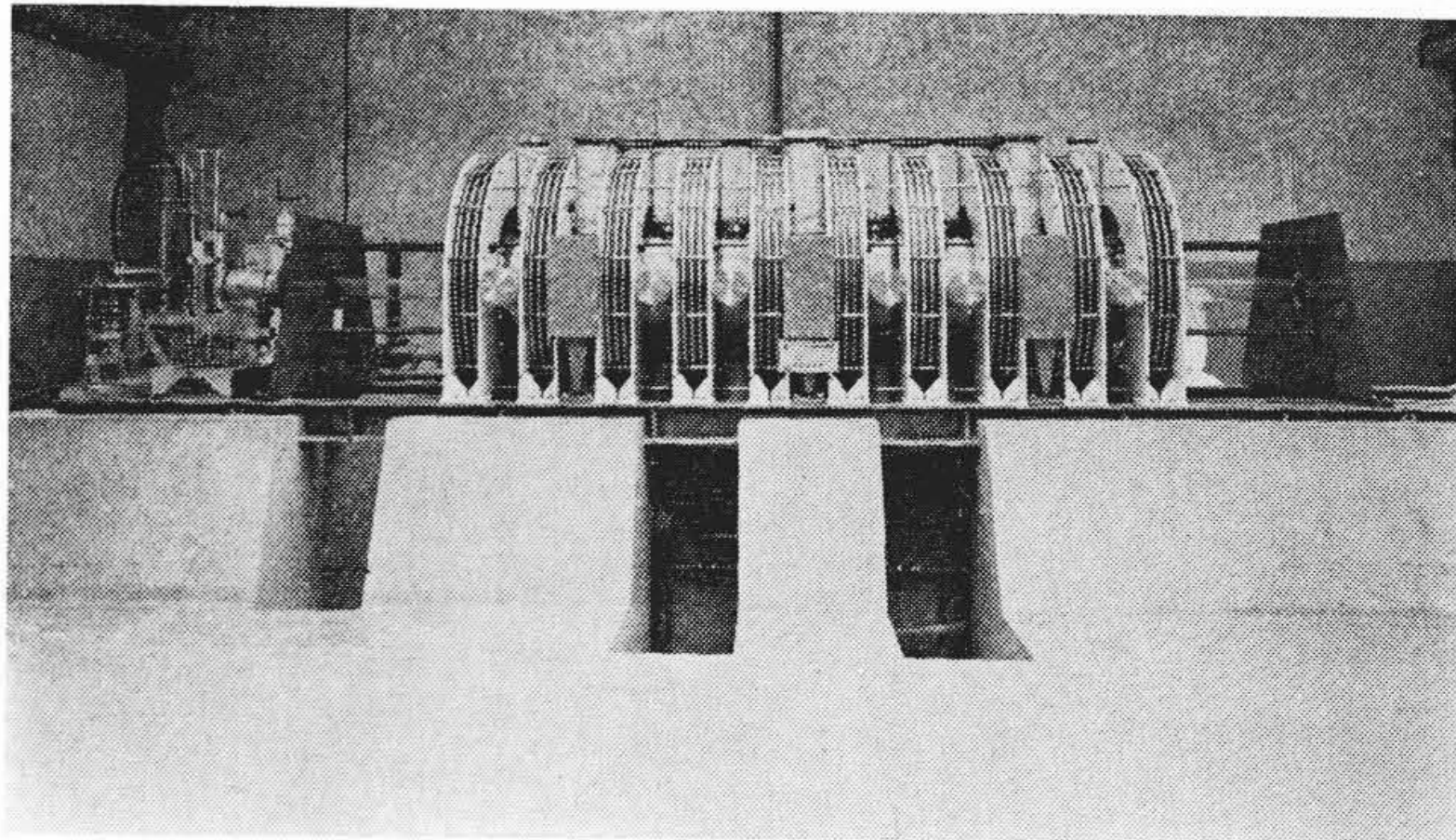


図1 BSG装置

■ β線スペクトロメータの改良 と自動化

さきにセクタ形2重収れんβ線スペクトロメータを開発し，中央研究所に建設するとともに，東北大学に納入したが，このたび，京都大学原子炉実験所に3号器を納入した。3号器では性能の向上のほか，取扱いの簡便化，信頼性の向上，完全自動測定化をはかり，測定実験がさらに能率的にできるよう細部にわたって大幅に改良された。そのおもなものを次に列挙する。

- (1) 測定範囲の上限を4 MeVから5 MeVにした。
- (2) 真空操作部を変更し運転を簡便化した。
- (3) 励磁電源と計測回路をほとんどトランジスタ化した。
- (4) 電流の自動操引回路をトランジスタ論理回路とした。
- (5) 基準電圧を水銀電池からチェナードायオードを使用した安定化電源に変更し，保守を便利にした。
- (6) プログラムを設定するだけで長時間完全自動(無人)測定を可能にした。

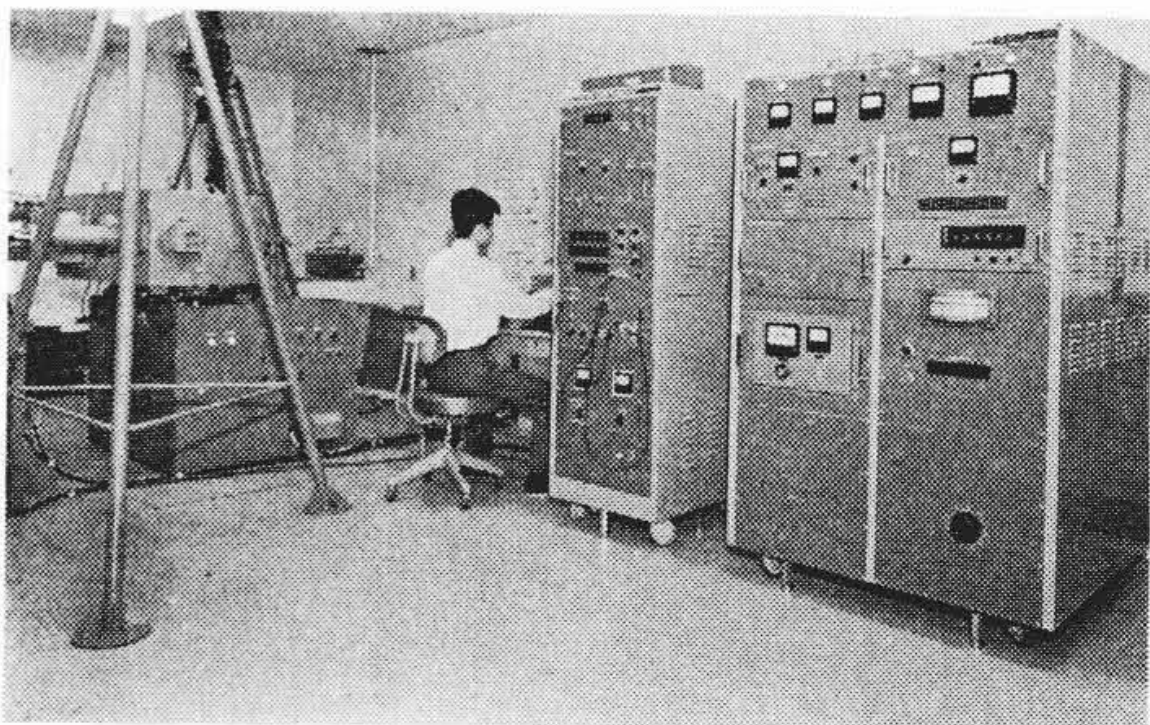
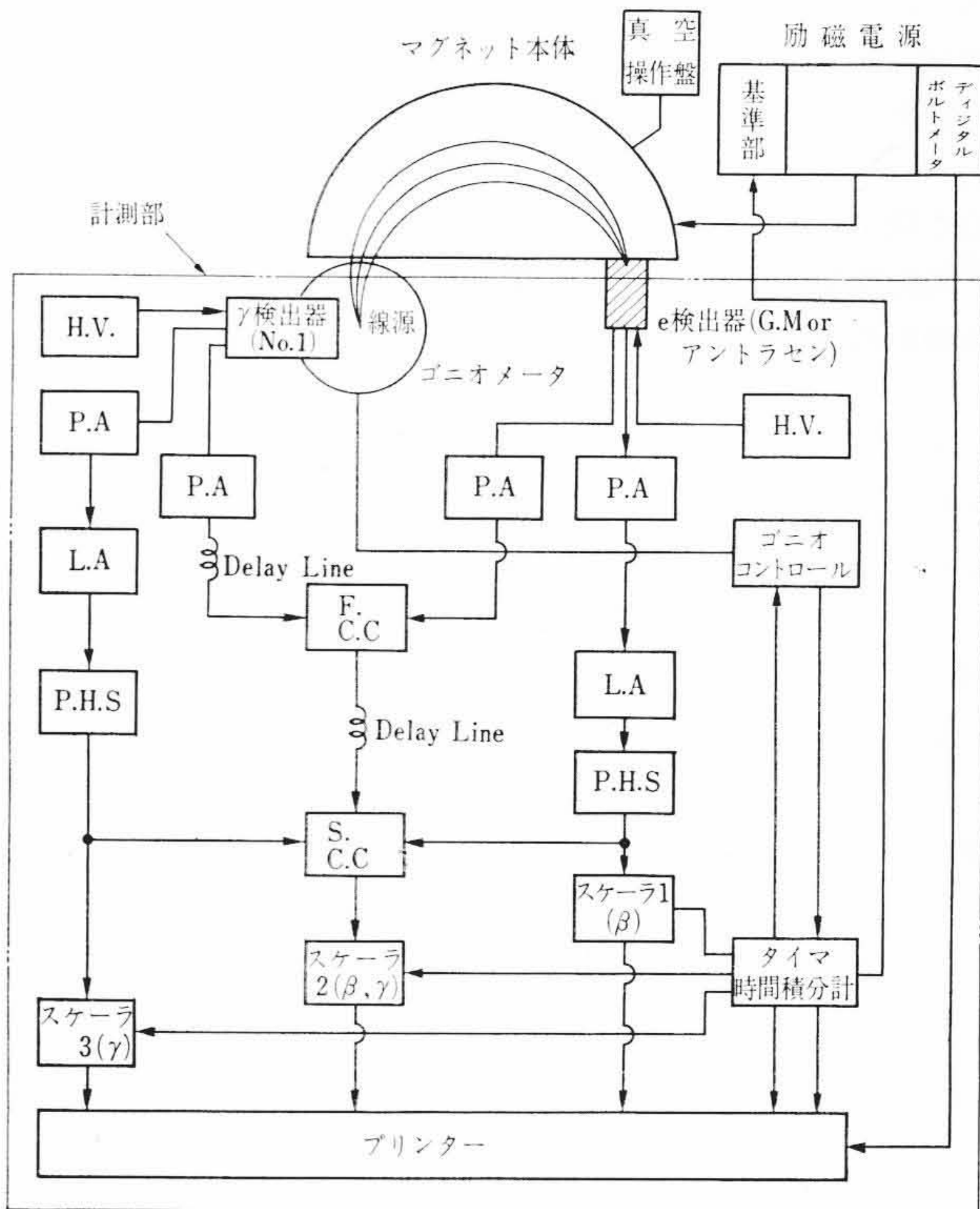


図1 β線スペクトロメータ



□内は追加予定分を示す

図2 β線スペクトロメータブロック線図

表1 β線スペクトロメータ性能	
項 目	性 能 お よ び 説 明
形 式	扇 形 二 重 収 れ ん 形
標 準 軌 道 半 径	約 340 mm
磁 極 間 げ き	標準軌道半径上で 240 mm
エ ネ ル ギ ー 分 析 範 囲	5 MeV~50 keV
最 良 分 解 能	0.1% (保証 0.2% 以下)
最 大 透 過 度	1.1% (保証 1% 以上)
真 空 度	1×10^{-4} mmHg
励 磁 電 源	トランジスタ式 3.96 kW 66 V 60 A 定電流制御系安定度 $5 \times 10^{-4}/5$ h 自動掃引装置，自動消磁装置付き
計 測 装 置	GMおよびシンチレーションカウンタで検出しタイマ，プリンタ，励磁電源を組み合わせで完全自動測定記録ができる。またゴニオメータと組み合わせでβ-γコイシンデスの測定ができる。

■ リニアックの小形化と非破壊検査への応用

リニアックの工業利用の一つとして非破壊検査 (NDI) への応用を計画しているが、このほどリニアックの小形化と厚物品の鮮明な X 線透過写真の撮影に成功した。

小形化の要点はマグネトロンの採用、加速管の新設計による短縮、電子銃の小形化、および排気装置の簡素化である。

また電源部はすでに開発したダブルパルス式 3 極電子銃の特性を発揮し、マグネトロンと電子銃に同一パルストランスから電圧を供給している。

本リニアックを用いた X 線透過写真撮影はテストピース、および製品を対象として行なってきた。その結果 ASME に規定される原

子力圧力容器検査基準を十分しのぐ性能が得られており、とくに厚物品の分野においてその威力を発揮している。

現在本リニアックを駆動機構にマウントし、検査現場で製品を対象に製品化試験を行なっている。

装置の仕様と検出感度は図表のとおりである。

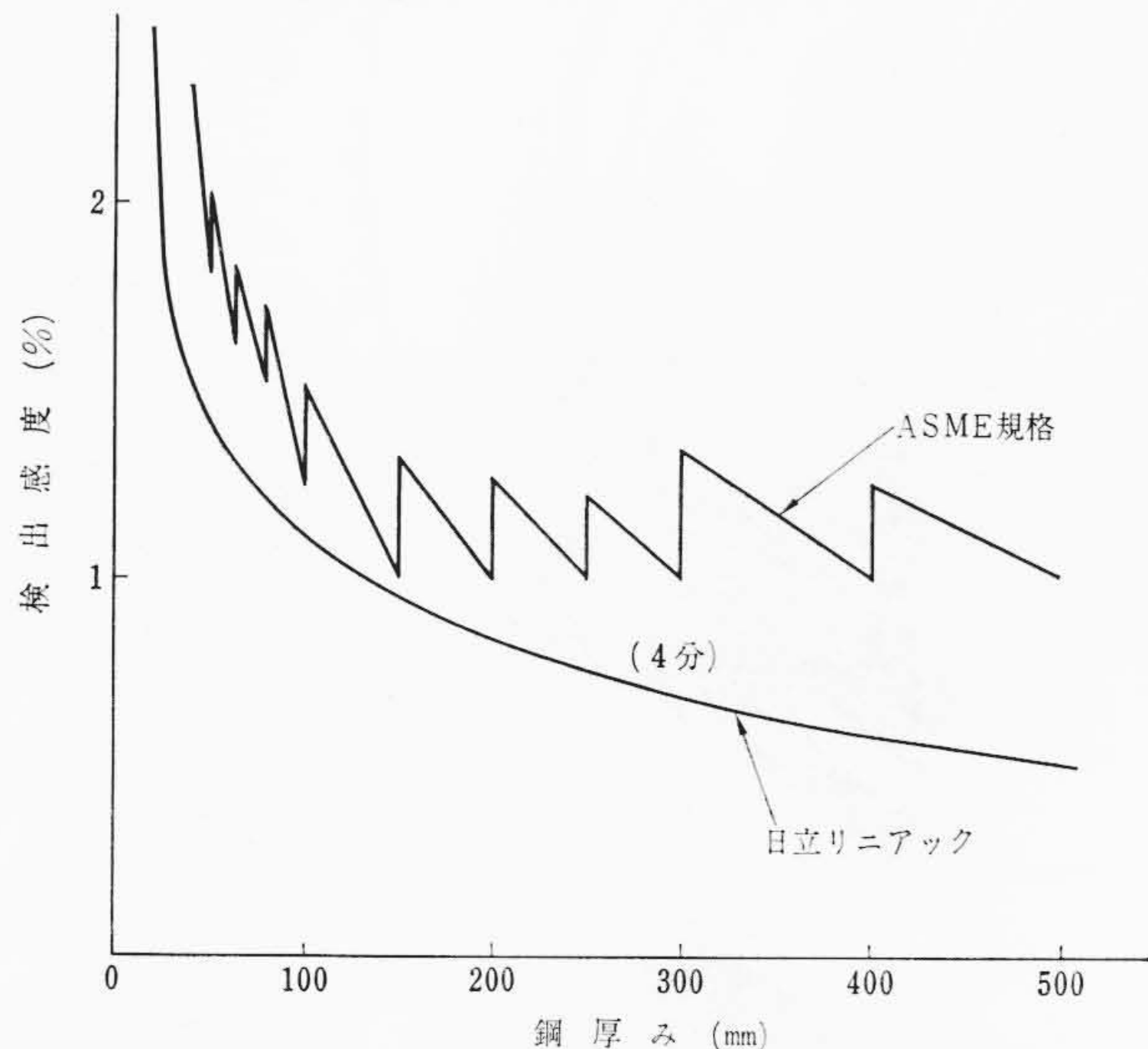


図1 検出感度曲線

表1 小形リニアック性能表

項 目	仕 様
定格電子エネルギー	5 MeV
平均電子電流	100 μ A
X 線線量率	500 r/mim at 1 m
鉄半価層厚み	26 mm
可動部重量	1 ton
可動部全長	2 m

■ MHD 発電用カリウムシード装置の開発

本装置は、日本原子力研究所核融合直接発電研究室における MHD 発電実験プラントの構成要素の一つとして開発し納入されたもので、気流噴霧器の原理を応用し、アルゴン気流によって熔融カリウムを霧状にして高温アルゴンガス中に吹き込む装置である。

本装置の特長として

- (1) 霧化性能については、ごく少量の搬送アルゴン流量で平均粒径 20 μ 程度のカリウムの噴霧が得られる。
- (2) 安定した運転ができ、特にカリウムの微少流量を正確に測定することができる。
- (3) 取扱容易で危険防止について十分な考慮が払われていること。

などである。

MHD 発電のシード物質としてアルカリ金属を使用した例は、種々発表されているが、性能のすぐれた単体アルカリ金属シードの例は少ない。特にカリウムは今回使用されるのが最初である。シード

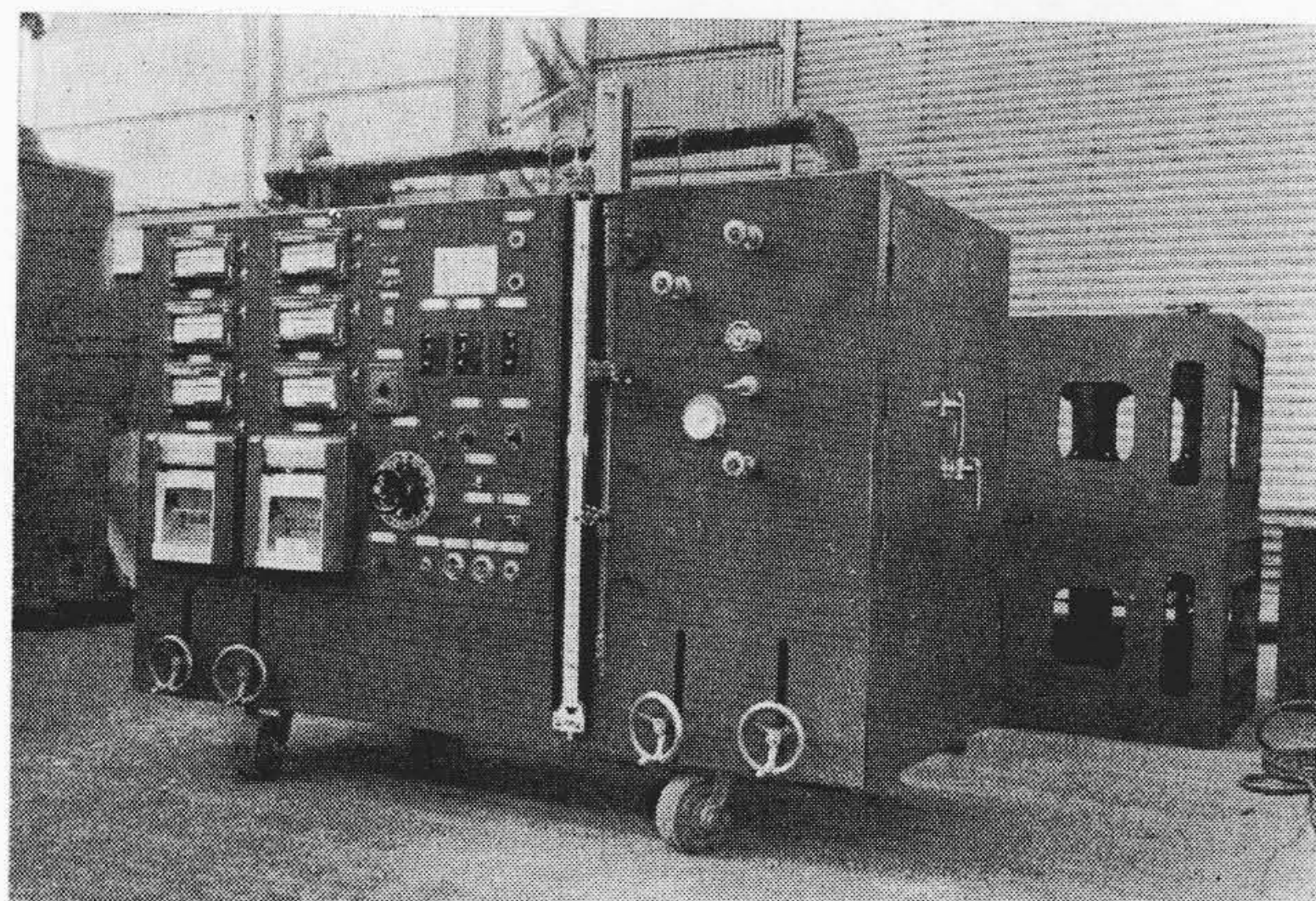


図1 カリウムシード装置

装置の性能は直接 MHD 発電プラントの性能を大きく左右するもので、本装置の製品化は、MHD 発電の研究の進歩の一翼をになうものである。