

新型転換炉原型炉「ふげん」の建設

Construction of the Prototype Heavy Water Moderated Boiling Light Water Cooled Reactor “FUGEN”

新型転換炉原型炉「ふげん」は、我が国で初めての重水炉で、軽水炉とは系統構成や構造が異なるため、実機の建設に先立ち圧力管集合体、原子炉本体のモックアップ試作など、設計、材料、製造方法、据付方法及び特殊装置の開発に関する多くの研究開発が実施され、これらの成果に基づき、実機の建設が進められてきた。

日立製作所は、主務会社としてプラントの取りまとめに当たるとともに、原子炉本体、計測制御設備、電気設備などを納入した。

この報告では、我が国初の圧力管型原子炉の国産技術による建設と、製作、据付での特記すべき経験についてその概要を紹介する。

柴藤英造*
佐藤光則*
佐藤春夫*
渡部正敏*
浜田辰男**
岩崎敏男***

Shibatô Eizô
Satô Mitsunori
Satô Haruo
Watanabe Masatoshi
Hamada Tatsuo
Iwasaki Toshio

1 緒 言

新型転換炉原型炉「ふげん」(以下、「ふげん」と略す)は、我が国で初めての重水減速・沸騰軽水冷却・圧力管型原子炉で、ナショナル・プロジェクトとして、動力炉・核燃料開発事業団の手で福井県敦賀市に建設が進められているが、既に昭和52年6月に据付工事を完了し、現在、総合機能試験を実施中であり、昭和53年3月に臨界に達する予定である。

表1に「ふげん」の主要目を示す。

「ふげん」プロジェクトは、原子力メーカー5社が協同し建設が進められてきたが、日立製作所は、主務会社として全体計画を取りまとめるとともに、主要部の一つである原子炉本体、一次冷却系配管、制御棒及び同駆動装置などの計測制御設備、電気計装設備、希ガス・ホールドアップ設備、圧力管モニタリング装置などの設計、製作並びに据付を担当した。

「ふげん」の原子炉本体は、図1に示すように減速材である重水を収納するカランドリア、熱及び放射線遮蔽を目的として鉄と水とにより層状に設置される鉄水遮蔽体、及びこれらを垂直に貫通する224体の圧力管集合体から構成されている。圧力管集合体は、内部に燃料及び一次冷却水を収納するもので、軽水炉での原子炉圧力容器に相当する機器であり、各々に一次冷却水の出入口管、炉心部圧力管の外周の熱絶縁と漏洩検出を兼ねる炭酸ガスの配管、及び下端に取り付けられるシール・プラグの耐漏洩性を確認するためのシール・リーク検出系配管などがそれぞれ接続されている。また、カランドリア及び鉄水遮蔽体は、減速材の収納又は遮蔽体としての機能の外に、連成構造体を構成しており、圧力管集合体をはじめとする炉心の支持構造体としての機能を果たしている。原子炉本体の周辺は、前記圧力管集合体に接続される配管、制御棒案内管、炉内中性子検出器案内管などが集中して配置されている。

制御棒及び同駆動装置は、原子炉本体上方からワイヤドラム方式により操作されるもので、特に「ふげん」のために開発されたものである。

以上述べたように、「ふげん」の原子炉本体をはじめとする各機器は、軽水炉のそれとは全く異なる構造、及び機能をもっていることから、これらの建設に際しては、事前に材料、製作、据付などに関して、表2に示すような多くの研究開発

表1 「ふげん」の主要目 プラントの主要仕様を示す。

項 目		仕 様
炉 型		重水減速沸騰軽水冷却縦置圧力管型
定 格 電 気 出 力		165MWe
定 格 熱 出 力		約557MW
炉 心	高 さ	3.7 m
	等 価 直 径	4.05 m
	圧 力 管 ピ ッ チ	240 mm
	圧 力 管 本 数	224本
燃 料		微濃縮UO ₂ +PuO ₂
制 御 棒		B ₄ C吸収材：49本
制 御 棒 駆 動 装 置		ワイヤドラム式
カランドリア・タンク		外径7.95m×高さ5.04m
鉄 水 遮 蔽 体		外径9 m×高さ6.98m
冷却再循環系	ル ー プ 数	2
	流 量	7,600 t/h
	運 転 圧 力	68 kg/cm ² G
冷 却 材 炉 心 入 口 温 度		279℃
冷 却 材 炉 心 出 口 温 度		285℃
蒸気ドラム	寸 法 な ど	横置円筒形：2基 外径：1.965m×長さ16.24m
再 循 環 ポ ン プ		4基、1,900t/h×101m
タービン系	主 蒸 気 流 量	910t/h
	主 蒸 気 圧 力	63.5 kg/cm ² G
	主 蒸 気 温 度	279℃
格 納 容 器	形 式	半二重格納方式
	寸 法	内径36m×高さ64m

が実施され、その結果が反映された^{1)~7)}。この論文は、日立製作所が担当した各種機器に関して、軽水炉のそれとは異なるものの製作、据付などを中心に紹介する。

2 建設工程

表3に主要工程を示す。これらに先行又は並行して、多くの研究開発が実施され、^{1)~8)}その結果が実機の建設に反映された。

* 日立製作所日立工場 ** 日立製作所大みか工場 *** 日立製作所電力事業本部計装技術本部

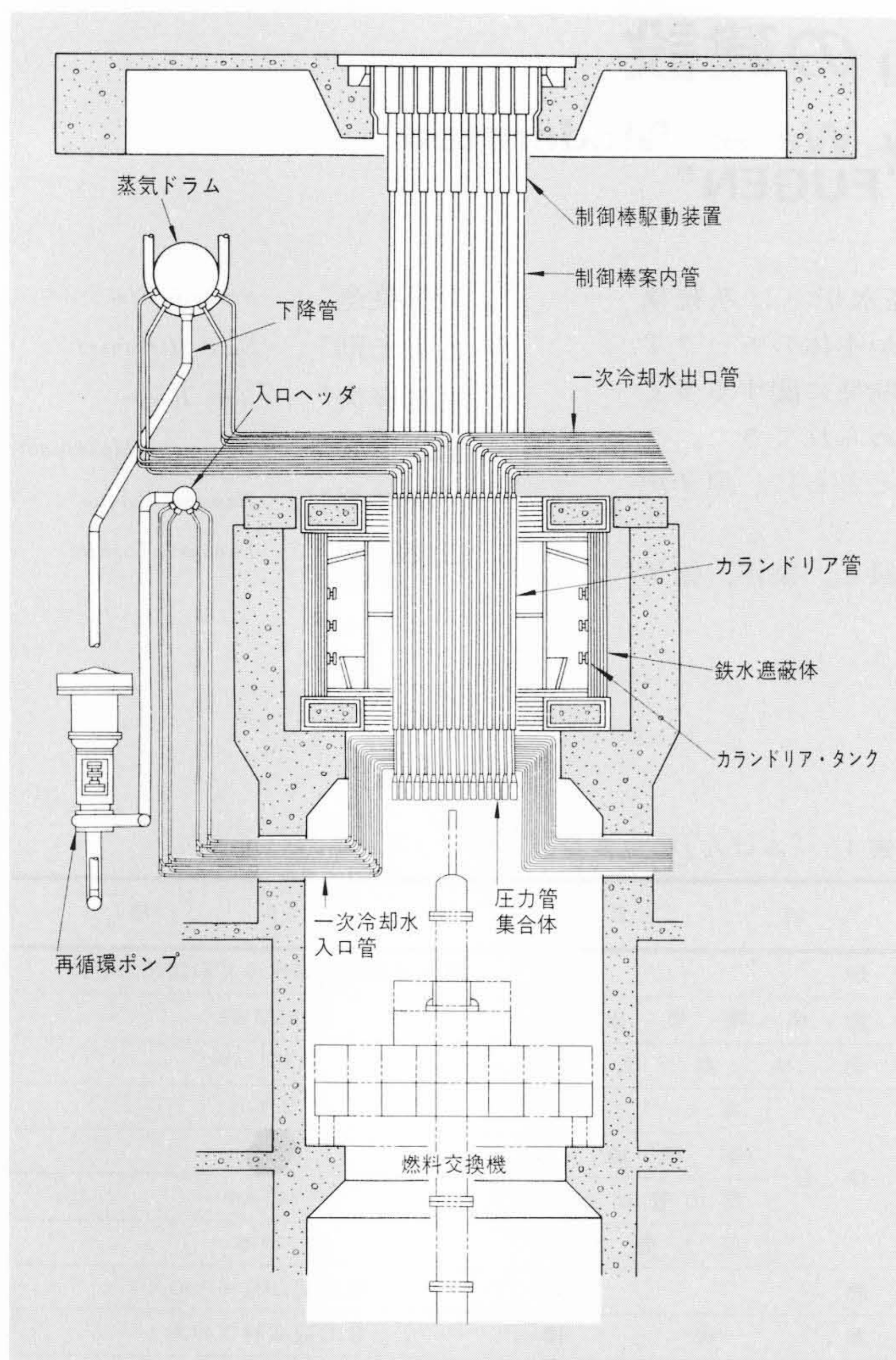
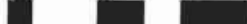
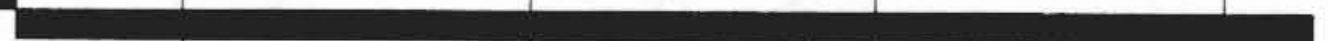
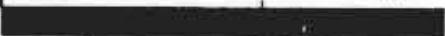
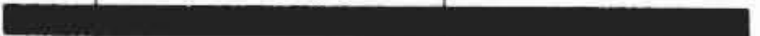


図1 原子炉一次冷却系縦断面図 カランドリア・タンク及び鉄水遮蔽体に、正方配列の圧力管集合体が224本垂直に貫通している。

表 2 研究開発の概要 実施した研究開発の項目、内容及び適用された機器との関係を示す。

機 器	研 究 開 発 項 目	内 容
カランドリア 及び 鉄水遮蔽体	原子炉本体強度解析コード(CALPIS)の開発及び 確認試験	設計法・強度
	カランドリア管外圧座屈強度確認試験	同 上
	原子炉本体振動試験	同 上
	カランドリア及び鉄水遮蔽体基本設計手法の確立	設計法・強度
	カランドリア管ロールジョイント方法の開発及び 接合性能確認	製造技術開発
	制御棒案内管ロールジョイント方法の開発及び 接合性能確認	同 上
	原子炉本体モックアップ試作	製造技術開発
圧力管集合体	圧力管集合体基本設計手法の確立	設計法・強度
	圧力管延長部材料(SUS50Mod.)の開発	材 料
	圧力管延長部材料(SUS50Mod.)の照射特性の確認	同 上
	圧力管材料(Zr-Nb材)炉外脆性特性の確認	同 上
	圧力管材料(Zr-Nb材)フレッティング腐食特性 の確認	材 料
	圧力管ロールジョイント方法の開発及び接合性 の確認	製造技術開発
	圧力管延長部用材料の溶接施行法の確立	同 上
	圧力管延長部用材料の表面硬化方法の確立	同 上
	圧力管集合体支持部試作	同 上
一次系配管	原子炉周辺配管モックアップ	製造技術開発
	原子炉周辺構造モックアップ試作	同 上
	一次冷却系入口管上昇管群振動実験	設計法・強度
制御棒駆動装置	制御棒駆動装置構造主要部品試験	機能確認
	制御棒駆動装置第一次試作試験	製造技術・機能
	制御棒駆動装置第二次試作試験	同 上
	制御棒駆動装置実機用先行機試験	機能確認
特殊装置開発	カランドリア管交換装置の開発	
	圧力管モニタリング装置の開発	
	圧力管交換装置の開発	
	制御棒駆動装置交換設備設計研究	
	制御棒駆動装置交換設備構造設計研究	
	制御棒駆動装置交換設備試作・試験	

表3 「ふげん」主要工事工程表 「ふげん」着工以来の主要工程を示す。据付工事を完了し、現在総合機能試験を実施しており、昭和53年3月の臨界達成も間近である。

項 目	昭和 45 年	昭和 46 年	昭和 47 年	昭和 48 年	昭和 49 年	昭和 50 年	昭和 51 年	昭和 52 年	昭和 53 年
主 要 工 程	着工 ▼							総合機能試験開始 ▼	臨界 ▼
許認可関係	設置許可 ▼ 								
土木・建築		土 木 工 事 		建 築 工 事 					
原子炉設備			格納容器 			原子炉本体 	圧力管、一次系配管 		
タービン設備									
電気設備									

3 原子炉本体

原子炉本体の製作及び据付に際しては、特に次に述べる事項に関して特殊な配慮が払われた。

- (1) カランドリアタンク(直径約8 m、高さ約5 m)及び鉄水

遮蔽体（直径約 9 m、高さ約 7 m）は、大型製缶構造物であると同時に、上下に貫通する圧力管集合体、及び上方より挿入される制御棒、並びに中性子検出器などの据付け、あるいは挿入性に関する要求を満足するための、精密機械加工品である。この要求を満足するため、カランドリア・タンクの製作

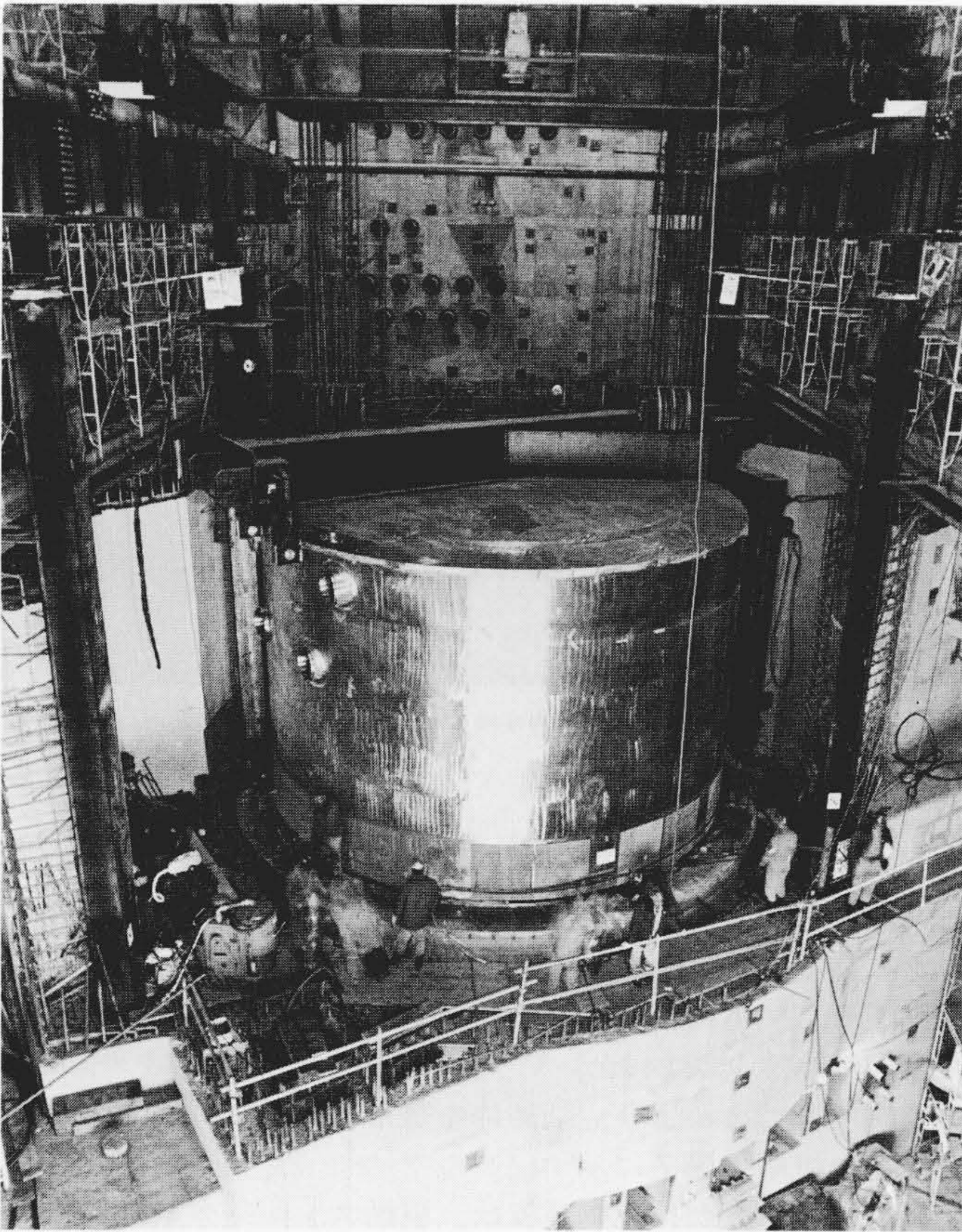


図2 カランドリア・タンクの据付 カランドリア・タンク上部の吊上げ用治具により吊上げ、原子炉上部の180t仮設クレーンにより、下部鉄水遮蔽体の上に据え付けたところを示す。

及び据付時には特殊な変形防止治具を取り付けること、工場発送前に完全な形での仮組立を実施すること、製作及び据付作業手順(特に溶接の手順)を検討すること、などにより対処した。また、これらの機器は、大型重量構造物であることから、輸送は特殊トレーラ及び船により行ない、トレーラからジャッキアップで荷降ろし後、ころ引きで建屋内に搬入し、横行走行機能をもつ180t仮設天井クレーンにより据え付けた。搬入及び据付のため、建屋構造の一部を後打ちにすることなどの対策も行ない、予定どおり完了することができた。

図2にカランドリア・タンクの据付状況を示す。

(2) 圧力管集合体(直径約130~190mm、長さ約10m)は細長の容器であり、内部に原子炉燃料が挿入されることから、内径及び真直度に関して厳しい精度が要求された。また、製作段階ではロールド・ジョイントという特殊構造を採用したため、製作はすべて工場内で行なわれた。完成後、耐圧及び漏洩試験、プラグゲージによる内径の確認、垂直に仮吊りした状態での真直度の確認などが行なわれ、いずれも所定の性能を満足していることを確認した。また、輸送及び据付時の変形を防止するため、工場組立時から据付位置の真下に吊り下げるまで、変形防止雇に取り付けたままの状態で行った。図3に、圧力管集合体の据付状況を示す。

4 一次冷却系配管

圧力管集合体に接続される入口管及び出口管は、格子状に配列されて管群を構成し、原子炉本体の上・下部に配置されているのが「ふげん」の特徴の一つである。入口管群・出口管群を図1に、出口管群を図4に示す。

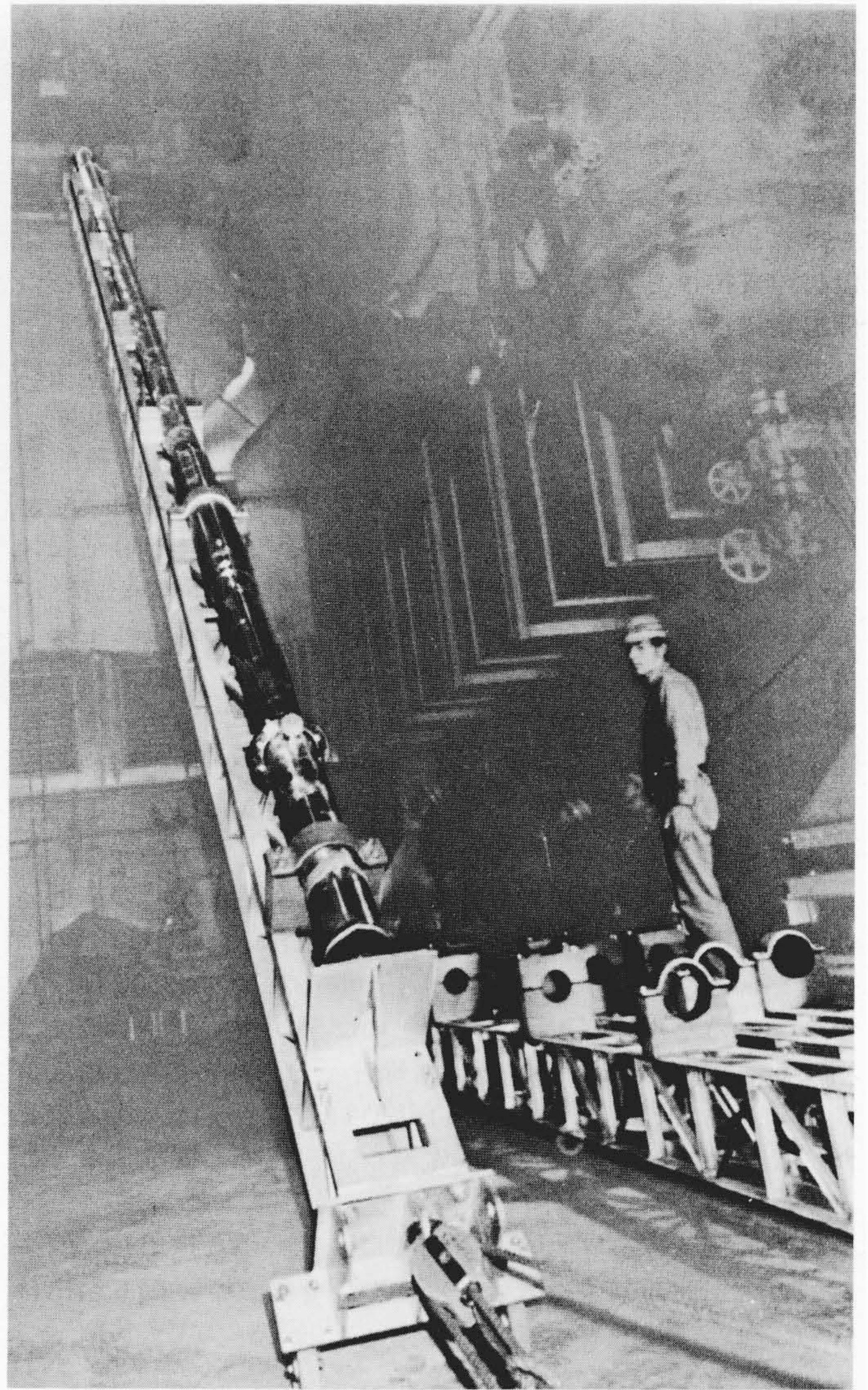


図3 圧力管集合体の据付 変形防止補強用雇と一体になった圧力管集合体を原子炉下部に搬入し、垂直に仮置きして原子炉本体に挿入しようとしているところを示す。



図4 出口管 原子炉本体上部の出口管を示すもので、圧力管集合体と接続されているところが見える。手前の蓋をしてあるノズルは、圧力管集合体が挿入されていないものを示す。

入口管(2B)・出口管(3B)は、隣合う管との間隔が最小40mmと狭く、224本の平行管群に配列されているため、格子状の支持枠で配管群を1本ずつ固定し、これをコンスタントハンガで支持する構造とした。配管は、管群支持構造により相互に拘束し合うが、応力解析により十分安全であることを確認した。また、保温材は一部を除いて、管群の外側に保温材の支持枠を設け、配管に直接保温材の重量が加わらない保温箱構造として、配管応力を約30%低減した。

原子炉本体の周りには、出入口管以外に、原子炉上部には炭酸ガス系($\frac{1}{8}B \times 224$ 本)、制御棒案内管($\phi 105 \times 49$ 本)、中性子検出器案内管($1\frac{1}{2}B \sim 2\frac{1}{2}B \times 30$ 本)、重水系配管($2 \sim 4B \times 55$ 本)など合計約600本あり、原子炉下部には、炭酸ガス系($\frac{1}{8}B$)及びシールリーク検出系配管($\frac{1}{4}B$)各224本合計672本が設備され、配管支持装置が集中して配置されている。このため、原子炉上・下部の実物大 $\frac{1}{4}$ 象限のモックアップを試作し、据付手順・溶接作業の手順、自動溶接機による溶接作業性、試験検査の方法、配管支持構造物の据付方法・保温材の取付方法などについて検討、及び確認を行ない、現地据付工事工程の短縮を図った。図5に原子炉上部の $\frac{1}{4}$ 象限モックアップを示す。

また、出入口管の現地溶接継手数は、全溶接箇所のごく近い約5,000箇所あり、シール・リーク系配管など $\frac{3}{8}B$ 以下の細径管を含めた一次系配管の現地溶接継手数は約8,500箇所となる。このため、隣接する配管との間隔が狭く、手溶接では均一な溶接品質を得ることが困難と予想される箇所(出入口管のうち約30%の継手)は、自動TIG溶接機により施工した。これは、溶接部品質の安定及び工程短縮に寄与するところが大きかった。

自動溶接機は、プログラム制御によるものも採用した。また、占有空間の制限を考慮し、小型化を図った。図6に出口管の溶接作業状態を示す。

5 計測、制御設備

5.1 制御棒及び制御棒駆動装置

制御棒は、中性子吸収材として炭化ボロン(B_4C)粉末を $\phi 4.78$ のステンレス鋼管に充填し、これを管状心金の周りに二重円筒状に束ねたものである。制御棒駆動装置は、炉心上

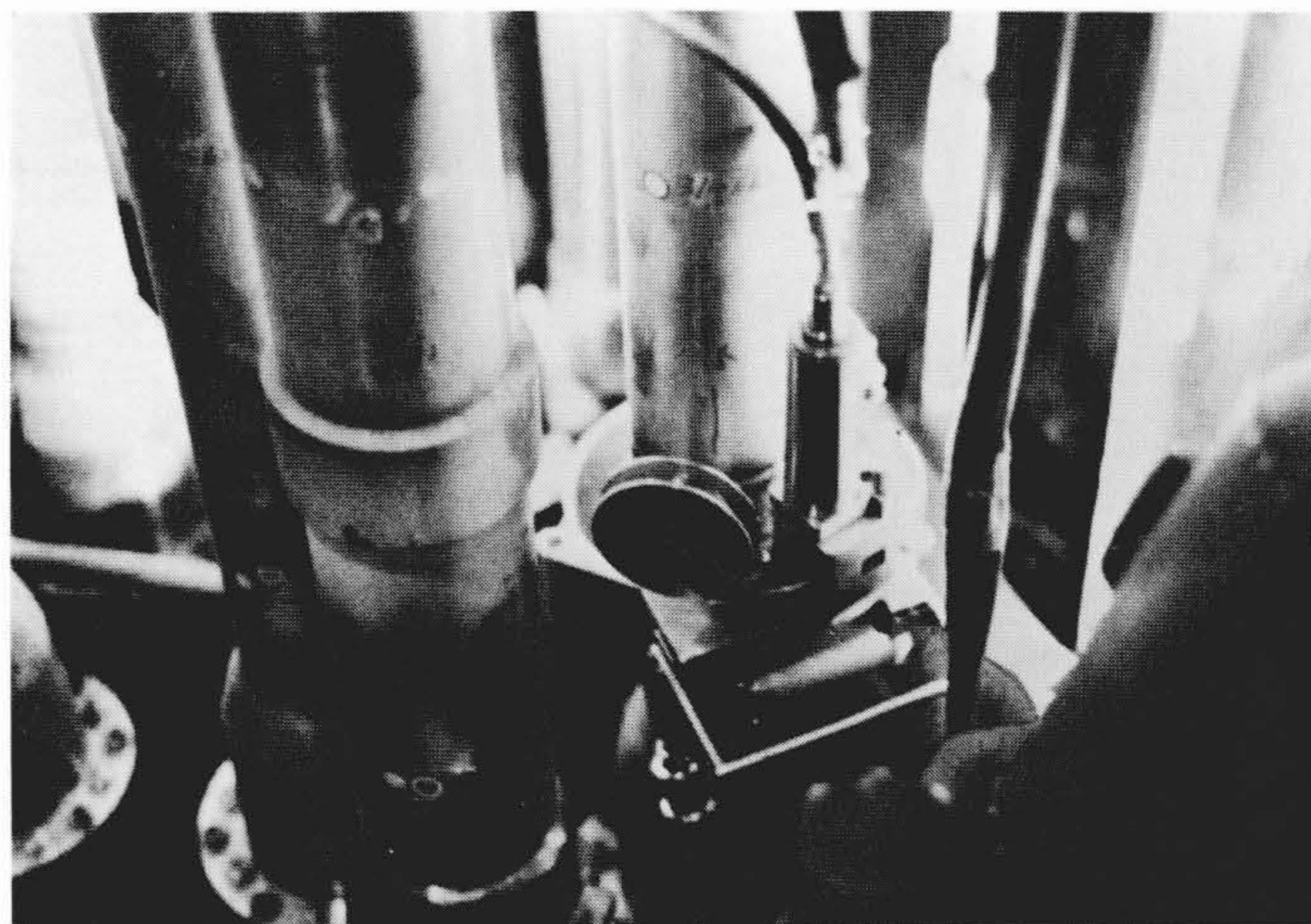


図6 配管溶接作業 自動溶接機により、圧力管集合体と出口管との溶接を行なっているところを示す。

方に設置され、炉心重水部に接続される制御棒案内管が設けられている。制御棒は、ステンレス鋼製ワイヤロープにより、巻胴を介して電動機駆動により上下駆動する。また、制御棒駆動装置は、全数(49台)スクラム機能を持ち、電磁クラッチを消磁することにより、制御棒を落下挿入する方式である。

構造の概略を図7に示す。

制御棒及び制御棒駆動装置は、駆動ストローク4,500mmのワイヤドラム方式であるが、これに対し全ストロークの80%挿入時間が2秒以下というスクラム特性上の要求仕様がある。このため、加減速機構の設計製作、ダッシュポットの開発試験を行ない、更に、無給油で使用しなければならないメカニカルシール、ボールベアリング、巻胴駆動部傘歯車、及び制御棒を吊しているワイヤロープの端末部、スクラム用電磁クラッチなどは、単品での確認機能試験及びフルモックアップでの確認機能試験を行なった⁷⁾。工場製作時特性試験及び現地据付後の総合機能試験では、このスクラム特性は 1.45 ± 0.13 秒に収まり、かつ工場製作時の寿命試験(スクラム動作で30年分以上)も良好な結果を得た。

また、49台中4台の制御棒駆動装置を、炉心の出力変動に追従して駆動することにより、出力一定制御の機能ももたせてある。

5.2 輸送及び据付

工場試験後、制御棒は5体ごとに横置きで枠組梱包し、これを10体取りまとめて木枠に収納の上更に梱包し、制御棒駆動装置は9台ごとに立置きで枠組梱包し、それぞれ現地に搬入した。

制御棒及び制御棒駆動装置は、その機能上、据付位置の精度(炉心との相対位置)が厳しいため、制御棒駆動装置が設置される制御棒駆動装置支持構造物は、炉心との心合せ及び水平度の確認を慎重に行なって据え付けた。また、炉心部と接続されている制御棒案内管は、真直度及び溶接接続部での曲り防止の点に注意を払って据え付けた。

制御棒及び制御棒駆動装置は、制御棒駆動装置支持構造物上部より、ワイヤロープを接続し、天井クレーンを使用して所定の位置に挿入、据え付けた。据付状況を図8に示す。据付完了後、1台ごとの機能試験及び中央制御盤との組合せ試験を実施した。結果は、工場製作時特性試験とほぼ同様の結果が得られ、実使用状態での要求仕様、及び機能を満足することを確認した。

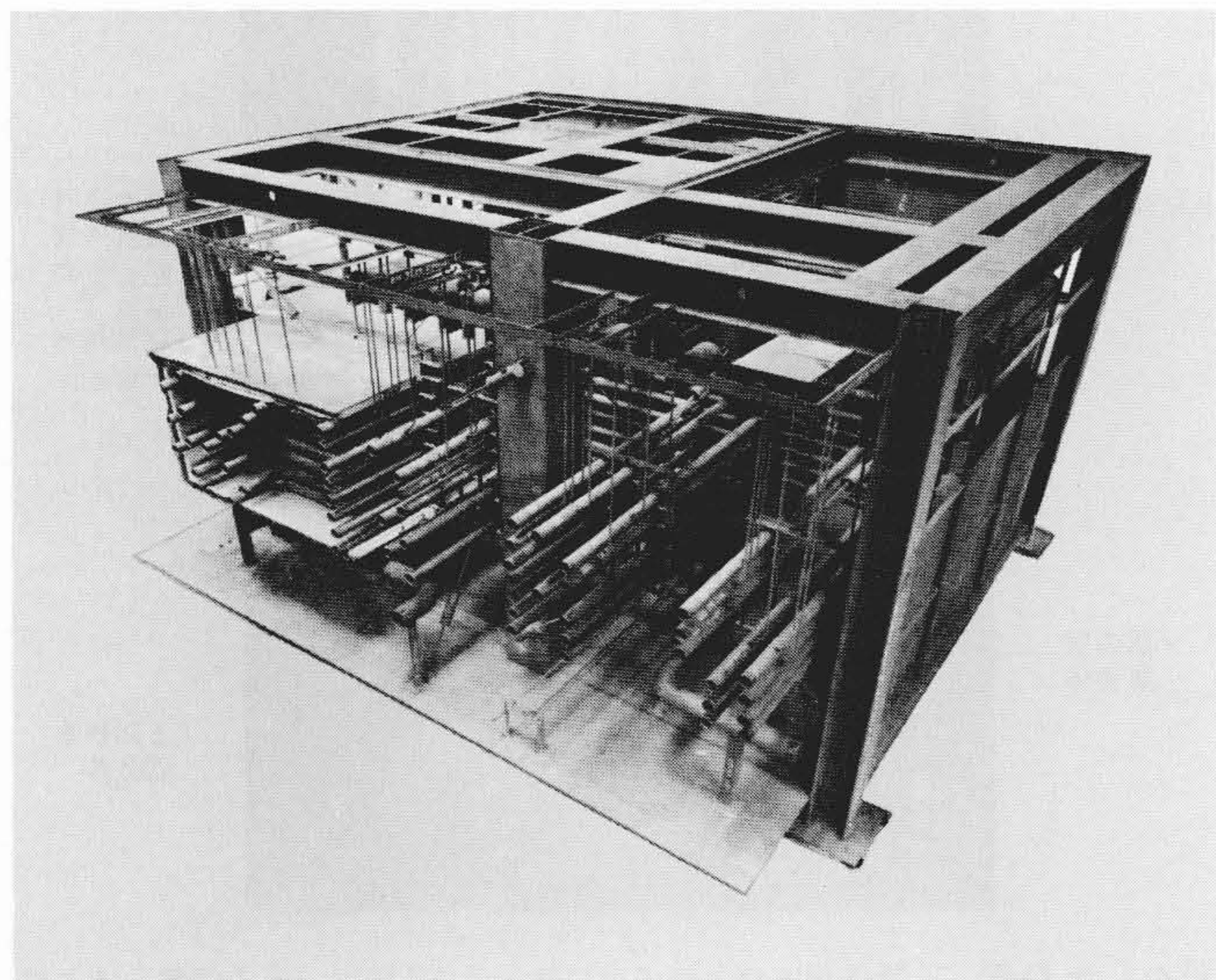


図5 原子炉上部モックアップ $\frac{1}{4}$ 象限実物大モックアップを示す。実機と同一条件にするため、周辺を鉄板で囲み据付工事上の検討を行なった。

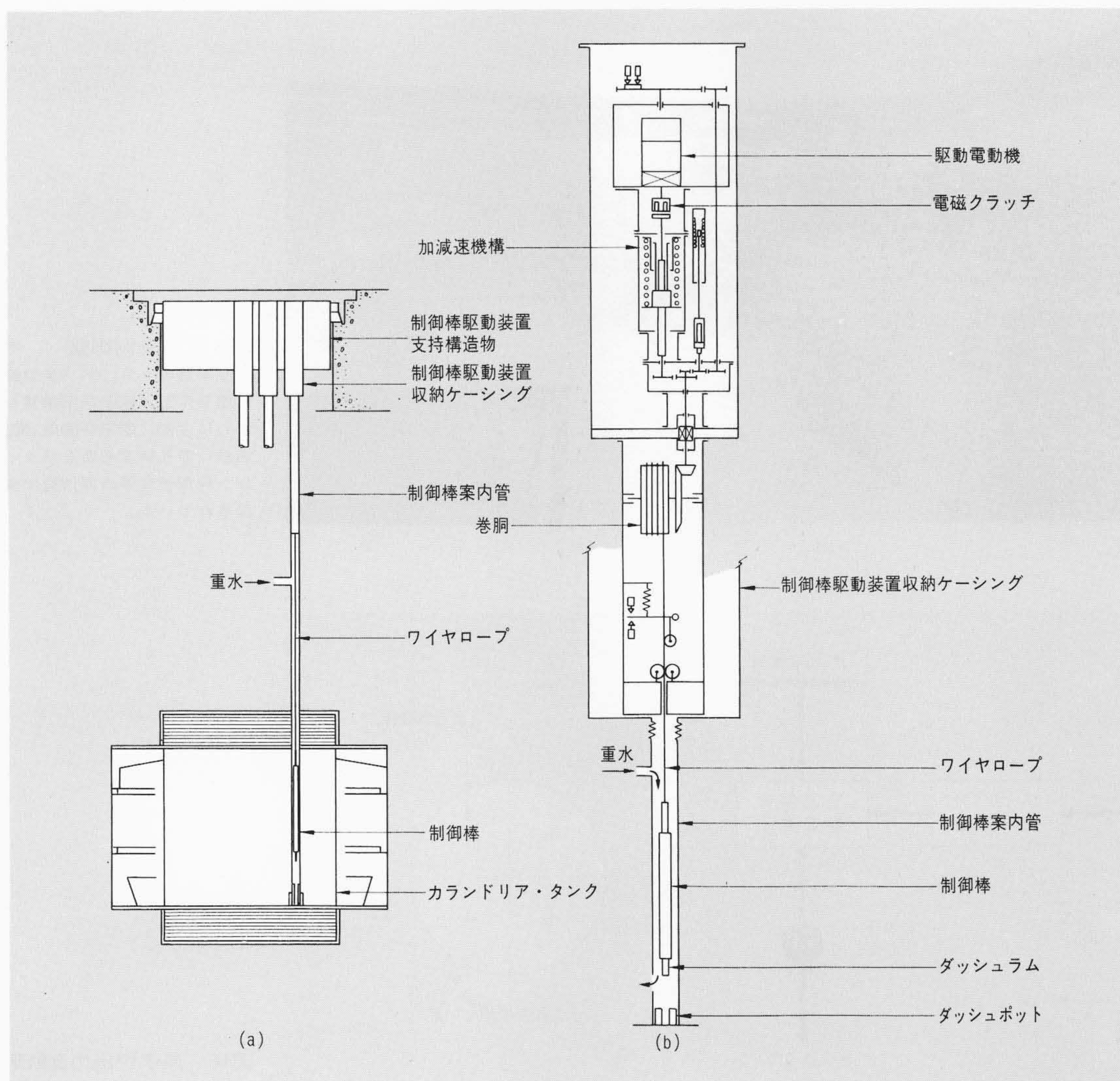


図7 制御棒駆動装置の骨組図 制御棒及び制御棒駆動装置の炉心との関係及び駆動系統を示す。

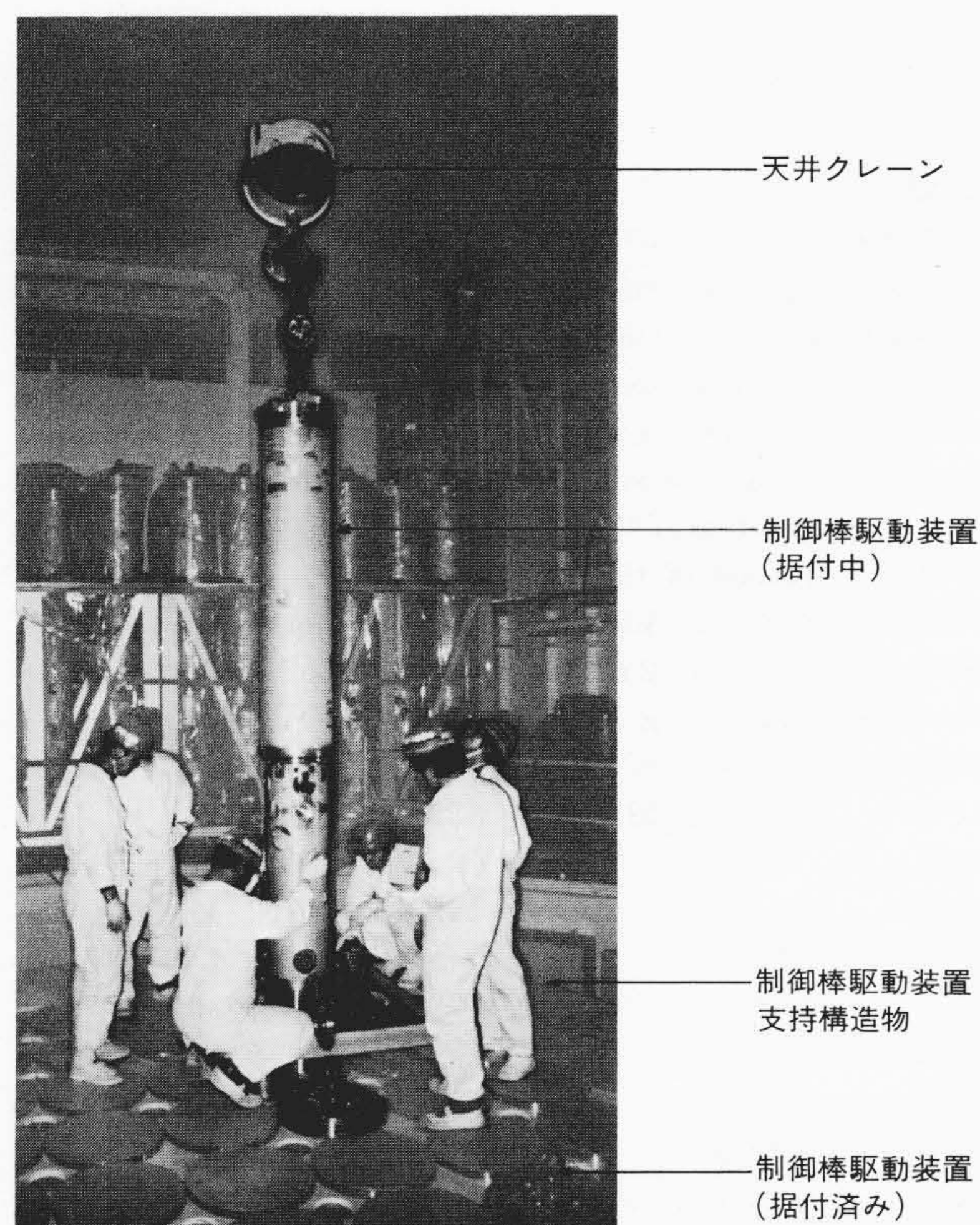


図8 制御棒駆動装置の据付 制御棒駆動装置の据付状況を示す。

5.3 中央制御盤

原子炉設備及びタービン発電機設備の制御は、中央制御室での集中監視制御方式としており、プラントの通常起動・停止、及び異常時に原子炉を安全に停止させるために、それぞれ必要な操作、監視機器は、耐震性ベンチ型盤(図9)に収納している。

5.4 中性子計装系

中性子計装系は、中性子源レベルから出力運転レベルまでの12桁をカバーするために、起動系(4チャンネル)、出力上昇系(6チャンネル)及び出力系($16 \times 4 = 64$ チャンネル)から成り、検出器はすべて炉心内に配置されている。出力系検出器集合体は軸方向4個の検出器から成り、炉内16箇所に固定して配置されている。また、この検出器は、集合体内に設けた導管内を移動形の検出器(2チャンネル)を通して定期的に校正される。

5.5 原子炉出力制御系

原子炉の出力制御は、炉心内に配置された制御棒の手動調整及び自動調整と、減速材中ボロン濃度の手動調整とにより行なうよう構成されている。出力自動調整は、4分割された炉心各領域のほぼ中央に配置した出力調整用制御棒を、各領域出力が出力設定値に合致するように制御して行なわれるもので、図10に示すように構成されている。自動調整回路と手動調整回路は分離絶縁されており、また、原子炉出力のフィードバック信号を二重化して信頼性の確保を図っている。

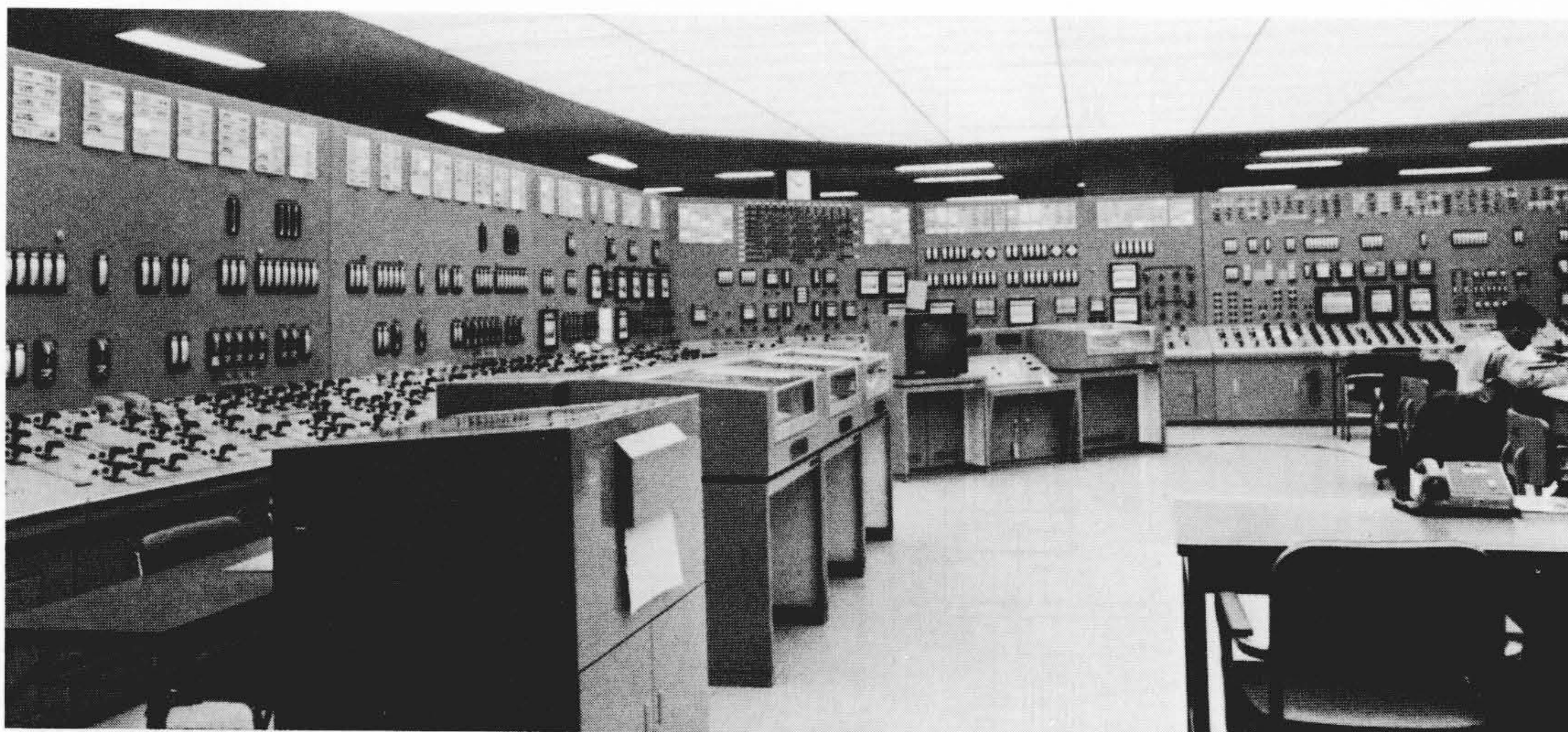


図9 中央制御盤 中央制御盤のうち、ペンチ型操作盤を示し、原子炉制御盤を中心に左側に原子炉関係3面、右側に原子炉冷却系及びタービン発電機関係の操作盤で構成されている。

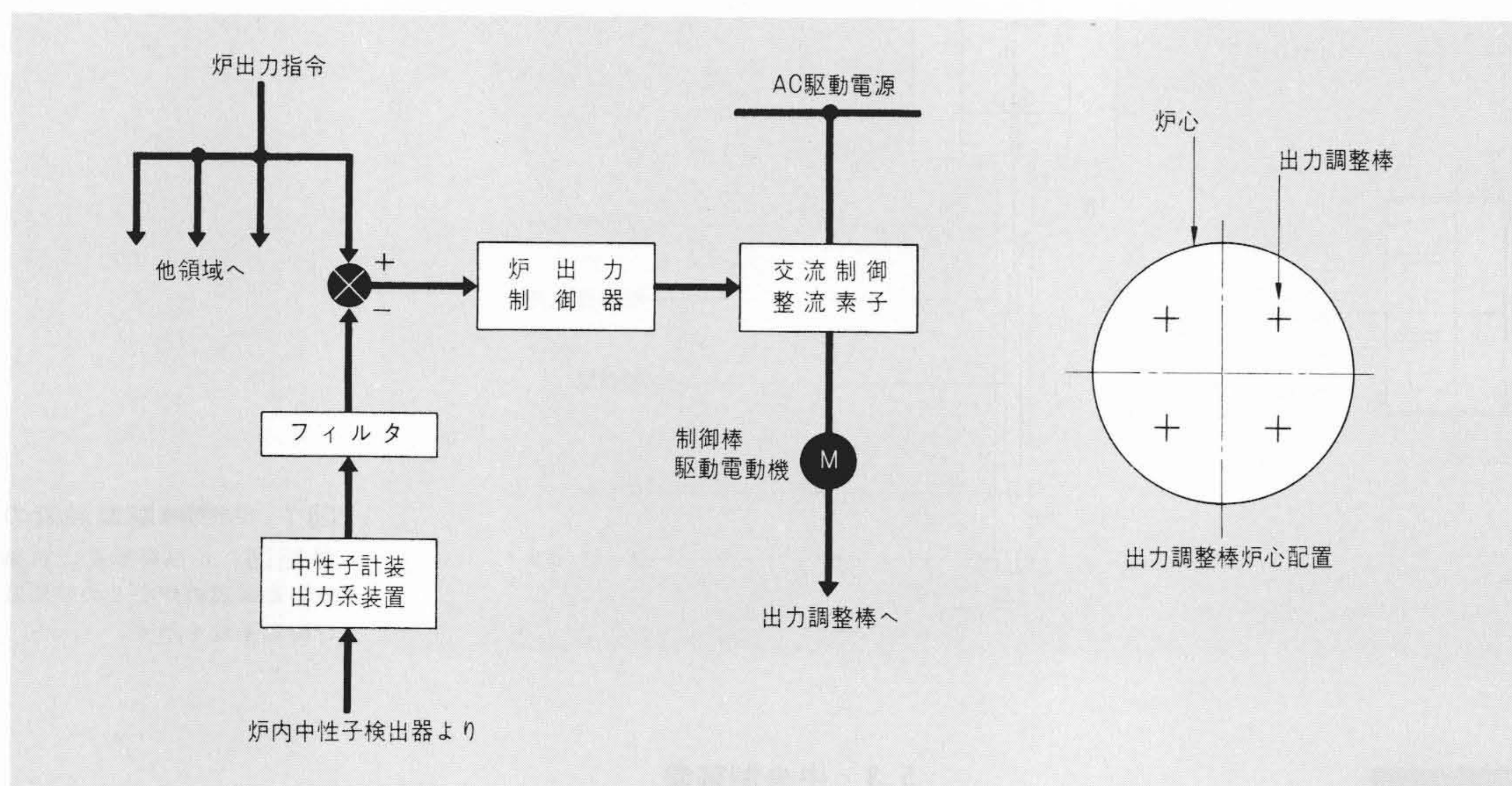


図10 原子炉出力自動調整系概念図 炉心各領域に配置した出力調整棒の駆動電動機を、交流制御整流素子により制御している。

5.6 原子炉保護系

原子炉保護系は、1 Out of 2 × 2 (Twice) の論理方式を採用し、2 系統が同時に作動した場合、制御棒スクラムを起こし原子炉を緊急停止させる。系統は検出器、外部ケーブル及び制御盤にわたって電氣的、物理的に分離し、1 系統の異常時にも他系統で安全に作動できるようにしている。また、破断時の後備設備として、重水ダンプ系を設けており、重水水位を急速に下げて原子炉を停止させるようにしている。

6 結 言

以上、「ふげん」の概要と、製作・据付面に関する主な事柄について紹介したが、着工以来7年余、基本設計を含めると10年余の日時を費したが、この間実施された多くの研究開発の成果、及び国産技術による建設で得られた数々の経験は、今後の重水炉開発にはもちろん、他の分野の技術向上の上でも大いに貢献するものと考えられる。

終わりに、「ふげん」の製作、据付に当たって、終始御指導、御協力をいただいた動力炉・核燃料開発事業団敦賀建設所の江守所長及び新型転換炉開発本部の明比副本部長をはじめ関係各位、並びにこれの実施に協力された日立製作所の関係各位に対し、心から謝意を表わす次第である。

参考文献

- 1) 柴藤ほか：新型転換炉原型炉「ふげん」炉本体研究開発の概要、日立評論、56、901 (昭49-9)
- 2) E. Shibato et al. : Outline of Development on Pressure Vessel Structure for the Prototype Advanced Thermal Reactor FUGEN, Proceeding of the 2nd International Conference on Pressure Vessel Technology Part 1(1973)
- 3) J. Morisawa et al. : Development of Dissimilar Material Welding Method of the Pressure Tube-Extension Tubes for the Prototype Advanced Thermal Reactor "FUGEN", Proceeding of the 2nd International Colloquy Welding in Nuclear Engineering in Düsseldorf Oct. (1974)
- 4) 柴藤ほか：新型転換炉原型炉「ふげん」原子炉本体の製作及び据付、日立評論、59、289 (昭52-4)
- 5) 成尾ほか：新型転換炉原型炉「ふげん」圧力管モニタリング装置モックアップ、日立評論、59、295 (昭52-4)
- 6) 楠本ほか：Zr合金の疲れ・脆性特性に及ぼす水素濃度の影響、日本機械学会講演論文集、177~180, No. 730-1 (昭48-4)
- 7) 佐々木ほか：「ふげん」用制御棒駆動装置の試作、日立評論、54、213 (昭47-3)
- 8) 真野ほか：新型転換炉原型炉「ふげん」の工学的安全防護設備、日立評論、57、943 (昭50-11)