

JRR-3 の概要と安全対策

1968 年 7 月

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

JRR-3 の概要と安全対策

要 旨

茨城県那珂郡東海村の日本原子力研究所に設置された国産一号炉 (JRR-3) の概要と安全性についてまとめた。

JRR-3 は天然ウラン円棒状燃料体を用いた重水減速・冷却の、熱出力 10,000 kW, 熱中性子束 $\sim 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ の研究用原子炉である。

JRR-3 は多重の後備安全装置によって、重大な故障誤操作の場合にも危険がないように設計されている。炉本体、建屋については充分の耐震性が考慮されており、また建家の二次的安全装置によって、万一事故を起したとしても外部に被害をおよぼすことはないようになっている。この資料は設計段階から現在まで、運転実験を積み重ねてきた種々の資料を参考にしてまとめたもので、当初の設計資料から若干修正してある。

1968 年 3 月

日本原子力研究所 JRR-3 管理課

Description and Hazard Analysis of JRR-3

Summary

Japan Research Reactor No. 3, the first Japan-made reactor, and its hazard analysis are described.

It is a heterogeneous-type research reactor, with natural-uranium fuel rods, moderated and cooled by heavy water; the heat output is 10 MW and the thermal neutron flux $10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$.

The reactor is designed with a multiple safety system, to prevent accidents due to any misoperations; additional safety devices also are provided to contain hazards within its housing.

Additional safeguard-device to the reactor environs will not cause any hazardous condition in and around the reactor, even in case of a catastrophe.

March 1968

JRR-3 Operation Section

Japan Atomic Energy Research Institute

目 次

1. 序 論	1	5. 平常運転時の安全対策	46
2. 敷 地	2	5.1 原子炉本体の遮蔽	46
2.1 地 勢	2	5.2 炉室地階の遮蔽	49
2.2 地 質	2	5.3 炉付帯設備の遮蔽	50
2.3 水 理	2	5.4 保健管理	54
2.4 気 象	2	5.5 重水中の三重水素	54
2.5 地 震	2	5.6 煙突から放出される放射性物質	55
2.6 社会環境	7	6. 事故と安全対策	59
3. 建 物	8	6.1 安全対策	59
3.1 概 要	8	6.2 動特性	61
3.2 炉 室	8	6.3 制御装置の事故	63
3.3 附属建家	9	6.4 冷却系の事故	64
3.4 換気設備	15	6.5 地 震	66
3.5 給排水設備	15	6.6 使用済燃料取扱設備の事故	67
3.6 電源設備	16	6.7 破損燃料棒の取扱い	67
4. 炉体概要	19	6.8 停電対策	67
4.1 概 要	19	6.9 考えうる最大の事故	68
4.2 原子炉本体	20	7. JRR-3 の技術的背景とその管理機構	69
4.3 実験設備	25	7.1 設計の経緯	69
4.4 冷却系統	29	7.2 開発試験	69
4.5 計測制御設備	36	7.3 製作据付	70
4.6 核燃料物質の取扱いおよび貯蔵施設	41	7.4 JRR-3 の管理機構	71
4.7 放射線管理施設	45		

Contents

1. Introduction	1	4.7 Radiation Control Equipments.....	45
2. Site.....	2	5. Safety Measures in Normal Operation	46
2.1 Geographical Features	2	5.1 Shielding of Reactor Body	46
2.2 The Nature of the Soil	2	5.2 Shielding in Basement	49
2.3 Water Features	2	5.3 Shielding of Auxiliary Equipment	50
2.4 Meteorology.....	2	5.4 Health administration	54
2.5 Earthquakes	2	5.5 ^3H in Heavy Water.....	54
2.6 Social Environment	7	5.6 Radiation from Stack Exhaust	55
3. Building and Auxiliary Facilities	8	6. Accident and Safety Measures	59
3.1 Summary	8	6.1 Safety Measures.....	59
3.2 Reactor Room.....	8	6.2 Kinetics	61
3.3 Auxiliary Buildings	9	6.3 Accidents in Control System	63
3.4 Ventilation and Air Conditioning Equipments	15	6.4 Accidents in Cooling System	64
3.5 Water Supply and Drainage Equipments	15	6.5 Earthquakes.....	66
3.6 Power Source Equipments	16	6.6 Accidents to Spent Fuel Handling Equipment	67
4. Reactor Body.....	19	6.7 Ruptured Fuel Handling	67
4.1 Summary	19	6.8 Measures against Powerstoppage	67
4.2 Reactor Body	20	6.9 Maximum Credible Accidents	68
4.3 Experimental and Utilization Equipments	25	7. Administration System of JRR-3	69
4.4 Cooling System	29	7.1 Details of Design Group	69
4.5 Instrumentation and Control System.....	36	7.2 Details of Development	69
4.6 Fuel Handling and Stock Facilities.....	41	7.3 Details of Installation	70
		7.4 Administration System of JRR-3	71

目 次

第 1 図	日本原子力研究所周辺地勢図	3	第 47 図	RI 用 CO ₂ 系フローシート	34
第 2 図	日本原子力研究所配置図	4	第 48 図	二次冷却水フローシート	34
第 3 図	地耐力試験結果	5	第 49 図	給水系統図	35
第 4 図	年間風配図	6	第 50 図	冷却塔全景 (手前は排風機室)	36
第 5 図	風向の日変化 (春) 地上 45 m	6	第 51 図	制御室内部	36
第 6 図	風向の日変化 (夏) 地上 45 m	6	第 52 図	中性子計装系統図	36
第 7 図	風向の日変化 (秋) 地上 45 m	6	第 53 図	制御卓, 制御棒位置指示器	37
第 8 図	風向の日変化 (冬) 地上 45 m	6	第 54 図	FFD 室 2 階	38
第 9 図	月平均風速	6	第 55 図	FFD 室 1 階	38
第 10 図	東海村における気象安定度の頻度分布	6	第 56 図	水ガス計装盤	38
第 11 図	JRR-3 建屋全景	8	第 57 図	水ガス計装盤およびモニタ盤	38
第 12 図	JRR-3 見取図	8	第 58 図	燃料取扱キャスク (SF キャスク)	42
第 13 図	JRR-3 炉室内全景	8	第 59 図	SF キャスク	42
第 14 図	JRR-3 建屋配置図	10	第 60 図	使用済燃料取扱装置 (B マシン)	42
第 15 図	室内配置平断面図 (1 階)	11	第 61 図	燃料取扱キャスク断面図	43
第 16 図	室内配置平断面図 (地階)	12	第 62 図	使用済燃料プール	44
第 17 図	室内配置立断面図 (SF 室断面)	13	第 63 図	γ 線の数再生因子	46
第 18 図	室内配置立断面図 (制御室断面)	14	第 64 図	γ 線の数再生因子	47
第 19 図	給排気系統図	15	第 65 図	γ 線の数再生因子	47
第 20 図	無停電電源装置 (MG)	16	第 66 図	10 MW 定常運転時, 重水系の誘導放射能 による炉室地階の各所の線量	49
第 21 図	非常用電源装置 (EG)	16	第 67 図	停止後の空間線量率の運転中との比	51
第 22 図	電源系統図	18	第 68 図	SF キャスク遮蔽部断面図	51
第 23 図	原子炉本体 (サーマルコラム側)	19	第 69 図	炉停止後の燃料棒の発熱	51
第 24 図	炉本体組立作業 (熱遮蔽タンク)	21	第 70 図	使用済燃料貯槽, シュート付近立断面図	52
第 25 図	燃料棒断面図	22	第 71 図	ホットケープ壁断面	53
第 26 図	炉本体平断面図	23	第 72 図	ホットケープ平断面	53
第 27 図	炉本体立断面図	24	第 73 図	RI キャスク遮蔽計算	53
第 28 図	炉心タンク据付作業	25	第 74 図	RI キャスクの遮蔽計算結果	54
第 29 図	熱遮蔽タンク	25	第 75 図	粗調整安全棒行程と反応度の関係	61
第 30 図	気送管装置	26	第 76 図	階段状反応度外乱に対する安定原子炉時間 と過渡原子炉時間	61
第 31 図	サーマルコラム	26	第 77 図	階段状反応度外乱に対するスクラム の効果	62
第 32 図	RI トレイン	26	第 78 図	直線状反応度外乱に対するスクラム の効果	62
第 33 図	RI 取扱キャスク	27	第 79 図	階段上反応度外乱に対する燃料棒および 重水温度効果による自己制御性	63
第 34 図	ホットケープ	27	第 80 図	燃料体装着時における流量変化の割合	65
第 35 図	実験孔配置図	28	第 81 図	原子炉停止後の崩壊熱による 重水の温度上昇	65
第 36 図	水平プラグハンドラー断面図	28	第 82 図	自然対流冷却における平均壁温度と 放散熱度との関係	67
第 37 図	RI キャスク断面図	29	第 83 図	空気に露出した場合の燃料棒の温度上昇	67
第 38 図	冷却機器室	30	第 84 図	JRR-3 年度別原子炉運転時間	71
第 39 図	主重水ポンプ (キャンドモーターポンプ)	30			
第 40 図	熱交換器概観 (重水系)	30			
第 41 図	熱交換器内部	30			
第 42 図	重水系フローシート (He 系も含む)	30			
第 43 図	ヘリウム純化装置系統図	30			
第 44 図	熱遮蔽冷却系フローシート	31			
第 45 図	反射体 CO ₂ 系フローシート	32			
第 46 図	給排水, 緊急冷却水等フローシート	33			

1. 序 論

JRR-3 は熱出力 10 MW の天然ウラン-重水型研究炉で JRR-2 に引続き、日本原子力研究所東海研究所に建設されたものである。

この炉は国内技術によりその設計、製作および建設のすべてがおこなわれたもので、国産 1 号炉ともいわれ、原子炉技術の開発とともに放射性同位元素の生産を目的として設計されている。すなわち、この炉は完成後も改良し、原子炉技術開発ができるうえ、エンジニアリングテスト、燃料再処理試験、プルトニウムの生産試験やわが国における放射性同位元素の大部分を自給しようよう設計されている。

また天然ウラン-重水型を選んだのは、原子燃料公社で生産した燃料を使用するためであり、重水冷却や 10 MW の熱出力を採用したのは技術開発の見地からである。

この原子炉の計画は 1954 年学術振興会の中に設けられた原子炉設計の基礎研究委員会において検討され、1956 年 3 月スケルトン設計図を完成したが、これは 1956 年 6 月、当研究所に設けられた国産 1 号炉研究委員会に引継がれ、1957 年 4 月に設計仕様書として完成した。なおこの仕様書に基き原子炉本体を株式会社日立製作所、水ガス系を三菱原子力工業株式会社、計測制御系のうち炉本体周りの計測を東京芝浦電気、水・ガス系の計測を富士電機製造株式会社、放射性同位元素取扱設備関係を石川島重工業株式会社が、それぞれ幹事会社となって 1958 年 12 月に原研との間で共同設計を完了した。また

それぞれの幹事会社はその製作据付を担当し、1962 年 2 月に据付工事を完了した。なお機能試験以降の工程は、原研が担当した。1962 年 8 月に臨界前試験を完了し 9 月 12 日臨界に達した。この炉の設計の安全性については 1958 年 10 月に原研およびメーカーの技術者がカナダの AECL に出張して同所の検討を求め、さらに同年 10 月には同所から 4 名の技師が来日して検討をおこない、この炉の設計および安全性について充分の対策を講じてきたものである。

本文中にのべられているようにこの原子炉は運転中に起りうる事故に対しては充分の安全装置がほどこされている。

平常運転中実験孔内などで生ずる ^{41}A については高さ 40 m の排気用煙突より放出されるので、立入を要する場所においては許容量の 1/10 を越えることはない。炉室は気密構造であり、考えられるいかなる事故に対しても放射性物質の漏洩による危険が外部に起らぬよう、各種の設備がほどこされている。

原子炉の運転管理と運営の機構については、すでに運転中の研究炉の経験に基づき組織され、炉の運転管理および利用を効果的にこなうとともに、運転中の保健管理についても万全の処置を講じている。

結論として、この原子炉の運転利用に際し想定される事故に対しては、充分な安全対策が講ぜられており、周囲に何らの危険ももたらすものではない。

2. 敷 地

2.1 地 勢

JRR-3 の設置場所は茨城県那珂郡東海村東端の日本原子力研究所敷地内で、東京より北東約 120 km、水戸より北東約 15 km にある。

東海村は関東平野の北東角に位置し、阿武隈山脈の南端に近い。また西方約 40 km には八溝山脈が南北に走っており、東は直接鹿島灘に面しているほか、だいたい南と西が開けている。研究所の敷地は約 346 万 m^2 で、海岸より 800 m 西方に中心があり、東西の幅は 300~1,000 m、南北は約 5,000 m にわたっている。海岸沿いに連なる砂丘の漂砂に松林が周囲一帯に広がっており、西に隣接して約 6.6 万 m^2 の湖水阿漕ヶ浦がある。海拔高度は 19~20 m で、敷地内は 5~6 m くらいの高低がある。

2.2 地 質

JRR-3 建家の敷地は阿漕ヶ浦東方約 600 m、JRR-2 建家の南方 200 m の台地にあり、台地の外表面は約 0.6 m 厚の漂砂で覆われ、その下に約 2.2 m 厚のローム層、さらに約 2.5 m 厚のローム層砂礫層、0.9 m 厚の粘土層を介してローム質砂礫層があり、最下層は頁岩層である。

JRR-3 建家の敷地の地耐力の試験の結果は TABLE 1 の通りである。

TABLE 1 地耐力試験結果

建 物	海拔高度	地 耐 力
炉 室	8.15m	100 ton/ m^2 (頁岩)
付 属 建 家	13.08 "	30 ton/ m^2 (平家部分 12t/ m^2 (ローム層))
使用済燃料室	12.28 "	30 ton/ m^2 (砂礫層 30t/ m^2)

2.3 水 理

敷地の北を東西に流れる久慈川は河口より 1.5 km 上流の点で川幅 120 m、水深 1~3 m であり、年間平均流量は 24 ton/sec である。敷地の西に隣接する阿漕ヶ浦は平均水深 2.5 m、最深部は 6 m で面積 6.6 万 m^2 を占め、貯水量約 17 万 ton である。敷地の南に東西に流れる新川があるがその流量はわずかである。

炉建物位置における地表面の海拔高度は 19.0 m であり、地下水位は、EL 16.0 m である。久慈川からの取

水を一時貯水する。阿漕ヶ浦の水位の海拔高度は、15.8 m であるが、敷地内各地にボーリングをおこなって地下水流を調査した結果は、敷地内の地下水が阿漕ヶ浦に流入している事実はない。また地下水の水位、塩素およびアルカリ度などに対する潮汐の影響はほとんど認められず、敷地内各ボーリング孔の水の塩素含有率は 10~40 mg/l を示すにすぎぬことから、砂岩上の地下水に対する海水の影響はほとんどないものと思われる。

2.4 気 象

東海研究所内気象観測室の過去資料によると研究所周辺の気象状態は次のとおりである。

2.4.1 風 向

年間の 24 時間平均値について Fig. 4 に風速階級別風配図を示す。北西および北北東の風向頻度が多く風速もその場合が大きいことが多い。また Fig. 5~8 は季節別の風向頻度日変化を示す。横軸に時刻を縦軸に風向をとり春 (3~5 月)、夏 (6~8 月)、秋 (9~11 月) および冬 (12~2 月) の各時刻の地上 45 m の風向頻度の等値線を引いたものである。

2.4.2 風 速

Fig. 9 に風速の毎時観測値の月別総平均の 1 例 (1961 年) を示す。10 月が最大であるがこれは日本附近にきた 3 個の台風によるもので、一般に 6、7 月ごろは風の弱い日が多い。また地面附近では夜間は弱く日中強い。

2.4.3 気 温

最近 4 年間の最低気温は $-8.5^{\circ}C$ (1962 年 2 月)、最高気温は $34.7^{\circ}C$ (1961 年 7 月) である。

2.4.4 気圧変化

気圧変化の大きいのは低気圧の通過時であるが、過去 4 年間では約 10 mb/hr (1958 年 9 月 18 日) が最大である。

2.4.5 気層安定度

拡散濃度分布の計算を英国気象局の方法でおこなう場合、その基礎となる気層安定度の発現頻度を Fig. 10 に示す。ここで A はきわめて不安定、B は不安定、C はわずかに不安定、D は中立、E はやや安定、F は安定を意味する。

2.5 地 震

茨城県は東に日本外側地震帯があり、西に江戸川地震帯があるので、地震は比較的多い方である。しかし、1897~1955 年の 59 年間の水戸における観測では震度 6 (烈震) 以上のものは記録されていない。この間の統計では年平均の地震回数は TABLE 2 のごとくである。

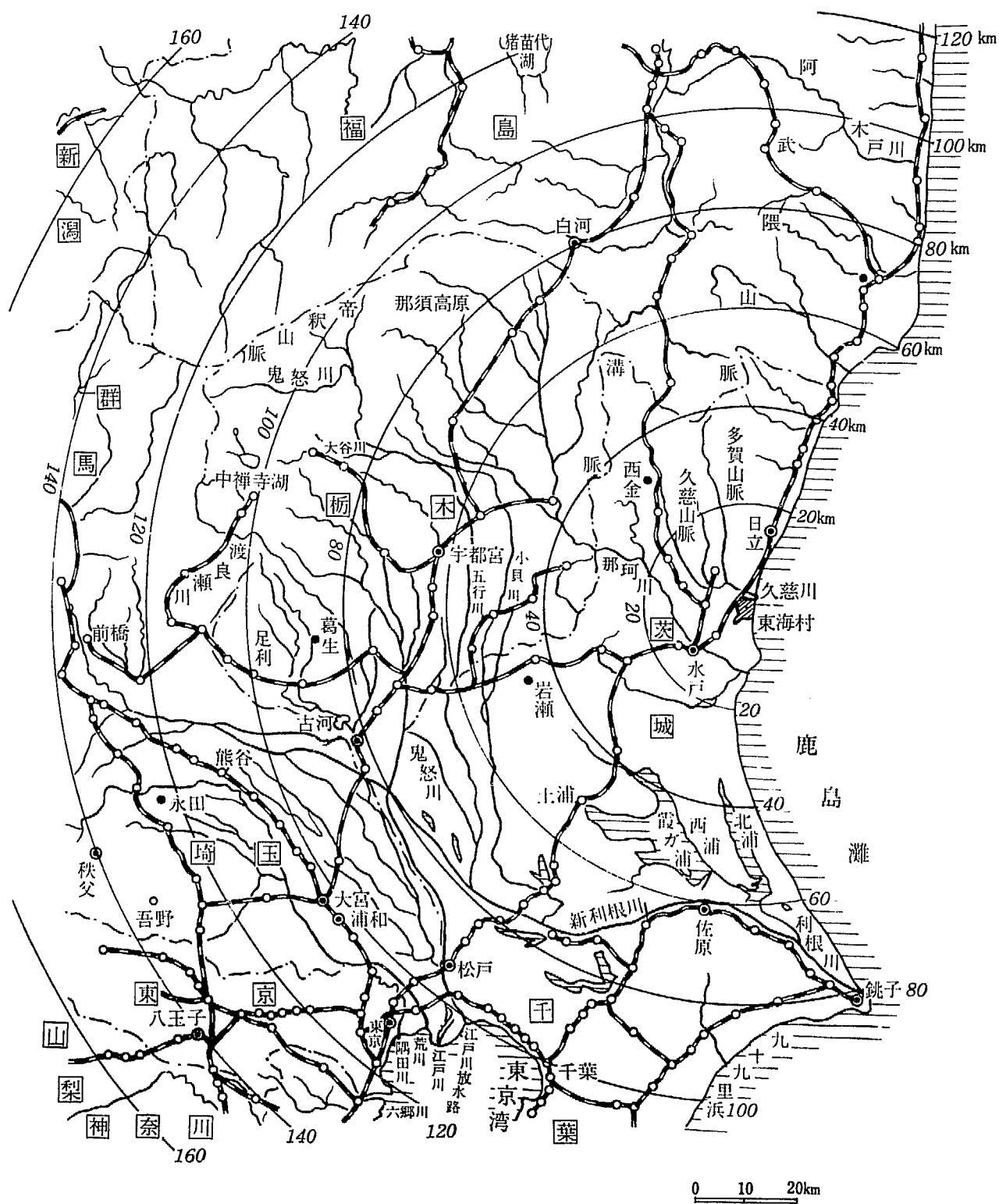


Fig. 1 日本原子力研究所周辺地勢図

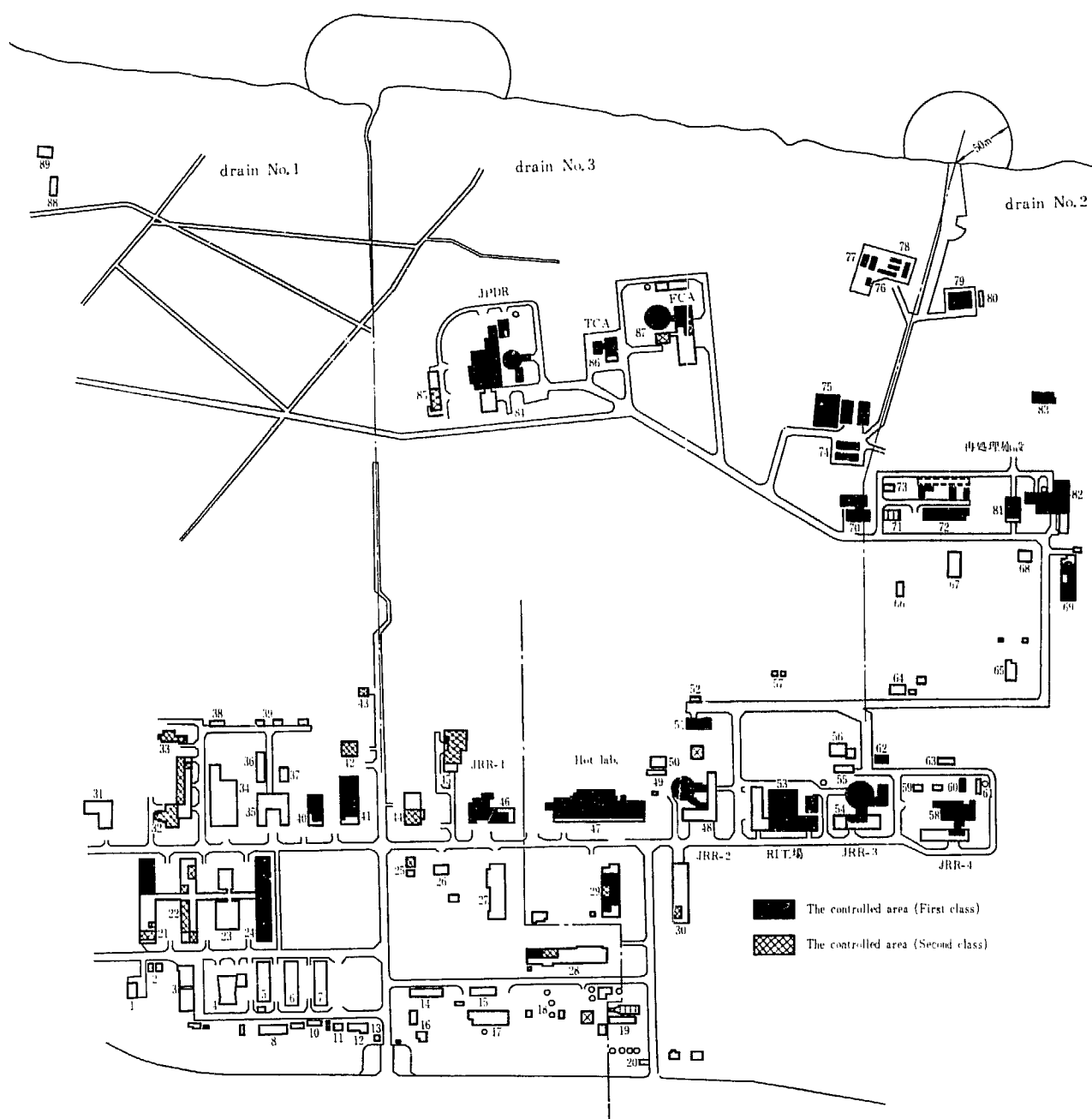


Fig. 2 日本原子力研究所配置図

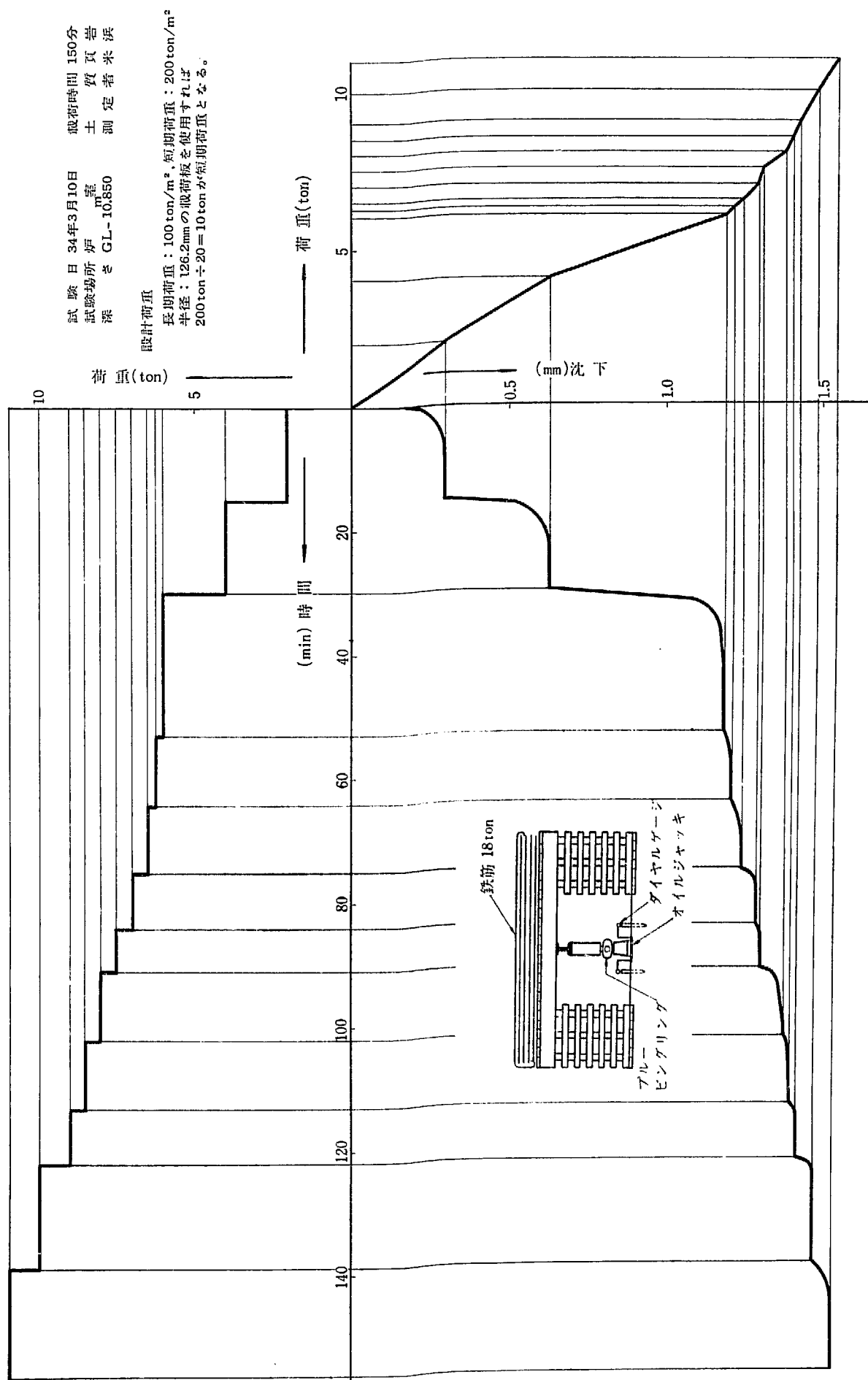


Fig. 3 地耐力試験結果

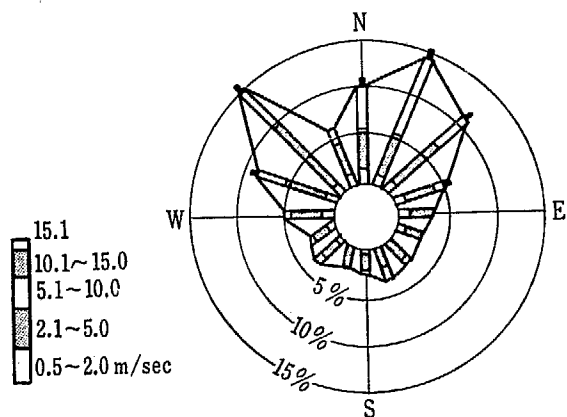


Fig. 4 年間風配図 1958年9月～1959年8月 (地上 45m)

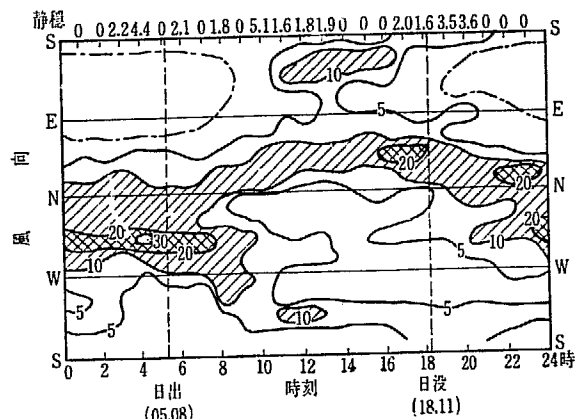


Fig. 5 風向の日変化 (春) 地上 45m (数字は出現頻度%)

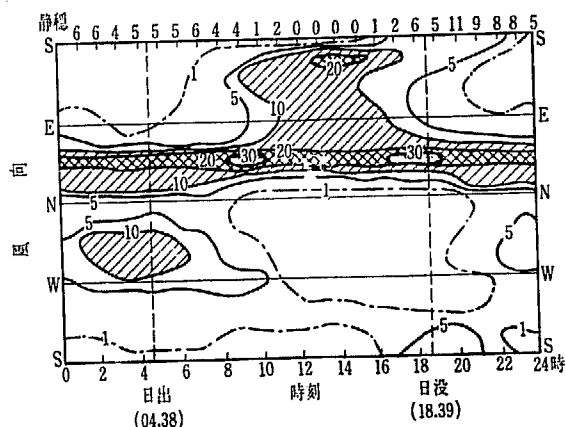


Fig. 6 風向の日変化 (夏) 地上 45m (数字は出現頻度%)

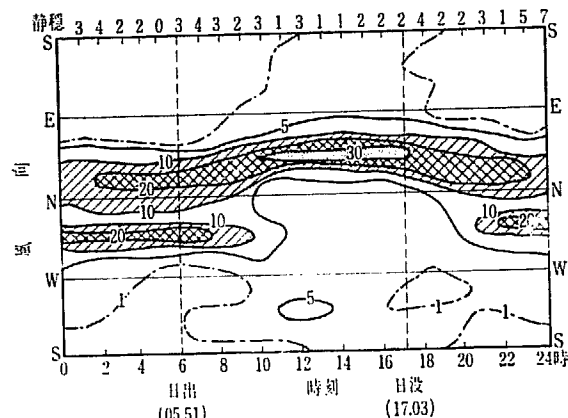


Fig. 7 風向の日変化 (秋) 地上 45m (数字は出現頻度%)

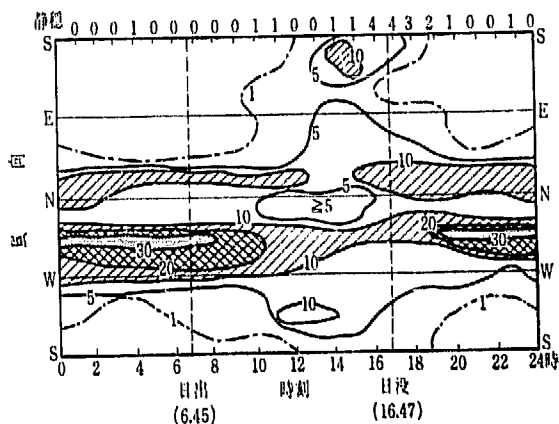


Fig. 8 風向の日変化 (冬) 地上 45m (数字は出現頻度%)

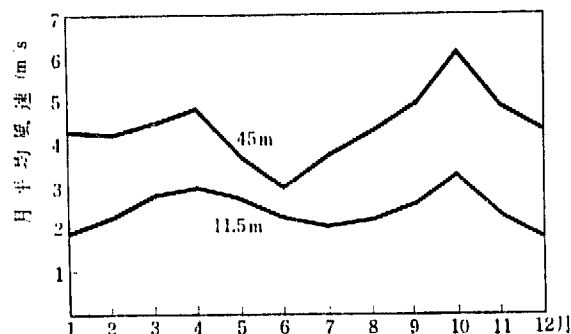


Fig. 9 1961年月平均風速

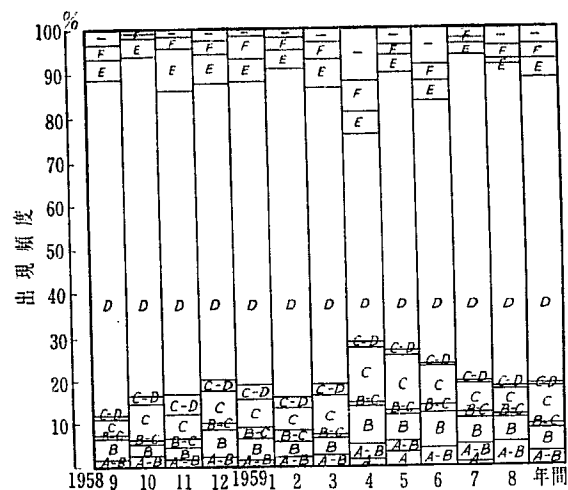


Fig. 10 東海村における気象安定度の頻度分布 (原子力気象調査会資料 No. 79 (1959) による)

TABLE 2 年間平均地震回数

震 度 1 (微震)	0.8~2.5 gal	88.3 回
2 (軽震)	2.5~8 "	11.9 "
3 (弱震)	8~25 "	3.6 "
4 (中震)	25~80 "	0.6 "
5 (強震)	80~250 "	0.2 "
有感地震 合 計		105 "

なお、津波や高潮についての被害は、海岸線が直線で、遠浅でなく急に水深が深くなっていることなどから考えられない。現在まで東海村海岸における津波、高潮の被害はない。

2.6 社会環境

敷地一帯の松林は保安林であり、その目的は強風の際の飛砂の防止にある。したがって研究所の建設に当たっても、松林の伐採を最小限にするよう考慮が払われた。

敷地の南には約 1,200 万 m² におよぶ米軍演習場と国立療養所村松晴嵐荘 (60 万 m²) がある。西には阿漕ヶ浦 (約 6.6 万 m²) が隣接しているが、その先に東海村

の農地が広がり、約 3 km 西を国鉄常磐線が、また約 5 km 西を第六号国道 (陸前浜街道) がそれぞれほぼ南西より北東に通っている。北は敷地北端に隣接して久慈川が流れ、河口を距てて久慈港に相對している。

東海村は人口 17,485、戸数 3,913 戸で、JRR-3 を中心とする半径 20 km 以内の総人口数は 649,162 人、人口密度は 516 人/km² である。また近接する都市の人口および敷地からの距離は TABLE 3 に示すとおりである。

TABLE 3 近接都市の距離と人口

都 市 名	敷地からの距離	人 口
勝 田 市	10 km	52 千名
常 陸 太 田 市	11	36
那 珂 湊 市	13	33
水 戸 市	15	155
日 立 市	16	179

(注) 敷地からの距離は JRR-3 設置位置より市街中心部に至る間の直線距離を示す。(人口は 1965 年 10 月 1 日調べ)

なお、第 2 章敷地については、JAERI 6011「日本原子力研究所の立地条件と放射線安全対策」を参照されたい。

3. 建 物

3.1 概 要

JRR-3 の建物は正面道路に面して附属家を設け、附属家のすぐ東側に炉室を、炉室の南側には使用済燃料室（以下 S.F. 室と略称する）を配し、この S.F. 室には炉室への車輛の出入口がある。また炉室の東側に排水タンク室を設け、排水は本施設の東約 70 m の所にある第 2 排水路へ、排気は本施設の東北約 30 m の所に設ける高さ 40 m の煙突により処理できるように配置している。

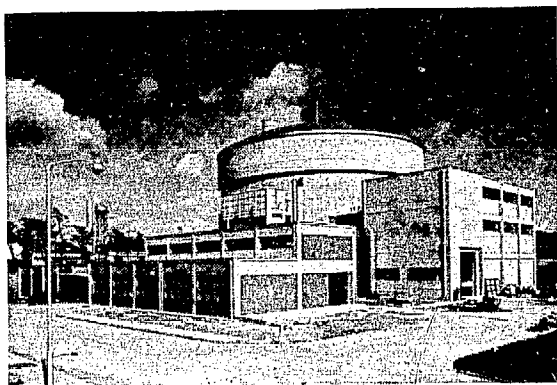


Fig. 11 JRR-3 建家全景

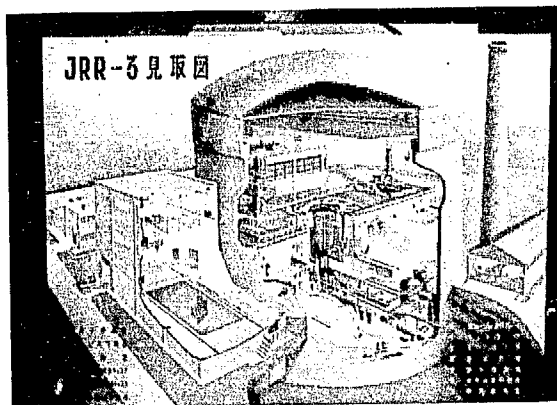


Fig. 12 JRR-3 見取図

また建家は放射線管理区域と保全区域とに分けられ、放射線管理区域には炉室、使用済燃料室および燃料格納庫があり、保全区域には附属事務室、地下機械室、排風機室、排水タンク室がある。

3.2 炉 室

炉室は直径 32 m（内法）の円型建家で地上 1 階、地下 1 階で制御室が中 2 階として炉室内に突出している。

本建物は地下約 10 m の所にある頁岩の上に基礎を置き、建物の強度計算は建築基準法に準拠し、とくに炉室

は 0.3 g の地震に対して充分安全であるよう設計されている。

建物基礎盤は厚さ 2.3 m、直径 32.8 m、地下壁は厚さ 70 cm、高さ 7.65 m、地上部外壁は厚さ 40 cm、高さ 21.75 m の鉄筋コンクリート造で地下部はとくに基礎盤、地下外壁とも外側にアスファルト防水層をほどこしてある。屋根はダイヤモンドトラスによりドームを形成しており、その外側は厚さ 4.5 mm の鋼板張りとなっていて炉室全体としての気密の保持に留意している。炉室の気密性は外気に対し -100 mmAq としたときのリーク率 10%/day 以内である。

3.2.1 炉室 1 階

中央部に炉本体を置き、それをはさんで北側には製造した放射性同位元素（以下 RI と略称する）を取扱う設備があり、南側には使用済の燃料を SF 室のプールへ送りこむためのシュートがある。これらはその上に敷設されたレールによりつながり、取扱い用キャスクが走行する。また使用済燃料投入口のレール下壁面には炉室に面して新燃料架台が設けられている。

天井面には、主巻 30 t、補巻 5 t の旋回クレーンが設けられており、1 階床面よりクレーンまでの高さは約

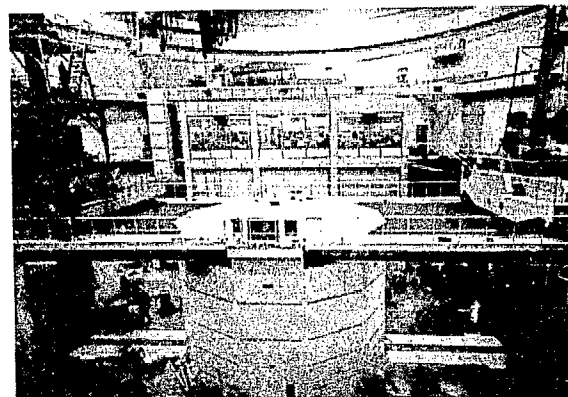


Fig. 13 JRR-3 炉室内全景

18.0 m である。また 1 階床面より天井面までの高さは 21.2 m である。

炉室への出入のための開口部は 5 ケ所あり、それぞれ特別の用途に供せられている。すなわち①トラックおよび大規模の機器搬入口、②人の出入口、③本炉により製造された RI の搬出口、④非常口（地下 1 ケ、制御室 1 ケ）がある。これらの開口部はできるだけ気密性を良くするための気密扉を設けている。また使用頻度の少ない①と④部の出入口は一重とし、頻度の多い②と③部は二重扉とし、それぞれインターロックされている。

炉室の壁と天井面は合成樹脂ペンキ仕上になってお

り、とくに壁には散水器を設けて、必要な時は汚染除去を容易におこなうことができる。炉室床面は、モルタル塗の上にプラスチックタイルを貼り付けるなどして汚染除去を容易にしている。

炉室内西側2階部（人の出入口の上部）には制御室（約97m²）が設けられており、1階床面と鉄製階段によって連絡する。また制御室床面と同じ高さで炉室内壁にそって廻廊が設けてある。

3.2.2 炉室地階

地下室は、ループテスト室、冷却機器室、破損燃料検出装置室（以下F.F.D室と略称する）、附属機器室の4室に大別され、それぞれ厚さ2.4m～1mの遮蔽壁（普通コンクリート）により区分されている。ループテスト室、F.F.D室は、鉄製階段により1階と連絡しており、冷却機器室、附属機器室はこれらの室を通じて連絡する。また、大規模な機器の搬入は1階床面に設けられたハッチによりおこなわれる。

3.3 附属建家

3.3.1 附属建家

正面道路より6.0mの位置に道路にそって南北方向に長く、炉室より約8m離れて建てられた50m×15m（柱真間）の平家建で一部は地下1階となった鉄筋コンクリート造の建物である。

この建物の中央部道路に面して正面玄関が設けてある。この建物は玄関に連なる廊下により二分され、玄関から右の部分が地下1階地上1階となっていて、1階に研究室、および研究準備室などがあり、地階に本施設の電源設備、給排水設備および空気調整設備が設けられている。また、玄関から左の部分は平家建で事務室、便所、ロッカー室が設けられている。

玄関も含めて事務室、便所および地階の機械室、ロッカー室、研究準備室、研究室が保全区域を形成している。

なお、研究準備室は他の部分より軒高となっており、1階床面より5mの所に5tダブルレールホイストの天井走行クレーンが設けられている。

3.3.2 使用済燃料室（S.F室）

附属建家と直角に炉室の南側に接して設けられた10.0m×24.0m（柱真間）、地面よりの高さ14.30mの平家建（一部地下1階）鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造）の建物である。

内部に使用済燃料貯槽が設けられており、この貯槽には炉室からシュートによって使用済の燃料が送り込まれ冷却される。また建物内天井面に15tの天井走行クレーンが設けられ1階床面よりクレーンレールまでの高さは約10mで、また貯槽の上端は1階床面より1.0mの高さにある。これら貯槽上端にそってレールが引いてあり、使用済燃料取扱装置が走行しうようになっている。燃料貯槽の構造は水圧に耐える鉄筋コンクリート壁

内側に厚さ4.5mmの鉄板張をなし、その上に完全なライニングをほどこし防錆と水質を保つとともに除染に便利になっている。

炉室へのトラック搬入路は、この建家内を貫通しており冷却後の燃料の運び出し通路も兼ねている。

このトラック通路部は地下室があり、この地下室内にこの貯槽に使用する水の精製用設備や、同室の換気用の設備が設けられている。

またこの建家は廻廊により附属建家の放射線管理区域と連なっており、作業要員はここから出入する。

3.3.3 排水用タンク室

炉室東側に接して設けられた7.0m×20.0mの鉄骨造平家建で北側半分は排風機室となっている。

この室は炉室内で生ずる排水の一時貯蔵のための排水貯槽（20m³）が2基格納されており、同貯槽内廃液はタンク車により所内廃棄物処理場へ輸送できるが、貯槽自身も取換えの必要が生じた場合には容易に取出しうようになっている。

排風機室は、炉室内空気、炉室内照射空気、使用済燃料室内空気、附属建家放射線管理区域の空気の排風機およびフィルターなどを格納している。これらの空気は充分ろ化されたうえ、ダクトを通じて約30m北側に設けられた高さ40m、内径頂部で3.5m、下部で3.9mの鉄筋コンクリート造煙突から大気へ放出される。

3.3.4 燃料格納庫

JRR-3燃料格納庫は、JRR-3炉室の東南約30mの位置にある地下1階、地上1階の8.0×16.0×11.0m高さの建物である。1階には燃料移動用の3tホイストクレーンがあり、トラックエリア、燃料架台エリア、流量調整試験台エリアのうち、後者2ヶ所が地下1階になっており、燃料架台エリアの地下には、燃料架台（330本用）が納められ流調用地下室と仕切られている。燃料架台のある地下室には、除湿機が置かれ、常時60%以下の湿度に保たれている。

3.3.5 冷却塔

冷却塔は、炉室東側に位置し、2本の配管によって、炉室地下とつながっている。主重水熱交換機、熱遮蔽水熱交換機、その他の機器の冷却に使用される。2次冷却水は、40段のハードル層を流れ落ち、空冷ファン4台によって冷却される。

地下は、温水槽、冷水槽室に分れ、循環ポンプ3台、汲上げポンプ3台の機器および制御装置は1階に据付けられている。

また遠隔操作によって、機械室総合監視室からも制御できるようになっている。

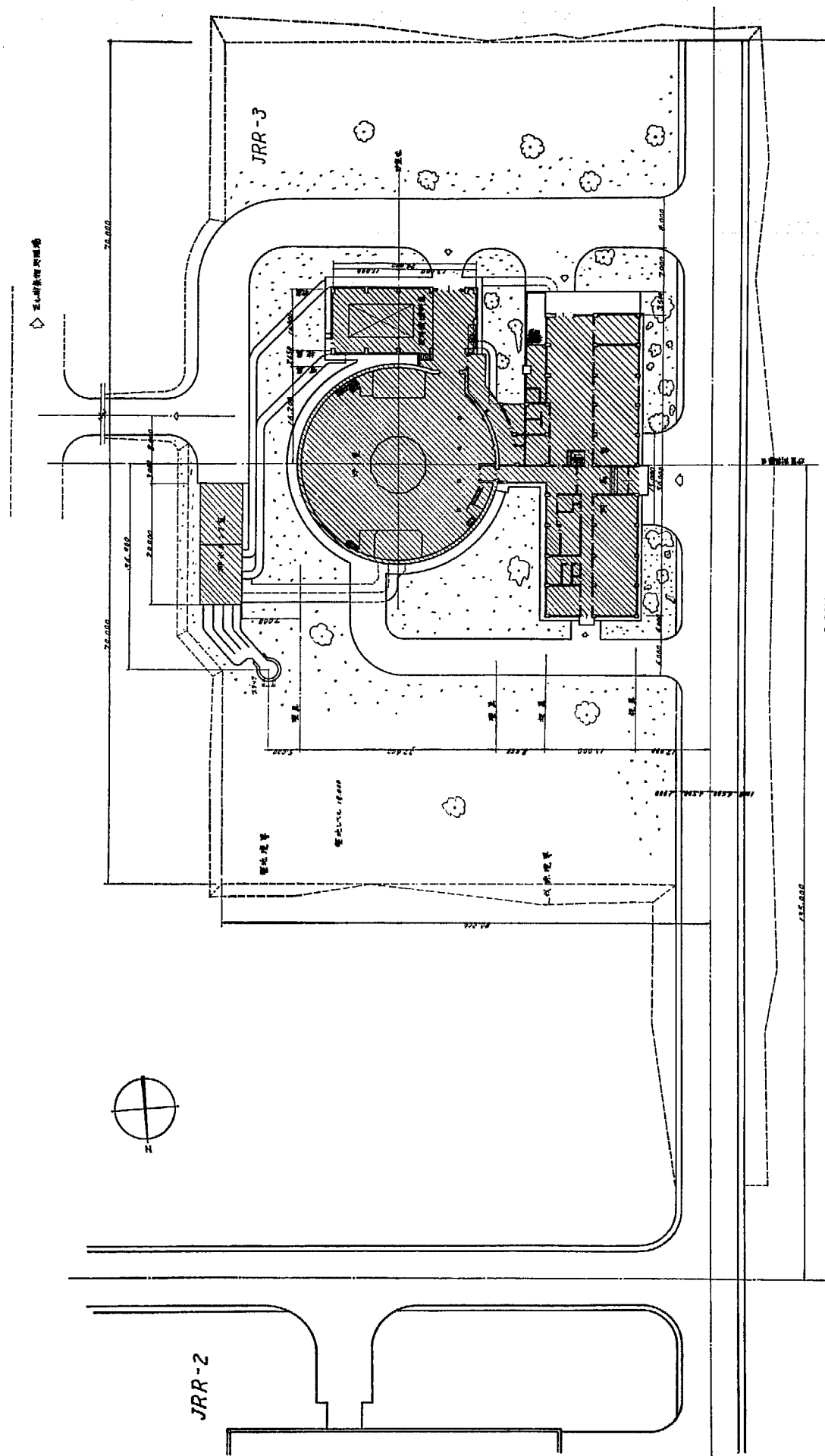


Fig. 14 JRR-3 建屋配置図

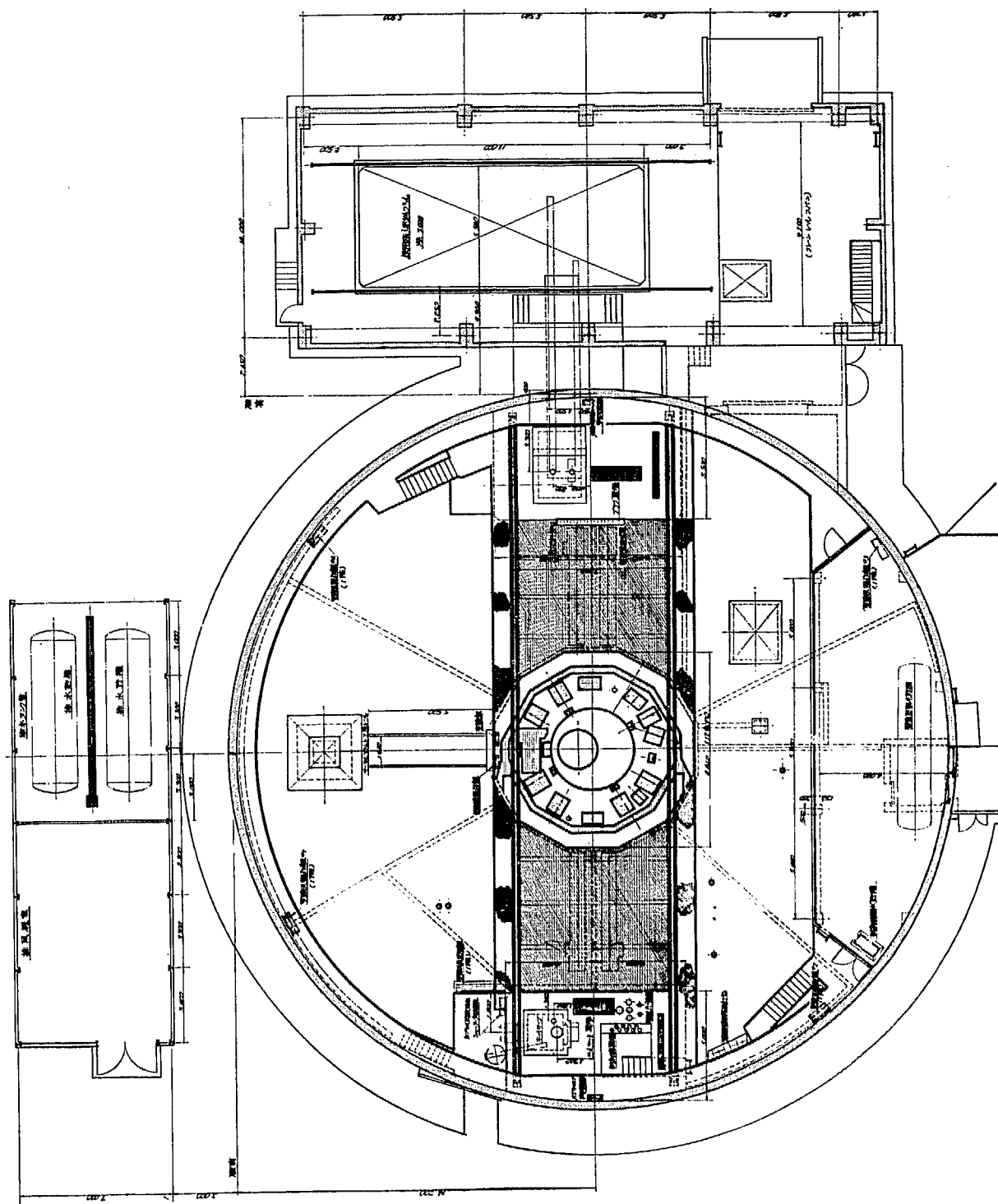


Fig. 15 室内配置平面図 (1 階)

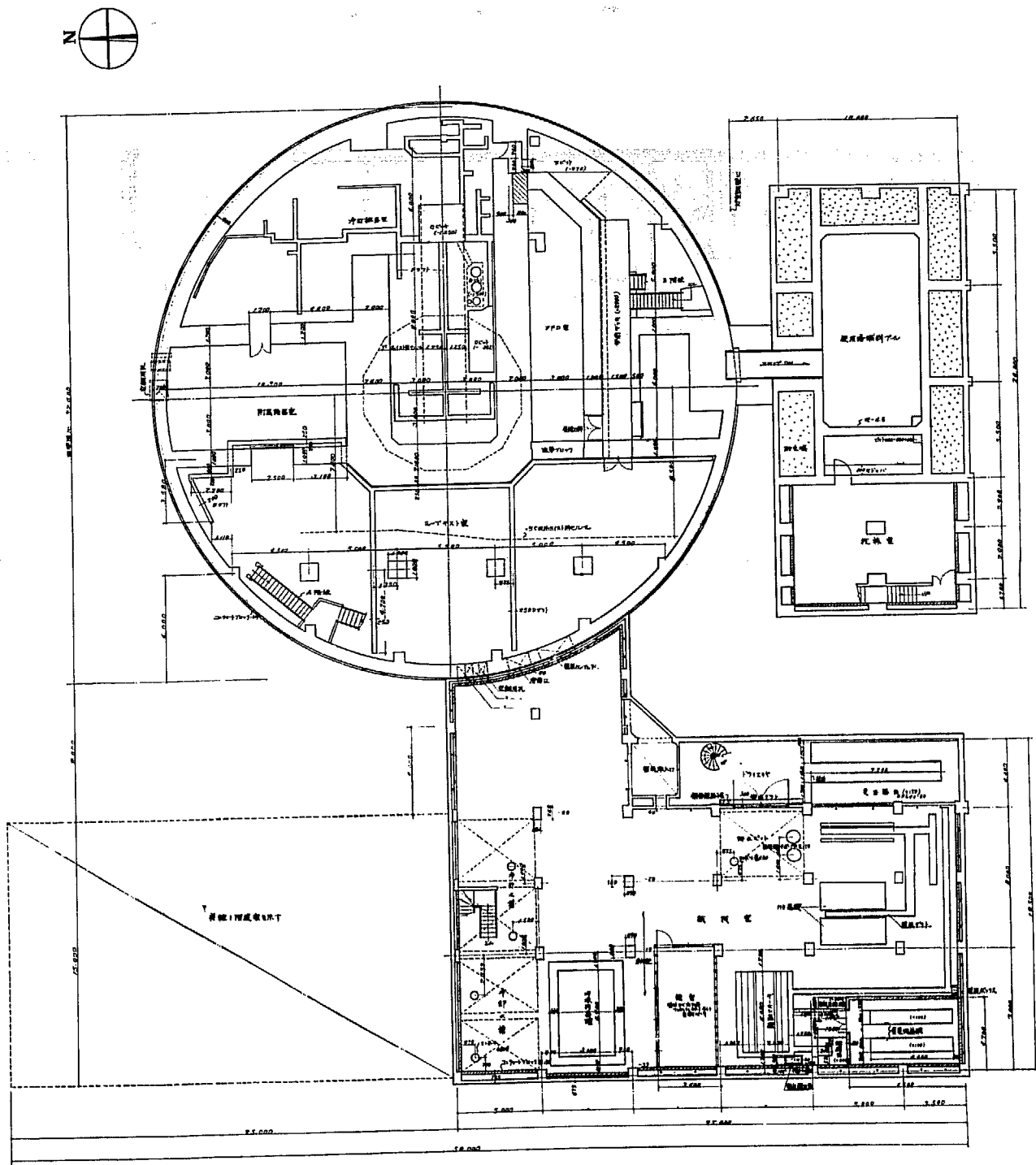


Fig. 16 室内配置平面図 (地階)

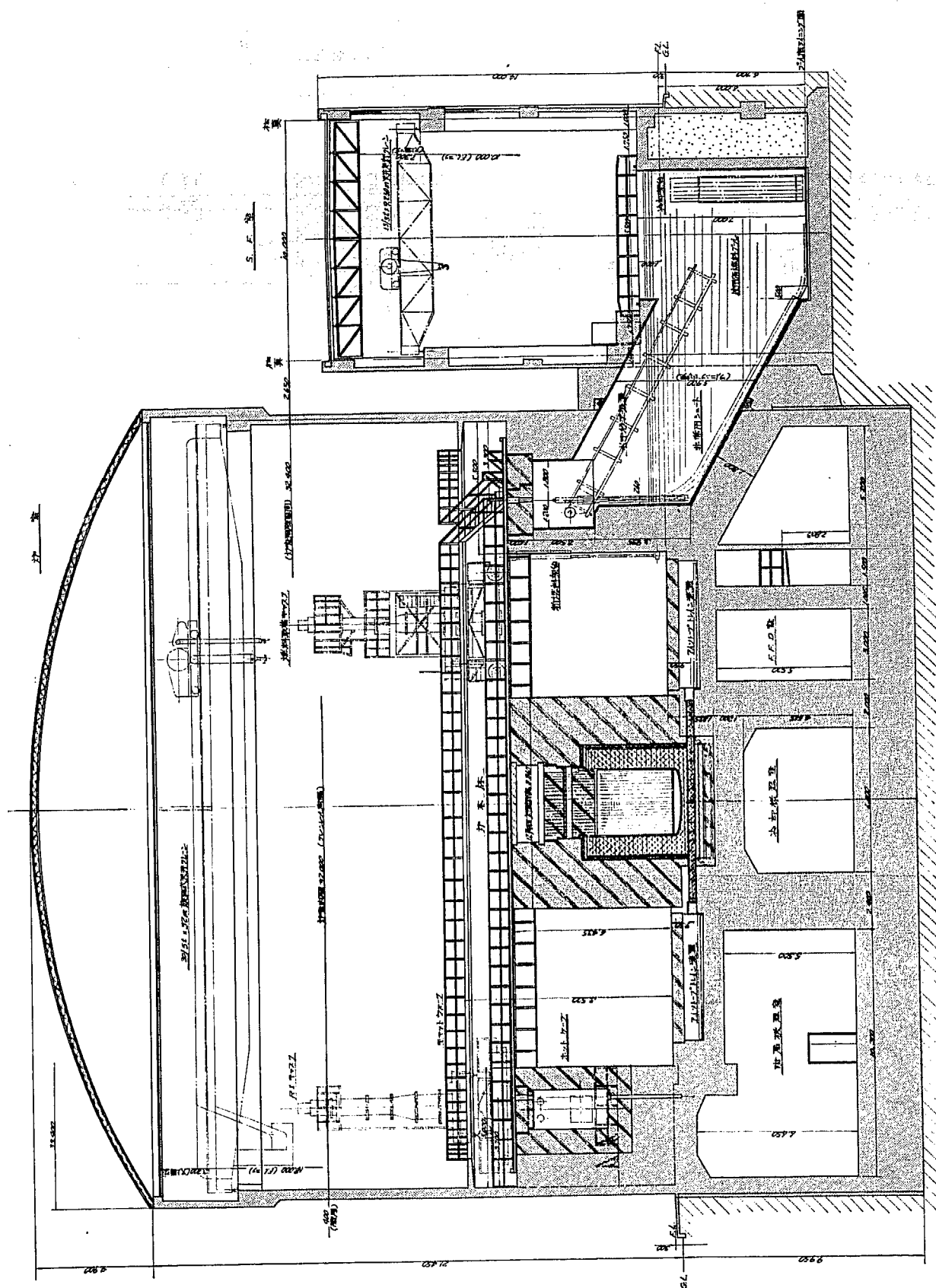


Fig. 17 室内配置立断面図 (SF 室断面面)

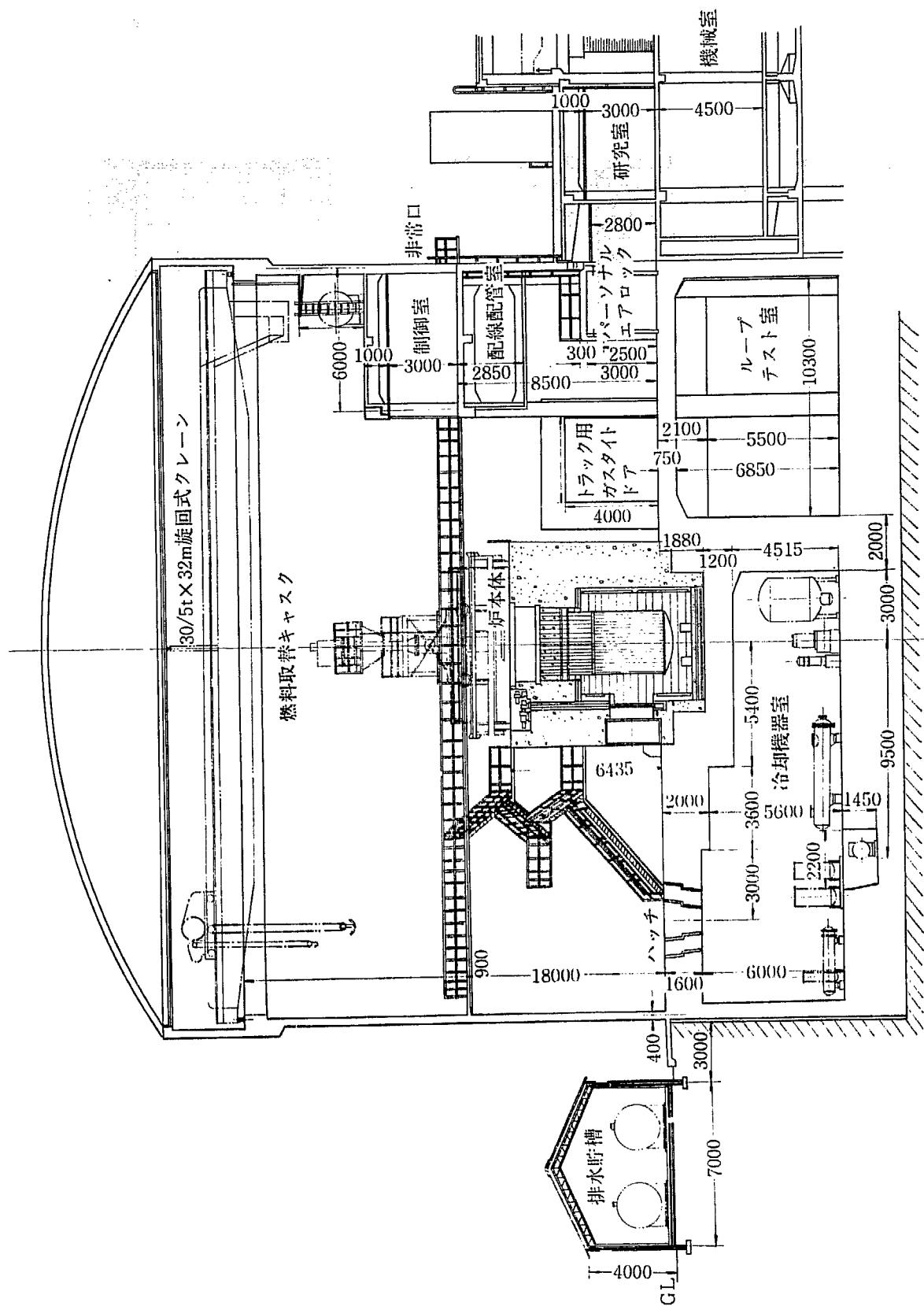


Fig. 18 室内配置立断面図 (制御室断面)

以上の各室面積は、次表のとおりである。

TABLE 4 建築面積 2,537.73 m² (約 645 坪) 単位 m²

	地 階	1 階	2 階	計
炉 室	824.06	833.54	96.84	1,754.44
使用燃料室	83.55	285.49	—	369.04
附 属 家	548.42	880.60	—	1,429.02
排水タンク室		140.00	—	140.00
燃料格納庫	128.0	128.0	—	256.0
冷 却 塔	270.1	270.1	—	540.2
	1,854.13	2,537.73	96.84	4,488.7

3.4 換気設備

換気系統は TABLE 5 のごとき温度調整をおこなっている。

TABLE 5 換気系統の温度調整

温湿度	季 節	夏 季		冬 季	
		乾球温度	湿 度	乾球温度	湿 度
外 気 および 室内条件	外 気	95°F (35°C)	80°F (26.7°C)	30°F (-1°C)	24°F (-4.4°C)
	炉 室	80°F (26.7°C)	50~60%	70°F (21.1°C)	40~50%

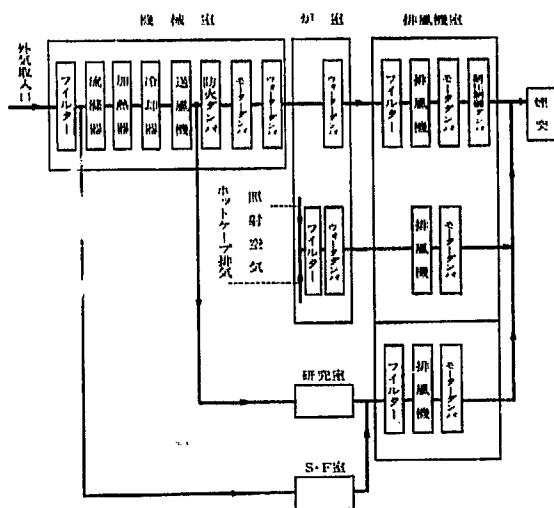


Fig. 19 給排水系統図

Fig. 19 に示すごとく、送風機より送られた空気は防火ダンパー、モーターダンパー、ウォーターダンパーを通り炉室周囲壁をめぐる風導管より炉室内に吹出されるとともに、炉室内の空気は換気装置内に取付けられたケンブリッジエアフィルターでろ化され、排気煙突から大気中に放出される。

このケンブリッジフィルターは直径 0.3 ミクロンの粒子を 99.95% まで除去するように考えられている。

また炉室内圧力は常に外気圧より低圧に保ち炉室内の空気が壁などを通して室外に漏れるのを防ぐよう送風機

出口側のダクト外にモーターダンパーを設け静圧制御装置と併用している。モーターダンパーは送風機の運転を始めると開き、送風機を停止すると閉じる。また運転中は炉室の静圧を外気圧より水柱約 30 mm (-0~50 mmAq) の負圧となるようたえずモーターダンパーを働かせる。

緊急時に炉室の空気がダクトを通して室外に洩れるのを防ぐためには非常用水封ダンパーを炉室の給気および排気口に設けており、ウォーターダンパーの水槽には給排水口および溢水口を設け給水および排水管には電動弁が取付けられている。緊急時には電動弁を制御室および機械室の総合制御盤のいずれからでも操作することができる。給水は 5 分間以内に水槽を満水にすることができる。排風機側には圧力調整槽を設け、炉室の圧力が外気圧 + 7.5 cm 水柱以上高くなると炉室内の気圧をフィルターを通して排気用煙突で排出する。

また逆に外気圧が水柱 7.5 cm 以上炉室内の圧力より高くなると外気を炉室に採り入れる。

したがって事故時には次のごとくなる。

原子炉運転中の事故で危険な状態に至ったとき、制御室または機械室にある非常用押ボタンを押すと換気系統は下記のような状態にはいる。

- 1) 空調全系統の運転中止
(冷凍機、ポンプ、送風機など)
 - 2) モーターダンパーがスプリング作動により全閉
(給気および排気ダクト各 1 口約 10 秒)
 - 3) ウォーターダンパーの給水バルブ全開、排水排出電動弁全閉によりダンパーの給水を開始し炉室内と外部を水封する。(5 分以内)
- 以上により炉室と炉室外部とは完全に遮断する。

3.5 給排水設備

3.5.1 給 水

炉の給水は浄水、汚過水および雑水の 3 系統に分れ、浄水は実験用に汚過水は JRR-2 高架水槽より給水され、使用済燃料貯槽水冷却塔補給水緊急用軽水などとして使用される。

雑水は浄水場より供給されるが常時は使用されず、事故時炉室壁が汚染した場合に洗滌に使用する。

3.5.2 排 水

排水は一般排水、汚染排水、汚水排水の 3 系統に分れ、一般排水は事務室、手洗場、附属家機械室の保全区域よりの排水で屋外一般排水へ放流され、汚染排水は炉室地下排水溝、使用済燃料貯槽室排水溝に集められポンプにて屋外の排水貯槽 (容量 20 m³ × 2 基) に汲上げられ、モニタで異常がなければ一般排水とともに海に通ずる下水に放流される。モニタで異常が認められればタンク車にて廃棄物処理場へ運び処理される。

なお放射性液体廃棄物輸送管により処理場に輸送することもできるようになっている。

その他実験用として、ガス、温水、圧縮空気、純水を各必要個所に供給する。

3.6 電源設備

3.6.1

研究所主変電所より 3.3 kV にて受電し下記の各系統に給電している。(Fig. 22 電源系統図参照)

- 1) 実験用 1 ϕ 100 V, 3 ϕ 200 V
- 2) 建家関係動力用 3 ϕ 200 V, 3 ϕ 3.3 kV
負荷としては冷凍機およびクレーンなど
- 3) 炉関係動力用 3 ϕ 200 V (A), 3 ϕ 200 V (B)
 - a) 3 ϕ 200 V (A)

常時は商用電源より供給を受け停電時にはいずれよりも電源供給を受けないもので、負荷としては重水供給ポンプ、軽水循環ポンプなどである。

- b) 3 ϕ 200 V (B)

常時は商用電源より供給を受け停電時にも非常用電源装置より電源供給を受けるもので、負荷としては緊急用ポンプ、排水ポンプ、粗調整安全棒低速駆動 (3 ϕ 200/3 V, 50/3 c/s) などがある。

- 4) 炉関係動力用 3 ϕ 440 V
負荷としては、主重水ポンプ、炭酸ガスブローなどがある。
- 5) 建家照明用 1 ϕ 100/200 V
- 6) 非常用電源設備

3.6.2 非常用電源設備

非常用電源設備には非常用電源装置と無停電電源装置がある。

- 1) 非常用電源装置

- a) 構成

ディーゼル機関	130 PS
発電機	100 kVA
空気槽	125 l

- b) 作動

商用電源 (高圧受電盤) が 1 秒以上無電圧になると空気槽の電磁弁が作動し機関起動後、油入遮断器の投入を約 10 秒間の内におこない、電灯、3 ϕ 200 V (B) 負荷および無停電電源に電源供給をおこなうことができる。

- 2) 無停電電源装置

- a) 構成

誘導電動機	3 ϕ 3.3 kV, 75 kW
直流発電 (電動) 機	110 V, 55 (17) kW
同期発電機	3 ϕ 200 V (D) 20 kVA
直流電動機	110 V 32 kW
同期発電機	3 ϕ 110 V, 25 kVA
直流電動機	110 V, 17 kW
交流発電機	3 ϕ 200 V, 100 V, 15 kVA
蓄電池	1,000 Ah

蓄電池 500 Ah

- b) 作動

常時は商用電源より電源供給を受け誘導電動機に直結された直流発電機と同期発電機 (20 kVA) を運転し、直流発電機で蓄電池を充電すると同時に直流発電機を直流負荷に電源供給をおこなう。

直流電動機 (32 kW) と同期発電機は AFC と AVR をそなえ、安定電源を系統図のごとき負荷に供給している。

商用電源が停電になると、蓄電池より電源供給を受け直流発電機は直流電動機 (17 kW) となって、同期発電機 (20 kVA) を運転し、3 ϕ 200 V (D) に接続されている負荷非常用ポンプなどに電源供給をおこなう。

なお、直流電動機と直結されている同期発電機 (25 kVA) はフライホイールにより瞬時たりとも変動なく商用電源供給時と同様に各負荷に電源供給をおこなう。

また、同期発電機 (25 kVA) は電源電圧 $\pm 10\%$ 、周波数 $\pm 5\%$ 変動に対し、電圧、周波数とも $\pm 1\%$ 以内である。

15 kVA の交流発電機は、利用施設の重要負荷に供給される。

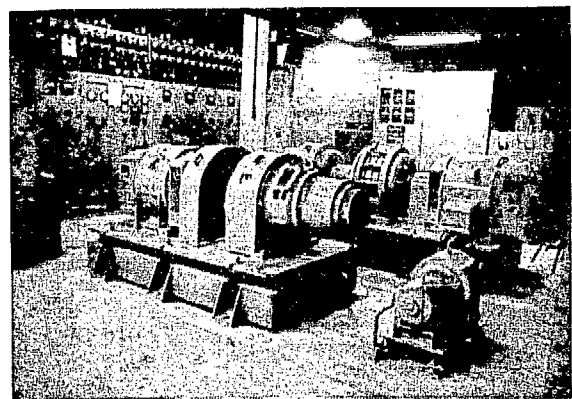


Fig. 20 無停電電源装置 (MG)

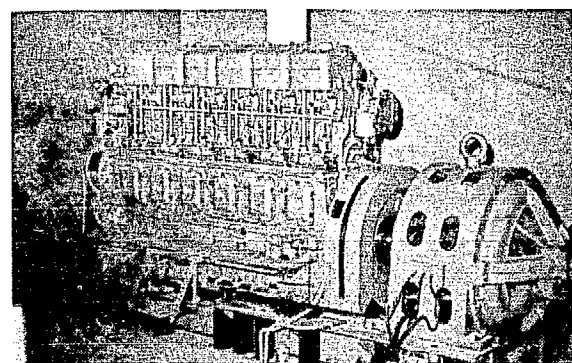


Fig. 21 非常用電源装置 (EG)

3.6.3 停電

商用電源が停電になると

- 1) 照明

直流灯が自動的に点灯し必要最少限度を確保

し、約5分後には非常用電源装置により必要個所の照明灯が点灯する。

2) 動 力

非常用ポンプは無停電電源装置に接続されているので主重水ポンプが停止しても炉は冷却可能である。

また緊急用ポンプ、緊急軽水注入弁、制御棒軽水注入弁、水封ダンパー操作電源は無停電電源装

置より供給を受けるので停電時に事故が起きても安全である。

排水ポンプは、非常用電源装置に接続されている。

3) 中性子計装、水ガス、モニタ盤

無停電電源装置に接続されているので停電時にも炉の停止状態を監視することができる。

重要負荷の一覧を TABLE 6 に示す。

TABLE 6 無停電電源設備、ディーゼル発電設備一覧

無 停 電 電 源 設 備			デ ィ ー ゼ ル 発 電 設 備		
電源種類	負 荷 名	容 量(kW)	電源種類	負 荷 名	容 量(kW)
3φ 100 V ST	中性子計装盤	5.2	3φ 200 V (B)	地下室排水ポンプ	2.2×2
"	中性子計装B電源		"	SF 室排水ポンプ	4.4
"	中性子計装盤微調棒駆動用		"	機械室排水ポンプ	7.5
"	水ガス計装盤	1.5	"	浄化槽排水ポンプ	0.8
"	モニタ盤	1.5	"	計測用コンプレッサー	11
"	報知装置	0.5	"	パーソナルロック・	
"	破損燃料検出盤	1.2	"	コンプレッサー	0.75×2
"	燃料棒温度検出盤	0.5	"	トロコ・ロック電動機	0.4×2
"	RI 照射孔冷却却盤	0.5	"	ディーゼル機関用コンプレッサー	3.7
"	空調制御盤	0.1	"	実験孔シャッター回転駆動用	1.0
DC 100 V	中性子計装盤インターロック	2	"	ホットケーブルシャッター	2.2
"	制御棒軽水注入弁 (HV 401, 414)	1	"	燃料キャスク	10
"	燃料キャスク	0.3	"	RI キャスク	9
"	RI キャスク	0.7	"	緊急用ポンプ (HP-1)	5.7
"	カプセル抜取表示盤	0.5	"	冷却機器室排水ポンプ	2.2
"	水平照射孔表示盤	0.1	"	溢流重水ポンプ	1.5×2
"	パーソナルロック表示盤	0.1	"	破損燃料検出系電磁弁	1.0
"	地下非常口ベル表示灯	0.05	"	ディーゼル機関潤滑油ポンプ	0.4
"	実験用電源 (炉室)	6 kW 以下	"	燃料ポンプ	0.4
"	実験用電源 (研究室)		"	ガ心タンク液面計用昇圧ブロア	0.2
"	停電灯		"	ダストサンプラ	1.5
3φ 200 V (D)	非常用ポンプ (DP-3)	9	"	照射空気モニタ用ブロア	0.4
"	緊急用ポンプ (HP-2)	5.7	"	2次冷却水モニタ用ポンプ	0.4
"	同上用電磁弁 (DV 91, 92)	0.13×2	"	照射空気排気ブロア	2.2
"	重水回路遮断電動弁 (DV 13, 14, 15)	0.75×3	"	ホットケーブル排気ブロア	1.5
"	水封ダンパー用入口電動弁	0.05×5	"	炉室給気ブロア	1.5
"	水封ダンパー用出口電磁弁	0.02×5	"	炉室排気ブロア	1.5
"	各利用施設の重要負荷 (15 kVA 以下)		"	制御室ユニット空調機	3.7
			"	同上用冷水、温水ポンプ	1.87
			"	蓄電池室排気ファン	0.2
			"	重冷2次冷却水調節弁 (HV 118, 119)	0.75×2
			"	ヘリウム回路電磁弁 (DV 188, 189, 130, 134)	0.06×4
			"	グラファイト冷却回路電磁弁 (GV-18)	0.06
			"	エゼクター用電磁弁 (DV-30)	0.06
			"	炉過水ヘッダ出口電動弁	0.2
			"	制御棒低速駆動用	0.55
			"	無停電電源セレン充電機	6
			"	無停電電源 DCG, AVR 装置	0.2

4. 炉 体 概 要

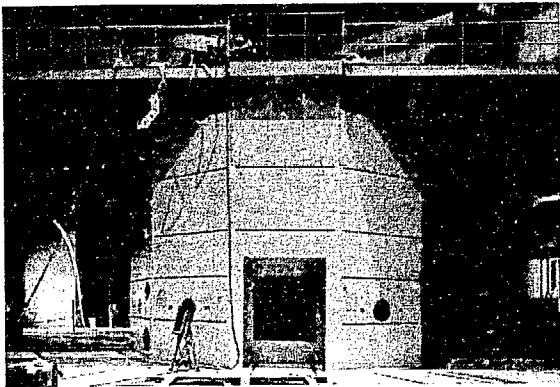


Fig. 23 原子炉本体（サーマルコラム側）

4.1 概 要

JRR-3 の諸特性の概要は次のとおりである。

TABLE 7 JRR-3 の概要

熱 出 力		10 MW
熱中性子束	ウ ラ ン 棒 中 平 均	$6 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$
	炉 心 部 平 均	$9 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$
	炉 心 部 最 高	$2 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$
炉 心 部	寸 法	径 2.6 m 高さ 2.75 m
	燃 料	246 本を中心間隔 150 mm の正三角形格子に配列
	実験孔および照射孔	垂直：中央実験孔内径 200 mm 1 本 垂直実験孔 " 130 mm 3 本 垂直照射孔 " 60 mm 3 本
	制 御 棒 用 孔	水平：気 送 管 " 30 mm 2 本 微 調 整 棒 " 60 mm 2 本 粗調整安全棒 " 60 mm 12 本
	減速材および冷却材	重水 15 ton（反射体の役をなす重水を含まず）
反 射 体 部	重 水 層	上約 100 mm 下約 250 mm 厚 側約 200 mm 厚
	黒 鉛 層	側面約 800 mm 厚 底面最大 700 mm 厚
核 特 性	炉 定 数	$\eta=1.319$ $\epsilon=1.030$ $p=0.926$ $f=0.936$ $\tau=107 \text{ cm}^2$ $L^2=192 \text{ cm}^2$ $k_{\infty}=1.177$ $B^2=5.0 \pm 0.5 \text{ m}^{-2}$
	余 剰 反 応 度	5.0 $\Delta k/k\%$ 以下 温度効果 (20°C~57.5°C) $-0.8\% \Delta k/k$ 毒 作 用 ^{135}Xe -1.4 " ^{144}Sm -0.7 " 制 御 用 -0.5 " 実験用 RI 製造用その他 -1.6 "
	燃 料 転 換 率	ICR=0.73 10% パーンアップのときの ^{239}Pu の生産量約 3 kg
	熱中性子平均寿命	$9 \times 10^{-4} \text{ sec}$
遮 蔽 特 性	側 面 遮 蔽	0.63 mrem/hr 以下
	上 面 遮 蔽	6 mrem/hr 以下
	炉 室 地 階	側面と同じ
	使用済燃料関係	3 mrem/hr 以下

熱出力		10 MW
制御装置	反応度外乱	重水面変化 $1.7 \times 10^{-4} \delta k/cm$ 減速材温度変化 $-2.2 \times 10^{-4} \delta k/^\circ C$
	粗調整安全棒 12本	形状 中空円筒棒 外径 59.2 mm 制御材 カドミウム 厚さ 1 mm 有効長 2,100 mm
	微調整棒 2本	被覆 2S アルミ 厚さ 1.6 mm
		反応度 全行程に対する 12本の抑制効果 約 10% $\Delta k/k$
		形状 中空円筒棒 外径 59.2 mm
		制御材 カドミウム 厚さ 1 mm 有効長 1,300 mm
冷却特性	冷却材 循環量 原子炉入口温度 原子炉出口温度 燃料棒表面最高温度 燃料棒中心最高温度	被覆 2S アルミ 厚さ 1.6 mm
		反応度 全行程に対する 2本の抑制効果 約 1% $\Delta k/k$
		重水
		17.3 m ³ /min
		50°C 以下
		57.5°C 以下
		92°C (許容値 115°C)
		252°C

4.2 原子炉本体

の黒鉛の反射体、さらにその外側をとり囲む遮蔽部よりなり遮蔽体、反射体を実験孔、照射孔、計測孔が貫通している。その寸法諸元は次表のとおりである。

原子炉は燃料および重水を入れる炉心タンクその周囲

4.2.1 寸法および諸元

TABLE 8 原子炉本体の寸法諸元

炉 心 タ ン ク	内径 2,800 mm 高さ 4,200 mm 胴厚 12 mm 底板厚 20 mm 管板厚 50 mm 重水液面 高さ(管板上面より) 3,050 mm 材質 2S および 52S アルミ				
燃 料 棒	天然ウラン 外径 25 mm, 有効長 2,650 mm アルミ被覆 (1S アルミ) 2 mm, 所要本数 246 本 天然ウラン重量 (1本あたり) 24.6 kg 冷却管 (2S アルミ) 内径 38 mm, 外径 41 mm 遮蔽プラグ 長さ 2,335 mm, 全長 5,415 mm				
黒 鉛 反 射 体	側面 810 mm 厚 全円 72 等分の扇形ブロック 22 段 底面 最大 700 mm 厚 総重量 約 80 トン				
熱 遮 蔽 タ ン ク	内径 4,500 mm, 高さ 4,710 mm 胴厚内側 20 mm, 外側 6 mm ジャケット 水幅 50 mm ボラル (外張り) 6.4 mm 底板 ステンレス鋼 5 mm, 鋼板 153.6 mm 上蓋ボラル 6.4 mm, ステンレス鋼 5 mm, 鋼板 95 mm				
側面および下部 生 体 遮 蔽	側 面	鉛	100 mm		
	下 部	重コンクリート	2,000 mm		
		鋳 鉄 板	200 mm		
		重コンクリート	420 mm		
		普通コンクリート	1,400 mm		
上部生体用遮蔽	上段遮蔽体	直 径	3,240 mm,	高 さ	890 mm
		鋼 板	28 mm,	鉛	100 mm
		鋼 板	12 mm,	重モルタル	720 mm
		鋼 板	28 mm		
	下段遮蔽体	直 径	3,000 mm,	高 さ	1,000 mm
		鋼 板	10 mm,	ボラル	6.4 mm
		鉛	70 mm,	鋼 板	16 mm
		重モルタル	870 mm,	鋼 板	28 mm
	回転遮蔽体	直 径	3,650 mm,	回転速度	0.1 rpm
		厚さ (鋳鋼板)	200 mm		

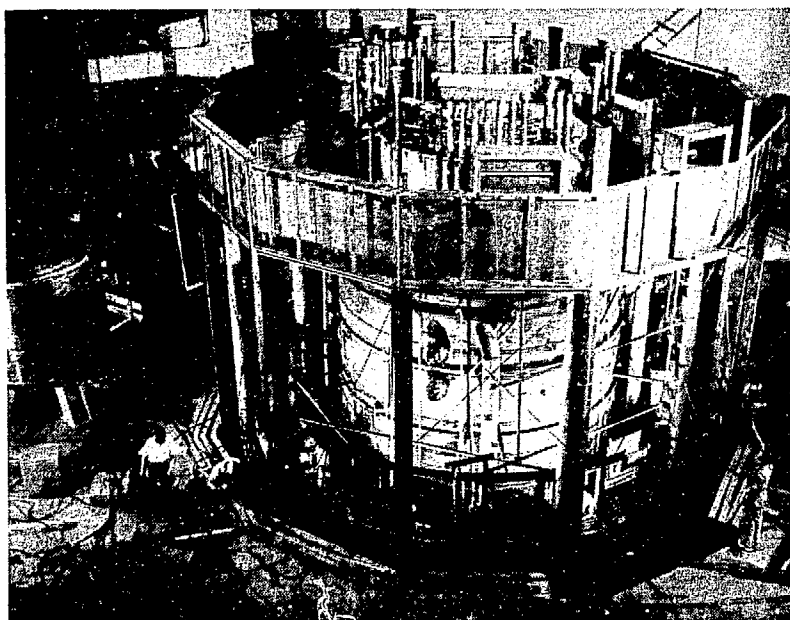


Fig. 24 炉本体組立作業（熱遮蔽タンク）

TABLE 9 実験孔，照射孔，計測孔，寸法諸元

名 称	個数	呼 称 寸 法	最高熱中性子束 ($n/cm^2 \cdot sec$)		備 考
			設 計 値	実 測 値	
中 央 実 験 孔	1	200 mm	2×10^{13}	2×10^{13}	VC-1
垂 直 実 験 孔	3	130 mm	1.5×10^{13}	2.2×10^{13}	VC-2, VC-3, VC-4
”	2	100 mm	2×10^{14}		VB-1, VB-2
サーマルコラム	1	500 mm×500 mm	6×10^{11}		H-1
水 平 実 験 孔	?	300 mm	7×10^{12}	4×10^{12}	H-2, H-5
”	2	200 mm	6×10^{12}	3×10^{12}	H-7, H-9
”	3	150 mm	6×10^{12}	9×10^{12}	H-3, H-4, H-8
”	1	100 mm	5×10^{12}		H-6 (接線孔)
気 送 管	2	30 mm	2×10^{13}	2×10^{13}	HP-1, HP-2
垂 直 照 射 孔	3	50 mm	1.5×10^{13}	1.5×10^{13}	VR-1, VR-2, VR-3 炉心タンク内
”	27	50 mm	2.5×10^{12}	2×10^{12}	VG-1~VG-7 黒鉛反射体内
水 平 照 射 孔	2	100 mm	5×10^{12}	2×10^{12}	HR-1, HR-2
アイソトープトレン	4	300 mm×200 mm	1.5×10^{12}	3.5×10^{11}	HT-1, HT-2, HT-3, HT-4
計 測 孔	1	150 mm	1×10^{12}		HI-5
”	3	300 mm	1×10^{12}		HI-2, HI-4, HI-7
計 測 予 備 孔	3	150 mm	5×10^{12}		HI-1, HI-3, HI-6

4.2.2 炉 心

燃料棒 炉心タンク内に正三角形格子 150 mm のピッチに配列され，重水で冷却されながら，連鎖反応を起す。天然ウラン棒のアルミ被覆表面温度は 92°C 以下である。（許容値 115°C ）

構造はアルミで被覆した天然ウラン棒，冷却管，上端接手，遮蔽プラグなどを 1 本に溶接もしくは，ピン止で接続されている。（Fig. 25 参照）

重水 燃料棒の冷却，減速および反射材として，約 27 ton を要する。重水は重水熱交換器より炉心タンクの下部プレナム室に入り，246 本の燃料棒の冷却管に分配され，燃料棒を冷却しながら最高 70°C ，平均 60°C とな

って燃料の上部接手出口より，炉心タンク内に出る。このタンク内では減速重水として働きタンク下部出口管より流出する。

炉心タンク 原子炉中心に位し，燃料および重水を収容するアルミ製のタンクである。炉心タンクは皿型底板を有する開放タンク上端にフランジ，下部に管板があり燃料棒を冷却する重水を分配する下部プレナム室と減速重水室に分れている。

熱遮蔽タンク 外側にボラルをはったステンレス製タンクでその中に炉心タンクおよび反射体用の黒鉛を入れる。これらは炉心より洩れる中性子およびγ線エネルギーの約 90% を減衰し，全出力の数%の熱を発生する

全長 1700 mm 重量 57 kg

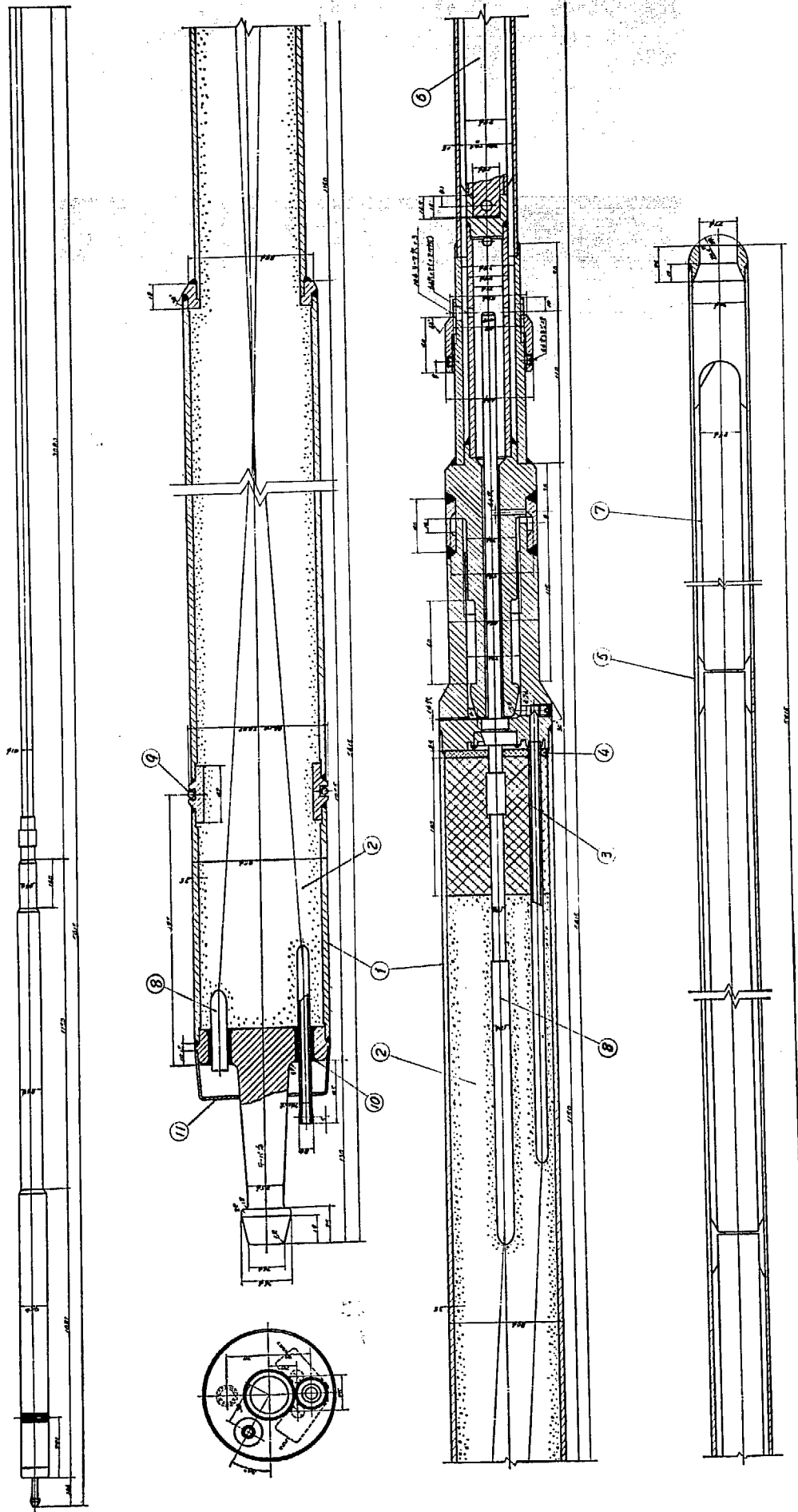


Fig. 25 燃料棒断面図

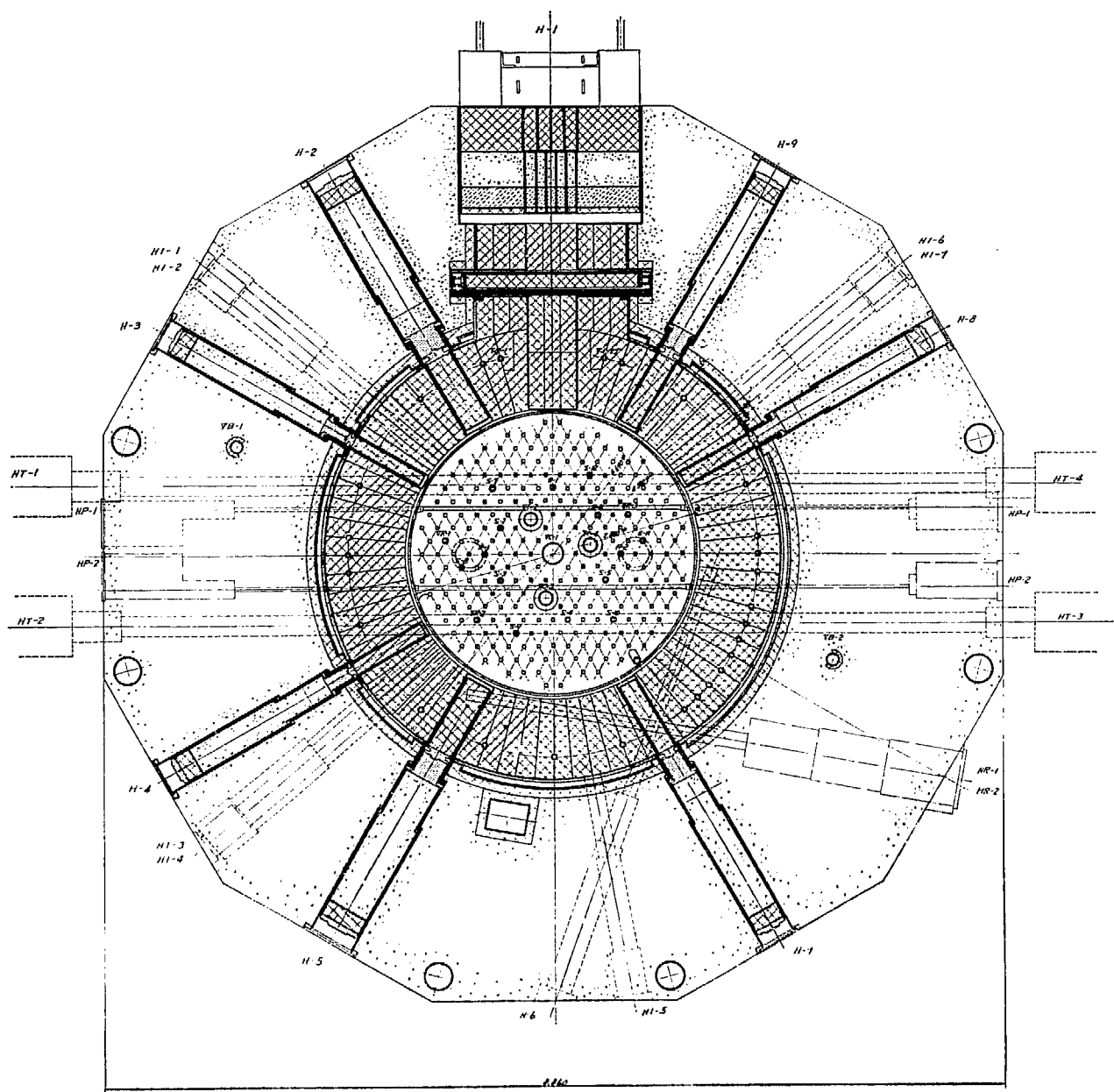


Fig. 26 炉本体平断面图

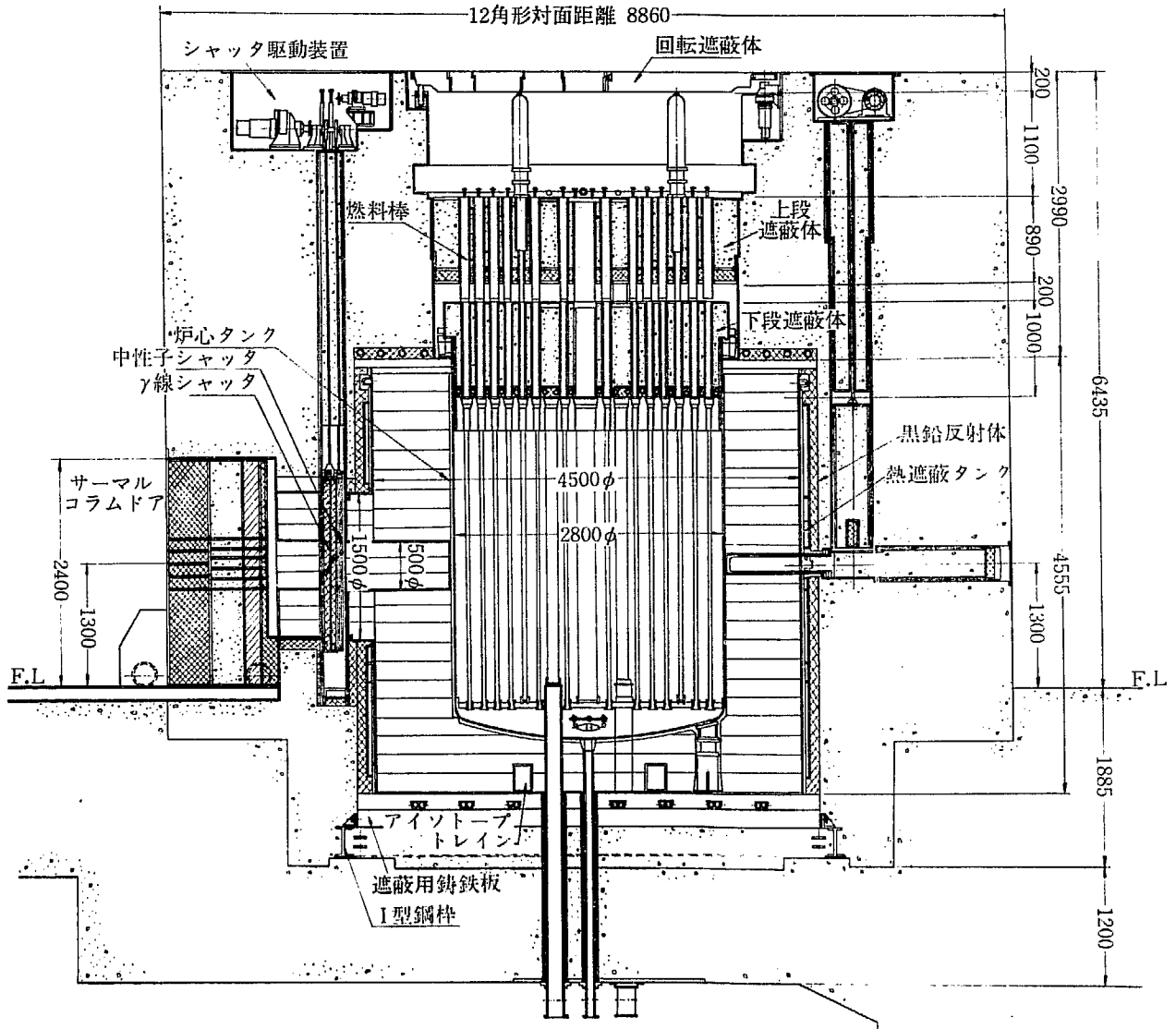


Fig. 27 炉本体立断面図

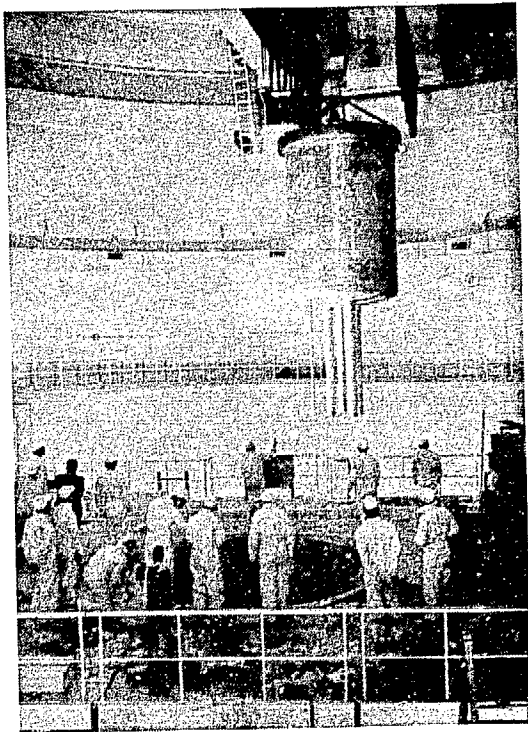


Fig. 28 炉心タンク据付作業

が、タンク外屋に設けた水ジャケット内の冷却用軽水により除去する。

タンクは循環炭酸ガス最高圧力 $0.2 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ 、温度 $35^\circ\text{C} \sim 70^\circ\text{C}$ 水ジャケット冷却水圧力 $3 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ 、温度 70°C に堪えるように設計されている。

黒鉛反射体とタンク内壁の隙間には鉛を流し込み黒鉛内の発生熱の除去を容易にしている。

反射体用黒鉛 反射体用黒鉛は炉心タンク下部および大きな開孔部附近を除き全円筒を72等分したクサビ状のブロックを22段にわたって炉心タンク周辺に積上げている。黒鉛の周囲と熱遮蔽タンクとの隙間には鉛を流しこんでいる。また黒鉛はブロックごとに植込キーを設け、最下段のキーは熱遮蔽タンク底面に埋込まれて固定している。炭酸ガス冷却（最低 40°C 、最高 80°C ）している。

最下段の黒鉛はとくにホウ素を多量に含んだ黒鉛を積み、熱中性子の遮蔽効果をよくしている。

4.2.3 遮 蔽

熱遮蔽用鉛 熱遮蔽タンクの側面、上蓋上面、およびサーマルコラム用スリーブには厚さ 100 mm の鉛ブロックを積みあげる。これらの鉛には銅管2系列を埋めこんで冷却用軽水を循環させる。

遮蔽用鋳鉄板 下部基礎にはI型鋼柱に内径 $4,870 \text{ mm}$ 、厚さ 200 mm の遮蔽用鋳鉄板が取付けられ、これに熱遮蔽タンクが乗っている。

上部遮蔽 上段および下段遮蔽体よりなる。これらは上板および下板の間に燃料棒の案内管をとりつけ、その隙間に鉛（上段遮蔽体下部 100 mm 厚、下段遮蔽体下部 70 mm 厚）や重モルタル（上段遮蔽体下部 734 mm 厚、下段遮蔽体 870 mm 厚）ボラル（下段遮蔽体のみ 6.4 mm ）の遮蔽材を充填したものである。上段遮蔽体

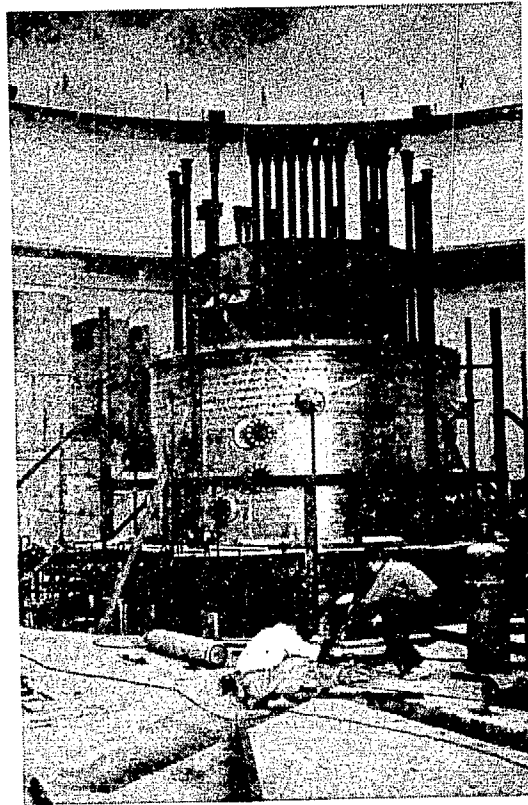


Fig. 29 熱遮蔽タンク

の最上面で炉心内の He ガスをシールしている。

回転遮蔽体 回転遮蔽体は鋳鋼板の本体およびその駆動装置よりなり炉の最上面に取付けられ、上段遮蔽体上面との間には制御棒駆動装置が置かれている。

生体遮蔽用重コンクリート 上述の遮蔽体の周囲は炉上面を除き重コンクリートによる放射線の遮蔽がある。側壁の厚さ最小約 $2,000 \text{ mm}$ 、高さが1階床面より $6,435 \text{ mm}$ 、比重が 3.7 以上になるように磁鉄鉱を混入したコンクリートである。

4.3 実験設備

4.3.1 実験孔および照射孔

炉に附属した実験設備として次のものがある。

中央実験孔 炉心タンク中央部に垂直に挿入される実験孔で、外管および内管よりなり外管内に内管が挿入される。内管は上部に遮蔽プラグ部がありボラル（ 6.4 mm ）、鉛（ 200 mm ）および重モルタルの遮蔽層からなり、下部は重水室となっていて主重水回路からバイパスした重水が循環する。

炉心タンク内垂直実験孔 炉心タンクに垂直に挿入される実験孔で外管および内管よりなり、別に上下段遮蔽体貫通部に挿入される遮蔽プラグ（ボラル、鉛、重モルタル充填）があり、主としてループテストに使用する。

生体遮蔽内垂直実験孔 生体遮蔽用重コンクリート内に埋込まれた実験孔で、スリーブ内管および遮蔽プラグ（モルタル充填）よりなり、放射化された物質の一時的な貯蔵などに使用する。

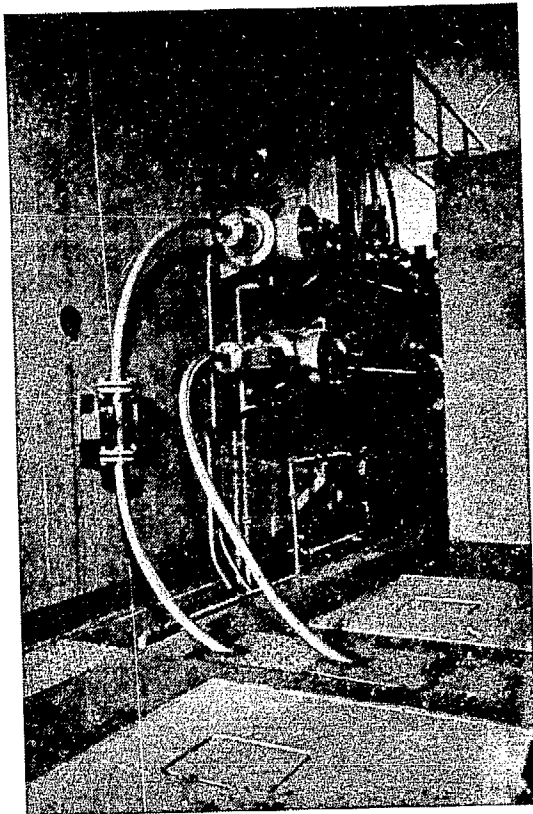


Fig. 30 気送管装置

水平実験孔 炉心タンクに接線方向のもの1本, 他はすべてタンクの半径方向に向っている実験孔でおのがスリーブ, 内管, 水平プラグ, 垂直シャッタ, シャッタ駆動装置よりなり, 炉室内壁に設置された. 実験孔操作盤(4ヶ)により操作される.

スリーブは生体遮蔽内に埋込まれ, 水平プラグが挿入される水平管状部と垂直シャッタおよびシャッタ駆動装置を取付ける垂直ダクト部よりなる. 内管はアルミ管でスリーブの水平管状部にフランジ止めされ, 黒鉛反射体を貫通して炉心タンクの外周に達している.

気送管 炉心タンクを水平に貫通している実験孔で照射用カプセルを空気圧で炉内に送り比較的短時間照射後ふたたび空気圧で炉外に送出すためのもので最大カプセル重量 75 gr, 試料送入速度最大 10 m/sec である.

サーマルコラム 熱遮蔽タンクからの突出部で大きさ 1,500 mm×1,500 mm の中に黒鉛を充填し, 熱中性子を取り出して実験に供するものであるが, これには熱中性子とγ線とを, それぞれ別々に遮蔽するシャッタおよび遮蔽用のドアが附属している.

垂直照射孔 炉心タンクと反射体黒鉛部に垂直に挿入される照射孔で炭酸ガス冷却ができるようになっている. 外筒とトレイロッドからなり 17~19 ヶのカプセルが取り付けられる.

水平照射孔 炉心タンクに接線方向の水平孔でプラグ自体が照射設備を内蔵し試料カプセルを直径約 80 mm のアルミボール中に装填して照射部に電動または手動で送入される.

アイソトープ・トレイン 原子炉直下に2本のトン

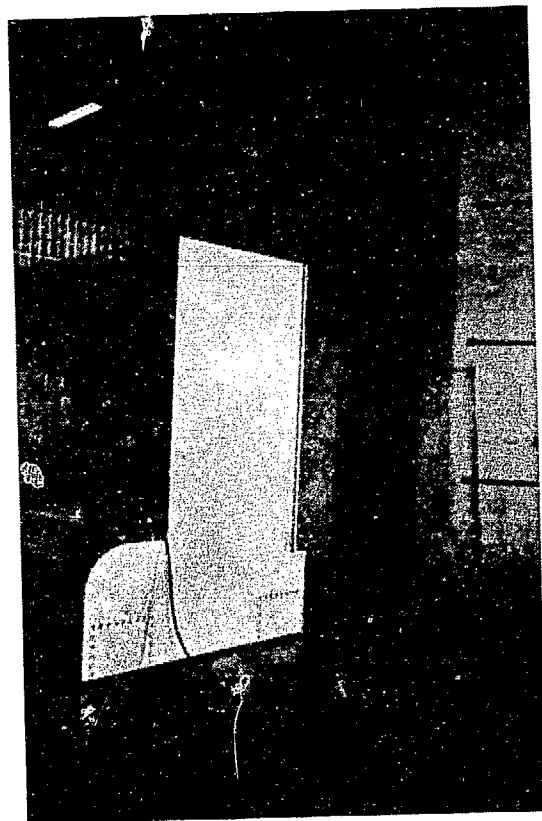


Fig. 31 サーマルコラム

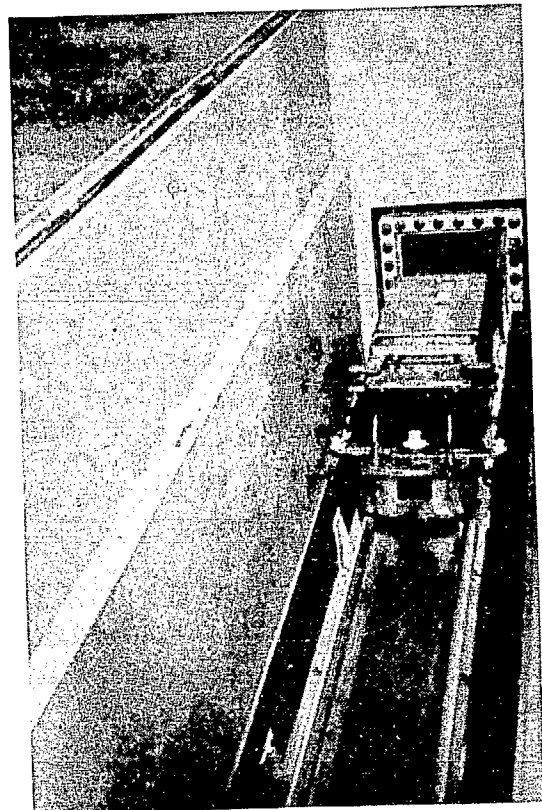


Fig. 32 RI トレイン

ネルを水平かつ平行に設けてそのおのこの両端には, 炉室床面下にトンネル軸の延長となる細長いピット(計4ヶ)を備え上記トンネル出入口がピット側面に位置するような構造を取り, さらにピット内にはトレイン駆動機構ならびにピットおよびトンネル内を走行するトレイ

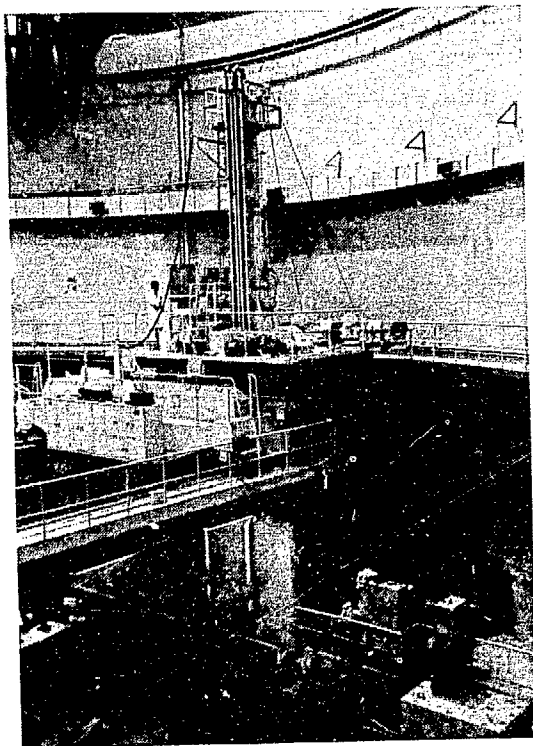


Fig. 33 RI 取扱いキャスク

ン関係を備えて、比較的弱い放射性同位元素の製造および小物から容積の大きいものに至る各種サンプルの照射実験をおこなう目的を持った装置である。

ホットケープ RI ブロックに設置され、原子炉で製造される RI のハンドリング過程において必要な RI の移し変え操作を遠隔に行なう目的を持っている。ケープ内張本体は厚 10 mm の鋼板による広さ 1.6 m × 1.6 m の溶接構造体でその周辺は厚さ 1 m の重コンクリートによる生体遮蔽でかまれている。本ケープは最強線源としてコバルト 60 換算 1 万キュリーを想定している。また窓は遮蔽用鉛ガラスを使用し設備としては、マニピュレーター、カプセル抜取装置、核分裂ガス拡散ループ用溶接装置、カプセル貯蔵棚、気送管試料取出口、ドロアー通路および照射灯などが設けられている。

ボール分解セル 水平照射孔で照射されたボールを分解し試料カプセルを取出す設備を内蔵しておりセルの遮蔽はコバルト 60 換算 1 キュリーを想定している。

4.3.2 計測孔および計測予備孔

計測孔は呼称寸法 300 mm のもの 3 ケ、150 mm のもの 1 ケがありスリーブ、内管、検出器保持装置、遮蔽プラグよりなる。スリーブは生体遮蔽内に埋込まれ遮蔽プラグが挿入される。

計測予備孔は呼称寸法 150 mm のもの 3 ケで、黒鉛部に放射線検出器などを埋込むことができる。150 mm 水平実験孔とほとんど同じ構造である。

4.3.2 RI キャスクおよび水平プラグハンドラー

RI キャスク (1 基)

原子炉を中心にして、RI ブロックから燃料ブロックに渡って敷設された軌間 7 メートルのレール上を走行し、原子炉炉上面と RI ブロック間におけるトレイロッ

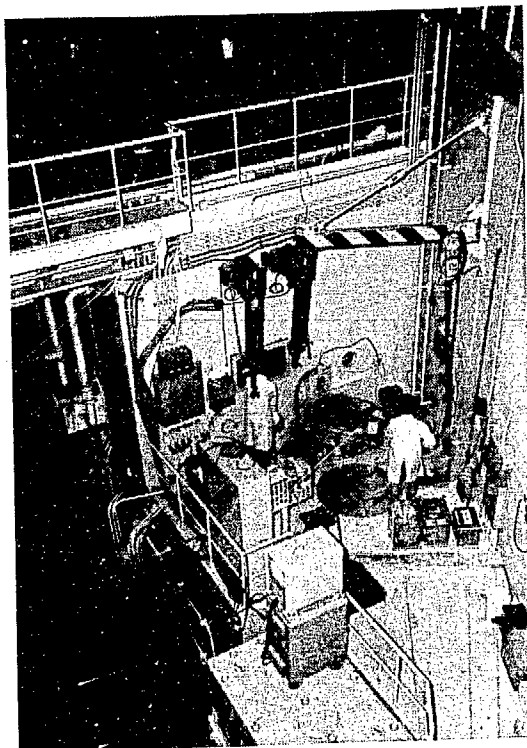


Fig. 34 ホットケープ

ドおよび保護筒、制御棒ならびに実験装置のハンドリングをおこなうもので、キャスク本体、横行台車および走行台車の 3 つに大別でき、キャスク本体は横行台車に垂直に固定され、横行台車はキャスク本体とともに走行台車上を走行に対して直角方向に横行する。

キャスク本体は内部に 150 φ および 250 φ のロッド格納スペースを保有し、下部に遮蔽リング機構およびシヤッタ機構がまた中央の高さにはロッドクランプ機構および洗浄ノズルが設けられ、さらに上端にはチャック関係の滑車群が設けられている。

キャスク本体主要寸法

高さ (走行軌条面より)

全高 (上部蓋に取付けた上昇速度制限装置上端まで) 8,820 mm

本体部全長 (下部本体下面より上部本体の上部蓋取付面まで) 8,050 mm

収容部全長 (シヤッタ下面より上部本体の上部蓋取付面まで) 7,480 mm

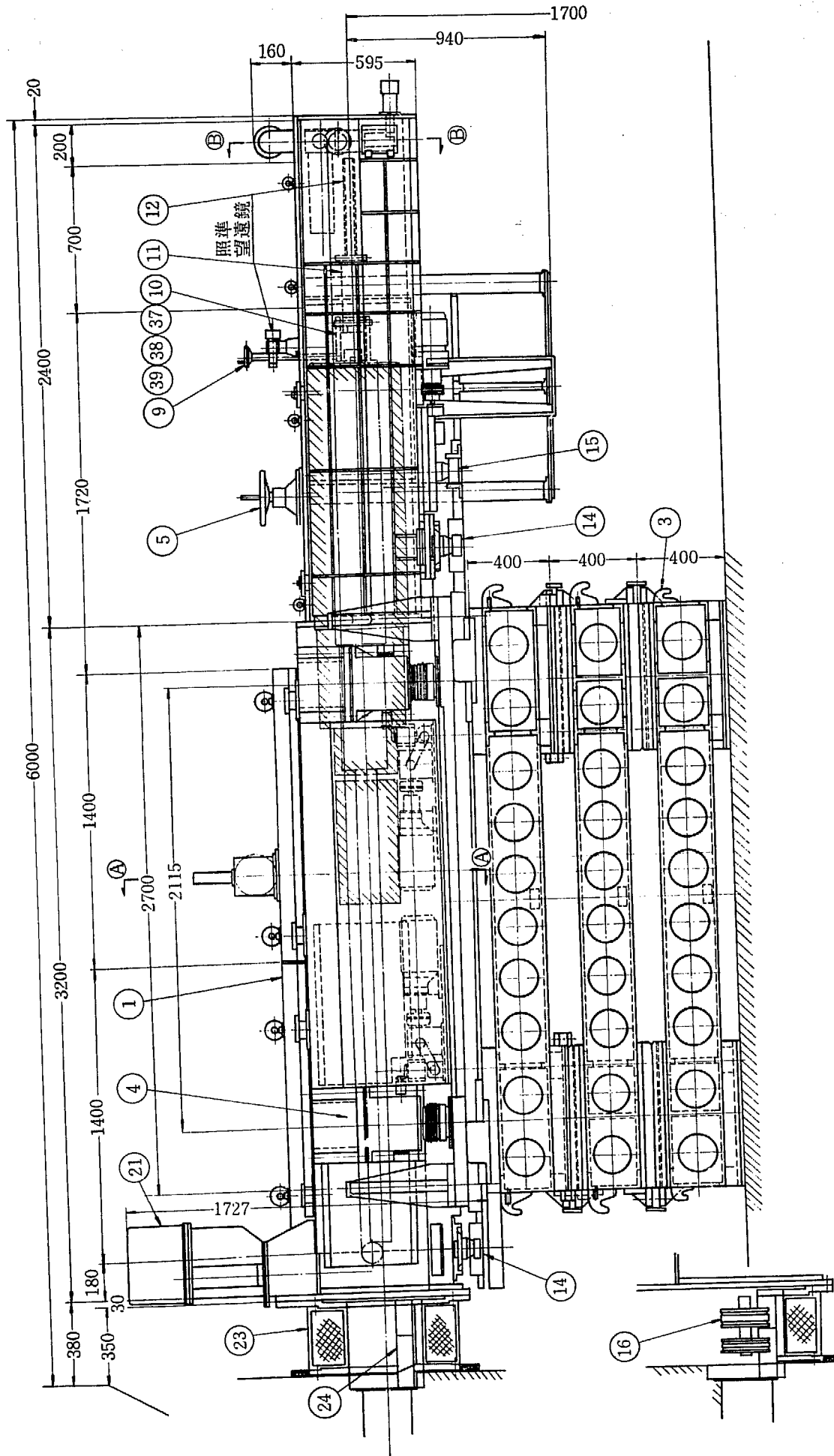
250 φ, 150 φ 内筒中心距離 210 mm

遮蔽リング外径 1,060 mm φ

水平プラグハンドラー (1 基) (Fig. 36 参照)

水平実験孔、計測孔、計測予備孔およびプラグ置場の格納孔のプラグが照射実験その他の実験やプラグ貯蔵などに利用される際それぞれのスリーブ内から遮蔽プラグを放射線に対して安全に取り扱う装置で、その主要部分は主遮蔽体、精位置決め微動調整機構、プラグ搬送機構、プラグゲート、キャスク本体、ボルスタ (支持台) などより構成する。

水平実験孔、計測孔およびプラグ置場格納孔の各位置における本装置の位置決めは電動駆動により左右、上下



自動位置決め機構ヲ装置シタ状態

Fig. 36 水平プラグハンドロー断断面図

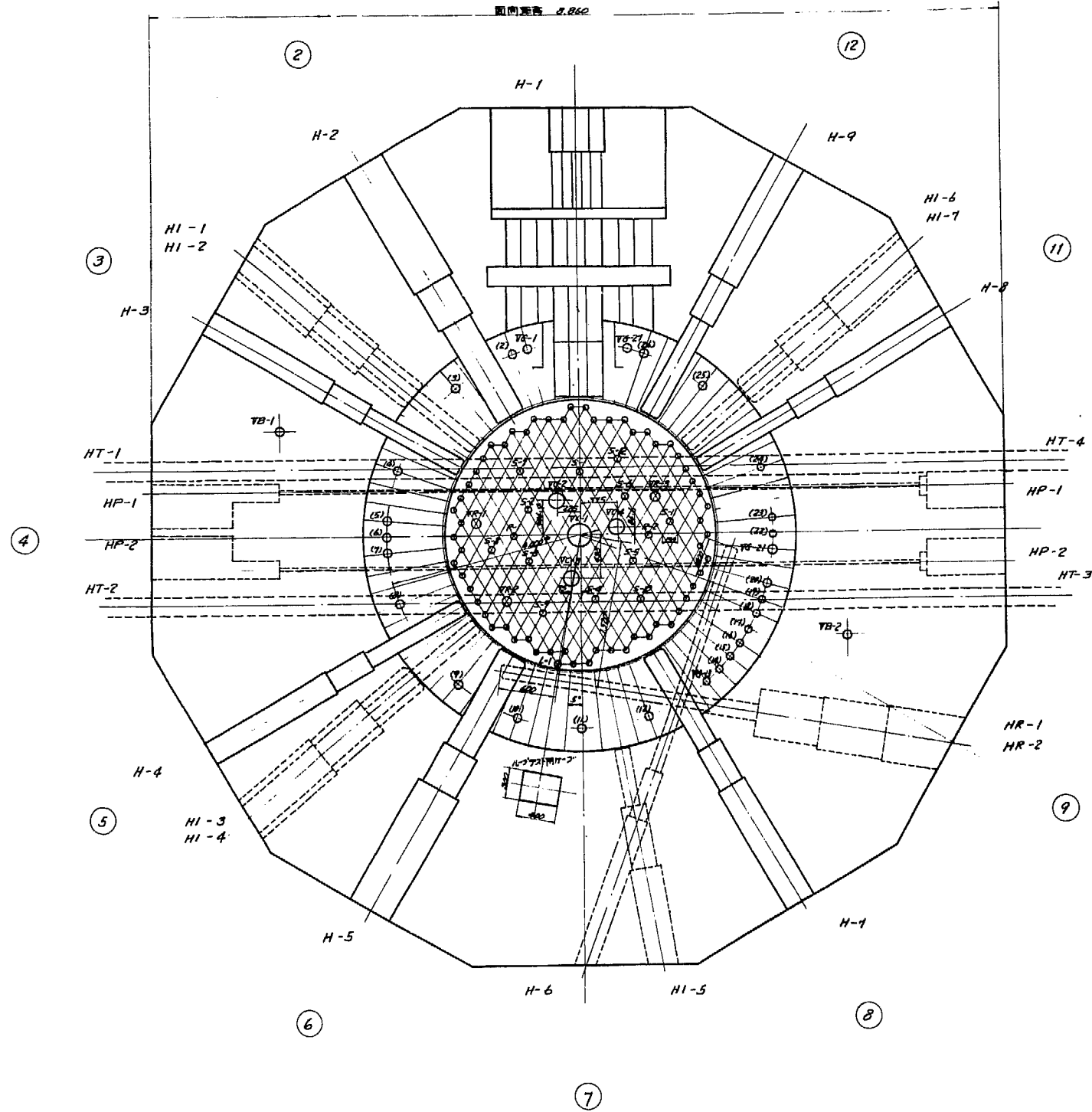
平面配置

Scale 1/30

断面配置

①

断面配置 2.860



断面配置

Scale 1/30

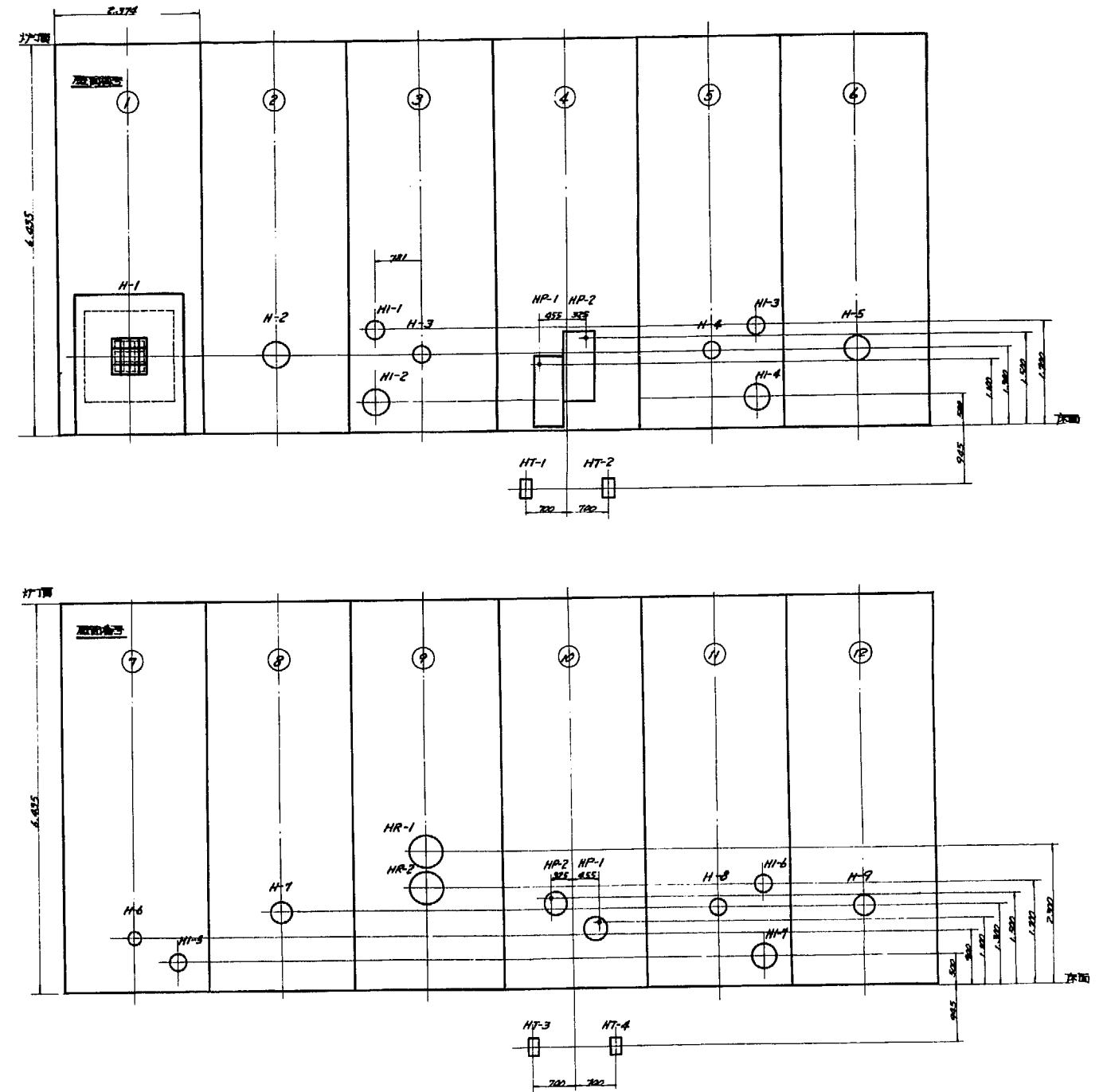


Fig.35 実験孔配置図

前後進の微動調整装置でおこなわれる。すなわち前部はスリーブ孔に対し自動的に操作され、後部は照準望遠鏡により視標点を覗きながら手動切替スイッチにより電動操作で中心位置を決める。

プラグハンドラー本体主要仕様

キャスク全長	5,620 mm
幅	1,020 mm
高さ	940 mm
重量	15,000 kg

なお、通常の使用状態での装置全重量は 30 ton 以下で、また遮蔽能力は原子炉停止 30 分後のプラグ (2 MeV の γ 線束 $2.5 \times 10^7 \text{ R/cm}^2 \cdot \text{sec}$) を収容して

表面 50 mrem/hr

以下である。

4.4 冷却系統

TABLE 9 重水系主要機器一覧

重水系主要機器一覧	型 式
重 水 熱 交 換 器	U字多套管式横型 (伝熱面積 230 m^2) $\times 2$
重 水 貯 槽	縦型円筒式 (容量 10 m^3) $\times 2$
ダンプ槽	縦型円筒式 (容量 6 m^3) $\times 1$
ドレン槽	横型円筒式 (容量 0.9 m^3) $\times 1$
イオン交換樹脂塔	混床式非再生型 $\times 2$
フィルター	焼結金属式堅型濾過器 $\times 2$
主重水ポンプ	縦型キャンドタイプ (容量 $600 \text{ m}^3/\text{hr}$) $\times 2$
非常用ポンプ	縦型遠心式メカニカルシールポンプ ($102 \text{ m}^3/\text{hr}$) $\times 1$
重水供給ポンプ	縦型遠心式メカニカルシールポンプ ($156 \text{ m}^3/\text{hr}$) $\times 2$
エゼクター	単一ノズル型 $\times 1$

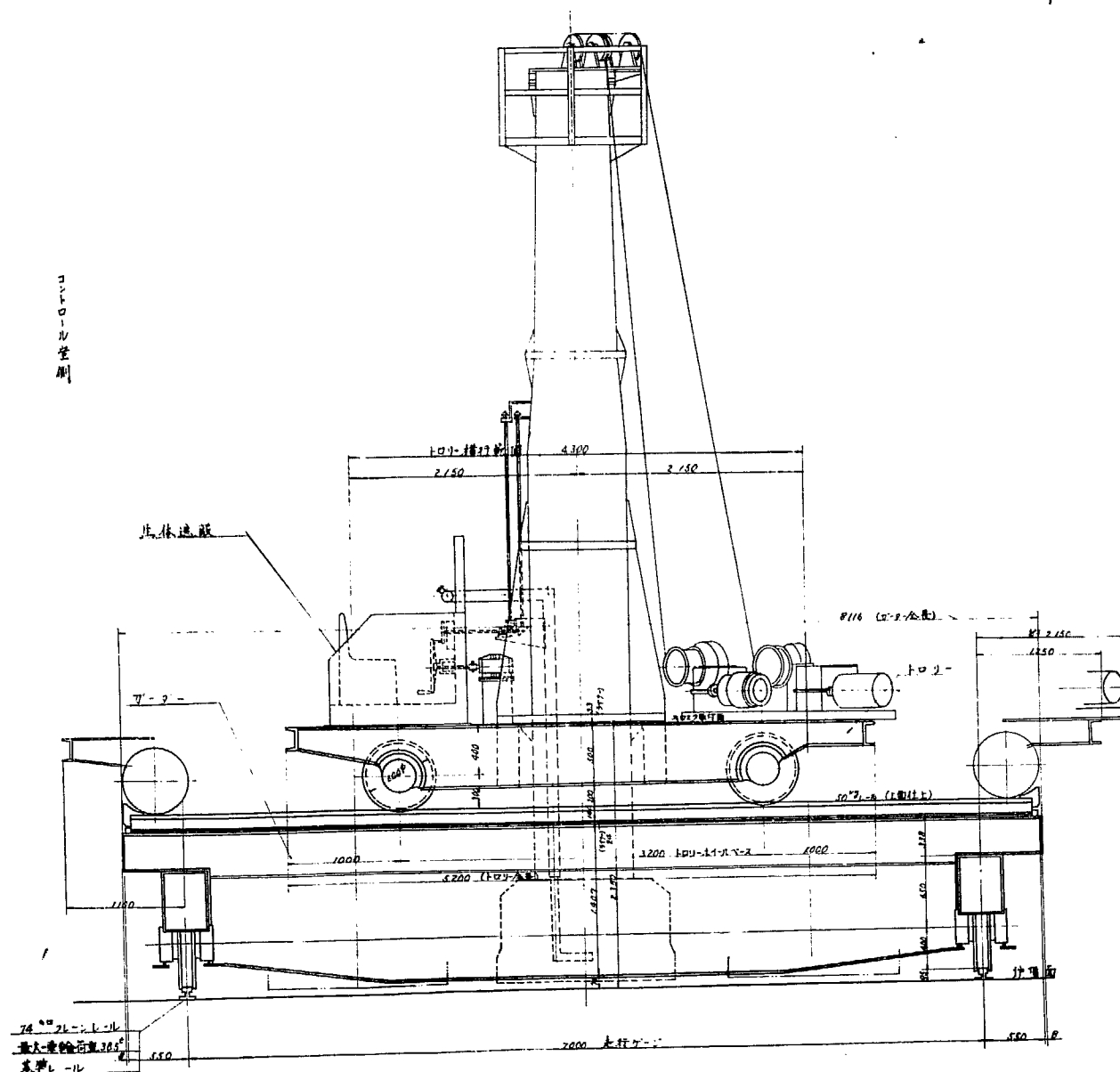


Fig. 37 RI キャスク断面図

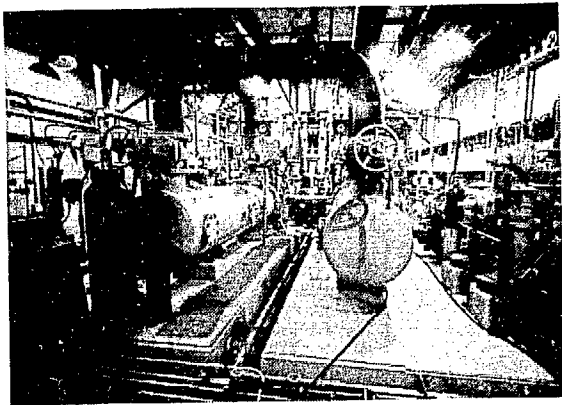


Fig. 38 冷却機器室

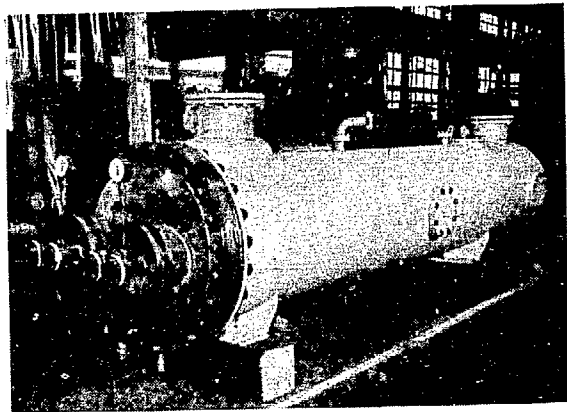


Fig. 40 熱交換器外観（重水系）

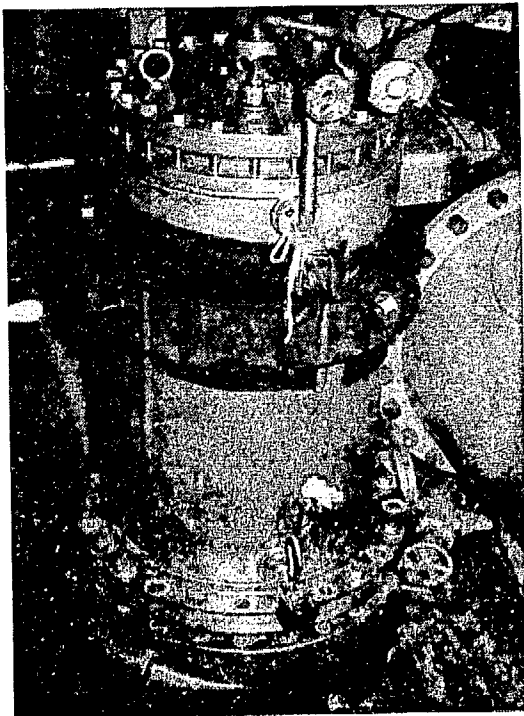


Fig. 39 主重水ポンプ（キャンドモーターポンプ）

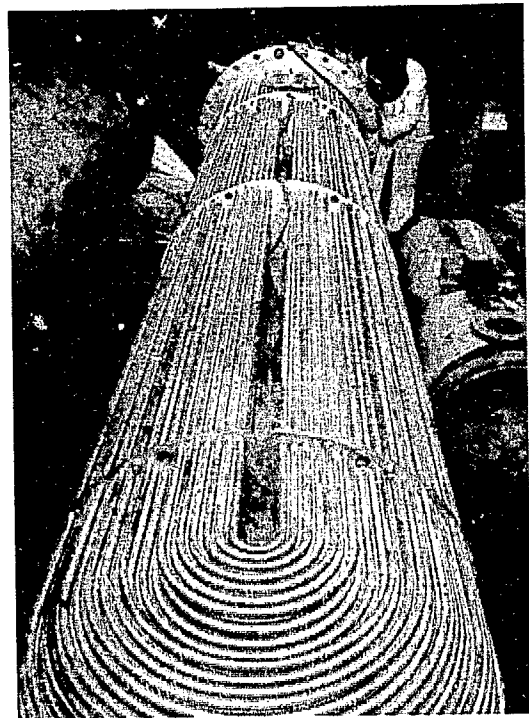


Fig. 41 熱交換器内部

TABLE 10 各系の主要機器一覧

熱 遮 蔽 冷 却 系	
軽 水 熱 交 換 器	U字多套管式横型（伝熱面積 3.3 m ² ）1
軽 水 貯 槽	縦型円筒式（容量 5.5 m ³ ）1
イオン交換樹脂塔	混床式非再生型 1
ス ト レ ー ナ ー	金 網 式 2
軽 水 ポ ン プ	横型遠心ポンプ（容量 45 m ³ /hr）2
炭 酸 ガ ス 系	
炭酸ガス熱交換器	フィンチューブ多管式（伝熱面積 50 m ² ）1
炭 酸 ガ ス 貯 槽	ウィギンス式ドライシール型（容量 6 m ³ ）1
炭酸ガスブローア	2 段幅流型（容量 9,800 kg/hr）1
緊 急 冷 却 系	
緊急用軽水貯槽	横型円筒式（容量 10 m ³ ）1
緊急用 ポ ン プ	縦型片吸込型うずまきポンプ（容量 40.2 m ³ /hr）2
給 排 水 系	
排 水 貯 槽	横型円筒式（容量 20 m ³ ）2
排 水 ポ ン プ	横型片吸込型うずまきポンプ（容量 15 m ³ /hr）3

冷却系統は、1) 重水系、2) ヘリウムガス系、3) 熱遮蔽冷却系、4) 炭酸ガス冷却系、5) 緊急冷却系、6) 給排水系、7) 換気系、8) 2次冷却系よりなる。

4.4.1 重水系

重水系は大別して次の4部よりなる。

主循環回路 主循環回路は2基の重水熱交換器、2台の主重水ポンプおよび主配管よりなる。重水の循環量は 17.3 m³/min である。非常用ポンプを主重水ポンプに並列に設置し、停電時にも無停電電源よりの電圧により 1.7 m³/min の重水を循環することができる。このポンプは停電時以外に少容量の重水循環のときも使用される。

重水精製回路 炉内を循環する重水を精製するための主循環回路の重水熱交換器より重水の一部をこの回路に分流させて精製する。

イオン交換樹脂塔は2基並列に置かれ、常時は1基ずつ運転するが燃料破損時などには2基同時に使用することもできる。

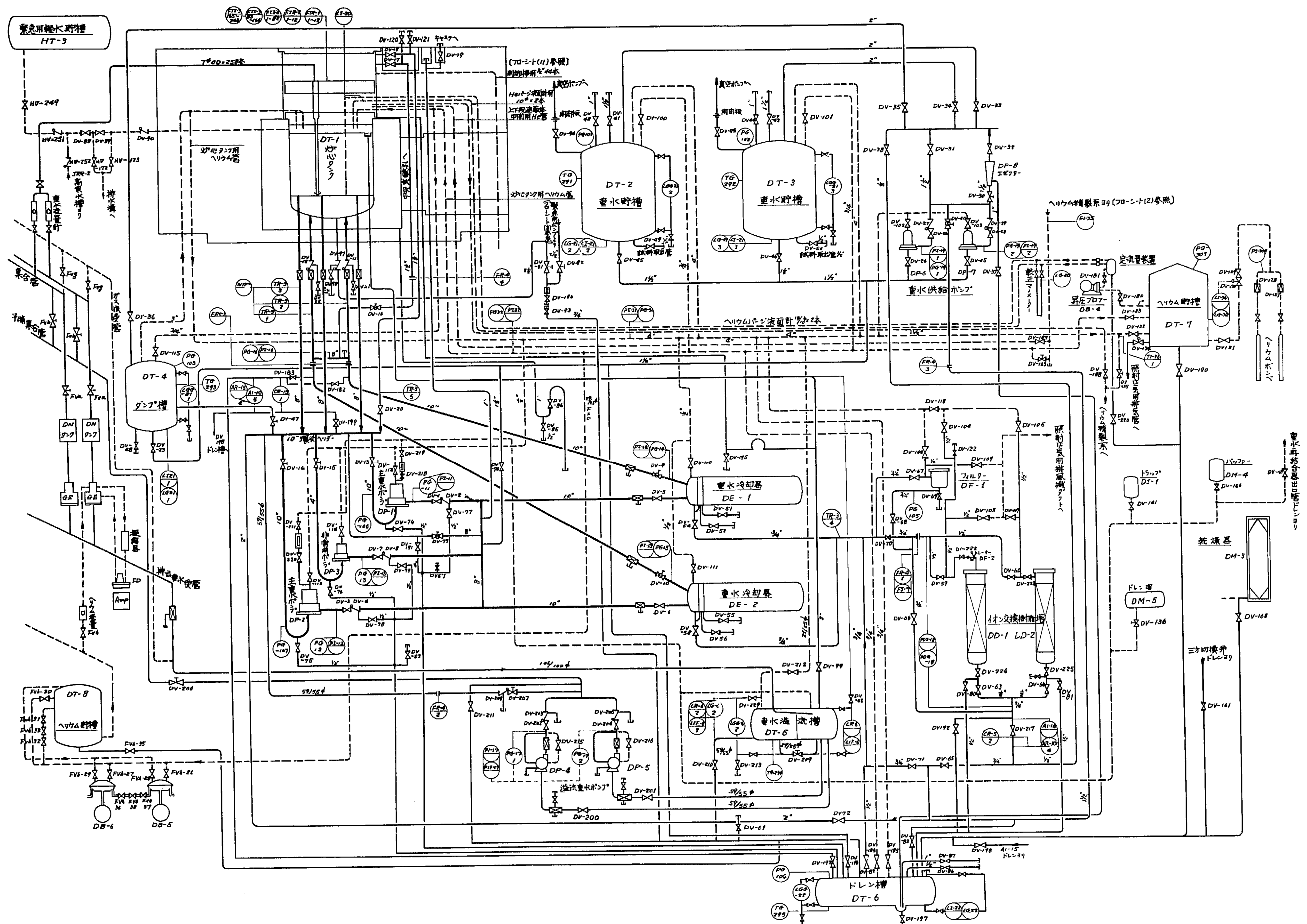
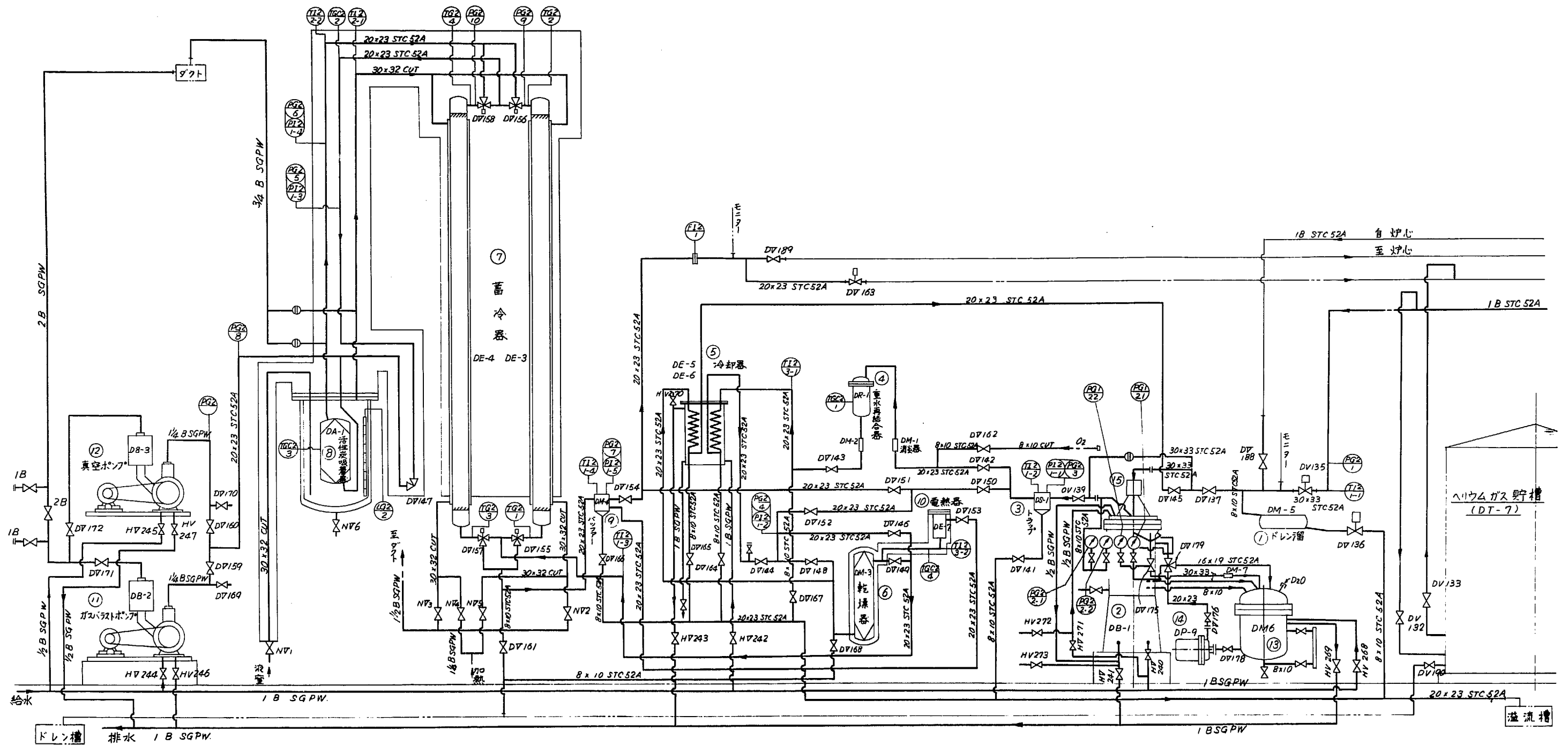


Fig.42 重水系フローシート (He系も含む)



番号	機器番号	名 稱	記 事	番号	機器番号	名 稱	記 事
1	DM-5	ドレン溜	容量 12 L D ₂ O溜 150°×700°×2° SUS27	7	DE-4 DE-3	蓄 冷 器	2筒切替式 3段・36.5°(1層分)充満。 大径6° 80°B5×4100° STC52A - Megaz 外周 95°98°×3840° SUS27 - 140°B1 内周 活性能・33°充満 LNH ₂ 冷却 21層 590°×953°×25° SUS27 真空断熱式 重量 630°×953°×3° SUS27 全高 2.2°M 容量 12 L D ₂ O溜
2	DB-1	ヘリウム圧縮機	1段 94°7°4°式 He D ₂ O接触部 SUS27 吐出量 18°N°/K He 最高使用圧 1°/cm ² D ₂ O溜用 吐出量 18°N°/K He 最高使用圧 1°/cm ² D ₂ O溜用	8	DA-1	活性炭吸着器	
3	DS-1	トラップ	容量 12 L D ₂ O溜 250°×340°×2° SUS27	9	DM-4	バッファ	250°×340°×2° SUS27 シズン加熱 ヒ-7-0.5°KW He 9°N°/K 出口温度 280°C~300°C
4	DR-1	重水再結晶器	内筒白金黒=3/1°充満、シズンヒ-7-0.5°KW 外筒 140°×395°×2° SUS27 温度 420°C ホリ-7-A-0.3°×2°7-7-A-0.4° 34°×1010° STC52A 換熱 水循環方式 12°SGPW×800° 水圧力 3°/cm ² ホリ-7-A-0.3°×2°7-7-A-0.4° 2°ヒ-7=636°充満 温度 -30°C 送乾燥器	10	DE-7	電 熱 器	
5	DE-5 DE-6	冷 却 器		11	DB-2	ガスバラストポンプ	キニ-型 ガスバラスト付 ロ-7リ-ポンプ 吐出量 1720°/min モ-7-3.75°KW
6	DM-3	乾 燥 器	2°ヒ-7=636°充満 温度 -30°C 送乾燥器 125°/129°×900° SUS27	12	DB-3	真空ポンプ	キニ-型 ロ-7リ-ポンプ 吐出量 1720°/min モ-7-2.2°KW
				13	DM-6	重 水 溜	
				14	DP-9	ケミポンプ	
				15	DF-2	吸入濾過器	

註1 計器中、PL、TI、TG、TGC、FIハ除外トスル。
2 假想線部及び電気関係ハ除外トスル。

圧	力
最高使用圧力	1 kg/cm^2
水 圧	kg/cm^2
気 密	He 1.5 kg/cm^2

Fig.43 ヘリウム純化装置系統図

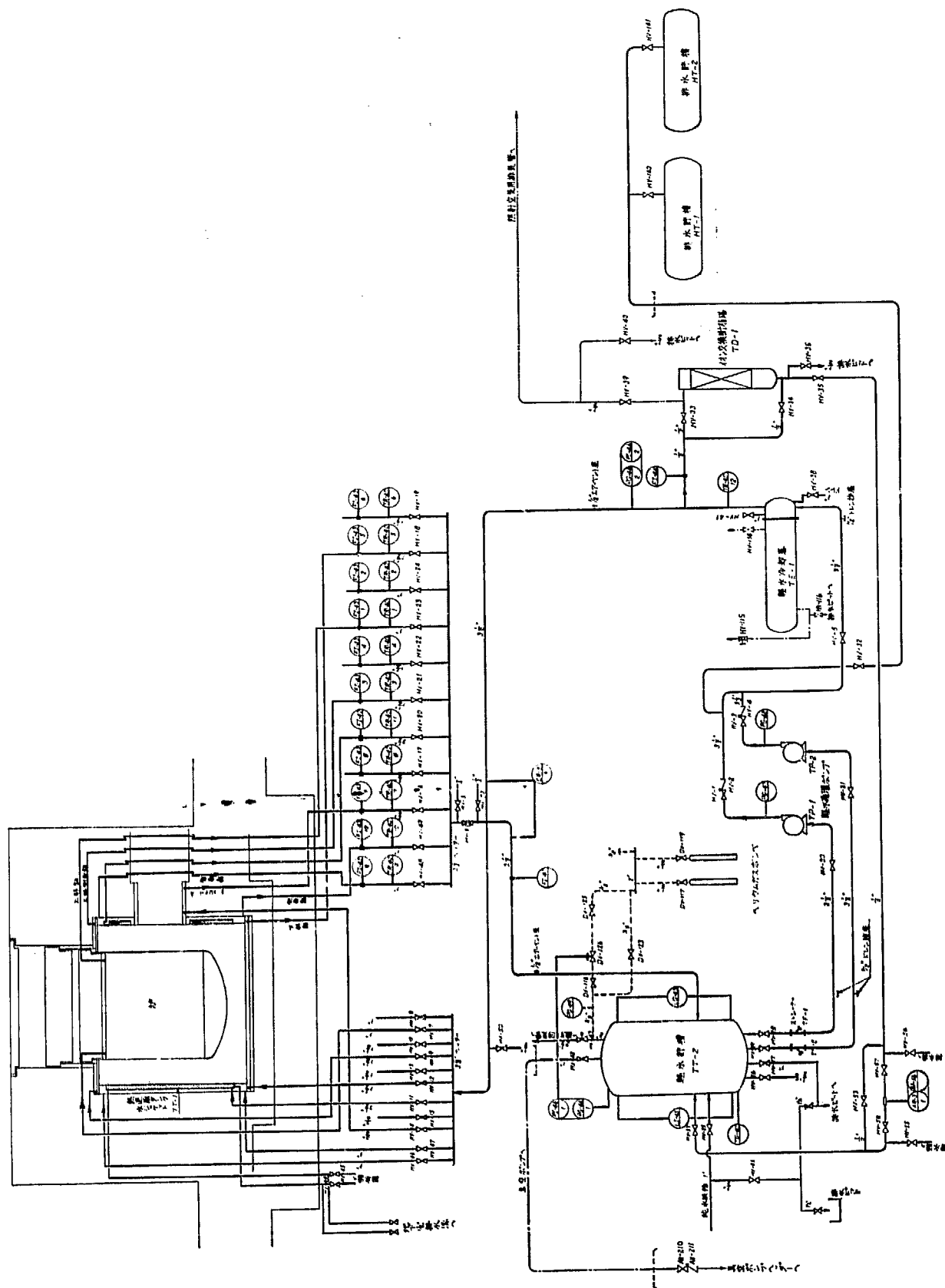
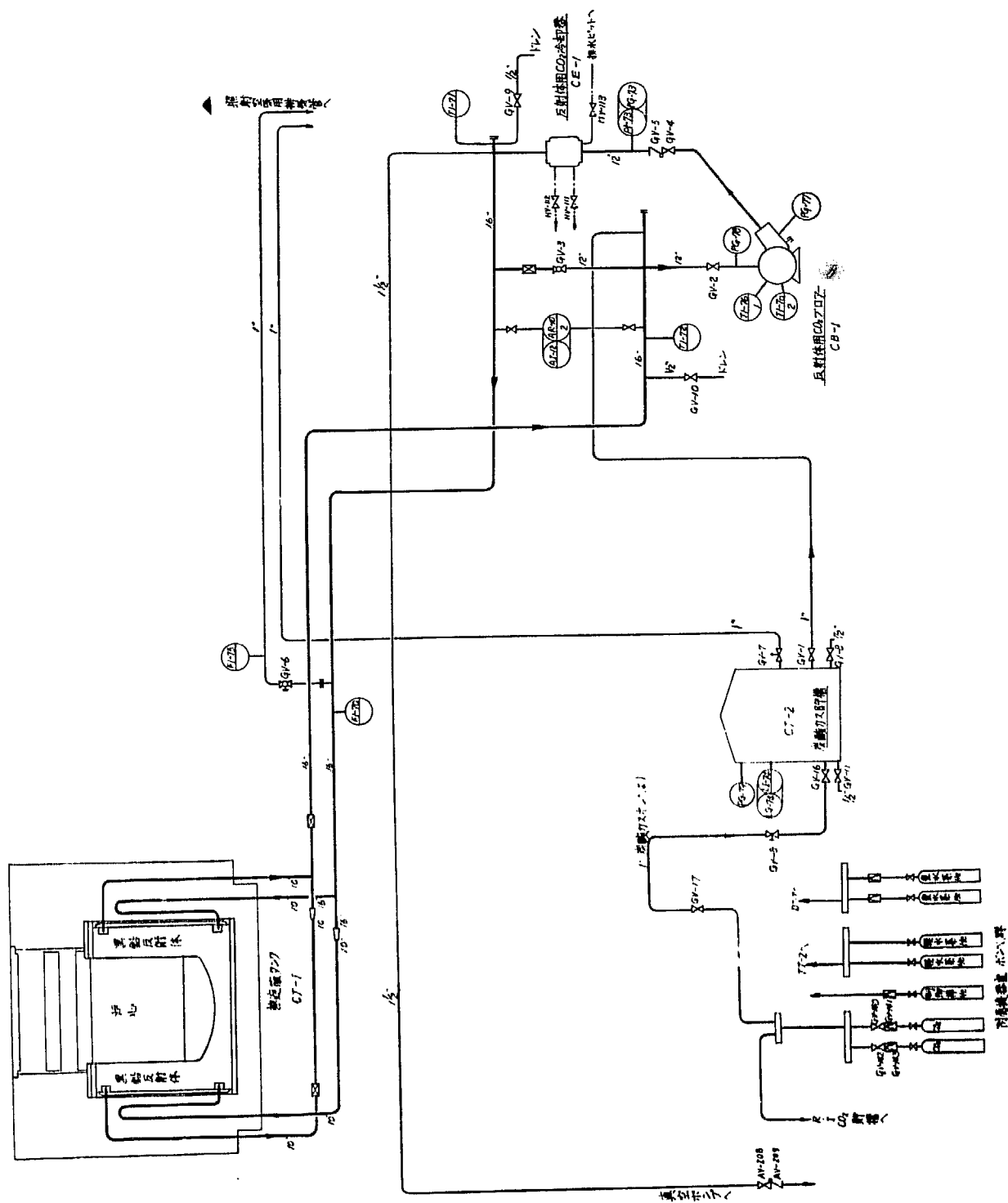
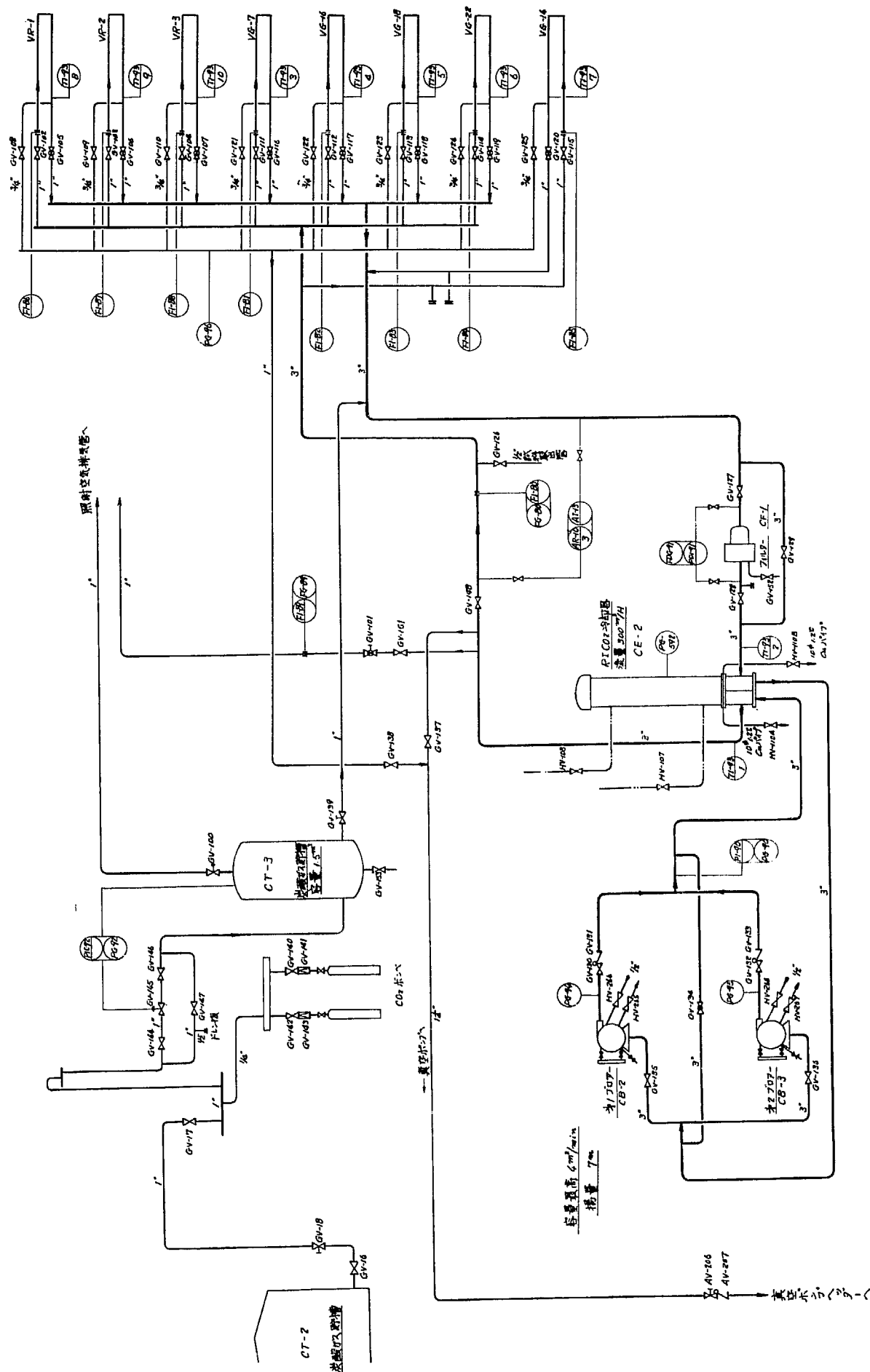


Fig. 44 熱遮蔽冷却系フローシート

Fig. 45 反射体 CO₂ 系フローシート



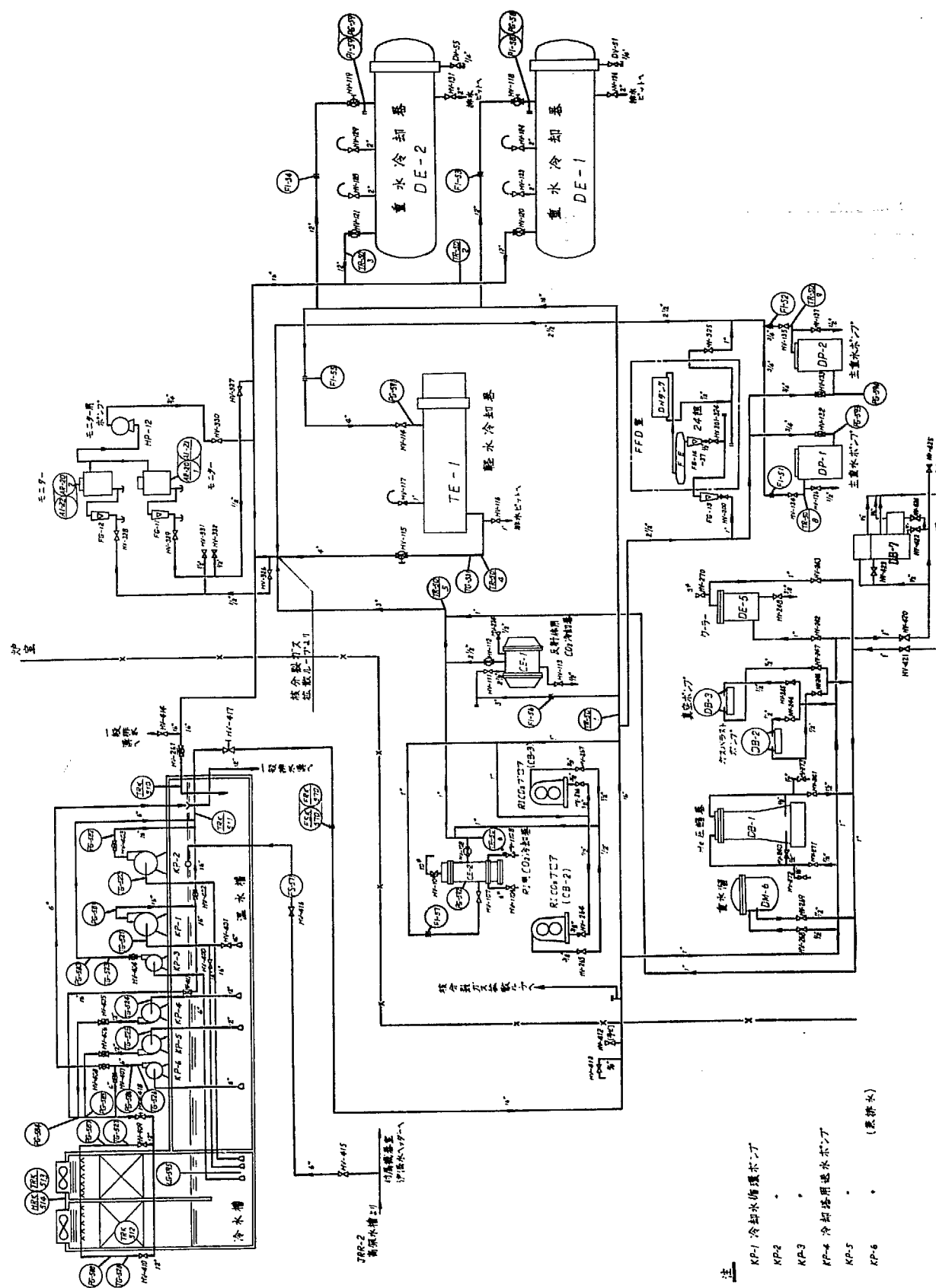


Fig. 48 二次冷却水フローシート

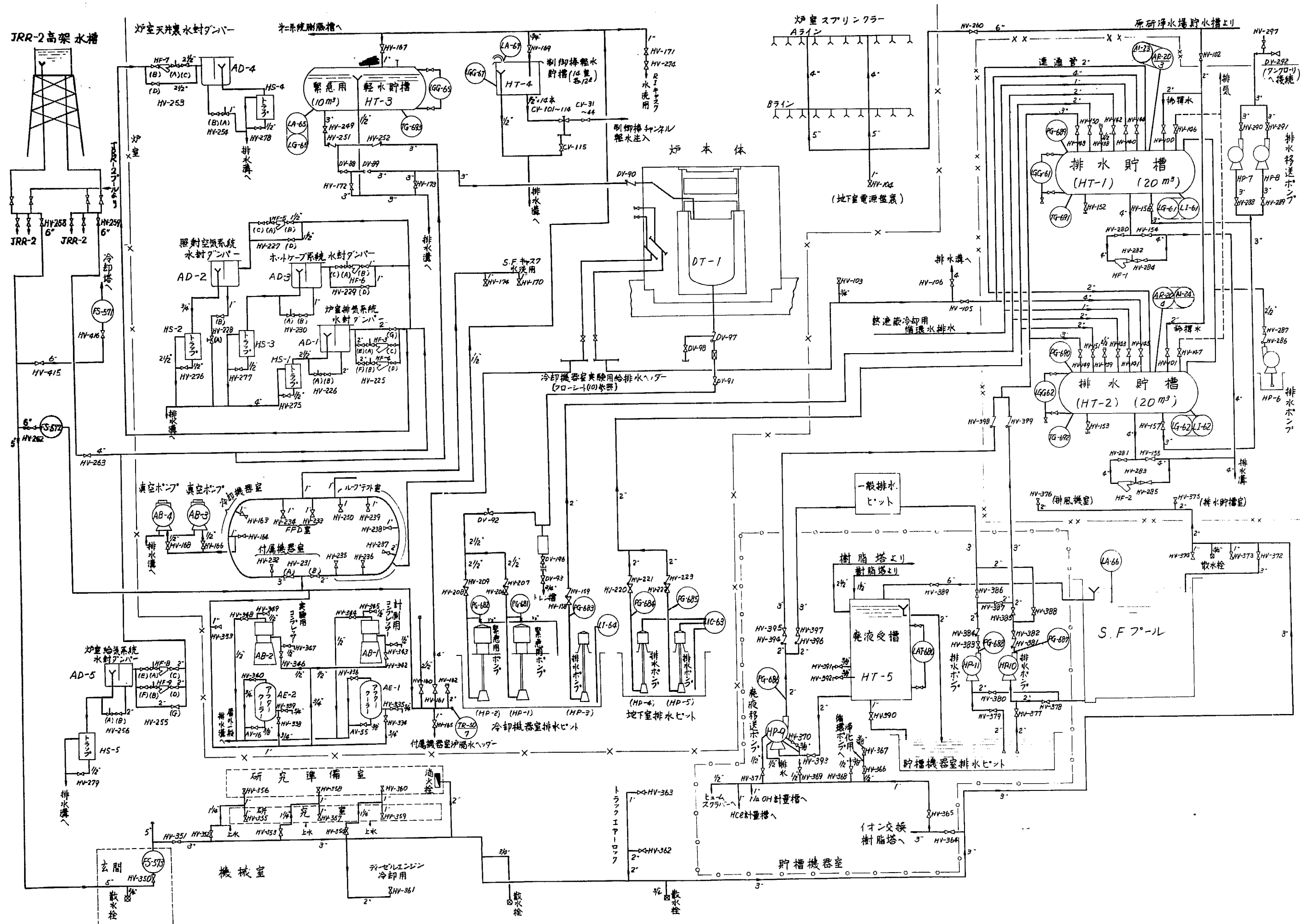


Fig.47 給排水、緊急冷却水等フローシート

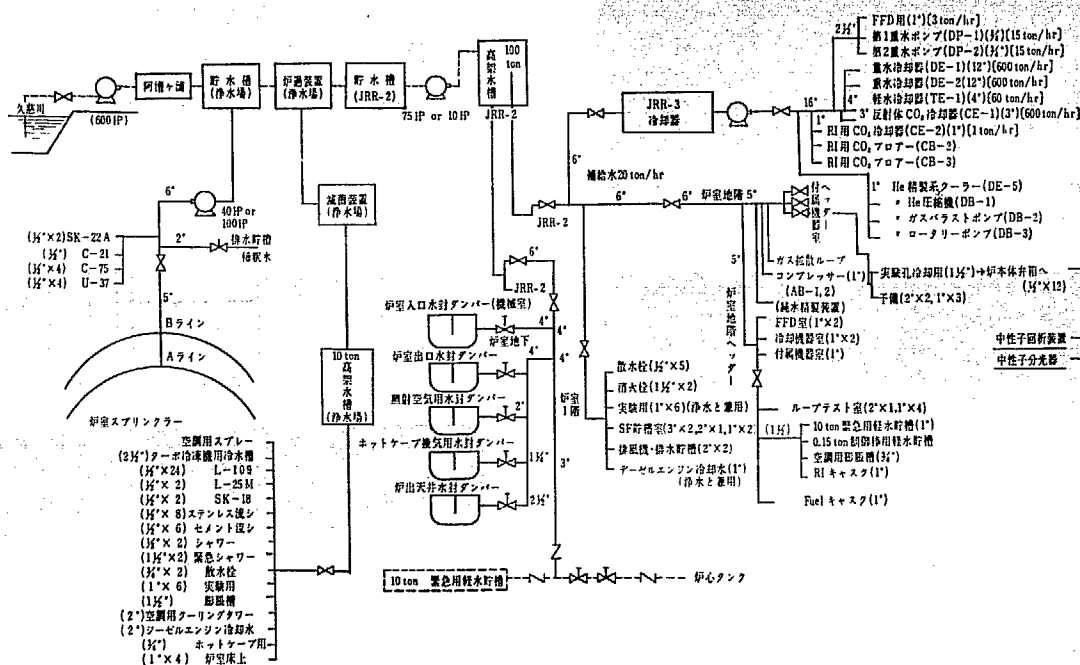


Fig. 49 給水系統図

常時循環量は $1.4 \text{ m}^3/\text{hr}$ である。

溢流回路 炉心タンク内の重水液面を一定にたもつため、重水を炉心タンクより溢流重水槽に導く。

溢流重水槽へは、このほか、破損燃料検出回路の重水が戻されるが、定常運転時にこの液面が低下することは、系外への重水漏洩と関連するから、少量の重水漏洩が検知できるように工夫されている。

重水貯槽群 重水貯槽 2 基、ダンプ槽、ドレン槽、重水溢流槽よりなる。重水貯槽は何れも容量 10 m^3 の堅型タンクで系内重水を貯える。ダンプ槽は容量 6 m^3 で重水ダンプおよび重水の一時的貯槽の役目を果たす。

ドレン槽は容量 0.9 m^3 で系内重水の回収の際などに使用される。ドレン槽より各貯槽への重水汲上げは重水供給ポンプ、エジェクターを使用する。

4.4.2 ヘリウムガス系

ヘリウムガスはヘリウムガス貯槽より重水の表面を覆うために重水貯槽群、炉心タンク、重水液面などに供給される。炉心タンクの重水液面上のヘリウムガスはガス中の重水蒸気を減らすための凝縮器を通り分解ガス再結合のため常時一定量再結合装置を通り循環する。また、ヘリウムガス精製のため活性炭吸着装置が設けられている。ヘリウムガスを排出するときは、照射空気系管を通じておこなう。

4.4.3 熱遮蔽冷却系

熱遮蔽タンクの外周に設けた水ジャケット、熱遮蔽タンクおよび上部遮蔽体の底部にある鉛中に埋込んだ冷却管内に軽水を循環し冷却をおこなう。循環量は $43 \text{ m}^3/\text{hr}$ である。

軽水はヘリウムガスで加圧した軽水貯槽より軽水ポンプで循環され軽水熱交換器で $10^\circ\text{C} \sim 40^\circ\text{C}$ に冷却され、ヘッダーより各部に分配され各部の発生する熱量を除去

する。炉より出た 50°C の軽水はふたたび軽水貯槽に戻り循環する。

熱遮蔽軽水を精製するため一部は分流し、イオン交換樹脂塔を通す。

4.4.4 炭酸ガス冷却系

黒鉛反射体中に空気の侵入するのを防止し、かつ、反射体内に発生する熱量を除去するために炭酸ガスで冷却するためのもので炭酸ガスブローア、冷却器、炭酸ガス貯槽よりなる。炭酸ガス循環量は $9,800 \text{ kg/hr}$ で、反射体（黒鉛）内温度を最高 80°C におさえる。

炭酸ガスは、ポンペよりガス貯槽に適時供給され系内の炭酸ガスを排出するときは照射空気系管を通じておこなう。

4.4.5 緊急冷却系

炉心部の事故などで重水が冷却機器に漏洩したりして、燃料棒の冷却が不能になった場合の緊急対策として設けるもので、重水汲上げ注入と緊急軽水注入の二種がある。

4.4.6 給排水系

冷却器その他必要機器などへの給水および地下室溝よりの排水に必要な機器配管弁などよりなる。

4.4.7 照射空気系

実験系その他放射能を帯びる恐れのある部分の空気は、炉室内の換気系とは独立に設けた排気系で煙突に導かれる。

また、放射能を帯びるおそれのあるヘリウム系、炭酸ガス系などの排気もこの系を通じて放出される。

4.4.8 2 次冷却系

2 次冷却系は、1 次系の重水熱交換器、炭酸ガス冷却器、RI 炭酸ガス冷却器および熱遮蔽軽水熱交換器から発熱量を除去するとともにその他主要ポンプ、ブローア

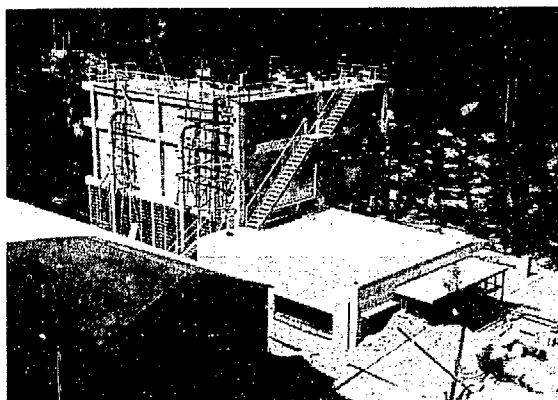


Fig. 50 冷却塔全景（手前は排風機室）

類の冷却にも用いられている。

主要機器に次のものがある。

温 水 槽	300 m ³
冷 水 槽	350 m ³
循環ポンプ	2 基 (KP-1, 2)
揚 程	20 m
水 量	20 m ³ /min
出 力	100 kW
補助循環ポンプ	1 基 (KP-3)
揚 程	14 m
水 量	2 m ³ /min
出 力	11 kW
空気ファン（防水型）	4 基
出 力	25 kW（1 基）
押上げポンプ	2 基 (KP-4, 5)
揚 程	14 m
水 量	10 m ³ /min
出 力	37 kW
補助排水ポンプ	1 基 (KP-6)
揚 程	14 m
水 量	2 m ³ /min
出 力	7.5 kW

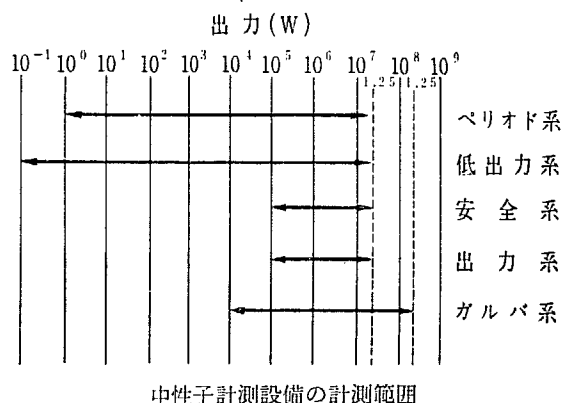
冷却塔の設計条件は次のとおりである。

水 流 量	1,200 m ³ /hr	1,350 m ³ /hr
空気流量	930,000 m ³ /hr	930,000 m ³ /hr
入口水温	40°C	37.1
出口水温	30°C	30.2
湿球温度	25.6°C	24.3
移動係数	N. T. U 2.25	1.5
	（設計値）	（実測値，昭和 42.8）

4.5 計測制御設備

4.5.1 中性子計測設備

中性子計測設備は、0.1 W～10 MW の範囲の中性子束を計測し、炉の起動時、運転中の中性子束を監視するとともに、通常運転中は微調整棒装置と組合わせて炉内の中性子束を一定に保つよう自動制御する。また、中性



中性子計測設備の計測範囲



Fig. 51 制御室内部

子束が異常上昇した場合は安全処置をとるため信号を発する。

本設備は下記の 5 系からなり、その計測範囲をつぎに系統図を Fig. 52 に示す。

ペリオド系	2 系統
低出力系	1 系統
出力系	2 系統
カルバ系	1 系統
安全系	3 系統

なお、これらの系統の中性子検出器は電離箱型で計測孔 HI-2, 4, 5, 7 に挿入してある。

ペリオド系 この系は、独立した 2 系統よりなり、1 W～1.25×10⁷ W の出力範囲において炉出力およびペリオドを計測、監視するもので、2 系統とも常時作動状態におき、いずれか一方の対数出力およびペリオドを切換スイッチで選択して記録計によって記録できるようになっており、ペリオドに 2 系統独立して、制御卓に取付けてあるペリオド指示計に指示されるようになっている。

対数出力、ペリオド計は、入力電流を対数変換したのち、直流増幅で対数出力を取り出し、さらにその出力を微分回路で微分したのち直流増幅してペリオド指示をおこなうとともに 5 秒、10 秒、20 秒においてスクラム、リバースおよびアラーム信号が発せられる。

低出力系 この系は、1 系統よりなり、0.1 W～1.25×10⁷ W の炉出力範囲を 12 段に切換えて、炉出力を測定・監視するもので記録計によって記録できるようにな

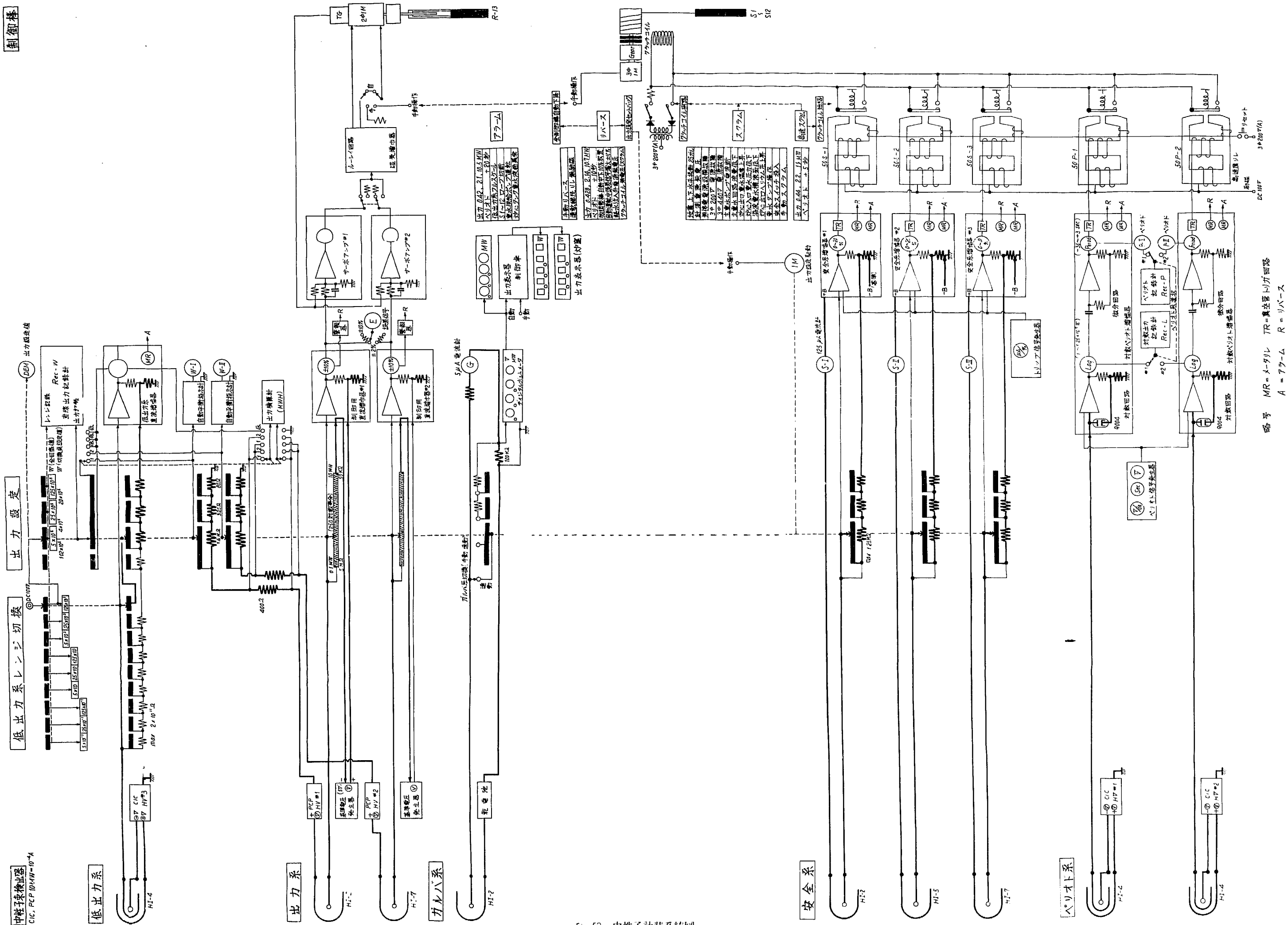


Fig 52 中性子計装系統図

っている。

また出力指示が各レンジのフルスケールに達するとメータリレーによりアラーム信号が発せられる。

出力系 この系は、2系統よりなり、 $10^5 \sim 1.25 \times 10^7$ W の炉出力範囲において炉出力の指示、監視をおこなう出力測定部と、微調整棒装置と結合して炉の自動制御をおこなう自動制御部がある。2系統のうちいずれか一方を自動制御のループに接続する。

自動制御部は、中性子検出器の出力電流を設定比較機構で切換えられる出力設定抵抗に流入させて、その電圧降下を基準電圧と比較して誤差信号とし、それを増幅して微調整棒を駆動するようになっている。自動制御中にこの誤差信号が $\pm 10\%$ を超えるとリバース信号が発せられる。

ガルバノメータ系 この系は、1系統よりなり $10^4 \sim 12.5 \times 10^7$ W の炉出力範囲において、炉の出力を計測監視するためのもので、電離箱の電源として電池を使用し、電離箱の出力電流を直接ガルバノメータに指示するようになっている。したがって、無停電電源が万一喪失するような事故があっても、計測が継続できるようになっている。

安全系 この系は、独立した3系統よりなり $10^5 \sim 1.25 \times 10^7$ W の炉出力範囲において、炉出力を計測監視するとともに、炉出力が規定値以上に上昇した場合はアラーム、リバース、スクラム信号を発して炉の安全を確保するよう動作するものである。

中性子検出器からの出力電流は、直接電流計を通り出力を指示するとともに設定比較機構附属箱中の抵抗を流れ、この電圧降下は基準電圧と比較され差電圧が安全系直流増幅器で増幅され誤差出力を指示する。その値が $+5\%$ 、 $+7\%$ 、 $+10\%$ になったとき、それぞれアラーム、リバースおよびスクラム信号が発せられる。

4.5.2 制御棒装置

炉の制御は12本の粗調整安全棒と、2本の微調整棒によっておこなう。粗調整棒は、炉の中心から約600 mm と約900 mm の位置にほぼ円周上に設置されている。駆動装置は、上段遮蔽体と回転遮蔽体の間の空間に設置されている。

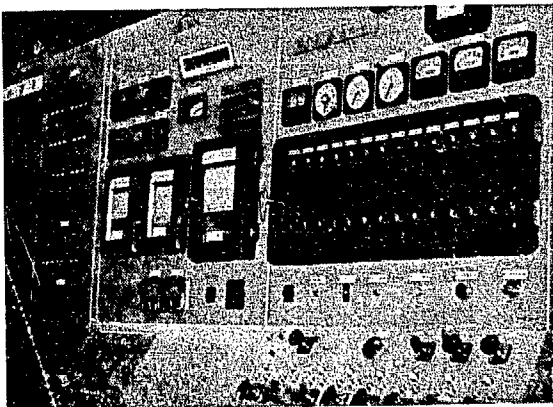


Fig. 53 制御棒位置指示器

制御棒は減速重水中に挿入したアルミニウムの案内管の内を上下に移動する。案内管および駆動装置内部には除熱のためにヘリウムガスが充填されている。

制御棒 制御棒は、カドミウムの円筒の両面をアルミニウムで被覆した中空円筒で両端をアルミ被覆で熔接する。カドミウムの融点は 321°C でアルミは 659°C であり運転中カドミウムの融点を超えても外部に流出することがないようにしている。

微調整棒駆動装置 微調整棒はボールナット、スクリューを用いて駆動する。行程は900 mm で駆動速度は、自動 38 mm/sec、手動 12 mm/sec である。

粗調整安全棒駆動装置 粗調整安全棒は行程が長い（行程 2,100 mm）、ワイヤーロープの巻胴巻込式によって駆動する。運転の便宜および安全の見地から駆動には高低の2速度を用意し、高速 18 mm/sec、低速 6 mm/sec である。

制御能力 個々の制御棒の制御能力は相互干渉が大きい一定でない。種々の制御棒パターンでの測定結果によれば、その変化範囲は粗調整安全棒では $0.1 \sim 2.0\% \Delta k/k$ 、微調整棒については $0.05 \sim 1.5\% \Delta k/k$ となっている。定常運転時の制御棒パターンを下記のように定め、これを標準パターンとしている。

微調整棒 (R 13, 14)	450 mm
内側粗調整安全棒 (S 1~6)	2,100 mm
外側粗調整安全棒 (S 8, 11)	1,500~2,100 mm (2本同位置)
外側粗調整安全棒 (S 7, 9, 10, 12)	臨界制御 (4本同位置)

標準パターンコールドクリーンの状態での制御能力は1本当たり

内側粗調整安全棒	$1.1 \pm 0.3\% \Delta k/k$
外側粗調整安全棒	$0.85 \pm 0.05 \%$
微調整棒	$0.48 \pm 0.05 \%$

この場合の制御棒の単位長さ当りの制御能力、駆動時の単位時間当りの制御能力を示す。

TABLE 11

	$\% \Delta k/k/cm$	$\% \Delta k/k/sec$		速 度 cm/sec	
		低 速	高 速	低速	高速
粗調整安全棒 (内側)	5.2×10^{-5}	3.1×10^{-5}	9.3×10^{-5}	0.6	1.8
(外側)	4.0×10^{-5}	2.4×10^{-5}	7.2×10^{-5}	0.6	1.8
微調整棒	5.3×10^{-5}	6.4×10^{-5}	2.0×10^{-4}	1.2	3.8

コールドクリーンにおける全制御棒のシャットダウンマージンは約 $\% 7 \Delta k/k$ である。

制御棒軽水注入装置 制御棒に対する緊急対策として、軽水注入設備を設ける。なんらかの原因により制御棒を炉内に挿入したにもかかわらず、炉出力の上昇が停止せず、制御棒温度が異状に上昇する危険があると考えられる場合、手動によって制御棒案内管内に軽水を注入

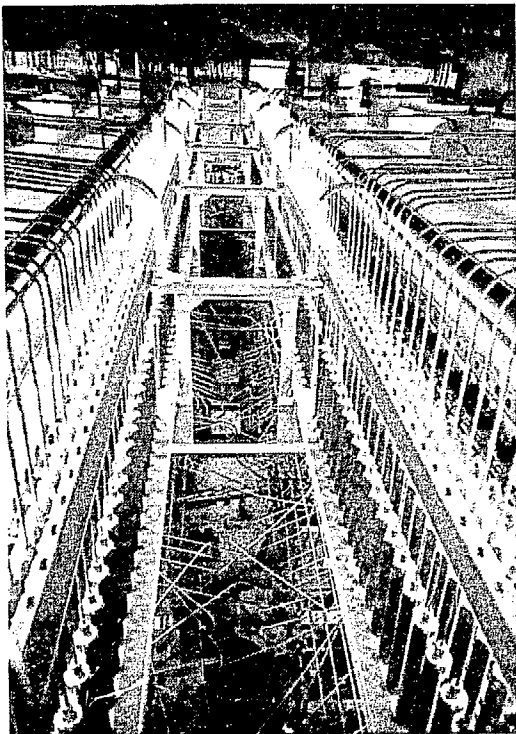


Fig. 54 FFD室2階

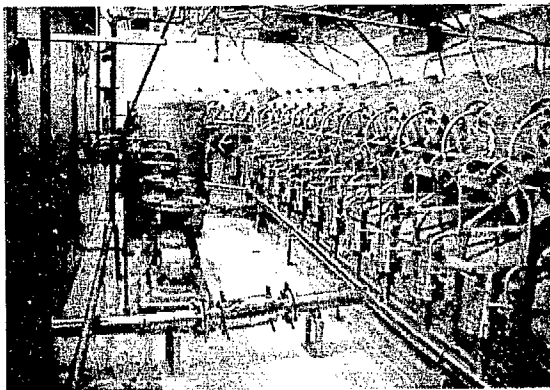


Fig. 55 FFD室1階

する。実験によると制御棒パターンによって異なるが内側制御棒上限で軽水注入した場合 $-0.6\%/1$ 本である。

4.5.3 破損燃料検出装置 (F.F.D)

炉の運転中 246 本の燃料棒冷却管より冷却重水の一部を採取し、これを地下室にある F.F.D 室に導き、重水中に含まれる気体状核分裂生成物 (主として Xe, Kr) を検出して破損燃料棒を発見する。検出器の数を少なくするために、各燃料棒から採取した重水を二分岐し適当な組合せで、23 本の集合管に集める。集合管に集めた重水は気水分離器に導き、ヘリウムガスと接触させて、重水中的の気体状核分裂生成物を重水から分離する。

ヘリウムガスと核分裂生成物の混合気体は β 線検出器箱に導かれ、GM 管により核分裂生成物の有無を検知する。

β 線検出器の出力は制御室に導かれ、対数計数率計で計数し、多点記録計に記録するとともに、計数率が、規定値以上に達した場合は、警報をならすと同時に集中故障表示器によって異常の起った燃料棒を判別することが

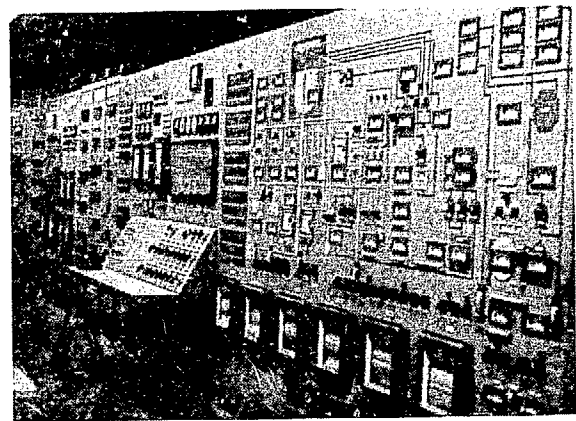


Fig. 56 水ガス計装盤

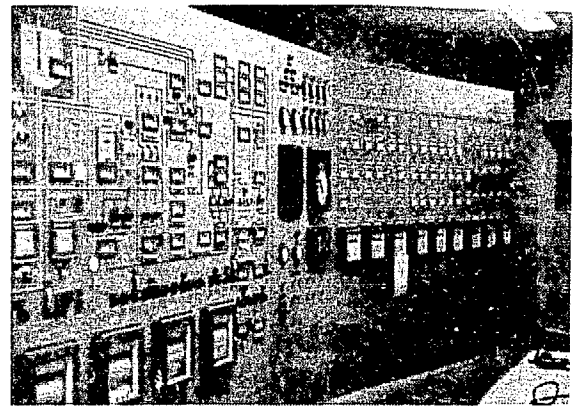


Fig. 57 水ガス計装盤およびモニタ盤

できるようになっている。試料重水が燃料棒冷却管を出てから β 線検出器で気体状核分裂生成物が検出されるまでの遅れ時間は約 2 分である。

なお、本装置は今後選発中性子を検出して破損燃料棒を検知する方法が附加できるよう考慮されている。

4.5.4 水ガス系計測制御設備

水ガス系計測制御設備としては重水系、ヘリウム系、軽水系および炭酸ガス冷却系について各種流量、差圧、圧力、温度、液面、ガス在高、電導度などの記録計、指示計、調節計が設置されている。これらの計器類の大部分は制御室内の水、ガス計装盤に設置されている。

以下 TABLE 12 に示すとおりである。

4.5.5 燃料棒温度検出装置

246 本の燃料棒の冷却重水出口と入口配管に銅コンスタンタン熱電対を挿入して、その温度差を記録、警報指示するものである。

246 本を 3 グループに分け、常時スキャンニングして温度上昇の異常を検出し、警報するようになっている。また任意の燃料棒を選択して連続記録し、さらに温度差信号によって燃焼度、炉内中性子分布の監視もおこなうことができる。

4.5.6 地震計

地下室に設置し、上下動、水平動。おのおの 25 ガルの地震を検知して、スクラム信号を発する。

4.5.7 報知装置

TABLE 12

記 号	測 定 点	目 盛	警 報	検 出 方 法
FRC-1	炉入口重水流量調節	0~30 m ³ /min	L (スクラム) L (スクラム)	オリフィス・電気式差圧変換器} オリフィス・電気式差圧変換器}
WTR-2	熱 出 力	0~12.5 MW		FRC-1, TR-3・1~3 より
TR-3・1	炉入口重水温度 (1)	10~70°C		白金抵抗
・2	“ (2)	“		“
・3	炉出口重水温度	“	H (スクラム)	“
・4	精製塔入口重水温度	“	H	“
・5	中央実験口出口重水温度	“	H	“
FR-4・1	精製重水流量	0~3 m ³ /hr	L	オリフィス・電気式差圧変換器
・2	溢流重水流量	0~30 m ³ /hr		“
・3	供給重水流量	“		“
・4	中央実験孔冷却重水流量	“	L	“
CR-5・1	主重水回路重水電導度	0×2×10 ⁻⁶ V/cm	H	測定電極
・2	精製回路重水電導度	“	H	“
・3	熱遮蔽冷却軽水電導度	“	H	“
LR-6・1	溢流重水槽常用側液面	0~800 mm D ₂ O	L (スクラム) L, H	定位槽付差圧発信器
・2	溢流重水槽液面	“		浮子スプリング式発信器
FS-7	精製重水流量積算	0~10,000 m ³		FR-4・1 より
PI-11	DP-1 吐出重水圧	0~6 kg/cm ² G	H, L	ベロー式発信器
PI-12	DP-2 “	“	H, L	“
PI-13	DP-3 “	0~5 kg/cm ² G		ブルドン管式発信器
PI-14	第1重水冷却器出口重水圧	“	L	“
PI-15	第2重水冷却器出口重水圧	“	L	“
PI-16	炉入口重水圧力	0~3 kg/cm ² G	L (スクラム)	“
PI-17	溢流重水ポンプ吐出重水圧	0~5 kg/cm ² G	L	ベロー式発信器} ベロー式発信器}
PDI-18	精製塔出入口重水差圧	0~30 mAq		ベロー式発信器
PI-19・1	第1供給ポンプ吐出重水圧	0~5 kg/cm ² G		ブルドン管式発信器
PI-19・2	第2供給ポンプ吐出重水圧	“		“
LI-20	炉心タンク減速重水液面	0~32 m D ₂ O	H, L	ヘリウムガス気泡式
LI-21・1	ダンプ槽重水液面	0~10 m D ₂ O	H	ブルドン管式発信器
・2	第1重水貯槽重水液面	0~3 m D ₂ O		ベロー式発信器
・3	第2重水貯槽重水液面	“		“
LI-22	ドレン槽重水液面	0~700 mm D ₂ O		浮子スプリング式発信器
PI-31	炉出口ヘリウム圧	0~800 mm D ₂ O	H (スクラム)	ベロー式発信器
PI-32	炉入口ヘリウム圧	“	H, L	“
PI-33・1	ヘリウムブロー出口圧	0~2 kg/cm ² G		ブルドン管式発信器
・2	蓄冷器温端出口ヘリウム圧	0~0.5 kg/cm ² G		ベロー式発信器
・3	“ 冷端出口 “	“		“
・4	“ 冷端入口 “	“		“
・5	再結合器出口ヘリウム圧	“		ブルドン管式発信器
LI-34	ヘリウムガスホルダ在高	0~2,500 mm	H, L	重錘式在高発信器
FI-35	ヘリウム流量	0~30 m ³ /hr	L	オリフィス・空気式発信器
TI-36・1	ブロー入口ヘリウム温度	0~100°C		白金抵抗
・2	蓄冷器温端入口ヘリウム温度	“		“
・3	“ 温端出口 “	“		“
・4	再結合器入ヘリウム温度	“		“
TI-37・1	乾燥器入口ヘリウム温度	0~350°C	H	“
・2	再結合器出口ヘリウム温度	“		“
TI-38・1	蓄冷器 N ₂ 冷端入口温度	-200~+50°C	H	“
・2	“ He “	“		“
TIC-371	再結合器温度調節	0~350°C		白金抵抗
TIC-372	加熱器温度調節	“		“
TI-380・1	第1蓄冷器温端温度	-200~+50°C		“
・2	“ 冷端 “	“		“

記 号	測 定 点	目 盛	警 報	検 出 方 法
TI-380・3	第2蓄冷器温端温度	-200~+50°C		白金抵抗
・4	“ 冷端 ”	“		“
TIC-381	活性炭吸着塔温度調節	-50~300°C		“
TIC-382	蓄冷器冷端温度調節	-200~+50°C		“
TR-40・1	上部遮蔽 (I) 冷却軽水温度	10~70°C	H	白金抵抗
・2	“ (II) ”	“	H	“
・3	上側遮蔽 (I) ”	“	H	“
・4	“ (II) ”	“	H	“
・5	下部遮蔽 (I) ”	“	H	“
・6	“ (II) ”	“	H	“
・7	サーマルコラム (I) 冷却水温度	“	H	“
・8	“ (II) ”	“	H	“
・9	上側鉛遮蔽 ”	“	H	“
・10	下側鉛遮蔽 ”	“	H	“
・11	熱遮蔽タンク ”	“	H	“
・12	軽水冷却器 ”	“	H	“
FI-41	熱遮蔽冷却水流量	0~60 m ³ /hr	L	オリフィス・電気式変換器
FI-42	熱遮蔽タンク冷却軽水流量	0~40 m ³ /hr		“ ”
FI-43・1	上部遮蔽 (I) 冷却軽水流量	0~10 m ³ /hr		“ ”
・2	“ (II) ”	“		“ (“)
・3	上側遮蔽 (I) ”	“		“ ”
・4	“ (II) ”	“		“ (“)
・5	下部遮蔽 (I) ”	“		“ ”
・6	“ (II) ”	“		“ (“)
・7	サーマルコラム (I) ”	0~2 m ³ /hr		“ ”
・8	“ (II) ”	“		“ (“)
・9	上側鉛遮蔽 ”	0~10 m ³ /hr		“ ”
・10	下側鉛遮蔽 ”	“		“ ”
FI-44	精製回路軽水流量	0~200 l/hr		“ ”
LI-45	軽水貯槽液面	0~3 mH ₂ O	L	空気圧式偏位型発信器
PI-46・1	軽水貯槽加圧ヘリウム圧	0~2 kg/cm ² G		ベロー式発信器
・2	軽水冷却器出口軽水圧	0~5 kg/cm ² G		ブルドン管式発信器
TR-50・1	冷却水入口温度	0~100°C	H	白金抵抗
・2	第1重水冷却器冷却水出口温度	“	H	“
・3	第2重水冷却器 ”	“	H	“
・4	軽水冷却器 ”	“	H	“
・5	反射体炭酸ガス冷却器冷却水出口温度	“	H	“
・6	RI 孔炭酸ガス冷却器冷却水出口温度	“	H	“
・7	炉過水入口温度	“	H	“
・8	DP-1 冷却炉過水入口温度	“	H	“
・9	DP-2 ”	“	H	“
FI-51	DP-1 冷却炉過水流量	0~3 m ³ /hr	L	浮子式発信器
FI-52	DP-2 ”	“	L	“
FI-53	第1重水冷却器冷却水流量	0~15 m ³ /min	L	“
FI-54	第2重水冷却器 ”	“	L	“
FI-55	軽水冷却器 ”	0~60 m ³ /hr		“
FI-56	反射体炭酸ガス冷却器 ”	“		“
FI-57	RI 孔炭酸ガス冷却器 ”	0~10 m ³ /hr		“
FI-58	第1重水冷却器冷却水入口圧	0~5 kg/cm ²	H	ブルドン管式発信器
FI-59	第2重水冷却器 ”	“	H	“
LI-61	第1排水貯槽排水液面	0~2,000 mm	H	ベロー式発信器
LI-62	第2排水貯槽 ”	“	H	“
LIC-63	地下室排水溝 ”	0~650 mm	H	浮子式液面発信器
LI-64	冷却機器室排水溝 ”	0~1,000 mm	H	“
LA-65	緊急軽水貯槽液面警報	—	L	ベロー式発信器
LA-66	使用済燃料貯槽 ”	—	L	浮子開閉器

記 号	測 定 点	目 盛	警 報	検 出 方 法
FI-70	反射体冷却炭酸ガス流量	0~200 Nm ³ /min	L	オリフィス・電気式差圧変換器
TI-71	反射体入口炭酸ガス温度	0~100°C		白金抵抗
TI-72	反射体出口炭酸ガス温度	"	H	"
PI-73	反射体用炭酸ガスフロア出口圧	0~2 mAq		ベロー式発信器
LI-74	反射体用炭酸ガス貯槽在高	0~2, 500 mm	H, L	重錘式在高発信器
FI-75	反射体用炭酸ガス排気流量	0~0.5 Nm ³ /min		オリフィス・電気差圧変換器
TI-76・1	反射体用炭酸ガスフロア軸受温度	0~150°C		白金抵抗
・2	"	"		"
PI-77	水ガス計装盤空気源圧力	0~2 kg/cm ² G		ブルドン管式発信器
FI-80	RI 孔冷却炭酸ガス全流量	0~5 Nm ³ /min	L	オリフィス・d/p セル
-81	VG-7 冷却炭酸ガス流量	0~0.8 Nm ³ /min	L	"
-82	VG-16 "	"	L	"
-83	VG-18 "	"	L	"
-84	VG-22 "	"	L	"
-85	VG-14 "	"	L	"
-86	VR-1 "	"	L	"
-87	VR-2 "	"	L	"
-88	VR-3 "	"	L	"
-89	RI 孔用炭酸ガス排気流量	"		"
PI-90	RI 孔用炭酸ガスフロア出口圧	0~1.5 kg/cm ² G		
PDI-91	RI 孔用炭酸ガスフィルタ差圧	0~150 mmAq		
PIC-92	RI 孔用炭酸ガス貯槽圧	0~2 kg/cm ² G		
TI-93・1	VG-7 冷却炭酸ガス出口温度	0~200°C		熱 電 対
・2	VG-16 "	"		"
・3	VG-18 "	"		"
・4	VG-22 "	"		"
・5	VG-14 "	"		"
・6	VR-1 "	"		"
・7	VR-2 "	"		"
・8	VR-3 "	"		"
・9	RI 孔用炭酸ガス冷却器入口温度	"		"
・10	" 出口温度	"		"

原子炉を運転するうえに重要な連絡機器として、電話、ページング式インターホンおよび一斉指令用インターホンの3種類を設けている。

一斉指令インターホンは、スピーカーにより全 JRR-3 建屋内に情報を周知させるために使い、ページングインターホンは、JRR-3 建屋内各部に設置され制御室との連絡、一般呼出しおよび通話用として使用される。その他火災報知機がある。

4.5.8 I.T.V

テレビカメラを冷却機器室と炉室1階サーマコラム側に設置し、冷却機器、サーマコラムおよび実験孔の動作状態を制御室にて監視するものである。テレビカメラは、回転式で、ズームレンズを使用して、冷却機器室、炉室の大部分は可視範囲にはいる。

4.6 核燃料物質の取扱いおよび貯蔵施設

4.6.1 核燃料物質の取扱い施設

核燃料の取扱い施設としては、新燃料架台、模擬装填装置、燃料取替用キャスク、分離マニプレーター、水中

移送装置、破損燃料移送装置、ブリッジ、カッティングマシンがある。

新燃料架台 本架台は、流量調整済の新燃料を炉に装置するまで一時的に置いておくためのもので、燃料棒15本を収容しキャスクレールの中間に設けてある。

構造は旋回クレーンによる装架ができ、遮蔽プラグ部で燃料棒を支えているので、燃料ロッド部には異常な圧力をかけない。

模擬装填装置 新燃料棒を炉に装填する前にオーバーオール寸法精度を試験し、原子炉内に正しく装填しうることを確認するためのものである。構造は、上下段遮蔽体の案内管および炉心タンクの管板の受座の3部を実際の原子炉内と同一の相対位置、精度で組立てられており、燃料取扱用キャスクで燃料棒を挿入できるものである。

燃料取替用キャスク (SF キャスク) 炉上面に敷設された軌間7mのレール上を走行し、使用済燃料棒の炉心からの取出しと水中搬出装置までの運搬、新燃料棒の架台からの運搬と炉心内への装填をおこなう。本キャスクは直交二方向に走向する台車上に燃料棒を収容する

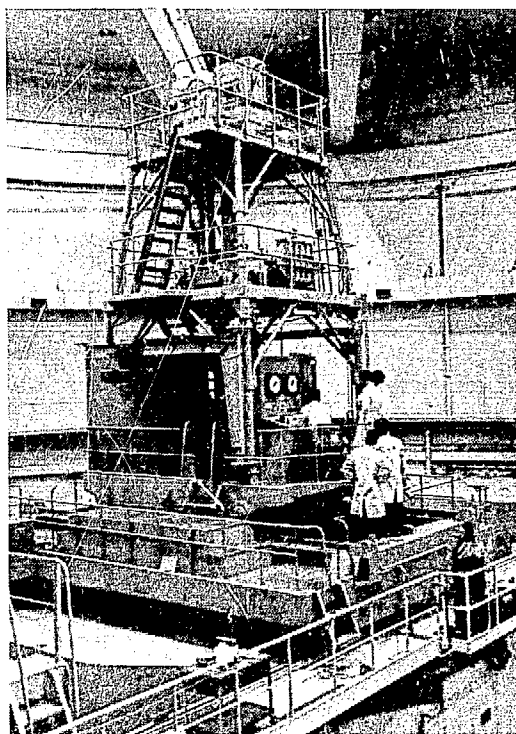


Fig. 58 燃料取扱いキャスク (SF キャスク)

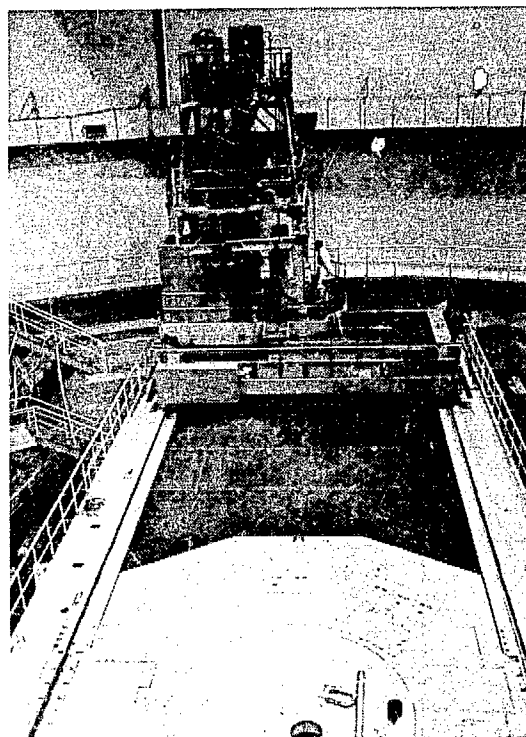


Fig. 59 SF キャスク (燃料交換のため炉上面回転遮蔽体のハッチを開けてあるのが見える)

円筒管状キャスクを塔立し、その頂部に燃料棒をつまみつるしあげるための巻揚装置が設けられている。またキャスク下端部には、昇降できる遮蔽用スカートリングが取付けられ、これを連動して位置決め機構が設けられ、同期ネジジャッキ機構で上下作動される。

上部台車中2階には、不活性ガスによる冷却装置系および緊急冷却用重水タンクを設けてある。これらの作動機構を操作するため上部台車に、3面からなる制御盤、デスク形操作盤1面を塔載してある。

キャスク内に使用済燃料棒が入っているとき、強い放射線による多量の熱量 (約 1 kW) の放出が想定されるが、その冷却は空気・CO₂などを用い、燃料体外面の循環冷却をおこなう。さらに緊急の場合重水による冷却も可能である。また FFD などにより破損のおそれがある燃料が発見された場合、破損の程度を判定するため、破損燃料鑑別装置が設けられている。これは破損部から放出される放射性ガスのβ線を測定するものである。

分離マニプレータ 使用済み燃料および小破損燃料を S.F. キャスク (前述) から S.F. プールに移すときに、燃料棒のプラグ部分と燃料要素部とを切り離すための装置を分離マニプレータといい、JRR-3炉室内の使用済燃料搬出用もぐり水路上部に設けられている。

この装置の駆動操作は、遮蔽壁を貫通している2本の手動ハンドルによって外部からおこなうようになっており、切断を確認するためペリスコープが設置されている。

カッターヘッドには3箇の特殊合金鋼製のローラカッターがあり、ハンドル操作により、押し切り式に燃料棒を分離する。

この分離マニプレータは、S.F. キャスクより燃料棒を受け入れ、水中移送装置に収納させてやるという、中

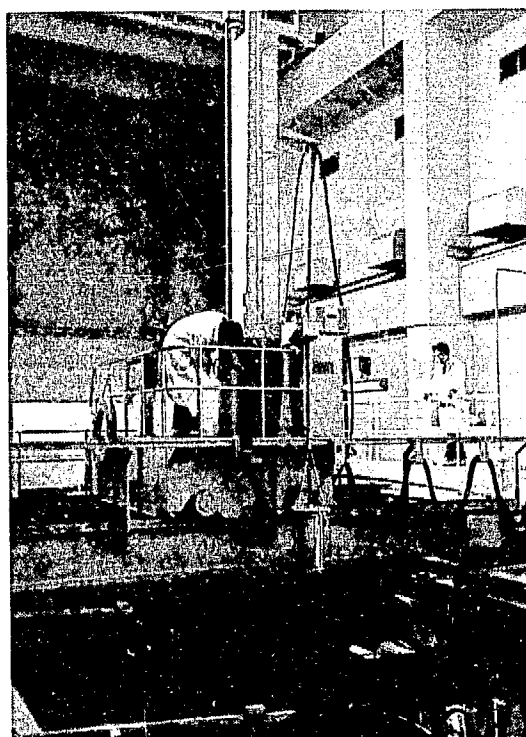


Fig. 60 使用燃料取扱い装置 (Bマシン)

間の工程をおこなうためのもので S.F. キャスクとの間には相互にインターロックを設けてある。

水中移送装置 本装置は分離マニプレータで切断分離された燃料棒の燃料要素部を、S.F. プール内に送り込むためのチェーンコンベアで、使用済の燃料搬出用もぐり水路内に設置されている。チェーンコンベアのガイドレールは、耐震上その中央において伸縮継手で連結されている。燃料要素部を送り込むキャリアの駆動は電動、

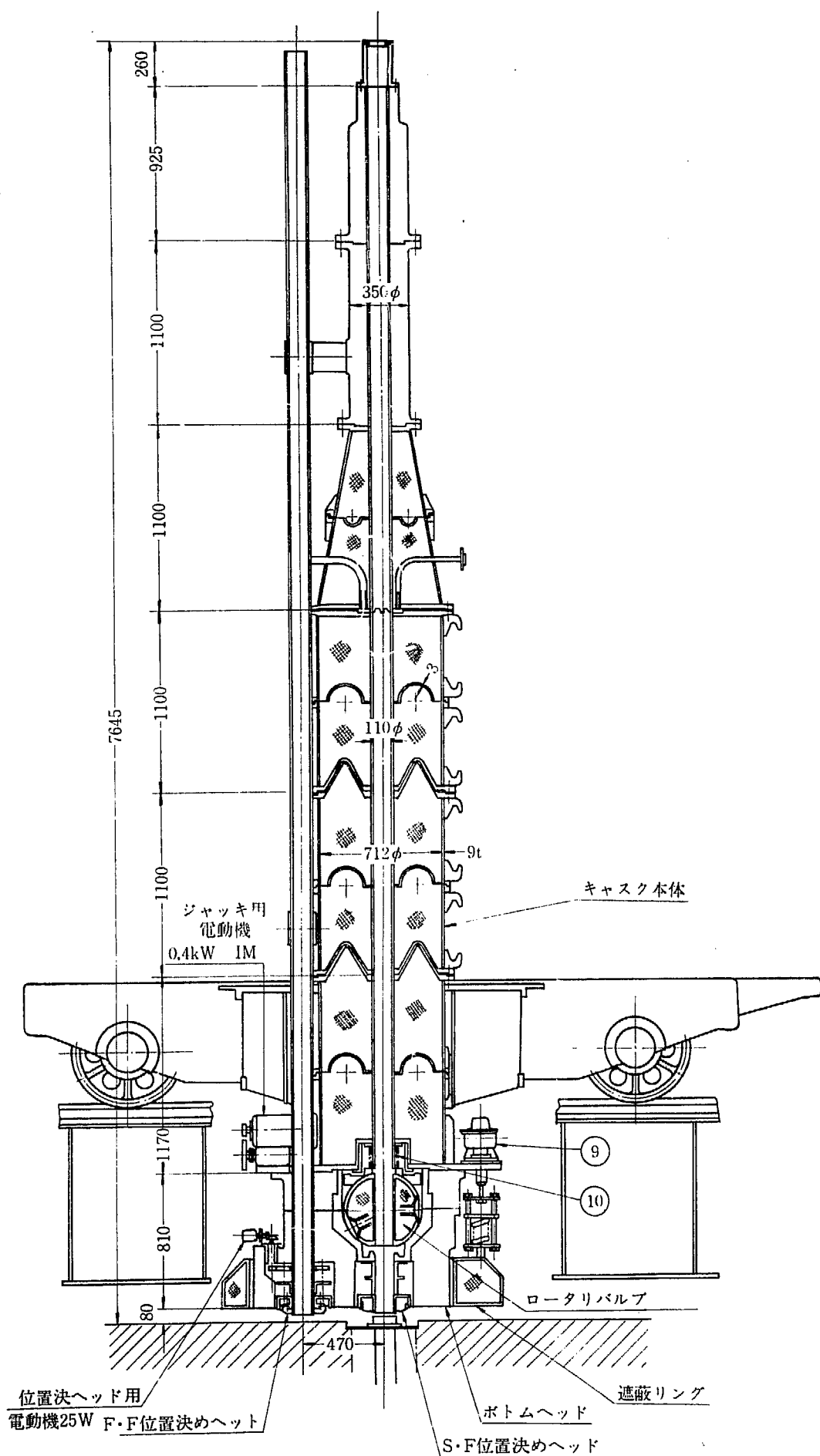


Fig. 61 燃料取扱キヤスク断面図

手動のどちらでも可能で、遮蔽壁を隔てて操作し、分離マニプレータおよびBマシンと相互にインターロックを設け、誤操作による事故防止をはかっている。

破損燃料移送装置 本装置は、破損燃料が出た場合に S.F. キャスクから S.F. プール水中に送り込むための非常用シュートである。水中移送装置とは別に投入口があり、破損燃料は密封缶に収納し、使用済み燃料搬出用もぐり水路内に据付けられている垂直および傾斜したシュートによって S.F. プールに滑りこませるためのものである。

ブリッジ (Bマシン) S.F. プール水中における使用済み燃料、破損燃料などを移動、運搬操作するための装置で、S.F. プール上面に敷設されているレール上を走行する「ブリッジ」の上に操作用トンブ、水中覗き窓を設備した「台車」が横行可能のように載せられている。

操作用トンブは使用済み燃料トンブ、燃料要素トンブに分かれ、プール内での作業に合った専用トンブを使用する。

「ブリッジ」および「台車」はプール内の任意の位置に移動でき、この操作は台車にある操作盤により電動でおこなう。

カッティングマシン (Cマシン) S.F. プール内において使用済み燃料、小破損燃料を切断する装置で、S.F. プール北面東側に設置されている。燃料棒保持部およびカッティングヘッドは水中に立てられたコラムに沿って上下でき、切断する位置およびカッティング状況を観察するための水中ペリスコープが、コラムに沿って水中に設けられている。操作卓および駆動部電源盤、切粉処理装置などの付属装置は水面上プールサイドに据付けられており、さらに空気圧縮機は別室に据付けられ、本装置に空気を供給している。燃料棒が切断されるときは冷却管と燃料要素は別々にされるが、これらはいったん下部にある回転ラックに収納される。

カッティングマシンに燃料棒を装着した回転ラックより冷却管燃料要素を取り出し移動させるのは、Bマシンの操作用トンブでおこなわれるが、Bマシン、カッティングマシン相互に誤操作による事故を防ぐためのインターロックを設けてある。

また、冷却管、燃料要素などを収納する容器や、それを操作するための種々のトンブ類、つり金具類が用意されている。

4.6.2 核燃料物質の貯蔵施設

新燃料格納庫 (8.0 m×16.0 m×11.0 m 高さ、地下1階、地上1階) JRR-3 新燃料格納庫は、JRR-3 炉室の東南約 30 メートルの位置にある地下1階、地上1階の建家である。1階には燃料移動用の 3t ホイストクレーンがあり、トラックエリア、燃料架台エリア、流調エリアのうち、後2者の部分が地下1階になっており、燃料架台エリアの地下には、燃料架台 (330 本用) が納められ流調地下室と仕切られている。燃料架台のある地

下室には、除湿機が置かれ、常時 60% 以下の湿度に保たれている。1階の流調エリアとその地下室には、新燃料流量調整装置、模擬装填装置が設置されている。

流量調整装置 新燃料棒の冷却重水の流動抵抗を正しく調整するために、新燃料棒組立後本装置に取り付け、その冷却水の流量を調整するとともに、調整後の燃料棒を乾燥するものである。構造は新燃料棒を取り付け、その冷却水通路内に軽水を流し、その前後の圧力損失を測定し、燃料棒の流量調節機構により圧力損失を調整することができるもので圧力損失の測定範囲は 0~2 kg/cm² とし、流量測定範囲は 0~100 l/min とする。また圧縮空気の乾燥加温装置を有し圧縮空気は 0.5~1.0 kg/cm² のもので 50 m³/hr まで供給でき、排気は換気ダクトに接続する。

新燃料運搬容器 (2台) 新燃料格納庫と炉室間の燃料運搬に用いるものである。運搬容器は8本収納用のものが2台あり燃料棒の積み降し時は容器を架台に立てかけ、燃料棒をクレーンによりつり上げ垂直に積載する。運搬は燃料棒を固定して容器を横にし運搬車にて牽引しておこなう。

SF プール (5.5 m×11.0 m×7 m 深) このプールは JRR-3 炉室南側の SF 室にあり、使用済み燃料、破損燃料 (容器収納のもの) を貯蔵冷却するための施設であり、水中での種々の操作時はプールの水が放射線の遮蔽になり、安全のように水深は 7 m であり 180 本の燃料体を収容できる。炉室とは使用済み燃料搬出用もぐり水路で連絡されており、プールの水により炉室とは水封されており水面が下降した場合は制御室の警報装置が働く。このプールでは使用済み燃料および破損燃料が貯蔵され冷却されるが、前述の水中移送装置、破損燃料移送装置、Bマシン、カッティングマシン、容器類の他使用済み燃料冷却架台、大破損燃料容器立掛架台が設備されている。

プールの水は水中の燃料棒の腐食を防止するため、また、小破損燃料棒などから出た少量のイオン状核分裂生成物を除去するためにイオン交換樹脂による純水精製装置を通して純度を保ちつつ循環されており、精製用イオン交換樹脂塔にはシンチレーション検出器が付けられ

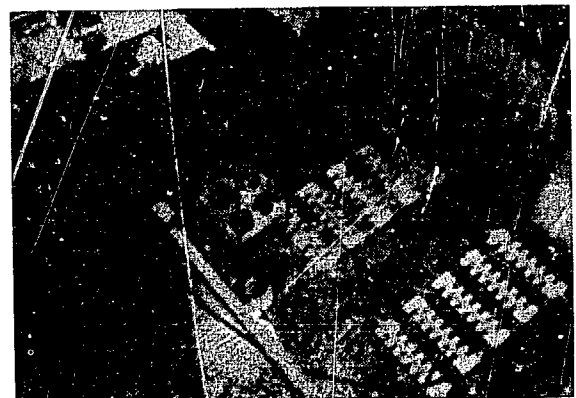


Fig. 62 使用済み燃料プール

TABLE 12 保健物理用放射線モニタ

分 類	モ ニ タ 名 称	線 種	数 量	備 考
エ リ ア モ ニ タ	炉室中性子エリアモニタ	熱中性子 速中性子	7 7	炉室内の中性子束の測定
	γ線エリアモニタ	弱: γ線 強: γ線 強々: γ線	10 3 1	炉室内のγ線空間線量率の測定
水 モ ニ タ	二次冷却水モニタ	γ線	2	二次冷却水の放射性濃度の測定
	排水貯槽水モニタ	γ線	2	排水貯槽(2基)の "
ガ ス ダ ス ト モ ニ タ	スタックガスモニタ	γ線	1	全排気中のガスの放射性濃度の測定
	被照射空気ガスモニタ	γ線	1	被照射空気中の "
	スタックダストモニタ	β+γ線	1	全排気中のダストの放射線濃度の測定
	炉室ダストモニタ	"	1	炉室空気中の "

TABLE 13 運転用放射線モニタ

分 類	モ ニ タ 名 称	線 種	数 量	備 考
ガ ス モ ニ タ	He ガスモニタ	γ線	1	ガスサンプラーによる放射性濃度の測定
	CO ₂ ガスモニタ RI 冷却系	γ線	1	"
	" 反射体冷却系	γ線	1	"
水 モ ニ タ	主重水モニタ	γ線	1	水サンプラーによる放射性濃度の測定
	精製重水モニタ	γ線	1	"
	熱遮蔽水モニタ	γ線	1	"
	SF 貯槽水モニタ	γ線	1	レジン塔検出孔による水モニタ

ているのでプール水の放射能の検出ができるようになって
いる。

4.7 放射線管理施設

放射線管理施設としては固定式放射線モニタと可搬式放射線測定器とからなっている。固定式モニタは連続測定記録し、異常時の警報装置がつけられている。

4.7.1 保健物理用放射線モニタ (TABLE 12)

4.7.2 運転用放射線モニタ (TABLE 13)

4.7.3 非常用モニタリング

炉室が汚染して近づけない場合に、炉室内の汚染の程度を外部より測定、監視するために、エリアモニタリング、エアモニタリング、水モニタリングの設備をおく。

エリア・モニタリング エリア・モニタ指示計を1

ヶ設置し、制御室モニター盤の炉室γ線モニタの増幅器出力を並列に取出し、制御室より配線する。

エアモニタリング 炉室入口より2本、冷却機器室、スタックより各1本を25mmパイプで非常用管理室まで配管し、バルブで切換えてダストサンプラーに接続し、炉紙のダストは研究室に持参して検出器で測定する。

水モニタリング 冷却機器室排水溝、FFD室隅排水溝より各1本13mmパイプを非常用管理室まで配管し、真空ポンプを用いたウォーターサンプリング装置によって試料水を採取し、この試料水は研究室に持参して検出器で測定する。

4.7.4 個人監視用モニタ

手足モニタ、サーベイモニタ、ポケットチェンバー、フィルムバッジなどが用意される。

5. 平常運転時の安全対策

原子炉は平常運転中には運転要員や実験要員を原子炉施設からの放射線から防護し、いかなる誤動作や機械的故障に対しても、原子炉の安全を確保し、万一事故が起った場合にもその被害が最小限度に食い止められるよう万全の対策が立てられている。

本章では主として平常運転中の安全対策について述べ、万一事故が起った場合の対策については次章で述べる。

5.1 原子炉本体の遮蔽

5.1.1 許容線量

原子炉の設置、運転に関する規則第8条に規定されている放射線従事者に対する許容集積線量は次の式によって示されている。

$$D=5(N-18)$$

D : 許容集積線量 (rem), N : 年令 ($N \geq 18$ 才)

これは、内部照射、外部照射を合せて 5 rem/year の割合を示しているが、この 5 rem/year の中 3.5 rem は事故および将来許容線量が下げられた場合のために残して、平常運転時には年間 1.5 rem 以下の被曝にとどめるように設計した。また平常運転時には内部照射をおこすおそれのないように換気設備を施しているので、年間 1.5 rem の被曝は外部照射として計算している。

TABLE 14 原子炉周辺での外部照射

場 所	作業時間 時間/週	年間 1.5 rem の被曝にする ための線量率 mrem/hr	計算値 mrem/hr
原子炉側面および炉室階	48	0.6	0.15
原子炉上 面	10	3	0.31
炉 附 属 機 器 室	10	3	0.15
室 F・F・D 室	10	3	0.083
地 ループテスト室	48	0.6	0.081
下 冷 却 機 器 室	(注1)		
SF 室使用済燃料貯槽水面	6	5	4.6
ホ ッ ト ・ ケ ー ブ	16		2.0
R ・ I キ ャ ス ク			10.0
S ・ F キ ャ ス ク			5.52

注 1. 冷却機器室は原子炉運転中通常は立入禁止とし、緊急の場合は室内の線量率を確認の上立入時間を決定する。

注 2. 実験孔を用いて実験する場合などで線量率が 2 mrem/hr より高い箇所ができた場合は柵を設け、放射線モニターで線量率を確認の上立入時間を決定する。

TABLE 14 の第2欄は平常運転時における作業予定時間であり、第3欄は年間 1.5 rem 以下の被曝にとどめるための線量率の最大値である。第4欄はそれぞれの場所における線量率の計算結果であり、すべて第3欄の値より小さい。以上は設計標準であるが、実際の場合従事者が常時立入る場所の線量率の規準は 2 mR/hr 以下としこれを越える場所については柵を設けるなどの処置をおこないそこでの作業時間を制限することとする。

5.1.2 遮蔽計算に用いた常数

JRR-3 の遮蔽計算における γ 線の遮蔽は γ 線のエネルギーを 8 MeV, 5 MeV, 2 MeV の3つにわけて、

$$\phi_{\gamma} = B(\mu x) e^{-\mu x}$$

の式を用い、遮蔽材料の (n, γ) 反応による γ 線も考慮に入れて計算した。中性子線の遮蔽については、速中性子と熱中性子の2組近似の拡散方程式を解いて求めた。

これらの計算に用いた常数値を TABLE 15, Fig. 63~Fig. 65 に示す。

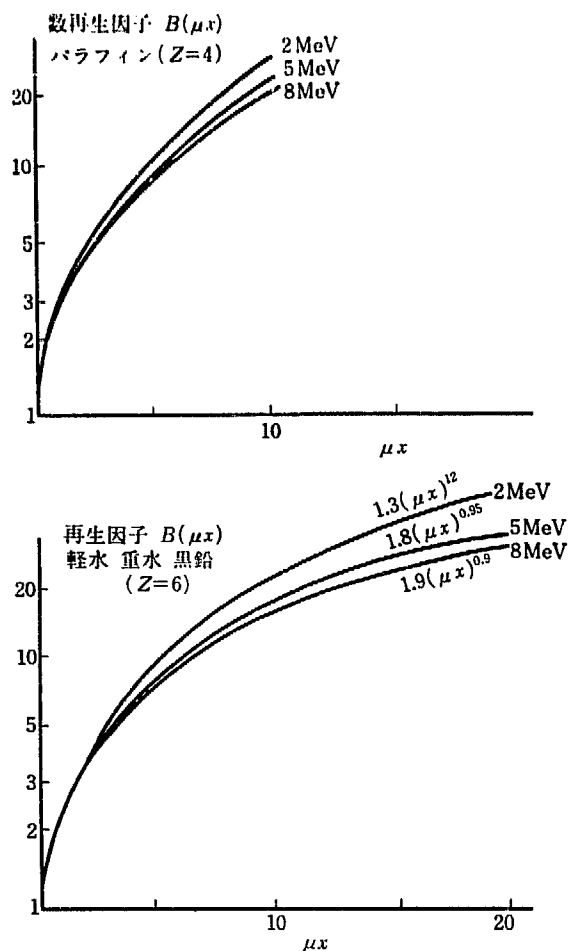


Fig. 63 ガンマ線の数再生因子

TABLE 15 遮蔽計算に用いた常数

物質名	パラフィン	軽水	重水	黒鉛	2Sアルミ	52Sアルミ	ボラル	普通コンクリート
速中性子 $K_1(\text{cm}^{-1})$	0.47	0.39	0.0995	0.0675	0.0100	0.01025	0.042	0.0825
$\Sigma_a(\text{cm}^{-1})$	0.0232	0.0195	0.0000785	0.0003015	0.01275	0.0120	25.9	0.00635
熱中性子 $\Sigma(\text{cm}^{-1})$	4.25	3.6	0.505	0.405	0.0855	0.0875	0.253	0.525
$K(\text{cm}^{-1})$	0.415	0.35	0.00995	0.01855	0.0575	0.056	26.16	0.0865
中性子結合係数 S_3	-16.8	-19.95	-1.46	-1.10	0.032	0.0355	0.0000945	16.2
(n- γ) 断面積 8 MeV	—	—	—	—	0.0127	0.0120	0.00775	0.0025
$f(E)\Sigma_a$ 5 MeV	0.0001075	—	—	0.00030	0.01225	0.0120	0.00745	0.00585
(γ/cm^{-1}) 2 MeV	0.023	0.0195	0.0000785	—	—	—	—	0.001665
ガンマ線 8 MeV	0.022	0.024	0.024	0.036	0.066	0.065	0.0585	0.056
吸収係数 5 MeV	0.0275	0.030	0.030	0.045	0.077	0.076	0.0695	0.0665
$\mu(\text{cm}^{-1})$ 2 MeV	0.0455	0.049	0.049	0.074	0.117	0.1155	0.1075	0.1025
物質名	重コンクリート	重モルタル	鋳鉄	鋳鋼	普通鋼	不銹鋼	鉛	天然ウラン
速中性子 $K_1(\text{cm}^{-1})$	0.1495	0.154	0.0795	0.078	0.0775	0.0715	0.0157	0.0157
$\Sigma_a(\text{cm}^{-1})$	0.0575	0.058	0.1665	0.1885	0.193	0.23	0.00495	0.3185
熱中性子 $\Sigma(\text{cm}^{-1})$	0.975	1.015	0.86	0.935	0.93	0.835	0.365	0.391
$K(\text{cm}^{-1})$	0.365	0.36	0.665	0.735	0.745	0.775	0.0735	0.665
中性子結合係数 S_3	0.315	0.355	0.01505	0.0119	0.01135	0.00875	0.048	0.000655
(n- γ) 断面積 8 MeV	0.0545	0.054	0.166	0.1885	0.193	0.22	0.00495	—
$f(E)\Sigma_a$ 5 MeV	0.00205	0.0027	0.00092	0.00017	0.0000795	0.000385	—	0.1475
(γ/cm^{-1}) 2 MeV	0.0029	0.0034	—	—	—	0.0445	—	—
ガンマ線 8 MeV	0.097	0.00955	0.21	0.235	0.235	0.235	0.535	0.945
吸収係数 5 MeV	0.1075	0.1045	0.225	0.0245	0.245	0.245	0.49	0.86
$\mu(\text{cm}^{-1})$ 2 MeV	0.1035	0.148	0.305	0.335	0.33	0.33	0.52	0.91

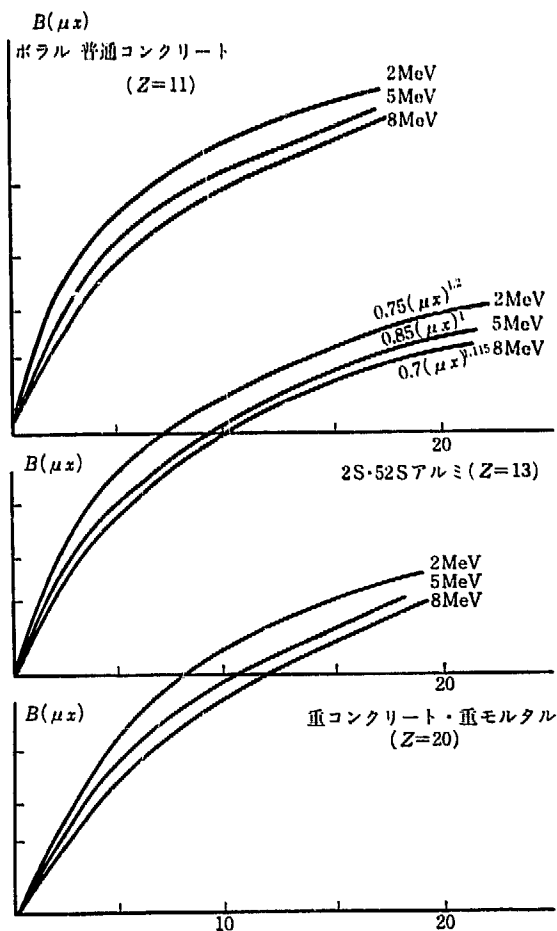


Fig. 64 ガンマ線の数再生因子

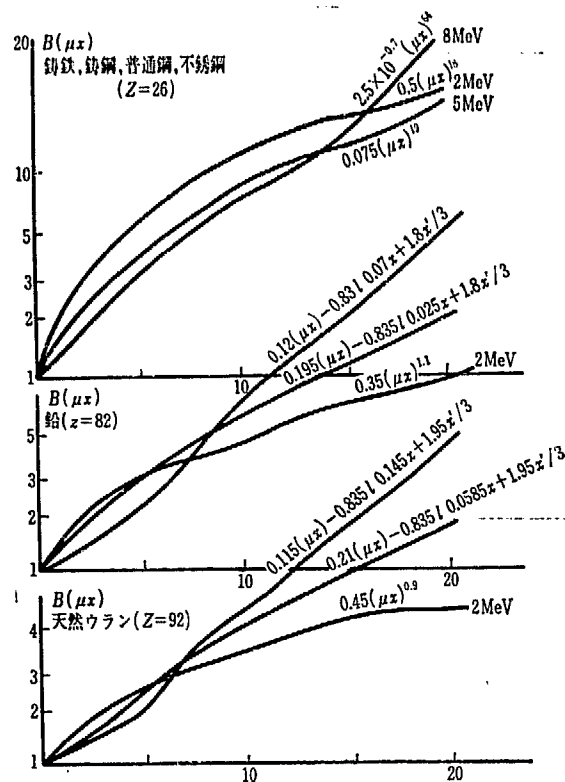


Fig. 65 ガンマ線の数再生因子

5.1.3 計算結果

原子炉本体の主要部分の遮蔽層の構成を TABLE 16 に示し、計算結果を TABLE 17 に示す。

TABLE 16 原子炉本体と主要部分の遮蔽層構成

場 所	遮 蔽 層			備 考	
	名 称	材 質	厚 さ (mm)		
原子炉本体側面	熱 遮 蔽	鉛 ステンレス鋼 軽 水 ステンレス鋼 ボラル (1/4") 鉛	5 20 50 6 6.4 100	熱遮蔽タンク 外 壁	
	生 体 用 遮 蔽	電コンクリート	2000		
原子炉本体下面	熱 遮 蔽	ボラル (1/4") ステンレス鋼 鋳 鋼 鋳 鉄	6.4 5 153.6 200	熱遮蔽タンク 底 板 下部基礎	
	生 体 用 遮 蔽	重コンクリート 普通コンクリート	420 1200		
原子炉本体上面	下 段 遮 蔽 体	ステンレス鋼 ボラル (1/4") 鉛 普通鋼 重モルタル 普通鋼 ステンレス鋼	10 6.4 70 16 869.6 9 19		
		ステンレス鋼 鉛 普通鋼 重モルタル 普通鋼	12 100 16 734 28		
	回 転 遮 蔽 体	鋳 鋼	200		
	反 射 体	黒 鉛	1105		
サーマルコラム	中性子シャッター	ボラル (1/4")	6.4		
	γ線シャッター	鉛	130		
	黒 鉛 柱	黒 鉛	470		
	ド ア	鉛 普通鋼 パラフィン 普通鋼 重コンクリート 普通鋼 鉛 普通鋼 棒	50 9 204 9 340 9 420 9		
		黒 鉛 プ ラ グ	アルミ 棒 黒 鉛		5 763
		プ ラ グ	ボラル (1/4") アルミ 普通鋼 重モルタル 普通鋼 鉛		6.4 80 220 1521.8 3.2 150

プレナム室	7.5 sec
冷却管内	1.2 sec
減速重水室	62.0 sec
外部	14.0 sec
計	84.7 sec

以上の結果から重水の誘導放射能を求めると次のとおりである。

冷却管出口

$^{16}\text{O}(\text{n}, \text{p})^{16}\text{N}$ 8 MeV γ 線 $21.5 \times 10^5 \text{ dis/sec} \cdot \text{cm}^3$

$^{17}\text{O}(\text{n}, \text{p})^{17}\text{N}$ 1 MeV 中性子 1.3×10^4 "

炉心タンク出口

$^{16}\text{O}(\text{n}, \text{p})^{16}\text{N}$ 8 MeV γ 線 $4.65 \times 10^3 \text{ dis/sec} \cdot \text{cm}^3$

$^{17}\text{O}(\text{n}, \text{p})^{17}\text{N}$ 1 MeV 中性子 1.3×10^4 "

2) 地階各部の放射線量

運転中の冷却機器室の重水冷却器およびダンプ槽は円筒源に、配管は線源に置換して、前項の放射線源を用いて、地階各部の放射線量を求めた結果を Fig. 66 に示す。この際周囲の壁からの反射による放射線も考慮されている。

3) 運転停止後の線量

運転中は 1) 項でのべた ^{16}N , ^{17}N による誘導放射能が支配的であるが、その半減期は 7.4 と 4.4 秒で短かく、運転停止後直ちに減衰してしまう。

停止後は重水中の不純物による誘導放射能が支配的になる。

無限大運転して停止した直後の放射能は、崩壊常数を λ とすると、

$$\lambda n_0 = \Sigma \phi \frac{1 - e^{-\lambda TR}}{1 - e^{-\lambda TC}} \doteq \Sigma \phi \frac{TR}{TC}$$

TR : 熱中性子に当たっている 1 週間の時間

TC : 1 週間の時間

ϕ : 中性子束

Σ : 吸収断面積

λ : 崩壊常数

n_0 : 運転直後の放射性同位元素の原子数

で与えられる。運転停止後 t 時間後の放射能は、原子数を n_t で表わすと

$$\lambda n_t = \lambda n_0 e^{-\lambda t}$$

である。

重水中の不純物の種類と量については、NRX, JEEP などの例を参考にして次のとおりに仮定する。

TABLE 18 重水中の不純物

元 素	Na	Al	Cl	Cr	Fe	Ni	Cu	Zn
量 ppm	0.003	0.1	0.5	0.008	0.25	0.008	0.05	0.15

これを用いて放射能を計算すると TABLE 19 のとおりである。

これを運転中の放射能と比較するため、TABLE 19 の値 ($\text{dis/cm}^2 \cdot \text{sec}$) に γ 線のエネルギーを乗じて加え合せ、さらにこれと運転中の放射能との比を求めると、TABLE 20 のようになる。

これから Fig. 66 の運転中の炉室地階の放射線量に TABLE 20 の値を乗ずれば、運転後の炉室地階各部の放射線量が求められる。

これからも分るように冷却機器室の入口には運転停止直後から、重水冷却器附近には 1 時間位で立入りが可能になる。

5.3 炉付帯設備の遮蔽

5.3.1 使用済燃料取扱設備の遮蔽

TABLE 19 重水中の運転停止後放射線量

(放射能 $\text{dis/cm}^2 \cdot \text{sec}$)

核 種	γ エネルギー (MeV)	半 減 期	停 止 後 時 間				
			0	1.4 ⁴ sec	10 ⁵ sec	10 ⁶ sec	10 ⁷ sec
^{24}Na	2.75	15.0 hr	3.6×10^2	3.15×10^2	1.0×10^2	1.0×10^3	—
^{28}Al	1.8	203 min	3.9×10^3	—	—	—	—
^{38}Cl	2.5	373 min	9.4×10^3	4.3×10^2	—	—	—
^{51}Cr	0.3	27 day	3.7×10^2	3.7×10^2	3.6×10^2	2.8×10^2	2.0×10^1
^{59}Fe	1.3	45 day	2.8×10^4	5.7×10^4	5.6×10^4	4.9×10^4	1.0×10^1
^{65}Ni	1.5	2.56 hr	2.1×10^4	1.0×10^4	1.2×10^{-2}	—	—
^{64}Cu	1.3	12.8 hr	2.1×10^4	9.1×10^3	2.4×10^3	3.3×10^3	—
^{66}Cu	1.3	5.1 min	2.1×10^3	—	—	—	—
^{65}Zn	1.1	245 day	2.9×10^3	2.9×10^3	2.9×10^3	2.8×10^3	2.1×10^3
^{69}Zn	0.44	13.8 hr	2.1×10^2	1.8×10^2	5.1×10^4	1.9×10^{-4}	—

TABLE 20 運転中と停止中の重水中放射能比

	0	10 ⁴ sec*	10 ⁵ sec**	10 ⁶ sec	10 ⁷ sec
MeV/cm ² · sec	5.9×10^1	2.7×10^4	8.8×10^3	3.1×10^3	2.15×10^3
運転中との比	2×10^{-2}	1×10^{-2}	3×10^{-3}	1×10^{-3}	8×10^{-4}

* 2.8 hr ** 1.16 day

TABLE 21 使用済燃料の放射能

γ エネルギー (MeV)	熱限時間運転停止後 0.1 日 (MeV/Watt・sec)	単位換算 (無限時運転)		最高値
		MeV/cm ² ・sec	γ /cm ² ・sec	γ /cm ² ・sec
0.4	1.5×10^9	4.69×10^{10}	1.17×10^{11}	2.75×10^{11}
0.8	1.0×10^{10}	3.12×10^{11}	3.91×10^{11}	9.19×10^{11}
1.3	1.07×10^9	3.34×10^{10}	2.57×10^{10}	6.04×10^{10}
1.7	4.3×10^9	1.34×10^{11}	7.90×10^{10}	1.86×10^{11}
2.2	1.2×10^9	3.75×10^{10}	1.70×10^{10}	4.0×10^{10}
2.5	3.4×10^8	1.06×10^{10}	4.25×10^9	9.99×10^9
2.8	1.7×10^7	5.31×10^8	1.90×10^8	4.47×10^8

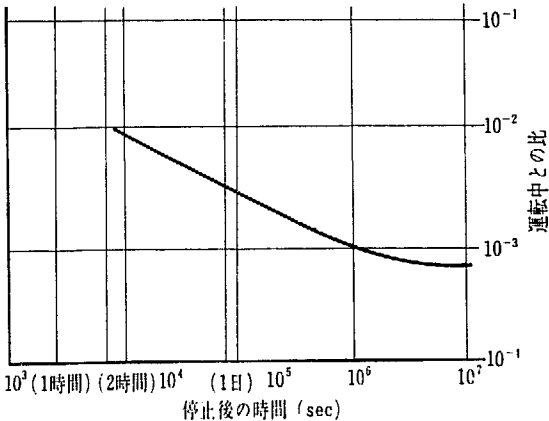


Fig. 67 停止後の空間線量率の運転中との比

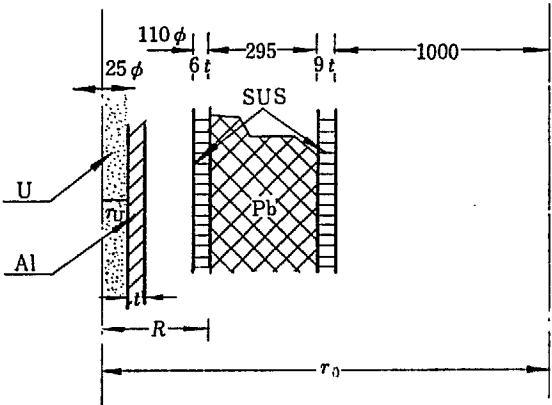


Fig. 68 SF キャスク遮蔽部断面図

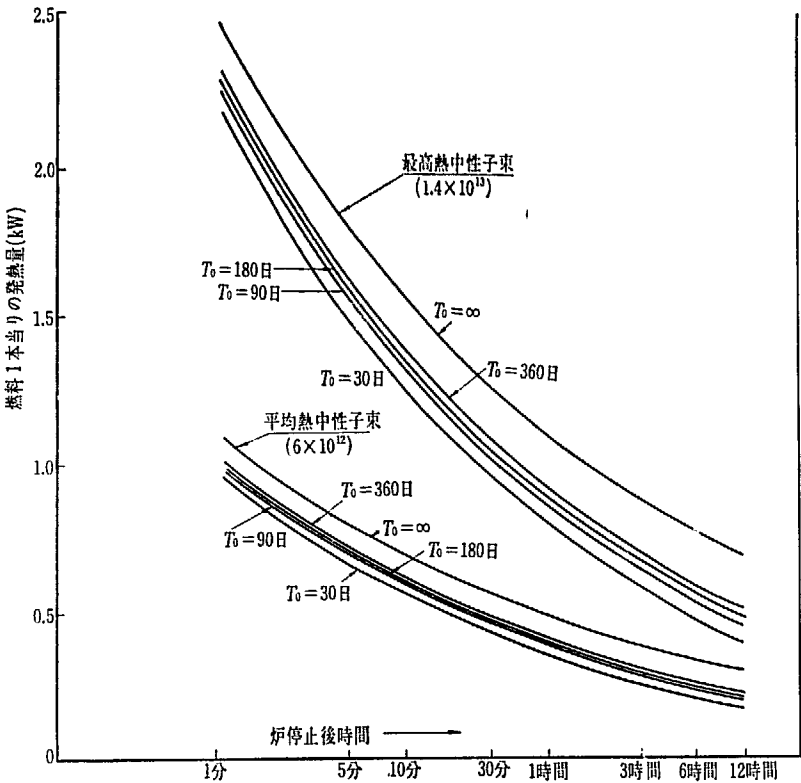


Fig. 69 炉停止後の燃料棒の発熱

使用済燃料の放射能 無限時間使用してから停止し、2時間経った使用済燃料の放射能は“Shielding Design Manual” p. 35 の Fig. 32 a から与えられる。その単位は MeV/Watt・sec であるが、JRR-3 の燃料の単位容積当りの出力は

$$\frac{10,000,000}{\frac{\pi}{4}(2.5)^2(265)(246)} = 31.25 \text{ Watt/cm}^3$$

であるから、その値を上記の値にかけ、 γ 線のエネルギーで割ると $\gamma/\text{cm}^3 \cdot \text{sec}$ の線源強度が TABLE 21 のように与えられる。

TABLE 21 の最後の行は最高の中性子束をうけた場合の値で、平均の値を 2.35 倍したものである。

使用済燃料の発熱 ウランの単位容積当りの発熱量は

$$3.23 \times 10^{-14} \phi [T_s^{-0.2} - (T_0 + T_s)^{-0.2}] \text{ Watt/cm}^3$$

ただし、 ϕ : 運転中の熱中性子束 ($\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$)

T_0 : 運転日数 (day)

T_s : 停止後の日数 (day)

燃料棒 1 本当りの容積は

$$(\pi/4)(2.5)^2(265) = 1.3 \times 10^3 \text{ cm}^3$$

ウラン中の最高熱中性子束は $1.4 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ であるから使用済燃料の発熱量は 1 本当り

$$5.8 \times 10^2 [T_s^{-0.2} - (T_0 + T_s)^{-0.2}] \text{ Watt/本}$$

である。これを図示したものが Fig. 69 である。

SF キャスク遮蔽 SF キャスクの遮蔽部の概略寸法は Fig. 68 に示すとおりである。

キャスク内面の線束は Shielding Design Manual から

$$\phi_r R = \frac{S_v r_v^2}{2R} \left\{ A_1 F_1 \left(\frac{\pi}{2} \mu_v (1 + \alpha_1) r_v + \mu_{A1} (1 + \alpha_2) t \right) + A_2 F_2 \left(\frac{\pi}{2} \mu_v (1 + \alpha_1) r_v + \mu_{A1} (1 + \alpha_2) t \right) \right\}$$

ここに $A_1, A_2, \alpha_1, \alpha_2$ は物質により決まる常数である。

TABLE 22 SF キャスク表面から 1 m の距離の放射線量

γ エネルギー MeV	m rem/hr
0.4	—
0.8	0.06×10^{-4}
1.3	0.21×10^{-1}
1.7	0.19×10^1
2.2	0.36×10^1
2.5	—
2.8	—
計	5.52 m rem/hr

TABLE 23 使用済燃料輸送中の各部の放射線量

A 部	0.43 m rem/hr
B 部	6.8 "
C 部	0.22 "
D 部	1.8×10^3
E 部	1.85×10^2

さらにキャスクの遮蔽による減衰は

$$\phi_r = \phi_r(R) e^{-\mu X} B(\mu X) \frac{R}{r_0}$$

で与えられる。これを用いて表面から 1 m の距離の放射線量を求めると TABLE 22 の通りになる。

これからもわかるように、TABLE 22 の 5.52 m rem/hr という値は作業時間が週 5 時間を超えることはないから十分安全である。

使用済燃料貯槽とシュート附近 6ヶ月間 10 MW で運転し、停止後 2 時間たった使用済燃料を Fig. 70 のごとくシュートを通して使用済燃料貯槽に送り込むときの各部の放射線量を求めると TABLE 23 のとおりである。

D 部および E 部の放射線量はやや高いが、この部分は燃料輸送中は立入禁止区域としてあり、万一人がいても、燃料が通過する一瞬間照射されるだけであるから安全である。

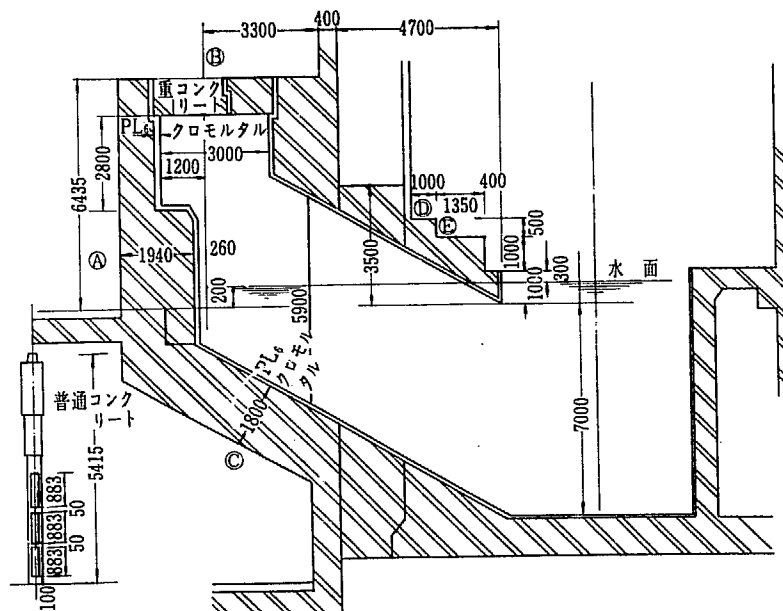


Fig. 70 使用済燃料貯槽、シュート付近立断面図

使用済燃料貯槽で、燃料取扱時、燃料棒の上端を水面下 3 m まで持ちあげた場合、および燃料棒の上端が水面下 4 m の所にあるように縦に置いて 240 本を冷却している場合の水面上での放射線量を求めると、それぞれ 16 mrem/hr および 4.6 mrem/hr である。これも十分許容総量以下である。

5.1.2 放射性同位元素取扱設備の遮蔽

ホットケープの遮蔽 ホットケープは炉室1階の片隅にあって、厚さ1mの重コンクリート（比重3.7以上）の遮蔽室を有している。ホットケープで取扱う最高放射能は2,000キュリーの ^{60}Co を入れたカプセルで、これは垂直方向に165mm間隔で5箇のトレイロッドに取付けられ、壁から30cmの所に挿入される（Fig. 71, Fig. 72 参照）。

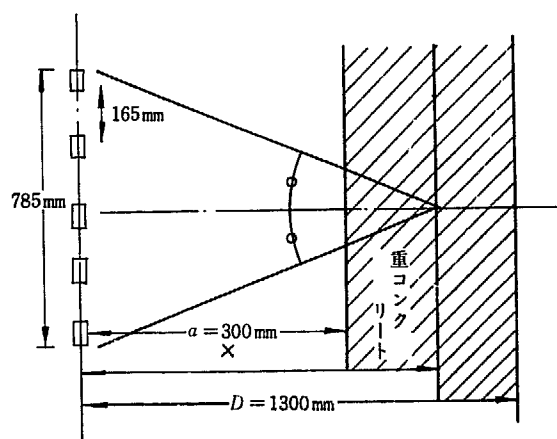


Fig. 71 ホットケープ壁断面

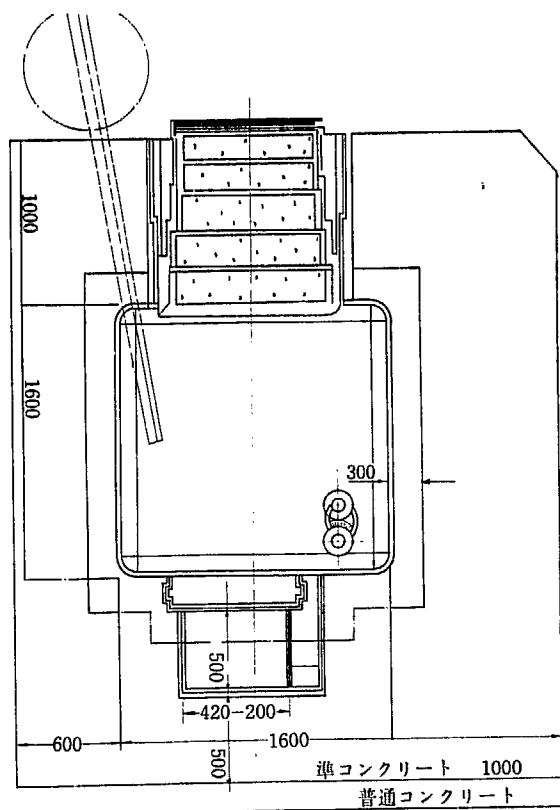


Fig. 72 ホットケープ平断面

今これを長さ 785 mm の線状線源として遮蔽計算をおこなう.

線源強度 S_L は

$$S_L = 10^4 \text{ C}/78.5 \text{ cm}$$

$$= 127 \text{ C/cm}$$

$$= 4.7 \times 10^{12} \text{ dis/cm} \cdot \text{sec}$$

^{60}Co からは平均 1.25 MeV の γ 光子が 2 箇放出されるから、

$$S_L = 9.4 \times 10^{12} \text{ } \gamma/\text{cm} \cdot \text{sec}$$

Shielding Design Manual の式 (348 頁)

$$\phi\gamma = B \frac{S_L}{2\pi x} F[\theta, \mu(x-a)]$$

を用いて、外面の線量を求めよう.

まず、重コンクリート内面の線量は

$$\phi \gamma(a) = 5.0 \times 10^{10} \gamma/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$$

$$= 1.1 \times 10^8 \text{ m rem/hr}$$

になり、重コンクリートの外面は $\mu=0.1835 \text{ cm}^{-1}$, $B=30$ を用い,

$$\phi \gamma(b) = (30) \left(\frac{9.4 \times 10^{12}}{2\pi \times 130} \right) F(17^\circ, 18.35)$$

$$= 8.6 \times 10^2 \gamma/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$$

$$= 1.9 \text{ mrem/hr}$$

このように、ホットケープ内で最高 10,000 キュリーの⁶⁰Co を取扱う場合にも外面の線量は許容量以下である。

RI キャスクの遮蔽 RI キャスクは Fig. 73 に示すごとく、内部に大小2つの円筒を有する鉛の容器である。小円筒は垂直照射設備で照射した強い放射能を有するトレイロッドを取扱う。大円筒は再照射するトレイロッドや垂直実験孔プラグ、制御棒などの放射能の弱いものや径の大きいものを取扱う。

キャスクの遮蔽としては、小円筒の方に 2,000 キュリーの ^{60}Co のカプセル 5 箇をとりつけたトレイロッドを入れた場合と大円筒に再照射用のトレイロッドを入れた場合について計算する。これらはいずれも RI キャスクで取扱うもののうちで最強の放射能を有するものである。

① 線源強度

イ) 2,000 キュリーの ^{60}Co のカプセル5箇を取りつけたトレイロッドカプセルは有効長 78.5 cm にわたって

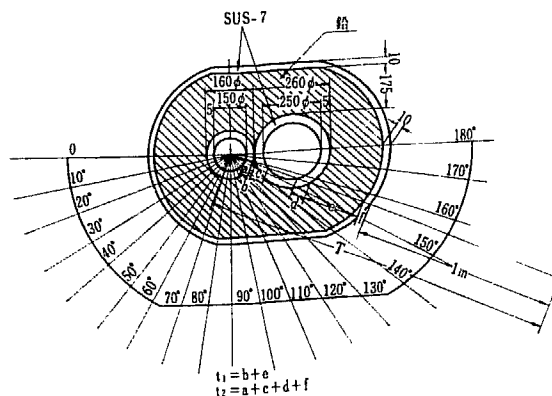


Fig. 73 RI キヤスク遮蔽計算

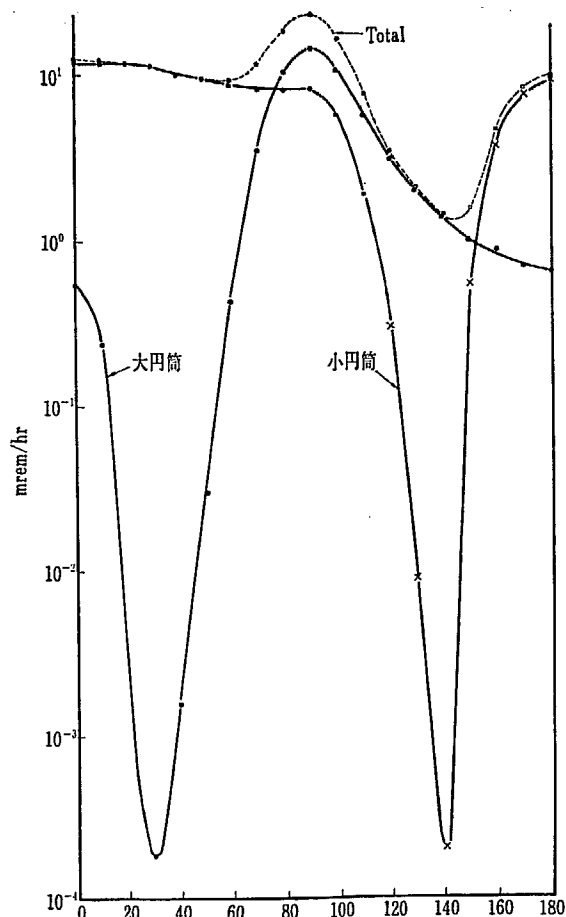


Fig. 74 RI キャスクの遮蔽計算結果

取りつけられているから、その線源強度は、

$$S_L = 9.4 \times 10^{12} \gamma/\text{cm} \cdot \text{sec}$$

ロ) 再照射用トレイロッド (比放射能 0.5 キュリー 1 gr の ^{60}Co) を照射する場合、カプセル 20 箇を約 3 m にわたって取付け、カプセル 1 箇当り 80 キュリーとすると

$$S_L = 3.94 \times 10^{11} \gamma/\text{cm} \cdot \text{sec}$$

② 遮蔽計算式 (Shielding Design Manual 参照)

$$D = 1.78 \times 10^{-8} E \phi \text{ mrem/hr}$$

$$\phi = \frac{B \cdot S_L}{2\pi T} \{ A_1 F[\Theta(H_{\gamma_1}), \mu t] + A_2 F[\Theta(H_{\gamma_2}), \mu t] \}$$

$$\Theta = \tan^{-1} \frac{H_{\gamma}}{T}$$

ここに E : γ 線エネルギー MeV

$A_1, A_2, \gamma_1, \gamma_2$: 物質によって定まる常数

H_{γ} : 線状源の半長

$t_1 T$: Fig. 73 参照

③ 計算結果

ロ) の式を用いて計算した結果を Fig. 74 に示す。これからも分るように、再照射のトレイロッドを入れた場合のごく一部を除き許容量の 10 mrem/hr を越えることはない。

10 mrem/hr を越える部分についてはごく限られており、部分的に補強するなどして十分安全なように考慮す

る。

5.4 保健管理

JRR-3 の放射線管理は研究所として統一された放射線管理組織によって、次に示すようにおこなわれている。

放射線管理要員は日常の放射線量率、空中および水中の放射性物質の濃度放射性表面汚染の測定をおこない、この結果をもととして、原子炉建物内の職員に対して必要な勧告をおこない職員を放射線障害より防護する。

放射線管理要員は放射線管理区域の出入口に α 用および β, γ 用の手足衣服モニタを備え、管理区域に入る者にポケット放射線量計とフィルムバッジを着用させ、管理区域を出る者は手足衣服モニタで身体の放射性表面汚染を検査するとともにポケット放射線量計およびフィルムバッジの記録を管理する。

また、炉室内を γ 線および中性子線エリアモニタ、手押式粉塵モニタ、 γ, β および α 、中性子線用のサーベイメータなどで管理している。

放射線管理区域よりの排気については、煙突より排出される前にガスモニターおよびダストモニタを設け、排気の持つ放射能を監視し、万一空中の放射性物質濃度が人体に放射線障害をおよぼすおそれのあるときは、ただちに適当な処置をとる。

また管理区域より放出される水の放射性物質濃度はモニターまたはサンプリング法により測定し、万一濃度が人体に放射線障害をおよぼすおそれのあるときは直ちにこの水は廃棄物処理場に運搬し、管理区域より危険な水は排出しない。

また敷地内外の自然放射能、空中および水中の放射性物質の量の変動をたえず監視し、風向、風速その他の気象条件の観測をおこなうための野外モニタリング・ステーションを設けて自然放射能および空気中の放射性ガス、放射性塵埃をたえず測定監視したり、敷地内の植物、地下水、魚水、魚類などを定期的に採取してこれらに蓄積される放射性物質の危険の有無をしらべる。

以上からも明らかなように炉の運転は万全を期しておこない、また原子炉建物内はもちろん、建物外に出される排気および排水には常時細心の注意をもって放射線管理をおこなうとともに事故の早期発見、緊急の処置、放射性汚染の除去、あるいは汚染除去などの指導にあたり万一放射性気体などが建物の外にもれても、敷地内に働く人々および敷地外の一般人口には放射線障害をもたらすようなことが起きぬよう保健管理に万全の策を講ずる。

5.5 重水中の三重水素

5.5.1 三重水素の蓄積量

冷却材、減速材としての重水中の重水素原子は炉心内を通るとき中性子の照射をうけて、一部三重水素に転換

する。三重水素の半減期は 12.4 年で、放出する β 線のエネルギーは 18 keV である。

炉を長期にわたって運転していると、この三重水素が重水中に蓄積し、燃料棒の交換時や、重水系配管、機器の修理のさいなどに、重水が外部に洩れ皮膚に触れたり、その蒸気を吸入したりすると危害をうける。そのためこのような作業をおこなう場合は空気マスクを着用するか、排気にとくに注意しなければならない。

JRR-3 の場合、蓄積する三重水素の量は、次式で求められる。

$$n = \frac{\Sigma \phi (1 - e^{-\lambda t})}{\lambda}$$

ただし

$$\Sigma = 3.34 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$$

$$\phi = 9 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$$

$$\lambda = 1.77 \times 10^{-9} \text{ sec}^{-1}$$

これを、ミリキュリーの単位に直すためには

$$1 \text{ ミリキュリー} = 3.7 \times 10^7 \text{ dis/sec}$$

から

$$s = \frac{\lambda_n}{3.7 \times 10^7} \text{ mCi/sec}$$

となる。炉内滞留時間は 71 秒、1 周に要する時間は 85 秒であるから、実際の値はさらに 71/85 をかけなければならない。こうして求めた結果を TABLE 24-1 に示す。

これからみて、JRR-3 の場合は JRR-2 や NRU に比し三重水素の放射能は非常に小さい。したがって、重水の洩れ出るおそれのある作業をおこなう場合には、JRR-2 と同じく、空気マスクをつけるなどして、重水の接触、吸入について十分注意すれば、三重水素による障害は十分これを防止することができる。

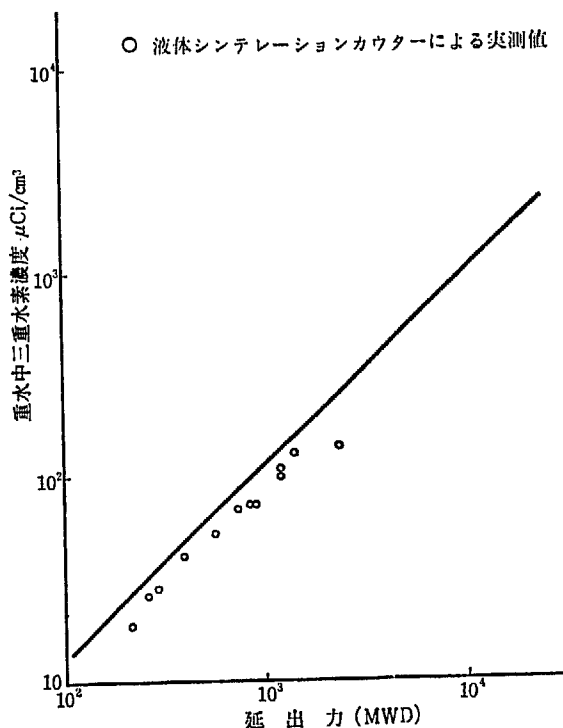


Fig. opp. 1 JRR-3 炉内重水中の三重水素濃度

TABLE 24-1 三重水素の蓄積量 単位 mCi/cm³

運転時間 (規定出力)	JRR-3 (10 MW)	JRR-2 (10 MW)	NRU (200 MW)
1 年	0.368	1.47	2.7
2 年	0.72	2.88	5.3
5 年	1.66	6.63	12.1
10 年	2.92	11.7	21.5
∞	6.82	27.3	50.3

TABLE 24-2 JRR-3 の三重水素の蓄積経過

測定 年月日	延出力 (MWD)	計算値 (μCi/cm³)	測定値 (μCi/cm³)	サイクル
40. 7. 9	220	27	19	
7. 30	270	33	26	
8. 13	300	36	29	
11. 2	390	48	33	
11. 16	400	48	41	
41. 2. 13	570	68	52	
5. 20	740	85	68	
6. 27	840	96	73	
7. 4	900	103	73	
42. 1. 24	1200	136	100	
1. 28	1200	136	110	
2. 27	1400	158	130	
10. 27	2200	220		R 3-42-8
11. 3	2300		技術課測定 180	
43. 4. 3	2560	280	280	R 3-42-13

5.5.2 三重水素の濃度

JRR-3 の重水中飽和値は三重水素は約 7.6 mCi であり、重水 1 cm³ 中の三重水素の濃度 C (μCi/cm³) は

$$C = 7.6 \times 10^3 (1 - e^{-\lambda t})$$

となる。

三重水素の増加率は約 0.09 μCi/cm³/MWD である。

5.6 煙突から排出される放射性物質

実験孔など原子炉内の空間部で照射された放射能を帯びるおそれのある部分の空気は、独立した放射性ガス排気系として煙突に導き、一般の換気空気とは別に取扱っている。この照射された空気の中には速中性子による ^{16}N と熱中性子による ^{41}A 、 ^{16}N 、 ^{10}C が放射性同位元素として出てくるが、 ^{41}A 以外は半減期が短くまた生成量も少ないので、ここでは ^{41}A について考えることとする。

5.6.1 計算式

体積 V なる空気系の孔から放出される ^{41}A の放射線量 Q は次式で求めることができる。

$$Q = kmq \quad (1)$$

$$q = \Sigma \phi (1 - e^{-\lambda t_0}) \quad (2)$$

$$t_0 = \frac{V}{km} \quad (3)$$

ここに Q : 放出される ^{41}A の量 (dis/sec⁻²)

TABLE 25 JRR-3 炉体内空気系の ^{41}A 放出量表 $Q = \frac{\lambda Z \phi V}{3.7 \times 10^4}$

	m/l/sec	V(l)	t_0 (sec)	ϕ (n/cm ² ・sec)	$\lambda \Sigma \phi V$ (d/s)	Q($\mu\text{Ci/sec}$)
H- 1 サーマルコラム	0.5	45	90	8×10^{11}	5.22×10^5	14.1
2 300 ϕ 水平実験孔	0.73	4.5	6.2	1.3×10^{12}	0.87×10^5	2.4
3 150 ϕ "	0.29	1.7	5.9	"	0.33×10^5	0.9
4 " "	1.1	1.7	1.6	"	"	0.9
5 300 ϕ "	1.2	4.5	3.8	"	0.87×10^5	2.4
6 100 ϕ "	1.2	0.8	0.7	"	0.16×10^5	0.4
7 200 ϕ "	0.88	2.5	2.8	"	0.48×10^5	1.3
8 150 ϕ "	1.3	1.7	1.3	"	0.33×10^5	0.9
9 200 ϕ "	0.7	2.5	3.6	"	0.48×10^5	1.3
HI- 1 150 ϕ 予備計測孔	2.6	2.1	0.8	8×10^{11}	0.24×10^5	0.7
2 300 ϕ "	2.6	30.0	11.5	5×10^{11}	2.18×10^5	5.9
3 150 ϕ 予備 "	2.7	2.1	0.8	8×10^{11}	0.24×10^5	0.7
4 300 ϕ "	2.6	30.0	11.5	5×10^{11}	2.18×10^5	5.9
5 150 ϕ "	2.7	8.0	3.0	2×10^{11}	0.23×10^5	0.6
6 150 ϕ 予備 "	2.1	2.1	1.0	8×10^{11}	0.24×10^5	0.7
7 300 ϕ "	2.1	30.0	14.3	5×10^{11}	2.18×10^5	5.9
HR- 1 水平照射孔	0.55	11.9	21.6	3×10^{11}	0.52×10^5	1.4
2 " "	0.55	"	21.6	"	0.52×10^5	1.4
HP- 1 気送管	0~8.3	17.1		9×10^{12}	22.4×10^5	60.6
2 " "	0~9.9	10.7		1.3×10^{12}	2.02×10^5	5.5
HT- 1 アイソトープトレン		63.0		1×10^{12}	9.14×10^5	24.7
2 " "		36.5		2×10^{11}	1.06×10^5	2.9
3 " "		"		"	"	"
4 " "		"		"	"	"

q : 放出空気体積中の ^{41}A の量 (dis/sec・cm³)

m : 全空気流量 (cm³/sec)

k : flux region への流量の分配常数

Σ : 単位体積空気のアルゴンの巨視的放射化断面積 (cm⁻¹)

λ : ^{41}A の崩壊係数 (sec⁻¹)

ϕ : flux region の平均熱中性子束 (n/cm²・sec)

V : flux region の空気系体積 (cm³)

t_0 : flux region での滞在時間

(1) 式に (2), (3) 式を代入すれば

$$Q = \frac{V}{t_0} \Sigma \phi (1 - e^{-\lambda t_0})$$

$$= \lambda \Sigma \phi V \frac{(1 - e^{-\lambda t_0})}{\lambda t_0} \quad (4)$$

$$\lambda = 1.06 \times 10^{-4} \text{ sec}^{-1}$$

$$\Sigma = 0.53 \times 10^{-24} \times 0.932 \times 10^{-2} \frac{60.23 \times 10^{23}}{22.4 \times 10^3} \text{ cm}^{-1}$$

$$= 1.37 \times 10^{-7} \text{ cm}^{-1}$$

(空気中のアルゴン含有量 0.932% 体積 %)

$$\lambda \Sigma = 1.45 \times 10^{-11} \text{ cm}^{-1} \cdot \text{sec}^{-1}$$

5.6.2 計算結果

JRR-3 の ^{41}A の放出に寄与する被照射空気系の計算値を TABLE 25 に示す。

ここでサーマルコラムと気送管は大体 $k=1$ と考えることができるが、その他の孔については k は相当小さい

ものと考えられる。すなわちこれらの孔の換気は flux region の部分の空気の滞在時間を長くするように給気および排気管が生体遮蔽部に設けられているためである。

しかしながら (4) 式の

$$\frac{(1 - e^{-\lambda t_0})}{\lambda t_0} \text{ (流出率)}$$

$$\text{は } \frac{t_0}{T} = 0.2 \quad T = 109 \text{ m (} ^{41}\text{A の半減期)}$$

$$t_0 \approx 22 \text{ m で流出率 } 0.93$$

$$\frac{t_0}{T} = 0.5 \quad t_0 = 55 \text{ m } \quad \text{ " } \quad 0.85$$

程度であり、TABLE 25 からわかるように $k=10^{-3}$ 程度に取っても流出率は 1 に近い。さらに m は実測値であるが測定は給気系配管入口でおこなった値で実際には炉壁などのプラグ間隙からの流入がこれに加わるから実際の流量は TABLE 25 の値より大きいと考えられる。したがって放出される ^{41}A の算定は

$$Q = \lambda \Sigma \phi V / 3.7 \times 10^4 \mu\text{Ci/sec}$$

でおこなって差支えない。

出力上昇試験での実測のさいは気送管の全部をおこなっていないので、気送管は一応内部の空気が滞留していたと考え、TABLE 25 から気送管を除いた放出量を合計すると 138.2 $\mu\text{Ci/sec}$ となる。10 MW における実測値は約 180 $\mu\text{Ci/sec}$ であり、この差は照射空気系の容積流量中性子束などの推定誤差と思われる。

定常運転時の ^{41}A 放出量

定常運転においては気送管は照射試料冷却がおこなわれるので TABLE 25 に示される最大流量を流すこととなる。したがってこれによる増加は約 $130 \mu\text{Ci/sec}$ である。

サーマルコラムの両方のシャッターを開放して実験がおこなわれると $\phi=4 \times 10^{11}$, $V=250 \text{ l}$ の増加がある。これによるものは $40 \mu\text{Ci/sec}$ である。

現在の放出量	180 $\mu\text{Ci/sec}$
気送管による増加分	130 "
サーマルコラムによる増加分	40 "
実験による増加分	150 "
合 計	500 $\mu\text{Ci/sec}$

実験による増加分は実験孔を使用して照射実験をおこなう場合、当然黒鉛部分を取外して試料あるいは装置が挿入されるため空隙が増加することを考えたものである。これは水平実験孔の黒鉛部に約 300 l の空隙を生じた場合に相当する。 300ϕ 実験の黒鉛部を取外した場合 V は約 60 l 増加する。また Pile Osc. 装置のような空気冷却の実験装置を垂直実験孔に挿入する場合などもこの値以下になるように設計することになる。

すなわち JRR-3 の煙突から排出される放射性物質の量は $500 \mu\text{Ci/sec}$ 以下である。

 ^{41}A の大気中への拡散および被曝

(1) 有風時の基本計算法

イ) 風下濃度の計算

煙の拡散を取扱う式として、英国気象局方式を採用することにする。これは水平、垂直方向の濃度分布を Gauss 分布とし、その標準偏差を A, B, C, D, E, F に分類した安定度ごとに与えたもので、煙源のごく近傍を除いた範囲で実験結果ともよい一致を示すことが知られている。

Q (Ci/min) の割合で放射性物質が放出されるとき濃度分布は、地上では

$$x(d, y, 0) = \frac{2.79 \times 10^{-3}}{u \theta d h} \exp \left\{ - \left(\frac{y}{y_0} \right)^2 \ln 10 \right\} F_1 \theta \quad (5)$$

と与えられる。ここで

x : 濃度 (Ci/m^3)

d : 風下距離 (km)

y : 風下直角方向距離 (m)

u : 風速 (m/sec)

θ : 地表濃度が風下軸上濃度の $1/10$ になる 2 点が放出点をさす角 (deg)

y_0 : 同上の点までの風向軸からの距離 (m)

h : 地表濃度の $1/10$ の濃度になる高さ (m)

F_1 : 煙突係数

θ と h は安定度と d の函数として与えられ、 F_1 は

煙突の高さと h の函数として与えられる。

ロ) 風下被曝線量率の計算

いま、上の拡散式をもとにすれば 40 m の煙突から排出された ^{41}A による風下任意地点への γ 線照射量 $D(X, Y, Z)$ の計算式は次のようになる。

$$D(X, Y, Z) = KE \int_{-\infty}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu p}}{4\pi p^2} B(\mu p) \times (x', y', z') dx' dy' dz' \quad (6)$$

ここで

$$D = \mu \text{ R/hr}$$

$$K = 6.66 \times 10^9 (\mu \text{ R} \cdot \text{m}^2/\text{hr} \cdot \text{MeV} \cdot \text{C})$$

$$E = 1.29 (\text{MeV})$$

$$p = (x-x')^2 + (y-y')^2 + (z-z')^2 \text{ (m)}$$

$$B = (\mu p)^1 \text{ build up factor air}$$

$$= 1 + \mu p + 0.088(\mu p)^2$$

$$\mu = 0.0068: \text{absorption coefficient for air (m}^{-1}\text{)}$$

放出率 1 Ci/hr , 煙突高 40 m , 風速 1 m/sec として安定度 A, D, F について上式を計算すると TABLE 26 のようになる。

TABLE 26 風下被曝線量率 ($\mu\text{R/hr}$)

$\theta = 1 \text{ Ci/hr}$, $H = 40 \text{ m}$, $u = 1 \text{ m/s}$

$x(\text{m})$ 安定度	A	D	F
- 400	0.063	0.064	0.064
- 200	0.25	0.26	0.26
- 100	0.97	0.98	0.99
0	7.4	7.6	7.6
100	14	14.0	14.1
200	13	14.2	14.7
400	6.3	12.8	14.1
600		10.8	13.0
800		8.9	12.0
1000		7.6	11.5
2000		3.9	6.8

(2) 被 曝

イ) 有風時

TABLE 26 に与えられているように、風下被曝線量率の最大値は A, D, F 各安定度に対してほとんど等しい。

この値を使って年間被曝線量を計算する。静穏時の出現頻度は東海村地上 45 m で、年間を通じて約 3% である。

放出率 $Q = 500 \mu\text{Ci/sec} = 1.8 \text{ Ci/hr}$

風 速 $u = 3.3 \text{ m/sec}$ (TABLE 27 参照)

煙突直下では

$$D_0 = \frac{7.6 \times 1.8}{3.3} \times 8760 \times \frac{250}{365} \times \frac{97}{100} = 24.2 \text{ mR/y}$$

TABLE 27 月別の風速逆数平均

月	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	年
$\bar{u}(\text{m/s})$	3.31	3.21	3.34	3.57	2.80	2.46	2.91	3.43	3.89	4.16	3.62	3.25	3.3

風下約 300 m では

$$D_{300} = \frac{14.7 \times 1.8}{3.3} \times 8760 \times \frac{250}{365} \times \frac{97}{100} \times \frac{20}{100} \\ = 9.2 \text{ mR/y}$$

ただし 20/100 は風向頻度の最大値である。

(以上の計算には、年間最大運転日数を 250 日としてある。)

ロ) 静穏時の拡散および被曝

静穏時の拡散については前記英国気象局方式は適用できないし、他にこれを算定する資料もないので JRR-2 においては実験的に静穏時の拡散とこれによる被曝を求めている。

JRR-3 は立地条件、気象条件とも JRR-2 とまったく同一であり、放出量が JRR-2 の 1/4 であるから静穏時

TABLE 28 年間平均濃度および被曝線量

	煙突近傍	300 m 付近	700 m 付近
有風	~25 mR	~10 mR ~ $5 \times 10^{10} \mu\text{Ci/cm}^3$	~6 mR ~ $9 \times 10^{10} \mu\text{Ci/cm}^3$
静穏	~1.5 mR	<1.5 mR	<1.5 mR
合計	~26.5 mR		

の被曝を JRR-2 の実験値の 1/4 とすることができる。

ハ) 年間平均濃度および被曝

以上述べたことを一括して表示すると年間平均濃度および被曝線量は TABLE 28 のようになる。なお連続 3 ヶ月については濃度は 2 倍以下、被曝線量は 1/2 以下である。

6. 事故と安全対策

6.1 安全対策

6.1.1 概要

炉の運転中に誤操作によって事故が起らないように操作のシーケンスを決め、各部はインターロックされているが、なお事故が生じた場合に炉を安全に停止できるように各種の安全保護設備が設けられている。事故の程度に応じて、それに対応する安全保護設備が考えられているが事故の小さいものに対応するものから順次に列挙すると

- 1) 警 報
- 2) リバース
- 3) スクラム
- 4) 重水ダンプ
- 5) 制御棒孔軽水注入
- 6) 重水汲上注入
- 7) 緊急軽水注入

6.1.2 シーケンス

運転のシーケンスを考える場合、炉の状態を停止中、定常運転、特殊作業の3つに大別している。シーケンス回路はすべて回路に事故が起っても必ず安全側になるように考慮されている。

停止中 制御棒が全部下限まで挿入され、電磁クラッチの励磁が切れ、シーケンス回路の主要部分の電源が切れた状態で、この電源は規定の鍵によってキイスイッチを開放しない限り投入できないから、誤って制御棒の操作をしようとしても炉の起動は不可能である。また炉室内での作業者の安全をはかるために

- ① 炉 室, ② ループテスト室,
③ 冷却機器室, ④ FFD 室

に“安全スイッチ”を設け、これを投入すると制御室で炉の起動ができないようになっている。また炉の運転中には、このスイッチを投入すると炉はスクラムするようになっている。

定常運転 炉を起動する場合は、各種のスクラム回路、安全スイッチが正常でないと起動できないようにインターロックされている。また起動には一定のシーケンスが定められ誤操作しても危険のないようにインターロックされている。例えば粗調整安全棒は1回の引出操作によって $0.6\% \Delta k/k$ 以上動かないよう中間位置で自動的に止るようになるうえ内側の6本は2本以上同時に引出せないようにして、誤操作によって炉が即発臨界になることを防止している。

特殊運転 燃料棒の交換、等価反応度の大きな照射試

料の取り出しなど大きな正の反応度の加わるおそれのある作業をするときは特殊作業として外側6本の粗調整安全棒を中間位置まで引き上げ、計測回路、シーケンス回路を作動状態にして作業をおこなう。作業中に異常が起った場合は定常運転と同様に後述の安全装置が作動する。

6.1.3 原子炉の運転装置

運転にさいして、炉の安全性を確保するために、炉の起動、制御棒の引抜き、自動制御への切替について次のようなインターロック回路を設ける。

炉の起動 炉の起動は下記の条件が満足されたとき起動できる。

- 1) “停止中”のランプが点灯している。
- 2) 全制御棒が下限にある。
- 3) 安全スイッチが投入されていない。
- 4) スクラム信号がすべて正常。
- 5) 低出力レンジの切換が最低にある(バイパス可能)。

制御棒の引抜き 内側粗調整安全棒(6本, S-1, 2, 3, 4, 5, 6)

- 1) スクラム信号がすべて正常。
- 2) リバース信号がすべて正常。
- 3) アラーム信号がすべて正常(ただし、中性子計装アラーム盤内のもののみ)。
- 4) 低出力系レンジが $125 \times 10^3 \text{ W}$ 以下にある(バイパス可能)。

以上の条件が満足されると引抜操作をおこないうる。

しかし同時に2本以上の引抜はできない。

外側粗調整安全棒および調整棒
(S-7, 8, 9, 10, 11, 12, R-13, 14)

- 1) スクラム信号がすべて正常。
- 2) リバース信号がすべて正常。
- 3) アラーム信号がすべて正常。

以上の条件が満足されると引抜操作をおこないうる。

自動運転中の制御棒引抜き

- 1) 内側粗調整安全棒はすべて引抜きはできない。
- 2) 粗調整安全棒は“引抜可”の押ボタンを押している間だけ引抜きをおこないうる。

自動運転への切換

- 1) 微調整棒が手動で操作されていない。
- 2) 微調整棒が中間位置の範囲にある。
- 3) 低出力系レンジが $125 \times 10^3 \text{ W}$ にある。
- 4) 設定比較機構が最低レベルに設定されている。(バイパス可能)
- 5) 出力系誤差出力が $\pm 10\%$ 以内にある。

以上の条件が満足されれば自動運転に切換える。

6.1.4 警報装置

警報装置の中には、中性子計装アラーム盤内に組込まれ、インターロックにつながっているものと、その他異常を知らせる単なる警報装置がある。これらの装置は、ベルが鳴ると同時に、原因が復帰するまでその表示を自己保持する。また単にベルが鳴るだけのものもある。

中性子計装アラーム盤内のアラーム作動条件

- 1) 粗調整安全棒ワイヤー切断
- 2) 微調整棒上, 下限 10%
- 3) 低出力計フルスケール
- 4) 重水供給ポンプ運転中
- 5) 炉心タンク液面低下 (2, 950 mm), 上昇 (3, 150 mm)
- 6) 商用受電中
- 7) ペリオド異常減少 (20 秒以下)
- 8) 中性子束異常上昇 (定格の 105% 以上)
- 9) 無停電電源設備故障

上記各項においては、制御棒引出しは不可能になる。

水ガス故障表示器に組込まれたアラーム作動条件

- 1) 反射体炭酸ガス出口温度上限 (60°C)
- 2) 反射体炭酸ガス入口流量最下限 (90 m³/min)
- 3) 炭酸ガス貯槽在高上, 下限 (5.3 m³, 0.7 m³)
- 4) 主重水流量下限 (16 m³/min)
- 5) 精製重水流量下限 (1.25 m³/hr)
- 6) 熱遮蔽軽水全流量下限 (40 m³/hr)
- 7) ヘリウム循環流量下限 (11.0 m³/hr)
- 8) 主重水電気伝導度上限 ($1.5 \times 10^{-6} \Omega/\text{cm}$)
- 9) 精製重水電気伝導度上限 ($0.5 \times 10^{-6} \Omega/\text{cm}$)
- 10) 熱遮蔽軽水電気伝導度上限 ($2.0 \times 10^{-6} \Omega/\text{cm}$)
- 11) 炉心タンク入口, ヘリウム圧上下限
(120 mmAq, 90 mmAq)
- 12) 重水溢流槽液面低下, 上昇 (450 mm, 750 mm)
- 13) 炉心タンク出口重水温度上限 (55°C)
- 14) フィルター入口温度上限 (55°C)
- 15) 中央実験孔重水温度上限 (55°C)
- 16) 軽水貯槽液面低下 (0.3 m)
- 17) 第 1, 第 2 重水ポンプ出口圧力上, 下限
(5.0 kg/cm², 2.5 kg/cm²)
- 18) 第 1, 第 2 重水冷却器出口圧力低下 (1.1 kg/cm²)
- 19) 溢流ポンプ出口圧力上限 (3.0 kg/cm²)
- 20) ダンプ槽, 液面上限 (1 m)
- 21) 第 1, 第 2 重水冷却器軽水入口圧力上限 (4 kg/cm²)
- 22) 第 1, 第 2 重水冷却器軽水流量低下 (3 m³/min)
- 23) 主重水ポンプ冷却水流量低下 (0.6 m³/hr)
- 24) 地下室排水溝液面上限 (600 mm)
- 25) 冷却機器室排水溝液面上限 (110 mm)
- 26) 第 1, 第 2 排水貯槽液面上限 (1, 600 mm)
- 27) 緊急軽水貯槽液面低下 (1, 200 mm)
- 28) He ガス貯槽在高上, 下限 (5.1 m³, 0.9 m³)
- 29) SF 貯槽液面低下 (下降 100 mm)

その他のアラーム条件

- 1) 重水漏洩
- 2) FFD 計数値上限 (600 cps)
- 3) 燃料棒温度差上限 (15°C, 17°C, 20°C の 3 グループ)
- 4) 重水冷却器 2 次冷却水モニタ計数値上限 (60 cps)
- 5) 炭酸ガス, 軽水冷却器 2 次冷却水モニタ計数値上限 (70 cps)
- 6) 排水貯槽水モニタ計数値上限 ($10^{-5} \mu\text{Ci/cc}$)
- 7) 室内ダストモニタ計数値上限
($1 \times 10^{-9} \mu\text{Ci/cc}$)
- 8) スタックダストモニタ計数値上限
($1 \times 10^{-10} \mu\text{Ci/cc}$)
- 9) スタックガスモニタ計数値上限
($1.5 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/cc}$)
- 10) 被照射空気モニタ計数値上限 ($4.5 \times 10^{-4} \mu\text{Ci/cc}$)
- 11) 弱 γ 線エリアモニタ計数値上限 (1.0 mR/hr)
- 12) 強 γ 線エリアモニタ計数値上限 (0.01~0.2 R/hr
場所により異なる)
- 13) 熱中性子エリアモニタ計数値上限
(250 n/cm²/sec)
- 14) 速中性子エリアモニタ計数値上限
(200 n/cm²/sec)
- 15) 手足モニタ計数値上限 (300~330 cpm)

6.1.5 リバース

次の各項に対してリバース信号が発せられ、警報がなり、粗調整安全棒微調整棒が高速で下限まで挿入される。この場合の印加速度は $-1 \times 10^{-3} \delta k/\text{sec}$ で、リバース信号が発せられてから 1~2 秒後にこの速度に達する。

中性子計装盤

- 1) 中性子束異常上昇 (3 チャンネル) 定格出力の 107 % 以上
- 2) ペリオド異常減少 (2 チャンネル) 10 秒以下
- 3) 微調整棒が自動で下限 10% に達し 30 秒間放置されたとき
- 4) クラッチ励磁無電圧
- 5) 自動制御中誤差信号 $\pm 10\%$ 到達
- 6) スクラム信号が出たとき
- 7) 手動リバース

6.1.6 スクラム

次の各項に対してスクラム信号を発せられ、警報がなるとともに粗調整安全棒がスクラムし、同時に微調整棒が下降する。

中性子計装盤

- 1) 中性子束異常上昇 (3 チャンネル) 定格出力の 110 % 以上
- 2) ペリオド異常減少 (2 チャンネル) 5 秒以下
- 3) 安全スイッチ
- 4) 手動
- 5) 地震 (水平, 上下動) 25 gal 以上

電源監視盤

- 1) 主重水ポンプ駆動電流低下 (2 チャンネル) 30 A
- 2) 主要計測回路電源無電圧
- 3) 無停電電源設備故障

水ガス計装盤

- 1) 主重水回路重水流量低下 15 m³/min
- 2) 炉心タンク出口重水温度上昇 57.5°C
- 3) 炉心タンク出口ヘリウム圧力上昇 130 mmAq
- 4) 炉心タンク入口重水圧力低下 0.9 kg/cm²
- 5) 重水溢流槽液面低下 350 mm
- 6) 重水ダンプ操作

附属実験装置の異常

中性子計装盤の 1), 2) 項は, 中性子計測設備の安全系およびペリオド系より発せられるもので, トリガー回路で検知したあと高速度継電器により粗調整安全棒のクラッチコイルを短絡すると同時に, 故障表示器回路をへてクラッチ回路の電流を遮断するもので, トリガー回路が検知したあと 0.04 秒以内に落下を開始する。

その他のスクラム信号では故障表示器回路をへてクラッチ回路の電流を遮断し, スクラムがおこなわれるので, 故障表示器にスクラム信号が到着してから 0.4 秒以内で落下を開始する。落下は上限より 1,500 mm まで約 0.7 g で自由落下し, 上限より 1,500 mm でオイル・タンバーが作動して減速し下限で停止する。落下開始から下限到達までの所要時間は 1.5 秒以下である。Fig. 75 は粗調整安全棒 12 本当りの, 上限よりの挿入距離と等価反応との関係を示すものである。

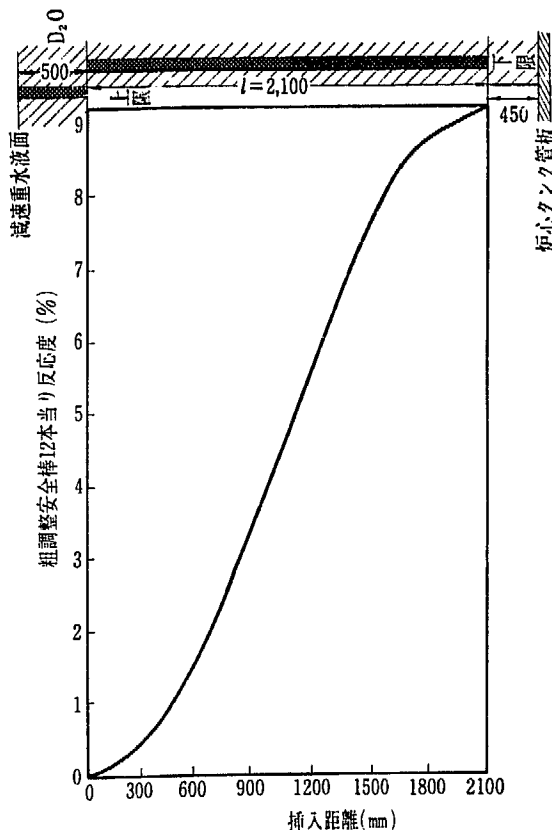


Fig. 75 粗調整安全棒行程と反応度の関係

6.1.7 重水ダンプ

制御室でダンプ操作をすることによりダンプが開始され, 減速重水液面が約 3 分で約 1,100 mm 下った位置で衡に達し停止する。これにより約 4% $\Delta k/k$ の負の反応度平度が加わる。この操作のさいも冷却重水は供給されるので熱除去は従来通りおこなわれる。

6.1.8 制御棒孔軽水注入

制御室内の押ボタンの操作によって, 制御室の上の制御棒軽水貯槽に貯えられた軽水を, 落差によって制御棒チャンネル内に注入する。注入に要する時間は約 2 分である。制御棒チャンネルに軽水を注入すると, 負の反応度が加わるが, 同時に制御棒を冷却することにもなり, 二重の安全装置となる。

6.1.9 緊急冷却

事故の程度がもっともひどくなったとき, 緊急ポンプによる重水の汲上げおよび緊急用軽水貯槽からの軽水注入をおこなう。(冷却系の事故の項参照)

6.2 動特性

定常運転中に各種の反応度外乱が加わった場合のスクラム効果 (スクラムが正常に作動した場合の炉出力変化), 重水温度効果による自己制御性について解析し, 予想される反応度外乱について評価する。

スクラムによる制御棒の反応度印加のカーブを Fig. 75 に示す。

6.2.1 階段状反応度外乱

階段状反応度外乱を加えた場合の JRR-3 の即発ペリオドと安全ペリオドは, Fig. 76 のようになる。

炉出力が異常上昇した場合のスクラム信号は中性子計

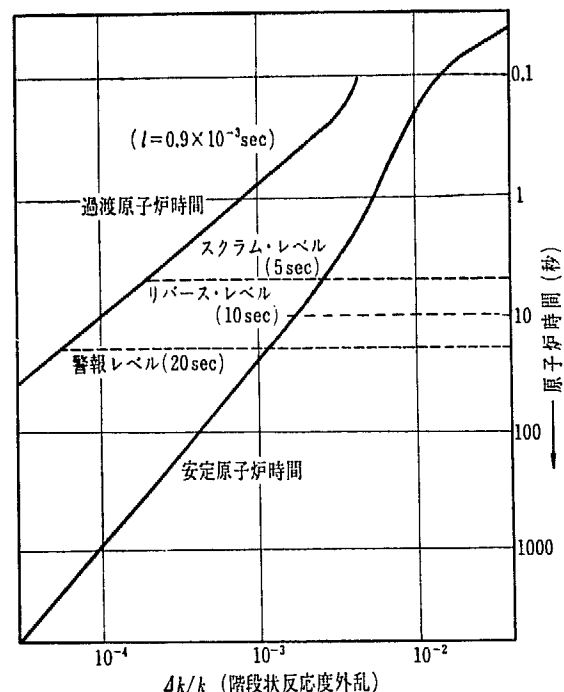


Fig. 76 階段状反応度外乱に対する安定原子炉時間と過渡原子炉時間

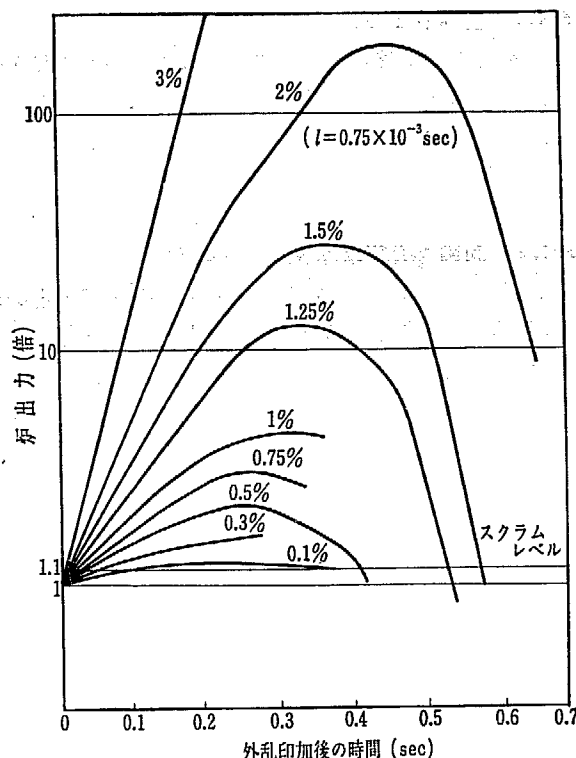


Fig. 77 階段状反応度外乱に対するスクラムの効果

測設備のペリオド系から、ペリオド異常減小（5秒）、安全系から出力異常上昇（110%）の場合に発せられる。

階段状反応度外乱が加えられた場合は Fig. 76 からわかるように $+0.02\% \Delta k/k$ 以上の外乱では過渡原子炉時間が5秒以下になり、また $+0.4\% \Delta k/k$ 以上では安定ペリオドも5秒以下となるので、ほとんどの場合ペリオド系よりのスクラム信号の方が安全系より先に発せられる。

Fig. 77 は各種の階段状反応度外乱を加えて、スクラムが正常に作動した場合の炉出力の変化を示したものである。

JRR-3 では、 $l=0.9 \times 10^{-3} \text{ sec}$ であるが図表の都合で、 $l=0.75 \times 10^{-3} \text{ sec}$ として計算している。また $1.25\% \Delta k/k$ 以上では反応度が加えられると同時に、 $1\% \Delta k/k$ 以下では出力が1.1倍に達したときスクラム信号が発せられ、それから0.04secおきて制御棒が上限より0.7gで落下を開始するとして計算したが、実際は制御棒は行程の途中から落下することになり、より安全である。

事故が起きた場合は出力の尖頭値と、その期間に生ずる全熱量が問題になる。10MWで運転中に事故が起きたとした場合の出力の尖頭値と発生全熱量をまとめると TABLE 29 のようになる。

出力異常上昇で第一に問題になるのは、燃料棒の溶融である。全発生熱量が瞬間的に発生して燃料棒の中に貯えられるとすると100MWsec以上になると燃料棒が溶融することになる。したがって $1.5\% \Delta k/k$ 以下の階段状反応度外乱に対してスクラムが作動すれば何らの支障なしに停止できる。 $2\% \Delta k/k$ の場合も実際には炉の負の温度効果と、発生熱量の内伝導により失われる分を考慮

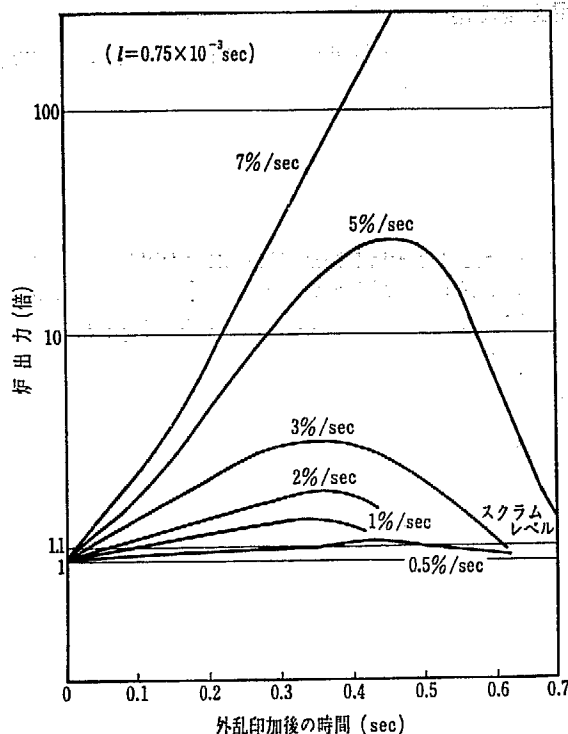


Fig. 78 直線状反応度外乱に対するスクラムの効果

TABLE 29

$\% \Delta k/k$	出力尖頭値	全発生熱量
0.1	11.4 (MW)	
0.3	14.9 "	
0.5	20.4 "	
0.75	33.4 "	
1.0	64.1 "	21.0 (MW・sec)
1.25	133 "	37.4
1.5	331 "	88.3
2.0	2740 "	592

TABLE 30

$\% \Delta k/k/\text{sec}$	出力尖頭値	全発生熱量
0.3	11.7 (MW)	
0.5	12.3 "	
1	14.1 "	
2	20.7 "	8.7 (MW・sec)
3	37.2 "	13.6 "
5	269 "	66.6 "
7	8560 "	

すれば燃料棒が溶融することはないと思われる。

6.2.2 直線状反応度外乱

Fig. 78 は各種の直線状反応度外乱を加えて、スクラムが作動した場合の炉出力の変化を示したものである。出力が上昇して1.1倍に達したとき、スクラム信号が発せられるとして前と同じ条件で計算している。10MWで運転中に事故が起きたとした場合の、出力の尖頭値と全発生熱量をまとめると TABLE 30 のようになる。

前項と同様に100MWsec以上に燃料が溶融すると考えれば $5\% \Delta k/k/\text{sec}$ 以下の直線状反応度外乱に対して

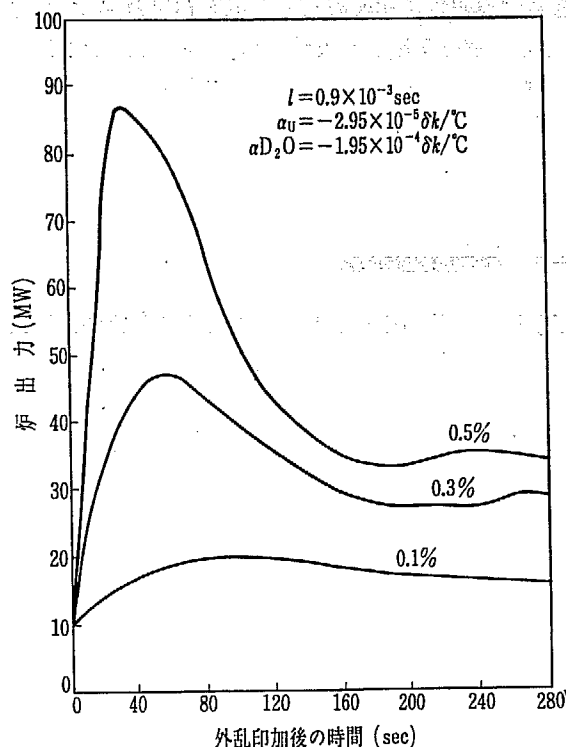


Fig. 79 階段上反応度外乱に対する燃棒および重水温度効果による自己制御性

は、スクラムが正常に行動すれば炉は何らの支障なしに停止できる。

6.2.3 温度効果による自己制御性

出力が大きくなると、冷却重水、減速重水および燃料棒の温度が上がり負の温度効果（燃料棒温度係数 $-2.95 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、重水温度係数 $-1.95 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ ）によって負の反応度が加わることになるので、他の制御装置がなくても自動的にある程度出力は自己制御される。

Fig. 79 は階段状反応度外乱が加わり、他の制御装置がまったく作動しなかった場合の炉出力の時間変化を示したものである。炉が 10 MW で運転されているとき、0.1% $\Delta k/k$ 、0.3% $\Delta k/k$ 、0.5% $\Delta k/k$ の階段状反応度が加った場合について計算している。

6.2.4 予想される反応度外乱

新燃料の挿入 新燃料を 1 本、炉心タンク中央に挿入すると 0.14% $\Delta k/k$ 、端部に挿入すると 0.01% $\Delta k/k$ の正の反応度が加わる。挿入速度は 83 mm/sec と 8 mm/sec の 2 速度を用意しているが、この挿入速度では反応度の変化は非常にゆるやかで問題はない。挿入のさい誤って落下しても最高の変化速度は約 0.5% $\Delta k/k/\text{sec}$ で、スクラムが作動すれば炉に支障を与えることはない。燃料キャスクの掴みは、たとえ停電しても燃料を保持できるようになっている。

制御棒の取出し 制御棒を取出した場合の反応度の変化は、1 mm 当り最高 $8 \times 10^{-4} \Delta k/k$ 程度である。制御棒の取出しには RI キャスクを使用するので取出速度は 100 mm/sec または 10 mm/sec である。したがって最高の反応度変化速度は約 0.08% $\Delta k/k/\text{sec}$ でまったく問題はない。

垂直照射孔の照射試料の取出し 問題となるのは炉心タンク中の 3 本の垂直照射孔であるが、これは主として RI 生産用でその取出し速度は 100 mm/sec または 10 mm/sec である。取出しにより 1 本のトレイロードあたり 1~2% 程度の反応度が加わる。したがって最高の反応度変化は約 0.1% $\Delta k/k/\text{sec}$ で問題はない。

気送管中の照射試料の取出し 気送管に圧縮空気によってその挿入された試料は、炉心部で照射された後再び圧縮空気によって取出し、その最高速度は約 10 m/sec である。試料の制限重量は 75 gr で Cd など特殊な物質を充填しない限りその等価反応度は 0.1% $\Delta k/k$ をこえることはない。

0.1% $\Delta k/k$ とした場合の反応度変化は約 1% $\Delta k/k/\text{sec}$ で前述の計算から充分安全である。

中央実験孔の事故 中央実験孔で実験をおこなう場合、実験孔の中がボイド状態にあるとき、何かの事故または誤操作で重水が急速に流入すると正の反応度が加わることになる。

ボイド状態から中に重水を満たすと約 0.1% $\Delta k/k$ の反応度が加わるが、満水に要する時間が約 3 秒としても、変化速度は約 0.03% $\Delta k/k/\text{sec}$ である。

また中央実験孔に軽水を満たして実験しているとき何らかの事故または誤操作で軽水が流出した場合最高でも約 1.5% $\Delta k/k$ の正の反応度が加わる。この場合も流出に要する時間が約 3 秒としても、反応度の変化速度は約 0.6% $\Delta k/k/\text{sec}$ である。いずれにしてもスクラム回路が正常に作動すれば炉はなんら支障なく停止できる。

自動制御装置の事故 自動制御中、万一微調整棒が最高速度で引抜かれた場合、約 0.5% $\Delta k/k$ の反応度が加わる。

その変化速度は 0.02% $\Delta k/k/\text{sec}$ となる。いずれにしてもスクラムが作動すればなんら支障はない。

6.3 制御装置の事故

制御棒の発熱 14 本の制御棒のうち、内側 6 本の粗調整安全棒がもっとも炉の中心に近く、発熱量も大きい。10 MW 運転時の内側粗調整安全棒 1 本当りの発熱量は

炉からの γ 線吸収	約 340 W
Cd(n, γ) による γ 線	約 1,300 W
計	約 1,640 W = 1,380 kcal/hr

である。

制御棒のカドミウムの部分で発生した熱は、表面のアルミニウム被覆 (1.6 mm)、制御棒チャンネル内のヘリウム層 (2.2 mm)、制御棒チャンネルのアルミニウム (3.2 mm) を通して減速重水に伝えられる。このほかにカドミウムとアルミ被覆の間に 0.05 mm 空隙があると計算すると、内側粗調整安全棒の場合カドミウムと減速重水の温度差は 66°C となる。減速重水を 45°C と

すると制御棒の温度は約 110°C となる。

カドミウム、アルミニウムの融点はおのおの 321°C、659°C であるから定常運転時にはなんら支障は起らない。

試作試験の結果制御棒温度 200°C 以下ではまったく変形は見られず、カドミウムの融点を越した 350°C に加熱したとき、直径、全長におのおの 0.07%、0.05% の微小な変形があらわれた。しかしこの程度の変形では動作に支障は起らない。

突発事故によって出力が衝撃的に上昇した場合を考えると、短時間で発生した熱はまったく外部へ伝わらないとした場合、制御棒の温度を 350°C にするに要する熱量は

$$\text{約 } 254 \text{ kcal} = 1,070 \text{ kW} \cdot \text{sec}$$

である。炉出力が 10 MW の場合、内側粗調整安全棒の発熱量は 1.6 kW である。したがって制御棒に 1,070 kW sec の熱量を発生する場合の炉の出力は 6,700 MW sec になる。

したがって、炉の異常出力上昇が 6,700 MW・sec 以下の場合には制御棒は変形することなく、正常スクラム動作がおこなえる。

機械的故障 制御棒チャンネルは厚さ 3.2 mm のアルミニウム円筒で、上部よりつり下げており、下部の振れ止めは直径で 3 mm の余裕がある。したがって予想される地震などで折損するということは考えられないが、万一チャンネルが傾斜しても極端な傾斜でない限りスクラム動作にほとんど影響がないことを実験的に確かめている。

電磁クラッチの部分の動作が不良であるとスクラム動作が不能になるが、本装置では電気刷子を使用しない構造であり、またスクラム時は電流遮断であるから、誤操作は考えられない。

ワイヤロープが巻き胴からはずれて、機構に巻きつくと、スクラム動作が不能となるが、数千回の繰返し試験の結果、そのような事故は起らなかった。たとえ 1 本の粗調整安全棒に事故が起っても他の 11 本が正常に動作すれば炉は安全に停止する。4 本の粗調整安全棒が同時に事故を起しても危険はないが、4 本が同時に事故を起すことは考えられない。

中性子計測回路の故障 中性子計測回路のうち、とくに重要な部分である安全系は 3 系統、ペリオド系は 2 系統設けており、それぞれ完全に独立していて、いずれか 1 組から異常信号が出ると炉をスクラムするようになっている。したがってすべてが同時に故障しない限り危険はない。

出力系が故障すると炉出力が自動制御できなくなるが、安全系、ペリオド系のスクラムが正常に作動すれば危険はない。低出力系、ガルバノメーター系は故障しても炉の安全性には直接影響はない。

中性子計測回路の電源は無停電電源設備から供給して

いるので商用電源が停電しても電源が切れることはない。さらに無停電電源も故障し電源が供給されなくても、ガルバノメーター系は電池によって電源を供給しているので作動を続ける。したがって必ず出力は監視を続けることができる。

6.4 冷却系の事故

原子炉の事故のうちでもっともおそろしいのは、冷却不足または冷却不能による燃料の焼損である。これに対しては次のような安全対策が立てられている。

出力運転中の冷却不足 出力運転中は燃料棒内の熱流束は非常に大きく短時間の冷却不能でもただちに燃料棒の焼損事故を招来するから、冷却不足の現象を少しでも早く検出してただちに炉を停止することができるようになっている。

このため、冷却重水ポンプの電源故障はもちろん、冷却重水の循環流量、冷却重水の出口温度はいずれもスクラム回路に接続されていて、冷却重水ポンプが停止したり、冷却重水循環量が規定値より低くなった場合にはただちにスクラムが働き炉が停止するようになっている。

この他、次の計測点には、警報がついていて、冷却不足の原因となる現象が生じたことを運転員に報告し、ただちに適切な対策が講じられるようになっている。

- (1) 炉心出口重水温度
- (2) 溢流槽重水液面
- (3) 炉心タンク液面
- (4) 第一主重水ポンプ出口圧力
- (5) 第二 "
- (6) 炉入口重水圧力
- (7) 第一重水熱交換器出口圧力
- (8) 第二重水 "
- (9) 燃料棒冷却重水温度上昇

燃料棒の移動による冷却不足 246 本の燃料棒は炉の上部から炉心タンク内につり下げられて炉心タンク下部の管板の受座にその重量が支えられ、かつ冷却重水と減速重水の水密を保っている。もしなんらかの原因で燃料棒が浮き上るなどして、この部分の水密が破れると、冷却重水はプレナム室から減速重水の方に洩れて、その燃料棒の冷却不足をきたす心配がある。これについては、実物大のモックアップテストで試験した結果は Fig. 80 で示すごとく、燃料が 30 mm 程度浮き上っても、燃料棒内を流れる冷却重水量は約 85% に減るだけであり、冷却不能になり燃料が焼損することはない。なおこの場合の洩れ量は、燃料棒の 3 本分位であり、全体の流量の約 1% であるから全体の流量にはほとんど影響がない。

運転停止後の冷却不足 正常停止またはスクラムによって炉を止めた場合にも、炉内の燃料棒は核分裂生成物の崩壊によって発熱し、冷却を続行しなければならない。(発熱量については、Fig. 69 参照)

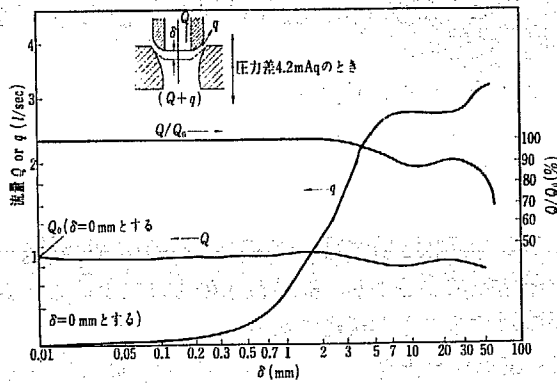


Fig. 80 燃料体装着時における流量変化の割合

このため、炉停止後も主重水ポンプは運転が継続される。主重水ポンプは、運転員の操作によって適時に小容量の非常用ポンプに切替えることができる。主重水ポンプが故障し、冷却重水に異常をきたした場合には、前にのべたごとくスクラムが働き、炉は停止するとともに非常用ポンプが自動起動する。

このように冷却重水が完全に停止してしまうことは考えられないが、万一かかる事態が起ったとしても、発生した熱量は管内の冷却重水を通して炉心タンク内の減速重水に伝えられる。管内の冷却重水への伝達の熱抵抗は冷却管を通じて減速重水への伝達の抵抗に比し、無視しうるから後者のみを考慮する。

後者の伝熱は自然対流の液-液熱伝達であるから、この場合の総括熱伝達係数として、低目の $100 \text{ kcal/m}^2 \text{ hr}^\circ\text{C}$ を用いる。1本当りの発熱量を $q \text{ kW/本}$ 、温度差を Δt 、表面積を A とする。

$$860 q = (100) (A) \Delta t$$

$$A = (\pi) (0.04) (3.00) - \text{m}^2$$

$$= 0.377 \text{ m}^2$$

$$\Delta t \approx 14 q$$

これから、1本当たり 1 kW 程度の発熱（停止後約 30 分）でもわずか 14°C の温度差で減速重水へ伝熱される。減速重水の温度は 50°C であるから、燃料棒からの発熱量は管内の冷却重水を沸騰させることなく減速重水に伝えられる。したがって冷却重水が沸騰し燃料棒の周囲に蒸気による断熱層が形成し、燃料棒を焼損するなどという心配はない。

また、炉心タンク内の減速重水は燃料棒との間に冷却管と冷起重量とで隔離されているが、上に述べたごとく、この層の間の温度降下は小さいので、減速重水の熱容量は炉停止後の燃料棒の発熱を吸収するのに活用しうる。炉停止後の発熱量は次式で与えられる。

$$5.9 \times 10^{-3} P (T_s^{-0.2} - (T_0 + T_s)^{-0.2}) \text{ kW}$$

P : 炉出力 kW

T_s : 停止後の日数 day

T_0 : 運転日数 day

この式を用いて、この発熱量が炉心タンク内の重水約 20 トンに吸収されたとして、その温度上昇を求めると Fig. 81 のごとくなる。最初の減速重水の温度を 50°C と

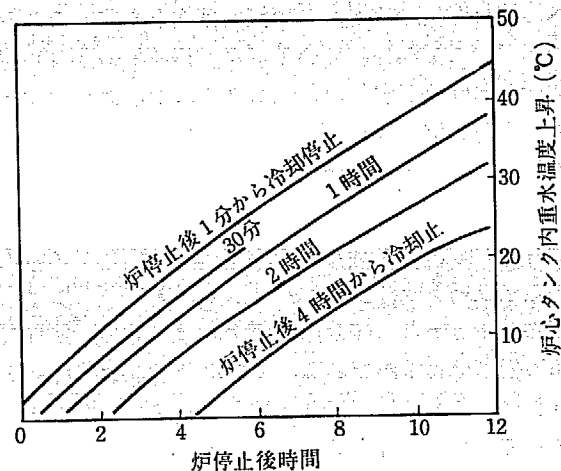


Fig. 81 原子炉停止後の崩壊熱による重水の温度上昇

すると沸騰するまでには 50°C の温度上昇が許され、これまでに 12 時間以上を要する。これまでは、発熱量も少なくなり、熱損失などで十分カバーでき激しい沸騰を起したり燃料棒を焼損するようなことはない。

炉心タンクおよび重水配管の破損 炉心タンク、重水配管などが破損し、重水が炉心から大量に流失するような大事故が万一生じた場合にも炉心の冷却は続行しうるような対策がたてられているが、JRR-3 は研究用原子炉であり、動力炉と違って使用圧力も温度もはるかに低く、比較的小型であるから、十分余裕をみて設計されているので、炉心の溶損を生ずるような大漏洩を起すことはまず考えられない。

すなわち、炉心タンクの常用圧力は底部で $1.3 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ 、上部で水柱数百 mm 程度であり、重水配管はポンプの出口部で $5.8 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ を超えることはない。これに対し、設計圧力は炉心タンクは $2 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ 、配管は $10 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ にとっており、疲労その他の欠陥から破損を生ずるおそれはきわめて小さいと考えられる。

また、炉心タンクおよび重水配管の支持架台その他は熱膨脹などによる変形はもちろん 0.4 G の地震に対しても十分耐えるよう考慮されている。さらに JRR-3 の炉室側壁は厚さ 400 mm の鉄筋コンクリートであり、この中心にある炉心タンクは厚さ 2 m の生体遮蔽コンクリート内に設置され、地下の配管機器は天井最低 1.6 m 、側壁最低 2 m の壁に囲まれた地下冷却機器室にきわめてコンパクトに配置されているので、地震などの天災や故意または過失による人為的な事故に基づく破損もまず考えられない。

イ) 重水の洩れの検出

重水系の機器配管類のフランジ接手部など、重水の洩れのおこるおそれのある所、約 100 箇所に重水洩れ検出器を準備し、数滴の重水の滴下に対しても警報が鳴り、その箇所を検出しうようになっている。したがって重水の洩れは、ごく初期のうち発見し修理しうるから、突如として大量の重水の洩れが起ることはありえない。

重水系全体の滞留量は重水溢流槽の液面に出ており、正常運転中にはこの液面は一定に保たれている。万一系

外への洩れが生ずると、この液面は低下する。この液面は警報回路に接続されているほか、相当量の洩れが生じて液面が異常低下すれば炉はスクラムするようになっていて、上記の重水洩れ検出器とあわせて、重水洩れを生じたまま、炉の運転を継続することはない。

ロ) 炉心タンクの亀裂

炉心タンクに亀裂が入った場合は、炉心タンクの重水は熱遮蔽タンク内に洩出する。熱遮蔽タンク内には黒鉛が積んであるから、熱遮蔽タンク内に重水が満されても液面の低下はわずかである。この場合重水配管に故障がなければ、重水は外部に漏洩することなく、液面が下がったままで冷却を続行することができる。

緊急冷却 上述のごとく、単なる炉心タンクや重水配管の亀裂だけでは、炉心タンクから重水が完全に抜け落ちて、燃料棒が空中に露出することはないが、さらにこれをバックアップするために次の2つの緊急冷却対策がたてられている。

イ) 緊急ポンプによる重水の汲上げ、注入

重水系から洩出した重水は、全部地下の冷却機器室内のピットに溜まるようになっている。この重水はピットに設けられた緊急用ポンプで汲みあげて、主重水回路と別系統の配管で、炉心タンクの底部より下部プレナム室に送りこみ、燃料棒を冷却する。緊急ポンプは2台あり、中1台は無停電電源で駆動され他の1台もディーゼル発電設備に切替えられる電源で駆動され、その容量はそれぞれの $0.67 \text{ m}^3/\text{min}$ である。重水汲上げの配管も炉心タンク入口には、カバーされたチェック弁があり、さらに常時は電動弁によって閉止されている。

緊急ポンプの起動および電動弁の開放は制御室から遠隔操作で一挙におこなうことができる。また、緊急時に確実に作動するよう定期的に点検しうようになっている。

ロ) 緊急軽水注入

前項の重水汲上げが不可能な場合、JRR-2 と共用する 40 m^3 の高架水槽の過水を手動弁を通して、炉上部から注入しようとするもので、高架水槽から給水できない場合でも制御室屋上の 10 m^3 の緊急軽水貯槽に蓄えられた過水が同じ手動弁を通して注入される。この操作は制御室床下の手動弁でおこなうことができる。

なお、緊急時に確実に作動するよう定期的に点検できるようにになっている。

ハ) 重水配管からの漏洩

重水系の配管に亀裂が生じ、重水が洩れ出る場合は炉心タンクの重水の入口側には逆止弁があって自動的に閉止し、出口側には電動弁があって、この弁を閉止することによって燃料棒が露出することを防止できる。燃料棒が重水につかっている場合は焼損することはない。

また、炉心タンクと入口側の逆止弁との間のアルミ管の大部分は、熱遮蔽タンクからのスリーブにより保護されており、逆止弁とそのフランジ接手部分には、カバー

をかけてこの部分からの重水の漏洩を2重に防止するようになっている。

なお、出口側の電動弁と炉心タンクの間の3本の8"の入口管およびこれに接続するリングヘッダーは、きわめて丈夫な構造であるが、万一この部分から重水の漏洩が生じて、減速重水室からの洩れが生ずるだけで、下部プレナム室に送りこまれる重水は必ず燃料棒を通して減速重水室に出るから、次の重水汲上げによって緊急冷却を続行することが可能である。

He系の圧力上昇 炉心内のHeは常時 110 mmAq に加圧されているが万一圧力が上昇し 130 mmAq に達するか、あるいはHe貯槽レベルが上限 6 m^3 に達した場合は安全弁が作動し系内のHeガスを被照射空気系ダクトへ放出するようになっている。

6.5 地震

一般の施設においても耐震ということには十分注意が払われているが、原子炉においては、地震によって安全機構の正常な作動が阻害されたり、配管その他に亀裂が生じて冷却が不能になったりすると、大事故に至る可能性がきわめて大きいので、耐震については次のような特別な考慮が払われている。

炉室地階には地震計が設置され、上下動、水平動、いずれも 25 gal 以上の加速度が働くスクラムが働き、炉は停止するようになっている。 25 gal の地震は震度階級の弱震に相当し、茨城県においては、年2~3回程度の頻度である。

建築規準法では茨城県は乙地区に指定されており、設計震度は $0.2 \times 0.9 = 0.18$ (188 gal) である。建屋関係の構造はその1.7倍の加速度 0.3 G で設計されている。

炉本体は炉心タンク上下両段遮蔽体が、加速度 0.6 G (590 gal) の地震力に対しても相対的に移動しないように遮蔽タンクに固定されており、燃料棒や制御棒に異常な力が加わったり、その挿入に支障をきたすことはない。黒鉛反射体も各ブロックは内側にテーパのついた扇状形になっており、外周は鉛を充填して熱遮蔽タンクの外壁と一体となっていて、積みあげた黒鉛が地震によって崩れ、炉心タンクや実験孔を破壊することはない。

水ガス系の配管機器類は加速度 0.6 G の地震力にまで耐えるように設計されている。また、炉本体の接続部には膨張接手を用いて相対的な変位を許し、配管系の支承部も加速度 0.6 G までの地震力に対して、十分安全なように設計し、地震による配管系の故障などを防止している。

燃料取扱キャスクも加速度 0.4 G の地震に対しても移動しないようなレールクランプを設けてあり、燃料取扱中は必ずクランプしておき万一燃料取扱中に地震が起ってもキャスクが移動し、燃料を折損するような事故を起こすことはない。放射性同位元素取扱用のキャスクは、

これを取扱うトレイロードが万一折損しても使用済燃料棒に比し安全なので、加速度 0.25G (245 gal) の地震に対してまで不動のようなレールクランプを設けてある。万一取扱作業中にこれ以上の地震が起ってトレイロードを折損することがあっても、折損した部分が垂直照射孔内またはホットケブ内に落ち込むだけで、放射性物質を炉室内に飛散するようなことはない。なお、いずれのキャスクも水平方向に 1G 以上の水平加速度を加えても転倒することはない。キャスクレールのガータもキャスクがのっているときに震度 0.4 の地震が起っても十分耐えるように設計されている。

6.6 使用済燃料取扱設備の事故

使用済燃料棒の空气中放置 使用済燃料棒を空气中に放置した場合の表面温度は Fig. 82, 83 に示されている。これによって、使用済燃料棒取扱設備による作業中に、空气中に放置されたとしても、使用済燃料棒の溶損は起りえない。

炉心タンクから引出中の緊急冷却 炉心タンクから

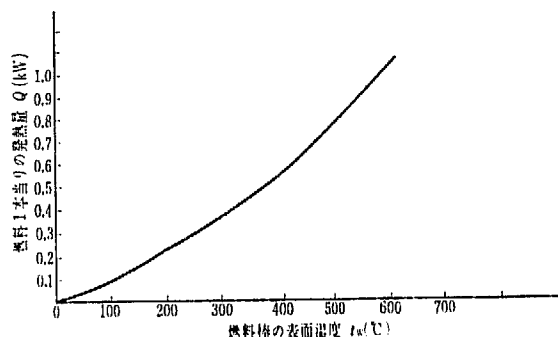


Fig. 82 自然対流冷却における平均壁温度と放散熱度の関係

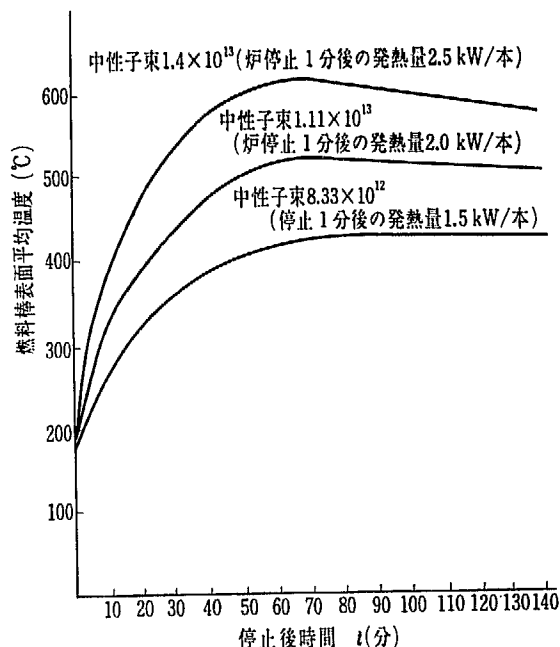


Fig. 83 空气中に露出した場合の燃料棒の温度上昇

燃料棒を引き出し、キャスク内に完全に収容してしまうまでの時間はきわめて短時間であるから、正常運転時は無冷却でおこなうことになっているが、万一時間が長びいたときには、炉上部に放置した緊急用電水栓から、重水を注入し冷却がおこなえるようになっている。

キャスク内での冷却 キャスク内に収容された燃料棒は、正常運転時は 1 本当り 1kW の発熱があっても被覆表面温度を 150°C 以下に保つように、強制循環によって空冷されている。その他、軽水栓があって、緊急時軽水を注入して冷却をおこなったり、不活性ガスを充填して燃料棒の発火を防止できるようになっている。

キャスク内の換気はフレキシブルチューブで、換気用ダクトに接続されていて、キャスク内の空気が炉室内に放出されることはない。また、汚染除去用の水栓もついていて、キャスク内の除染に便利ようになっている。

6.7 破損燃料棒の取扱

JRR-3 の燃料棒は全部で 246 本であり、被覆などが破損した場合に、破損燃料棒を速かに発見し、取替えることができるように破損燃料検出装置が設けられている。発見した破損燃料棒は、燃料取替用キャスクで取扱われるが、燃料シュートの所で、気密缶に密閉されて使用済燃料貯槽の中に送りこまれる。

- (1) 破損燃料検出装置
- (2) 破損燃料の処置

前記、破損燃料検出装置で、大きな破損燃料が発見された場合はただちに炉を停止し、破損燃料棒を取出す。炉心タンクからの取出しは燃料キャスクを用いておこなうが、破損燃料棒はとくに発火のおそれがあるから、キャスク内には不活性ガスを充填し、これを循環させて通風冷却をおこなう。

炉心タンクから取出した破損燃料棒は、あらかじめ非常用シュート入口に設置した破損燃料缶内にキャスクから挿入し、ただちに蓋を閉め完全に密封する。密閉した缶は、非常用シュートを落下して使用済燃料貯槽に送りこまれる。

6.8 停電対策

炉の運転中に停電が起ると、主重水ポンプ電源母線および制御棒駆動電源母線の異常電圧降下を検知する継電器からスクラム信号が発せられ、制御棒が落下を開始する。

停電発生と同時に炉をスクラムしても、計測回路、一部の熱除去回路、照明装置、連絡装置などには電源を供給しなければならないので非常用電源設備を設けている。非常用電源設備は、蓄電池の浮動充放電方式を用いた無停電電源設備と、ディーゼル発電設備からなっている。ディーゼル発電設備は JRR-3 変電室の受電電圧の

異常降下を検知して、ただちに自動起動し、30 秒以内に規定電圧に達する。

停電発生と同時に主重水ポンプの電源は切れるが、インターロックによってただちに非常用ポンプが無停電電源設備より電源をうけて起動する。無停電電源設備には緊急用ポンプのうち 1 台が接続されており、緊急の場合にはディーゼル発電設備よりの送電をまたずに起動できる。また停電発生によってすべての照明は消えるが、ただちに直流による停電灯が自動投入され、最少限の照明が確保できる。表示および制御回路用直流電源と主要な計測回路の電源は無停電電源に接続されているので、停電発生には影響されず作動する。

ディーゼル発電設備の送電が可能になった場合、その供給を受ける負荷のうち、自動運転のもの以外は重要度を考えて順次投入し、ディーゼル発電設備の容量は 100 kVA で、停電の初期には容量一ぱいの負荷がつながり余裕がないが、時間の経過とともに、一部計測回路、熱除去回路などは不要となるので、必要があれば炉室供給排気ブローアを操作して換気をおこなうことができる。

ディーゼル発電設備が故障した場合でも、無停電電源設備によって非常用ポンプおよび緊急用ポンプを駆動することができる。

6.9 考えうる最大の事故

原子炉の事故の場合におこる放射能による災害を評価するとき、もっとも問題となるのは、原子炉から炉室内に放出される全放射能の量と原子炉建物から外気にもれ

る放射能の量である。

考えられる最大事故として破損燃料棒の検出が遅れ、被覆の破損箇所が増大しそこに含まれた核分裂生成物が重水中に溶けこみ、この溶けこんだ重水が地下室に洩れ出た場合を考える。破損燃料棒の発生はカナダ NRX の実績によれば、年間数本程度であるから、JRR-3 の場合も、1 本以上の破損燃料棒が同時に炉内に存在することは一応ないと考えられる。重水中に洩れ出る核分裂生成物の量の推定はきわめて困難であるが、カナダの最大の破損の例を考慮してもそのキズの大きさは 10 cm、幅は 5 mm 程度と推定される。しかしながら、天然ウラン棒内にクラックの存在することも考えられるから、過大に評価し、全表面積の 1/10 の平均飛程内の核分裂生成物が重水内に洩れ出たとして計算すると次の通りになる。炉心内に存在する核分裂生成物の全量は 5.8×10^7 (Ci) (無限時間 10 MW で運転) であるから、1 本当りは、

$$5.8 \times 10^7 \div 246 = 2.36 \times 10^5 \text{ (Ci)}$$

全長面積の 1/10 深さ平均飛程の容積は全体の

$$\frac{\pi \times 2.5 \times 5 \times 10^{-4}}{\frac{\pi}{4} \times 2.5^2 \times 10} = 8 \times 10^{-5}$$

である。この中、内側に向うものもあるから外部にもれ出るものは上記の 1/2 以下と考えてよいから

$$2.36 \times 10^5 \times 8 \times 10^{-5} \times 1/2 = 9.45 \text{ (Ci)}$$

この中、重水から炉室内の空気中にもれ出てさらに建物に放出されるものはきわめて少なく、このような事故の場合も、放射能による被害は問題にならない。

7. JRR-3 の技術的背景とその管理機構

7.1 設計の経緯

JRR-3 の計画は 1954 年の最初の原子力予算出現当時までにさかのぼる。国産 1 号炉を作ろうということは当時の原子力研究者の一致した希望であった。このため学術振興会の中に設けられた原子炉設計の基礎研究委員会に天然ウラン班が設けられ国産 1 号炉の設計研究を開始し、1956 年 3 月には上記の研究委員会の下で、東大（工学部）、日立製作所、三菱電機、科研—三菱造船、電気試験所—東芝—石川島の 5 グループによりそれぞれスケルトン設計図をつくりあげた。これより先、1955 年 12 月には財団法人日本原子力研究所が創立され、国産 1 号炉の建設も政府の決定した原子力発電長期計画の中に正式にとり入れられた。

したがって前記委員会のスケルトン設計は、日本原子力研究所が引続き所内に“国産 1 号炉研究委員会”を設け、10 MW 程度の出力をもつ天然ウラン重水型実験炉の建設を目標として設計を進め、1956 年 12 月に至って国産 1 号炉設計仕様書案を完成した。国産 1 号炉研究委員会（委員長駒形作次）は委員 14 名よりなり、所外からも東大、東工大、電気試験所、原子力局より委員が参加した。なおこの委員会は次の 5 分科会が設けられた。

設計分科会（分科会長 杉本朝雄）には所外からも東大（2 名）、東工大（1 名）、電気試験所（2 名）の委員が参加し炉の設計、所要資料の仕様決定に当たった。

材料分科会には所外からも東大（1 名）、科研（1 名）、日立（1 名）、住金（1 名）の委員が参加し、炉材料の調査開発および入手の検討に当たった。

計測分科会には所外からも東大（2 名）、中央大（1 名）、電気試験所（3 名）、科研（1 名）の委員が参加し使用せんとする制御系の検討に当たった。

建設分科会は、原子炉プラントの取まとめに当たった。

化学処理分科会は照射された原子燃料の化学処理用プラントの建設に当たった。

上記の仕様書案は、引続き学界代表の委員も加わって下記の国産 1 号炉仕様検討委員会で検討され、1957 年 7 月には設計仕様書を完成した。国産 1 号炉仕様検討委員会は所外からも学識経験者 11 名、学界代表 15 名（日立、東芝、三菱、第一、住友各グループ 3 名宛）の委員が参加した。なおこの委員会には次の 2 分科会が設けられた。

原子炉分科会には学界より 6 名、学界各グループ代表 10 名の委員が参加した。

計測分科会には学界より 8 名、学界各グループ代表 9

名の委員が参加した。

上記の委員会で JRR-3 の設計仕様書が完成したので、さらに下記諸会社を幹事会社として原研を中心に協同設計をおこない、1957 年 12 月に 1 次設計を 1958 年 12 月には 2 次設計を完了し、国産 1 号仕様書として完成した。協同設計幹事会社

原子炉本体	正	日立製作所
	副	石川島重工
水ガス系	正	三菱グループ
	副	日立製作所
計測制御系	正	東京芝浦電気
	副	富士電気

この間引続き日本原子力研究所内に JRR-3 委員会を設け、JRR-3 の設計および建設上の諸問題について検討を重ね今日に至っている。この原子炉の設計の安全性については、1958 年 1 月に原研および協同設計会社の代表 11 名の技術者がカナダの AECL に出張して同所の検討を求めたが、さらに同年 10 月には同所より技師 4 名が来日して検討を重ね、その結果に基づいて炉設計の安全性について充分の対策を講じてきたものである。

7.2 開発試験

JRR-3 は上記仕様書に基づいて 1959 年 3 月、共同設計をおこなった各社との間で製作工事契約を結んだのであるが、これと並行して 32 年度以降、炉の建設技術上重要な点でしかも今までわが国に類似の技術がなく、炉の製作上からもこれらの開発研究を原研でおこなった方が今後の原子力開発のため効果的であると判断された次の諸点については、開発研究をおこなって技術的解明に努めてきた。

機器の開発試験 これは JRR-3 の設計製作にあたりとくに問題となる点を取上げ、その試作および実験をおこない炉の設計構造を確立することを目的とした。

(a) 国産 1 号炉実物大モデルによる冷却系の試験研究

流動分配予備テスト、模擬燃料要素流動テスト、冷却系実物大モデルテスト、水ガス系計測制御テストなどを日立分室でおこない、結果は研究報告 JAERI-1007 に取まとめた。

(b) 模擬燃料棒の試作試験

模擬燃料棒の試作をおこない、上記の流動試験に使用したほか燃料棒取換装置の試験をおこなった。

(c) 燃料棒被覆の接触抵抗とその非破壊試験法の研究

TABLE 31 炉部品製作据付工事一覧

部 品 名	設計製作担当	据 付 担 当	部 品 名	設計製作担当	据 付 担 当
1. 燃 料 棒 成 型 加 工 燃 料 棒	カナダ AMF 日 立 工 場		熱 遮 蔽 冷 却 系 軽 水 冷 却 器 貯 槽	新三菱神戸造 三菱化成栗田豊中 工場	三菱原子力工場
2. 炉 本 体 炉 心 タ ン ク 熱 遮 蔽 タ ン ク 上下段および回転遮 蔽体	日 立 工 場 " " " "	日 立 製 作 " "	イオン交換樹脂塔 ストレーナポンプ配 管	新三菱神戸造 三菱日重横浜造	" "
下部基礎生体遮蔽内 配管	" "	" "	炭酸ガス冷却系 6) 緊急冷却系 7) 給排水系	新三菱神戸造 " "	" "
黒 鉛	昭電大町工場	昭 和 電 工	5. 中性子計測制御設備 中性子制御座設置 制 御 棒 装 置 制御棒ヘリウム軽水 系	東芝玉川府中工場 東芝鶴見工場 " "	日本原子力事業 " "
3. 実 験 設 備 実 験 孔 類 気 送 管 サーマルコラム	日 立 工 場 " " " "	日 立 製 作 " "	破損燃料検出系 附 属 機 器	東芝玉川工場 " "	" "
4. 冷 却 系 統 1) 重 水 系 重 水 冷 却 器 重 水 貯 槽 ダ ン プ 槽 ド レ ン 槽 イオン交換樹脂塔	三菱造船長崎造 " " 三菱日重横浜造 三菱造船長崎造 三菱化成栗田豊中 工場	三菱電子力工業 " " " " " "	6. 冷却系計測制御設備 燃料棒温度測定装置 重水漏洩検出装置 冷 却 系 計 装	富士電気豊田工場 " " " "	富 士 電 機 " "
2) 重水系フィルター 主重水ポンプ " 非常用ポンプ エデクター配管	三菱化成横浜工場 三菱電機長崎工場 日立山手工場 新三菱神戸造 三菱電機伊丹工場	" " " " 日 立 製 作 三菱原子力工業 " "	7. 放射能モニタ 非常用管理室および 運転用モニター	神戸工業大久保工 場	富 士 電 機
3) ヘリウム系			8. 機 料 取 扱 設 備 放射性同位元素製造 設備	日 立 工 場 石川島重工第1工 場	日 立 製 作 日本原子力事業
			9. 電 気 設 備 ディーゼル発電設備 無停電電源設備	池貝鉄工神明工場 東芝府中鶴見工場	日本原子力事業 "

燃料棒被覆の基礎データを得るもので現在進行中である。

(d) 燃料棒除熱の異常時における研究

冷却水が異常に減少した場合についての除熱を研究している。

(e) チャージングマシン機構の試作研究

主要機構を試作しその機能を安全確実なものとするよう研究している。

(f) RI 取扱装置の試作研究

カプセル、トレイロッド、RI 台車などを試作し、その操作、機能、強度などを研究した。結果は放射性同位元素製造設備試験報告書にとりまとめた。

制御機構の開発試験 JRR-3用粗調整安全棒および微調整棒の各装置の設計進行中に生じ、従来の技術ないし経験では解決を見ない問題を実験的に把握し、炉の安全に直接影響をもつ動作の性能および信頼性を確実なものにすることを目的としておこなった。

(a) 粗調整安全棒装置の試作試験

本試作試験は装置の第1次、第2次試作をおこない、

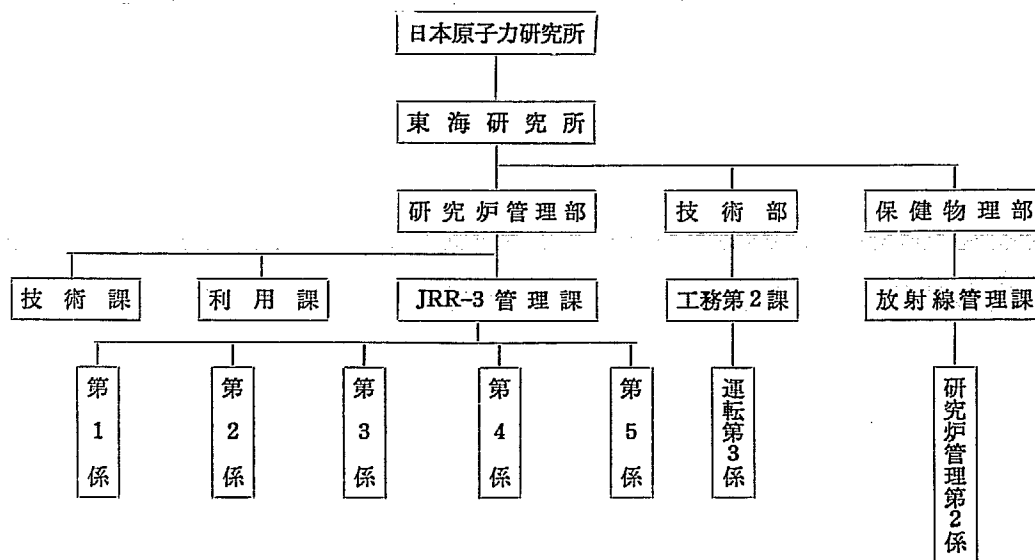
中性子吸収体の軽量化、ダンパーおよびクラッチの性能向上、タイムリングの機械的強度、駆動部分の加工、組立法と気密性放射線遮蔽、制御棒取替方法その他各種のテストをおこなった。

(b) 微調整棒装置の試作試験

本試作試験は連続制御方式と不連続制御方式の2つの微調整棒を試作し、リアクターシミュレータと組合せて閉回路模擬試験をおこなった。

7.3 製作据付

JRR-3原子炉の製作据付は、前述の国産1号炉仕様書にもとづいて協同設計5社との間で1959年3月末工事契約を締結し、1962年夏に東海研究所のJRR-3建設予定地において据付工事のすべてを完了した。契約各社は協同設計時より社内技術陣を動員しており、引続いて製作設計から据付工事の完了までそれぞれの分野を一貫して実施し、各社間の調整実施の細目についてはJRR-3連絡会議において遺漏なきを期した。



7.4 JRR-3 の管理機構

JRR-3 の管理機構は建設段階では、JRR-3 建設室の名称で施設の設計、施行ならびに運転に関する業務をおこない、室長の下に2名の室長代理を置き、さらに設計、計測、組立、試験、建築、設備、事務の7係27名をもって構成されていたが、建設工程にしたがって、順次その構成も変り、現在は研究炉管理部 JRR-3 管理課として運転、保守、管理をおこなっている。

管理機構は上図に示すとおりである。

第1係から第5係までの各系の業務は、第1係が水ガス系統、第2係が中性子計測制御系統、第3係が水ガス計装、第4係が燃料、取扱い、FFDの保守、管理をおこなうと同時に運転班を形成し、第5係は主に技術管理をおこなっている。その他特定施設の運転保守は、工務第2課、運転第3係がおこない、利用業務は研究炉利用課で、使用済燃料取扱および水ガス分析業務を技術課でおこなっている。

炉の正常な運転と利用を確保するために必要な保安対策は保安規定により定められ、運転要領、応急措置要領の規定により運転業務を遂行している。また運転の開始前には運転計画会議によって、利用、実験、整備の細目が検討される。なお、42年までの運転実績は Fig. 84 に示すとおりであり、順調な運転、利用を続けている。

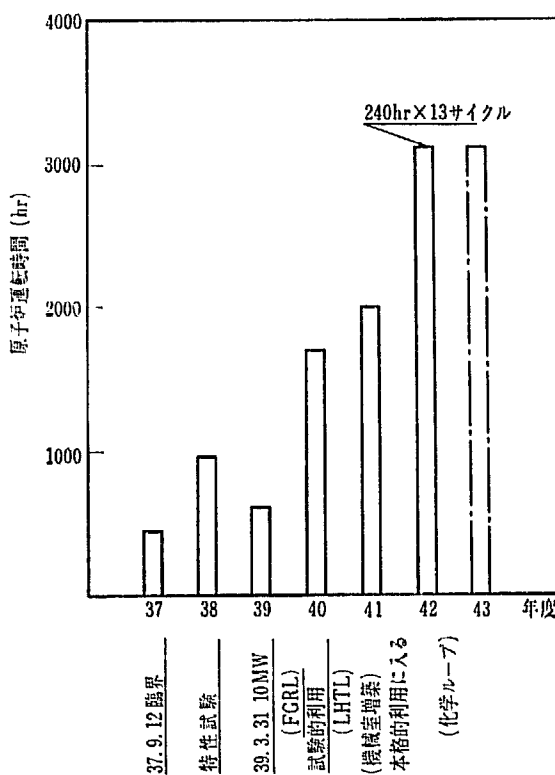


Fig. 84 JRR-3 年度別原子炉運転時間