

JRR-1の概要と その安全対策

1962年6月

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

JRR-1 の概要とその安全対策

要 旨

この資料は、茨城県那珂郡東海村の日本原子力研究所に設置したウォーター・ボイラ一型実験用原子炉、JRR-1 の概要とその運転に伴う危険性を解析した結果を記したものである。正常運転中、炉から放射性物質が流出することはなく、暴走や分解ガスの爆発発的再結合が起ったとしても炉の気密構造が破壊される恐れのないこと、また炉の運転管理、炉を用いての実験は適正な監督と嚴重な保健管理の下に行われるので、何等危険性は存在しないことが結論される。

目 次

第 I 章	序 論	3
第 II 章	敷 地	3
第 III 章	建 物	5
第 IV 章	炉体概説	7
第 V 章	運転に伴う危険性	12
第 VI 章	炉の運転と管理	17

図 表

Fig. 1	日本原子力研究所敷地周辺図
Fig. 2	敷地航空写真
Fig. 3	地質調査図
Fig. 4	敷地より半径 5 km 以内の人口分布図
Fig. 5	敷地内建物配置図
Fig. 6	敷地内建物鳥瞰図
Fig. 7	原子炉建物地階平面図
Fig. 8	原子炉建物一階平面図
Fig. 9	原子炉建物正面および側面図
Fig. 10	原子炉見取図
Fig. 11	原子炉垂直断面図
Fig. 12	原子炉水平断面図
Fig. 13	サブパイル室図
Fig. 14	炉心構造図
Fig. 15	一次および二次の気密構造図
Fig. 16	配管系統図
Fig. 17	計測系統図
Fig. 18	溢流器への溶液の移動に伴う反応度低下の図
Fig. 19	管理機構図

第 I 章 序 論

日本原子力研究所は目下茨城県那珂郡東海村の本研究所敷地内に実験用原子炉を 1 基建設中である。この炉は本研究所の第 1 号炉であると共に、我が国における最初の原子炉である。この炉は JRR-1 (Japan Research Reactor-1) と名づけられ、通称ウォーター・ボイラー型とよばれる均質溶液型のもので、最大出力 50 KW を予定している。この炉は本研究所の研究施設として原子力の開発および研究の広範な分野にわたる実験に利用されるが、さらに、将来は原子力技術者の訓練用に用いられる予定である。

日本原子力研究所は、昭和 31 年 6 月 15 日 日本原子力研究所法の制定公布に伴い、財団法人原子力研究所の業務を引きついで発足した特殊法人の研究所以である。資本金は 4 億 9800 万円で政府と民間の共同出資よりなる。事業予算は、昭和 32 年度においては約 58 億円であるが、将来さらに規模が拡大される予定である。昭和 31 年度末における職員数は約 200 名で昭和 32 年末には 450 名となり、外来研究員 50 名を加えて研究活動が行われる。

ウォーター・ボイラー型の原子炉は、1944 年に開発されて以来既に 9 基が建設され、実験用原子炉として有効且つ便利な炉と認められ、今日まで重大な事故を

起した事もなく、豊富な経験を人類に与えてきた。

日本原子力研究所はこの炉の製作について、米国ノースアメリカン航空会社の一部門であるアトミック・インターナショナル社と契約したが、同社は本型式の炉について最も豊富な経験を有するメーカーである。

本文中に述べられているように、この炉は、正常運転中如何なる放射性物質も流出することはない。運転中の突発的の事故に備えて各種の安全設備が施してある。考えられる水素酸素間の結合反応および暴走を解析した結果、この炉の気密構造が破壊されないことが分り、模型についての実験および既成炉の経験によれば、爆発反応が起ることもない。

この設備を絶対安全な状態の下で最高度に利用できるように管理と運営機構が組織される予定で、実験計画は適正に監督され、保健管理にも重点がおかれるとともに、緊急時に際しては効果的に災害をおさえるようにできている。

結論として、この炉は日本原子力研究所の人員並びに一般人口に対して何等の危険をもたらすものではない。

第 II 章 敷 地

§ II-1 地 勢

JRR-1 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、東京よりの距離は北東約 120 km、水戸より北東約 15 km である (Fig. 1 参照)。

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 30 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、大体南と西が開けている。研究所の敷地は約 105 万坪で、海岸より約 800 m 西方に中心があり、東西の中は 300~1000 m、南北は約 5000 m にわたっている。海岸沿いに連なる砂丘の漂砂に生じた松の密林が周囲

一帯に広がっており、西に隣接して約 2 万坪の湖水阿漕ヶ浦がある。海拔高度は 20~25 m で、敷地内は 5 m 位の高低がある (Fig. 2 参照)。

§ II-2 地 質

敷地は阿漕ヶ浦東方の漂砂の最も厚く推積した部分の台地にあたり、それより海寄りの約 400 m は少し急な斜面をなしている。第 3 図に敷地の南部にあたる東西線の地形の断面および地質を示す。

台地の外表面は漂砂で覆われ、これは 1~2 m の厚さを有し、その下は約 3 m 厚のローム層がある。次に 7~8 m 厚の洪積礫層があり、最下層は第三紀の砂

岩層である。

台地より海寄りの低地部分は砂利まじりの砂よりなる段丘で、その厚さが 10~17 m に及ぶので洪積礫層および第三紀層は更に深部に存在する。

地盤耐久力の測定結果は次の如くである。

ローム層	17 トン/m ²
洪積礫層	35 トン/m ²
砂岩層	100 トン/m ² 以上

§ II-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 上流の点で川巾 120 m, 水深 2~3 m を有し、年間平均流量は 24 トン/秒である。敷地の西に隣接する阿漕ヶ浦は、平均水深 2.5 m, 最深部は約 6 m で面積約 2 万坪を占め、貯水量は約 17 万トンである。敷地の南に東西に流れる新川があるが、その流量は少ない。

炉建物位置における地表面の海拔高度は 21.5 m で地下水水位は 16.9 m である。阿漕ヶ浦水位の海拔高度は 15.8 m であるが、敷地内各所にボーリングを行って地下水流を調査した結果では、敷地内の地下水が阿漕ヶ浦に流入している事実はない。又、地下水の水位、塩素およびアルカリ度等に対する潮汐の影響は殆んど認められず、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みて、砂岩上の地下水に対する海水の影響は殆んどないといえる。砂岩下の滞水層については目下まだ調査されていない。

§ II-4 気 象

水戸、那珂湊、石神(二軒茶屋)そのほかで観測された過去の資料によって、日本原子力研究所敷地近傍の気候並びに気象状態を推定すれば次の通りである。

一年を通じて最も気温の高い月は 8 月で、この月の平均気温は 25°C 前後、最も気温の低い月は一月で、平均気温は約 2°C である。1951~1955 年の間の水戸における観測では、この期間中の最高気温は 34°C, 最低気温は -13°C であった。気温の日較差は冬から春にかけて大きく 12°C 程度で、夏は約 8°C と小さくなる。前記期間中、水戸において最大日較差 21°C が 2 月下旬に記録されている。

湿度は概して暖い時期に高く冬期に低い。6 月から 8 月にかけて月平均湿度は 85% 程度、寒い時期には月平均値が約 70% となる。この近傍は夏にしばしば霧が発生するが、この際には湿度は 100% あるいはそれに近くなる。冬の季節風の吹くときは、湿度が極めて低くなり、従来の記録によると 12% を観測した例がある。

年間の降水量は平均 1400 mm 程度で、降水量に最

も大きく寄与するものは梅雨期の不連続線および台風によるものである。月平均降水量は 9 月、10 月ともに 180 mm ないし 190 mm を示して最も大きく、これに対し冬期は年間で最も降水量の少ない時期で、1 月の月平均降水量は約 45 mm である。

風は夏から秋を通じて北々東より北東にかけての風が最も多く、冬には主として北または北西風が吹くが、南寄りの風も吹く。風速は四季を通じてあまり大きな変動はないが、月平均値からみると、台風期の秋にやや強く 4~8 m/sec の範囲である。那珂湊における観測では、1953~1955 年の間に現われた最大風速は 22.6 m/sec で 10 月に起り、方向は北々東であった。またこの地方は海岸地帯であるため、日射の影響で起る海陸風が顕著である。風向きは日中は海から陸に向い夜間は逆向きとなる。この種の風は局地的なものであり、風速もあまり大きくないのが普通である。この地方の海陸風は風速 2~4 m/sec 程度で 2 月から 5 月にかけてと、8 月から 10 月にかけて多い。

日立における観測結果によれば、地面近くの気温逆転層の高度は、主として 200 m 以下に出現する。逆転層は夜間より翌日の午前まで持続し、午後解消することが多い。しかし 200 m 以上の高度に出現する逆転層は通常午後になっても解消しない。高度の低い逆転層は冬季に多く現われ、高い逆転層は夏に多い。

敷地内の微気象的な特性としては周囲が松林であることにある。観測の結果によれば松林の防風効果は非常に大きく、林外の風速が数 m/sec であっても林内は 1 m/sec かそれ以下である。又、樹冠および樹幹によって生ずる渦のために、林内風向の変動は大きい。樹高 20 m 前後の松林では林内の垂直気温分布が外気と反対の分布をなして日中安定気層をなすことが多く、林内の大気は滞溜しやすく、場合によっては松林がその上空にある大気を吸引することも考えられる。

§ II-5 地 震

茨城県は東に日本外側地震帯があり、西には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次の如くである。

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 gal	0.2

有感地震合計

105 回

§ II-6 社会環境

敷地一帯の松林は保安林であり、その目的は強風による飛砂の防止にある。従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 360 万坪に及ぶ米軍演習場と国立療養所村松晴嵐荘（約 18 万坪）がある。西には阿漕ヶ浦（約 2 万坪）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 西を国鉄常盤線が、又約 5 km 西を第 6 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東西に流れ、河口を距てて久慈港に相對している。

東海村は戸数約 1800 戸、人口約 12,000 人で人口密度は、322 人/km² である。JRR-1 を中心とする半径 5 km 以内の総人口は約 27,000 人でその分布の様子は第 4 図に示してある。また近接する都市の人口および敷地からの距離は次に示す通りである。

敷地からの距離		人口 (1955年) 千名
JRR-1 設置位置より市街中 (心部に至る間の直線距離) : km		
勝田市	10	36
常陸太田市	11	40
那珂湊市	13	33
水戸市	15	109
日立市	16	130

第 III 章 建 物

§ III-1 配 置

JRR-1 は研究所敷地の中央附近に位し、ほかの建物との関係位置は Fig. 5 および Fig. 6 に示す通りである。

最も近接する建物は、道路を距てて西側にある開発試験室と気象観測室であるが、いずれも炉から約 60 m 離れている。北には約 70 m おいて照射室があり、また、南には約 100 m 離れて濃縮ウラン重水炉 (JRR-2) 建物ができるが、JRR-1 の建物がこの附近で最も早く建つ建物であり、ほかはすべて予定位置を示すものである（但し地質調査の結果によっては濃縮ウラン重水炉建物はもう少し南に移ることとなった）。

松林の樹高は 20 m 内外、密度は 25 本/100 m² 程度の部分が多いが Fig. 2 にみられる通り、この炉の北側および西側に元民有地で、樹高 2~3 m の低樹林地帯がある。炉建物の周囲の松林伐採範囲は Fig. 5 に書き加えられた通りで、このほかにも各建物および道路の竣工に従ってそれ等の周囲は伐採を受ける予定である。研究本館、事務本館等は炉の西北方 300 m 近辺に位置し、工作工場等を越えた北方は動力炉の敷地に予定されている。最も近い公共建築物は、西南方にある村松小学校であるが、炉から 400 m 以上離れている。

§ III-2 建物概略

炉を収容する建物は、Fig. 7~Fig. 9 に示される如く、南北 53 m、東西 16 m ないし 27 m を占める延建坪 505.7 坪の鉄筋コンクリート地上一階、地下一階の建物である。但し炉室は Fig. 8 にみられる通り建物の北端にあり、鉄骨鉄筋造りで炉室床面は地下一階となっているほか、地下二階にサブパイル室がある。建物は耐震耐火構造で炉室は気密構造となっている。

建物中、放射性物質を取扱う部分は、炉室、サブパイル室、セミホット・ラボラトリー、測定室、化学分析室で、これ等はすべて地下のレベルに位置させて一個所にまとめ、建物のほかの部分との出入りは、モニター室を通じて行うよう配置を考慮してある。

地階のうち上記以外の部分は、倉庫、機械電気設備室、電池室等で、一般の実験室、会議室、事務室、炉制御室等は一階に配置されているほか、見学者のための室も炉室に隣接して特別にとってある。

§ III-3 炉 室

炉室は東西 22 m、南北 15 m、高さ 13.7 m で床レベルは地盤面下 3.5 m に位置する。従って炉体はすべて地盤面以下に位置することとなり、建物外に不用品な照射を及ぼすことがない。

炉室内の固定された設備は炉本体のみで、床表面はすべて必要に応じて使う実験装置を設置するためにあ

けてある。鉄製の架橋が炉体上面より炉室内の一部を占める中二階へ通じている。ここが一階の床レベルであり、炉室のほかの部分は吹きぬけとなっている。上部には5トンの走行クレーンが設けられている。

炉室は気密性に作られている。壁は25 cm厚のコンクリートで、内面に2 cmのモルタルを塗るほか合成樹脂系塗料を塗布してある。屋根は12 cm厚のコンクリートの内面に2 mm厚の鉄板を張り、壁と同様の塗料で処理されている。他室との連絡口はすべて気密扉で仕切られている。即ち、炉室への人の出入りは二重気密扉よりなるエアロック二箇所を通じて行われ、二重の扉が同時には開かぬようにインターロックになっているとともに、扉の開閉状況は壁面に設置された指示ランプによって指示される。また制御室内にも指示ランプが増設される計画である。大型装置類の出し入れのためには3 m角の気密扉が、建物外に通ずるように設置してあるが、安全および保安上の見地から、これは炉室側からのみ開閉し得るように作られている。さらに、サブパイル室に通ずる二重の気密扉があり、これは炉とインターロックになっていて、扉を開いたまま炉が動作することはない。

炉室床面は、コンクリートの上にプラスタイルが張ってあり、万一放射性物質で汚染された場合にも、これを除去すればすむよう考慮されている。

炉の直下は、炉のガス系統、冷却系等を收容するサブパイル室となっており、炉室床面より階段で通じているが、炉室とは二重の気密扉を距てており、サブパイル室自身6 mm厚の鉄板を内張りとする高度の気密構造となっている。このほかこの地下二階のレベルには、Fig. 13 にみられる通り、炉室とは気密扉を距てて弁操作室とガンマ線照射室とがある。

§ III-4 換 気

炉室には、建物のほかの部分とは別に独立した空気調整系が採用されている。換気回数は毎時間3回に設計されている。炉室への空気の出入口にはウォーターシールの仕切装置が備えてあり、放射線警報設備によって検出される放射線量が所定の値を越えた場合、炉室とほかとの連絡を断つことになっている。排気は適当なフィルターを通してFig. 7 にみられる炉室東側の排風機室に引かれ、ここから地上約16 mの高さを持つ煙突へと導かれている。

炉室の空気調整系は、炉室内の圧力を大気圧より水柱20 mm程度の負の圧力に保つよう設計されており、炉内の空気がフィルターを通ることなしにほかに漏洩する恐れのないよう考慮されている。

建物の一階の部分には、一つの独立した空気調整系がある。また地階のセミホット・ラボラトリーは他の部分より低圧に保たれ、建物内の気流が放射性物質の濃度の低い個所より高い個所へ導かれるようになっていく。この系統の気流はホットセルを最後に通ってセル備えつけのプレフィルターで濾過された後、ダクトを経て排風機室に導かれる。排風機室で炉室よりの排気と混じた後フィルターを通過後、備えつけのガスモニターおよび粉塵モニターでモニターされ、前述の煙突へ排気される。この系統ではホットセルの入口において気流の線速度は毎分100呎(30.5 m)以上に設計されている。

サブパイル室は鉄板内張りで高度の気密構造となっていて、炉の放射性物質に対する二次の気密構造を形成している。但し適時換気できるように、炉本体の排気系統につながる吸気孔が弁操作室にある。炉本体の排気系統は炉室の排気ダクトの低圧側につながっており、吸気孔はグラフィイト反射材の下の核分裂箱(フィッション・チエンバー)、電離箱等を收容する部分にある。

§ III-5 給 排 水

炉の二次の冷却水および各実験室への給水は、阿漕ヶ浦および久慈川の上流より引いてきた水を水源とする私設水道によることとなる。

炉の一次の冷却水は、蒸溜水を用いた閉回路方式であるから、熱交換器を距てた二次の冷却系に汚染を及ぼすことはないが、更に念のため二次冷却水の出口(制御室内)に放射線モニターが設備されている。

排水は汚染水排水、汚染の可能性のある水の排水、一般汚水の排水とに分離してある。一般汚水の排水は海に通ずる下水に放流されるが、放射性物質で汚染されたものは別に容器にとって絶対に流さない。また放射性物質を取扱うすべての室には、床排水孔と特別の流しを設置し、ここからの排水は汚染の可能性のあるものと考えて、直ちに放流することはせず、排水貯蔵タンクへと導く。

§ III-6 廃 棄 物 処 理

炉室、セミホット・ラボラトリー等放射性物質を取扱う部分よりの排水は、上述の如く排水貯蔵タンクへと排水されるが、これは炉室東側の排風機室の地下にあり、容積1.5 m³の鋼製タンク3個である。これには、内容物の試料抽出を行う設備が附属しており、イオン交換による純化装置および濾過装置等も増設される予定である。こうしてタンクの内容物が所定の放射線レベル以下となってから始めて下水に放流される。

また容易に放射線レベルの低下しない場合に廃棄物処理場に送って処理される。

実験や汚染除去等によって生じた固体の放射性廃棄物は、セミホット・ラボラトリーに附随する隔離され

た貯蔵室に運び込まれるが、将来は Fig. 5 にみられるように、炉の東南方 500 m 附近に研究所全体のための廃棄物処理場が作られる予定である。

第 IV 章 炉 体 概 説

§ IV-1 ウォーター・ボイラー型原子炉

この型の炉は、1944 年米国ロスアラモス研究所で最初に SUPO 炉が作られて以来、今日まで既に 9 基建設され、改造等によって発展的に解消したものを除いて、現在運転中のものに次の 5 基がある。

	出力	所在地
1. SUPO 炉	45KW	米国ロスアラモス研究所
2. CR&D 炉	500W	リバモア研究所
3. KEWB 炉	(動特性 実験用)	アトミックス・ インターナショナル社
4. AE-6 炉	3KW	" " "
5. L-8 炉	50KW	アーマー研究所

この度我が国に設置のものは最大出力 50KW で、上記 L-8 炉とほぼ同型のもので、米国アトミックス・インターナショナル社の製作によるものである。同社はこの型の炉について最も豊富な経験を有するメーカーであって、上記の 5 個の炉中、SUPO 炉を除いてはすべて同社が製作したものである。

この型の炉について現在米国内に二、三の建設計画があるほか、欧州数ヶ国もそれぞれこれを設置しようとする計画がある。

以下に炉体各部の概略を示すと次のとおりである。

§ IV-2 炉 心

炉心は外径 15 $\frac{1}{4}$ 吋(40 cm) の球状タンクで、最小厚さ 0.072 吋(1.8 mm) の 347 号不銹鋼製である。これは次のものが附属している (Fig. 14 参照)。

制御棒挿入のための鞘	4 個
炉心貫通実験孔	1 個
冷却コイル	1 式
燃料溶液出し入れ用管	1 式

燃料溶液は 20% に濃縮したウランを用い、硫酸ウラニルの形で水に溶かしたものである。零出力における臨界状態には、およそ 1450 グラムのウラン 235 を必要とし運転状態の下では温度および出力係数の補償、

吸収物質の照射等のための余剰反応度としておよそ 150 グラムのウラン 235 の附加を要するので、結局ウラン 235 の全量は 1600 グラムとなる。この余剰燃料量に対応する余剰反応度は零出力、室温の下で約 3% である。これに対し 4 本の制御および安全棒は、各々 1.2% の反応度を吸収し、全体で約 5% である。炉心温度が 0°C 迄下ると、さらに約 0.5% の余剰反応度を生ずるが、全量 3.5% は 3 本の制御棒による制御範囲内にある。

§ IV-3 溢 流 器

炉心タンクのすぐ上に溶液噴き戻し用のタンク、つまり溢流器がある。これは急激な出力上昇が起ったとき、炉心から噴出する溶液をとらえるためのものである。急激な出力上昇が起ると、放射線による水の分解のため炉心内に酸素ガスと水素ガスが急激に生成され、高い圧力が生ずる結果、溶液の一部が溢流器内に押しやられる。これは約 2 リットルの容積を持ち、この内にはいった溶液はタンク底部の小孔より重力によって炉心内へ次第に戻ることになる。この間約 5 分を要し、炉心が臨界以下に引き戻されるため暴走の危険が防止される。この溢流器には冷却管がそなわっており、水蒸気の凝結を助長し、気相体積を減少せしめる働きを持っている。

§ IV-4 気密構造

炉心、溢流器系統、および下述するガス系統並びに附属配管類は、炉心の動作に伴う放射性物質をすべて内部に包含するように作られている。これらの部分は、この炉の放射性物質に対する一次の気密構造をなしている。これはすべて 347 号不銹鋼又はそれに相等する不銹鋼でできている。炉心タンクについては、燃料の経済および中性子束に対する考慮から、器壁の厚さに制限を生ずるが、ほかの個所には別に制限はない。この系統全体は 300 ポンド/平方吋 (21 kg/cm²) の圧力で気密性を試験され、また炉心内部或はそのほかの個

所でもしも圧力の急激な上昇が起った場合、その伝播をなるべく妨げるよう設計されている。あらゆる熔接箇所はガンマ線検査を受け、ヘリウム漏洩検出器で漏洩検査される。この系統の全漏洩は 20°C においてヘリウムによる圧力差 1 気圧の下で僅かに 100 立方糎/年以下であると考えられる。

放射性物質の漏洩防止を更に完全にするために、一次の気密構造系の外側に二次の気密構造系が設けられる。これは次のものから成り立っている (Fig. 15 参照)。

(1) 1/4 吋 (6.4 mm) 厚内径 22 吋 (55.9 cm) のアルミ製円筒型容器で、これが炉心タンク、溢流器系統、炉心貫通実験孔および制御棒のための軸類、諸配管および若干部分のグラフアイト反射材を取り囲んでいる。

(2) 厚いコンクリートに 6 mm 厚の鉄板を内張りにしてある気密のサブパイル室 (炉体直下の地下室) で、この内にガス系統、燃料溶液ドレンタンク、一次冷却系統そのほかの補助設備が内蔵されている (Fig. 11 および 13 参照)。

この (1) と (2) とのつなぎめはリング状の鉛のパッキングを用いて気密を保っている。この二次系の容積は一次系の 200 倍位あり、たとえ一次系からガスが漏れても、二次系より外に漏洩を起すほどの圧力上昇を来すことはない。更にこの系内の空気は電離箱によって常時モニターされ、万一、一次系から放射性物質が漏れ出たときには、自動的に炉を停止せしめるようになっている。

上記の一次と二次の気密構造は、炉の構造の内部又は下部にあるから、建物の外にいる人をも炉室内にいる人をも共に保護するが、このほかに炉室自身が三次の気密構造となって、建物の外にいる人および同じ建物のほかの部分にいる人を保護する。三次の気密構造即ち炉室自身は気密にできているので、放射性ガスの漏れを防ぐほか、一次と二次の気密構造が同時に破れて、炉室内が分裂生成物の揮発成分で満たされた場合を仮定しても、そのとき建物の外にいる人が、最初の一時間に 25 レントゲン以上を浴びないように壁厚が設計されている。

§ IV-5 炉心冷却系統

炉心は蒸溜水を冷却管中に通すことによって 50KW の最大出力時でも、燃料溶液の平均温度が約 80°C に保たれる。冷却管は外径 1/4 吋 (6.4 mm) の不銹鋼製で全長 65 呎 (19.8 m) である。一次冷却水はポンプにより閉回路内を循環させるが、ポンプの入口側に容積約 19 リットルのサージタンクがあって、冷却水

貯蔵と膨張による体積増加に備えている。熱は熱交換器を通して二次系に伝達されるが、もしも熱交換器に漏洩があっても、二次系に放射性物質が侵入しないように、熱交換器の二次側の圧力は一次側より高くしてある。

一次冷却水の流量はサブパイル室にある弁により、また二次冷却水の流量は制御室内にある弁によってそれぞれ調節される。一次冷却水の流量は 57 l/min (15 ガロン/min)、二次冷却水の流量は 20~200 l/min (5~50 ガロン/min) である。

冷却系統は、炉心内冷却管および二次系の配管を除いては、すべてサブパイル室内の一個所に集められており、従って二次の気密構造の内にある。

§ IV-6 燃料溶液系統

サブパイル室、従って二次の気密構造の内に燃料溶液ドレンタンクがある。これは必要により燃料溶液をここに入れて炉心タンクを空にするのであるが、これは全燃料溶液を十分に収容できる大きさで、且つこの中に燃料溶液を入れたときでも臨界状態に達することのないような形状に作られている。このタンクからサブパイル室のほかの部分を遮蔽するために、鉛ブロックが積まれる。燃料溶液をこのタンクから炉心に戻すときは、酸素を吹き込み、その圧力でパイプを通して液を移すが、この途中にある弁類は弁操作室より長い軸で遠隔操作される。また、外部装置との連結のための配管が、遮蔽壁を貫いてガンマ線照射室に接続口を有している。

§ IV-7 ガス系統

燃料溶液上のガスは水蒸気、気体状分裂生成物、水素および酸素とからなるが、これらは全て完全な気密構造の中に封じこまれている。このガス系統の主な働きは次のとおりである。

(1) 水素と酸素を再結合させ、できた水を炉心タンクに戻す。

(2) 水素と酸素の爆発的結合が起らぬようにし、又、万一起きたとしてもそれを局部的なものにして安全に保つ。

(3) 気体状の分裂生成物を気密構造の中に保ち、必要があればそれを安全に取り出すことができる。

(4) 炉内のガス圧の変動を適当な範囲内に抑えるための容積を与える。

(5) 炉内の清掃や、或はガスの再充填を行う手段を与える。

Fig. 16 中に示された当炉のガス系統は、これらの目的を満足に果すものである。この系は最初酸素ガス

で満たされ、これが水の分解ガスおよび気体状の分裂生成物を取扱う際の媒介物となる。又、従って酸素ガスが過剰に存在することになるので、ガスが触媒室を通過して循環するとき、水素の再結合の能率を高めると共に、水素の存在比を爆発限界の外に保つ働きがある。

この系統でガスを循環するのに用いられるポンプは、ジェット型のものである。ノズルを通して水を噴出することによって生ずる圧力差で、ガスがノズル近くの取入口から吸い込まれ、水流によってガス再結合タンクへと運ばれる。水はポンプによって熱交換器を通じて循環される。この熱交換器は再結合タンクに発生する熱を除くためのもので、炉心一次冷却水の一部が分流して来て冷却する。水流ポンプが圧力 40 ポンド/平方吋 (2.8 kg/cm²) 流量 2.5 ガロン/min (1.6 l/sec) で働いているとき、ウォータージェットにおける圧力降下は水柱 19½ 吋 (49.5 cm) になる。そして 50 KW 以上の炉出力で発生する分解ガスに対しても適当な量のガスを循環させることができる。

ガス系統内のガスの流れは次のようである。炉心タンク燃料溶液上のガスは溢流器およびその上部の除滴器を通過して、上端近くにあるガスのパイプに導かれる。これがジェット型ポンプで、ガス再結合タンクへ吸い込まれ、水とガスとが次の二段階で分離される。即ち Fig. 16 のタンクの左側に図示された比較的粗いメッシュを通り、次にもう一つの除滴器を通過して触媒室に送り込まれる。こうして水が触媒室に入ることが防がれる。触媒は 1/8 吋 φ (3.2 mm) × 1/8 吋 (3.2 mm) のアルミナの円柱上に重量比 0.3% の白金を附着させたものである。この型の触媒は SUPO 炉で 1949 年以来故障なく連続して動作しているものである。触媒には水分の凝縮を防止するために、アルミナの温度を 100°C 以上に保つようヒーターがついている。このヒーターは 150°C 以上では自動的に停止し、その後は反応熱によって温度が保たれる。触媒室より出て来て再結合された水蒸気は搬送ガスによって炉心に運び戻される。このガス流量は 8 立方呎/min (3.8 l/sec) である。もどりの水は溢流器の下部に入り、炉心タンクの内壁をつたわって燃料溶液に達する。

50KW で運転中燃料溶液の温度は約 80°C で、炉心タンク内の水の蒸気圧は、温度約 25°C にある再結合タンクの水の蒸気圧よりも高い、従ってこの水の蒸気圧の差によって、水が常に炉心タンクから再結合タンクへと移動する。再結合タンクにはあふれ口がついて、水位が一定に保たれるようになっている。あふれ出た水はタンク底部の穴にたまり、搬送ガスの作用

で炉心へと戻される。

ガス系統の全容積は約 75 リットルで、再結合タンクの動作に必要な水は約 12 リットルである。従ってガス再結合タンクの水面上には相当大きな空間があり、これが系の圧力変動を急激にしないようにするバラストの役目を果たす。

ガス系統は一次の気密構造の一部であって、300 ポンド/平方吋 (21 kg/cm²) で圧力試験される。正常運転のときは、たとえ漏洩があっても、それがガス系統から外へ向うことがないように、内部は大気圧よりも若干低く保ってある。この系統も燃料系統と同様、ガンマ線照射室に外部への接続部があり、弁類は弁操作室より遠隔操作される。

§ IV-8 反 射 材

反射材は AGOT 級、比重 1.6~1.7、礫素含有量 0.1 ppm 以下のグラファイトで、その一部は炉心を取り囲む二次の気密構造の 22 吋直径のアルミ製円管容器の中に組み込まれるが、その外側は 4 吋 (10 cm) 角、長さ 50 吋 (1.3 m) のグラファイトブロックの堆積であって、全寸法は 5 呎 (1.52 m) × 5 呎 (1.52 m) × 7 呎 (2.13 m) でアルミ製タンク内に封じられている。

§ IV-9 遮 蔽 材

遮蔽材の主要部は約 68.2 m³ の重量コンクリートで最小比重 3.7、その組成は次の如くである。

マグネタイト鉱石 (比重最小 4.6)

3170~3190 kg/m³

ボロカルサイト鉱石 (B₂O₃ 含有比 39.59%)

144 kg/m³

ポートランドセメント

329 kg/m³

Fig. 12 に示すように、このコンクリートが反射材タンクの周囲に単一構造となるように打ってある。厚さは側面および上面は 5½ 呎 (1.68 m)、底面は 2 呎 (0.61 m) である。但し熱中性子柱側はモーター駆動の可動遮蔽扉という構造になっており、その反対側は将来必要に応じて第二の熱中性子柱を設備し得るよう、鉄屑を加えて比重 4 とした重量コンクリートのブロック積みの遮蔽となっている。そのほか炉体内の特別な場所には鉛、ビスマス、ボラール等の遮蔽材が使用されている。

サブパイル室においても、ガス再結合器系統から出て来るガンマ線を遮蔽するために、弁操作室およびガンマ線照射室との間には、重量コンクリートの壁が設けられてある。又、サブパイル室の炉心部直下の位置には放射線束捕獲器 (ビームキャッチャー) があって、

放射線の不要の反射，散乱を防止する。

諸実験孔及び垂直熱中性子柱には，鉄殻内に重量コンクリートを注入した遮蔽栓が設けられ，炉心上部も遮蔽栓構造となっている。

これらの構造によって，炉体外面における放射線量レベルは 6 ミリレム/時以下となり，許容量以下である。

§ IV-10 計測制御系統

垂直方向に動く四本の制御棒によって炉の運転や，停止を行っている。このうち一本はサーボモーターで駆動されて，炉の自動制御を行うことが出来る。各制御棒は反応度約 1.2% を吸収し，移動範囲 15 吋 (38.1 cm) 移動速度 0.1 吋/sec (0.25 cm/sec) で，いずれも電磁石によって駆動装置と連結しているのでその電流を断つことによってこれを落下せしめ，炉を急停止させることができる。この落下の際に，最後の 2 吋 (5.1 cm) 位は空気のピストン作用により速度が減少するが，それまでに既に 90% 程の働きをなす。

各制御棒は不銹鋼のパイプをかぶせた直径 5/8 吋 (1.6 cm) 長さ 16 吋 (40.6 cm) のボロンカーバイトの棒である。各制御棒の鞘は一次および二次の気密構造になる様に炉心タンク内では二重となっている。制御棒の駆動機構は炉の上部にあり，電動機の回転が歯車で減速され，ラック，ピニオンで棒に伝えられてこれを垂直方向に駆動する。

通常の炉の起動に際しては，一本の制御棒を炉心から完全に引き出して，安全棒として働かせる。ついで他の棒を必要な高さまで引き抜いて臨界に達せしめ，所定出力に調整した後，調整棒の操作を自動制御に切り換えて一定出力に保たせる。調整棒は手動によっても勿論動作させることができる。全制御棒の位置はセルシン系によって制御室内の制御台上に表示される。

低出力時には制御棒二本を引き抜き，三本目を一部引きぬいた状態で作動し，全出力時は三本を完全に引き抜き，四本目で調整されるようになる。

計測制御系統は炉の出力をモニターするもの他，ガス系統冷却系統の動作をモニターするものおよび放射線量モニター等があり，全系統図は Fig. 17 に示す通りである。

計測制御系の表示および操作部分，電気回路の大部は炉室とは別の制御室内におかれた制御台に組み込まれている。制御室は炉室に隣接した一階の部分にあるから，その床面は炉体の上面よりやや高い位置にある。運転員は制御台に向つて着席したとき，左手に窓ガラス越しに炉体を監視することができる。

0.1 MW より 50 KW に至る出力範囲の間において，二種の中性子レベル検出器が用いられる。1 W 以下の出力範囲では二種の核分裂箱(フィッションチェンバー)が用いられる。この一個は出力パルスを増幅後線型の計数率計に加え，一個は対数計数率計に加える。この両系統は 1 W 以上の出力範囲では動作を停止せしめられる。

0.1 W より 50 KW に至る出力範囲では二種の補償型電離箱，また 1 KW 以上の出力範囲では一個の非補償型電離箱が用いられる。一個の補償型電離箱からの電流は電位計に加えられ，それから中性子束レベル記録計につながっている。このレベル記録計からの所定レベルよりの誤差信号が，サーボ増幅器に加えられ，こうして誤差を補正するような方向に調整棒駆動モーターを回転して，出力レベルを所定値に自動的に保持することができる。この自動制御の誤差は $\pm 3\%$ 以下である。

もう一個の補償型電離箱は対数増幅器につながれる。これから中性子束の対数に比例した電圧と，中性子束の対数の時間微分即ち炉のペリオドの逆数に比例した電圧が出力として得られ，記録計ないしは指示計につながれる。

非補償型電離箱からの電流は電位計継電器に加えられ，所定出力を越えたとき自動的に制御棒保持電磁石への電流をたって，炉を急停止せしめる安全回路を形成する。

三個の高出力チャンネルにおいて電離箱に信号がはいってから制御棒が完全に落下するまでの時間は，0.5 秒又はそれ以下で，これは通常の出力サージに対して炉を安全に停止せしめるのに十分な速さである。これより更にペリオドの短い出力上昇に際しては，燃料溶液が溢流器内に噴き上げられることによって反応度が低下しておさまる。

炉の停止は手動によるほか，中性子レベル又はペリオドの逆数が所定の値を越えた場合，ガスおよび冷却系統の温度，流量，放射線量等が適当な値でない場合，附属装置類の動作不良等の場合に，自動的に起るようにならされている。

中性子レベルおよびペリオドについての緊急停止装置はセントロール継電器で，制御及び安全棒の保持電磁石の電流を断って，棒を重力により落下させる。このとき警報が鳴り，運転者は制御台上の指示器によって事故の原因を知ることができる。

温度，圧力，流量を諸点で測定し，ガス系統の動作状態を知る事ができる。ガス圧の測定にはストレイン

ゲージ型の圧力計，流量は圧力差変換器，温度は熱電対によりそれぞれ測定される。

その他炉心および冷却系統も諸点で温度，流量を測定されるほか，一次冷却水は電導度を測定して純度を監視している。

§ IV-11 実 験 設 備

炉に附属の実験設備は Fig. 11 及び Fi. 12 に示す通りで，下表の通りである。

直径 1½ 吋 (3.8 cm) 炬心貫通実験孔	1 個
" 6 吋 (15.2 cm) (但し反射材より内部は直径 4 吋 (10.2 cm))	
水平実験孔	1 個
" 4 吋 (10.2 cm) 水平実験孔	2 個
" 3 吋 (7.6 cm) "	2 個
" 2 吋 (5.1 cm) 水平貫通実験孔	1 個
" 1½ 吋 (3.8 cm) 水平気送管	1 個
" 4 吋 (10.2 cm) 垂直実験孔	4 個
5 呎 (1.52 m) × 5 呎 (1.52 m) 水平熱中性子柱	1 個
(可動遮蔽屏の中央部 6 吋 (15.2 cm) 角 2 個所 コンクリートブロック拔出可能，側方向より 6 吋 (15.2 cm) 直径水平実験孔 2 個あり)	
直径 4½ 呎 (1.37 m) 垂直熱中性子柱	1 個
(但し遮蔽材中の孔寸法は直径 16 吋 (40.6 cm))	

これ等の実験孔はアルミ内張りの管で，内部にはグラファイトの栓，外側には重量コンクリート詰め遮蔽材がある。これ等の遮蔽栓を取りはずしたとき貯蔵する孔が炉室北面の壁に設備されている。

垂直熱中性子柱は指数函数炉実験のために特に設計附加したもので，これが米國アーマー研究所の L-8 炉と異なる主要な点である。構造は水平熱中性子柱より上方に，垂直に分岐した直径 16 吋 (40.6 cm) の管の上に 4½ 呎 (137 cm) 直径，2 呎 (61 cm) 厚のグラファイトの台座を据えたもので，台座の下の管中にはボラル等の遮蔽材の他，重量コンクリートより成る遮蔽栓が挿入される。但し台座をとりはずさないと遮蔽栓がとれず，実験上きわめて不便であるので，アルミ製タンクに水を出し入れする水遮蔽栓方式に改造する計画である。

以上の他ガス再結合タンクにたまった気体状分裂生成物が，有効なガンマ線源となるので，サブパイル室の重量コンクリート遮蔽壁に以下に示すガンマ線実験孔が設けてある (Fig. 11 および 13 参照)。

直径 4 吋 (10.2 cm) 実験孔	4 個
6 吋 (15.2 cm) × 18 吋 (45.7 cm) 実験孔	1 個

これ等はアルミ製の鞘に適当な遮蔽栓が附属した構造のものである。

§ IV-12 炉の動作特性

予想される炉の動作特性は次の通りである (但し表中 * 印を附したものはアーマーの炉についての値を借用したものである)。

炉の型式	溶液均質型熱中性子炉
最大出力値	50KW
自動制御時の出力安定度	±3%
燃 料	硫酸ウラニル水溶液
零出力臨界質量	~1450 gr U 235
燃料濃縮度	19.91%
ウラン挿入量	~1600 gr U 235
反 射 材	グラファイト
熱中性子束最大値 (炉心中央)	~1 × 10 ¹³ n/cm ² sec
速中性子束最大値 (")	~1 × 10 ¹² "
水平熱中性子柱外面の熱中性子束値	~5 × 10 ⁹ "
垂直熱中性子柱上面の熱中性子束値	~ 10 ⁶ "
反応度の質量係数	~0.023%/gr U 235*
" 温度係数	~-0.024%/°C*
" 出力係数	~-0.006%/KW*
余剰反応度 (零出力 20°C)	~3%
制御棒吸収反応度	1 本当り ~1.2%
燃料溶液ウラン濃度	~300 gr U/l
" H : U 原子数比	~400
" 温度 (50 KW 出力時)	~80°C
一次冷却材	蒸溜水閉回路循環方式
" 炉心入口温度	22°C
" 炉心出口温度	36°C
" 流 量	57 l/min (15 ガロン/min)
ガス再結合タンク冷却水流量	11~19 l/min (3~5 ガロン/min)
二次冷却材	水道水
" 入口温度	20°C
" 出口温度 (流量 75 l/min のとき)	31°C
" 流 量	20~200 l/min (5~50 ガロン/min)

§ IV-13 安 全 設 備

炉が正常に運転され、危険を周囲に及ぼすことのないよう以下に示す各種の安全設備がほどこしてある。

(1) 炉は手動による他次の各々の場合に自動的に停止される。

1. 炉心の温度が所定値を越えた場合
2. 触媒室の温度が所定値を越えた場合
3. 炉の出力値が所定値を越えた場合
4. 炉のペリオドが所定値より短くなった場合
5. ガス再結合タンク内の圧力が所定値を越えた場合
6. サブパイル室に通ずる気密扉が開かれた場合
7. 弁操作室及び炉室内に各一個、人員の安全のため炉の停止を起す安全スイッチがあるが、このスイッチが安全側に倒された場合
8. 電離箱への電気供給が断られた場合
9. ガスシステムの循環気流が所定値 (6 立方呎/min, 2.8 l/sec) より減った場合
10. 弁操作室に設けられた地震計が震度 4 (25 gal) 以上の地震を検知した場合
11. サブパイル室内の空気が所定以上の放射能を持った場合
12. 停電の場合

以上の場合いずれも炉の停止と共に警報器が鳴り、制御台上にランプによってその原因となった回路が示される。

(2) 以下の場合には炉は停止しないが、警報器と報示器とが働いて運転員に警告する。

1. 一次冷却系のサージタンクの圧力が所定値を越えた場合
2. 同タンク内の水位が所定値より低くなった場合
3. ガスシステムの循環ガスの温度が所定値を越えた場合
4. 二次冷却水が所定以上の放射能を持った場合

5. 再結合タンクのポンプ圧力が所定値より低くなった場合

(3) 炉の起動の際最初の安全棒を抜き出すには、上記(1)のいずれも起きておらず、且つ以下の条件のいずれもが満足されていなければ、インターロックに妨げられる。

1. 全制御棒が完全に挿入された位置にあること
2. 再結合タンクのポンプ圧力が所定値以上あること
3. 触媒室の温度が所定値 (100°C) 以上であること
4. 線型および対数計数率計の回路が動作していること
5. 中性子源が挿入され、従って所定以上の計数率が存在すること

(4) 制御棒の動作に関し次のような設備がある。

1. 第一の安全棒を引きぬきにかかると炉室及び弁操作室に警報ベルが鳴り、炉室、弁操作室、制御室および制御室入口に警報ランプがつく。ベルは約 30 秒後に止むが、ランプは炉の停止に至るまでついている。
2. 制御棒は同時にはいづれか一本しか抜き出せない。但し挿入は同部同時にもできる。
3. 第四の自動調整棒が移動範囲の限界に達すると、ブザーが鳴って運転員に警告すると共に、自動的に手動調整回路に切り変る。

(5) その他次の鍵がある。

1. 制御台の主電源スイッチは鍵スイッチであって、責任者の保管する鍵を使用するほかは、電源を入れること、従って炉を運転することは不可能である。
2. 炉の各実験孔の遮蔽栓には鍵が附属していて、責任者の保管する鍵を使用するほかはこれを抜き出すことは不可能である。

第 V 章 運転に伴う危険性

§ V-1 序 論

正常運転の場合は放射性物質はすべて一次の気密構造の中に密閉されて炉外に出ることはなく、又、炉心よりの直接の放射線はすべて適当に遮蔽されているので、運転に伴う何等の危険性も存在しない。炉は別に定める運転規則に従って正常運転を確保され、また前

章に述べられたような各種の安全および警報設備がそなわっているため、異常事態の起ることは未然に防止される。

局部的異変、即ち放射性液体のこぼれや小規模の放射性気体の散逸、遮蔽の局部的損傷、実験孔の遮蔽不完全、又は、実験設備の設計の不適當等による放射線

量の過剰は、保健物理要員の厳重な監督の下に必要な処置がとられるので、炉のスタッフには殆んど害を与えることはないし、如何なる場合においても敷地附近の一般人口にまで害を及ぼすことはあり得ない。

炉から生ずる最大の危険は、燃料と分裂生成物とが広範囲にわたって散布される場合であるが、これは建物を含む三重の気密構造がすべて破壊された場合以外にはありえず、実際にはまず起りえない。このような破壊を起すに要するエネルギー源として考えられるものは、炉心内組成物の化学反応によるものと、炉の暴走によるものの二つがある。しかしながら炉体各部の構造並びに制御系は、このような異常事態の起らぬよう適当に設計されており、又、少しでも動作の異常が起きたときは、自動的に炉の停止その他の措置が講ぜられるよう考慮されているほか、万一異常動作のおきたときでも、以下に記されるように、一次の気密構造は内部に原因を持つ考えうるいかなるできごとから生ずる破壊力に対しても耐えうるように設計されているのである。

§ V-2 水素、酸素の結合反応

一次の気密構造中に存在する諸化学成分中最も反応を起しやすいのは、燃料溶液が放射線の照射により分解して生ずる水素と酸素とである。炉心内の硫酸ウラン溶液は、出力量 1KWH 当り標準状態で 16 リットルの水素、酸素混合物を生ずる¹⁾。

運転前における炉のガス系の組成は酸素と少量の水蒸気の混合物で大気圧よりやや低圧となっている。50 KW で運転中は燃料溶液の温度は約 80°C で、この温度では硫酸ウラニル水溶液からの水蒸気の平衡分圧は 350 mmHg (0.46 気圧) で、これが系内水蒸気圧の最大値である。最小値はジェットポンプ内の水流の温度(約 25°C) によってきめられ、約 25 mmHg (0.03 気圧) である。50 KW での運転中水素と酸素の存在比は系内で燃料溶液表面における最高値 2 附近から、触媒室よりの下降気流における最小値殆んど 0 までの間の变化がある。炉のガス系の全容積は約 75 リットルである。

次に示すような水素、酸素間の反応が、それぞれに示したような組成限界の範囲内で、名称によって特長づけられるような速度で進行し得る。

(1) 燃 焼 (Imflammation)

燃焼とは酸素中で水素が穏かに燃えることである。燃焼の起り得る組成範囲は、下限は水素体積比 4.65 %、上限は 93.9% である²⁾。但し可燃性範囲とは室温大気圧下で火炎が 2 吋 (5.1 cm) 又はそれ以上の直

径を有する管内を上方に伝播するような場合と定義されている。上記の両限界外の混合物は火炎を伝播することもないし、以下に述べるようなもっと急速な反応のいずれをも惹起することがない。

(2) 爆 発 (Explosion)

爆発は燃焼におけると同様、その過程は化学反応の速度と混合過程によってきまり、比較的遅い火炎の伝播によって特徴づけられる。過剰酸素と水素の混合物における、この種の爆発の起り得る組成限界はまだ測定されていない。しかしながら水蒸気によって稀釈された水素と酸素の混合爆鳴気では、この種の爆発の起る下限は混合爆鳴気存在体積比 17% である³⁾。もしも混合物の爆発特性に対して過剰酸素が過剰水蒸気と同じ影響を持つとすると、この値をこの炉のガス系に換算して、下限が水素体積比 11% ということになる。

(3) デトネーション (Detonation)

デトネーションでは反応は爆発におけると同様な急速度で進行するが、過程は主として熱力学的現象であり、特長は衝撃波が未燃焼ガス中と超音速で伝わる点である。

水素酸素混合物で最初の圧力が 1 気圧の場合、デトネーションの起り得る組成限界は水素の体積比にして 15~90% の間である。この範囲外の混合物においてもデトネーション波が存在する可能性が零ではないが、そのような衝撃波は急速に疎密波になり下るといふ明確な実験的根拠がある⁴⁾。

以上の組成限界を下表にまとめておいた。これらの限界値は圧力にはあまり影響されず、温度に影響されることはなお少ない。例えばここにあげた爆発の起る限界の値は 1 気圧から 68 気圧の間において殆んど一定である。

燃焼、爆発およびデトネーションの起る組成限界
(初期条件 1 気圧, 18°C)

		下限(水素体積比)	上限
燃	焼	4.65%	93.9%
爆	発	11
デトネーション		15	90%

§ V-3 爆発およびデトネーションによって生ずる
圧力

この炉のガス系に近い組成範囲を持った水素、酸素、水蒸気の混合物における爆発による圧力は実験的に測定されている。最初の全圧が 1 気圧で 18°C のとき測定された爆発圧力は 6.9 気圧、即ち約 100 ポンド/平

方寸であった³⁾。このことは爆発の起った際、炉のガス系に予期される最大圧力は初期圧力の約7倍であることを意味する。但しデトネーションやその他衝撃波の生成、反射といった現象はないものとしての話である。

同様な組成範囲における水素、酸素、水蒸気の混合物におけるデトネーションについては実験データがない。但しデトネーション波の後側における圧力値の計算と爆発速度の測定は、水素酸素の混合物に種々の稀釈材を加えたものについて行われている。その結果をまとめると下表のようになる⁵⁾。

水素、酸素、稀釈材の系におけるデトネーション現象
(初期条件 1 気圧, 18°C)

燃焼前の混合組成	デトネーション波後側圧力 (計算値)	爆 発 速 度 (計算値)	速 度 (測定値) ⁶⁾
(2H ₂ +O ₂)	18.05気圧	2806 m/sec	2819 m/sec
(2H ₂ +O ₂)+O ₂	17.4	2302	2314
(2H ₂ +O ₂)+3O ₂	15.3	1925	1922
(2H ₂ +O ₂)+5O ₂	14.13	1732	1700
(2H ₂ +O ₂)+5N ₂	14.39	1850	1822
(2H ₂ +O ₂)+6H ₂	14.18	3749	3532
(2H ₂ +O ₂)+5He	16.32	3613	3160
(2H ₂ +O ₂)+5A	16.32	1762	1700

これによってわかる通り爆鳴気混合物の場合が最悪で、酸素は良い稀釈材である。

上の表に示した圧力の値は、デトネーション波と同速度で共に動いて行く観測者が測った場合のものである。波が当たった面における衝撃圧はこの値よりけしして低くはならない。上に示すところでは圧力値の測定結果はないが、速度において計算値と測定値がよく合うことからみて、圧力の計算の計算値も相当正しいものと思われる。他の研究からの実験データ⁵⁾もこの圧力値に対する確証を与えている。これにより炉のガス系中のデトネーションによって起る衝撃圧は、初期圧力の18倍またはそれ以上になるものと結論できる。

以上により爆発またはデトネーションの起った際容器は初期圧力の7倍乃至18倍に耐えなければならぬ。但し、大事をとった見積りでは最悪の場合における値として明らかに過大な値であるが、爆発に対して28倍という係数を採用する。デトネーションに対する値はこれよりはるかにきめにくい、70倍という値をとればまず大事をとった見積りといえよう。

§ V-4 デトネーションに対する防止手段

水素、酸素の混合物系におけるデトネーションは

いろの手段によって有効におさえることができる。これ等はいづれも非可逆的方法によってデトネーション波のエネルギーを減衰させる事を利用している。例えば通路の一部の容積を急にひろげてデトネーション波を膨張させることや水素、酸素の混合物の通路にL字型屈曲、彎曲、らせん、断面の膨張、収斂の連鎖等の障害物をおくことも有効である。この最後にあげたものの効果は、二硫化炭素、酸素混合物に対する次のデータによって例証される。これは水素、酸素、水蒸気混合物にも一般に適用し得るものである。水素、酸素、水蒸気系についての直接の実験データは知られていない。

CS₂+3O₂系におけるデトネーションが7mm直径の管より第二の管に入る際の消滅の様相⁷⁾

第二の管の直径	第二の管においてデトネーションの再び現われる距離
13 mm	8 cm
16	9
24	15
33	50
44	100

この炉のガス系統においてはガス再結合器、配管、炉心部の各連結個所においてそれぞれ断面の膨張ないしは収斂が存在し、配管も適当に屈曲および彎曲をもたせてあるから、万一デトネーションが起ったとしてもその伝播は著しく妨げられ、局部のみで終息してしまふことになる。

§ V-5 ガス系統に関する実験結果

この炉のメーカーであるアトミックス・インターナショナル社において、炉心およびガス系統の原寸大模型について実験を行ったところ次の結果を得た⁸⁾。

(1) 出力 50 KW の正常運転の下では水素の濃度は可燃性の限界即ち 4.65% 以下に止まる。

(2) 3 MW 秒の暴走の模擬試験を行ったところ、15 リットルの水素、酸素の混合爆鳴気が炉心タンク内に急速に生じたが、炉心内で爆発は起らなかった。触媒においてフラッシュバックが起ったが炉心へは伝播せず、デトネーションは起らなかった。

これ等の結果の信頼度は高く、結局この系ではデトネーションが起り得ぬことを結論している。本当の炉では存在し、この実験では欠けているものとして放射線があるが、HRE と SUPO の運転記録と、均質炉において今までに起った暴走についての経験によれば、放射線と爆発性との間には何の関連もないことがわかっている。

§ V-6 デトネーションが起きたとした場合の解析

以下計算で示すように 3 MW 秒の暴走で作られるのと同量のガスが発生して炉のガス系に混り合ったとし、そこにデトネーションが起ったと仮定しても炉心タンクが破壊されることはないことがわかる。

以下に示す炉のガス系組成の近似計算は、上述の模型暴走実験にも適用し得るものである。炉の初期条件を次の様に仮定する。

炉出力	50 KW
燃料溶液温度	80°C
定常状態における水素酸素爆鳴気混合物生成率	825 l/hr = 14 l/min
全ガス圧	1 気圧
水素濃度	4% (最大) = 0.04 気圧
平均水蒸気圧	100 mmHg = 0.13 気圧
酸素分圧	0.83 気圧
ガス系統全容積	75 l

3 MW 秒の暴走において作られるのと同量のガスが発生し、且つ直ちに炉のガス系に混じり合ったと仮定すると、

$$16.5 \text{ l/KWh} \times \frac{1}{3600} \frac{\text{hr}}{\text{sec}} \times 10^{-3} \frac{\text{KW}}{\text{MW}} \times 3 \text{ MW sec} = 13.9 \text{ l}$$

により標準状態で 13.9 リットルの爆鳴気が生ずることとなる。これは水素 9.3 リットル、酸素 4.6 リットルである。

ダルトンの分圧の法則が成り立つとすると、これによる水素と酸素の圧力増加はそれぞれ $\frac{9.3}{75} = 0.12$ 気圧及び $\frac{4.6}{75} = 0.06$ 気圧である。従って混合後のガス組成は

水蒸気	0.13 気圧	体積比	11.0%
水素	0.16 "	"	13.6%
酸素	0.89 "	"	75.4%
全圧	1.18 気圧		

となる。この組成の混合物は爆発の起り得る領域にあるが、デトネーションは起り得ない。

もしも爆発が起ったとすると炉心タンク内の最大圧力は

$$1.18 \text{ 気圧} \times 28 = 33.0 \text{ 気圧} = 485 \text{ ポンド/平方吋}$$

となる。また、万一デトネーションが起ったとすると

$$1.18 \text{ 気圧} \times 70 = 82.6 \text{ 気圧} = 1214 \text{ ポンド/平方吋}$$

となる。

153/4 吋外径、壁厚 0.072 吋の 347 号不銹鋼製球殻において破壊応力 80,000 ポンド/平方吋に等しい応力を生ずべき圧力は

$$p_u = \frac{4 \times 80000 \times 0.072}{15.75} = 1463 \text{ ポンド/平方吋}$$

であるが、熔接による許容度を 90% と仮定すると最終内圧力は

$$p_{wu} = 1317 \text{ ポンド/平方吋}$$

となる。

次に 347 号不銹鋼の降伏応力は 30,000 ポンド/平方吋で、これに等しい応力を球殻に生ずべき内圧は

$$p_y = \frac{4 \times 30000 \times 0.072}{15.75} = 549 \text{ ポンド/平方吋}$$

で、前と同様熔接を考慮してこの 90% をとり

$$p_{wy} = 494 \text{ ポンド/平方吋}$$

とする。

これを上記と比較すると、爆発が起った際の最大圧力は、炉心タンクには降伏限界以下の応力しか及ぼさぬことがわかる。また、万一デトネーションが起ったとすると、最大応力は炉心タンクの降伏限界を超えるが破壊応力には至らない。

単位時間内における歪が大きい時は、降伏応力が増加することが知られている⁹⁾。デトネーションによって起るような非常な短時間の衝撃荷重に対しては、構造鋼材のような材料の降伏応力は 75% 方増加する。347 号不銹鋼についてのデータはないが、同様なことがいえるものと思われる。この事実によって、炉心タンクはたとえデトネーションが起ってもその圧力に耐えることになる。又、もしも炉心タンクに塑性変形が起ったとしても、別に炉に重大な支障をもたらすものではない。

以上によって仮りに炉心の支持材がないとしても、デトネーションによって炉心タンクが破壊されることは、決してあり得ぬことが結論される。実際には炉心タンクの外側に密接してグラファイトがあって支持しているため、炉心タンク破壊の可能性はさらに少なくなる。最悪の事態が起っても熔接がこわれたり、容器にひびがはいって炉心のガスや溶液がもる程度の損傷が起るくらいで、これは二次の気密構造によって完全に閉じ込められる。

§ V-7 暴走

炉の暴走が起ったとしても、炉心タンクの内容物の圧力または温度が非常に高い値にならない限り一次の気密構造が破壊されることはない。所がウォーター・ボイラー型の原子炉では負の温度並びに出力係数が大きいから、暴走が起っても温度は僅かしか上らず、構造材や溶液に損傷を与えるには至らない。反応度の温度係数はアーマーの炉によれば $-0.024\%/^{\circ}\text{C}$ でこれ

は 20°C における値 $-0.02\%/^{\circ}\text{C}$ から 50°C における値 $-0.05\%/^{\circ}\text{C}$ の範囲で平均をとったものである。

Kasten¹⁰⁾によれば SUPO 炉で 0.1 秒程度の急激な速さで反応度が増加した場合、その反応度の最初の減少は、燃料溶液の温度上昇によるものの 5 倍も大きい。このように反応度が最初大きく減るのはガスの生成により燃料溶液の密度が減少するためである。反応度の低下率が最初過大であるのは、発生した気泡が液面から出てゆく迄にかなりの時間を要することを示すものである。気泡が液中で発生してから盛んに液面から出てゆくようになる迄には 10 秒程度の時間を必要とする。これは下表に示す如くである。

反応度の増加後燃料液面よりガスが出てゆく迄の時間に関する Kasten の実験¹⁰⁾

実験 番号	初期 出力値	尖頭 出力値	初期溶 液温度	ガスが盛んに液面より 出てゆくようになる迄 の時間
1	1(KW)	32(KW)	30(°C)	~9(sec)
2	1	23	77	~24
3	10	40	54	...
5	10	35	82	~10

このガス発生の結果、SUPO 炉のガス再結合系に爆発その他の事故が起ったという報告はない。ガスの逸脱がゆっくりしたものであるため、デトネーションが起り得るほどに水素が高濃度となることは殆んどないのである。

Kasten の実験における発生エネルギーの大きさは大体 0.5 MW 秒程度である。核反応による事故において発生するエネルギーは、2 乃至 3 MW 秒と見積られているが、これに対応する放射線分解ガスの量は、炉のガス系統によって適当に処理し得るものである。

§ V-8 溢流器の動作

上で述べた程度の急激なエネルギーの発生は炉心タンクを破壊することはないが、燃料溶液を炉心から噴き出させることがある。特に初期の段階で、ガス泡ができて液中に残っている場合にはそうである。炉の溢流器は炉心から押出された燃料溶液を安全に収容するように設計されている。

設計によれば、炉心タンクから平均 40 cm の距離に 2 リットルの溶液を保持するようになっている。膨張した燃料溶液は、内径 2 吋 (5.1 cm) の管を通して上昇し、邪魔板でせきとめられて管周囲の環状の空間

に集まる。ここにたまった液は内壁にある小穴を通して炉心へ戻る。2 リットルの溶液が全部炉心に戻るまでには約 5 分かかる。これだけのひまがあれば、たとえ制御棒系が動作しなくとも、炉の停止に有効な手段を講ずるだけの余裕がある。

Fig. 18 は 1 リットルの燃料溶液が溢流器内に入った場合の有効反応度の減少量の計算値を炉心よりの距離の函数として示してある¹¹⁾。2 リットルの溶液が 40 cm の所に移ったときの反応度の減少は約 3.8% である。

§ V-9 起りうる反応度附加の考察

炉の反応度を増加させる二つの一般的方法は、炉心又は反射材部分の空の部分をつめるか、又は制御棒を取り去るかである。

炉心貫通実験孔は炉心の中心にあつて統計的ウエイトが大きいから、反応度を附加するには最も有効な手段を与える。この孔を水で満すと約 0.2% の反応度を系に与えると見られている¹²⁾。この結果、炉の自動停止が起る以前に生ずる出力の増加は、無視しうる程度のものにすぎない。この場合、制御および安全棒系統が同時に故障していたとしても、せいぜい炉心の温度が 5°C 上り、出力が若干増加するといった程度のことしか予想されない。この孔を燃料溶液と同濃度の液で満したとしてもウラン 235 の増加は 10 グラム位で 0.3% 以下の反応度の増加に止まり、これも又炉によって簡単に処理されるものである。

制御および安全棒の鞘を満すことは棒自身やその駆動機構によって数カ所で通路が制御されているので、あまり適当でない。

炉心部から冷却水がなくなったとしても反応度は増加せず反って減少する。リバモアの CR & D 炉においてこの減少は 0.3% に当ることが測定されている¹³⁾。われわれの炉では CR & D 炉に比して炉心内冷却水が多いから、冷却水除去に伴う反応度低下量ももっと大きいものとなろう。

以上が可能な反応度増加の手段である。しかし故意にやればもっと大きい反応度の増加も起りうる。例えば 4 本の制御棒を全部一度にとり除いたら、3% の反応度が附加される。これは大きい急激な出力上昇をもたらすが、負の温度並びに出力係数及び溢流器の働きによって処理されてしまうはずである。

第 VI 章 炉の運転と管理

§ VI-1 管理機構

この炉は職制上、日本原子力研究所東海研究所 JR-R-1 管理室が、直接の運転と管理に当る。将来、数個の炉が築造され原子炉管理部が設置されたときは、同部の管理下に入る。さらに将来は、この炉は技術者訓練用炉として用いられるようになる計画である。

現在予定されているこの炉の管理機構は、Fig. 19 に示す如くである。

研究所長は所内のほかの諸施設と同様、この炉の管理に関する政策についての責任を有する。

炉は JRR-1 管理室長の直接の責任下におかれ、炉の運転、炉を用いる実験の監督は同室長の責任である。また同室長は後述する JRR-1 管理委員会が決定する炉の運転に関する基本方針に従って、炉に関する政策、規則の立案を行い、その施行に関して責任を負う。

現在予定されている所では、室長とその下にある運転員若干名のみが、この炉の運転を許容されたメンバー即ち運転免許者である。この運転免許者の数は経験をつむと共に増加することが予想される。

運転員は数組に分れる。常に一組 3 名が運転に当り、ほかの組が順次これと交替する。

このほか専従の保健物理要員 1 名ないし 2 名と、保守要員として化学者および電気技術者各 1 名が常駐する。

炉の運営、管理並びにこれを用いての研究を円滑に進めるために、JRR-1 管理委員会と実験計画会議とが組織される。

JRR-1 管理委員会は研究所長を議長としその任命する若干名より成り、必要に応じて適宜開かれ、炉の運転管理に関する基本方針の決定、運転、管理および実験計画の総合調整、そのほかの重要問題の処理を任務とする。

実験計画会議は所内各部より提出された実験計画をとりまとめ、各部間の調整をはかり、炉を用いての実験の日程を作成することを任務とし毎週定期的に開かれる。その構成は JRR-1 管理室長を議長とし、所内実験相当者および保健物理部の代表が加わる。また将来所外から炉を用いての実験計画が提出されたときは、事務部の計画課を受付窓口として、その代表者が

実験計画会議に出席する。

保健物理要員は JRR-1 管理室の構成員ではなく、保健物理部長に直属し、炉の運転、管理に関し保健物理的な見地から管理室長並びに保健物理部長に意見を具申する。但し放射線管理の最終責任は保健物理部長にある。

§ VI-2 炉の建設の管理

遮蔽コンクリートを除いた炉本体の各部は、契約に基いて、米国ノースアメリカン航空会社の一部門アトミックス・インターナショナル社で製造され、組立ての一部も同社で行われる。工場組立の度合は動作試験ないし較正のための必要に応じ且つ敷地現場での総組立に便なるように行われるものである。例えばガス系統は一度工場にて組立てられ、付属計器類もとりつけられて漏洩試験、圧力試験並びに実際と同じ組成のガスを循環させて動作試験を受ける。その後船積みにより便利な大きさに分解して輸送されてきて、現場での組立後、炉の臨界実験に先立って、全系について再検査が行われる。

遮蔽コンクリート部分、付属装置類の一部、炉建物は、アトミックス・インターナショナル社の仕様または助言に従って、日本原子力研究所の監督の下に、鹿島建設株式会社、日立製作所、三菱系諸会社等が契約によって工事を担当している。

現地における炉の総組立及び検査には、アトミックス・インターナショナル社の技師が監督に当り、日本原子力研究所の管理の下に直接の工事は日立製作所および三菱系諸会社が担当している。

炉の臨界実験と全出力運転以前の測定、較正等にも、アトミックス・インターナショナル社の技師が指導に当たっている。

零出力臨界質量はウラン 235 で 1450 グラムと見積られており、アトミックス・インターナショナル社より指定されたウラン 235 の準備量は 1800 グラムである。この燃料は日米両国間の双務協定に基いて、日本国政府が米国原子力委員会から入手した 20% 濃縮ウランより成る六弗化ウラン (UF₆) を、米国マリネット会社で硫酸ウラニルの結晶 (UO₂SO₄·3H₂O) にしたものが用いられる。これにアトミックス・インターナショナル社の仕様に従って用意された蒸留水を同

社技師の監督の下に日本原子力研究所所員が加え、硫酸ウラニルの濃厚溶液が作られる。

臨界実験に際してはまず炉心タンクに蒸留水と硫酸そのほかの添加剤が加えられ、ついで予定された順序に従って前記硫酸ウラニルの濃厚溶液がある量ずつ順次に加えられる。一回に加える燃料溶液の量は炉中に予め入れておく中性子源(中性子発生数毎秒 10^6 以上)より発生する中性子の増倍度を観測して決定されてゆく。燃料挿入のこのやり方はこの型式の炉について既に何回も経験済みのものである。臨界状態到達後は極少量ずつ燃料を附加しながら、炉の出力上昇のペリオドを測定して、余剰反応度を求め、所定の余剰反応度(3%)に達したとき燃料挿入が完了する。

燃料挿入中は保健物理要員の指揮の下に厳重な放射線管理が行われる¹³⁾。

§ VI-3 実験手順の管理

この炉では炉の諸特性測定、総合試験を始め、指数函数炉実験、危険係数実験、炉振動子実験等を始め、炉を中性子源として行われる物理、化学、冶金等各分野にわたる広範な実験研究、放射性同位元素の試験的生産等が予定されている。

炉を用いて行うこれらの実験はすべて次の五段階の手順をふむことが必要である。

- (1) 具体的な実験の計画
- (2) 実験装置の用意および組立
- (3) 実験の実施
- (4) 実験装置の除去および後始末
- (5) 実験結果の報告と監査

この手順をふむことによって、企画の良い考慮の十分に払われた実験のみが炉を用いて実行されるわけである。

具体的な実験計画は、実験計画会議で次の諸点が検討される。

- (1) 望む実験結果をうるに必要な放射線量(中性子束値および時間)
- (2) 使用実験孔とほかの実験におよぼす影響
- (3) 炉内外における放射線量と必要なる遮蔽装置
- (4) 実験に用いる全器具、材料の物理的および化学的安定性
- (5) 実験中安全を確保するに必要なこと
- (6) 直接および間接に実験に参加するメンバー
- (7) 放射性物質の移動手段
- (8) 実験日程、所要時間
- (9) 実験の後始末の手順および必要なる汚染除去手続

実験計画会議において上記各項目が十分検討され決定された後、実験の実行について許可が下る。同会議の決定をへずに炉を用いての実験を行うことは不可能である。

実験装置の組立等の準備をする人員は十分な能力を持ったものであることが必要で、炉の運転員、保健物理要員等を含めた全メンバーは、先に実験計画会議において決定された人員配分にしたがって実験に当る。

実験終了後装置類は取り除かれ、保健物理要員の監督の下に放射性物質の移動と汚染除去が行われる。又、実験に使った器具、材料に誘起放射能があるときは、その測定は保健物理要員の責任である。この場合放射線測定器のほか適当な遮蔽容器、運搬具、イオン交換装置、ろ過器等が用いられ、放射性物質の貯蔵が必要となるときは保健物理要員の指示に従って処置され、その責任下に記録がとられる。

実験の結果、その他の報告はただちに JRR-1 管理室長になされ以後の実験計画に資することとなる。

§ VI-4 実験計画の管理

この炉は、完成後は日本原子力研究所の施設として同所が所有し、その研究計画に基いて必要なる実験の具として供されることとなるが、同所の性格上ある程度開放研究室として、所外の実験研究にも利用されることとなる。

この際、所内各部および所外より提出される各種の実験計画は次のように管理される。所内各部からの実験計画は、担当主任研究員経由で、JRR-1 管理室長に提出される。管理室長はこれらの実験計画の一つ一つについて、炉使用の可否、設備の適当性、放射線管理上の安全確保などの諸点から審査して実験の日程案を作って実験計画会議にかける。

実験計画会議はこの日程案を検討し、各実験担当者間の調整を行う。また各実験計画について前節で述べたように実施要領の細目が審査決定される。この計画会議でどうしても折り合わない点があれば、JRR-1 管理委員会にかけてその決定を持つ。

所外からの実験計画は事務部計画課で受け、同課より JRR-1 管理室長に提出する。この実験を審議する実験計画会議には計画課の代表が出席するが、所内の実験計画ととくに変わった取扱いを受けることはない。

§ VI-5 保安対策

日本原子力研究所は公開の原則に立ち何等政策上秘密を設けるといふことはしないが、原子力利用の研究および開発という目的にそうため、炉の正常な運転と

利用を確保するため、以下の如き保安対策を構ずる。

炉の建物は次のようにして保護される。就業時間中は建物の入口に受付が常駐し訪問者を登録調整する。一般訪問客は原則として Fig. 8 に示す建物北端の見学室に導かれ、炉室、制御室、実験室等への立入りを許されない。これは研究業務の正常な遂行を妨げぬため必要な措置である。

就業時間後は炉室始め各室、および主入口に鍵がかけられ人が入り込むのを防止する。敷地内には守衛が配置され定時に巡回して警戒するほか、建物や建物内の部屋の鍵を調べる。守衛が異常事態を発見したときは、直ちに保安係の長に連絡し、そこから待機中の保安要員あるいは研究所の適当なメンバー、または、警察、消防等の公共機関に助力が要請される。なお Fig. 7 にみられる地階の南側の倉庫内に耐震、耐火、耐水構造の金庫が設置され燃料等重要物の保管には万全が期せられている。

§ VI-6 保健管理

この種の装置においては適当な保健管理は極めて重要である。常駐の保健物理要員は一名ないし二名であるが、日常および緊急時のモニタリング、汚染除去等を行い、必要に応じて増員または補助員を使うことができる。

原子炉建物は管理区域と非管理区域とに分れ、管理区域は炉室（サブパイル室を含む）、セミホット・ラボラトリー、測定室、化学分析室である。モニター室は地下にあって放射線管理区域の入口となり、ここに α 用および β , γ 用の2個一組の手足衣服モニターを備えて出入を管理する。一階で炉室入口のエアロックの外に同様な2個一組の手足衣服モニターを置く。又、放射線管理区域に入る者にはポケット放射線量計とフィルムバッジが渡され、保健物理要員によってその記録が保存される。

炉室内には五箇所ガンマ線モニターが設置され、制御室内に線量率が指示され自動的に記録される。そのほか炉室内には手押式粉塵モニター、手押式床汚染モニター、ウォーターサンプラー等が備えられ、 α , β および γ , 中性子用のサーベイメーターが各3個用意される。放射線管理区域よりの排気はフィルターによって大部分の放射性塵埃が取り去られたのちに排風機室内のガスモニターおよび粉塵モニターによって、排気の持つ放射能が監視され、しかるのち煙突を通じて排出される。

保健物理要員は炉室内空間線量率、放射性物質の空気および水中濃度、表面放射性汚染濃度の測定と記録

に責任を持つほか、定期的に放射性物質漏洩検査、警報装置、危険標識の検査等を行う。又、前述の如く各種の実験に立合っ必要な放射線管理を行うほか、万一事故の起きた際は事態処理に際し中心となって活躍する。

炉の運転は別に定める運転規則に従って行われ、事故の起る恐れはないが、更に念のため炉の起動時、出力上昇時、および万一異常の生じた場合には、その都度インターフォンを通じて建物内の各部に通報される。

以上からも明らかなように炉の運転は万全を期して行われ。又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が行われている。更に万一放射性気体などが建物の外にもれて、敷地内で働く人々および敷地外の一般人口に放射線障害をもたらすようなことが起きぬよう、常時放射線管理車（モニタリング・カー）を巡回させ、又原子炉建物外の数カ所には放射線監視所（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、放射性塵埃を絶えず測定監視する。またさらに敷地内外の植物、地下水、海水、魚類等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、保健管理に万全の策を構ずる予定である。

文 献

- 1) Unpublished Study of Available Date by Ivan F. Weeks, North American Aviation Inc., Dec. 17, 1952.
- 2) Coward, Jones, Dunkls, and Hess. *Min and Met. Investigations Bull.* 30, Carnegie Inst., Tech., (1926).
- 3) H. A. Pray, C. E. Schweickert, and E. F. Stephan, "Explosion Limits of the Hydrogen-Oxygen-Water System at Elevated Temperatures" BM 1-705 (1951).
- 4) R. Wendlandt, "Experimental Investigations Concerning the Limits of Detonation in Gaseous Mixtures" Part I NACA TM 533 and Part II NACA TM 554 (1930).
- 5) B. Lewis and J. B. Friant, *J. Am. Chem. Soc.*, 52, 3905 (1930).
- 6) Dixon, *Phil. Trans. Roy. Soc., A.* 184, 97 (1893), Payman & Walls, *J. Chem. Soc.*, 420, (1923).

- 7) W. Jost "Explosion and Combustion Processes in Gases" (McGraw Hill, New York, 1946).
- 8) "Description and Hazard Analysis of 50 Kilo-watt Homogeneous, Solution Type Research Reaction for Armour Research Foundation" NAA-AER-1135 Rev. P.64 (1954).
- 9) C. Zener and J. H. Holloman, *J. Applied Physics*, **15**, 2232 (1944).
- 10) P. R. Kasten, "Reactor Dynamics of the Los Alamos Water Boiler" C. E. P. Symposium Series, Vol. 50. No. 11 (1954).
- 11) Unpublished Calculations by M. E. Remley, North American Aviation, Inc., July 12, 1954.
- 12) J. W. Flora *et al.*, "Operating Characteristics of the Water Boiler" LRL-151, June 1954.
- 13) R. A. Sulit "Radiological Monitoring During a Water Boiler Type Startup" LRL-99 March, 1954.

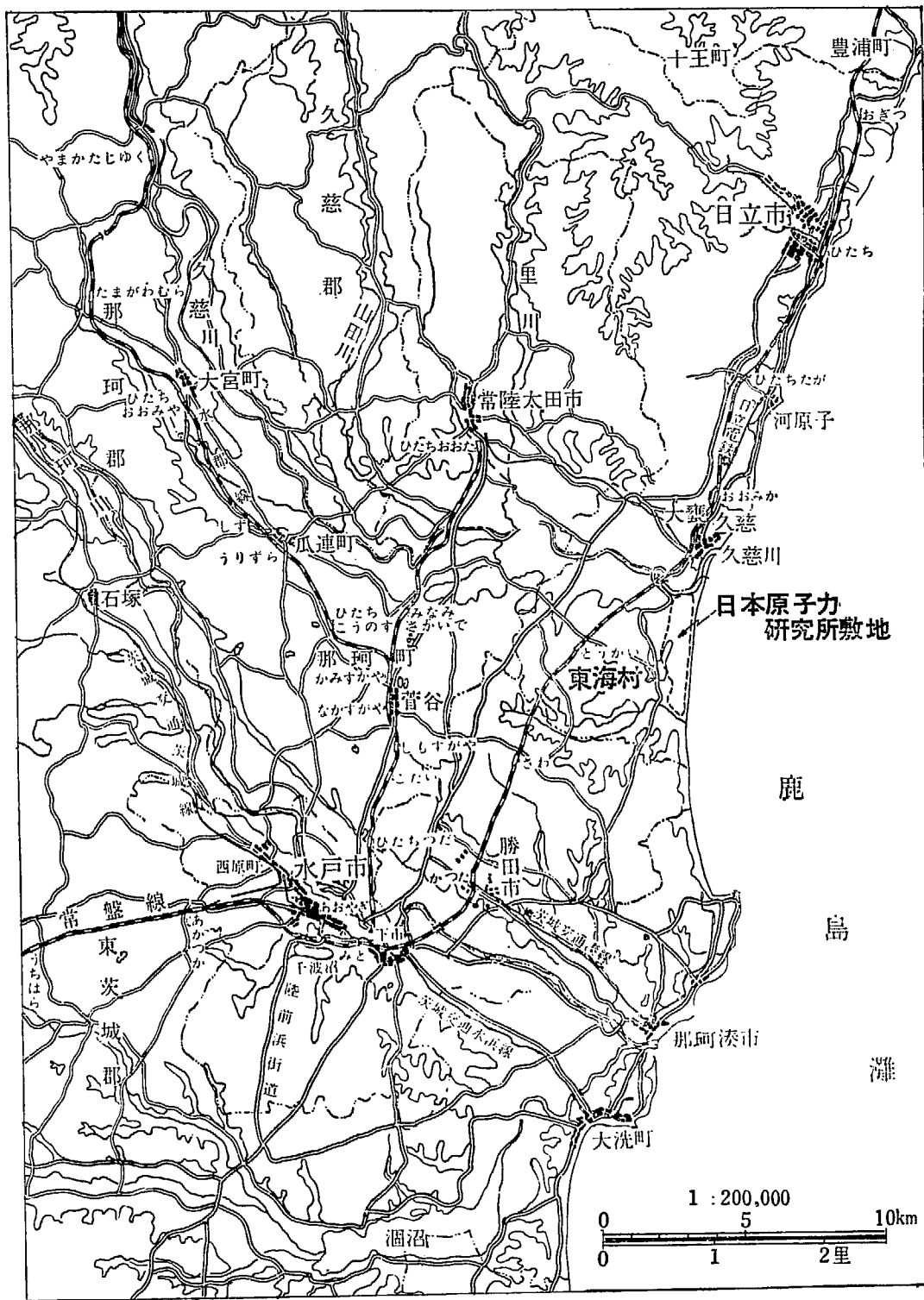


Fig. 1 日本原子力研究所敷地周辺図

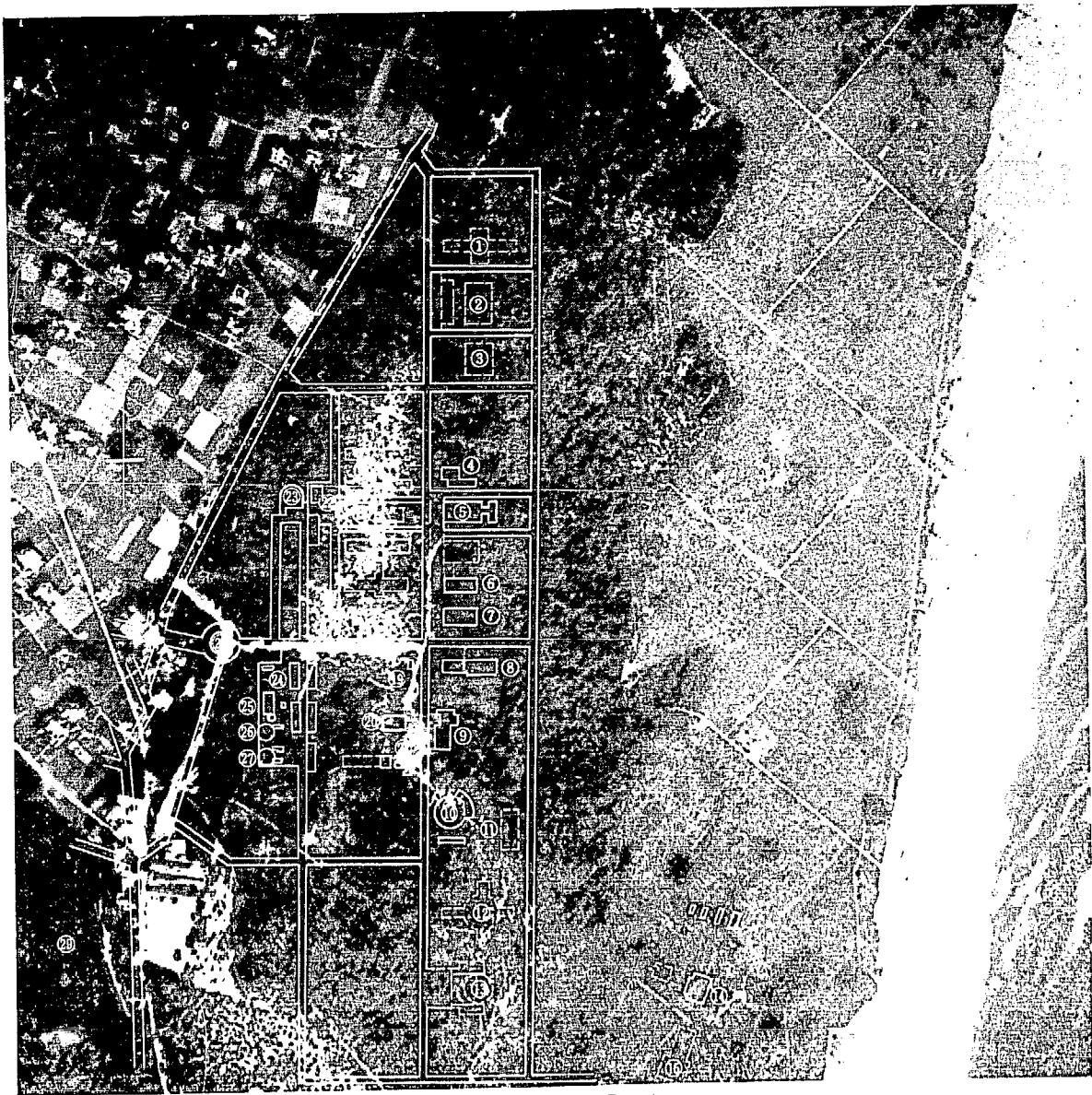


Fig. 2 敷地航空写真

- | | | |
|---------------|-------------|------------|
| ① } 動力用試験炉予定地 | ⑩ ホットラボラトリー | ⑳ 化学工学研究室 |
| ② } 動力用試験炉予定地 | ⑪ 国産一号炉建家 | ㉑ 事務本館及び食堂 |
| ③ } 動力用試験炉予定地 | ⑫ 増殖炉予定地 | ㉒ 講堂 |
| ④ ヴァンデグラフト建物 | ⑬ 廃棄物処理場 | ㉓ 変電設備 |
| ⑤ 工作工場 | ⑭ 燃料再処理場予定地 | ㉔ ボイラー設備 |
| ⑥ " " | ⑮ 研究室 | ㉕ ガス設備 |
| ⑦ 冶金研究室 | ⑯ 図書館 | ㉖ 浄水設備 |
| ⑧ 照射室 | ⑰ 研究室 | ㉗ ロータリー |
| ⑨ JRR-1 建家 | ⑱ 気象観測室 | ㉘ 阿漕ヶ浦 |
| ㉙ 濃縮ウラン重水炉建家 | ㉚ 開発試験室 | |

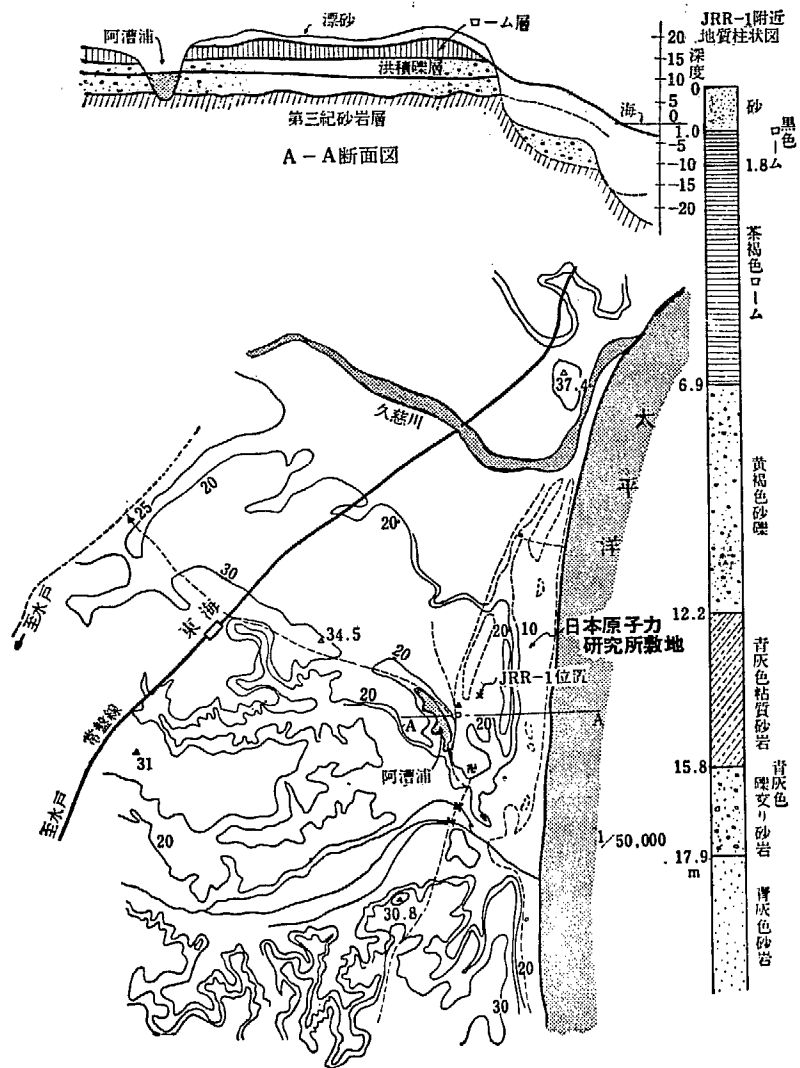
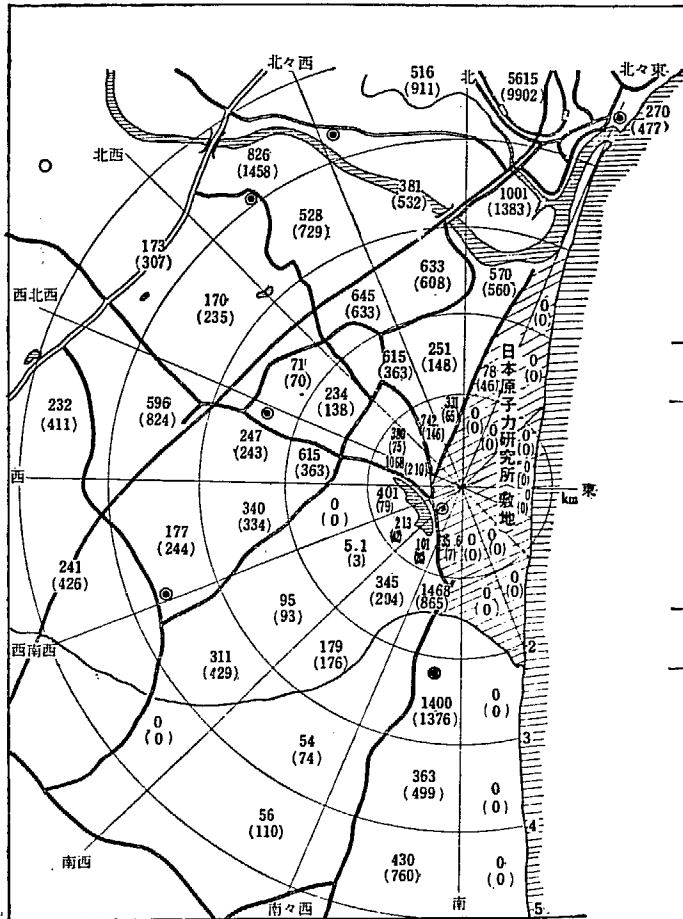


Fig. 3 地質調査図



日本原子力研究所敷地（中心は JRR-1）よりの半径 5 km 以内の総人口各区域面積人口密度

区域距離	実人口 (人)	人口密度(人/km ²) (海まで含む)
0~1 km	644	205
1~2	2130	226
2~3	4093	260
3~4	5040	229
4~5	14780	522
0~5	総人口 26687	341

Fig. 4 敷地より半径 5 km 以内の人口分布図

摘要

上の数字……人口密度 中心は JRR-1 の位置
 括弧内の数字……実人口 1956年6月9日調査

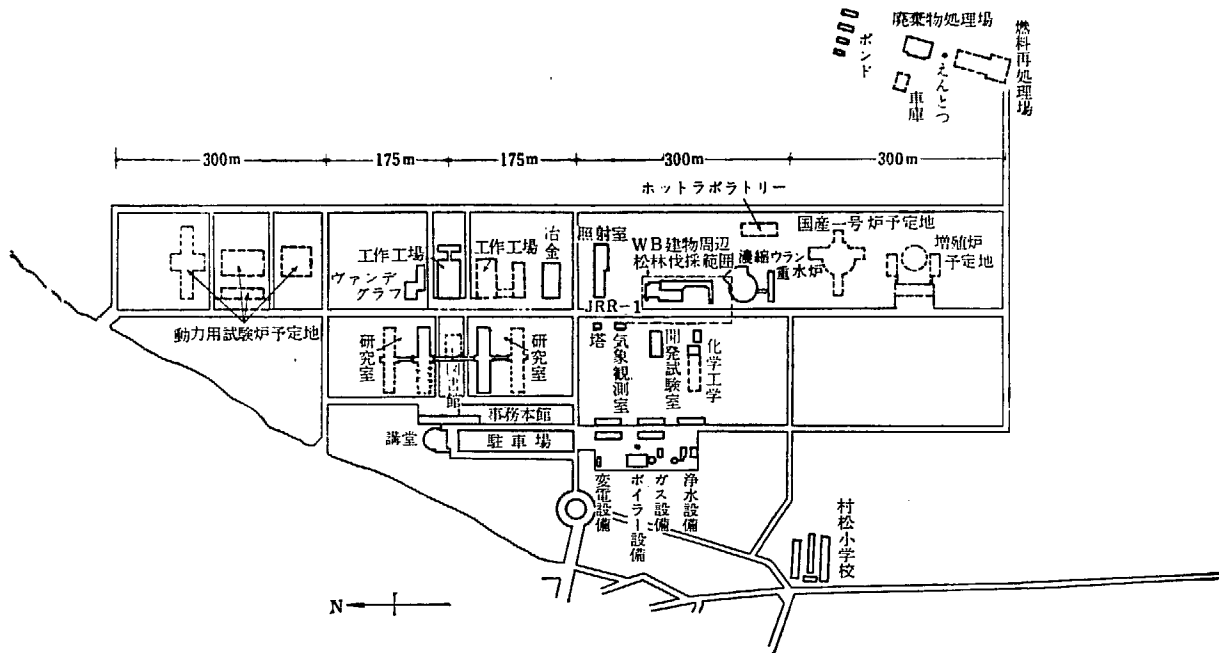


Fig. 5 敷地内建物配置図

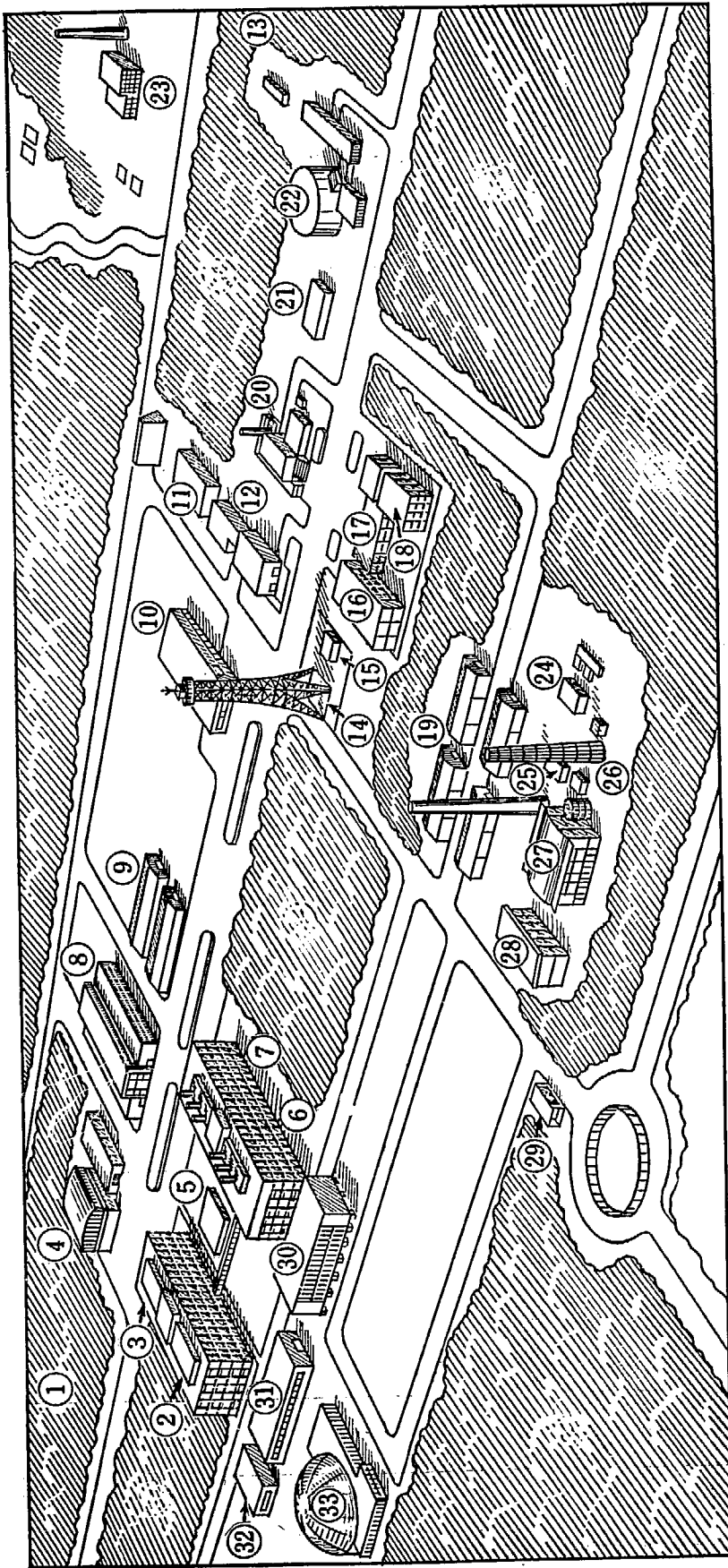


Fig. 6 敷地内建物鳥瞰図

- | | | | | | |
|---|-------|---|----------------|---|------------|
| ○ | 1956 | △ | 12. 照 射 室 | △ | 23. 廃棄物処理場 |
| □ | 1957 | △ | 13. 国産1号所予定地 | △ | 24. 浄水設備 |
| △ | 1958~ | ○ | 14. 気象観測塔 | ○ | 25. ガス設備 |
| | | ○ | 15. 気象観測室 | □ | 26. 浄水塔 |
| | | △ | 16. 閉巻試験室 | △ | 27. ボイラー設備 |
| | | □ | 17. 閉巻試験室 | □ | 28. 変電設備 |
| | | □ | 18. 化工実験室 | □ | 29. 守衛所 |
| | | □ | 19. 倉 庫 | □ | 30. 事務本館 |
| | | □ | 20. JRR-1 | □ | 31. 食堂 |
| | | □ | 21. ホット・ラボラトリー | □ | 32. 車 庫 |
| | | □ | 22. JRR-2 | △ | 33. 講 堂 |

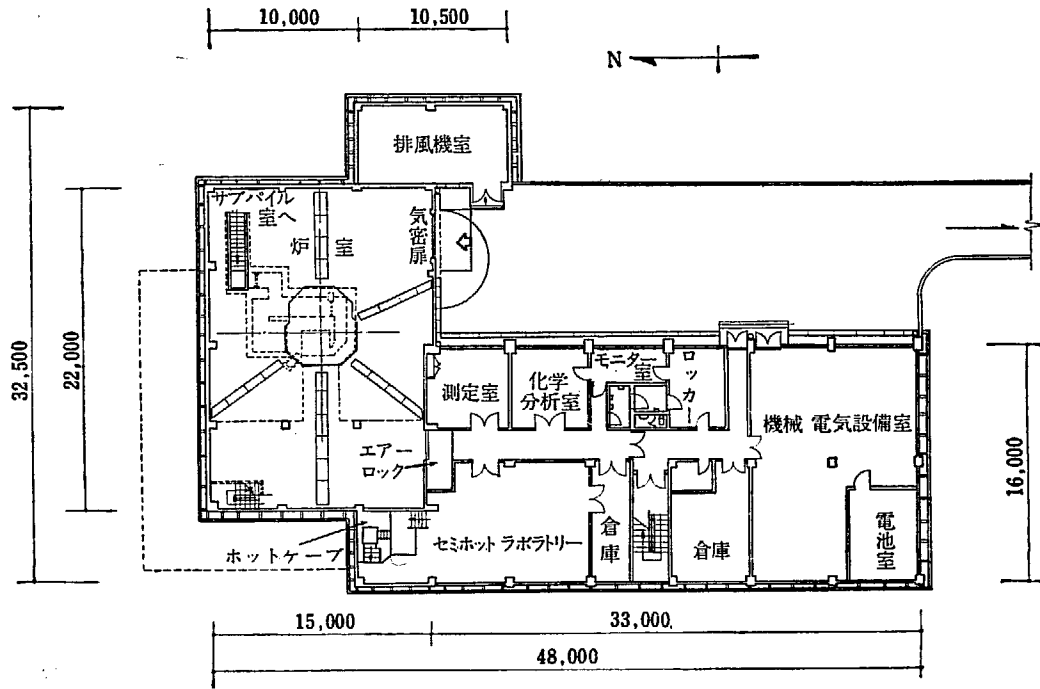


Fig. 7 原子炉建物地階平面図

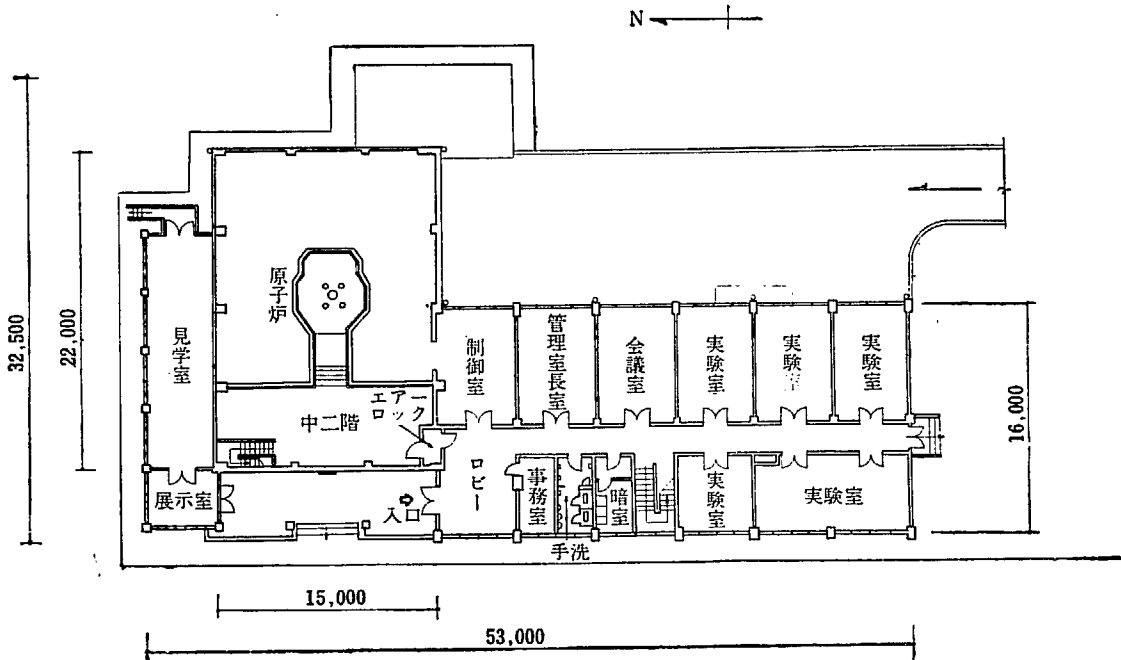


Fig. 8 原子炉建物一階平面図

表 図

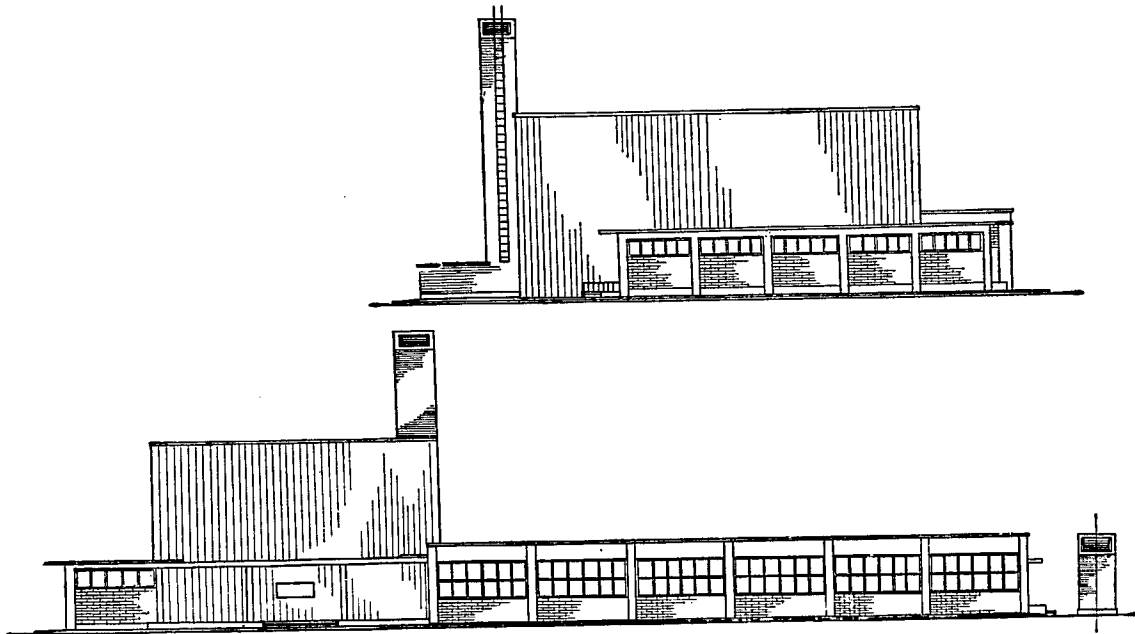


Fig. 9 原子炉建物正面及び側面図

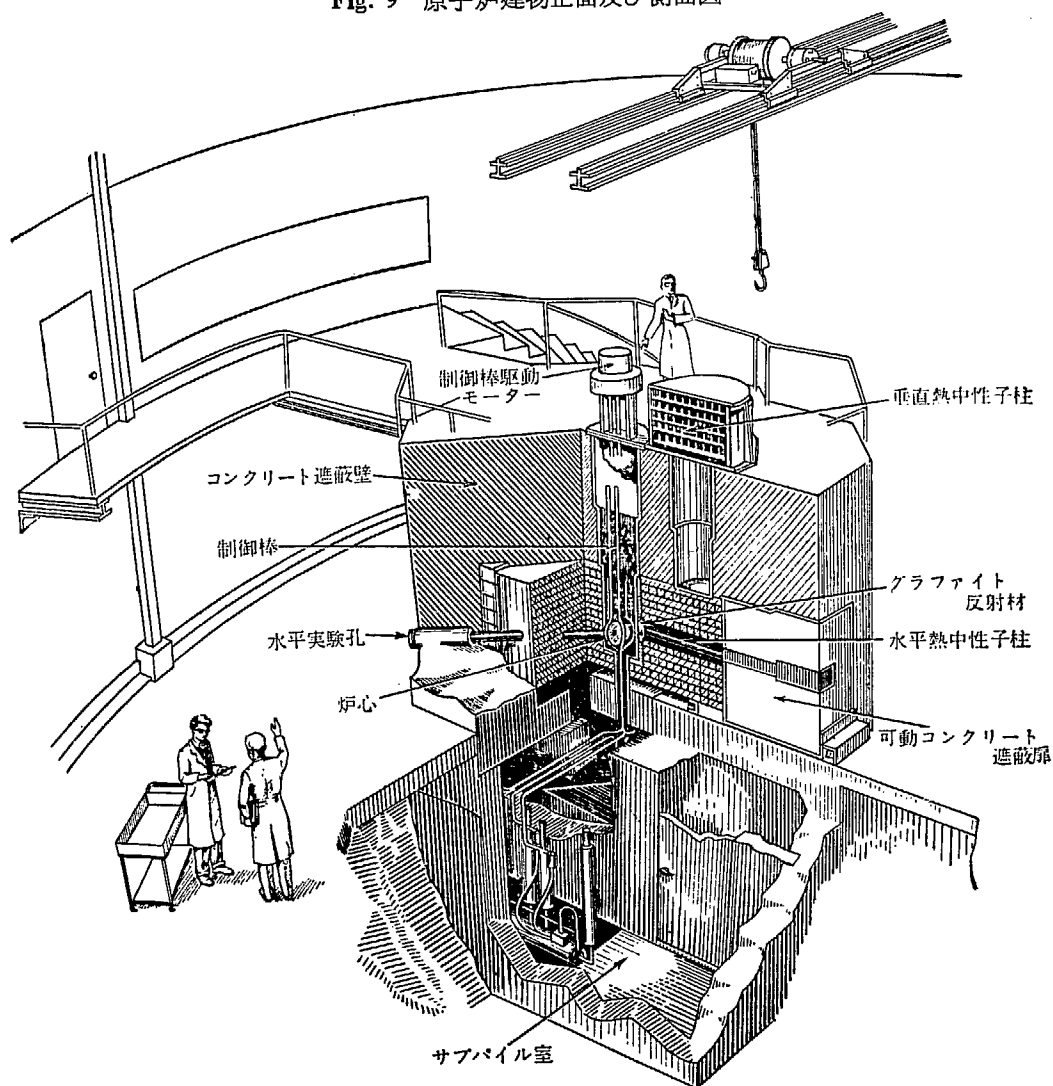


Fig. 10 原子炉見取図

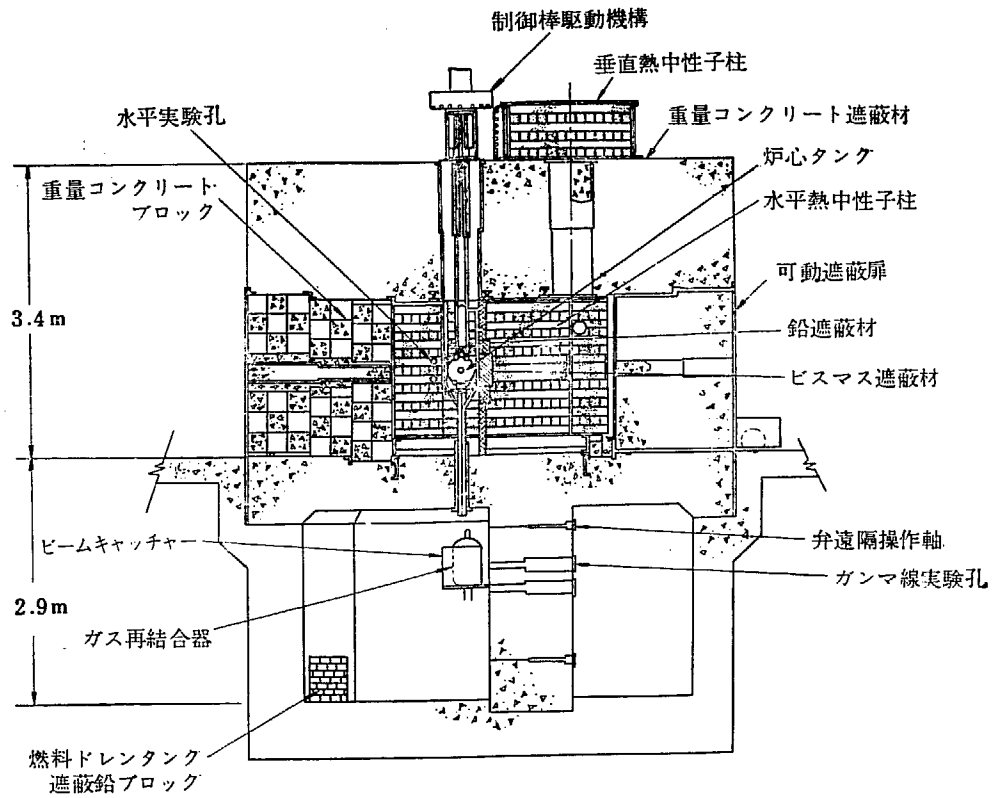


Fig. 11 原子炉垂直断面図

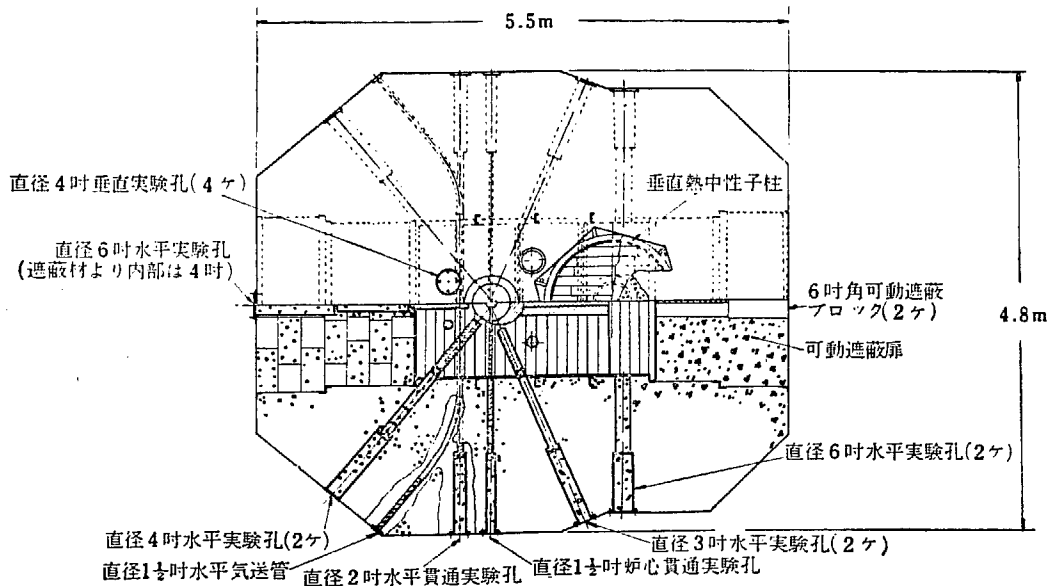


Fig. 12 原子炉水平断面図

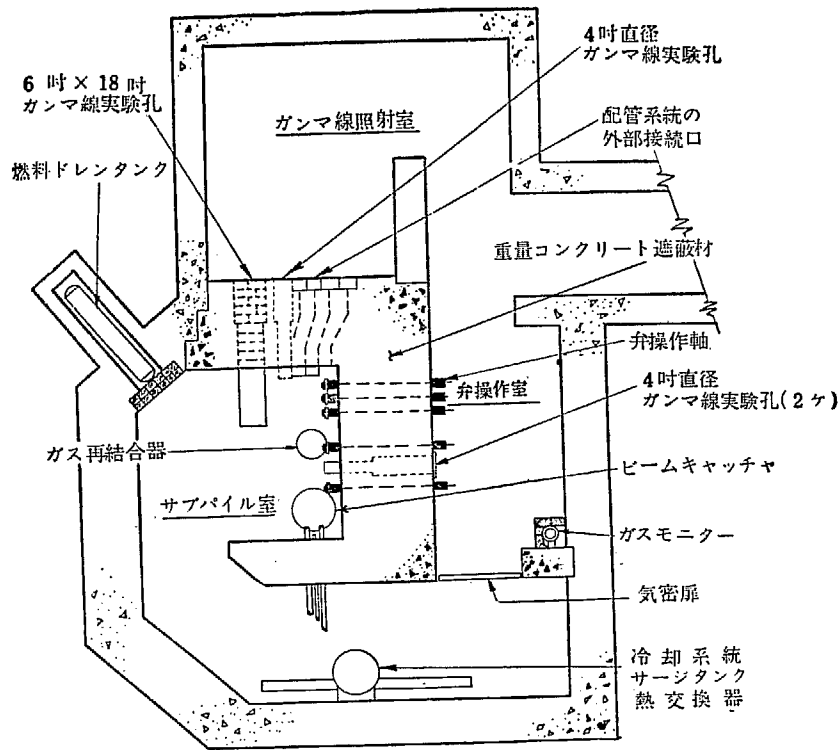


Fig. 13 サブパイル室図

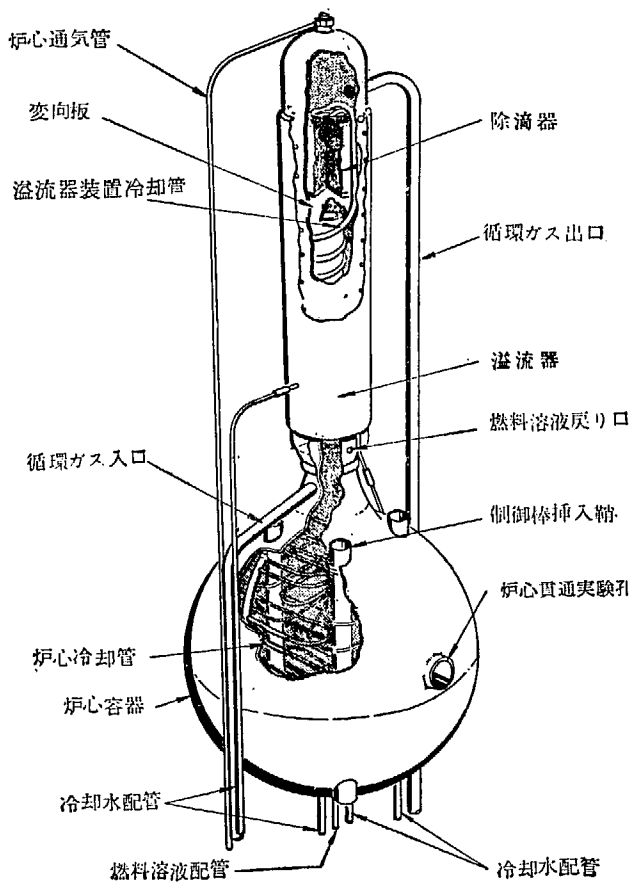


Fig. 14 炉心構造図

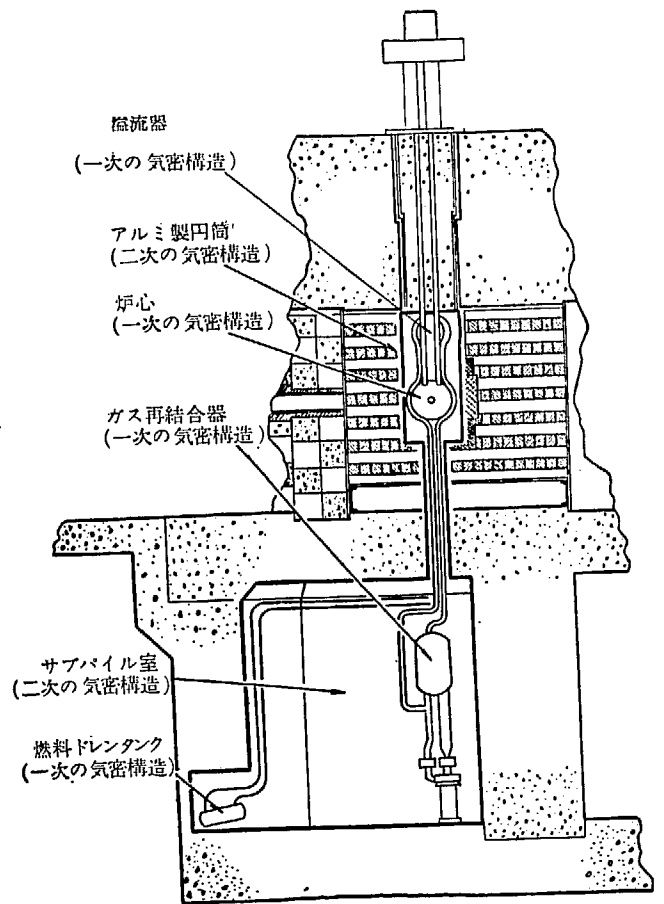
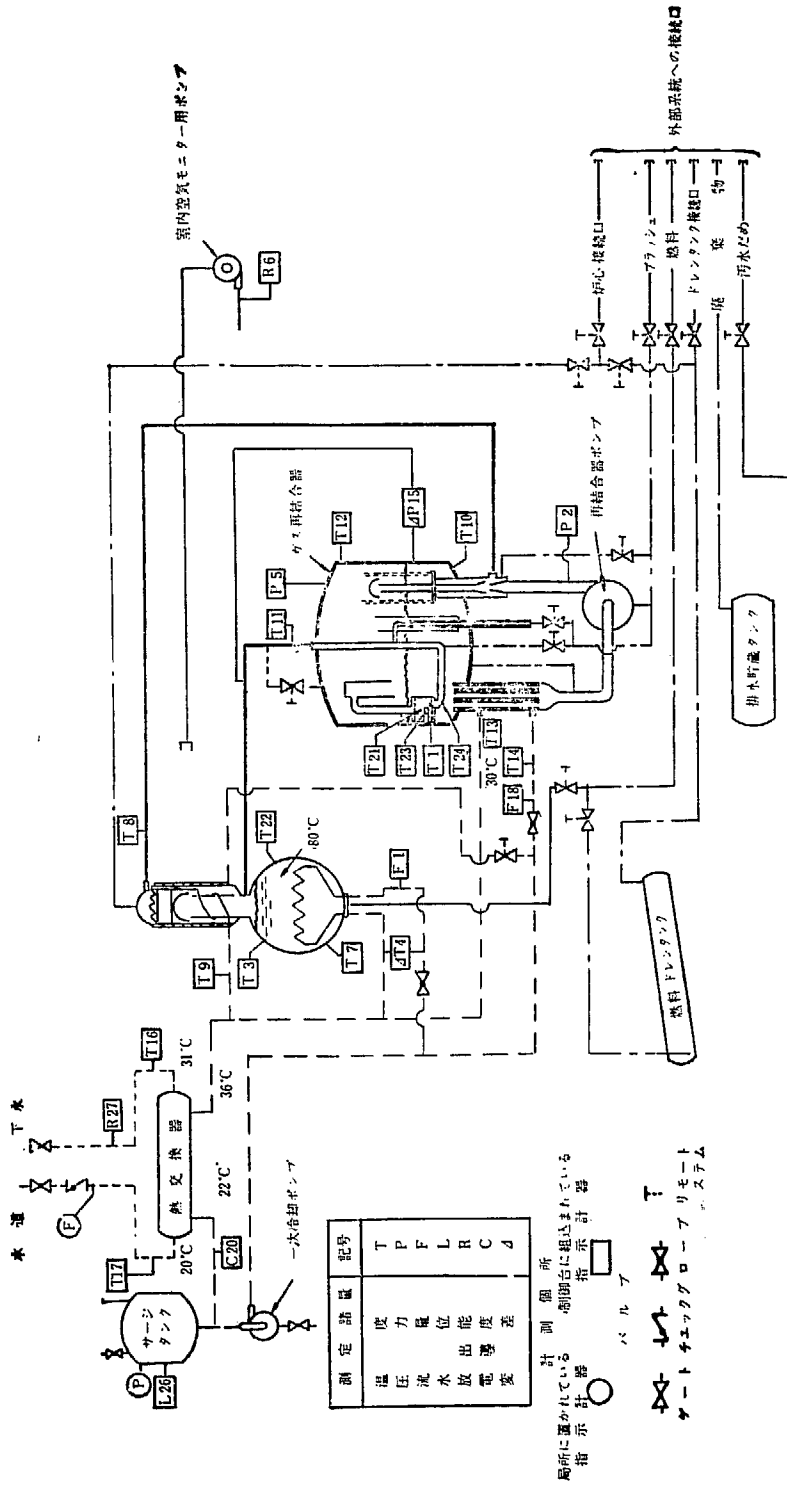


Fig. 15 一次及び二次の気密構造図



測定器量	記号
圧力	T
電位	P
流量	F
水位	L
電圧	R
電流	C
電差	D

計測箇所
 制御室に組込まれている
 局所に置かれている
 指示器
 指示計器
 バルブ
 チェックフローバルブ
 リモートシステム

Fig. 16 配管系統図

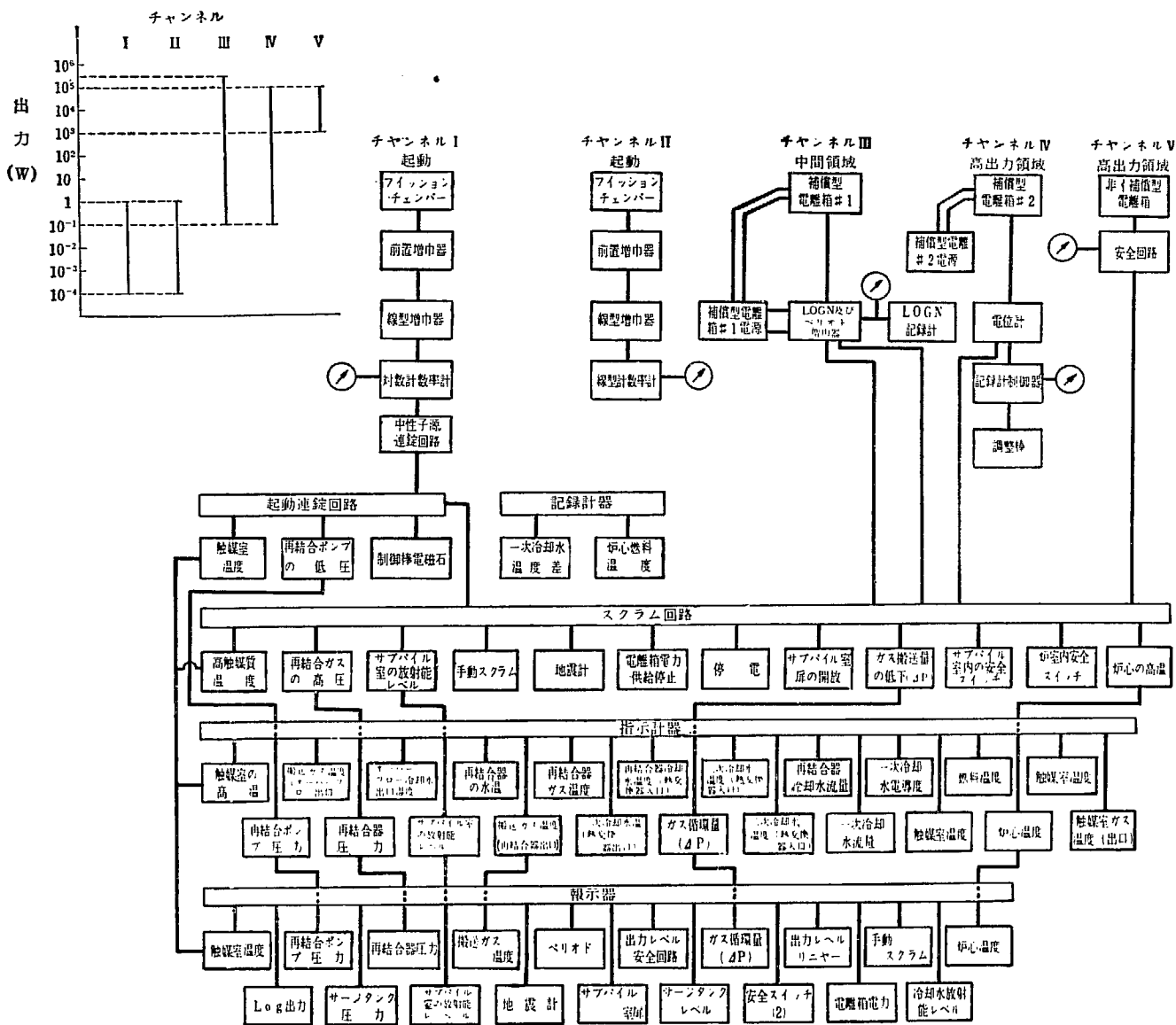
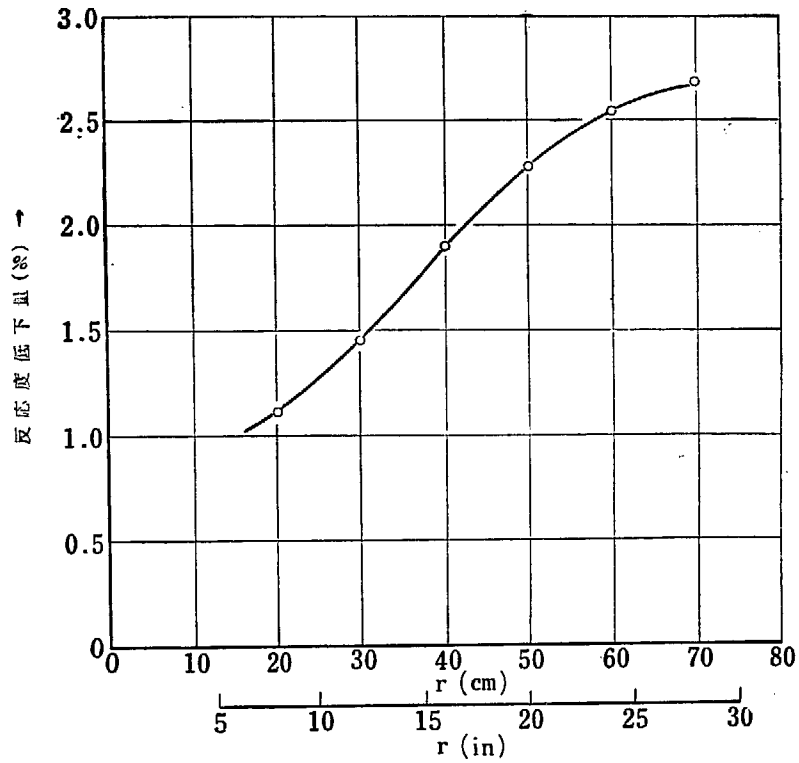


Fig. 17 計 測 系 統 図



溢流器内に移動した溶液の炉心中央よりの距離 →

Fig. 18 溢流器への溶液の移動に伴う反応度低下の図

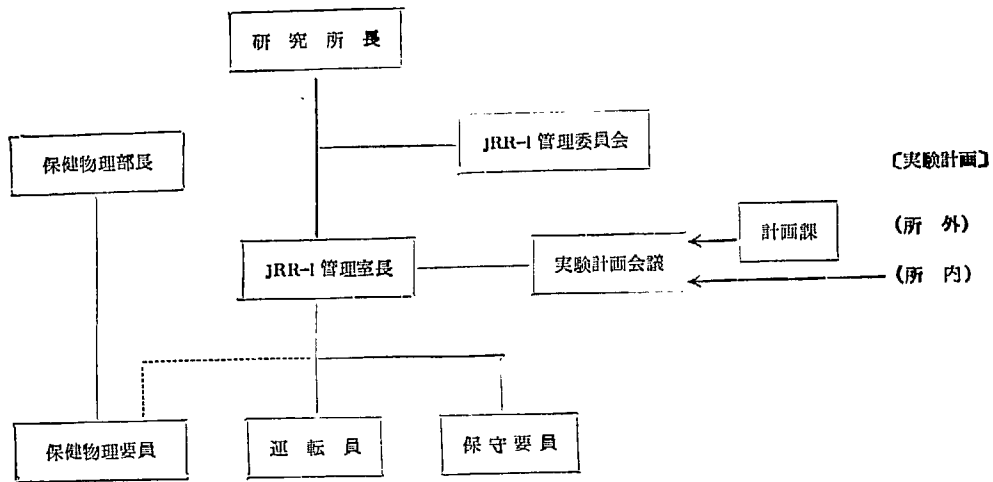


Fig. 19 管 理 機 構 図