

JRR-2の概要と その安全対策

1961年8月

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

JRR-2 の概要と安全対策

要 旨

この資料は茨城県東海村の日本原子力研究所に設置された第2号研究用原子炉 (JRR-2) の概要と安全性についてまとめたものである。

JRR-2 は濃縮ウラン MTR 型燃料要素を用いた重水減速冷却の研究炉で、熱出力 10,000 kW、中性子束密度 10^{14} n/cm. sec を目標とする本格的な研究炉である。

JRR-2 は米国 ANL 研究所の CP-5 と非常によく似た研究炉で、熱出力が 10,000 kW に設計されていること、熱遮蔽に軽水と不銹鋼の層を用いていることがおもな相違点である。JRR-2 は幾重にも安全装置が付加されている上に、最悪の事態においても燃料要素の溶融を防ぐための非常冷却用後備安全装置が付加されており、原子炉自体は気密建物内に設置されている。このため原子炉が暴走し、核分裂により生じた放射性物質が炉外に放出されるような仮想上の最悪の事故が起っても、原子力研究所周辺の一般居住者になんらの危険をもたらしものではない。

この資料は AMF 社の設計をもとにして作成されたものであり、建設の途上において若干の設計変更の箇所があると考えられる。

1960 年 3 月

日本原子力研究所 JRR-2 建設室

Description and Hazard Analysis of Japan Research Reactor (JRR-2)

Summary

The report provides a general description of and the safeguard analysis on the Japan Research Reactor No. 2 (JRR-2), which is located at the Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Japan.

The reactor is essentially a heterogeneous type research reactor, using an enriched U MTR type fuel. It is moderated and cooled by heavy water. The target power level and neutron flux are 10 MW and 10^{14} n/cm². sec.

The reactor is quite similar to the CP-5 at the Argonne National Laboratory, except in the following two points: 1) the thermal output is designed to be 10 MW and 2) the thermal shield employs laminated layers of stainless steel and light water.

The reactor is housed in a gas-tight containment building and incorporates manifold safety devices. Moreover, an emergency cooling system is provided to prevent the fuel elements from melting down, even in case of a catastrophe. Therefore, it is thought that any hazardous condition will not be caused by the reactor in and around the Research Establishment site, by the release of fission gases in such most credible accidents as the run-away.

The report is based on the design by the AMF Atomics for which some modifications will be made in the course of the construction.

目 次

1. 序 論	
2. 敷 地	
2.1 地 勢	2
2.2 地 質	6
2.3 水 理	6
2.4 気 象	7
2.5 地 震	7
2.6 社 会 環 境	8
3. 建 物	
3.1 概 説	9
3.2 炉 室	9
3.3 付属建物および設備	13
3.4 換 気 系 統	18
3.5 給 排 水	18
3.6 非常用電源およびインターホーン装置	18
4. 炉 の 概 要	
4.1 特 性 概 要	22
4.2 炉 本 体	23
4.3 冷 却 系 統	26
4.4 計測制御系統	30
4.5 後備安全装置	34
4.6 実 験 設 備	38
4.7 原子炉付属設備	41
4.8 JRR-2 の燃料	51
5. 設計計算概要	
5.1 核設計概要	52
5.2 炉体の遮蔽	63
5.3 炉付帯設備の遮蔽	66
5.4 熱除去および圧力損失	68
6. 平常運転時の安全対策	
6.1 運転停止後の重水ポンプ室内での曝射率	72
6.2 重水中のトリチウム	74
6.3 煙突から排出される放射性物質の量	74
7. 事故と安全対策	
7.1 概 説	80
7.2 始動時の事故	80
7.3 冷却系の事故	82
7.4 地 震	83
7.5 重水タンクの破損	83
7.6 重水減速材の軽水による希釈	83
7.7 実験孔の破壊	84
7.8 冷却材温度降下の影響	85
7.9 誤った燃料挿入	85
7.10 燃料要素交換時の事故	85
7.11 破損燃料要素の取り扱い	86
7.12 制御装置の事故	86
8. JRR-2 の管理機構	
8.1 管 理 機 構	87

8.2	研究炉運営委員会	88
8.3	実験計画会議	88
8.4	保安対策	88
8.5	保健管理	88
付記 A	急激な反応度変化に対する JRR-2 の動特性	
A.1	1.3% $\Delta k/k$ の階段状変化 (沸騰を考慮しない場合)	90
A.2	1.5% $\Delta k/k$ の階段状変化 (")	90
A.3	2.23% $\Delta k/k$ の階段状変化 (放射性ガス発生および沸騰を考慮した場合)	93
A.4	3.1% $\Delta k/k$ の階段状変化 (")	93
付記 B	考え得る最大の事故における一般公衆への影響	
B.1	事故の仮定	94
B.2	炉心内の核分裂生成物のキューリー数	94
B.3	一般公衆への影響	94
参 考 文 献		97

付 図

第 1 図	日本原子力研究所敷地周辺図	2
第 2 図	敷地航空写真 (1)	3
第 3 図	" (2)	4
第 4 図	敷地内建物鳥瞰図	4
第 5 図	敷地内建物配置図	5
第 6 図	地質調査図	6
第 7 図	敷地より半径 10 km 以内の人口分布図	8
第 8 図	JRR-2 建家地階平面図	11
第 9 図	JRR-2 建家一階平面図	12
第 10 図	JRR-2 建家二階平面図	14
第 11 図	JRR-2 建家断面図 (1)	15
第 12 図	" (2)	16
第 13 図	JRR-2 建家正面および側面図	17
第 14 図	空気調節系統略図	19
第 15 図	電源系統図	20
第 16 図	JRR-2 見取図	21
第 17 図	JRR-2 垂直断面図 (A-A 断面)	24
第 18 図	" (B-B 断面)	24
第 19 図	JRR-2 水平断面図	24
第 20 図	重水タンク, 支持リング, 軽水タンク略図	25
第 21 図	生体遮蔽内各種配管などの追加鉛略図	25
第 22 図	冷却系統図	26
第 23 図	炉室換気系統図	30
第 24 図	制御室内炉制御台および制御盤	31
第 25 図	制御室内ポンプ操作盤および警報盤	32
第 26 図	計測制御系統ブロック・ダイアグラム	35
第 27 図	計測制御系統リレー結線図	36
第 28 図	非常用冷却系統図	36
第 29 図	実験孔配置図	37
第 30 図	熱中性子柱 (遮蔽扉外観)	38
第 31 図	熱中性子柱 (遮蔽扉を引き出した所)	38
第 32 図	水平実験孔外観	39
第 33 図	水平実験孔内部	39
第 34 図	実験用弁箱	39

第 35 図	気送管 (炉面 5#)	39
第 36 図	気送管 (炉面 11#)	40
第 37 図	気送管操作盤	40
第 38 図	アイソトープ・トレン (遮蔽使用引出中)	40
第 39 図	アイソトープ・トレン (炉面 11#)	40
第 40 図	ホット・ケーブル内部	41
第 41 図	燃料交換キャスク	41
第 42 図	燃料交換時非常用冷却水タンク	42
第 43 図	垂直プラグハンドラー	43
第 44 図	垂直プラグハンドラー断面図	44
第 45 図	水平プラグハンドラー	45
第 46 図	水平プラグハンドラー断面図 (1) (水平プラグを取り出すところ)	46
第 47 図	水平プラグハンドラー断面図 (2) (カプセル・ホルダー・コンテナをつけたところ)	47
第 48 図	カプセル・ホルダー	47
第 49 図	重水分析装置	48
第 50 図	ヘリウムガス純化装置系統図	49
第 51 図	重水樹脂塔重水化装置	50
第 52 図	燃料要素断面図	52
第 53 図	JRR-2 炉心部	55
第 54 図	JRR-2 運転中の ^{135}Xe の蓄積	55
第 55 図	JRR-2 停止後の ^{135}Xe の蓄積	56
第 56 図	JRR-2 運転中の ^{149}Sm の蓄積	56
第 57 図	JRR-2 停止後の ^{149}Sm の蓄積	58
第 58 図	制御棒の反応度	58
第 59 図	軸方向の中性子束分布 (制御棒が一番引抜かれた場合)	60
第 60 図	軸方向の中性子束分布 (制御棒が中央まで挿入された場合)	60
第 61 図	Cold clean 状態の半径方向の中性子束分布 (中央垂直実験孔に重水をつめた場合)	61
第 62 図	Hot dirty 状態の半径方向の中性子束分布 (中央垂直実験孔に重水をつめた場合)	61
第 63 図	上部反射体の厚さと実効増倍率	62
第 64 図	重水の濃度と実効増倍率	62
第 65 図	安定原子炉周期-反応度曲線	64
第 66 図	ガンマ線減衰係数	66
第 67 図	燃料交換時のプールにおける関係位置	68
第 68 図	重水ポンプ室の壁厚 (1)	68
第 69 図	〃 (2)	69
第 70 図	ホットケーブル周囲の曝射率	70
第 71 図	JRR-2 出力 11.5 MW 入口温度 115°F (46.1°C) の場合の冷却曲線	73
第 72 図	重水ポンプ室内の曝射率	73
第 73 図	イオン交換樹脂塔鉛遮蔽表面における曝射率	76
第 74 図	年間風向頻度	77
第 75 図	^{41}Ar の年間平均濃度および短時間の気象型に対する濃度	78
第 76 図	無風状態時における ^{41}Ar からの曝射率	84
第 77 図	中央垂直実験孔に重水が浸入した場合の出力変化	97
第 78 図	JRR-2 管理機構	91
第 79 図	+1.3 % $\Delta k/k$ 階段状反応度変化による出力変化	91
第 80 図	+1.5 % $\Delta k/k$ 階段状反応度変化による出力変化	92
第 81 図	+2.23 % $\Delta k/k$ 階段状反応度変化による出力変化および燃料被覆温度 (放射性ガス発生および沸騰を考慮した場合)	92
第 82 図	3.1 % $\Delta k/k$ 階段状反応度変化による出力変化および燃料被覆温度 (放射性ガス発生および沸騰を考慮した場合)	92
第 83 図	考え得る最大の事故における一般公衆への影響	96

付 表

第 1 表	JRR-2 建家敷地の海拔高度および地耐力	6
第 2 表	東海村周辺における年平均地震回数	7
第 3 表	周辺都市までの敷地からの距離およびその人口	8
第 4 表	実験孔および付属設備	24
第 5 表	重量コンクリートの成分	25
第 6 表	重水の仕様	26
第 7 表	燃料の炉内使用条件	51
第 8 表	反応度係数および制御棒反応度	53
第 9 表	実験孔の影響	53
第 10 表	主な核特性	53
第 11 表	^{235}U 臨界質量	57
第 12 表	遅発中性子の割合と崩壊定数	63
第 13 表	熱遮蔽がない場合の、コンクリート壁に入射する炉心ガンマ線束	63
第 14 表	熱遮断がある場合の、コンクリート壁に入射する炉心ガンマ線束	63
第 15 表	コンクリート壁に入射するガンマ線および中性子エネルギー	64
第 16 表	コンクリート壁の温度上昇	64
第 17 表	重水表面における放射線束	64
第 18 表	計算に用いた上部プラグの成分	65
第 19 表	上部プラグ中のガンマ線減衰係数	65
第 20 表	熱中性子柱内の放射線束	65
第 21 表	実験孔プラグへの入射および透過放射線束	66
第 22 表	使用済み燃料貯蔵プールのコンクリート壁外面での曝射率	66
第 23 表	重水ポンプ室の壁厚を 6 ft (1.83 m) とした時の壁外面での曝射率	67
第 24 表	重水ポンプ室の壁厚に補正を施した時の壁外面での曝射率	67
第 25 表	燃料板表面温度計算の際の安全係数	70
第 26 表	冷却水中のアイソトープの平衡放射能	72
第 27 表	運転停止直後のイオン交換樹脂塔側面の曝射率	72
第 28 表	煙突から排出される放射性物質の量	75
第 29 表	風向頻度および気象分類型の発生頻度	76
第 30 表	^{41}Ar の年間平均濃度	76
第 31 表	無風継続時間と ^{41}Ar からの線量、線量率および気塊半径率	78
第 32 表	無風状態時における ^{41}Ar からの年間上限線量	79
第 33 表	10 MW, 60日運転, 炉停止直後の炉心内にあるキューリー数	94
第 34 表	許容線量	95
第 35 表	1 キューリー放出の際の被曝量	95
第 36 表	一般公衆への影響 (距離 300m)	95

1. 序 論

第1号原子炉 JRR-1 の完成にひきつづき、日本原子力研究所東海研究所には、熱出力 1 万 kW の研究炉 JRR-2 (Japan Research Reactor No. 2) が第2号炉として現在建設されている。この炉は通称 CP-5型と呼ばれ、20%濃縮ウラン板状燃料を用いた重水減速の非均質炉で、利用し得る最大の熱中性子束密度は 1×10^{14} n/cm² sec 以上を予定している。この原子炉は重水減速型であるため、中性子の平均寿命が長いなど安全性に富む上に、必要とする濃縮ウランの量が少なく、かつ熱中性子束密度が大であり、中性子束密度の高い部分の容積が大きく、したがって多くの実験設備が設けられるなどの利点がある。この原子炉が完成のあかつきには日本原子力研究所のみならず、わが国の研究炉のもっとも有力なものの一つとして、各方面の基礎研究に利用されるとともに、今後の原子力開発に必要な各種試験に活用されることが期待されている。

日本原子力研究所は、この原子炉の製作について、米国アメリカン・マシン・アンド・ファウンダリー社 (AMF 社) と契約をおこなっているが、炉の一部部品の製作は、AMF 社の下請会社として、三菱原子力

工業株式会社がこれにあたることとなっている。

さて、本文中にのべられているように、この原子炉には運転中に起りうる突発的事故に対し、十分な安全装置がほどこされている。

また、平常運転中実験孔内などで生ずる ⁴¹Ar については、高さ 40m の排気用煙突から放出されるのでいかなる場所においても許容量を越えることはない。炉室は 4.5mm 鋼板でおおわれて気密構造となっている。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などが外部で起らぬよう、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 JRR-1 の経験にもとづき、組織されるので炉の運転、管理、利用が効果的にこなわれることが期待される。また、平常は運転中の保健管理にも重点がおかれる。

結論として、この原子炉はわが国におけるもっとも有力な研究炉の一つとして運転利用されるが、この場合考えられるいかなる事故に対しても、周囲になんらの危険をもたらしものではない。

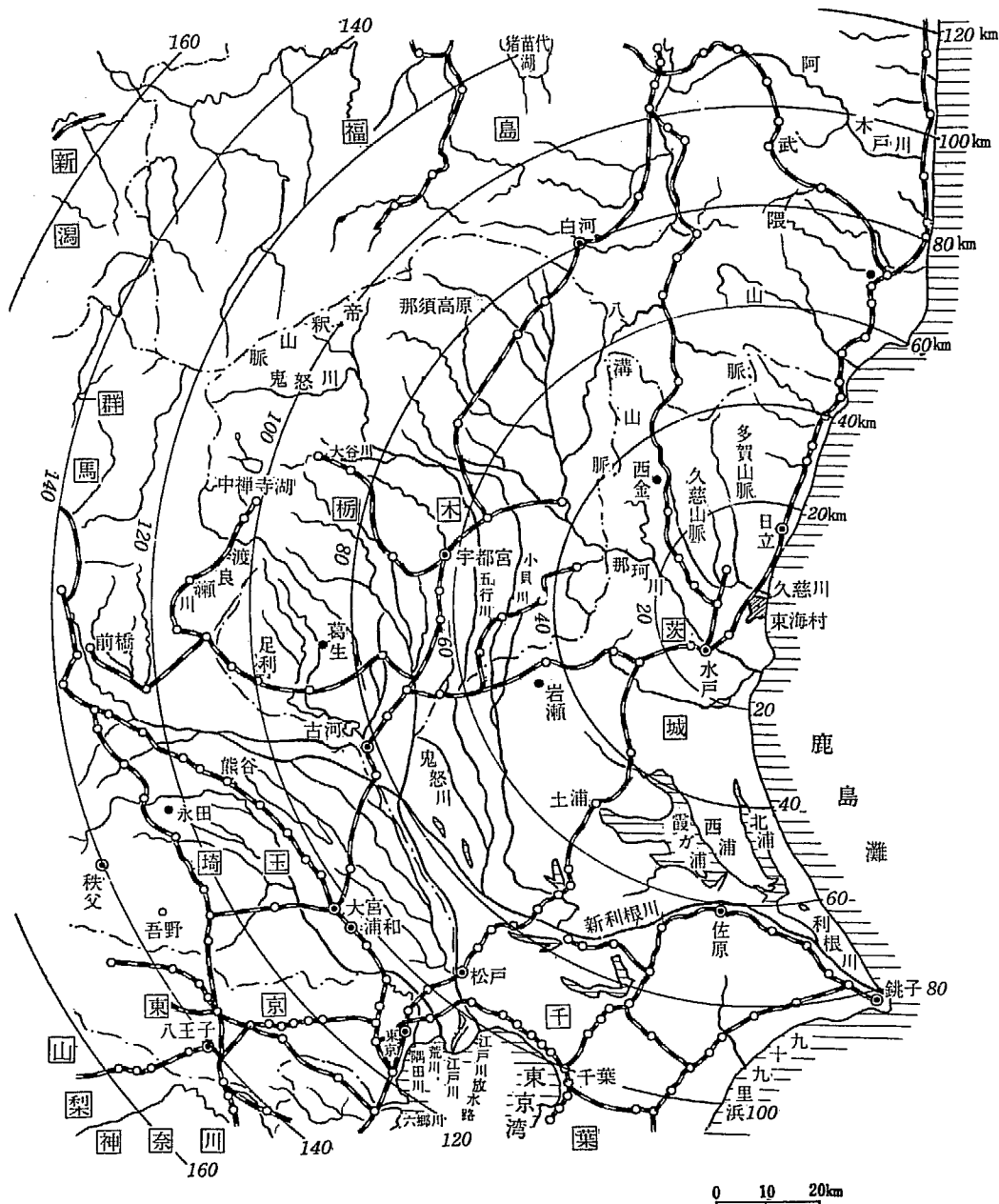
2. 敷 地

2.1 地 勢

JRR-2 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、東京から北東約 120 km、

水戸から北東約 15 km にある。(第1図参照)

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



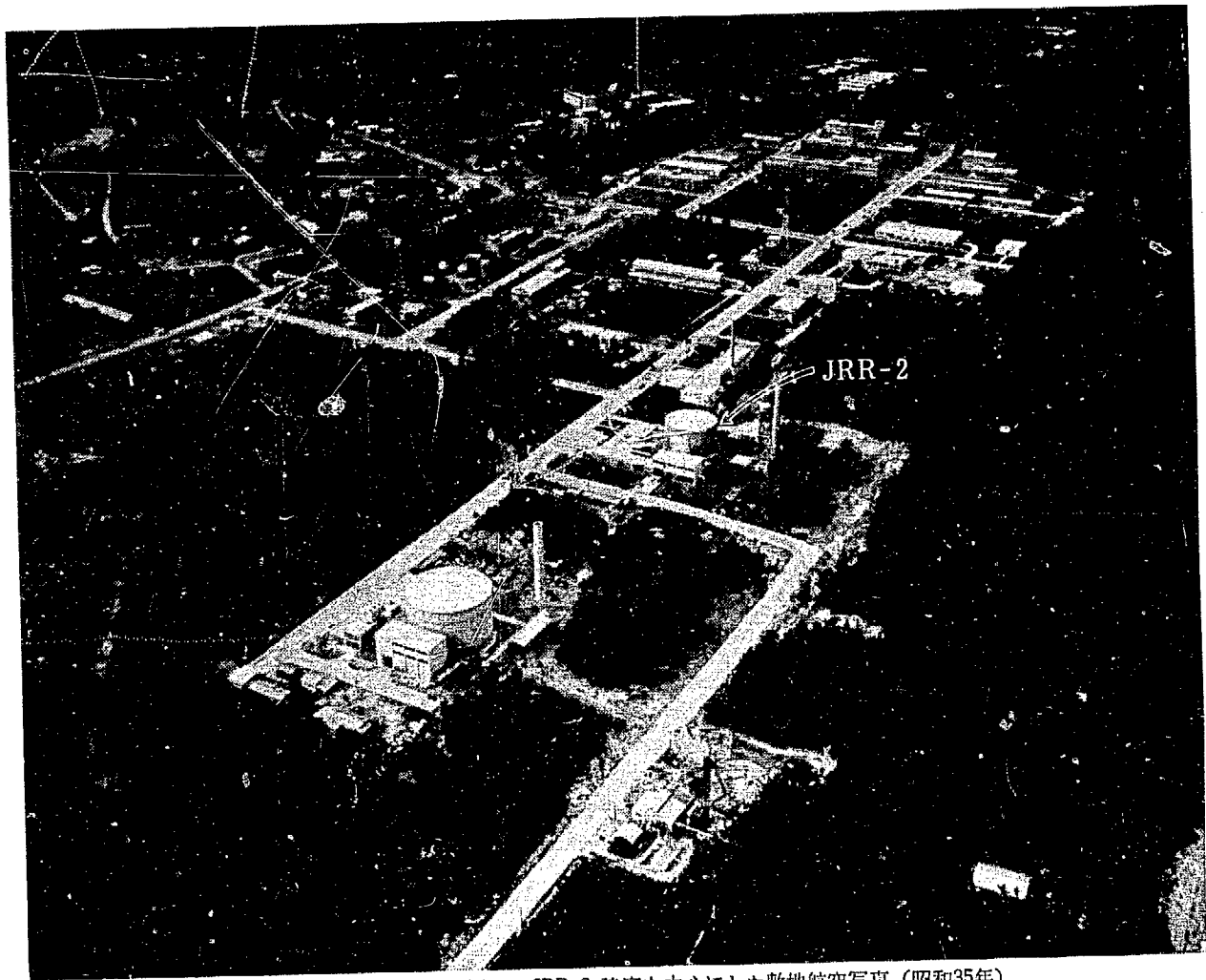
第 1 図 日本原子力研究所周辺地勢図

体南と西が開けている。研究所の敷地は約 105 万坪で海岸から 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。海岸沿いにつらなる砂丘の漂砂に生じた松の密林が周囲一

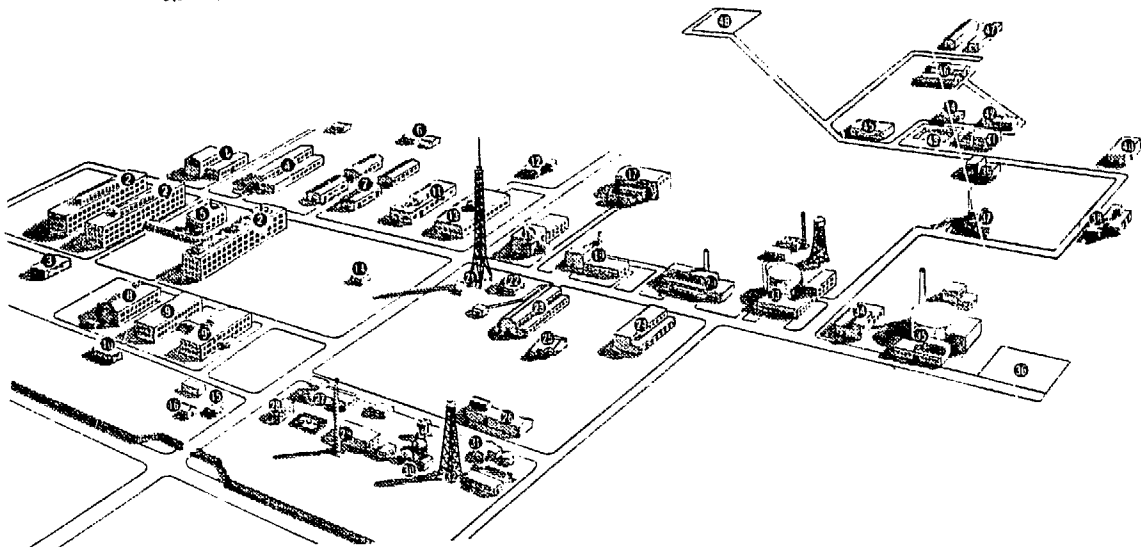
帯に拡がっており、西に隣接して約 2 万坪の湖水阿漕ヶ浦がある。海拔高度は 20~25 m で、敷地内は 5 m 位の高低がある。(第 2, 3 図参照)



第 2 図 敷地航空写真(1)一(着工前)



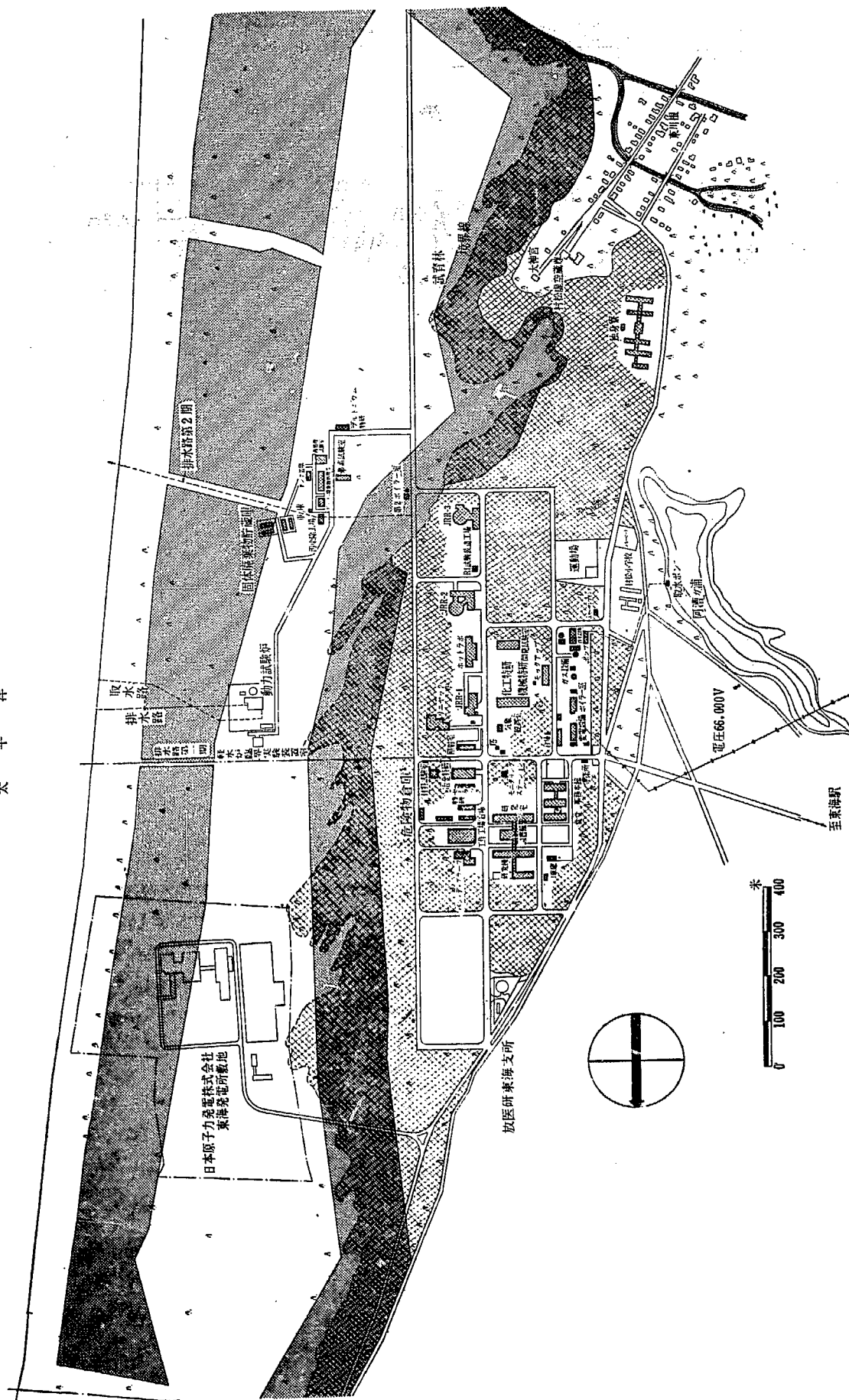
第3図 敷地航空写真(2)——JRR-2 建家を中心にした敷地航空写真(昭和35年)



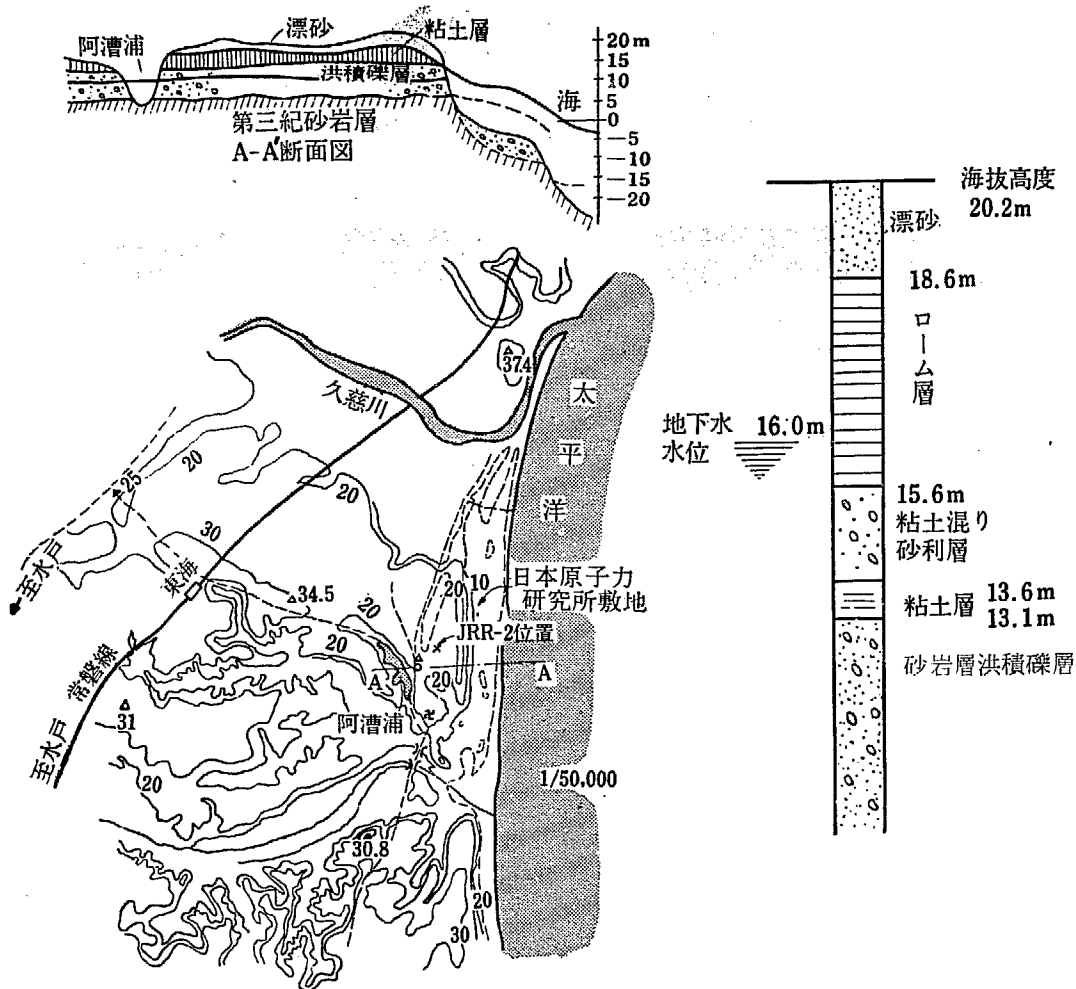
第4図 敷地内建物鳥瞰図

- ①原子核物理特別研究室 ②研究棟 ③車庫 ④工作工場 ⑤図書館 ⑥危険物倉庫 ⑦倉庫 ⑧食堂 ⑨事務棟 ⑩生活協同組合購買本部 ⑪セラミック特別研究室 ⑫材料試験室 ⑬ヤ金特別研究室 ⑭モニタリングステーション ⑮正門詰所 ⑯見学者休憩室 ⑰リニアック室 ⑱コバルト60ガンマ線照射室 ⑲JRR-1 原子炉 ⑳ホットラボラトリ ㉑気象観測塔 ㉒気象観測室 ㉓化工・機械特別研究室 ㉔開発試験室 ㉕高温高圧ループ建家 ㉖モックアップ試験室 ㉗倉庫 ㉘変電室 ㉙第1ボイラー室 ㉚ガス施設 ㉛ポンプ室 ㉜浄水施設 ㉝JRR-2 原子炉 ㉞ラジオアイソトープ試験製造工場 ㉟JRR-3 原子炉 ㊱JRR-4 整地 ㊲第2ボイラー室 ㊳プルトニウム特別研究室 ㊴フッ素実験室 ㊵再処理試験室 ㊶廃棄物処理場 ㊷廃液タンク置場 ㊸廃液ポンド ㊹車庫 ㊺汚染除去場 ㊻固体廃棄物貯蔵庫 ㊼廃棄物貯蔵庫 ㊽JPDR 敷地

太平洋



第5図 敷地内建物配置図 (敷地暗色部分は防風林として松林を残す地帯)



第6図 地質調査図

2.2 地 質

JRR-2 建家の敷地は阿漕ヶ浦東方約600m, JRR-1 建家の南方約 200m の台地にあり、台地の外表面は約 1.6 m 厚の漂砂で覆われ、その下約3 m 厚さのローム層、さらに約 2.0 m 厚の粘土混り砂利層があり、その下に 0.5 m 厚さ程度の粘土層を介して洪積礫層があり、最下層は第三紀の砂岩層となっている、(第6図)

台地より海寄りの低地部分は砂利まじりの砂からなる段丘で、その厚さが 10~17 m に及ぶものであり、洪積礫層および第三紀層はさらに深部にある。

JRR-2 建家の敷地内の地耐力試験の結果は第1表のごとくである。

第1表 JRR-2 建家敷地の海拔高度および地耐力

	海 拔 高 度	地 耐 力
炉 室	11.5 m	35 ton/m ²
付属建家南北棟	14.6 "	28
付属建家東西棟	18.6 "	12

2.3 水 理

敷地の北を東西に流れる久慈川は河口から 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 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 で面積約 2 万坪を占め、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 20.2 m であり、地下水位は約 16.0 m である。阿漕ヶ浦水位の海拔高度は 15.8 m であるが、敷地内各部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等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 を示すにすぎないことから、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

東海村周辺で観測された過去資料により、研究所敷地近傍の気候ならびに気象状態を推定すれば次のとおりである。

気 温 年平均気温は 13°C 弱で東京より約 1°C 低い。

夏の最高は8月に現われ、この月の平均は 25°C 、冬の最低は1月で平均気温は 2°C である。

最近5カ年間の最高は約 34°C 、最低は -13°C であった。気温日較差（その日の最高、最低の差）は冬、春に大きく 12°C 前後、夏は約 8°C となっている。

最近5カ年間の日較差の最大は 21°C であり、2月下旬に起っている。

湿 度 湿度は夏高く冬低い。夏における月平均湿度は85%、冬は70%となる。研究所近傍は夏季霧の発生を見ることが多いが、そのさいは湿度100% または、それに近くなる。冬の季節風時には低湿となり、過去において12%を観測した例がある。

降水量 一年間の総降水量は1,400 mm 程度である。月別にみると9月、10月が最も多く、180~190 mm であり、冬期は少なく、1月の月平均降水量は約45 mm である。

風向、風速 春には風向は一定していないが、北または北西の風が比較的多く、南寄りの風がこれにつぐ。風速は2~4 m/sec である。ただし、この季節には時として低気圧通過による強風が吹き、そのさいの風速は20 m/sec 位になる。夏は北々東から北東の風が多く、次に南風の順となっている。風速は2~6 m/sec である。秋は北々東から北東の風が多く、北西がこれにつぐ。この季節には台風が襲来するが、そのさいには風雨ともに強くなる。平常は4~6 m/sec の風速である。台風時には23 m/sec 程度の強風となる。冬は北西または西北西の風が卓越し、ついで北または東寄りの風が多い。風速は2~4 m/sec の範囲のことが多い。

気圧変化 気圧変化が大きいののは低気圧の通過時であるが、気圧下降率の最大を過去資料により調べると11.2 mb/hr となっている。

気温逆転層（気温垂直分布） 放射性のガスや細塵がダクト、煙突等を通じて大気中に放出される場合、それらが周囲へ拡散する度合はその時の気温垂

直分布によって異なる。200~300 m の低空にいわゆる逆転層が長期間存在することは好ましくない。それ以上の高い逆転層ならばその存否は煙突その他から放出される放射性廃棄物の拡散にはあまり影響はない。そこで東海村上空の気温垂直分布、したがってまた逆転層に注目する場合、比較的低空のみを対象とすれば十分である。元来、気温逆転なる現象は高低、強弱を問わなければ全国至る所にほとんど毎日観測されるものである。

東海村上空の気温垂直分布の実測は去る1958年4月以降開始されたばかりで、一般的な傾向を論ずるには資料不足である。そこで上記の実測値ならびに日立における過去資料を参考として推定すると次のとおりである。

東海村は一般的にみて、海に近いことと平地であることによって山間盆地に比較して逆転層は形成され難い。したがって発生頻度は少ないと推定される。年間を通じては、暖候期に発生する逆転層は比較的高く（1,000 m 以上）、寒候期には低空（200 m 以下）に発生することが多い。また、低空の逆転層は夜間に出現し日中は消滅する。高空のものは長いときは数日間持続することがある。いずれにしても東海村上空が他の場所に比べて逆転層発生回数が特に多い理由はないと思われる。

以上のほか、敷地内の微気象的な特性として周囲に松林のあることがある。松林の存在は風速を弱める作用をする上、林内空気を滞留させ、林外との交流をさまたげる。一方、大気の流れの中に多数のうずを発生させる結果、拡散係数を大きくさせ、したがって拡散を早める作用がある。

2.5 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

第2表 東海村周辺における年平均地震回数

震 度 1 (微震)	0.8~ 2.5gal	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 回

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第 2 表のごとくである。

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、研究所の建設にあたっては、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拡がり、約 3 km 西を国鉄常磐線が、また約 5 km 西を第 6 号国道 (陸前浜街道) がそれぞれほぼ南西から北東に通っている。北は敷地北端に隣接して久慈川が東西に流れ、河口をへだてて久慈港に相對している (第 1 図～第 3 図参照)。

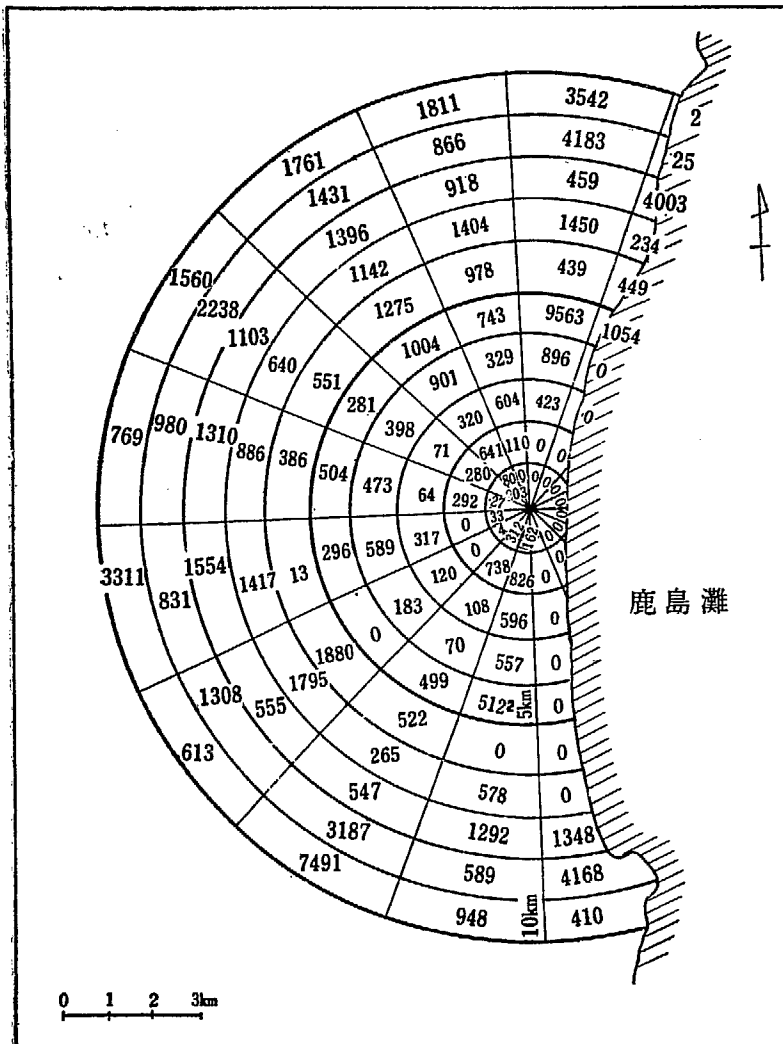
東海村は戸数約 1,900 戸で、JRR-2 を中心とする半径 10 km 以内の総人口は、1958 年 6 月現在 98,096 人、人口密度は 502 人/km² で、その分布のもようは第 7 図に示してある。

また近接する都市の人口および敷地からの距離は、次に示すとおりである。

第 3 表 周辺都市までの敷地からの距離およびその人口

(JRR-2 から市街中心部までの直線距離: km) 人口 (1958)

勝田市	10	38千人
常陸太田市	11	39 "
那珂湊市	13	34 "
水戸市	15	122 "
日立市	16	145 "



区域距離 (km)	実人口 (人)	人口密度 (人/km ²) (海を含まない)
0～1	821	261
1～2	2,887	426
2～3	2,723	274
3～4	4,396	333
4～5	14,456	856
5～6	6,493	319
6～7	9,811	404
7～8	14,485	507
8～9	19,806	551
9～10	22,218	610
0～10	98,096	502

日本原子力研究所敷地 (中心は JRR-2) から半径 10 km 以内の総人口および各地域面積人口密度 1958 年 6 月調査

第 7 図 敷地から半径 10 km 以内の人口分布図

3. 建 物

3.1 概 説

JRR-2関係の建物は、放射線管理区域と非放射線管理区域にわけられる。放射線管理区域は、炉室と、付属建物南北棟一階の一部および東西棟を含み、非放射線管理区域としては南北棟一階の残りの部分と地階からなる。

このほかに上記の建物と離れて冷却塔、排気用煙突、非常用室、廃棄物用タンク室、高架水槽などがある。

原子炉を設置する建物、すなわち炉室は、厚さ 4.5 mm の鋼板外被を有する気密構造である。設計強度は 1 気圧から内圧 + 0.4 psi (2.72×10^{-2} 気圧) 外圧 + 0.1 psi (6.81×10^{-3} 気圧) に対して安全であるように設計されている。

炉室は厚さ 2.5 m、直径 25.5 m の鉄筋コンクリートの基礎の上に設置された、半球状の屋根を有する正 27 角形の建物で、外面の鋼板被覆は基礎コンクリートの底の近くまで下り、また基礎コンクリート下部および外側のアスファルト防水層は地表面近くまで立ち上って、たがいに接続され気密構造となっている。

この気密構造の中には、原子炉および付属設備、制御室、重水ポンプ室、使用済み燃料貯蔵プール、ホットケープ、換気装置等が設置される。この気密構造への出入りは、二重気密扉からなる一般気密室およびトラック用気密室を通しておこなう。また緊急時用として制御室と地下室とに備えられた非常用気密扉がある。この気密構造の内側には、厚さ 30 cm、高さ 11 m のコンクリート遮蔽壁があり、万一放射性物質が炉から炉室内に漏洩した場合にも、周囲に対し遮蔽壁の役目を果たす。

また建物の強度計算は、日本建築基準法に準拠し、とくに炉室は 0.3 g の地震に対し、十分安全であるように設計された。

炉室は、温湿度調整をおこない、毎時 3 回換気される。外気は、グラス・ウールで除塵され、洗浄器で洗浄された上炉室に取り入れられる。排気はフィルター

を通して、高さ 40 m の煙突から空中に排出される。炉運転中これによる地上最大濃度の地点での放射エネルギーは、十分許容量以下で、その大部分は、 ^{41}Ar によるものである(「6. 平常運転時の安全対策」参照)。

炉室から排出される液体は、すべてモニターされてから排出される。またその放射線強度が許容値以上の場合には、一時貯蔵槽にたくわえられ、廃棄物処理場に輸送されて、処理される。固体廃棄物は、容器にたくわえられ、廃棄物処理場に送られる。炉室は気密構造になっているので、緊急時に、放射性物質が外部に漏れることはない。(最悪の場合として、かりに気密構造に、1%/day の漏れを生じた場合の一般公衆に与える影響を付記 B にのべる) この際、換気ダクトの炉室への入口および出口には、U 型の迷路非常用水シャッターをもうけ、これに水を満たすことによりじん速に閉じられる。なお、炉室には、内圧 + 0.4 psi (2.72×10^{-2} 気圧) 以上の圧力差に対しては、余剰の空気をフィルターを通したのち煙突を通じて排出し、また、内圧が - 0.1 psi (6.81×10^{-3} 気圧) となったときは、外気が気密構造内にはいりこむような安全装置(オイルダンパー)を有している。

3.2 炉 室

炉室は、直径 25 m、地上から屋根の中央までの高さ 18.2 m、周囲の壁の高さは 11 m である。また地下室は約 6 m 地中に入っている。炉室中央に設置される原子炉の周囲は壁まで約 9 m で、すべて実験場所であり、天井には 30 ton/5 ton の旋回クレーンが設けられている。

炉室は前述のとおり 4.5 mm の鋼板でおおわれた気密構造であるが、鋼板外被の切り開かれている一般出入口、トラック出入口、二つの非常ハッチ、三つのファースト・チョッパーなどに用いるアルミニウム製の実験窓と、空気の入取および排出口などの部分もまたすべて気密構造になっている。なお、炉室の壁および天井は RIR#3 ベンキ仕上げとなっており、壁には散

水器がとり付けられ、必要のときは壁の汚染除去を容易におこなうことができる。炉室の床はモルタルハードナー仕上げの上にラバラック #3000 を塗布し、汚染除去を容易にした。

炉室建物は3階に分けられる。すなわち地下室、一階と炉の上面および制御室である。次に各階についての詳細をのべる。

1) 地下室 (第8図参照)

地下室には次の各部分がある。

重水ポンプ室

ホット・ケーブル

ファンおよびフィルター室

実験用スペース

以上のほか、排気用ダクトが地下室の壁を貫いて炉室気密構造の外に出る。

(1) 重水ポンプ室

ここには重水系ポンプ、熱交換器、ヘリウム補給装置、再結合系のほか、熱遮蔽軽水系ポンプ、熱交換器などが置かれる。

この室の周囲は厚さ約 1.8m~2.1m のコンクリートで重水からのガンマ線に対する遮蔽壁をなし、最大出力運転の際、壁の外で常時人のいるところの放射線強度は最大許容値の 1/10 以下となっている。さらにこの壁で囲まれた部分は床に排水溝とサンプピットを有し、重水系統が破損されたときでもポンプにより重水を汲み上げて燃料の非常冷却をすることができる。(「4. 炉の概要」および「7. 事故と安全対策」参照)。

(2) ホット・ケーブル

ホット・ケーブルは重水ポンプ室に接し、地下室の中心の西側に位置する。ホット・ケーブルの機能については「4. 炉の概要」にのべる。

(3) ファンおよびフィルター室

この室に設置されるファンおよびフィルター系統は二系統からなる。一つは炉室内の空気を排出する系統であり、他は原子炉内で照射された空気を排出する系統である。照射された空気は重水ポンプ室内に備えられたファンおよびフィルターを通り、煙突へ導かれる。

(4) 実験用スペース

地下室の実験にもちいられるスペースは大別して二つになる。一つはループテストなど、比較的広い面積を必要とする実験のための場所で、この部分の天井には床ハッチ、および実験用スリーブが設けられ、一階の実験場所と通ずることができる。

他の一つは、ホット・ケーブル付近の放射化学などの実験のための場所で、グローブド・ボックス (gloved

box)、とヒュームフード (fume hood) などを備え、また簡単な汚染除去をおこなう設備も有する。

2) 一階 (第9図参照)

この階には原子炉のほかに

実験用スペース

垂直プラグ貯蔵孔

使用済み燃料貯蔵プール

放射能測定室

がある。

(1) 実験用スペース

直径 25m の炉室の中央に原子炉があり、この周囲で各種の実験がおこなわれる。炉室の壁には、3カ所に、直径 60cm のアルミニウムの窓があり、ファースト・チョッパなどの実験をおこなうことができる。一般出入口とトラック出入口はこの階に通じている。

床は中央部で 25 ton/m²、その周囲 3m まで 15 ton/m²。さらに外側は 10 ton/m² の荷重に耐えうるように設計されている。

また、床ハッチをはずせば天井クレーンにより地下へ機械類、重量物などを運搬することができる。

一般出入口は高さ 2m、幅 4m、長さ 5m の一般気密室と幅 0.9m の気密扉 2枚からなり、主として人の出入に使われる。トラック出入口は高さ 4m、幅 8.7m、長さ 11m トラック用気密室と幅 3.6m の気密扉 2枚からなり 13 ton の使用済み燃料返送キャスクを積んだ大型トラックが通行できる。炉の運転中二重扉の両方が同時に開かれることのないようにインター・ロックが付してあり、また必要に応じてかぎをかけることができる。

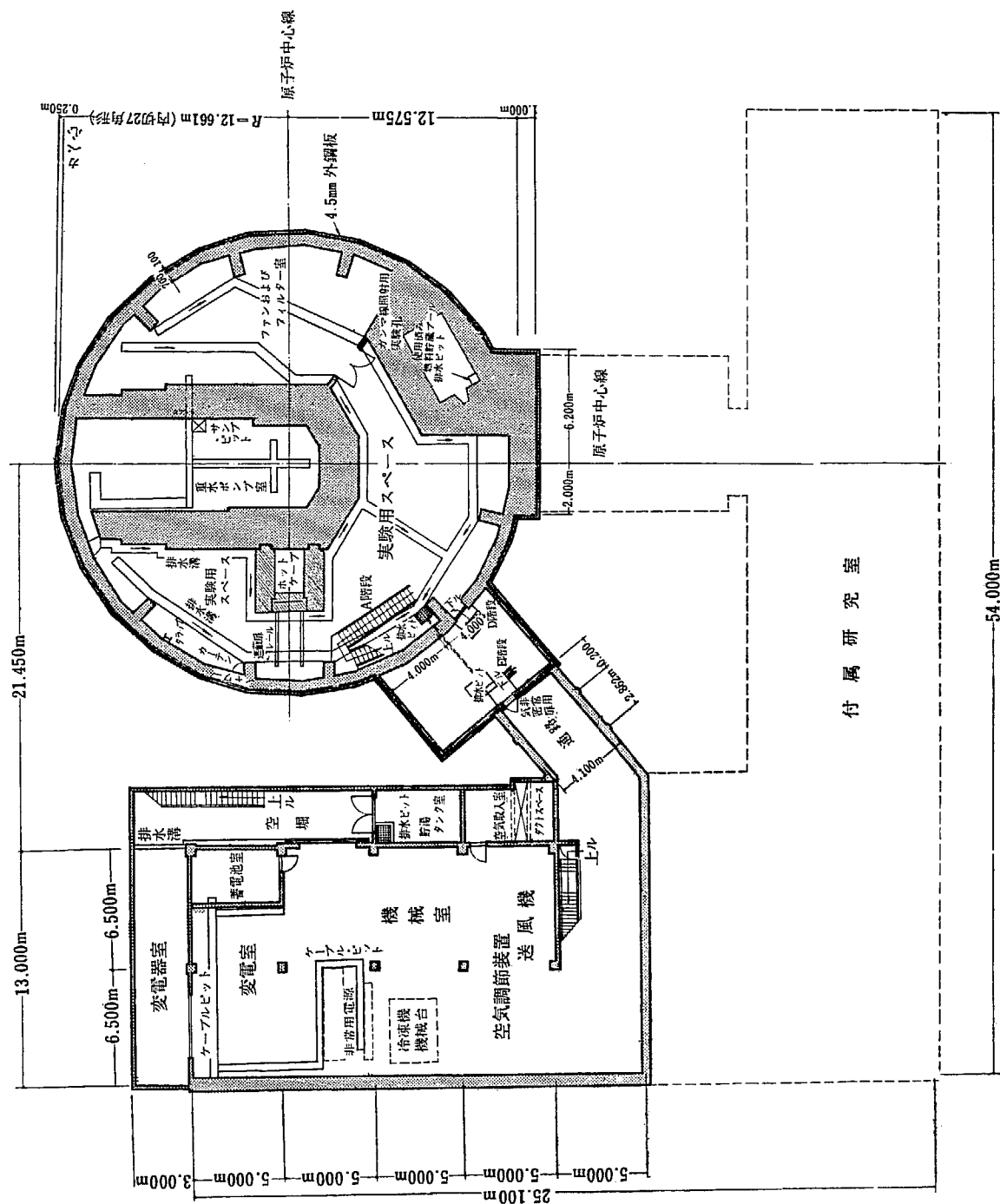
(2) 垂直プラグ貯蔵孔

これは使用済み燃料貯蔵プールの隣にあり、アルミニウム製内張りを施した垂直孔で、垂直実験孔プラグを格納する。内部を洗浄する必要を考慮して底に排水管が設けられている。

(3) 使用済み燃料貯蔵プール

使用済み燃料の貯蔵プールは、内側寸法、縦 2.5m、横 4.3m、深さ 5.8m で、厚さ 4.5mm の鋼板で内張りし、特殊塗料で塗装される。これに付属した燃料投下孔は燃料交換キャスクを上部にすえて、使用済み燃料を投下する際、少なくとも水に換算して 3m の遮蔽があるように鉄製遮蔽板がある。

貯蔵プールは一度に2組分以上の燃料を貯蔵することができる。燃料のアルミ被覆が破損し、放射性物質が貯蔵プール内に放出されるような事故に対処するため、貯蔵プールの水は 10⁶Ω・cm 以上の浄水を補給し、



第8図 JRR-2 建家地階平面図



第9圖 JRR-2 建家一階平面図

水の一部はつねに精製系イオン交換樹脂筒内に通されてその純度を保つ。万一燃料被覆が破損したときは、水質系および精製系イオン交換樹脂筒内にあるシンチレーション検出器で探知され、その燃料は別に隔離される。

貯蔵プールは炉室内にあるため、炉室内の湿度を増加するなどいろいろの悪影響を及ぼすので、プール面からの水の蒸発を極力防ぐよう、熱交換器を設けて使用済み燃料から発生する熱を除去する。

なおこのプールで使用済み燃料を利用してガンマ線照射をすることができる。

(4) 放射能測定室(Counting room)

気密扉を通して、炉室の外に行かなくても、試料の放射能の測定ができるように一般出入口の隣りに、放射能測定室がある。

3) 二 階(第10図参照)

この階に含まれるのは、制御室、炉の上面、炉室の壁に沿ってつけられた歩廊、この二つを結ぶ鉄骨ブリッジおよび30 ton/5 ton 天井巡回クレーンである。

ブリッジの下にダクトを設け、炉から制御室に通ずるケーブルを入れる。

制御室には原子炉の制御装置のほか、保健物理関係の計器および非常用冷却水系のバルブなどがある。この室から直視不能の炉の反対側および重水ポンプ室を工業用テレビジョンにより見ることができる。

3.3 付属建物および設備

(第8図～第13図参照)

付属建物は、東西棟、南北棟とそれを結ぶ部分の入口、廊下からなる。

1) 南 北 棟

一階は非放射線管理区域を含み、ここには事務室、運転員室、便所などがある。

地階は北側および東側を空堀(dry area)で囲み、変電室、空気調節装置、送風器、非常用電源等がある。

一階放射線管理区域には、保健物理室、ロッカー室、シャワー室、便所があり、外部から放射線管理区域に入るには、ロッカー室で作業衣をとりかえねばならない。

2) 東 西 棟

東西棟は将来放射線管理区域となる予定で研究室、暗室、低放射能測定器、研究準備室、実験準備室、工作室、未使用燃料貯蔵金庫、水平プラグ貯蔵孔などがある。

水平プラグ貯蔵孔は水平実験孔用プラグを格納するためのもので、この部分は使用済み燃料返送キャスクを置けるように10 ton/m²の一樣荷重に耐えるよう設計されている。実験準備室、工作室、水平プラグ貯蔵孔のある部分は15 tonの天井走行クレーンを備え、ループ・テストなどの準備と使用済み燃料返送キャスク(13 ton)の運搬をおこなうことができる。この部分と研究準備室との間はトラック出入口に通ずる通路で天井走行クレーンは、ここまで移動することができる。

3) 冷 却 塔

冷却塔は6分割型で炉室の中心から東へ25 m、北へ32 mの位置にある。塔に付随して二次冷却システムのポンプ室が設置されている。

4) 排気用煙突

煙突は、放射線管理区域から排出される空気と、さらに炉の中を通過して照射された空気とを大気中に安全に放出するためのもので、炉室から東へ42 mの位置にある。高さは地上40 mである。

煙突から排出される⁴¹Arの影響については「6. 平常運転時の安全対策」にのべる。

5) 非常用室

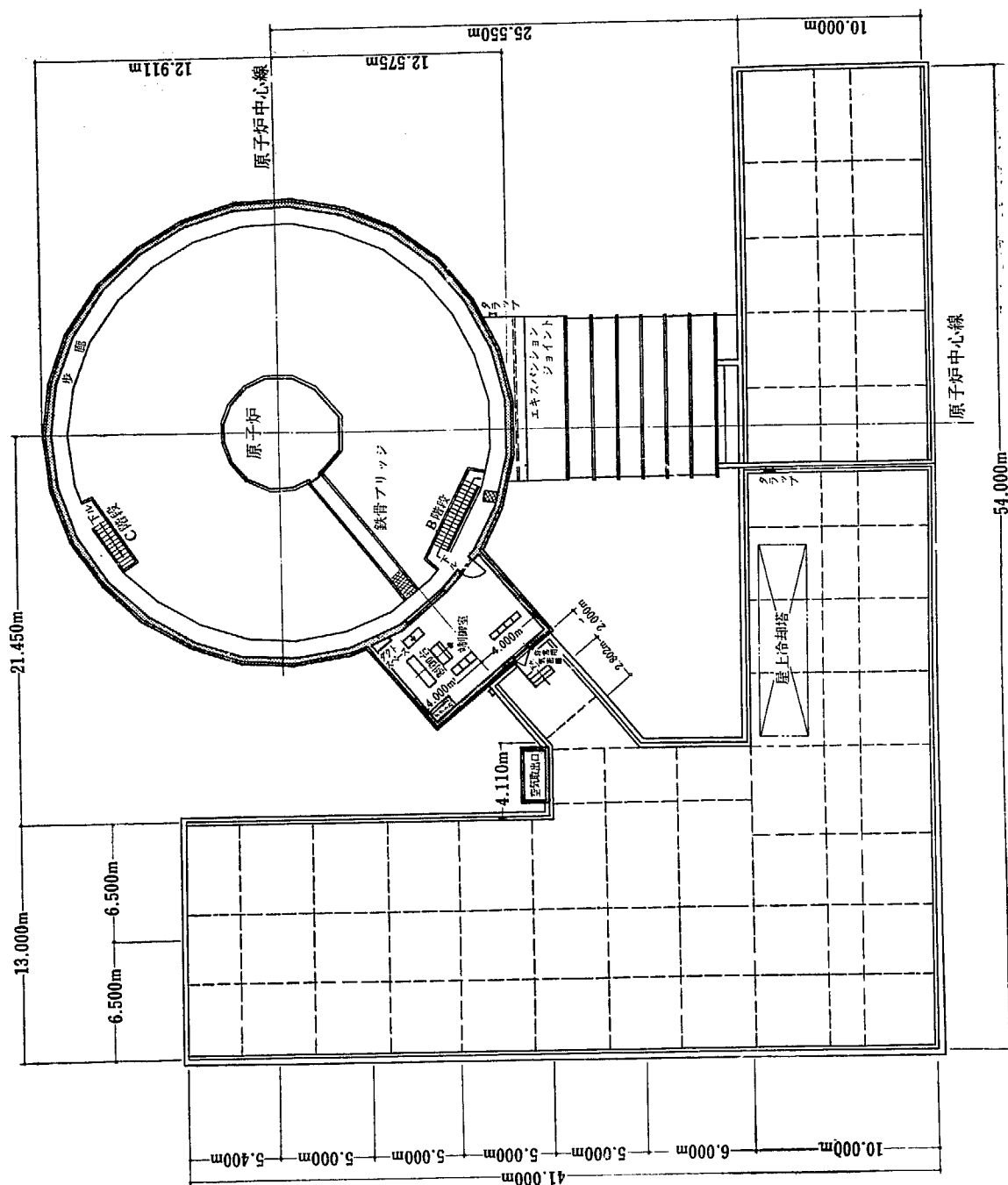
非常用室は、鉄筋コンクリート造り半地下(地下1.83 m、地上1.63 m)一階建である。建家の工事仕様は原子炉建家に準じ電気設備として3相200 V 単相100 Vの商用電源盤および非常用電源盤各1面を設けている。

この建家は、非常の際炉室内の空気、水、温度などを監視または調整するためのもので、その内容については、「4.5 後備安全装置」にのべる。

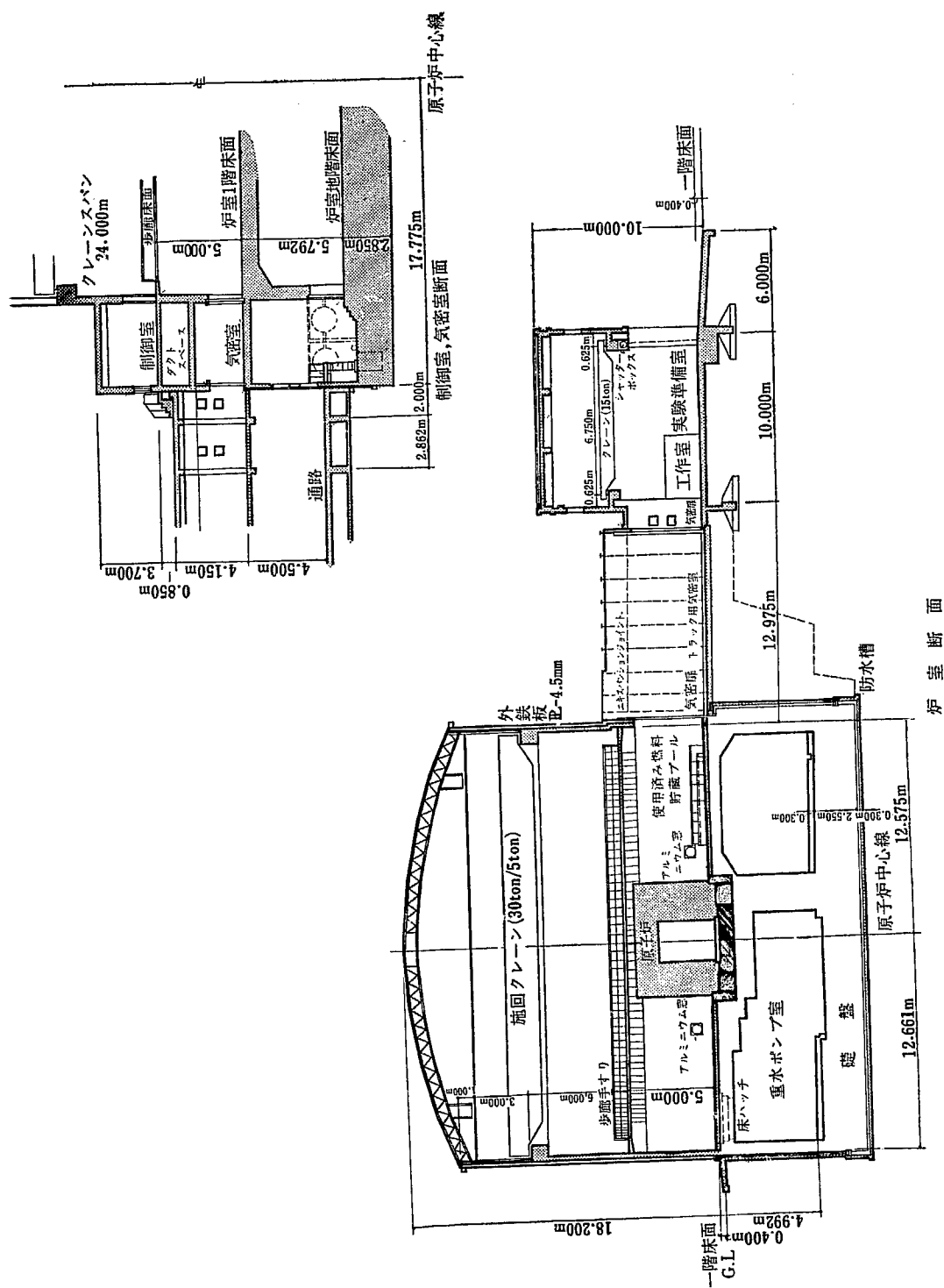
6) 廃棄物用タンク室

JRR-2の廃棄物用タンクを納めるため、炉室に接して鉄筋コンクリート造りのタンク室がある。廃棄物用タンクは直径1.8 m、長さ5 m、肉厚6 mmの鉄板製のもの2個で、内部はポリエチレンの内張りが施されている。容積はそれぞれ11.4 m³である。炉室排水管および付属棟排水管は、それぞれモーター弁により一般排水配管につながるとともに、このタンクにも接続されている。モーター弁の手前には排水モニターがあって、常時排水中の放射性物質の濃度を監視し、その値が許容値以上になると、一般排水管へ放流していたのをバルブ切換によって、廃棄物用タンクに貯水する。

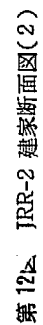
廃棄物用タンク内の水は一定期間の後サンプリングして許容値以下になれば一般排水へ放流し、許容値以上の時にはタンク車によって廃棄物処理場へ運搬され

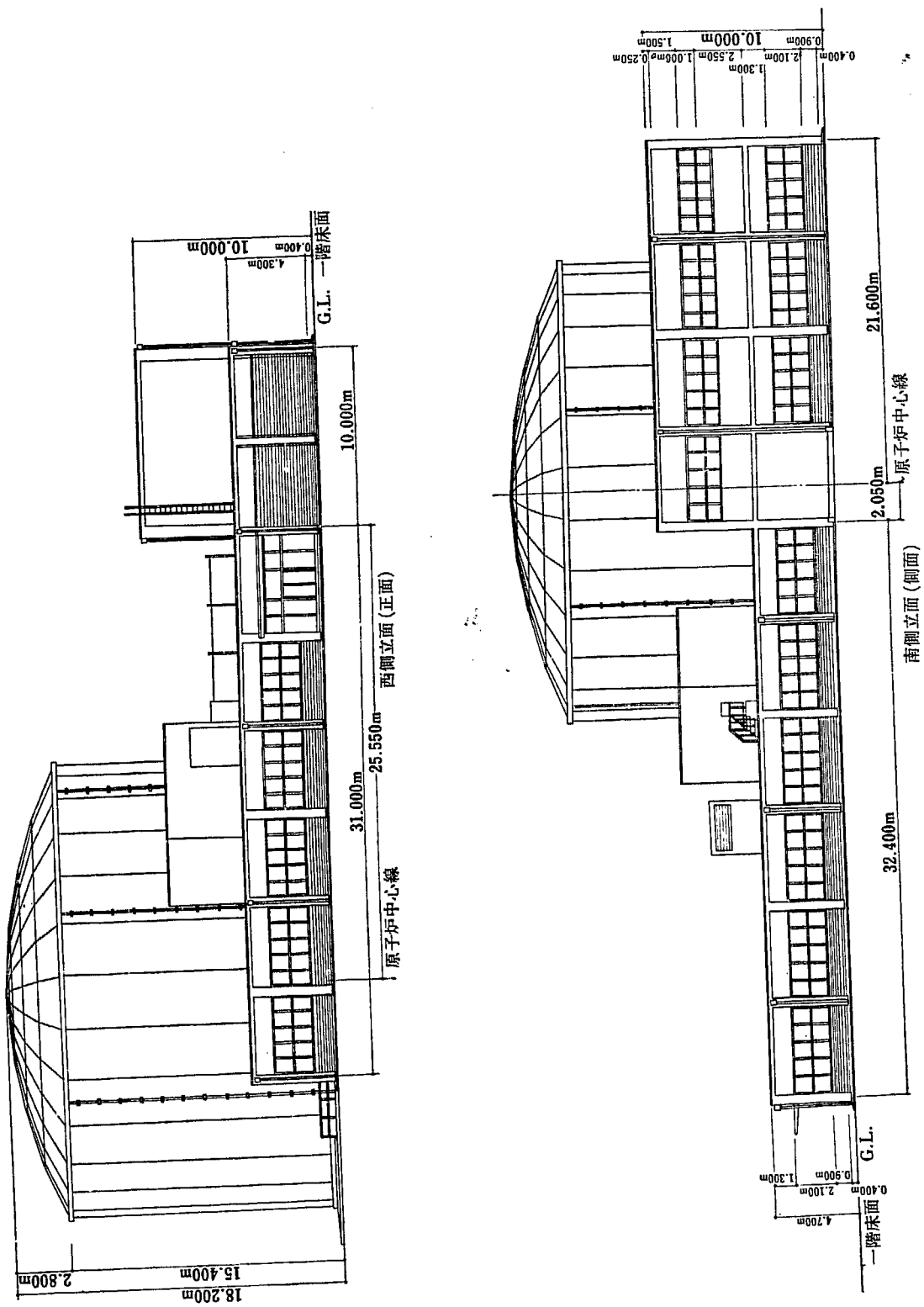


第10図 JRR-2 建家二階平面図



第11図 JRR-2 建家断面図(1)





第13図 JRR-2 建家正面および側面図

る。

7) 高架水槽

非常の際の冷却水を確保するとともに、平常運転の際にも必要な冷却用水、補給水を供給するため、炉室から 42 m 東に高架水槽を設けてある。

この施設は高さ 30 m の高架の上に容量 100 ton の水槽を設け、8 in (20.3 cm) 管、3 in (7.62 cm) 管の給水管および 8 in 管、6 in (15.2 cm) 管の冷却水管が接続されている。

8 in 冷却水管取入口は水槽内のほぼ中央部まで立上っており、この位置より上部を占める 60 m³ の水がこの管から供給され、下部を占める 40 m³ は最悪の場合でも、炉心非常冷却用として確保されている。この管から供給する水は冷却塔補給水、使用済み燃料貯蔵プール補給水、熱遮蔽冷却用補給水、実験用冷却水などに供せられる。

6 in 冷却管は水槽の底に取付けられ、緊急時に炉心冷却、水シャッター用の水を供給する。この管から供給される水量は、かりに給水ポンプが 2 台とも停止しても最低 40 m³ は確保される。

3.4 換気系統

1) 換 気

事務室系統は、簡単な空気調整がおこなわれている。

炉室および研究室系統は事務室系統とは別に独立した換気系統が採用されている。第 14 図参照

外気取入れダクトから取入れられた空気は、空気調整装置内のフィルター（グラス・ウール）で除塵され洗浄器で洗浄されてから、適当の温度、湿度で送風される。

炉室内の空気は、ケンブリッジ 1D-1000 型フィルターを通り排気用煙突から排出される。

原子炉の実験孔換気系統は炉室よりも低圧に保たれており、放射能をおびた空気が炉室内に漏れるのを防いでいる。この系統の排出側には、ケンブリッジ 3A-95 型および 1A-1000 型の 2 個のフィルターを設け、直径 0.3 ミクロンの粒子を 99.95% まで除去し煙突から排出する。

2) 炉室内圧力制御

この制御の目的は炉室内の圧力を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もので、送風機出口側のダクトにモーター・ダンパーを設け、静圧制御をする。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 0~5 cm の負圧となるよう、たえずモーター・ダンパーを働かせる。

3) 非常用水シャッター

このシャッターの目的は緊急時に炉室の空気が、ダクトを通して室外に漏出するのを防ぐためのもので、炉室地下の給気ダクトおよびファン室の排風機出口の 2 カ所に設けられている。シャッターの水槽には給排水口、および溢水口を設け、給水管にはモーターバルブ、排水管には電磁弁がとり付けられている。緊急時には制御室、機械室および非常用室のいずれからでも操作することができる。給水は 3 分間以内に、水槽を満水することができる。また、炉室地下には圧力調整器を設け、炉室の圧力が外気圧より 0.4 psi (2.72 × 10⁻² 気圧) 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へ排出する。また逆に外気圧が 0.1 psi (6.81 × 10⁻³ 気圧) 炉室内の圧力より高くなるときは外気を炉室にとり入れる。

3.5 給排水

原子炉の二次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から引いてきた水を水源とする私設水道により供給される。

排水は一般排水、汚染排水、汚水排水の三系統に分れるが、炉室関係は汚染排水系統として、モニター後異常がなければ一般排水と共に海に通ずる下水に放流される。モニター後放射能が認められれば、廃棄物用タンクに貯蔵され、その後タンク車で廃棄物処理場に運搬し、処理する。

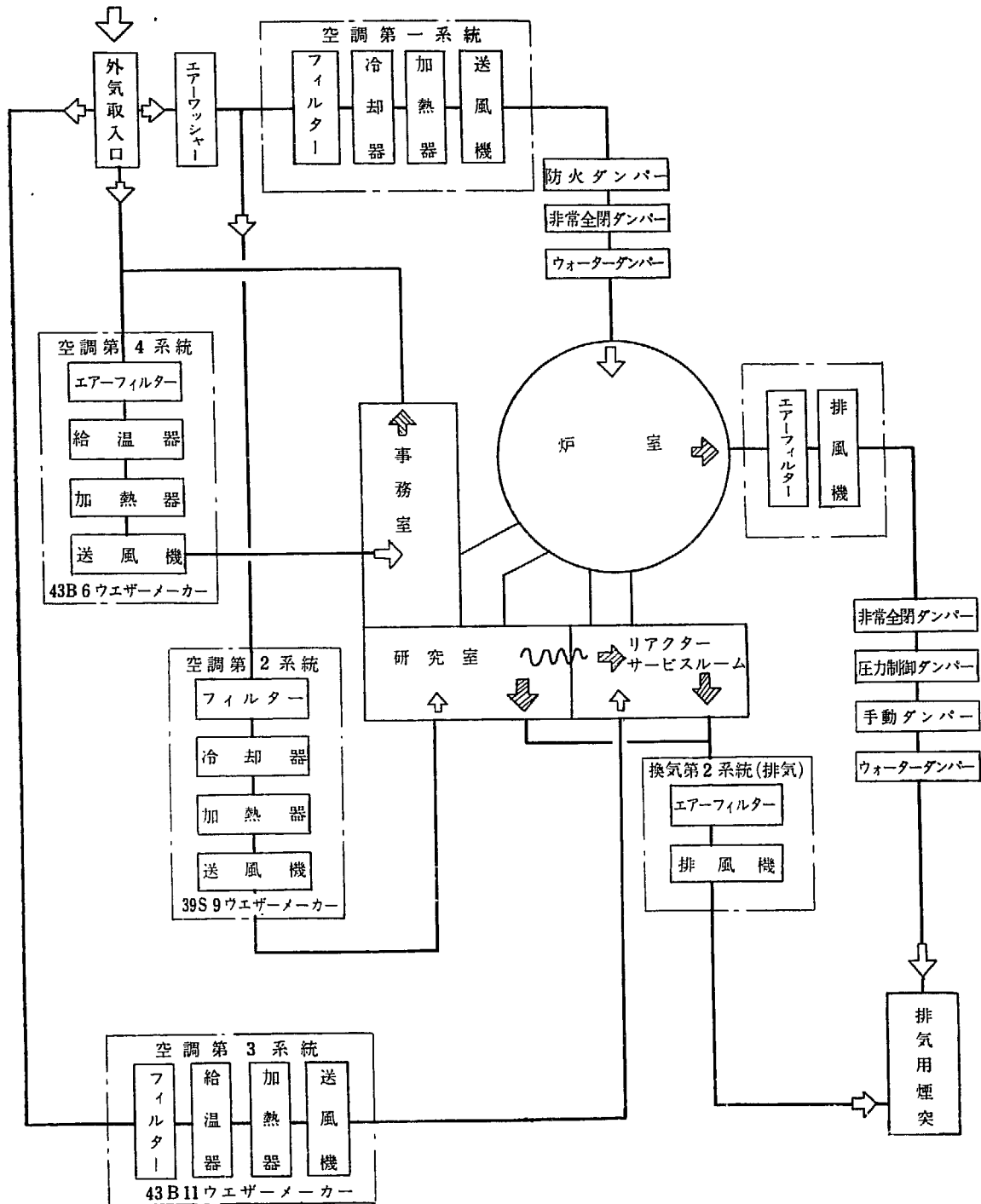
3.6 非常用電源およびインターホーン装置

1) 非常用電源

原子炉運転中に停電が起った場合に対処するため JRR-2 専用の無停電装置を設置する。

無停電装置より供給する対象は

- | | |
|---------------------------|----------|
| a) 制 御 台 | (5.5 kW) |
| b) 非常用重水ポンプ (DP-4) | (5 HP) |
| c) 軽水ポンプ (PP-1) | (7.5 HP) |
| d) 照射空気用ブロアー | (3 HP) |
| e) ヘリウム・ブロアー (DP-6) | (0.5 HP) |
| f) 補助重水ポンプ (DP-3) | (1.5 HP) |
| g) サンプ・ピット排水ポンプ (HP-6) | (1 HP) |
| * h) サンプ・ピット再循環ポンプ (EP-1) | (7.5 HP) |



第14図 空気調節系統略図

- i) 保健物理用モニター・パネル (2kW)
- j) 廃棄物用タンク・ポンプ (2HP)
- k) 気密扉(一般) (0.2kW)
- l) 気密扉(トラック) (2.2kW)

* 炉の緊急時のみ動作されるもので、普通の停電では運転されない。

無停電装置としては、40kVA ディーゼル式電動発電機（フライ・ホイールを有す）と、15kVA 蓄電池式

電動発電機系統を用いる。

前者は、常時電磁クラッチがはずれており、ディーゼルは停止し、交流機だけが商用電源により電動機としてフライホイールと共に回転されている。停電が起ると回転中の電動機はただちに発電機となり、緊急用の電力供給を負担することとなる。ディーゼルにより運転されるまでの時間は、フライ・ホイールの蓄勢力により供給される。

後者は、常時は、商用電源を整流した直流により 500 Ah 容量の蓄電池と浮動運転されるもので、制御台などのきわめて限られたものに電力供給しているものであるが、もし、停電が起り、しかもディーゼルの起動に失敗したときは、運転停止後の非常用重水ポンプおよびサンプ・ピット再循環ポンプもこれにより運転することができる。

2) インターホーン装置 第 15 図参照

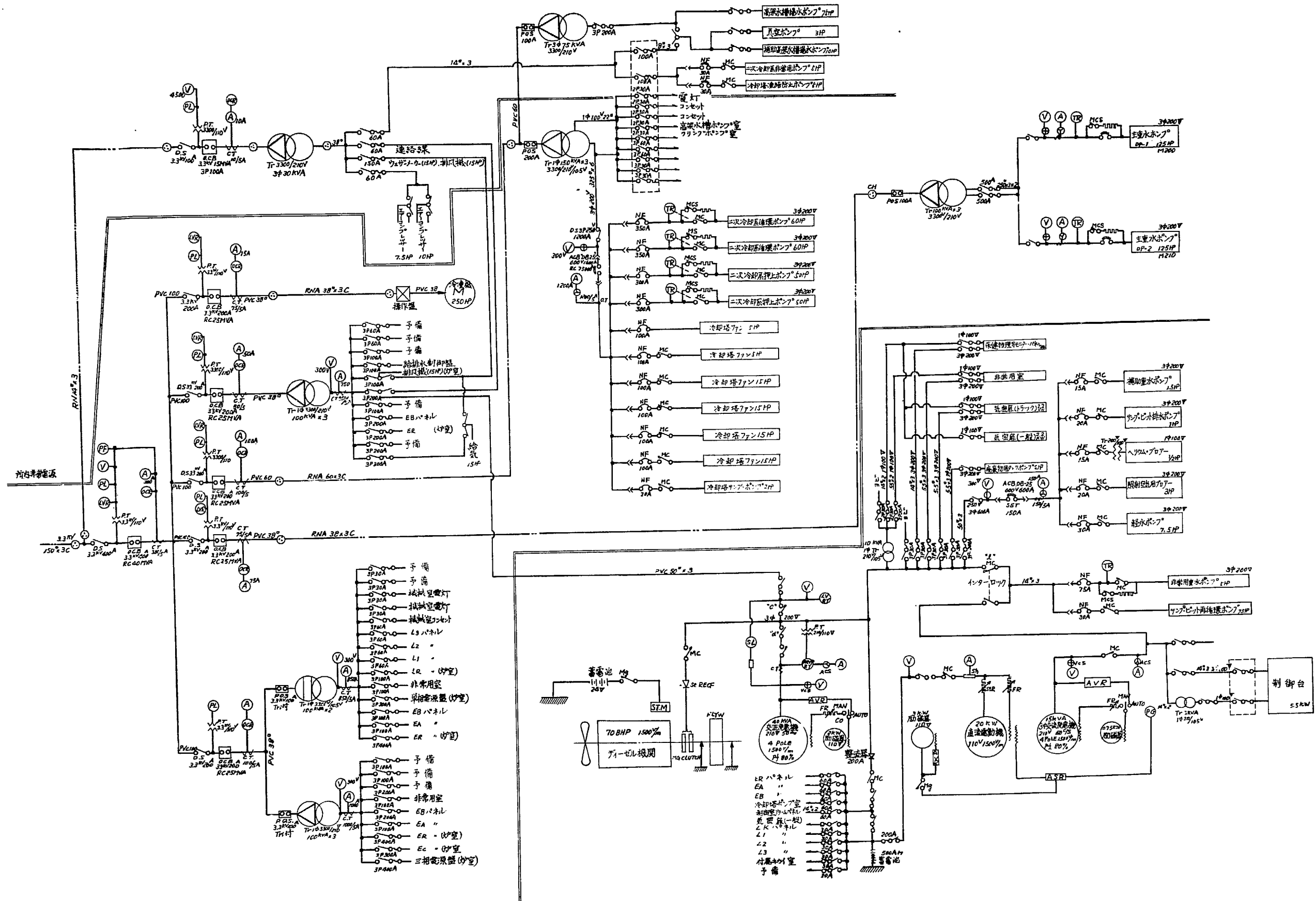
JRR-2 のインターホーン装置としては

拡声インターホーン

電話式インターホーン

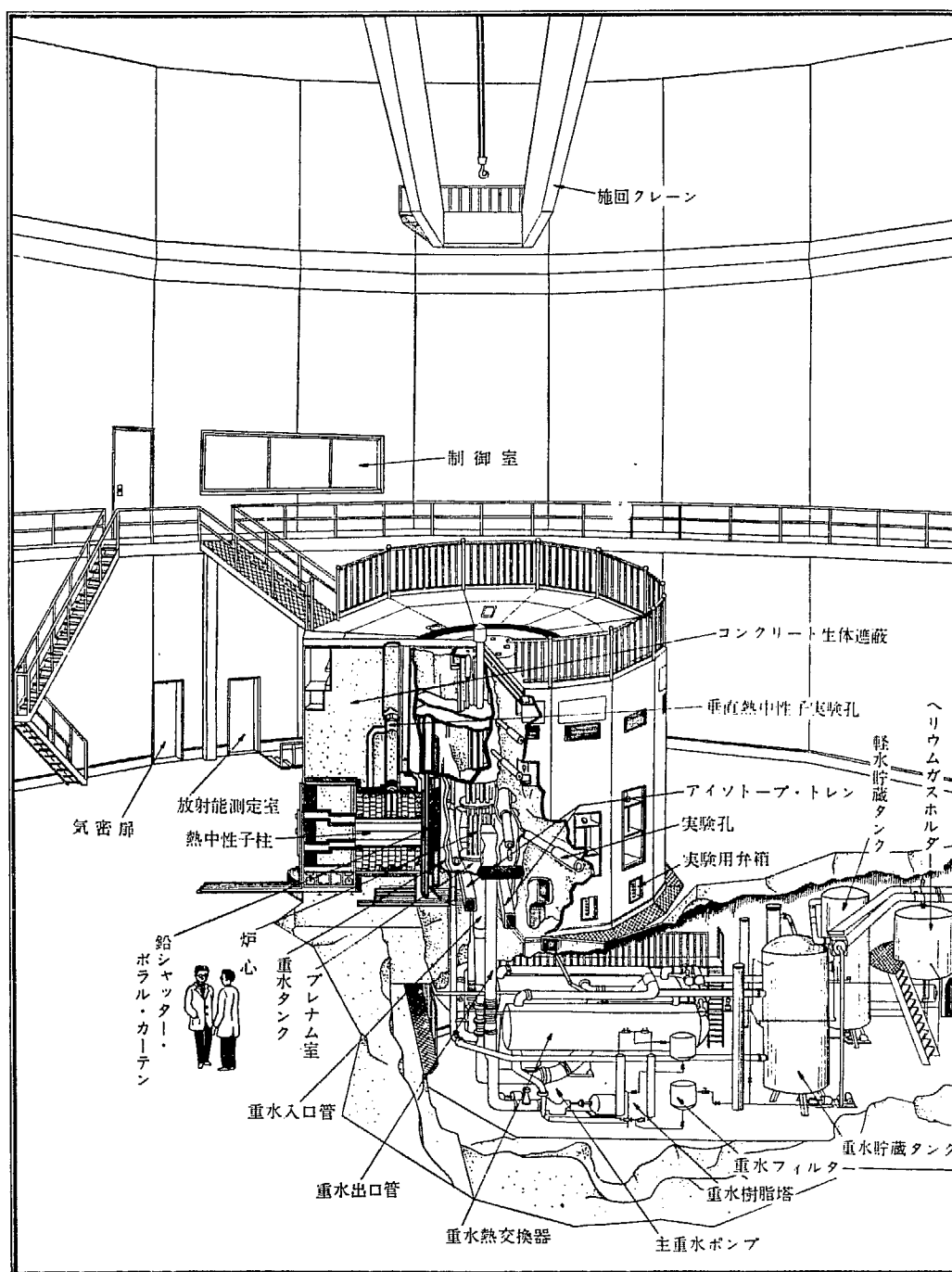
の二系統を有する。

電話式インターホーンは普通の電話と同じ作用をおこなうもので、炉室および建物の主要な地点に配置されている。拡声インターホーンは制御室に親ステーションをおき、運転員が切換えることにより炉室および付属建物内の主要な 15 地点に一斉拡声伝達をおこなうことができる。



第15図 電源系統図

4. 炉 の 概 要



第16図 JRR-2 見取図

JRR-2 は、濃縮ウラン板状燃料を用いた重水減速非均質型の研究用熱中性子炉である。この炉の最大熱出力は 10 MW、平均熱中性子束は、 $1.3 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ を予定しており、JRR-1 の 50 kW、 $1 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ に比し非常に規模の大きなものである。

一般にこの型のものを CP-5 型というが、これは米国アルゴンヌ国立研究所にある CP-5 炉と同じ型式の炉であるからである。しかし JRR-2 は、CP-5 と比較して、熱遮蔽に不銹鋼板と軽水の層を用いていることがとくに異なった点であり、熱出力も中性子束も高くなっている。

原子炉、冷却系統その他の建屋内の配置は第 16～19 図に示してある。炉体は炉室一階の中央にあり、原子炉の運転は、炉室 2 階の制御室を直接見ながらおこなわれる。

4.1 特性概要

1) 炉の型式

濃縮ウラン重水減速非均質型研究用熱中性子炉

2) 出力、中性子束

最大出力 10 MW

平均熱中性子束(燃料内) $1.3 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$

3) 燃料 20%濃縮ウラン(U-Al-Si 合金)

^{235}U 臨界質量(第 11 表 p. 57 脚註参照)

hot dirty (10 MW) 2.07 kg

cold clean 1.27 kg

燃料要素 MTR 型(最大挿入量 24 本)

燃焼率 約 20%

平均燃料要素交換週期 約 2 カ月

4) 減速材、反射材、冷却材 重水

全所要重水量 約 9 ton

5) 炉寸法(概略)

炉 心 直径 $2\frac{1}{4} \text{ ft}$ (83.8 cm)……燃料要素 24 本

高さ 2 ft (61.0 cm)

重水タンク 材質 アルミニウム

内径 60 in (152 cm)

深さ 76 in (193 cm)

側面肉厚 $\frac{1}{2} \text{ in}$ (1.27 cm)

軽水タンク 材質 アルミニウム

内径 96 in (244 cm)

深さ 97 in (246 cm)

側面肉厚 $\frac{1}{2} \text{ in}$ (1.27 cm)

熱遮蔽 全体の厚さ 17.5 in (44.6 cm)

不銹鋼板 1 in (2.54 cm) 6 枚、

軽水層 11.5 in (29.2 cm)

生体遮蔽 材質 パライト・コンクリート

平均の厚さ 約 190 cm

6) 核特性

燃料内の平均熱中性子束 $1.3 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$

(燃料要素 12 本としての計算値)

$\bar{\phi}_{\text{moderator}}/\bar{\phi}_{\text{fuel}}$ 1.388

共鳴吸収を逃れる確率 p 0.935

熱中性子利用率 f 0.9359

熱中性子拡散面積 L^2 63.2 cm

フエルミ年令 τ 146.4 cm

材料バックリング B_m^2 0.00332 cm^{-2}

中性子寿命 l $2.81 \times 10^{-4} \text{ sec}$

無限増倍率 k_{∞} 1.798

反応度係数および制御棒反応度

温度効果 $-2.3 \times 10^{-2} \% \Delta k/k/^{\circ}\text{C}$

$-0.79 \% \Delta k/k (\Delta T = 34.5^{\circ}\text{C})$

毒作用 ^{135}Xe $-3.56 \% \Delta k/k$

^{149}Sm $-0.83 \% \Delta k/k$

燃料の燃焼と
その他の核分
裂生成物によ
るもの $-3.5 \% \Delta k/k$

実験孔のボイド効果 $-8.52 \% \Delta k/k$

(最大値)

実験用余剰反応度 6.5 $\% \Delta k/k$

制御棒反応度(6 本) $-27.9 \% \Delta k/k$

1 本当たりの平均反応度 $-4.65 \% \Delta k/k$

ダンブ効果 $-4.7 \% \Delta k/k$

7) 熱特性

最大熱出力 10 MW

平均熱流速 113,000 Btu/hr·ft²

($3.07 \times 10^5 \text{ kcal/m}^2 \text{ hr}$)

燃料内流路断面積(燃料要素 1 本当たり)

$3.01 \times 10^{-3} \text{ m}^2$

重水流量 5000 gpm (18.9 m³/min)

平均重水流速 $1.05 \times 10^2 \text{ m/sec}$

安全係数

境界層内温度降下 1.67

重水温度上昇度 1.75

重水入口温度 115°F (46.1°C)

重水出口温度 128°F (53.3°C)

8) 冷却系統

(1) 重水系統 重水再循環方式

主重水ポンプ(2 基)

- 1 基容量 3000 gpm (11.4 m³/min)
 重水熱交換器 (2 基)
 1 次側 重水 2 次側軽水 (純水)
- (2) ヘリウム系統
 ヘリウム・ポンプ (2 基)
 1 基容量 6 m³ (He 1 気圧) 純度 99.99%
 ヘリウム・ブローア (1 基)
 容量 10 cfm (0.283 m³/min)
- (3) 熱遮蔽系統
 軽水ポンプ (1 基)
 容量 150 gpm (0.568 m³/min)
 軽水熱交換器 (1 基)
 1 次側 軽水 (純水) 2 次側 軽水
- (4) 二次冷却系統
 水 槽 228 m³
 冷 却 塔 695 m³
 循環ポンプ (2 基)
 1 基容量 1900 gpm (7.19 m³/min)
- (5) 空気系統
 ブローア (1 基) 容 量 22.7 m³/min
 フィルター (2 基) ケンブリッジ 1A-100 お
 よび 3A-95
- (6) 非常用冷却系統
 非常用重水ポンプ サンプ・ピット再循環ポ
 ンプ等

9) 計測制御系統

- (1) 制 御 系
 制 御 棒 6 本 (安全棒 5, 調整棒 1)
 材 質 カドミウム (不銹鋼被覆)
 直 径 3 in (7.62 cm)
 長 さ 24 in (61.0 cm)
 等価反応度 (6 本) $-27.9\% \Delta k/k$
 制御棒駆動機構
 駆 動 伝 達 ラック・ピニオン
 つり下げ 電 磁 石
 駆 動 方 向 上 下
- (2) 計 測 系
 中性子束測定 CIC 2 本 UIC 2 本 計 4 本
 記 録 計 Log. N 記録計 線型記録計
 熱出力測定 熱交換器出入口温度差
 記 録 計 温度差記録計
 重水流量記録計 そ の 他
- (3) 安 全 系
 緊急停止装置 (スクラム) 12 系統
 警 報 装 置 27 "

10) 実験設備

- (1) 実 験 孔
 熱中性子柱 5 ft (152 cm) 角, 奥行 4 ft 6 in
 (137 cm) グラファイト・ブロック 付属設備
 鉛シャッター ボラル・カーテン等
 垂直熱中性子実験孔 (アクセス・チューブ)
 直径 10 in (25.4 cm) 1 本
 水平実験孔 直径 4 in (10.2 cm) 4 本
 直径 6 in (15.2 cm) 3 本
 直径 7½ in (19.5 cm) 2 本
 直径 11 in (27.9 cm) 2 本
 垂直実験孔 直径 4 in (10.2 cm) 9 本
 (うち, 中央垂直実験孔 1 本)
 水平貫通実験孔 直径 6 in (15.2 cm) 2 本
 気 送 管 直径 1 in (2.54 cm) 2 本
 直径 2 in (5.08 cm) 2 本
 アイソトープ・トレン 8 in (20.3 cm)
 × 12 in (30.5 cm) 2 本
- (2) ホット・ケーブル
 最大取扱いキューリー数 2000 キューリー
 付 属 設 備 放射線遮蔽窓, マニピュレー
 ター, ペリスコープ, 小型クレ
 ーン試料取出装置, 等
- (3) 使用済み燃料貯蔵プール
 付 属 設 備 ガンマ線照射装置
- (4) 実験用弁箱 各実験孔下部に設置
 電気用コンセント, 給排水バルブ,
 給排ガスバルブ

4.2 炉 本 体

炉体の外面はアルミニウム板で被われた不等辺 14 角形で, その大きさは熱中性子柱方向で 650 cm, これと直角な方向で 630 cm, 高さは, 一階床面より 467 cm である。炉上面には, 高さ 104 cm のてすりがある。

炉体の各面の大きさおよびその面にある実験孔を第 4 表に示してある。炉の垂直断面図および水平断面図を第 17, 18, 19 図に示してある。

炉体は基礎をふくめて全重量が約 650 ton あり, 重水ポンプ室の天井にあたる厚さ約 120 cm の鉄筋コンクリートの一階の床の上ののっている。床の上に厚さ 60 cm の重量鉄筋コンクリートおよび 15 cm の重量モルタルがあり, この上に軽水タンクなどの炉本体および生体遮蔽がある。

基礎を貫通して 27 本のパイプを通すためのスリー

第4表 実験孔および付属設備

炉面	幅	実験孔 (番号および呼称)	そ の 他				
1	112 cm	HT-8 4 in(10.2 cm) L	実験用 弁 箱		100V 200V コンセント		
2	112	HT-9 6 in(15.2 cm) S	" スクラム ボタン	計測孔	"	制御棒駆 動用電動 機	
3	124	HT-10 6 in(15.2 cm) L	"	"	"		
4	140	HT-11 7.5 in(19.5 cm) S	"		"		
5	140	HT-3, HT-13 6 in(15.2 cm)水平貫通実 験孔, HT-4, HT-12 6 in(15.2 cm)水平貫通実 験孔, 1 in(2.54 cm) 2 in(5.08 cm)気送管 (炉1階にて操作)	"		"	アイソトープトレン プラグ側	
6	140	HT-14 11 in(27.9 cm)	"	"	"	鉛シャッター駆動用 電動機	
7	216	HT-15 4 in(10.2 cm) S	"	"	"	"	ボラル・カーテン, 鉛シャッター駆動用 レバー, 重水水位計
8	180	熱中性子柱					
9	216	HT-1 4 in(10.2 cm) S	"	"	"	"	軽水水位計
10	140	HT-2 7.5 in(19.5 cm) L	"		"		
11	140	HT-3, HT-136, in(15.2 cm)水平貫通実験孔 HT-4, HT-126, in(15.2 cm)水平貫通実験孔 1 in(2.52 cm)気送管 2 in(5.08 cm)気送管 (ホット・ケープに連絡, 地階にて操作)	"	"		"	アイソトープ・ト レン 引抜側
12	140	HT-5 11 in(27.9 cm)	"		"		
13	124	HT-6 4 in(10.2 cm) L	"		"	"	
14	112	HT-7 6 in(15.2 cm) S	"	"	"	"	

注 実験用弁箱には空気, ガス, 水の供給弁がある。

ブが地階の重水ポンプ室に通じている。

1) 軽水タンク

軽水および不銹鋼板からなる熱遮蔽を形成するための深さ 97 in (246 cm) 内径 96 in (244 cm) 肉厚 $\frac{1}{2}$ in (1.27 cm) のアルミニウム製の軽水タンクが基礎の上になっている。

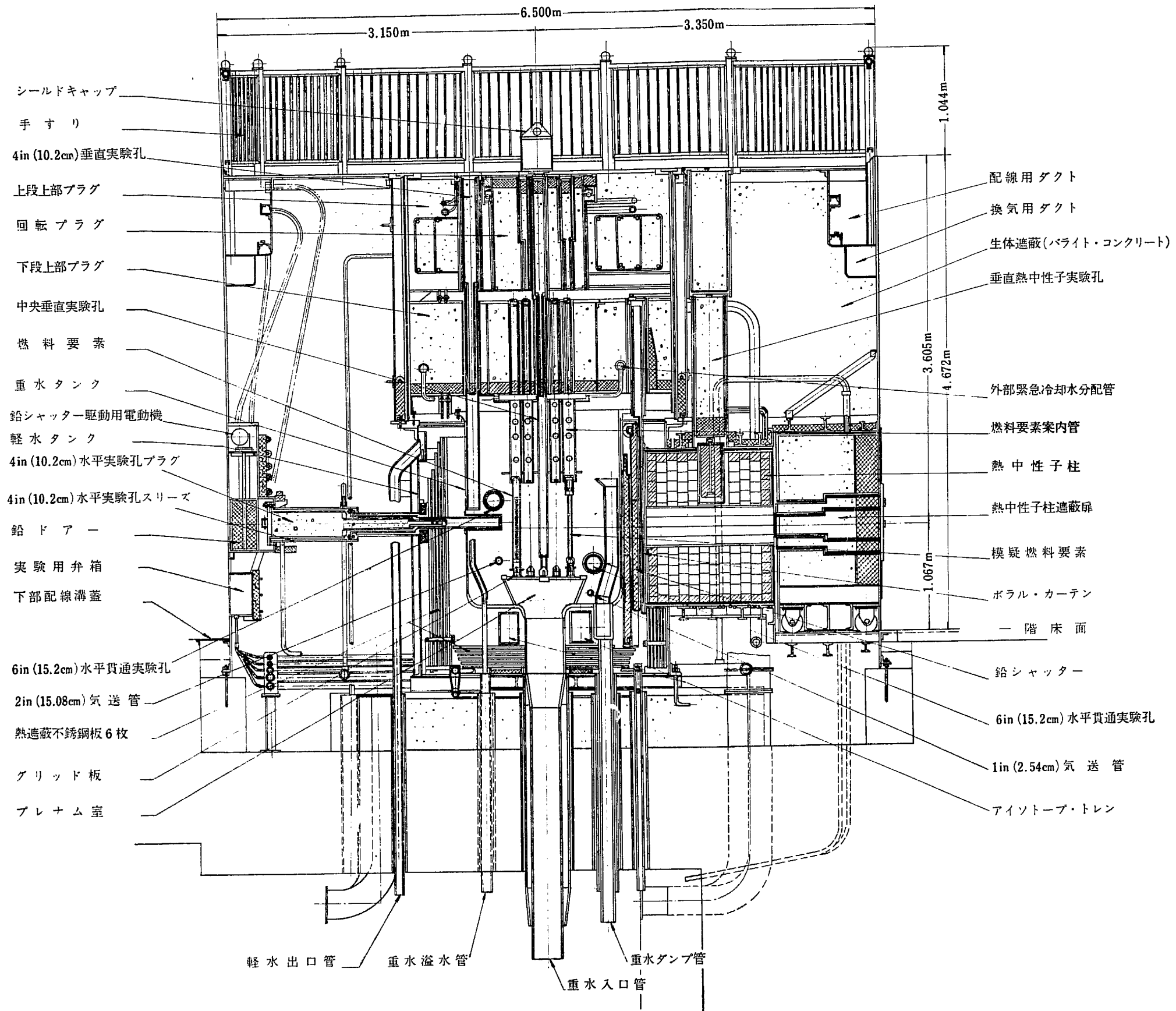
2) 支持リング

重水タンクは第 20 図に示すように支持リングによ

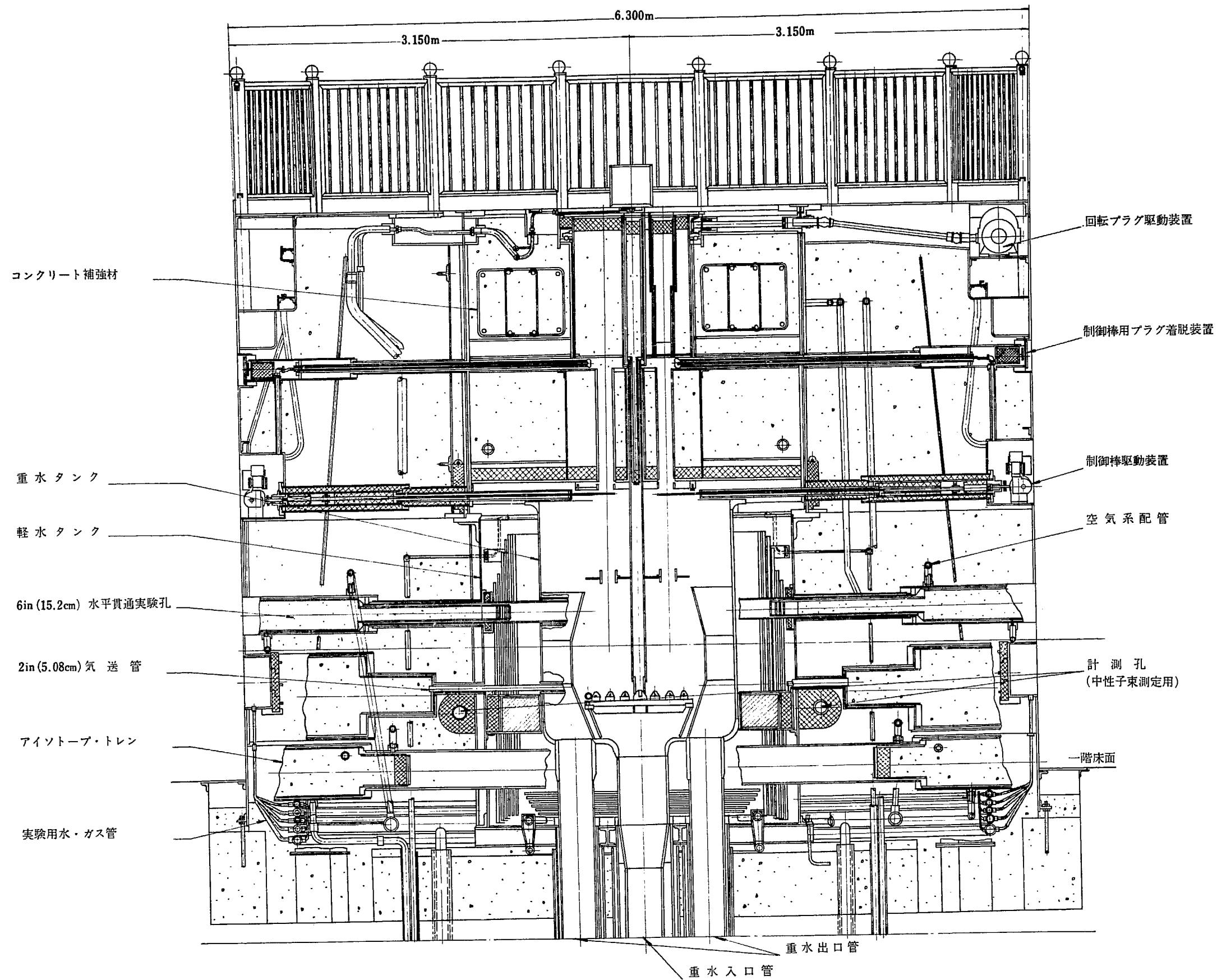
って軽水タンク内につり下げられている。支持リングは外径 104 in (264 cm) 内径 63.7 in (162 cm) 厚さ 3 in (7.62 cm) のアルミニウム製で、軽水タンク、重水タンクが満水あるいは空の場合でも、十分な強度を持っているように設計されている。

3) 重水タンク

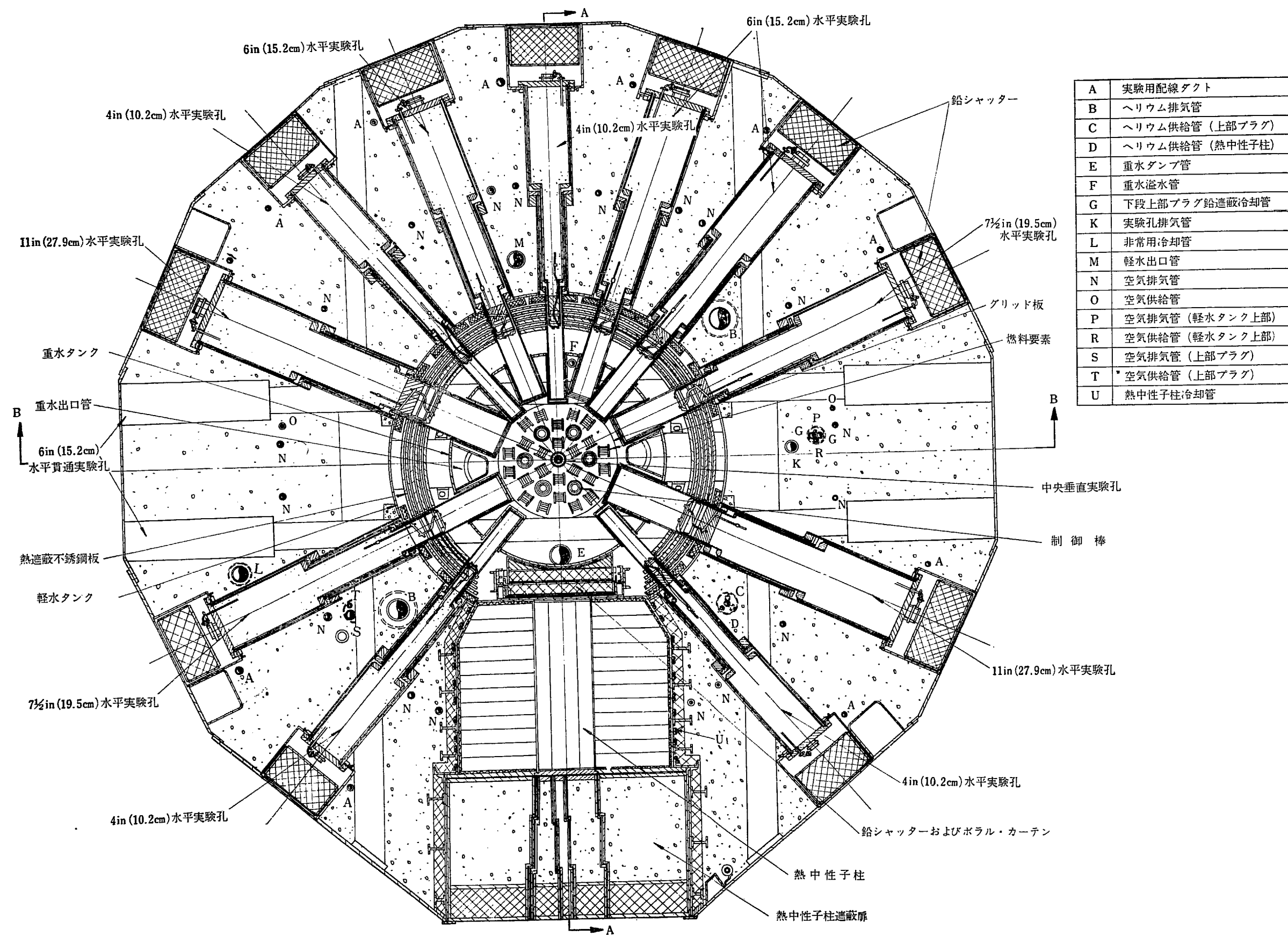
深さ 76 in (193 cm), 内径 60 in (152 cm), 側面肉厚は $\frac{1}{2}$ in (1.27 cm) のアルミニウム・タンクで内部



第 17 図 JRR-2 垂直断面図 (A-A 断面)

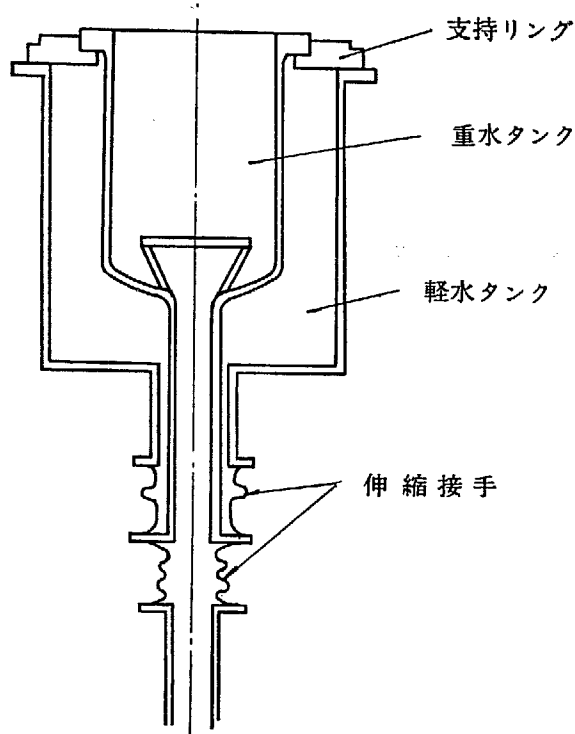


第 18 図 JRR-2 垂直断面図 (B-B 断面)



A	実験用配線ダクト
B	ヘリウム排気管
C	ヘリウム供給管 (上部プラグ)
D	ヘリウム供給管 (熱中性子柱)
E	重水ダンプ管
F	重水溢水管
G	下段上部プラグ鉛遮蔽冷却管
K	実験孔排気管
L	非常用冷却管
M	軽水出口管
N	空気排気管
O	空気供給管
P	空気排気管 (軽水タンク上部)
R	空気供給管 (軽水タンク上部)
S	空気排気管 (上部プラグ)
T	空気供給管 (上部プラグ)
U	熱中性子柱冷却管

第 19 図 JRR-2 水平断面図



第20図 重水タンク、支持リング、軽水タンク略図

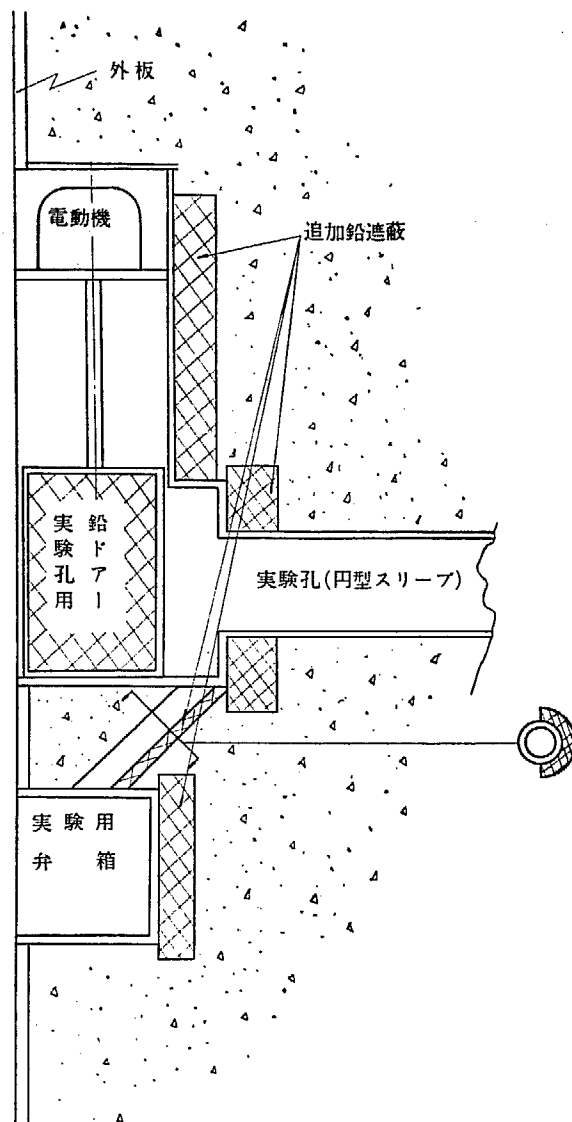
の重水量は約 3 ton である。タンク内には炉心部があり、この底部にはプレナム室、グリッド板がある。燃料要素はMTR型のもので、グリッド板上に支えられ下段上部プラグのガイドアレイの下部でかく保持され、地震などの場合でもはずれることがないような機構になっている。重水入口管から入った重水は、プレナム室を通り炉心の各燃料要素を均一に流れ、発生した熱を除去する。タンクの側面には、水平実験孔の先端部にあたる部分の套管（シンプル）や、貫通実験孔気送管などの貫通管（スリーブ）がある。

4) 熱遮蔽

重水タンクと軽水タンクの間には、側面および底面にわたって、1 in (2.54 cm) の不銹鋼板 6 枚と軽水とでできた、全体の厚さ 17.5 in (44.6 cm) の熱遮蔽層がある。不銹鋼板はスペーサーで一定の間隔をたもちボルトで軽水タンクに取りつけられている。

5) 生体遮蔽

生体遮蔽としては軽水タンク、上部プラグコンティンメントと外板の間にある重コンクリート層のように固定なものと、上部プラグ、各実験孔プラグ、熱中性子柱遮蔽扉のように可動のものがある。実験孔、各種配管等の空間による遮蔽層の減少は、鉛をもちいて（第 21 図）おぎなっている。コンクリートがアルミニウムと接触する面は、バレット YB-34-B なる防銹塗料を用いたり、また、ポリケンテープなどにより腐



第21図 生体遮蔽内各種配管等の追加鉛略図

第5表 重量コンクリートの成分
(1 m³ のコンクリートに対する素材の重さ)

	重晶石 (バライ ット)	セメ ント	ボロン フリッ ツ	鉄パ ンチ	水	比重
バライトコンクリ ート(生体遮蔽用)	kg 3,200	kg 275	kg 170	kg	kg 156	3.5 以上
鉄入りバライトコ ンクリート(プ ラグ類および熱中 性子柱遮蔽扉用)	585	396	182	3,630	193	5.
同上用グラウトモ ルタル	665	785	490		422	2.4

重晶石(バライト) 水分 0.013% Ba 56.53% BaSO₄ 96.06%

SiO₂ 4.39% Fe₂O₃+Al₂O₃ 0.36%
 ボロン・フリッツ SiO₂ 31.43 CaO 4.69 Mg₂O 13.27
 Al₂O₃ 1.86 MgO 0.17 F₂O 0.90
 Fe₂O₃ 0.15 BaO 11.62 F 1.88
 B₂O₃ 27.47 ZnO 6.09 SO₃ 0.08

食を防いでいる。各部分に用いた重量コンクリートの組成は第5表に示したとおりである。

6) 熱中性子柱

炉の正南面第8炉面に熱中性子柱がある。高さ 5 ft (152 cm), 幅 5 ft (152 cm), 奥行 4 ft 6 in (137 cm) の角型にグラファイトブロックを積み上げたものである。周囲はアルミニウム板で内側にはボラール張りがある。内部はヘリウム系につながっており、ヘリウム・ガスで満たされている。熱中性子柱の中央には 16 in (40.6 cm) 角の部分グラファイト・プラグになっており、ここだけ抜くことができる。また、炉上面には熱中性子用の垂直実験孔がある。第17図に示すように、熱中性子柱と重水タンクの間にボラルカーテンと鉛シャッターがある。鉛シャッターは厚さ 3 in (7.62 cm) で、上半分が鉛で下半分がグラファイトのものと、この逆の組合せのもの2枚でできている。この2枚のシャッターは電動機で上下に動く。ボラル・カーテンは圧縮空気で作動する。

7) 上部遮蔽体

上部遮蔽体としては第17図に示すように上段プラグと下段プラグの2つがある。下段プラグは、高さ 36 in (91.4 cm), 直径 104 in (264 cm) の円柱状のアルミタンク内に密度 5 g/cm³ の重コンクリートおよび 10 cm の鉛層とが入ったもので、下部には冷却用のパイプが埋込まれている。燃料要素挿入用の角孔 24, 制御棒用の 6 本, 垂直実験孔用の 9 本の套管 (スリーブ) がいずれも垂直に配置されている。下面には、非常用燃料冷却水の分配室があり、中央下部には燃料要素の案内管が固定されている。

上段プラグは、高さ 51 in (130 cm), 外径 104 in (264 cm), 内径 36.5 in (92.7 cm) のドーナツ型の固定プラグと、その中央部に回転プラグとがある。共にアルミニウム製のプラグに重コンクリートおよび鉛が入っている。固定プラグには、垂直実験孔用の套管 8 本があいている。回転プラグには、中央垂直実験孔用および制御棒用の套管と、燃料格子の各周列に対応する 4 本の套管がある。いずれもプラグによって遮蔽されている。24本の燃料要素および 6 本の制御棒は、回転プラグを適当な位置まで電動機により回転させてとり換えることができる。

8) 制御棒

全部で 6 本あり構造はすべて同一である。一本だけが自動制御系につながっていて調整棒として、他の 5

本はシム棒としてはたらく。吸収体は外径 3 in (7.62 cm) の不銹鋼被覆のカドミウム筒である。

制御棒は外板上取り付けられた 16W の電動機で駆動される。制御棒の詳細は「4.4 計測制御系統」にのべる。

4.3 冷却系統

大別すると次のような系統となる。

- 1) 重水系統
- 2) ヘリウム系統
- 3) 熱遮蔽系統
- 4) 二次冷却系統
- 5) 空気系統
- 6) 非常用冷却系統

以上のうち二次冷却系および非常用冷却系の高架水槽などが炉室建家の外にある他、主として地階の重水ポンプ室内に設置されている。

1) 重水系統

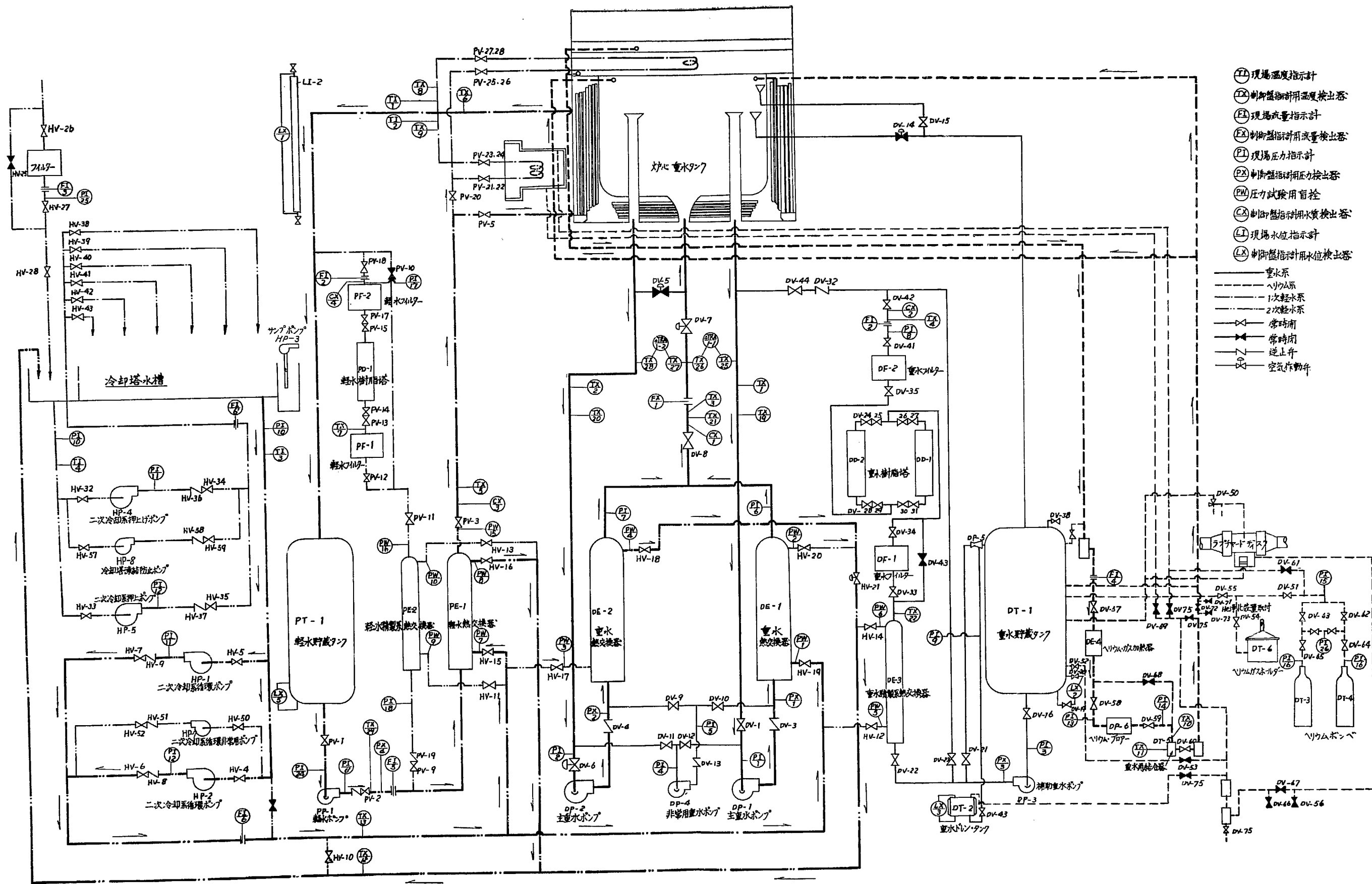
重水タンク内の重水は、冷却材のほか、減速材および反射材として用いられている。

用いた重水の仕様は次のとおりである。

第6表 重水の仕様

純度	99.75 mol % 以上
電気伝導度	15 μ U/cm 以下
KMnO ₄	1.0×10^{-8} g/g
密度	1.105 g/ml at 25°C
氷点	3.82 °C
所要量	約 9 ton

重水系の系統図を第22図に示す。重水は重水タンク出口管 (内径 25 cm) 2 本から主重水ポンプ DP-1 および DP-2 により、2 台の重水熱交換器 DE-1 および DE-2 に送り込まれ、1 本にまとまり重水入口管 (内径 30 cm) を通じ重水タンクに帰る。これが主重水系統である。10 MW では重水の熱交換器入口温度は約 53°C で出口温度は約 46°C まで下げられる。主重水系と平行して、重水の精製をおこなうため重水溢水管から重水貯蔵タンク DT-1 に流出した重水を補助重水ポンプ DP-3 により重水精製系を通して精製する。その流量は毎分約 20 l で主流量の 0.1% 程度である。精製系は DP-3 から重水精製系交換器 DE-3 をへて、第1重水フィルター DF-1, 重水樹脂塔 DD-1 または DD-2 を通り、第2重水フィルター DF-2 を通って主重水ポンプ DP-1 の吸入側に入る。各機器のドレンは、すべてドレンタンク DT-2 につながれている。DT-2 にたまったものはエダクター



- ① 現場温度指示計
- ② 制御盤指針用温度検出器
- ③ 現場流量指示計
- ④ 制御盤指針用流量検出器
- ⑤ 現場圧力指示計
- ⑥ 制御盤指針用圧力検出器
- ⑦ 圧力試験用盲栓
- ⑧ 制御盤指針用水位検出器
- ⑨ 現場水位指示計
- ⑩ 制御盤指針用水位検出器

- 重水系
- - - 軽水系
- 1次軽水系
- - - 2次軽水系
- 常時開
- 常時閉
- 逆止弁
- 空気作動弁

DP-5 によって重水貯蔵タンク DT-1 にもどす。また、機器のペントはすべてヘリウム系につながれている。重水タンクの水位は、炉の第7壁にある直視式水位計で、また、DT-1 の水位も重水ポンプ室外の水位計で見ることができる。

重水ポンプ室のとなりのファンおよびフィルター室に、重水の純度を連続的に測定する赤外線吸収計および試料の取出口が2カ所ある。

重水系統の主要機器およびその要目は次のとおりである。

(1) 主重水ポンプ (2基 DP-1, DP-2)

流 量	11.4 m ³ /min
総 揚 程	30.5 m
流 体	重水 (比重 1.1)
電 動 機	125HP, 200V, 50 ϕ
材 質	羽根車, 軸, ケーシングは 不銹鋼製, 洩れ止めにはメ カニカルシールを使用。

(2) 補助ポンプ (1基 DP-3)

流 量	0.057 m ³ /min
総 揚 程	24.4 m
電 動 機	1 $\frac{1}{2}$ HP, 200V, 50 ϕ
材 質	羽根車, 軸, ケーシングは 不銹鋼,

(3) 重水熱交換器 (2基 DE-1, DE-2)

	一 次 側 (管 側)	二 次 側 (シエル側)
流 体	重 水	純 軽 水
流 量	9.5 m ³ /min	6.44 m ³ /min
比 重	1.1	1.0
入 口 温 度	53.3 °C	31.7 °C
出 口 "	46.1 °C	42.8 °C
材 質	アルクラッドおよびアルミニウム	

(4) 重水貯蔵タンク (1基 DT-1)

寸 法	366 cm 高さ, 183 cm 直径
材 質	アルミニウム

(5) 重水ドレンタンク (1基, DT-2)

寸 法	長さ 90.2 cm, 内径 30.5 cm
材 質	アルミニウム

(6) 重水樹脂塔 (2基 DD-1, DD-2)

寸 法	直径 25.4 cm, 長さ 152.5 cm
材 質	アルミニウム
流 量	0.019 m ³ /min
樹 脂	

0.0226 m³ ポリスチレン陽イオン
(Amberlite IR-120)

0.0481 m³ ポリスチレン陰イオン
(Amberlite IRA-400)

(7) 重水フィルター (2基 DF-1, DF-2)

材 質	アルミニウムおよび陶管
流 量	0.019 m ³ /min

(8) エダクター (1基 DP-5)

寸 法	圧力管 1.9 cm 直径 吐出管 2.54 cm 直径 吸込管 2.54 cm 直径
材 質	不銹鋼
特 性	噴流 1.76 kg/cm ² g で 0.019 m ³ /sec 吸込量 0.0076 m ³ /min

(9) 重水精製系熱交換器 (1基 DE-3)

容 量	14.5 kW
-----	---------

設計条件	一 次 側 (管 側)	二 次 側 (シエル側)
流 体	重 水	純 軽 水
流 量	0.019 m ³ /min	
入 口 温 度	53.3 °C	31.7 °C
出 口 "	40.6 °C	42.8 °C
材 質	アルミニウム	

(10) 非常用重水ポンプ (1基 DP-4)

流 量	0.76 m ³ /min
総 揚 程	13.7 m
電 動 機	5 HP, 200V, 50 ϕ
材 質	羽根車, 軸およびケーシング は不銹鋼, 洩れ止めはメカニ カルシールを使用

2) ヘリウム系統

重水タンクの水面上はもちろん、各機器の重水面はすべて、ヘリウムガスホルダーからの水柱 2.5 in (6.35 cm) の圧力のヘリウムで満たしてある。このヘリウムは、重水の分解によって生ずる重水素ガスと酸素ガスを、重水再結合器に運び重水に帰す役をも果たす。ヘリウム系には上段上部プラグの炉上面部など多くの場所でネオプレンのシールがあるが、多少の漏洩はさけられない。実測の結果では、燃料要素交換時をのぞくヘリウムの消費量は年間ボンベ 20 本程度である。ヘリウム系の主循環系には、ルーツブローア型ヘリウムブローア DP-6 がある。系統図は第22図に示すとおりである。ヘリウムの主循環系と平行してこ

の一部分の流れは精製系を通り精製される。

何かの事故によりヘリウム系の圧力が異常に高くなると、空気系に自動的に吹き出す安全弁がついている。

主要な機器は次のものである。

(1) ヘリウム・ポンプ (2基 DT-3, DT-4)

容 量 6 m³
純 度 99.99%

(2) ヘリウム・プロアー (1基 DP-6)

流 体 ヘリウム・ガス
流 量 10 cfm (0.283 m³/min)
吐出圧力 10 in (25.4 cm) 水柱
材 質 ケーシング 銑鉄
軸 炭素鋼
電 動 機 ½HP

(3) ヘリウム・ガスホルダー (1基 DT-6)

容 積 直径 6 ft (183 cm)
高さ 6 ft (183 cm)
温 度 50°F (10.0°C) から
180°F (82.2°C)
常用圧力 2½ in (6.35 cm) 水柱
材 質 アルミニウム

(4) 重水再結合器 (1基 DT-5)

流 体 ヘリウム・ガス
ヘリウム中の D₂ ガスを 0.3 %以下, O₂ ガスを 0.15% 以下, N₂ ガスを 0.1% 以下にする。

使用温度 140°F (60.0°C)
触 媒 0.5% パラジウム入り礬土
⅛ in (0.318 cm) alumina pellets

材 質 アルミニウム

(5) ヘリウム・ガス・ヒーター (1基 DE-4)

温 度 入口 95°F (35.0°C)
出口 135°F (57.2°C)
流 量 10 cfm (0.283 m³/min)
電 力 1,100W

3) 熱遮蔽系統

熱遮蔽系は軽水タンク内の熱遮蔽および生体遮蔽の冷却水の系統で、第 22 図に示す。主系統は軽水ポンプ PP-1 により、毎分 0.55 m³ の流量で軽水熱交換器を通り、一部は軽水タンクに、一部は上部プラグ等のその他の冷却管に行き、軽水貯蔵タンク PT-1 をへて再び PP-1 にもどる。この系も重水系と同じく一

部分を精製している。この量は毎分 11 l である。軽水精製系熱交換器 PE-2 は精製系の樹脂の保護のためのものである。

主要な機器は次のようなものがある。

(1) 軽水貯蔵タンク (1基 PT-1)

寸 法 高さ 11 ft (335 cm)
直径 5 ft (152 cm)
使用温度 60°C
材 質 アルミニウム

(2) 軽水熱交換器 (1基 DE-1)

	一次側(シェル)	二次側(管)
流 体	純 軽 水	二次冷却系軽水
流 量	137 gpm (0.519 m ³ /min)	204 gpm (0.772 m ³ /min)
入口温度	140°F (60.0°C)	89°F (31.7°C)
出口 "	112°F (44.4°C)	109°F (42.8°C)
材 質	不 銹 鋼	

(3) 軽水精製系熱交換器 (1基 PE-2)

	一次側(シェル)	二次側(管)
流 体	純 軽 水	二次冷却系軽水
流 量	3 gpm (1.14 × 10 ⁻² m ³ /min)	
入口温度	140°F (60.0°C)	89°F (31.7°C)
出口 "	105°F (40.6°C)	109°F (42.8°C)
材 質	不 銹 鋼	

(4) 軽水ポンプ (1基 PP-1)

流 量 150 gpm (0.568 m³/min)
総 揚 程 70 ft (21.3 m)
電 動 機 7.5HP, 200V, 50 ϕ
材 質 不銹鋼

(5) 軽水樹脂塔 (1基 PD-1)

寸 法 長さ 5 ft (152 cm)
直径 10 in (25.4 cm)
流 量 3 gpm (1.14 × 10⁻² m³/min)
樹 脂
0.8 ft³ (2.27 × 10⁻² m³) ポリスチレン陽イオン
(Amberlite IR-120)
1.7 ft³ (4.81 × 10⁻² m³) ポリスチレン陰イオン
(Amberlite IRA-400)

材 質 アルミニウム

(6) 軽水フィルター (2基 PF-1, PF-2)

フィルター Porcelain candles
(5 ミクロン孔)

容器材質	アルミニウム
流量	3 gpm ($1.14 \times 10^{-2} \text{ m}^3/\text{min}$)

4) 二次冷却系統

重水熱交換器、軽水熱交換器などの二次側は、炉室外の冷却塔につながる二次冷却系で第22図に示すとおりである。

冷却塔は JRR-2 建家外、炉心より北 25 m、東 32 m の位置に設置され炉内で発生する全熱量約 11.2 MW を除去する。

設計条件は次のとおりである。

流量	3,800 gpm ($14.4 \text{ m}^3/\text{min}$)
入口水温	109°F (42.8°C)
出口 "	89°F (31.7°C)
湿球温度	77°F (25.0°C)
風速	0~120 mph (53.6 m/sec)

この系統の主要機器には次のものがある。

- | | |
|-----------------|--|
| (1) 水槽 | 9.3×13.6×1.8(深さ)(m^3) |
| (2) 冷却塔 | 7.3×13.6×7(高さ)(m^3) |
| (3) 循環ポンプ | |
| 揚程 | 75 ft (22.9 m) |
| 水量 | 1900 gpm ($7.19 \text{ m}^3/\text{min}$)
(1基) |
| 馬力 | 60HP (1基) |
| 基数 | 2基 (HP-1 および HP-2) |
| (4) 押し上げポンプ | |
| 揚程 | 55 ft (16.8 m) |
| 水量 | 1950 gpm ($7.39 \text{ m}^3/\text{min}$)
(1基) |
| 馬力 | 50HP (1基) |
| 基数 | 2基 HP-4 および HP-5 |
| (5) サンプポンプ | |
| 揚程 | 25 ft (7.62 m) |
| 水量 | 50 gpm ($0.189 \text{ m}^3/\text{min}$) |
| 馬力 | 2 HP |
| 基数 | 1基 HP-3 |
| (6) 二次冷却系非常用ポンプ | |
| 揚程 | 85 ft (25.9 m) |
| 水量 | 125 gpm ($0.473 \text{ m}^3/\text{min}$) |
| 馬力 | 5 HP |
| 台数 | 1台 (HP-7) |
| (7) 冷却塔凍結防止ポンプ | |
| 揚程 | 65 ft (19.8 m) |
| 水量 | 150 gpm ($0.568 \text{ m}^3/\text{min}$) |
| 馬力 | 5 HP |
| 台数 | 1台 (HP-8) |

冷却塔内の水槽は二つに分れており、主水槽内の冷却された水は2台の循環ポンプ (HP-1, 2) でポンプ室の各熱交換器に送られる。ここで原子炉内で発生した熱をとり補助水槽内に導かれ、ここから押し上げポンプ (HP-4, 5) により冷却塔の上部に送られ480個のノズルから冷却塔内に散布され主水槽に落下する間に冷却される。したがって、この系内の水は蒸発、飛沫損失および blow-down により減少するから、原子炉出力 10 MW のとき、最大約 20 ton/hr の割合で水を補給する。この補給水は配管材料の鉄および重水熱交換器の材料アルミニウムを共に腐食させぬよう水処理をおこない系内の pH は 7.0~7.5 になるよう保たれる。また、防食材としてはアミン系レスコールを用いている。この防食には特に留意してあり、さらに系内にアルミニウムのサンプルをおいて、その腐食に注意するとともに pH 警報装置を設置し pH 6.5~7.5 をはずれた時は、制御室に警報がゆくようになっている。

系内には放射線モニターも設置され放射線問題にも万全を期している。二次冷却系非常用冷却ポンプ (HP-7) は循環ポンプ (HP-1, 2) と並列に設置されており、動力は研究所内非常用電源と直結している。したがって、商用動力源が、故障の時、あるいは循環ポンプが故障した際使用される。

冷却塔凍結防止ポンプ (HP-8) は押し上げポンプ (HP-4, 5) と並列に設置されており、これも非常用電源につながっている。

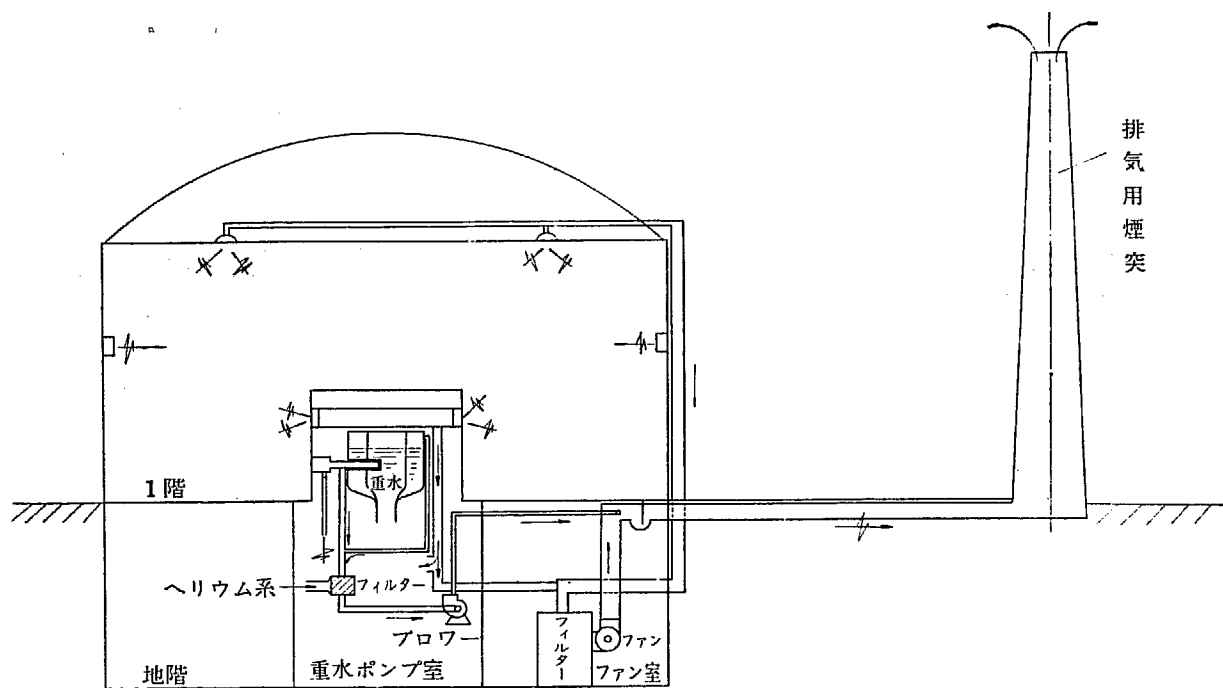
5) 空気系統

軽水系統の水面の上、実験孔のすきま、炉の上面など放射性の空気はすべて空気系につながれて、重水ポンプ室内のフィルターをへて、排気用煙突から大気中に放出される。

炉室の換気は炉室の壁から新しい空気が出て炉壁および炉室天井の吸込口に吸い込まれ、主口過装置にいつている。(第22図および第23図参照)

この系統の機器は、次のようなものがある。

- | | |
|--------------|------------------------------|
| (1) ブロアー 1基 | |
| 流量 | 22.7 m^3/min |
| 吐出圧力 | 25.4 cm 水柱 |
| 電動機 | 3 HP, 200V, 50HP |
| 回転数 | 2,900 rpm |
| (2) フィルター 2基 | |
| 容器材質 | アルミニウム |
| フィルター | ケンプリッジ |
| | 1A-1000 および 3A-95 |



第23図 炉室換気系統

6) 非常用冷却系統

事故時燃料溶融をふせぐための非常用冷却系統には、重水配管破損のため漏出した重水を再循環する装置、非常冷却用高架水槽内の軽水を直接炉内に流し込む方法などがある。これらの詳細については「4.5 後備安全装置」にのべる。なお、サンプ・ピットの再循環ポンプおよび排水ポンプは、次のようなものである。

(1) サンプ・ピット再循環ポンプ (1基 EP-1)

流量	250 gpm (0.946 m ³ /min)
総揚程	50 ft (15.2 m)
電動機	7.5HP, 200V, 50 ϕ
材質	鋼, 鋳鉄, 不銹鋼

これはサンプ・ピットの上に設置されたたて型ポンプで、サンプ・ピットにたまった重水を炉心に汲み上げるほか、サンプ・ピットにたまった軽水を炉心に汲み上げ、また、冷却塔のサブページンに軽水をもどすこともできる。

(2) サンプ・ピット排水ポンプ (1基 HP-6)

流量	2 gpm (7.57 $\times 10^{-3}$ m ³ /min)
総揚程	40 ft (12.2 m)
電動機	1 HP, 200V, 50 ϕ
材質	鋼および不銹鋼

4.4 計測制御系統

計測制御系統は、制御系、安全系、炉出力計測系、

水ガス等計測系の4つに大別される。

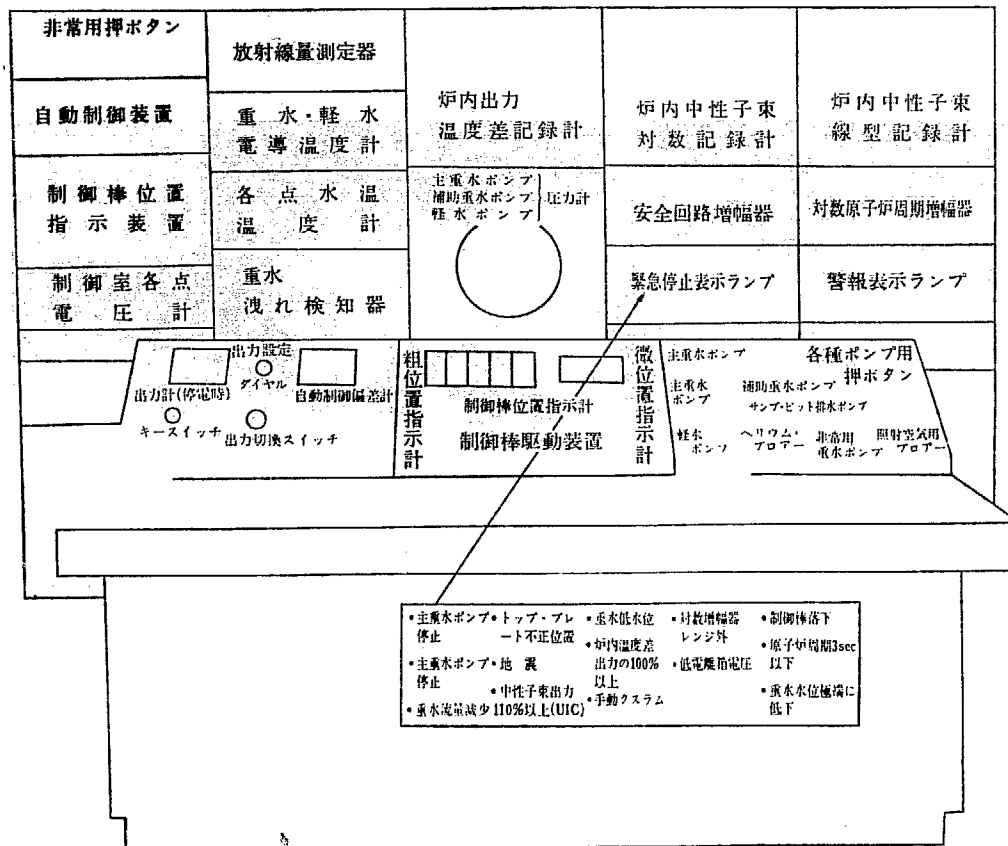
A 制御系

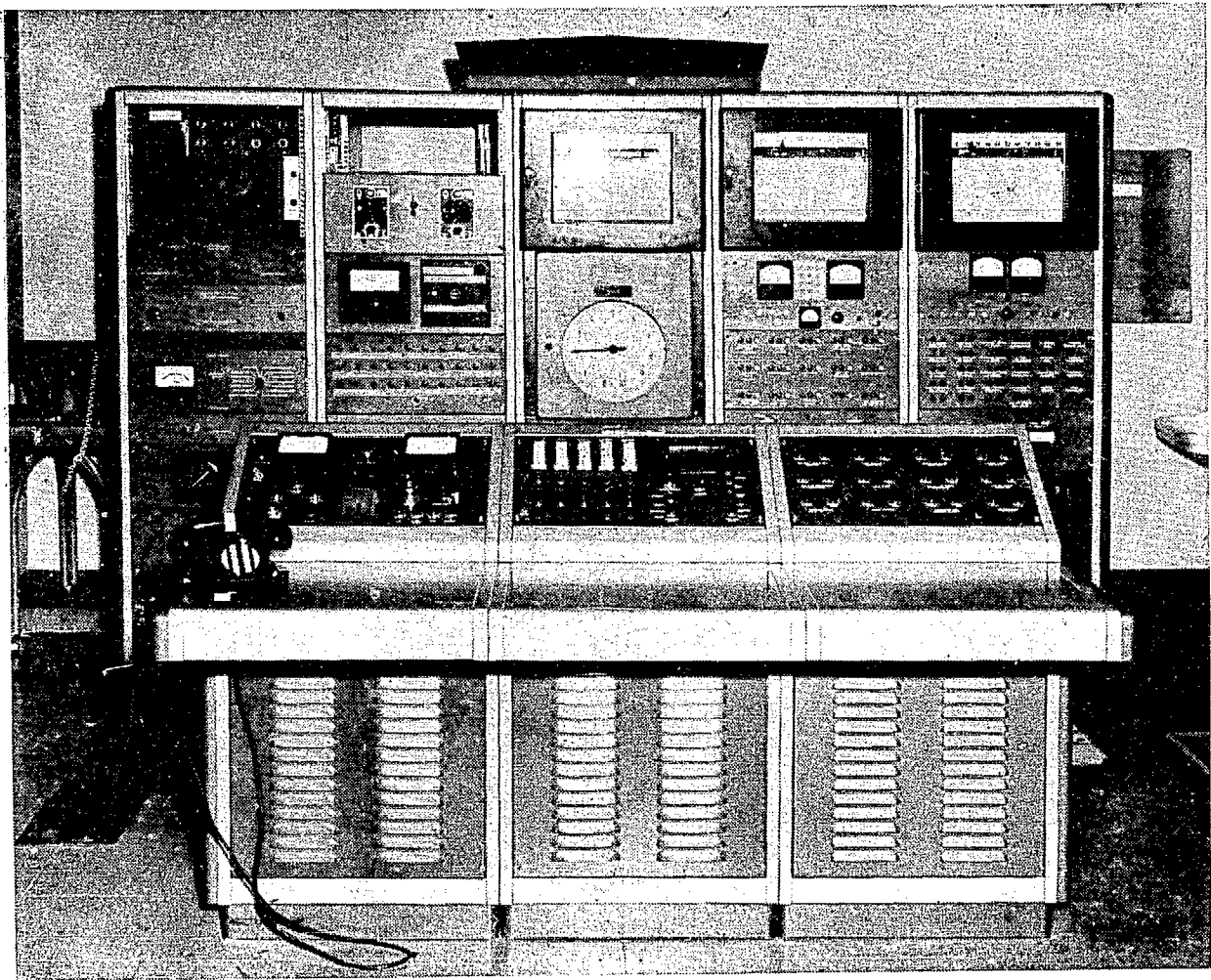
1) 炉出力制御

炉の出力の制御、すなわち運転および停止は垂直方向に動く6本の制御棒によってなされる。これらの制御棒は第19図および第53図に示すように、炉心に対して同一円周上に、かつまた各燃料要素に対して対称に配置されており、6本の制御棒のうち、1本が出力調整のための調整棒として用いられ、他の5本はシム棒として用いられる。各制御棒はすべて同一で、直径3in (7.62cm) 長さ24in (61.0cm) のカドミウムに不銹鋼の被覆がなされた、中空の円筒である。これら6本の制御棒の有する等価反応度の総計は、 $-27.9\% \Delta k/k$ 、すなわち、1本当たりの平均は $-4.65\% \Delta k/k$ である。おのおのの制御棒はその上端を電磁石により制御棒駆動装置に接続されている。

制御棒駆動装置の機構は、炉体側面上部各6個所に設置されている制御棒駆動用電動機の廻転を歯車で減速し、この廻転をラック・ピニオンを用いて制御棒に接続されている電磁石を、垂直方向に移動せしめ得るようになっている。なお、炉の緊急停止の必要を生じた時は、自動的に、また手動でこの電磁石の電流を切ることによって制御棒を自然落下させ、急速に炉の反応度を下げることができる。

平常の炉の運転の際は、5本のシム棒を適当な位置まで引き抜き、1本の調整棒で炉の出力を制御する。





第 24 図 制御室内の制御台および制御盤

これらの制御棒の位置は、制御棒駆動装置と連動する電位差計式位置指示計で制御室内の制御台上で知ることができる。位置指示計は 5 個の粗位置指示計および 1 個の微位置指示計からなっている。粗位置指示計はおおのこの制御棒の位置を全駆動距離の 1% の精度で読みとることができ、微位置指示計は、全駆動距離の 0.01% の精度で読みとることができ、常時は粗位置指示計でシム棒のおおのこの位置を指示し、微位置指示計で調整棒の位置を指示するようになっているが、必要に応じてシム棒の位置を、微位置指示計で指示することができる。

また、このほかに制御棒の動作を指示する装置として、制御棒が上限にある場合、下限にある場合、電磁石と離れている場合などを指示するリミットスイッチおよび指示ランプなどが設備されている。

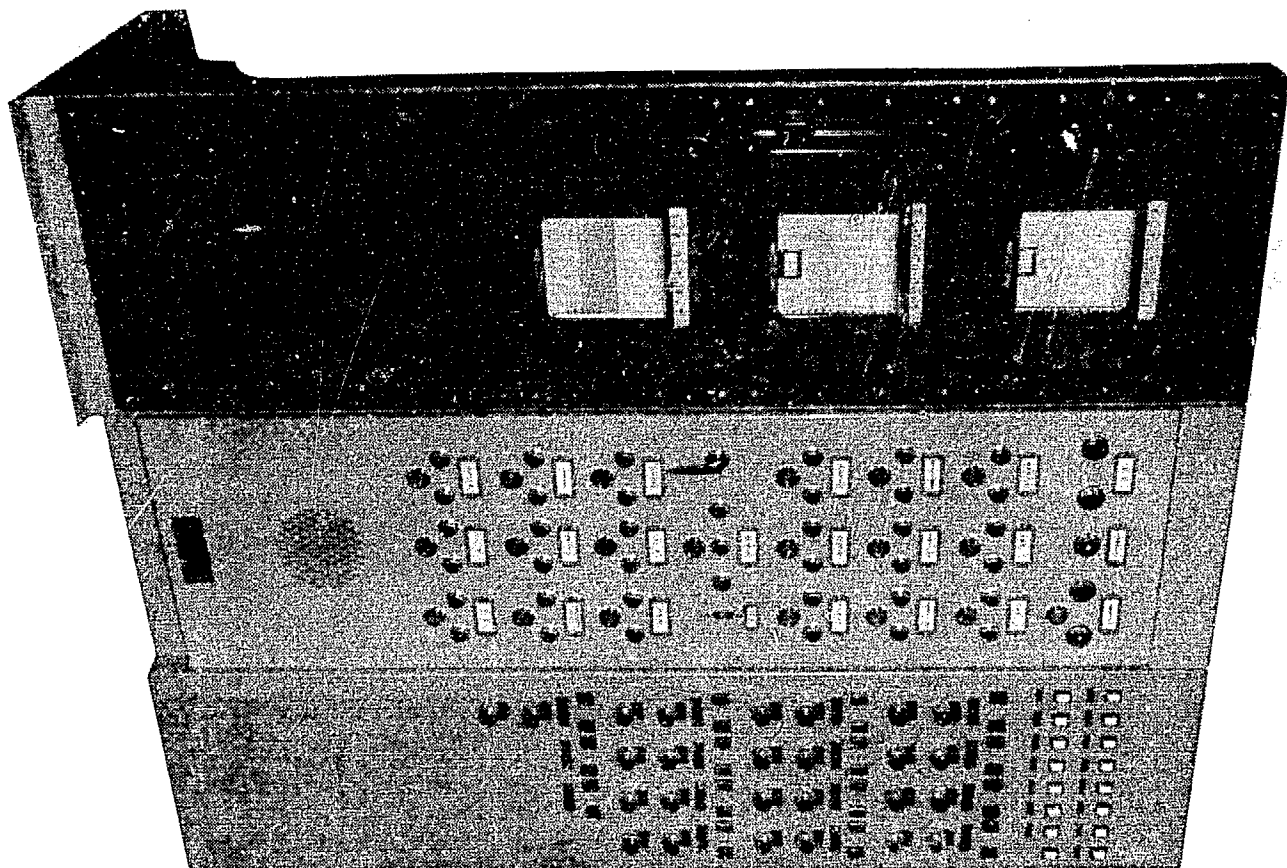
これらの電磁石とか制御棒位置指示計などへの電気配線は、制御棒駆動機構上端より、プラグを通して炉体内より炉体外へ導き出されている。炉の核計算によ

れば、炉を 10 MW で運転するためには、次のような余分の反応度を考慮しておかねばならない。（「5.1 核設計概要参照」）

- a) 毒作用、温度効果などによるもの $8.68 \% \Delta k/k$
- b) 実験孔に重水が入った時 $7.05 \% \Delta k/k$
（これは炉心に 12 本の燃料要素を入れた場合の値で、もし燃料要素が 24 本入っている時は、上記の反応度は $8.52 \% \Delta k/k$ となる）
- c) 実験用余剰反応度 $6.5 \% \Delta k/k$
24本の燃料要素を入れた場合に、これらを総計すると、

$$8.68\% \Delta k/k + 8.52 \% \Delta k/k + 6.5 \% \Delta k/k \\ = 23.7 \% \Delta k/k$$

となる。これに対し、前記のように制御棒の持つ等価反応度は、 $-27.9 \% \Delta k/k$ であるから、制御棒は炉を制御するのに十分な負の反応度を有していることになる。なお後述のように、負の反応度は、さらに重水レベルをダンプレベルまで下げることによって与えら



第 25 図 制御室内ポンプ操作盤および警報盤

れる。これによる効果は、 $-4.7\% \Delta k/k$ と計算されている。

炉の始動時でかつ ^{135}Xe , ^{149}Sm などの毒作用、温度効果による反応度の減少がない場合は、制御棒は、これらの余剰反応度に見合うだけ挿入された状態で運転される。しかし、その後毒作用、温度効果などの増加とともに制御棒は炉から引き抜かれ、同時に制御棒の持つ緊急時制御効果は増大する。制御棒が完全に引き抜かれた時、それは最大値 $-27.9\% \Delta k/k$ となる。

2) 自動制御

炉出力の自動制御は、調整棒の駆動を自動制御することによってなされる。自動制御機構は、炉内に設置

された中性子束測定用の、補償型電離箱を用いている。

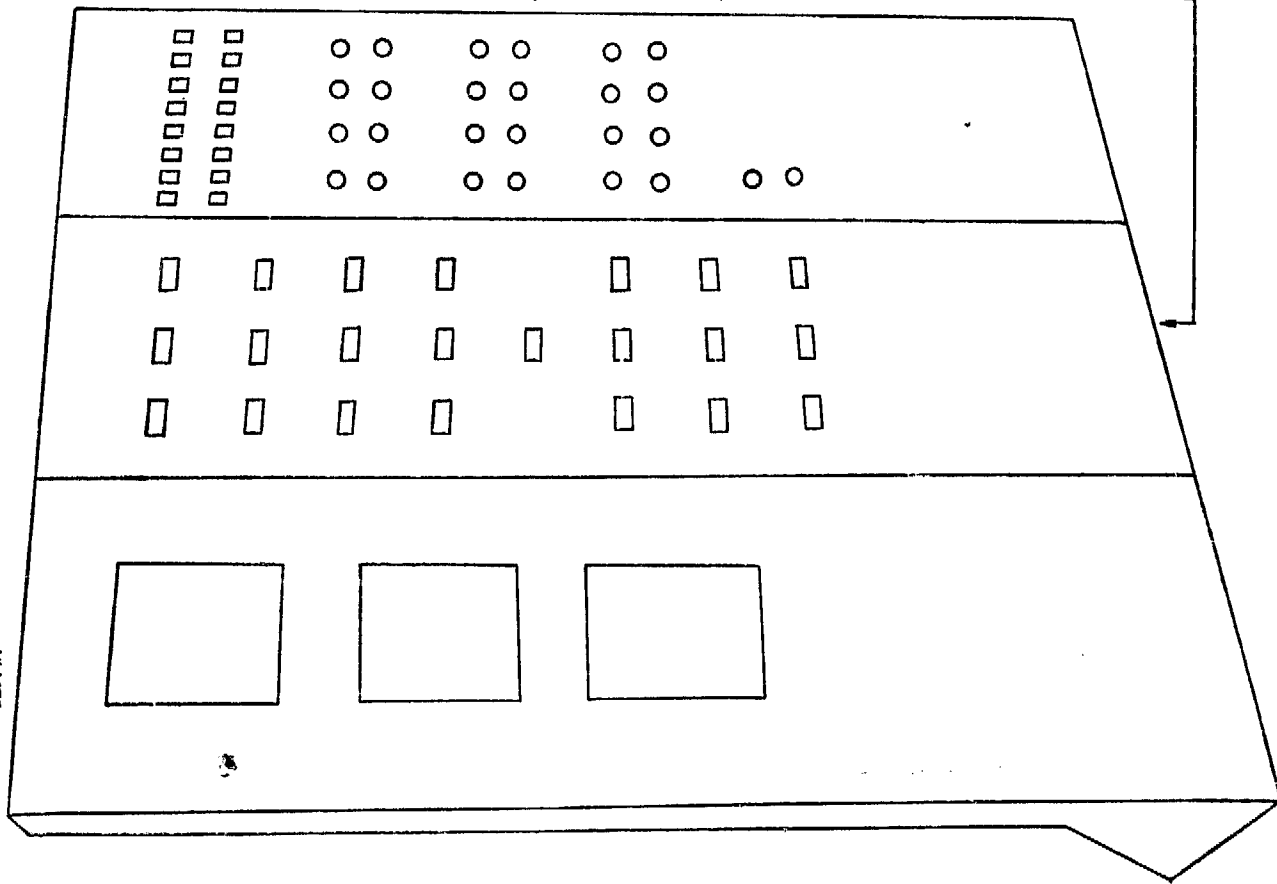
補償型電離箱で中性子束、すなわち、炉の出力を検出し、これを線型出力計に記録する。この線型出力計に示された出力と、あらかじめ設定した出力との誤差がサーボ増幅器に伝えられ、増幅され、この誤差を打消す方向、すなわち設定出力となる方向に調整棒を上下するように、調整棒駆動電動機が回転する。この結果、炉の出力は自動的に設定出力を保つように制御される。

この自動制御回路を働かすためには、炉の出力と、設定出力との誤差が、設定出力の $\pm 5\%$ 以内に入って

二次冷却系電動機
制御盤

JRR-2 各種
設備警報盤

重水赤外分光装置
記録計



水平実験孔
遮蔽 (鉛ドア) 指示ランプ

二次冷却系各種ポンプ用押ボタン

冷却塔送風機用押ボタン

二次冷却系各種補助ポンプ用押ボタン

電	源	所内非常電源	非常用電源 (ディーゼル) (40kVA)
冷却塔 (pH)	冷却塔	冷却塔	冷却塔
使用済み燃料 貯蔵プール (電導度)	使用済み燃料 貯蔵プール (汚染)	使用済み燃料 貯蔵プール (温度)	使用済み燃料 貯蔵プール (温度)
重水濃度 (赤外)	重水濃度 (赤外)	重水濃度 (赤外)	貯水池 (高架水槽) (水位)
高梁水槽	高梁水槽	高梁水槽	排風機
給気	給気	給気	気密扉インターロック
圧縮空気圧力	圧縮空気圧力	圧縮空気圧力	予備
気密扉空気圧	気密扉空気圧	気密扉空気圧	予備
重水ポンプ室扉	重水ポンプ室扉	重水ポンプ室扉	予備

いなければならない。

炉が自動制御運転中、炉出力の変動により、あるいは、その他の原因で制御棒を引き抜くことが好ましくない状態になった時のために、この炉の制御棒駆動機構には、制御棒自動挿入回路が組みこまれている。

この回路は制御棒駆動電動機が自動的に、制御棒を下降させる方向、すなわち、炉の出力を下げる方向に回転するようになっており、次のような場合に動作する。

- a) 炉の周期が 10 sec 以下となった時
- b) 炉の出力が定格出力の 105% となった時
- c) 自動制御運転の際、炉の出力と設定出力との誤差が設定出力の $\pm 5\%$ を越えた時
- d) 制御棒つり下げ用電磁石から制御棒がはなされた時

B 炉安全系

炉は以上のように運転されるが、さらに事故の際、炉および外部に対する安全保持のために、炉の緊急停止回路および非常用冷却系が設けられている。また、これらの操作は、すべて制御室においてなされるようになっている。

1) 緊急停止系 (スクラム)

炉の緊急停止の必要が起った時は、ただちに、自動的に、電磁石の電流を切り、制御棒を電磁石から切り離して自然落下により挿入し、炉を緊急停止させる回路がある。この回路のために炉体内に 2 本の非補償型電離箱が組み込まれている。この 2 本の非補償型電離箱は全く並列に用いられる。中性子束を検出したこの電離箱からの電流は、炉制御室内に組み込まれている直流増幅器の入力として加えられ、この増幅器の出力で制御棒吊下げ用電磁石回路を開閉する継電器を動作させる。

炉の出力が定格出力の 110% となった時この回路が動作し、電磁石の電源を切り制御棒を落下させる。電磁石の電源を切る継電器としては、ほかに炉の周期が 3 sec 以下となった時に動作するものがある。またこのほかに上記直流増幅器への供給源を切ることにより炉を緊急停止させることができる。これら緊急停止回路を総合すると次のようになる。

- a) 中性子束が定格出力の 110% を越えた時
- b) 原子炉周期が 3 sec 以下となった時
- c) 電磁石から制御棒がはずれた時
- d) 対数記録計が全目盛の 110% 以上もしくは 0.0002% 以下となった時

- e) 補償型電離箱への供給電圧が低下した時
- f) 主重水ポンプ電動機停止の時
- g) 重水水位の低下した時
- h) 重水の流量が減少した時
- i) 温度差記録計の指示が定格出力の 110% を越えた時
- j) 設定値 (100 gal) 以上の地震の時
- k) トップ・プレートがはずれている時。

なおこれら 2 つのほかに、運転員が緊急停止の必要を認めた時、ただちに炉を停止させる緊急停止用スクラム押ボタンが用意されている。

炉に負の反応度を与えるためには、上記のように制御棒の挿入によるほかに、重水の水位を下げることによってなされる。このための押ボタンが制御室に置かれており、これを操作することによって重水タンク内の重水の一部は、ただちに重水貯蔵タンクに戻され重水水位は下る。ただしこの場合においても、重水水位は冷却のために必要な水位、すなわち、つねに燃料要素よりは上にあるようになっている。以上のように炉が緊急停止した時、運転員はただちに制御盤上の指示装置および警報でその原因を知ることができる。

2) 警報装置

以上のほかに、炉の種々の事故を知らせるものとして、警報装置がある。運転員は、これによりただちに、その原因を知りこれに対処できる。この警報装置には、警報と指示ランプの双方が同時に働くものと、指示ランプだけのものとの 2 種類がある。

(1) 警報、および指示ランプのつく場合

- a) 原子炉周期が 10 sec 以下となった時
- b) 重水系から重水の漏れを生じた時
- c) 炉出力が定格出力の 105% となった時
- d) 自動制御機構の誤差が $\pm 5\%$ を越えた時
- e) 制御棒の駆動に異常を生じた時
- f) ヘリウム圧力の増加によりラプチャード・ディスクが働いた時
- g) 重水の出口温度が規定値より高くなった時
- h) 地震が生じた時 (25 gal 以上)
- i) 重水貯蔵タンクの重水水位が低下した時
- j) 重水ドレンタンクの重水水位が規定値以上の時
- k) 重水の入口温度が規定値以上の時
- l) 軽水貯蔵タンクの軽水水位が規定値以下の時
- m) 冷却塔の水位が規定値以下の時
- n) 炉室内の放射線量が規定値以上の時
- o) 炉室からの排気ガスの放射線量が規定値以上の時

- p) 重水ポンプ室内のサンプ・ピットの水位が規定値以上の時
- q) 核分裂生成物による放射線量の増大した時
- (2) 指示ランプのみのもの
 - a) ヘリウムタンク内の圧力が規定値以上の時
 - b) " " 以下 "
 - c) 重水精製系における電気伝導度が規定値以上となった時
 - d) 軽水精製系における電気伝導度が規定値以上となった時
 - e) 空気差動弁用の供給空気圧が低下した時
 - f) 原子炉周期が 30 sec 以下となった時
 - g) 自動制御棒挿入機構が動作した時
 - h) 重水精製系の温度が規定値以上の時
 - i) 軽水 " "
 - j) 対数増幅器が動作していない時

このほかに特に重水の漏れを検出するために、重水系30カ所に重水漏れ検出器を置き、制御室内で各点の漏れを知ることができるようになっている。

C 計測系統

1) 炉出力計測系

炉の出力は補償型電離箱 (C I C) 2 本、非補償型電離箱 (U I C) 2 本の計 4 本による中性子束の測定および重水タンクの入口および出口の温度差と重水の流量から熱出力の測定がなされる。なお、各電離箱は炉内計測孔に設置される。

この炉は一度始動したのちは、停止の際でも出力は数W以下とはならない。したがって上記電離箱のチャンネルのみで出力の測定が可能である。ただし炉の組立が完成し最初の運転の際は出力ゼロからの始動のため、電離箱での中性子束測定はできない。この出力範囲での中性子束測定のためには BF₃ 計数装置などが必要である。非補償型電離箱 2 本は、制御系においてのべたように、炉の安全系のための出力測定に用いられる。補償型電離箱 2 本のうちの 1 本は対数増幅器に接続されている。この対数増幅器からの出力として、中性子束の対数に比例した電圧および、この電圧の時間微分、すなわち炉の周期の逆数に比例した電圧を得て、これを対数出力計および原子炉周期計に指示し、また対数記録計に記録する。

他の 1 本の補償型電離箱は、途中でレンジ切換スイッチを通り、中性子束に比例した電流を線型記録計に記録する。さらに、前記のようにこの出力とあらかじめ設定した出力とを比較することにより炉の自動制御

がなされる。熱出力の測定は熱交換器の入口および出口の温度差と、そのときの重水の流量から測定される。このために、制御盤上に熱交換器の入口と出口の温度差を記録する温度差記録計および重水の流量を記録する流量記録計が設置されている。

2) 水・ガスなど計測系

炉に用いる水、ガスなどの流量、圧力、温度、電気伝導度などを測定するために、それぞれの場所に発信器が置かれ、制御室内の制御盤上にそれらの指示計、記録計などがとりつけられている。これらの発信器としては、流量はオリフィスを用いた差圧変換器、圧力はブルドン管式圧力発信器、温度は抵抗温度計が用いられている。

このほかに、特に重水の漏れを検出するために重水配管系の 30 カ所に漏洩検出器を置き、制御盤上でその信号を知ることができ、また重水の濃度は、赤外線分析計を用いてつねに監視している。

以上のほか、炉室内の 5 個所に放射線量測定器が設置されており、炉室内の中性子などの測定がおこなわれ、その指示を制御室で知ることができる。

以上のような炉の計測制御系統の一部として、さらに制御室には重水ポンプ室、冷却塔ポンプ室などにある各ポンプの始動、停止のための押ボタンがあり、すべて制御室内で操作できるようになっている。

制御室は、炉室 2 階にあり、その床面が大体炉頂と同じ高さにある。したがって、運転員が制御台に向かって着席した時には、右手窓越しに炉室内を監視することができる。また別に工業用テレビジョンを設け、炉室内および、重水ポンプ室内を監視できるようになっている。

以上のような計測制御系統ブロック・ダイアグラムを第 26 図に、リレー結線図を第 27 図に示す。

4.5 後備安全装置

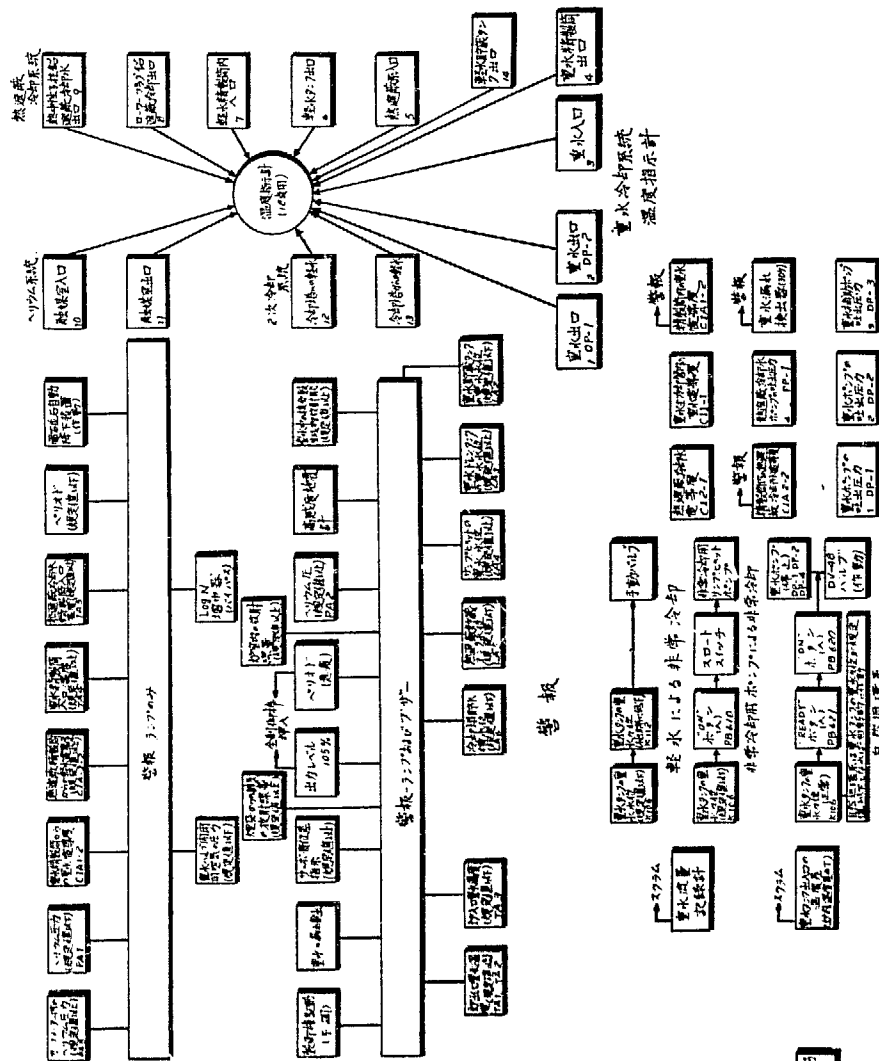
1) 非常用冷却系統

事故の際、通常の方法で重水タンク内の冷却、熱除去が不可能になった場合のために、次のような非常用冷却系が設けられている。

(1) 非常用重水ポンプ (DP-4)

主重水ポンプ DP-1、DP-2 が停電その他の原因で停止した場合、自動的に DP-4 が動き出して、重水タンク内を冷却するようになっている。(第 22 図参照)

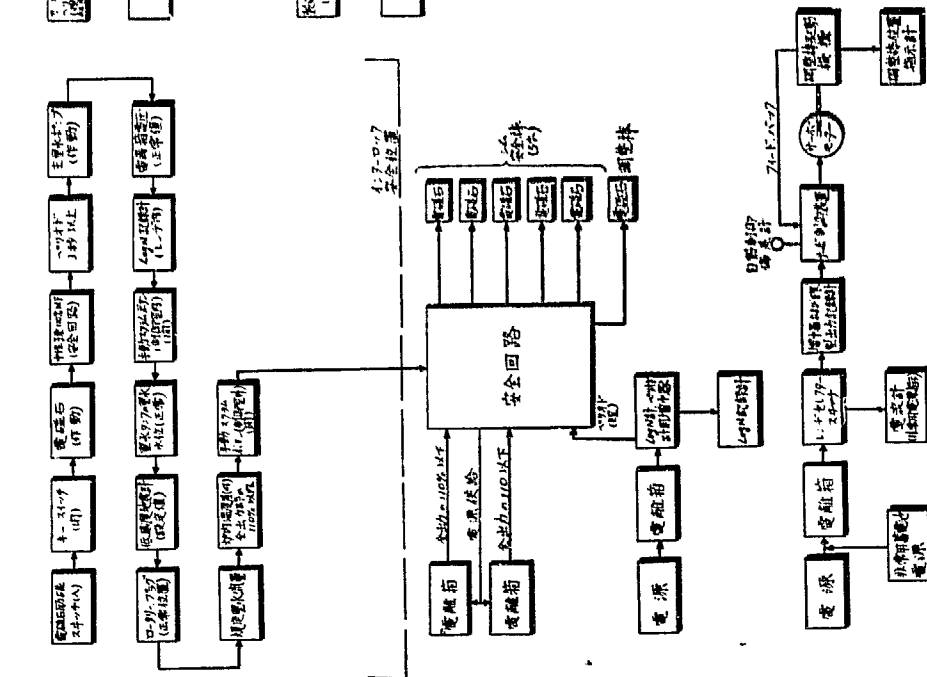
(2) 自然対流による熱除去



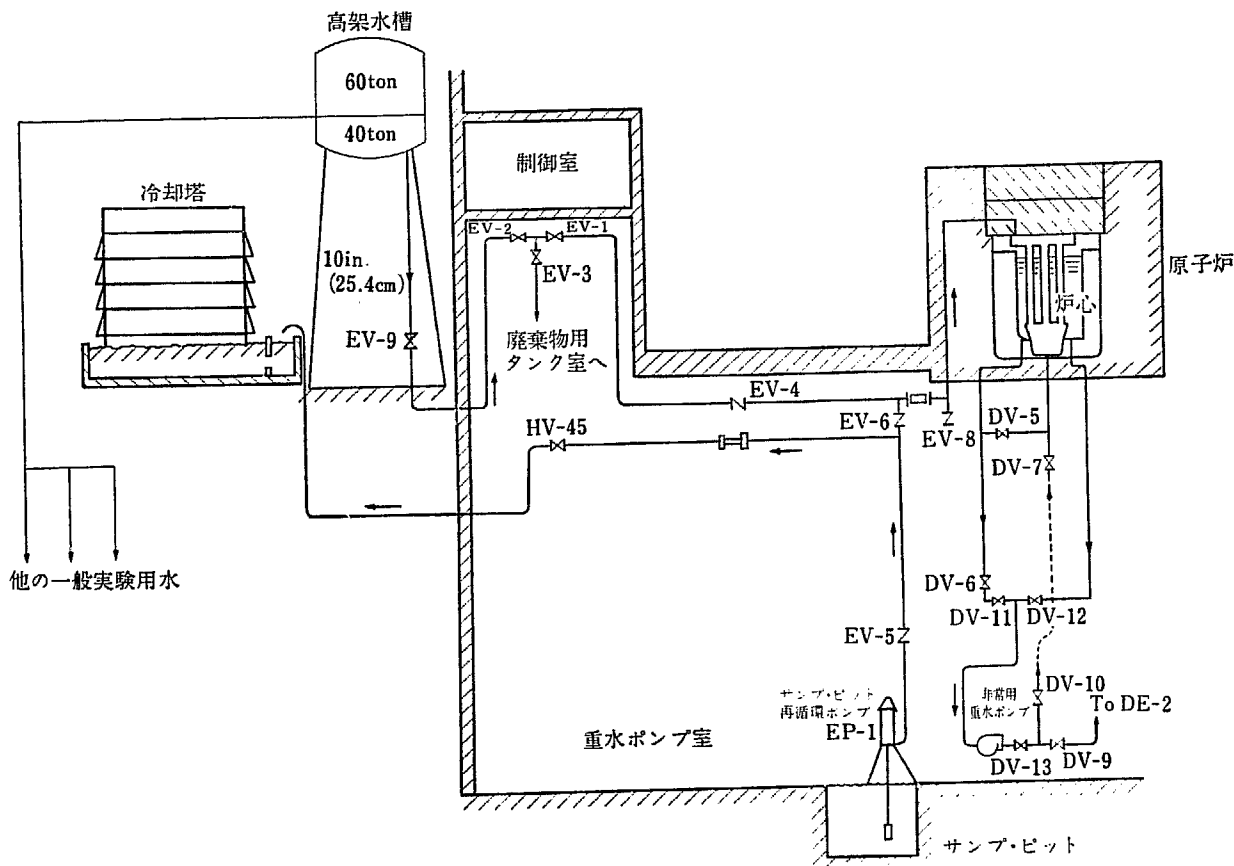
制御指示計

非常用回路動作に要する
事故連鎖

第26図 計測制御系統ブロック・ダイアグラム



計測制御系統



第 28 図 非常用冷却系統図

重水系配管などの一部に漏れを生じ、重水ポンプで循環させることによって、熱を除去することが不可能になった場合などには制御室にあるボタンを操作すると、ただちに必要なバルブが閉鎖して、重水タンクとその下部の配管で閉鎖路を作り、自然対流により熱除去をおこなう。

(3) サンプ・ピット再循環ポンプ (EP-1) による熱除去

(2)の方法での熱除去で不十分の場合は、重水配管からもれて重水ポンプ室内のサンプ・ピット内にたまった重水をサンプ・ピット再循環ポンプを用いて重水タンク内に流し込み、炉の熱除去をおこなうことができる。この場合、EP-1の流量は毎分 570 l くらいまで出すことができる。

(4) 非常冷却用高架水槽内の軽水による冷却

この装置は燃料の溶融をふせぐための最後の安全装置である。第 28 図の示すように、常時は EV-2, EV-1 が閉じ、EV-3 が開いているが、事故の場合上記の方法でもなおかつ燃料溶融の危険のある場合、制御室の床にもうけられた EV-3 を閉じ、EV-2, EV-1 を手動で開くことにより、炉室外の高架

水槽内の軽水をその落差を利用して、直接重水タンク内に流し込むことにより熱除去をおこなう。高架水槽の全容量は、100 ton であるが、最悪の場合でも 40 ton の水がこの冷却に使用でき、停止後溶融を防ぐため毎分約 400 l の水を流しても 1 時間半以上冷却が可能で燃料溶融の心配はない。この場合に (3) の方法を並用可能である。

(5) 2 次冷却系の非常用冷却

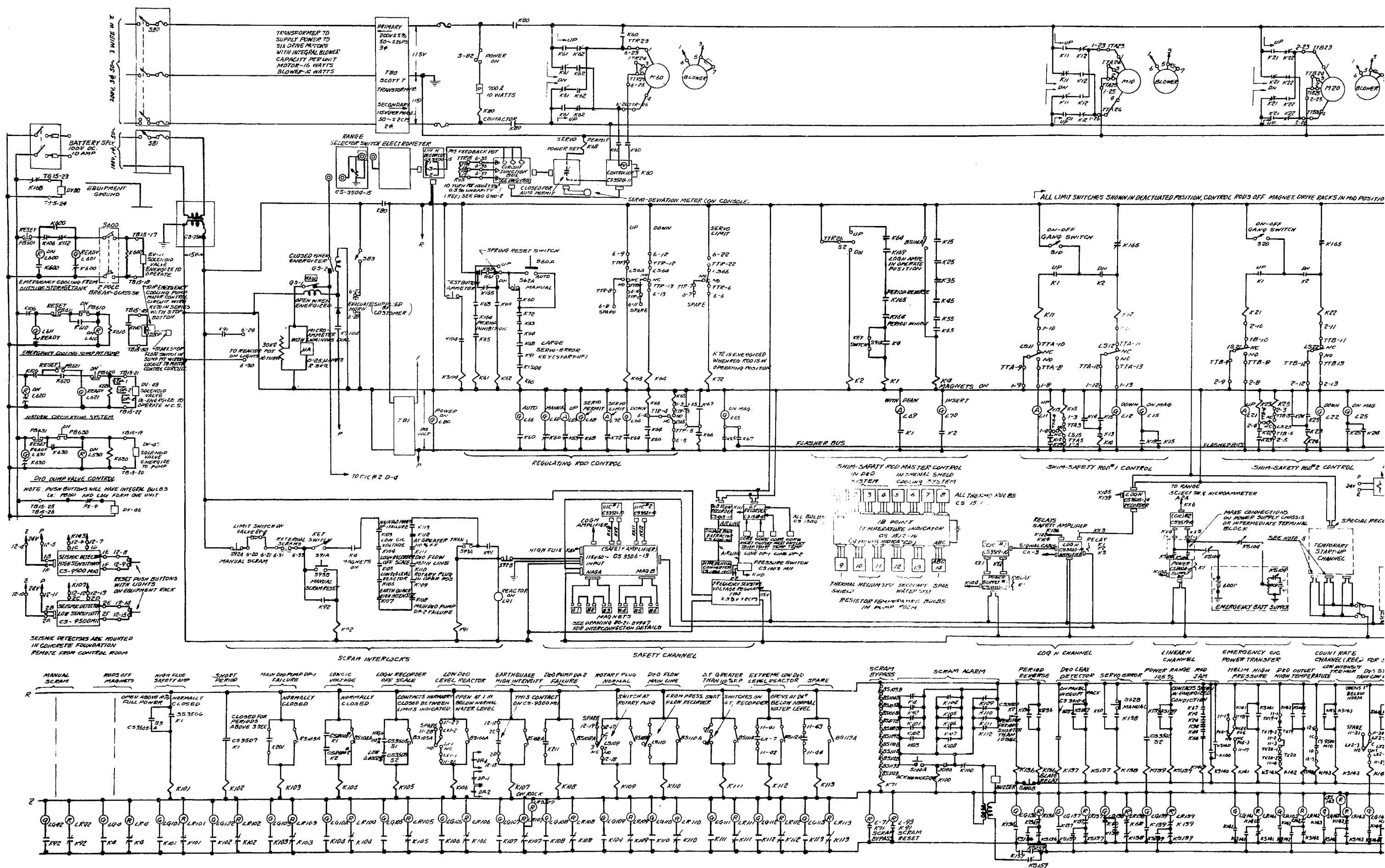
2 次冷却系の配管に漏れが生じたりして熱交換器内の冷却が不可能になった場合には、EP-1 によりサンプ・ピット内の水を冷却塔のサブ・ページンにもどして落差によって水を流し冷却することができる。

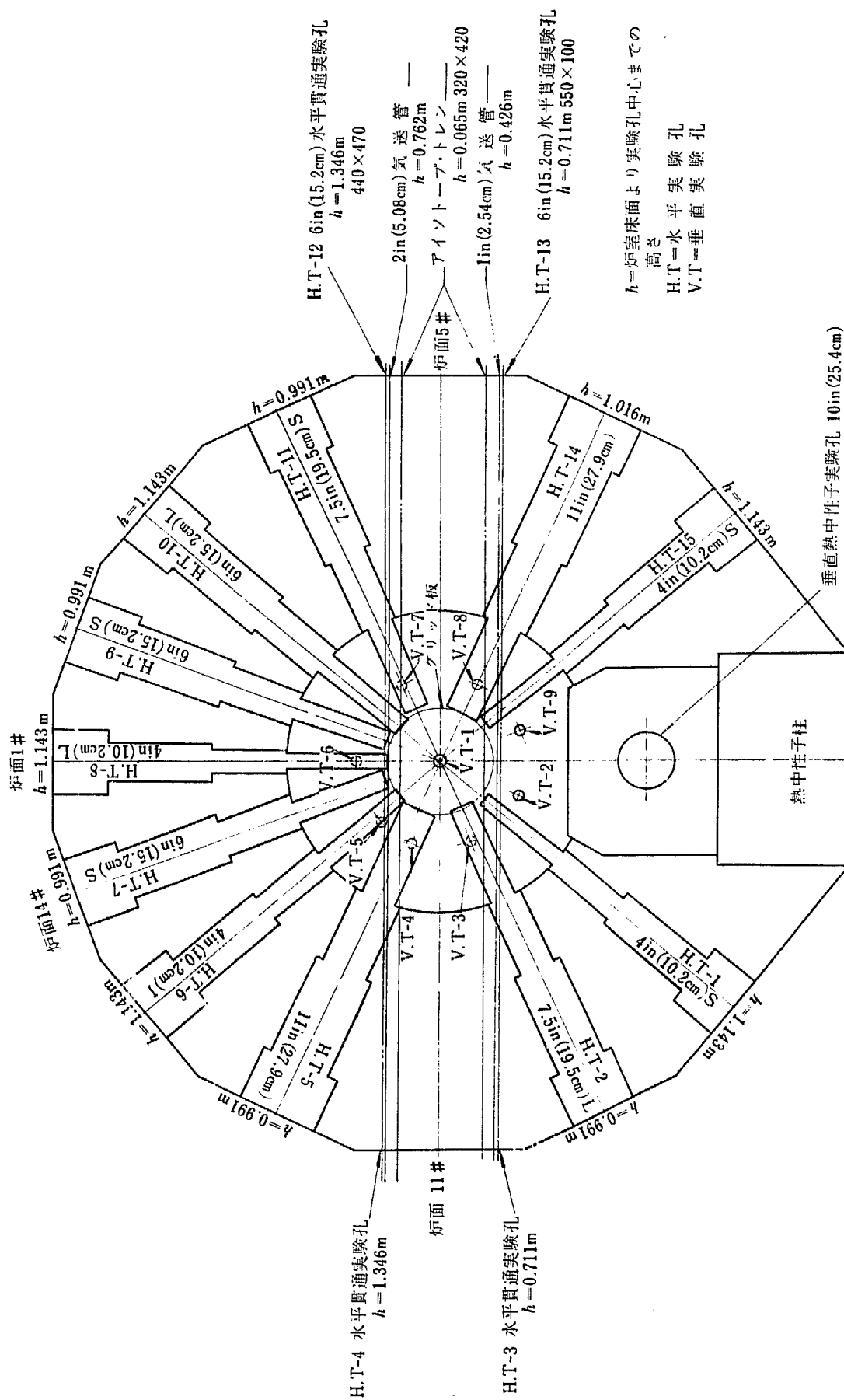
2) 非常用室

非常用室は JRR-2 原子炉から約 120 m 離れた地点にある大半地下に埋れている小建物で、原子炉に万一の事故が起り、総員退去したのちに炉室内の状態を遠隔監視ならびに制御できるようになっている。

この室から監視および制御しうる内容は

- (1) 炉室の換気系の非常閉鎖および開度計を見ながらの開放





第29圖 實驗孔配置圖

- (2) 散水器用バルブの開放により炉室内壁の洗浄
- (3) 炉室気密用圧縮空気溜の圧力監視ならびに非常の際の圧縮空気充てん
- (4) 炉室排水ピット内水位の監視および排水ポンプの自動運転系故障時の場合の遠隔運転
- (5) 排水ピット内の水の遠隔サンプリングおよび汚染度の計測
- (6) 炉室内空気の遠隔サンプリングおよび汚染度の計測
- (7) 炉室内圧力の測定
- (8) 下記の個所の温度の遠隔記録
 - a) 重水冷却管（重水タンクの入口と出口）
 - b) 重水ポンプ室
 - c) 遮蔽コンクリート内部2点
 - d) 熱遮蔽冷却管（軽水タンク出口）

である。

3) その他の安全装置

(1) ラプチャード・ディスク

炉内の重水システムの圧力、すなわちヘリウム圧力が規定値より高くなった時働き、ヘリウムを排気系に逃がすことにより、他の機器に与える事故を防止する。

(2) ウォーター・ダンパー

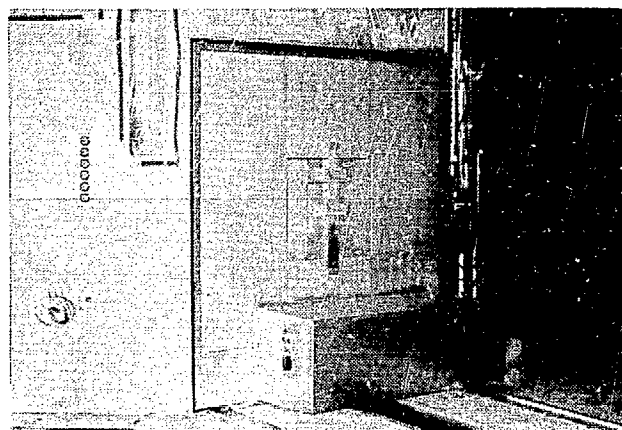
事故時炉室内の空気が汚染され、これが排気用煙突から放出されることが好ましくないとき、排気系に設備されているウォーター・ダンパーを働かせることにより、炉室内を外部に対して気密に保つことができる。この操作は制御室内においておこなうことができる。

(3) オイル・ダンパー

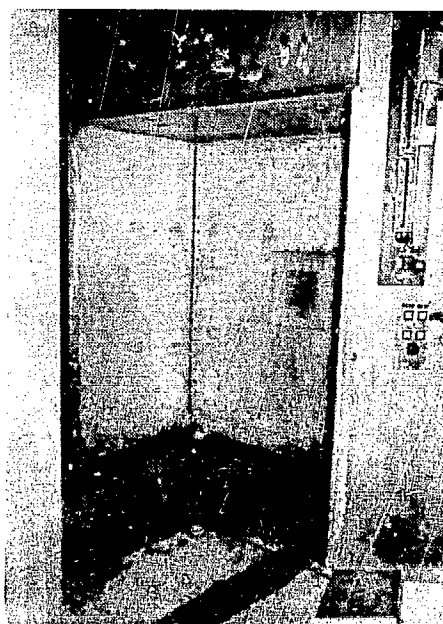
完全に外部と切離された、炉室内圧力は、外気温度、気圧などにより 0.1 psi (6.81×10^{-3} 気圧) ～ 0.4 psi (2.72×10^{-2} 気圧) 以上の条件になる可能性があるので、建物の保護および炉室内空気の漏洩を防ぐために、特に設計したものである。

オイル・ダンパーは高圧用、低圧用の2個を設け室内空気が 0.4 psi に達した時、炉室内エアーフィルターでろ過された空気を一部高圧用オイル・ダンパーを通して煙突から放出する。

また、 -0.1 psi になった時は低圧用オイル・ダンパーを通して外気を導入し、室内空気が -0.1 psi 以下に下がることを防いでいる。



第 30 図 熱中性子柱（遮蔽扉外観）



第 31 図 熱中性子柱（遮蔽扉を引き出したところ）

4.6 実験設備

1) 実験孔

炉に付属した実験孔としては次のものがある。（第29図）

(1) 熱中性子柱

熱中性子束を得るために熱中性子柱が設けられている。熱中性子柱のグラフィットは 5 ft (152 cm) 角、奥行 $4 \text{ ft } 6 \text{ in}$ (137 cm) であり、中部部分の 16 in (40.6 cm) 角は取りはずし可能である。熱中性子柱前面の熱遮蔽の中には鉛シャッター2枚とガボラル・カーテンがありいずれも上下に可動である。

外側の遮蔽扉は 6 ft (183 cm) 角、 $3 \text{ ft } 5 \text{ in}$ (104 cm) 厚で重コンクリート、鉛および鋼鉄板からできており、中央部に 18 in (45.7 cm) 角の段状のプラグ

1本, 4 in (10.2 cm) 角のプラグ2本を備えていて, 電動機により駆動される. また熱中性子柱の上部には直径 10 in (25.4 cm) の垂直熱中性子柱がある.

(2) 水平実験孔

水平実験孔は床面から約 1 m の高さのところにあり, 生体遮蔽, 熱遮蔽および重水タンクを貫通して炉心付近まで達している. 実験孔はアルミニウム製で炉面には鉛ドアがある. その他各実験孔の出口の付近には, 一面おきに手動スクラム・ボタンおよび各面に電気コンセント, 給排水バルブおよび給排ガスバルブの設備がついている.

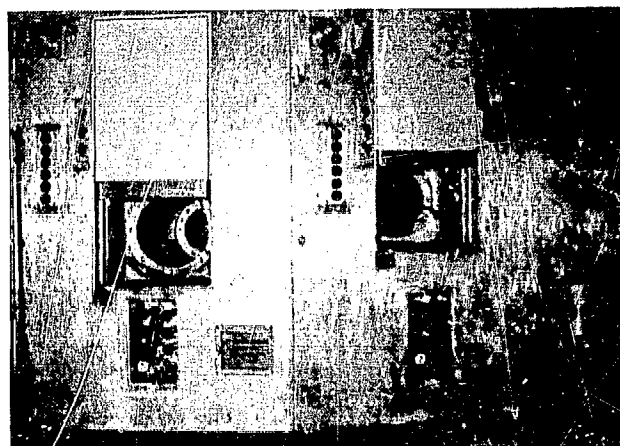
実験孔の種類は

直径	4 in (10.2 cm)	4 本
	6 in (15.2 cm)	3 本
	7½ in (19.5 cm)	2 本
	11 in (27.9 cm)	2 本

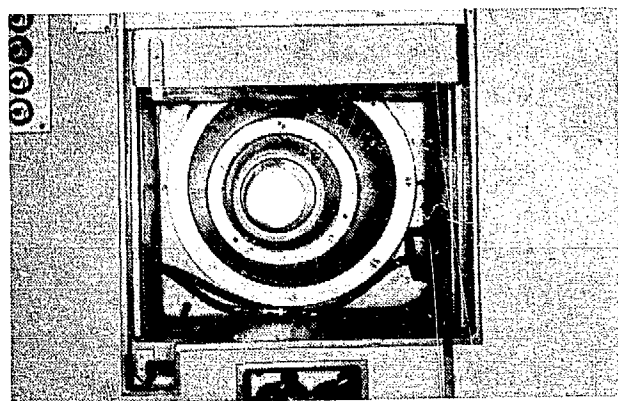
である.

(3) 水平貫通実験孔

直径 6 in (15.2 cm) のものが2本重水タンクを貫



第 32 図 水平実験孔外観
右 HT-1 4 in (10.2 cm) S (炉面 9#)
左 HT-2 7.5 in (19.5 cm) L (炉面 10#)



第 33 図 水平実験孔内部
HT-14 11 in (27.9 cm) (炉面 6#)

いている. 位置は炉心の中央から上方 11 in (27.9 cm) および下方 14 in (35.6 cm) のところである.

(4) 垂直実験孔

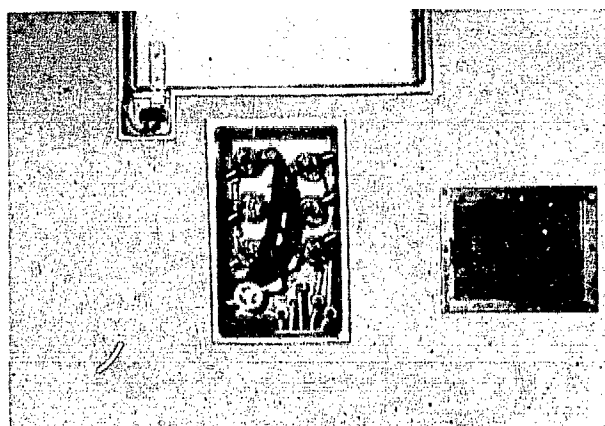
直径 4 in (10.2 cm) のものが炉心の中央部に1本, 半径 27½ in (70.2 cm) の円周上に8本, 合計9本がある.

(5) 気送管

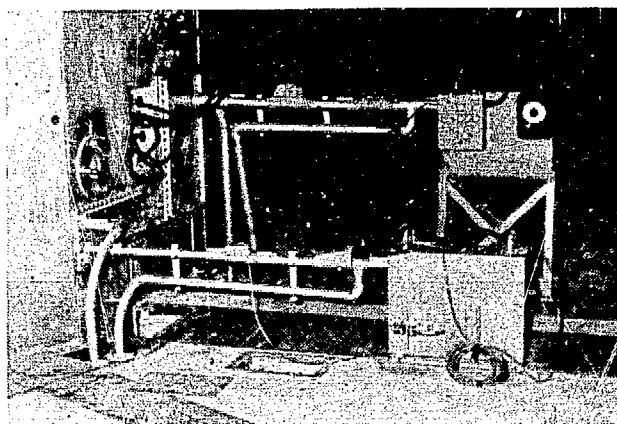
直径 2 in (5.08 cm) および 1 in (2.54 cm) の2本が炉心を貫いて水平に設けられ, 中心部で仕切られており全部で4カ所の出口があり, そのうち2本は地下にあるホット・ケーブルに導かれている. ここでは数秒から数時間程度の試料照射が可能である.

(6) アイソトープ・トレン

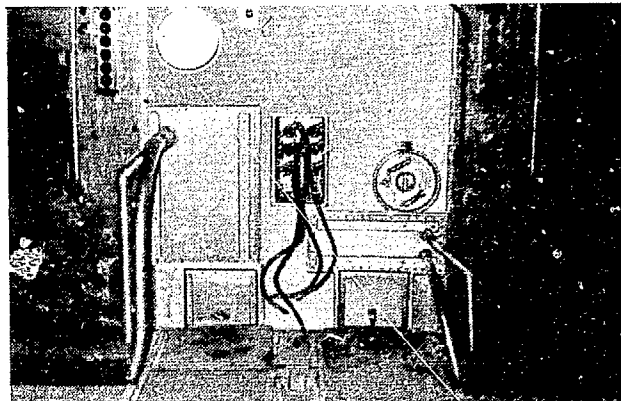
重水タンクの下部に 8 in (20.3 cm) × 12 in (30.5 cm) の矩形のスリーブが炉を貫通して設置されており, この中にグラファイトブロックを入れたコンテナのトレンを挿入する. トレンを引き出す時は鉛の遮蔽をトンネル状に設置して引き出し, 遠隔操作でアイソトープを炉室地下のホットケーブルに落下



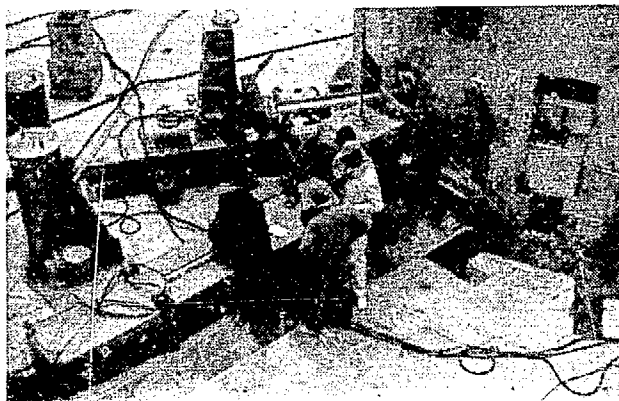
第 34 図 実験用弁箱 (電気コンセント, 給排水バルブ, 給排ガスバルブ)
(上, 実験孔鉛ドア 右, 換気吸込口)



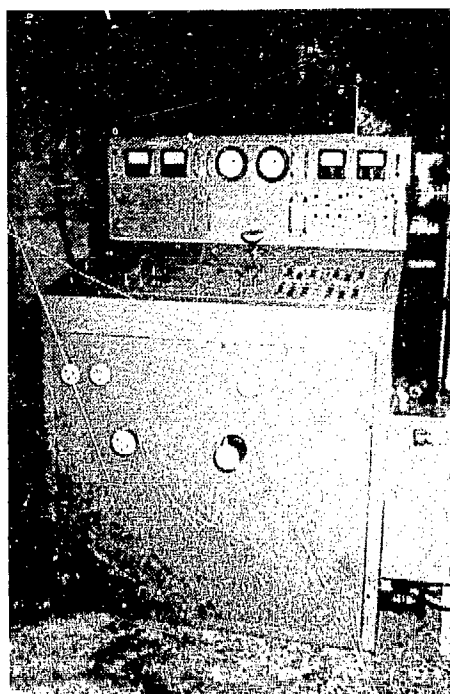
第 35 図 気送管 (炉面 5#)
(一階で操作)



第 36 図 気送管 (炉面 11#)
(地階で操作)



第 38 図 アイソトープ・トレン遮蔽使用
引出中 (炉面 11#)

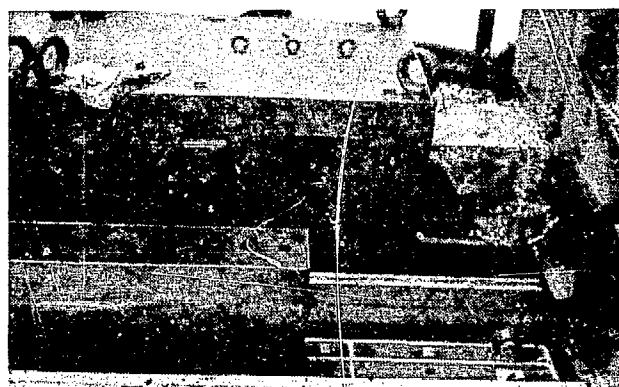


第 37 図 気送管操作パネル
(地下ホット・ケーブル隣り)

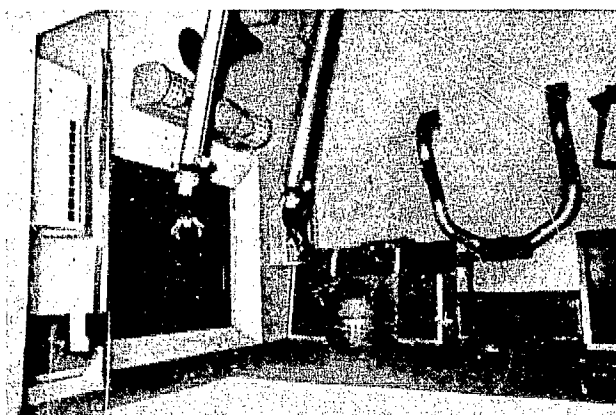
させることができる。

(7) ホット・ケーブル

ホットケーブルは重水ポンプ室に接し、地下室の中心の西側に位置する。取り扱えるアイソトープは ^{60}Co 相当で最大2000キュリーまでの設計である。壁厚は1mの重コンクリート(比重3.5以上)で、放射線遮蔽窓マニプレータ、ペリスコープ、小型クレーン、10キュリーまで取り扱える試料取出装置などを備え、さらにケーブルの内部でガス、水道、空気酸素、圧力空気が使えるようになっている。入口扉は自走型で内側が突出してケーブルの床の一部をなし、これによって大型アイソトープ容器を外に運び出すことができる。運び出された容器は炉室天井クレーンにより炉室床に設けられたハッチを通してつ



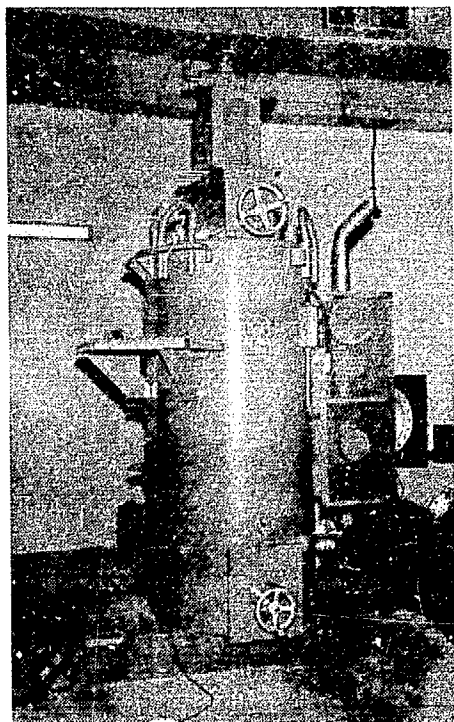
第 39 図 アイソトープ・トレン (炉面 11#)
手前 グラファイト・コンテナ
向側 引出用遮蔽



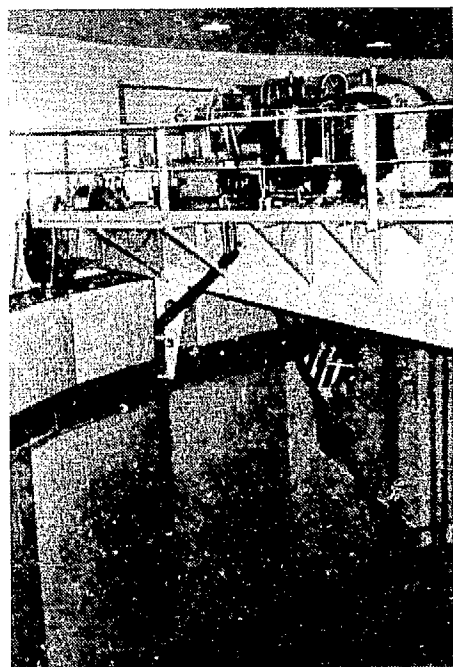
第 40 図 ホット・ケーブル内部

り上げられる。なお、このとびらはケーブル内の放射線の線量が20 mr/hr を越える場合は開くことができないようになっている。

ケーブルの内部には一階アイソトープトレンの試料投下管の出口であるアイソトープトレン用カプセル受があり、さらに1 in (2.54 cm) および2 in (5.08 cm) の気送管の試料出入部が設けられ、試料を確実にかつ迅速に直接ケーブル内に送り込むことができる。



第 41 図 燃料交換キャスク

第 42 図 燃料交換時非常用冷却水タンク
(クレーン桁上)

左: 重水用 右: 軽水用

4.7 原子炉付属設備

1) 燃料交換キャスク

燃料交換キャスクは新燃料の原子炉内への装てんおよび、使用済み燃料を原子炉から、使用済み燃料貯蔵ル

プーまで運搬するのに用いられる。燃料交換は原子炉停止後2時間半からおこなえるよう、放射線遮蔽にも熱的にも十二分の安全性があるように設計されている。

装置としては、キャスク本体のほか

プラグ・グリッパー

燃料・グリッパー

ファン 1 基

重水および軽水 非常用冷却装置

がある。

燃料交換操作は次のようにおこなわれる。

まず、トップ・プレートを取りはずし、回転プラグを回転してプラグの穴を取出す燃料の位置に合わせ、燃料孔プラグを抜き取る。次にキャスクを据付けて穴の位置を合わせる。このとき、回転プラグの穴の位置は同時に一本の燃料しか取り出せぬように配列されている。

キャスクによる燃料交換操作は、すべて手動でおこなわれる。グリッパーが下げられ、下段上部プラグの穴にはめてある燃料孔プラグをつかみ上げて、キャスク上部の収納部に納める。次に再びグリッパーをおろし、炉心部から燃料要素をつかみ上げ、これを同じくキャスク内の収納部におさめる。それからさきに収納した燃料孔プラグを再びおろしてこれにもどし、キャスクの底面の蓋を閉じれば、燃料要素はキャスク内におさめられる。

燃料の内部に収納したキャスクは炉室天井の巡回クレーンにより、炉室内に設けられた使用済みの燃料貯蔵プールわきの投下台にのせられる。ここで燃料要素をプール内におろせば、使用済み燃料の取り出しは完了したことになる。

新しい燃料要素を炉に装入するには、キャスクの中に燃料を入れ、取り出しと同様の手順で炉の上面からグリッパーにより装入する。

以上の操作中、作業する場所の放射線強度はつねに監視される。

燃料交換中は、重水タンク内のヘリウム圧力は大気圧まで下げられるが、なお、備え付けのファンでキャスク内を吸引し、炉頂部、燃料孔よりもれ出るヘリウムを煙突に導いて、重水中のトリチウムなどが炉室に出ないようにしている。

燃料要素交換中、万一燃料要素が途中で動かなくなることがあれば、原子炉頂部では、非常用冷却装置の重水系を、それ以外では軽水系を作動させ、燃料要素が溶けぬよう考慮されている。

2) 使用済み燃料貯蔵プール

このプールは JRR-2 建家炉室内に設置され、原子炉から取りだされる使用済み燃料要素をたくわえて冷却する施設である。使用済み燃料要素は外に運び出される前約 90 日間、このプールで冷却されるので、プールには、燃料から出るガンマ線を利用して実験する設備も設けられており、また、この放射線に対し十分安全なよう、燃料取り扱い場所、同器具が設置され、またプールの深さも約 5.8 m に設計されている。

プールの水は燃料要素を腐食しないよう、イオン交換樹脂を通した純水を用い、またプール水の一部を常時精製用イオン交換樹脂塔に通してその純度を保つようにしてある。もし、純度が下がるようなことがあれば、制御室の警報装置が働く。

またこの精製用イオン交換樹脂塔内にはシンチレーション検出器が納められているので、プール水の放射能が上った時はただちに検出できる。この場合この樹脂塔はプール水中の放射性物質除去に用いられる。

プールが炉室内にあるので、プール水からの蒸発量を極力おさえるため熱交換器 1 基を備え、プール水温を下げるよう考慮されている。

なお、燃料取り扱い用具は次項にのべるとして、その他のプール関係の設備は次のとおりである。

a) プール: 2.5 m × 4 m × 5.8 m (深さ)

b) 水関係

純水装置 (熱遮蔽冷却系統補給用も兼ねる)	
精製用イオン交換樹脂塔	(2 基)
熱交換器	(1 基)
循環ポンプ	(1 基)
補給ポンプ	(1 基)

c) ガンマ線実験関係

ガンマ線照射装置
ガンマ線照射用実験孔
その他取り扱い器具および測定器

燃料が破損した場合は、破損燃料は破損燃料缶に密封されてプール内に格納される。そして十分な冷却期間ののち、運び出されて処理される。

3) 燃料取扱用具 (プール内)

使用済み燃料貯蔵プール内外に設けられている燃料取り扱い用具は、次のものからなる。

- a) 燃料交換キャスク用台座 (燃料投下台)
- b) 新燃料挿入筒
- c) 使用済み燃料取り扱い装置
- d) 使用済み燃料移動装置
- e) 使用済み燃料冷却装置
- f) 使用済み燃料切断装置

g) 破損燃料封入冷却装置

h) 水中照明灯

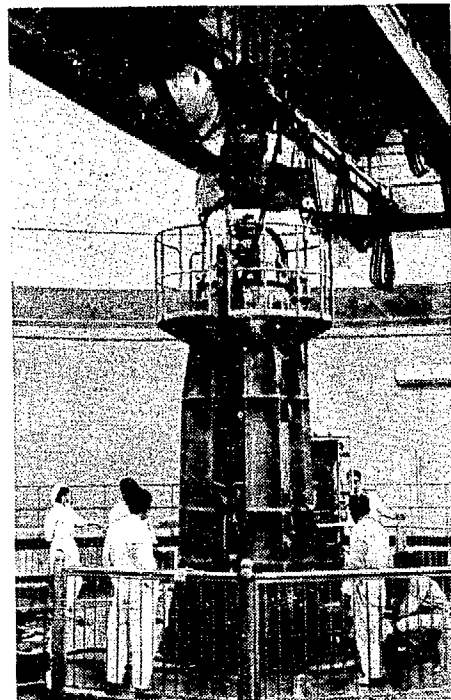
これらのうち、a) b) はプールわきに設置され、c) ~h) は水中に設けられている。

a) 燃料交換キャスク用台座は、鋳鋼製、重量約 8 ton で、燃料要素および制御棒をプールに挿入するために、中心部分に穴があけられている。この穴に燃料交換キャスク開孔部を位置決めするために、台座上面にキーが設置されている。また台座は燃料がプール下面に達するまでの間ガンマ線の遮蔽にもなっている。

b) 新燃料挿入筒は、不銹鋼製で、燃料交換キャスク台座の孔内に設置され、燃料交換キャスクが新燃料をつかむ場合の新燃料の支持と方向の決定をおこなうものである。

c) 使用済み燃料取り扱い装置は、燃料交換キャスクからプール内に押出された燃料を受けると共に簡単に取り扱いできる位置に燃料を移動する装置で歯車により回転、昇降、前後進できるよう設計されている。要部は不銹鋼製である。

d) 使用済み燃料移動装置は、水中にある燃料を任意の位置に移動するものである。主要部はグリッパーとフロートであり、グリッパーは上部のラック・ピニオンにより開閉し、フロートは本装置の全荷重を支えている。なお、フロートを移動させることにより、グリッパーを自由に上下させ得る



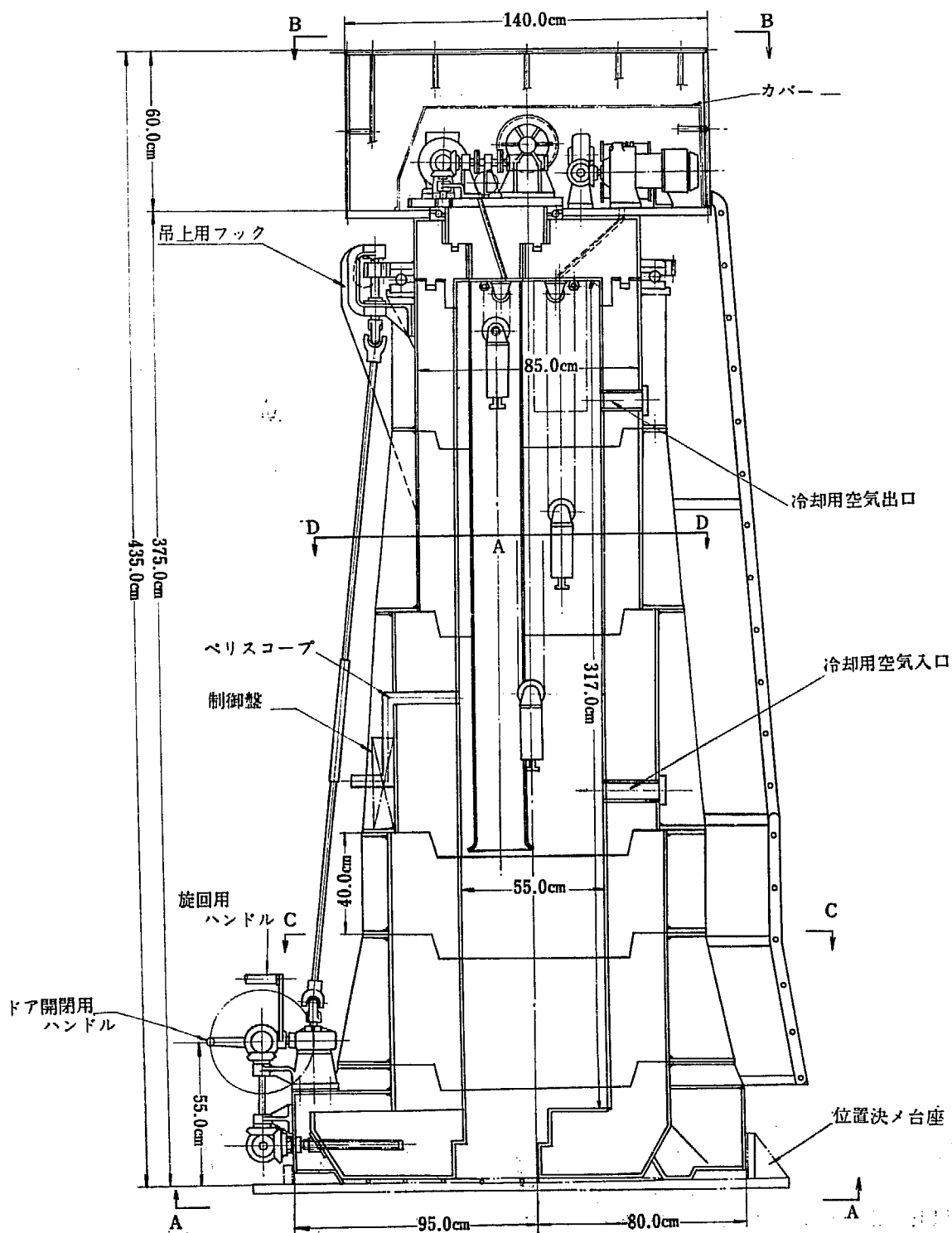
第 43 図 垂直プラグハンドラー

よう設計されている。材質は不銹鋼と耐食アルミニウムからなる。

- e) 使用済み燃料冷却装置は、使用済み燃料の冷却と、プール内での燃料整理のためにある。燃料の挿入場所はカドミウムで囲まれた冷却器を形成している。また、燃料の格子形配列の間には、ガ

ンマ線照射円筒を挿入する穴を設けてある。要部は不銹鋼製である。

- f) 使用済み燃料切断装置は、使用済み燃料を輸送する際、使用済み燃料返送キャスクの重さをできるだけ小さくするよう、燃料の非再処理部分を切断するためにある。水中電動機、切断部、本体から



第 44 図 垂直プラグハンドラー断面図

なり、要部は不銹鋼製である。

g) 破損燃料封入装置は、破損燃料が発見された場合、プール水の汚染と炉室内に放射性気体が漏出するのを防ぐために、破損燃料を気密な缶内に封入するためのものである。缶内に含まれた水は自然対流をおこない、燃料から出る崩壊熱を十分取り除くよう設計されている。

h) 水中照明灯は、上述の水中における操作を円滑におこなうために、水中に設けられた電灯で、水中の照度を 100 ルックス程度に保つよう設計されている。

4) 垂直プラグハンドラー

原子炉の垂直実験孔のプラグおよび照射試料の出し入れ、制御棒の交換を安全確実にこなうためのもので、次の機器から構成されている。(第 44 図)

- a) キャスク本体
- b) キャスクステーション
- c) 位置決め台
- d) ペDESTAL

キャスク本体は、垂直実験孔プラグ試料カプセルの入っているカプセルホルダーおよび制御棒の交換をおこなう機械で、鉛の遮蔽壁をもった部屋と、その上部に取付けられた 3 台の巻上機、運転操作に必要な付属機構および制御棒からなっている。主要寸法および、重量は次のとおりである。

全高(補助キャスクを含む)	435 cm
底面直径	175 "
内室高さ	317 "
内室直径	55 "
鉛壁厚さ 操作面最大	27 "
非操作面最大	25 "

重 量 26ton

3 台の巻揚機からは、それぞれプラグがワイヤーでつるされ、この中の 1 本は垂直プラグ用、他 2 本は新旧の試料カプセルホルダーまたは制御棒用である。

操作にあたっては、絶対に危険のないよう、各種インターロックおよび安全装置がついているので、運転者は制御盤の前では 10 mr/hr それ以外の場所では 100 mr/hr 以上の曝射をうけることがないようにしている。

通常、本機械に炉室一階床上のキャスクステーションの上ののっており、照射試料の装てんおよび抜き取りは、このキャスクステーションと炉体上部の間を往復しておこなわれる。また、制御棒の交換の時にプールわき台座と炉頂部との間を往復しておこなわれる。

5) 水平プラグハンドラー

水平実験孔内の放射能をおびたプラグ、照射試料、ならびに実験用小器具を出し入れする装置である。

この装置は組立式で、使用状態に組立てた時は、全長約 4.5 m、幅約 1.2 m、高さ約 2 m、重量約 25 ton となり、次の機器から構成される。

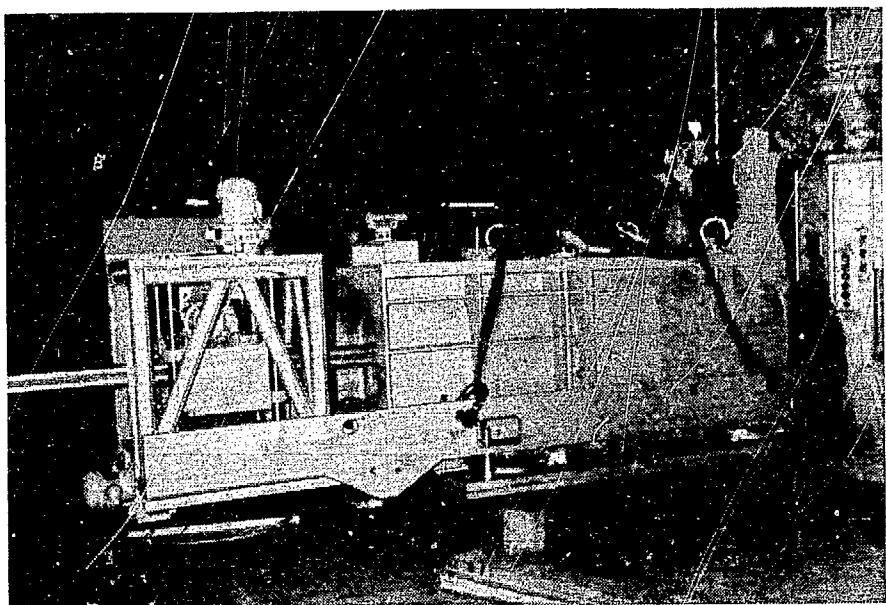
- a) 水 平 台
- b) 調 整 台
- c) 操 作 台
- d) キャスク本体

水平台は、装置全体の高さを調整する 9 個の台で、これらを組合せて目的の実験孔に合せた高さを作る。

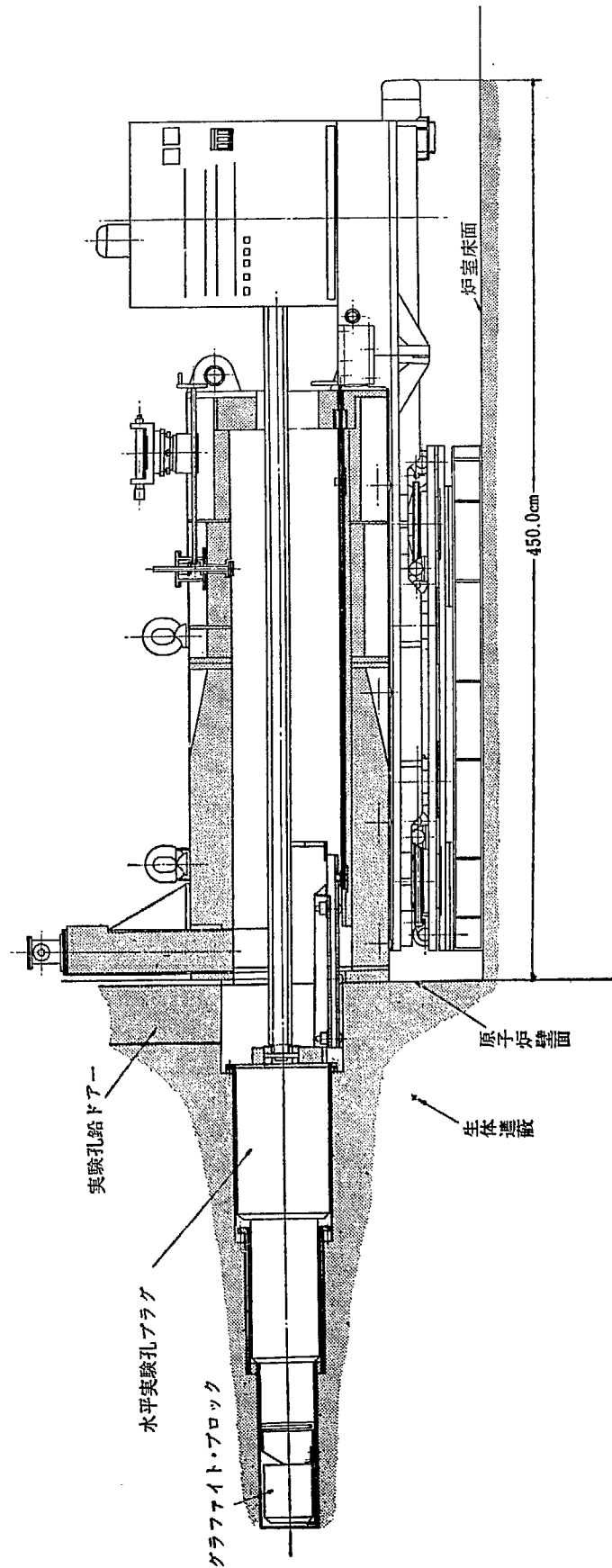
最上段の水平台の上に、調節台がある。これは、実験プラグを収容するキャスク本体を、実験孔の位置方向に合わせて正確に位置決めさせるためのもので、上下方向、垂直方向角度、横方向ならびに水平方向角度の 4 つの調整自由度をもっている。

調節台の上に操作台とキャスク本体がおかれる。操作台は、プラグを炉体からキャスク本体の中へ引き入れたり、またキャスクから炉体の実験孔内へ押し込んだりする操作軸の駆動機構をもっている。

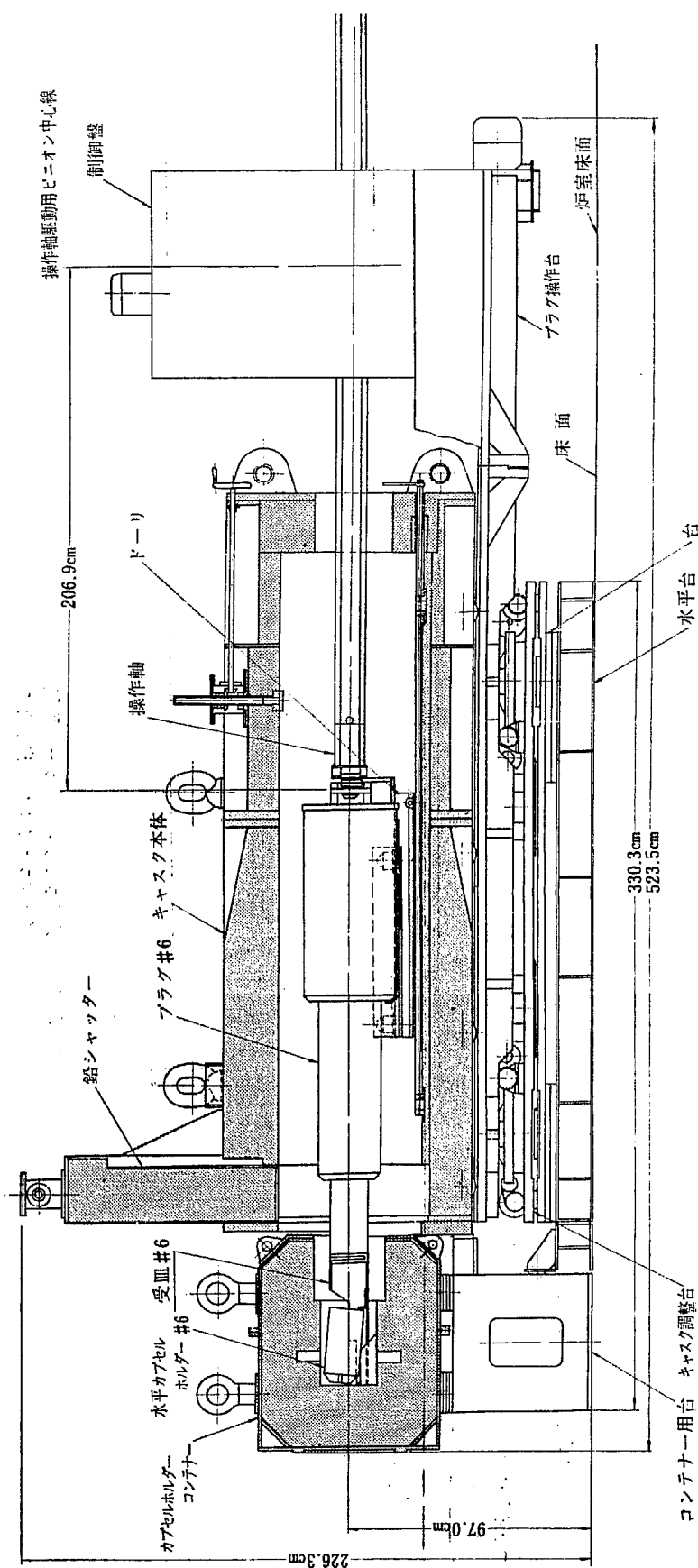
操作方法は電動式と手動式の組合わせで、各種インターロック、安全装置などを設けて、誤操作および誤動作などによる事故発生を防止するよう考慮されている。



第 45 図 水平プラグハンドラー



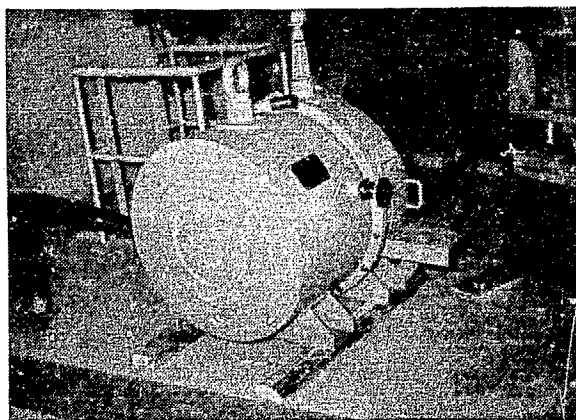
第46図 水平プラグハンドロー断断面図(1)
(水平プラグを取り出すところ)



第 47 図 水平プラグハンドラー断面図 (2)
(カプセル・ホルダー、コンテナをつけたところ)

る。放射線に対する遮蔽は ^{60}Co 1,000 キュリーに対して操作台の位置で 10 mr/hr 以下、他の場所で 100 mr/hr 以下である。

炉内からこの装置内に引き出された放射能をおびたカプセルはキャスク前面に用意されるカプセルコンテナの中に格納され目的の場所へ運搬される。



第 48 図 カプセル・ホルダー

また、付属建家の床にはプラグ貯蔵孔が設けてありキャスク本体内のプラグを直接この貯蔵孔の中に格納できるよう設計されている。(第 45~48 図)

6) 重水分析装置

重水系統および、熱遮蔽冷却系統のサンプリングラインに接続し、重水タンク、重水系配管などの漏洩による重水の濃度の変化を連続的に監視する装置であ

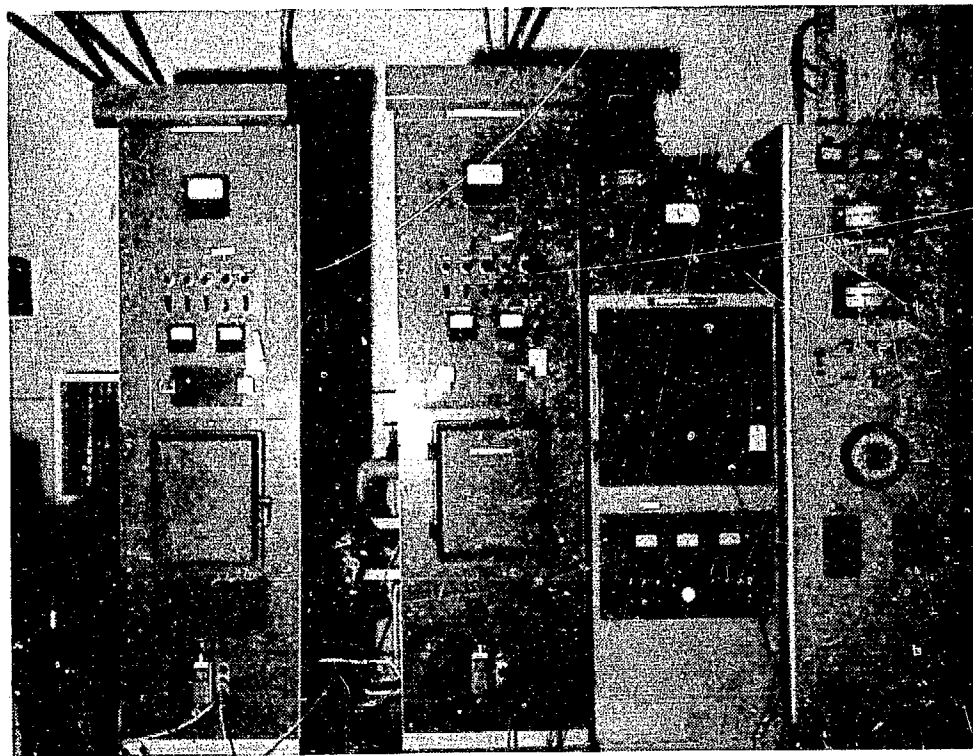
る。測定方法は赤外線分析計を用い、各サンプリング点から出た温度の異なる重水および軽水をフィルターおよび恒温槽を通して $40 \pm 0.5^\circ\text{C}$ の一定温度に保ち分析計の測定セルに送る。セルはピストン式でセル厚 0.25 mm の間隔に保ってから 3 分間赤外線の透過率を測り、その後 7 分間測定を止めてセルを開き水を流す。測定中はセルの中をさけて別の流路でドレインに流れる。このように、測定は 10 分間のうち 3 分間測定する自動間歇式で、その指示は炉室地下に設置した分析計本体上の指示計および制御室内の記録計に記録されている。

赤外線分析計の仕様および性能は次のようなものである。

(1) 高濃度重水用 (以下重水用と呼ぶ)

2 台設置し、それぞれ重水の主系統の熱交換器の出口すなわち重水タンクへ供給する重水および重水精製系のフィルターとイオン交換樹脂塔を通ったものの重水の濃度を測る。

- a) 測定方式 複光束、非分散式
- b) 測定波長 2.9μ
- c) 重水指示濃度 99.9~99.5% D_2O
- d) 測定精度 $\pm 0.03\%$ D_2O
- e) セル材質 水晶および不銹鋼
- f) 光源 ニクローム線
- g) 検知器 静電容量変換式



第 49 図 重水分析装置

(2) 低濃度重水用 (以下軽水用と呼ぶ)

熱遮蔽冷却系の主系統の熱交換器の出口の軽水を測る。

- a) 測定方法 単分光式, 複光束, 単光路光学的零位法
- b) 測定波長 3.9μ
- c) 重水指示濃度 常水 $\sim 0.05\%$ D_2O
- d) 測定精度 $\pm 0.005\%$ D_2O
- e) セル材質 サファイアおよび不銹鋼
- f) 光源 炭化ケイ素棒
- g) 検知器 NaCl プリズムおよび熱電対

各記録計の指示が一定の範囲を越えたときには警報を発する。

重水分析装置として上記の連続測定装置のほか、定期的に少量の試料を採取して質量分析計および赤外線分析計にてその濃度、不純物などを測定する。

7) ヘリウムガス純化装置

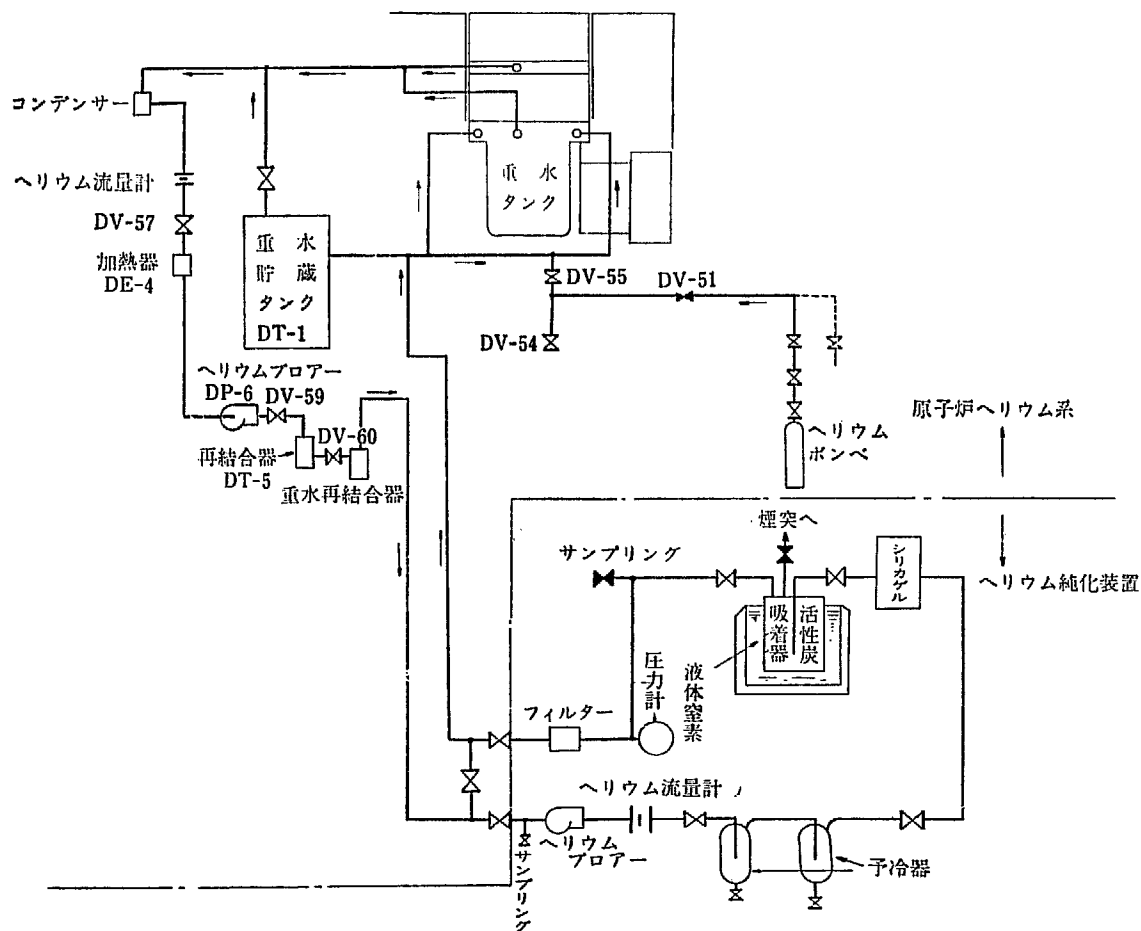
JRR-2 の重水上部に充てんするヘリウムガスは]燃料交換作業の際に炉室内の空気が混入し、純度が低

下する。このためにヘリウムガス純化装置を設置する。

装置の系統図を第 50 図に示す。重水ポンプ室内のヘリウム系から 1 in (2.54 cm) の配管で流量 100 l/min のヘリウムガスをファン室に導き、まず予冷し、さらにシリカゲル塔を通してヘリウム中に含まれている重水蒸気を回収した上で、液体窒素で約 $-180^\circ C$ に冷却した粉状の活性炭素中を流し、不純ガスを活性炭素に吸着させる。

この純化は 20 時間位の連続吸着操作で、ヘリウム系の純度が 99% 以上となる予定である。活性炭素がある量以上の空気を吸着すると、吸着能力は減ずるがその時は活性炭素筒を常温にもどしてやると、吸着空気の大部分は、はき出され、これをフィルターを通して煙突へ放出させることになっている。

この装置はすべて、不銹鋼で作られ、装置を通してヘリウムガスを循環するに要する約 2 HP のヘリウム圧縮機および予冷器、活性炭吸着器、排ガス用真空ポンプ、サンプルコック、温度計、圧力計、レベル計、およびバルブなどが含まれる。活性炭吸着器は炭量 7kg



第 50 図 ヘリウムガス純化装置系統図

のもの2台とし、交互に使用するものとする。2台を使用する理由は、水分を吸着した場合の排出に比較的時間を要するため電気ヒーターで 200°C 程度に温度をあげ得るよう計画されている。

最後に活性炭素を通過して冷却されたヘリウムガスは熱効率を良くするため十分に予冷に用いたのち、必要によっては電気ヒーターであたためて常温にもどした上、炉のヘリウム系へ返還されることになる。

8) 高架水槽

この高架水槽は JRR-2 非常用冷却水の給水用に建設され、なお実験用および冷却塔補給用の給水にも用いられている。

高架水槽は JRR-2 建家東側に隣接し、直下にポンプ室と容量 200 ton 強の貯水池とを持っており、この貯水池は原子炉非常の場合冷却水の給水源にもなっている。水槽の容量は 100 ton、高さ 30 m で、75HP のポンプで自動的に揚水されている。

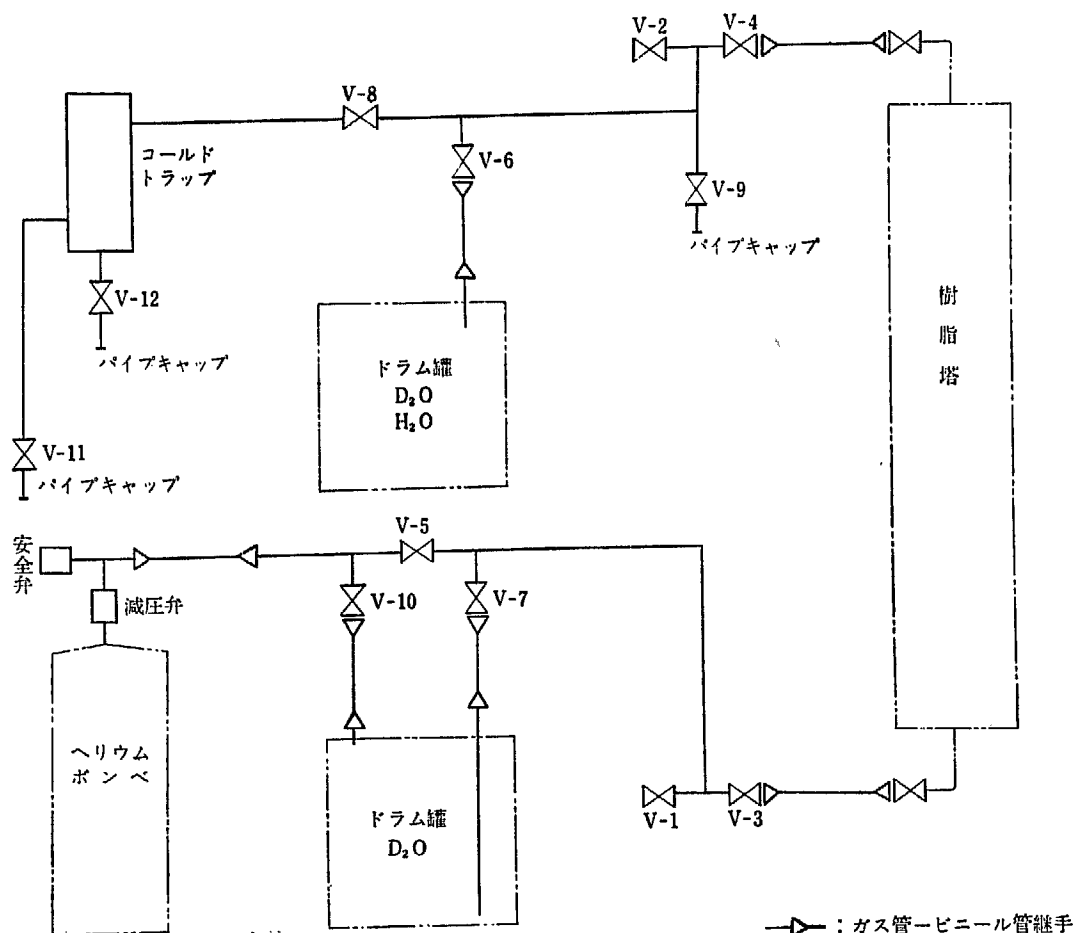
給水管は 2 本設けられており、1 本は水槽の中程 40 ton の配管から実験用および冷却塔の補給用給水にとられ、他の 1 本は底からとられ JRR-2 非常冷却用

とウオター・ダンパー用に給水されるようになってい。したがって、万一実験用いしは冷却塔補給系の配管が故障しても高架水槽にはつねに最小 40 ton の水が確保される。ポンプ室には 75HP、容量 $4\text{ m}^3/\text{min}$ の主ポンプと、10HP、容量 $0.5\text{ m}^3/\text{min}$ の補助ポンプ各 1 台および呼水用真空ポンプ 1 台が設置されている。主ポンプは水槽内の水が 50 m^3 の線で自動的に作動し、 96 m^3 の線で自動的にとどまる。一方補助ポンプは水槽 45 m^3 の線で自動的に作動し、 96 m^3 の線で自動的に止まるよう設計されているから、万一主ポンプが故障してもほとんどさしつかえないようになっている。さらに、この補助ポンプは、原子炉非常の際の冷却に必要な給水量以上の能力を持ち、動力は所内非常用電源からも供給されるようになっている。

なお、高架水槽および貯水池には水位の高低警報装置が設置され、原子炉制御室および機械室にその警報がなるようになっており、その管理には万全の策が講ぜられている。

9) 二次冷却水の処理

JRR-2 における二次冷却系は、アルミニウム熱交



第 51 図 重水樹脂塔重水化装置

換器、鉄配管、木造冷却塔からなる閉回路であり、また、取水する久慈川原水水質が腐食性であるため補給水および循環水に対して次のような処理を施している。

久慈川原水はアクセレーターによりろ過されたのち、イオン交換樹脂 (SK #1) により軟化処理される。さらに、循環水の pH が 7.0~7.5 になるよう、硫酸により pH 制御されて循環系に補給される。

循環水には、アミン系腐食抑制剤レスコールを添加し、鉄およびアルミニウムの腐食を防ぐように計画されている。またアルミニウムと鉄管との接触部には特に亜鉛板を取付けて電解腐食を防いでいる。

さらに二次配管内各所にアルミニウム・サンプルを入れ、その腐食進行状況、インヒビターの付着状況が検討できるような試験装置を設けてある。

藻および細菌の繁殖を防止するために、殺菌剤を

10日~14日ごとに1回、循環水中に注入するが、炉停止時には、二次冷却系配管のバイパスを通じて、塩素滅菌をおこなう。

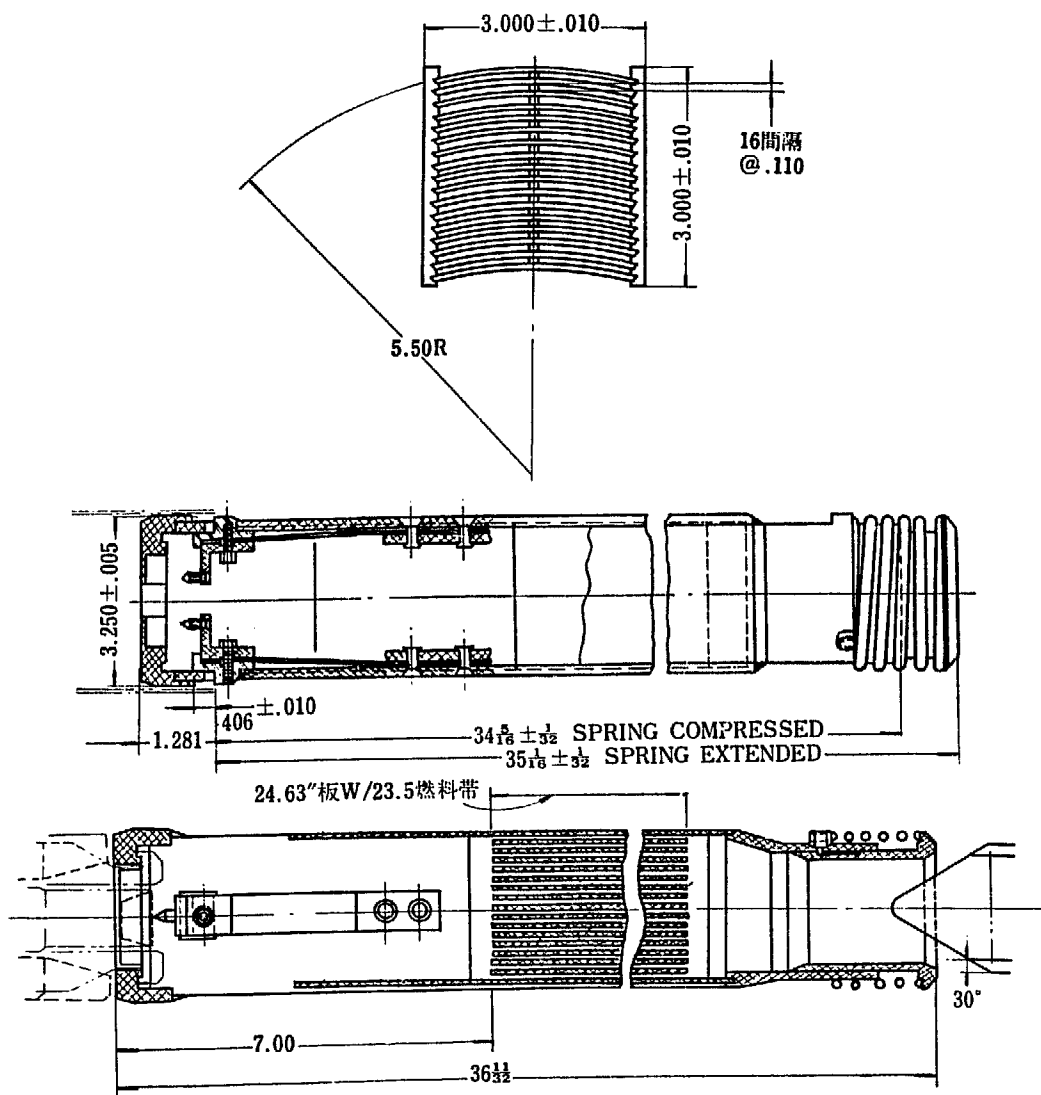
10) イオン交換樹脂活性化装置

JRR-2 において使用されている一過性イオン交換装置 (重水系、熱遮蔽系、プール水精製系) に用いるイオン交換樹脂の活性化のためにある。

この装置は活性化のため塩酸、苛性ソーダを使用するために、実験準備室に設けられている。

11) 重水化装置

イオン交換樹脂塔を重水系に設置する前に、樹脂塔中の軽水を重水で置換しなければならない。このために、樹脂塔の重水化装置を樹脂活性化装置のすぐそばに設け、ヘリウムにより重水を樹脂塔下部より圧入する。



第52図 燃料要素断面図

4.8 JRR-2 の燃料

1) 燃料板

JRR-2 の燃料は MTR 型で全長 36.37 in (92.4 cm) 3 in (7.62 cm) の角型をしており、その中に 17 枚の燃料板が組み込まれている。(第 52 図参照)

各一枚の燃料板は長さ 29.25 in (74.3 cm) および 24.63 in (62.6 cm)、半径 5.50 in (14.0 cm) のわん曲をもった短ざく型、いわゆるハッ橋型とよばれるもので、その中 23.5 in (59.7 cm) の長さにわたり 20% 濃縮ウランとアルミの合金が入っている。この合金の板の仕上り厚さは、両側の被覆の厚さ 0.015 in (0.0381 cm) であり、picture frame 法で作製される。

ウランと合金にするアルミは純度 99.3% 以上、被覆に用いるアルミは、2S アルミまたはそれ以上の純度のものである。

また、おのおのの燃料板ごとのウランの量は同一燃料中においては他の燃料板と比較して $\pm 3\%$ 以上異なるようにする。

また、燃料板中のウラン合金の均質性、その位置を示すラジオグラフが用意される。そのほか各燃料板の

被覆とウラン合金の間の結合は完成した燃料板を 900 °F (482°C) で 30 分間加熱し、加熱炉から取出して直後にブリストアをしらべる「ブリストア試験」で検査される。

燃料の表面に汚染があれば、原子炉の冷却材を汚染することになる。表面汚染の許容量は、1 ft² (0.0929 m²) につき 10 μ g 以上のウランを含まぬこととなっており、燃料板および側板は組立てにさきだち表面処理をおこないその厚さは最小 0.0005 in (0.00127 cm) である。

処理後組立にさきだちすべての部品は使用の際支障をきたすおそれのあるような不完全な点の有無、とくに燃料板の結合の不完全を詳細に検査する。

2) 燃料の炉内使用条件

炉内使用条件を第 7 表にまとめて示す。

3) 燃料の保管

燃料は、JRR-2 管理課に保管される。貯蔵施設には JRR-2 付属実験準備室の一隅に設けられた縦 3 m 横 2.9 m、高さ 2.55 m、壁厚 25 cm の金庫に保管される。また、新しい燃料はカドミウムの仕切板のある輸送容器に入れたまま格納される。

第 7 表 燃料の炉内使用条件

		連続状態	過渡状態
冷却材 pH		5—8	5—8
冷却材電気抵抗	ohm-cm(min.)	10 ^a	10 ^a
冷却材速度	ft/sec(min.)	16.3 (4.97 m/sec)	16.3 (4.97 m/sec)
"	" (max.)	30 (9.14 m/sec)	30 (9.14 m/sec)
冷却材温度	°F	133 (56.0°C)	139 (59.4°C)
被覆温度(表面)	°F (max.)	257 (125°C)	280 (138°C)
熱 束	Btu/ft ² /hr (max.)	600,000 (1.63 × 10 ⁶ kcal/m ² /hr)	783,000 (2.12 × 10 ⁶ kcal/m ² /hr)
燃 焼 度	% ²³⁵ U (max.)	20	20

* 局部加熱は補正誤差を考慮し、11.5 MW の連続運転に対し定めてある。

** 同じく過渡状態に対しては過渡状態と補正誤差を加えて 15 MW の運転状態に対し定めてある。

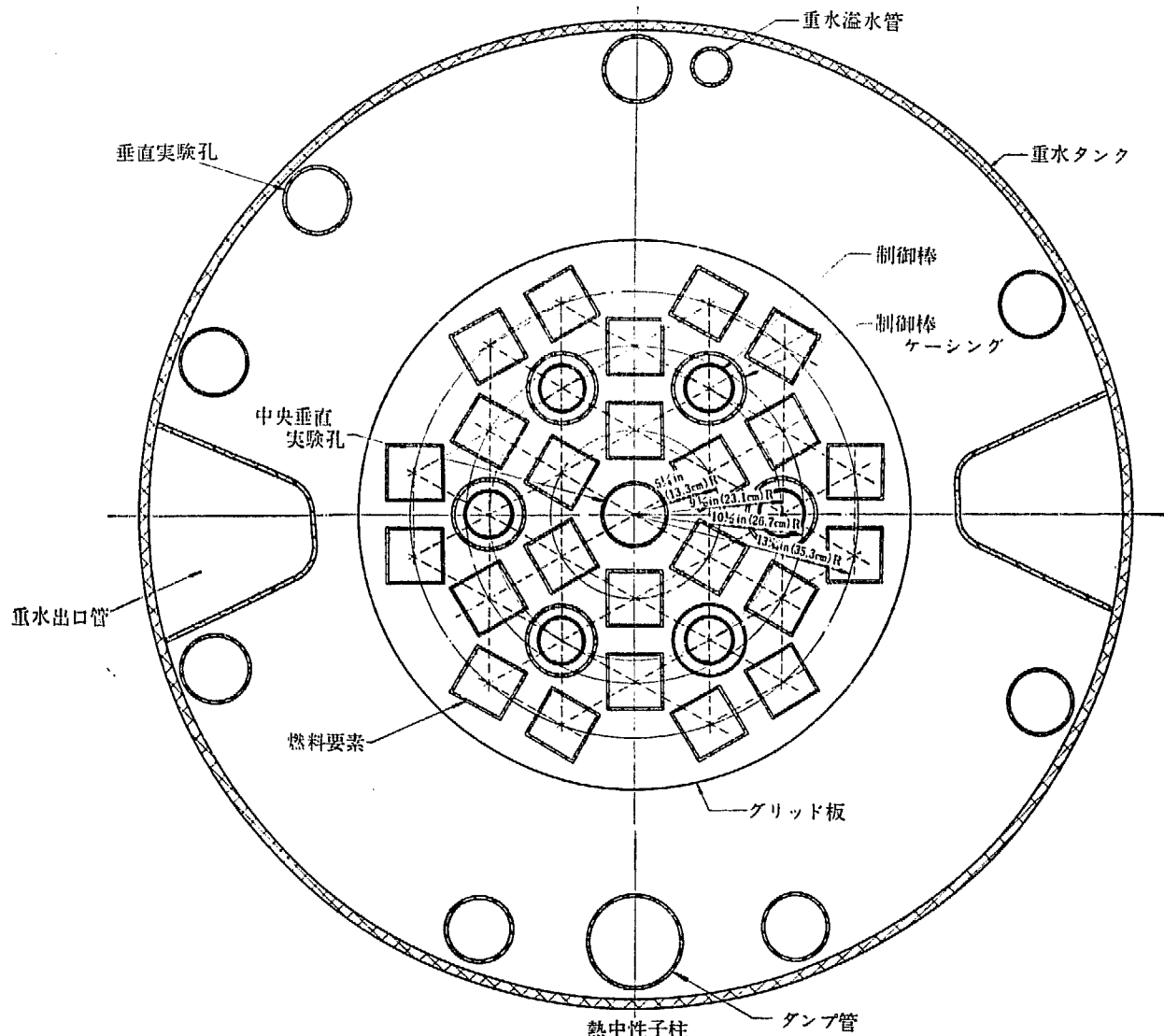
5. 設計計算概要

JRR-2 の設計計算については、別にくわしくのべる機会もあると思われるので、ここでは、JRR-2 の製作会社である AMF 社 (American Machine & Foundry Co.) から提出された資料注¹⁾に基づき、核計算、遮蔽計算および熱計算を簡単にまとめておく。

5.1 核設計概要

JRR-2 の炉心は、重水を減速材とし濃縮ウランの燃料要素を用いた非均質型で、直円柱型の炉心のいずれの方向も約 18 in (45.7 cm) の重水反射体で囲まれている。

直径 5 ft (1.52 m) のアルミの重水タンクのまわりに、軽水と不銹鋼よりなる 2 次反射体と熱遮蔽がある。不銹鋼の厚さは約 6 in (15.2 cm) 軽水の厚さは約 11.5 in (29.2 cm) である。燃料要素は炉心内に半



第 53 図 JRR-2 炉心部

第8表 反応度係数および制御棒反応度

	(% dk/k)	(% dk/k)
¹³⁵ Xe 毒作用	-3.56	制御棒反応度(最大値) -27.9
¹⁴⁹ Sm 毒作用	-0.83	重水のダンパ効果 -4.7
温度効果(ΔT=34.5°C)	-0.79	合計(最大値) -32.6
燃料の燃焼と他の核 分裂生成物毒作用	-3.5	
合 計	-8.68	

第9表 実験孔の影響*

実験孔**	数量	直径	使用状態 (% dk/k)	中空状態 (% dk/k)
水平実験孔	2	11 in(27.9 cm)	—— (グラファイト)	-1.25
"	2	7.5 in(19.5 cm)	-0.64 (中 空)	-0.64
"	3	6 in(15.2 cm)	-0.66 (中 空)	-0.66
"	4	4 in(10.2 cm)	-0.48 (中 空)	-0.48
水平貫通実験孔	2	6 in(15.2 cm)	—— (グラファイト)	-1.74
垂直実験孔	8	4 in(10.2 cm)	—— (炉心から離れている)	—
中央垂直実験孔	1	4 in(10.2 cm)	(重 水)	-2.28
			-1.78	-7.05

* 燃料要素 12 本の炉心に対する値。燃料要素が 24 本の場合は -1.78 および -7.05 という値は、それぞれ -2.33 および -8.52 となる。

** 中央垂直実験孔のみ炉心内、他の実験孔は全部反射体内にある。

第10表 主な核特性***

出 力	10 MW
²³⁵ U の量 (燃料要素 1 本当り)	179 g
燃料板の数 (燃料要素 1 本当り)	17 枚
Al/D ₂ O 体積比 (燃料要素内)	0.64
Al/D ₂ O 体積比 (炉心内)	0.108
単位セル断面積	230 cm ²
減速材部分に対する燃料要素部分の体積比	0.337
$\bar{\phi}_{\text{moderator}}/\bar{\phi}_{\text{fuel}}$	1.388
Σ_a (cold clean core)	0.0148 cm ⁻¹
Σ_{tr} (cold clean core)	0.3556 cm ⁻¹
フェルミ年令 L	146.4 cm ²
中性子寿命 l	2.81×10^{-4} sec
熱中性子拡散距離の2乗 L^2	63.2 cm ²
熱中性子利用率 f	0.9359
共鳴吸収を逃れる確率 p	0.935
無限増倍率 k_{∞}	1.798
材料バックリング(cold clean core) B^2_m	0.00332 cm ⁻²
臨界質量 (cold clean)	1.27 kg ²³⁵ U
臨界質量 (hot dirty)	2.07 kg ²³⁵ U
温度効果	-2.3×10^{-2} % dk/k/°C
制御棒の平均反応度(制御棒 1 本当り)	-4.65 % dk/k

*** 燃料要素12本に対する計算結果

注 1)

JRR-2 の臨界実験 (昭和 35 年 10 月 1 日) の結果では、実際に臨界に達するのに、量として燃料要素 15 本 (²³⁵U 2.5 kg) を要した。これは AMF 社の計算値 7.1 本 (²³⁵U 1.27 kg) と相当の開きがある。この相違に対する検討は、第 1 回原子力研究総合発表会 B-10 朝岡、ほか「JRR-2 の臨界計算について」および日本原子力研究所研究報告 No. 19 (JAERI 1019)「JRR-2 の臨界量計算について」にくわしくのべられている。

径 5.25 in (13.3 cm), 10.5 in (26.7 cm), 3.89 in (35.3 cm) の円環状にそれぞれ 6 本, 6 本, 12 本挿入することができ、減速材と 1 次反射材に用いられる重水の純度は 99.75 mol% である。

計算の結果は次のとおりである。この計算がおこなわれたのちに、燃料要素の側板の厚さが 0.125 in (0.318 cm) から 0.187 in (0.475 cm) に変更されたが、この炉心内のアルミニウムの増加による影響は計算の誤差以下である。

1) 計算方法の概略

JRR-2 の核計算は 2 組多領域計算でおこなわれている。多領域とは炉心領域、重水反射体領域、軽水 2 次反射体領域の 3 領域で、制御棒や実験孔の計算にはさらに幾つかの領域が加わる。炉心と軽水領域との間には、相当量の重水があるが軽水領域も炉心反応度にかんがりの影響を及ぼす。

実際の計算は、AMFにあるデーター・トロン計数型電子計算機を用い、半径方向、軸方向の計算にそれぞれ円柱型および板型の 1 次元コードを用いておこなわれた。はじめに 1 方向の実効バックリングを仮定し、他の方向の実効バックリングを求める。出た結果を用いてもう 1 方向の計算をおこなう。このように交互に計算をくりかえして両方向に妥当で矛盾しない実効バックリングと中性子束分布を得る。

炉心は非均質な配列をしている。これを計算機のコードにのせるために単位セルを仮定して均質型に直す必要がある。燃料要素の配列は、ほぼ三角格子で単位セルの全断面積は 230 cm²、燃料部分の断面積は 58 cm² である。

JRR-2 の核計算で一番不確実なのはこのセルの大きさの決定と非対称な配列をした燃料要素と減速材の取扱いである。本当のセルの大きさは炉心内の位置により変る。これらの要素が共鳴吸収を逃れる確率、熱中性子利用率などの不確実性の一因となる。

2) 共鳴吸収を逃れる確率

共鳴吸収を逃れる確率は次式で計算される。

$$p = \exp \left\{ - \frac{28 \Sigma_a(\text{resonance})}{\xi \Sigma_s} \right\} \quad (1)$$

ここに $28 \Sigma_a(\text{resonance}) = 28 N 28 \sigma_{a(r)}$ で $28 N$ は炉心全体についての平均値である。 $28 \sigma_{a(r)}$ は次式で与えられる実効共鳴吸収断面積である。

$$28 \sigma_{a(r)} = 7.5 \left[1 + \frac{3.4}{(M/s) / \{1 - 2E_s(t\Sigma_s)\} + 0.1} \right] \quad (2)$$

$E_3(t\Sigma_a)$ は $E_n(x) = \int_0^1 \mu^{n-1} e^{-x/\mu} d\mu$ で与えられる。

自変数は燃料板の間の水の幅 t とそのマクロ散乱断面積との積である。

計算の結果は $^{28}\sigma_{a(r)} = 83$ barns. $p = 0.935$ である。

3) 反応度の温度効果

JRR-2 のように重水を用いた原子炉の温度効果の主な原因は、重水の密度 ρ の変化である。断面積やバックリングの変化はこれに比べて無視することができる。

$$k_{\text{eff}} = \frac{k_{\infty}}{(1 + L^2 B^2)(1 + \tau B^2)} \quad (3)$$

式 (3) を温度 T で微分すれば次の式を得る。

$$\frac{1}{k_{\text{eff}}} \frac{\partial k_{\text{eff}}}{\partial T} = \frac{1}{\rho} \frac{\partial \rho}{\partial T} - \frac{\Sigma_a D_2 O}{\Sigma_a v} + \frac{2 \frac{V D_2 O}{V_{\text{core}}} \sqrt{\frac{\tau_{\text{core}}}{\tau D_2 O}}}{1 + \frac{1}{\tau_{\text{core}} B^2}} - \left(\frac{\Sigma_{tr} D_2 O}{\Sigma_{tr}^{\text{core}}} - \frac{\Sigma_a D_2 O}{\Sigma_a^{\text{core}}} \right) \frac{1}{1 + \frac{1}{L^2 B^2}} \quad (4)$$

式 (4) の右辺の大カッコ内の第 1 項は ρ の変化による f の影響で Σ_a の比は体積比も含んでいる。第 2 項は τ の影響、第 3 項は L^2 の影響である。cold (20 °C) から operating (54.5 °C) までの温度変化による全反応度変化は $-0.79 \% \Delta k/k$ 、この範囲の平均温度係数は $-2.3 \times 10^{-2} \% \Delta k/k/^{\circ}\text{C}$ である。

4) ^{135}Xe 毒作用

原子炉運転中に炉心に蓄積する ^{135}Xe のマクロ吸収断面積は次式で与えられる。ただし運転の始めに Xe は存在しないものとする。

$$\Sigma_{a(t)}^{135\text{Xe}} = \sigma_2 \frac{(\gamma_1 + \gamma_2) \Sigma_f \phi_0}{\lambda_2 + \sigma_2 \phi_0} \left\{ 1 + \frac{1}{\gamma_1 + \gamma_2} \left(\frac{\gamma_1 \lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1 + \sigma_2 \phi_0} - \gamma_2 \right) \exp[-(\lambda_2 + \sigma_2 \phi_0)t] - \frac{\gamma_1}{\gamma_1 + \gamma_2} \left(\frac{\lambda_2 + \sigma_2 \phi_0}{\lambda_2 - \lambda_1 + \sigma_2 \phi_0} \right) \exp(-\lambda_1 t) \right\} \quad (5)$$

ここに σ_2 は ^{135}Xe の吸収断面積、 γ_1, γ_2 はそれぞれ $^{135}\text{Te}, ^{135}\text{Xe}$ の核分裂収率、 λ_1, λ_2 はそれぞれ $^{135}\text{I}, ^{135}\text{Xe}$ の崩壊定数、 ϕ_0 は燃料中の平均熱中性子束、 Σ_f は燃料のマクロ核分裂断面積である。

第 54 図に原子炉運転中の ^{135}Xe の蓄積のようすを示す。

$\Sigma_a^{135\text{Xe}}$ は次式により近似的に反応度に変換することができる。

$$\frac{\Delta k}{k}(t) = - \frac{\Sigma_a^{135\text{Xe}}(t)}{\Sigma_a^{135\text{Xe}}(t) + \Sigma_a^{\text{core}}} \quad (6)$$

第 54 図より、 ^{135}Xe は原子炉の運転を始めてから約 3

日後にはほぼ平衡濃度 $\Sigma_a^{135\text{Xe}} = \sigma_2 \frac{(\gamma_1 + \gamma_2) \Sigma_f \phi_0}{\lambda_2 + \sigma_2 \phi_0}$ に達する。

その時の ^{135}Xe の反応度は $-3.56 \% \Delta k/k$ である。

始めに平衡濃度の ^{135}Xe が存在していた場合の、原子炉停止後の ^{135}Xe のマクロ吸収断面積は次式で与えられる。

$$\Sigma_a^{135\text{Xe}}(t) = \sigma_2 \Sigma_f \phi_0 \left[\frac{\gamma_1}{\lambda_2 - \lambda_1} \{ \exp(-\lambda_1 t) - \exp(-\lambda_2 t) \} + \frac{\gamma_1 + \gamma_2}{\lambda_2 + \sigma_2 \phi_0} \exp(-\lambda_2 t) \right] \quad (7)$$

ただし、式 (7) において ϕ_0 は原子炉停止前の燃料中の平均熱中性子束である。

第 55 図に原子炉停止後の ^{135}Xe の蓄積のようすを示す。

^{135}Xe の濃度は始め急速に増加し、原子炉停止後約 12 時間で最大値約 $-20 \% \Delta k/k$ に達しその後次第に減少する。そのため原子炉停止後、ただちに運転を始めないかぎり、約 40 時間は原子炉を運転することができない。

その他に Xe の空間振動の問題があるが、これは JRR-2 のように大きなバックリングを持つ原子炉では問題にならない。

5) ^{149}Sm 毒作用

^{149}Sm は安定核種のため、その平衡濃度は炉心内の中性子束とは無関係に $\Sigma_a^{\text{Sm}} = \gamma_1 \Sigma_f$ で与えられる。ここで γ_1 は ^{149}Pm の核分裂収率で 0.014 である。しかし蓄積の過程では次式のように中性子束に関係する。

$$\Sigma_a^{\text{Sm}}(t) = \gamma_1 \Sigma_f \left[\frac{\phi_0}{\phi_0 - \lambda_1 / \sigma_2} \{ \exp(-\sigma_2 \phi_0 t) - \exp(-\lambda_1 t) \} + \{ 1 - \exp(-\sigma_2 \phi_0 t) \} \right] \quad (8)$$

ここに σ_2 は ^{149}Sm の吸収断面積である。第 56 図に原子炉運転中の ^{149}Sm の蓄積の様子を示す。これから原子炉の運転を始めてから約 2 週間後に平衡濃度に達することがわかる。その時の反応度は $-0.83 \% \Delta k/k$ である。

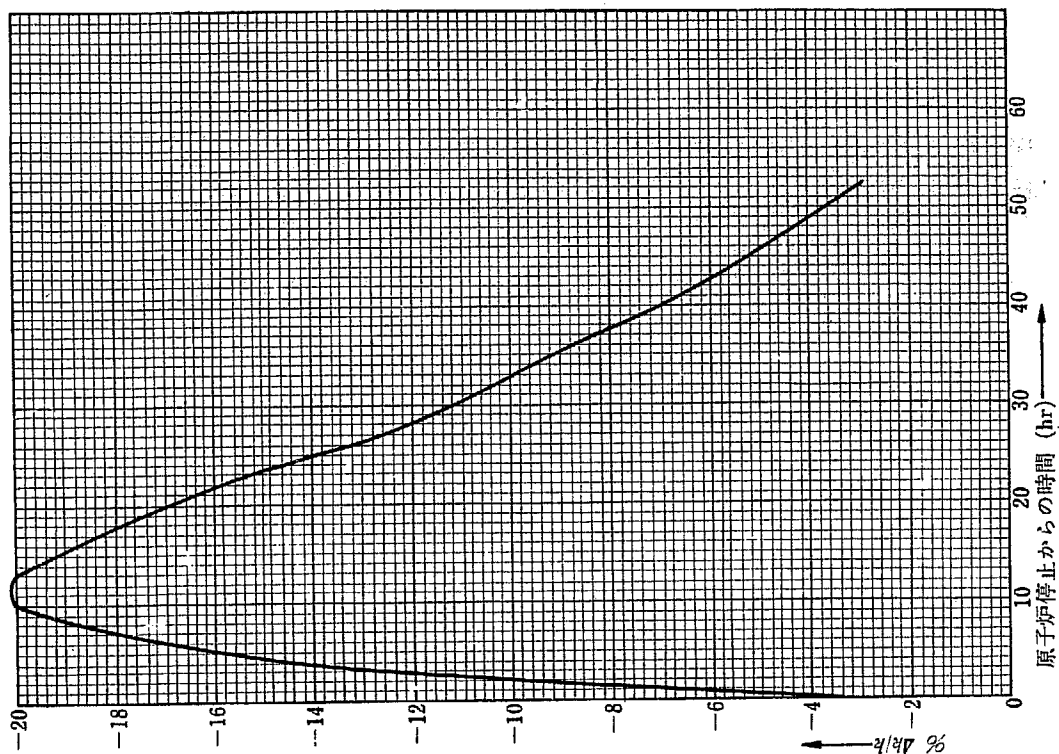
始めに平衡濃度の ^{149}Sm が存在していた場合の、原子炉停止後の ^{149}Sm のマクロ吸収断面積は次式で与えられる。

$$\Sigma_a^{\text{Sm}}(t) = \gamma_1 \Sigma_f \left[\frac{\sigma_2 \phi_0}{\lambda_1} \{ 1 - \exp(-\lambda_1 t) \} + 1 \right] \quad (9)$$

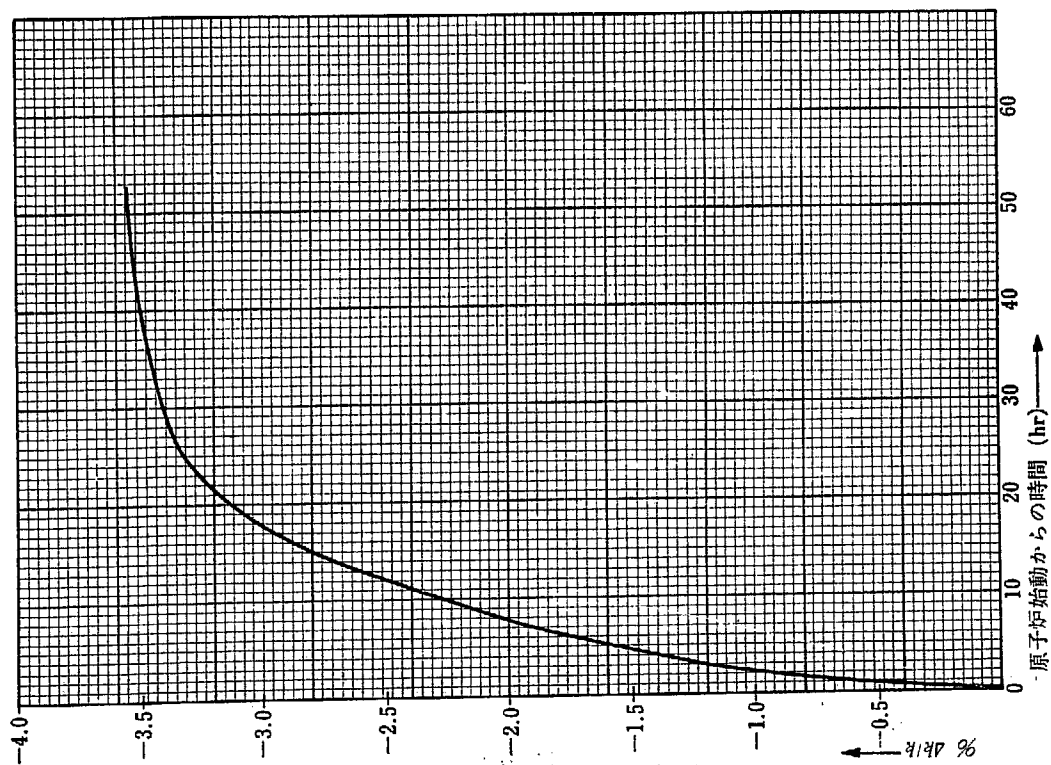
第 57 図に原子炉停止後の ^{149}Sm の蓄積の様子を示す。 ^{149}Sm の濃度はゆっくり増加し、原子炉停止後 375 時間で最大の反応度 $-2.12 \% \Delta k/k$ に達する。

6) 臨界質量の決定 (p. 53 脚注参照)

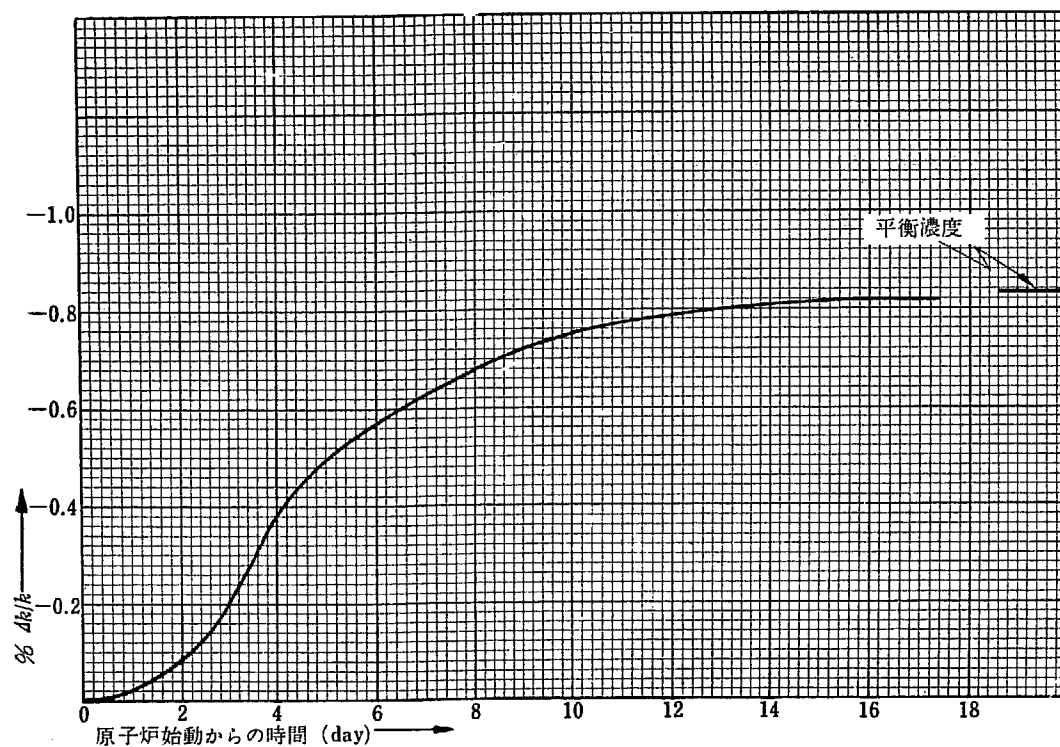
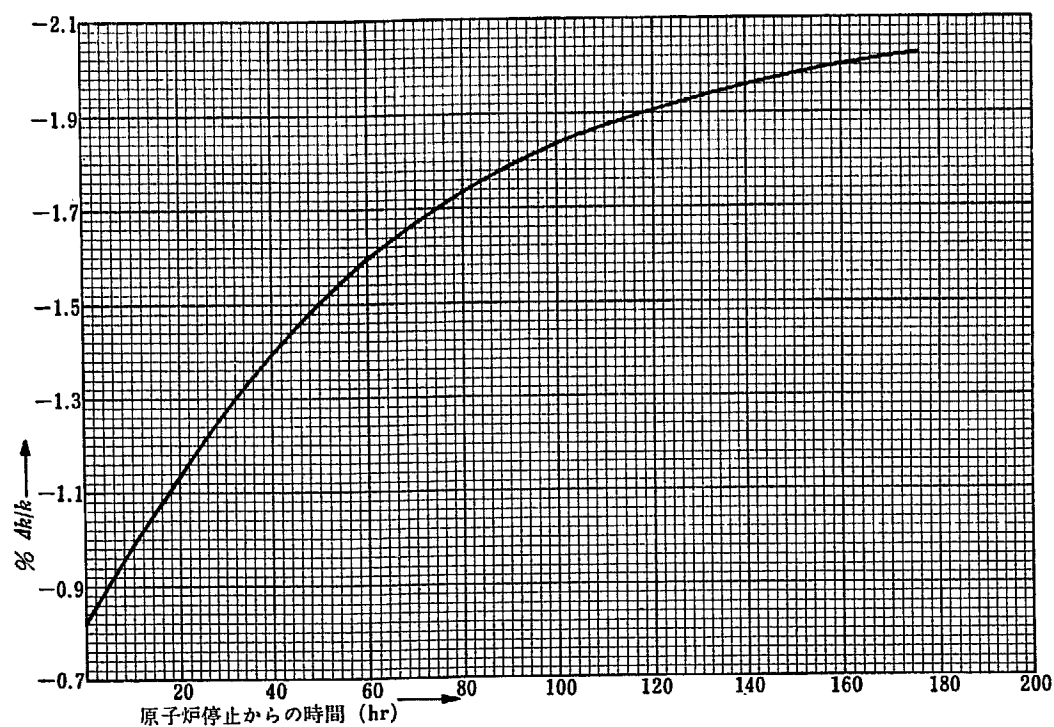
JRR-2 は安全性と経済性の見地から 11 in (27.9 cm)



第 55 図 JRR-2 停止後の ^{135}Xe の蓄積
(停止時の燃料中の熱中性子束 $1.17 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$)



第 54 図 JRR-2 運転中の ^{135}Xe の蓄積
(始動からの蓄積)

第 56 図 JRR-2 運転中の ^{149}Sm の蓄積第 57 図 JRR-2 停止後の ^{149}Sm の蓄積
(停止時——出力 10 MW, ^{149}Sm 平衡状態)

水平実験孔 2 本と 6 in (15.2 cm) 水平貫通実験孔 2 本にグラファイトをつめ、4 in (10.2 cm) の中央垂直実験孔に重水を満たして運転される。臨界質量はこの場合について式 (3) を用い上記の方法で計算したものである。ただし、中央垂直実験孔は炉心内に、他の実験孔は全部反射体内にある。

Cold clean の臨界質量は ^{235}U 1.27 kg で燃料要素約 7.1 本である。Hot dirty の場合は第 8 表のようにさらに 8.68 % $\Delta k/k$ の反応度が必要となる。これは ^{235}U 0.8 kg, 燃料要素約 4.5 本であるから、hot dirty の臨界質量は ^{235}U 2.07 kg, 燃料要素約 11.6 本となる。

第 11 表 ^{235}U 臨界質量*

Cold clean critical	1.27 kg (燃料要素約 7.1 本)
Hot dirty critical	2.07 kg (燃料要素約 11.6 本)

* 11 in (27.9 cm) 水平実験孔 2 本, 6 in (15.2 cm) 水平貫通実験孔 2 本にグラファイトを詰め, 4 in (10.2 cm) 中央垂直実験孔 1 本を重水で満たした場合の計算値。

7) 実験孔の影響

実験孔は反射体の中にボイドを形成するため、中性子の漏れを増加し、反射体利得を減ずるので、炉心の反応度をかなり減少させる。実験孔の影響は次式を用いて計算される。

$$k_{\text{eff(beam tubes)}} = \frac{k_{\infty}}{[1 + L^2(B')^2][1 + \tau(B')^2]} \quad (10)$$

$(B')^2$ は実験孔がある場合の実効バックリングである。実験孔のない場合の実効バックリングは普通、次式で与えられる。

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{H + S_a} \right)^2 + \left(\frac{2.4048}{R + S_r} \right)^2 \quad (11)$$

H と R は炉心の高さと半径、 S_a と S_r は軸方向および半径方向の反射体利得である。実験孔がある場合の反射体利得は近似的に次式で与えられる。

$$S_{(\text{void})} = S_{(\text{no void})} \left(\frac{A_1 - A_2}{A_1} \right) + S_r \frac{A_2}{A_1} \quad (12)$$

ここに a) $S_{(\text{void})}$ は求める反射体利得

b) $S_{(\text{no void})}$ は実験孔がない場合の反射体利得

c) S_r は炉心と実験孔先端との距離だけの厚さの反射体による反射体利得

d) A_1 は炉心の表面積

e) A_2 は実験孔と炉心表面との投射断面積

である。 $S_{(\text{void})}$ を得れば実験孔がある場合の実効バックリング $(B')^2$ は次式により求めることができる。

$$(B')^2 = B_a^2 + \left(\frac{2.4048}{R + S_{(\text{void})}} \right)^2 \quad (13)$$

したがって式(10)より、 $k_{\text{eff(beam tubes)}}$ が求められる。

実験孔のない場合の実効増倍率は分っているから、実験孔の反応度への影響が求められることになる。

この取扱いは明らかに単純化されているが、その結果は実験結果とよく一致する。

第 9 表に実験孔に何もつめない場合と、11 in (27.9 cm) 水平実験孔 2 本と 6 in (15.2 cm) 水平貫通実験孔 2 本にグラファイトをつめ、中央垂直実験孔に重水を満たす場合の 2 つの場合について、燃料要素 12 本の炉心に対する実験孔の影響を示す。燃料要素 24 本の炉心に対しては 1.78 および 7.05 という値はそれぞれ 2.33 および 8.52 となる。

実験孔のうち、中央垂直実験孔は炉心中央にあるため、その影響は特に大きい。この影響の計算は AMF のデータートロンで、中央垂直実験孔のある場合とない場合の臨界半径を求めることにより別途におこなわれた。

JRR-2 にはそのほかにグラファイトの熱中性子柱があるが、炉心とグラファイトの間にかかなりの厚さの重水があるので熱中性子柱の反応度への影響はあまりないものと思われる。

8) 制御棒の効果

JRR-2 の制御棒は直径 3.0 in (7.62 cm) の全く同一の 6 本のカドミウム制御棒で、炉心に円環状に挿入される。(第 53 図参照)。式 (14) は裸の円柱型原子炉に円環状に制御棒が入っている場合の基本となる臨界方程式である。

$$\frac{J_0(\mu R)}{Y_0(\mu R)} = \frac{MJ_0^2(\mu d)\Psi(a)}{1 + I\Psi(a)} \quad (14)$$

反射体のある原子炉に対しても反射体利得を用いて等価の裸の原子炉を考えれば (14) 式を用いることができる。

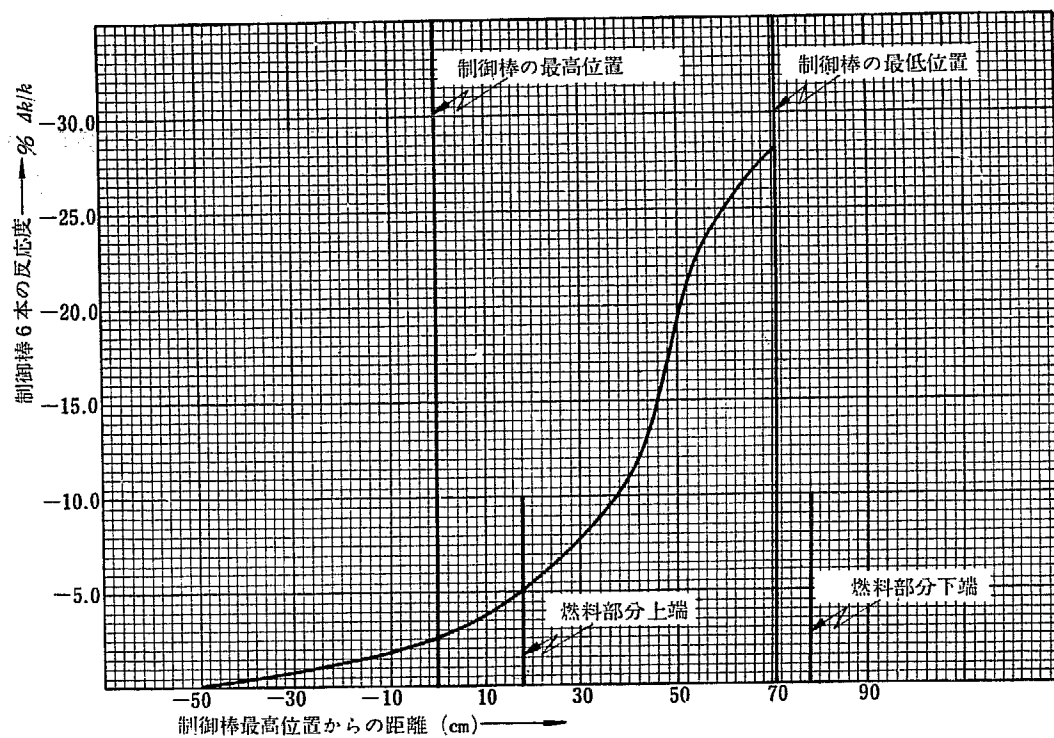
式 (14) において μ^2 は半径方向のバックリングで次式で与えられる。

$$\mu^2 = \frac{1}{2} \left\{ - \left(\frac{1}{\tau} + \frac{1}{L^2} \right) + \sqrt{\left(\frac{1}{\tau} + \frac{1}{L^2} \right)^2 + \frac{4(k_{\infty} - 1)}{\tau L^2}} \right\} - \left(\frac{\pi}{H_r} \right)^2 \quad (15)$$

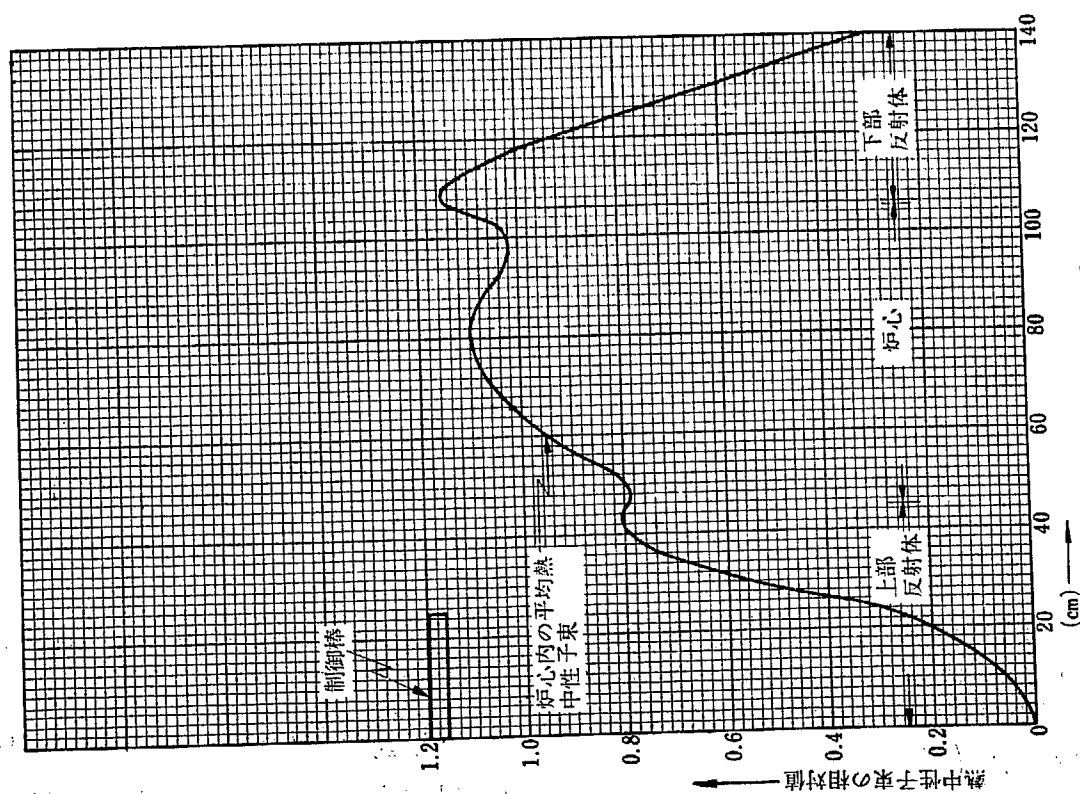
R は制御棒が入っている場合の臨界炉心半径、 M は制御棒の数、 d は炉心の軸から制御棒の軸までの直線距離、 $\Psi(a)$ は制御棒がある場合の臨界行列式の解である。 I は次式で与えられる。

$$I = \sum_{m=2}^M Y_0(\mu r_{1m}) \quad (16)$$

r_{1m} は 1 番目の制御棒から m 番目の制御棒までの距離である。



第58図 制御棒の反応度

第59図 軸方向の中性子束分布
(制御棒が一番引き抜かれた場合)

$$\Psi(a) = \frac{a_{31}a_{44} - a_{41}a_{34}}{a_{32}a_{44} - a_{42}a_{34}} \quad (17)$$

$$\text{ここに } a_{31} = \frac{J_0(\mu a)}{d_1} + \mu J_1(\mu a) \quad (18)$$

$$a_{44} = S_2 \left\{ \frac{K_0(\nu a)}{d_2} + \nu K_1(\nu a) \right\} \quad (19)$$

$$a_{41} = S_1 \left\{ \frac{J_0(\mu a)}{d_2} + \mu J_1(\mu a) \right\} \quad (20)$$

$$a_{34} = \frac{K_0(\nu a)}{d_1} + \nu K_1(\nu a) \quad (21)$$

$$a_{32} = \frac{Y_0(\mu a)}{d_1} + \mu Y_1(\mu a) \quad (22)$$

$$a_{42} = S_1 \left\{ \frac{Y_0(\mu a)}{d_1} + \mu Y_1(\mu a) \right\} \quad (23)$$

d_1, d_2 はそれぞれ制御棒表面における速中性子および熱中性子の外挿距離. S_1, S_2 は結合係数. J, Y, I, K は Bessel 関数である.

式 (14) から制御棒の入っている場合の臨界炉心の μ を求める. μ の増加に対する反応度を定めれば, 制御棒のない臨界炉心の μ はすでにわかっているから制御棒の反応度はただちに求められる. 制御棒の移動距離は燃料部分上端より 7 in (17.8 cm) 上から燃料部分下端より 3 in (7.62 cm) 上までの 27.62 in (70.2 cm) で, この移動距離に対する 6 本の制御棒の反応度は $-27.9 \% \Delta k/k$, 1 本当りの平均反応度は $-4.65 \% \Delta k/k$ である.

いろいろな深さに挿入された制御棒の反応度をきめるには, まず次式から制御棒の等価吸収断面積 Σ_p を求める.

$$(k_{\text{eff}})_1 = \frac{(k_{\infty})_1}{(1 + L_1^2 B^2)(1 + \tau B^2)} \quad (\text{critical}) \quad (24)$$

$$(k_{\text{eff}})_2 = \frac{(k_{\infty})_2}{(1 + L_2^2 B^2)(1 + \tau B^2)} \quad (\text{super-critical}) \quad (25)$$

ここに $(k_{\text{eff}})_1 = 1.000$, $(k_{\text{eff}})_2 = 1.279$ である. $(k_{\text{eff}})_1, L_1^2$ において $(\Sigma_a)_1 = \Sigma_a^{\text{core}} + \Sigma_p$ とおき, 上式を Σ_p について解く. そしてこの等価吸収断面積が制御棒の挿入されている領域全体に均一に存在すると仮定するのである. 第 58 図に制御棒の挿入距離に対する制御棒の反応度の関係を示す.

9) 中性子束分布

中性子束分布の計算は“計算方法の概略”の項で説明したように AMF 社にあるデータートロン・計数型電子計算機を用いておこなわれた.

第 59 図, 第 60 図は制御棒が一番引抜かれた状態と炉心の中央まで挿入された場合の軸方向の熱中性子束分布を示す. 第 61 図, 第 62 図は, cold clean 炉心と hot dirty 炉心における半径方向の中性子束分布を示

している.

10) 上部反射体の厚さと反応度

上部反射体の厚さの変化と実効増倍率との関係を第 63 図に示す.

上部反射体の厚さを炉心の上 3 in (7.62 cm) まで下げると反応度は $4.7 \% \Delta k/k$ だけ減少する. 制御棒の駆動に故障の生じたような場合, 上部反射体の水位を急落させて原子炉を停止することができる. これをダンプといい, 補助の安全系の一つである.

11) 軽水による重水の汚染

JRR-2 の重水タンクの周りには, 2 次反射体と熱遮蔽冷却材としての軽水ブランケットがあるので, 軽水により重水が汚染される可能性がある. 第 64 図に重水の濃度に対する実効増倍率の変化を示す.

軽水の影響は, 始め中性子吸収の増加より減速能の増加が打ち勝つため, 実効増倍率は増加する. 約 90% D_2O で最大値 $+3.0 \% \Delta k/k$ に達し, 以後はしだいに減少する. JRR-2 に用いられる重水の濃度は 99.75 mol% である.

12) 中性子寿命と原子炉週期

中性子の全寿命は減速時間と熱中性子の拡散時間の和で与えられる.

$$l = l_{(\text{slowing down})} + l_{(\text{thermal})} \quad (26)$$

連続減速を仮定すれば $l_{(\text{slowing down})}$ は近似的に次式で与えられる.

$$l_{(\text{slowing down})} = \frac{2\lambda_s}{\xi v_{th}} \quad (27)$$

無限に大きな原子炉では, 熱中性子の拡散時間は次式で与えられる.

$$l_{0(\text{slowing down})} = \frac{1}{v_{th} \Sigma_a} \quad (28)$$

反射体のある有限な 2 組系では熱中性子寿命は近似的に次のようになる.

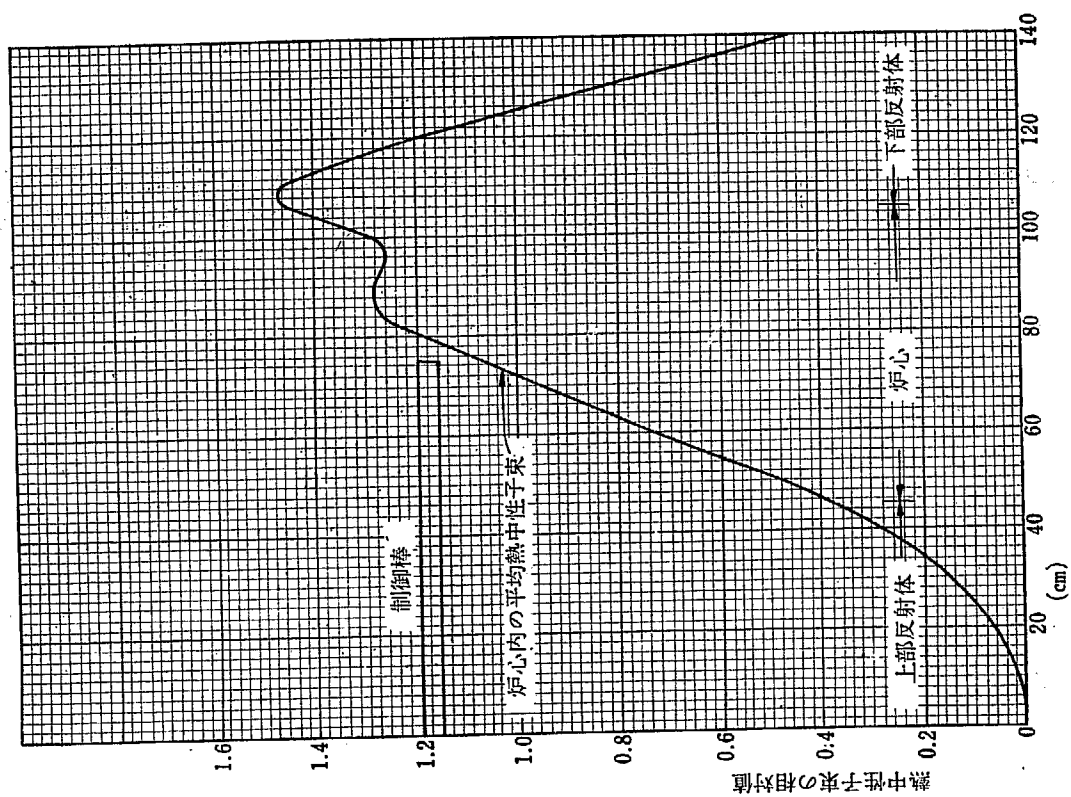
$$l_{(\text{thermal})} = l_0 \frac{\tau \Sigma_a}{D_f} \frac{\bar{\phi}_{th}}{\bar{\phi}_f} \quad (29)$$

しかし, JRR-2 のように比較的大きな原子炉では $\bar{\phi}_{th}/\bar{\phi}_f$ はほとんど $D_f/(\tau \Sigma_a)$ に等しいので $l_{(\text{thermal})} = l_0$ となり中性子の全寿命は $\frac{2\lambda_s}{\xi v_{th}} + \frac{1}{v_{th} \Sigma_a}$ で与えられる. 計算の結果は $l = 2.81 \times 10^{-4} \text{ sec}$ である.

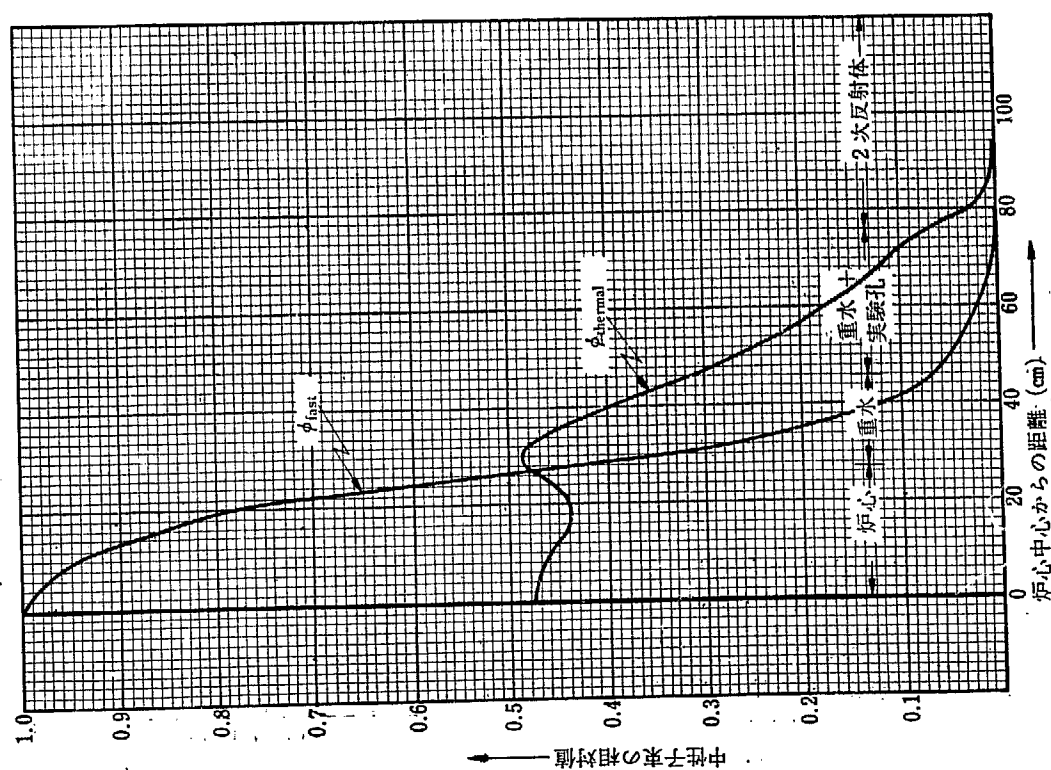
原子炉週期と反応度との関係は次の“逆時間の公式”で与えられる.

$$\frac{\Delta k}{k} = \frac{l}{T k_{\text{eff}}} + \sum_{i=1}^n \frac{\beta_i}{1 + \lambda_i T} \quad (30)$$

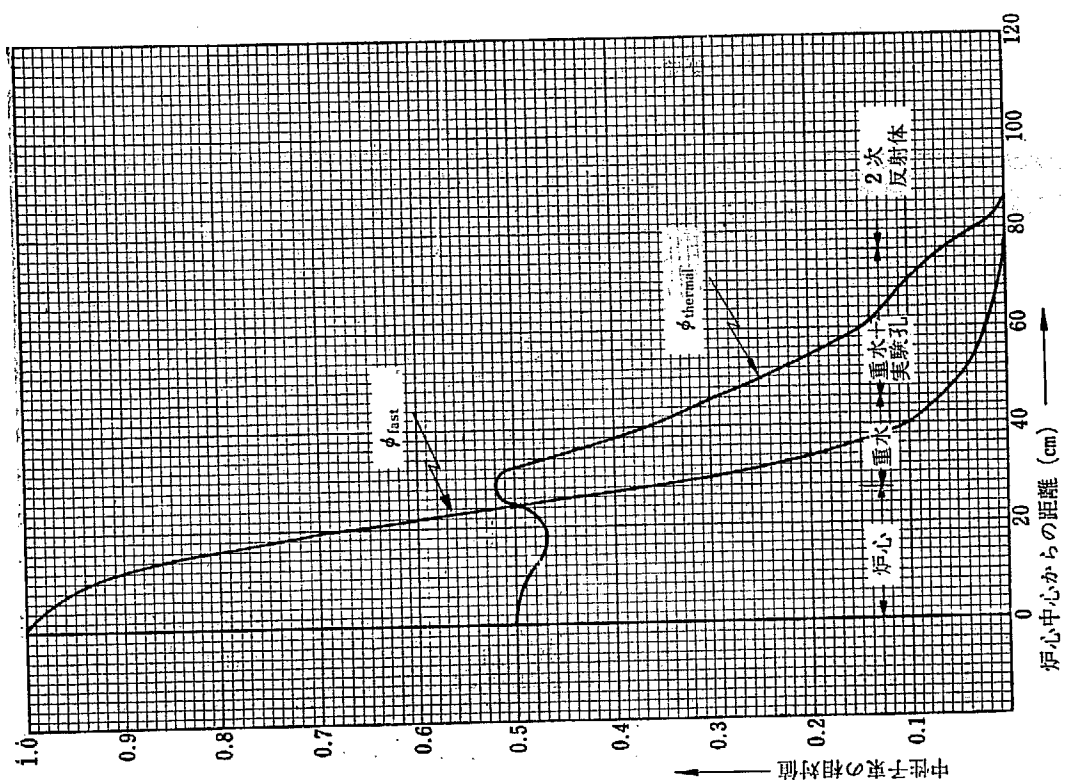
遅発中性子の割合 β_i と崩壊定数 λ_i は第 12 表の値を用いた.



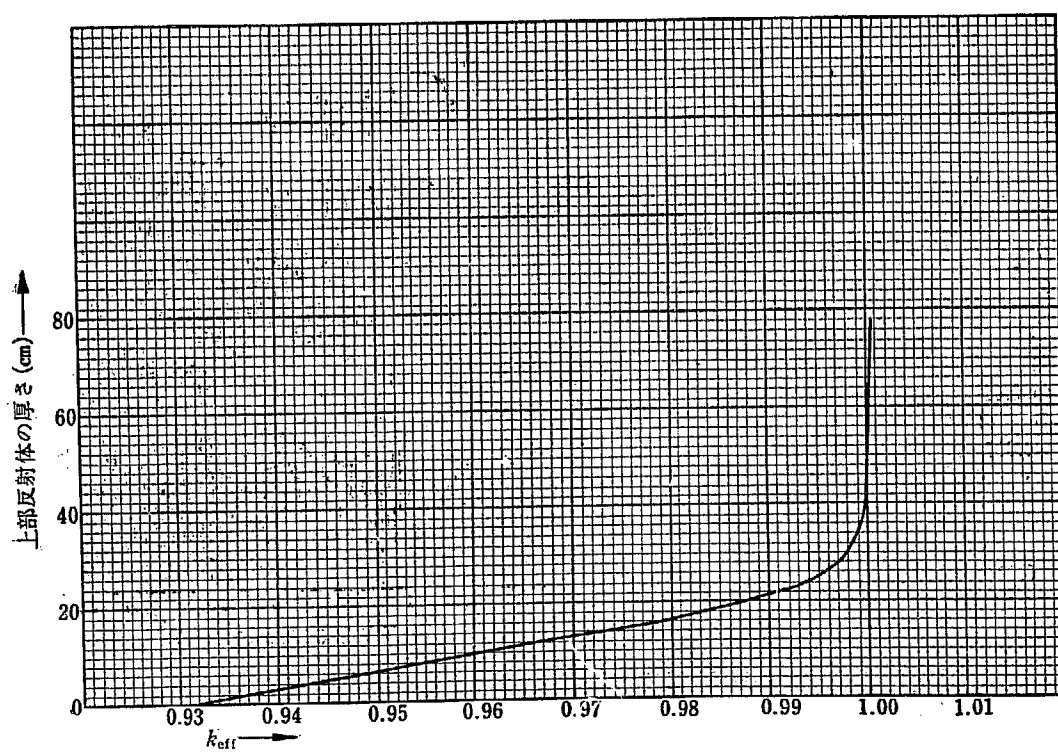
第 60 図 軸方向の中性子束分布
(制御棒が炉心の中央まで挿入された場合)



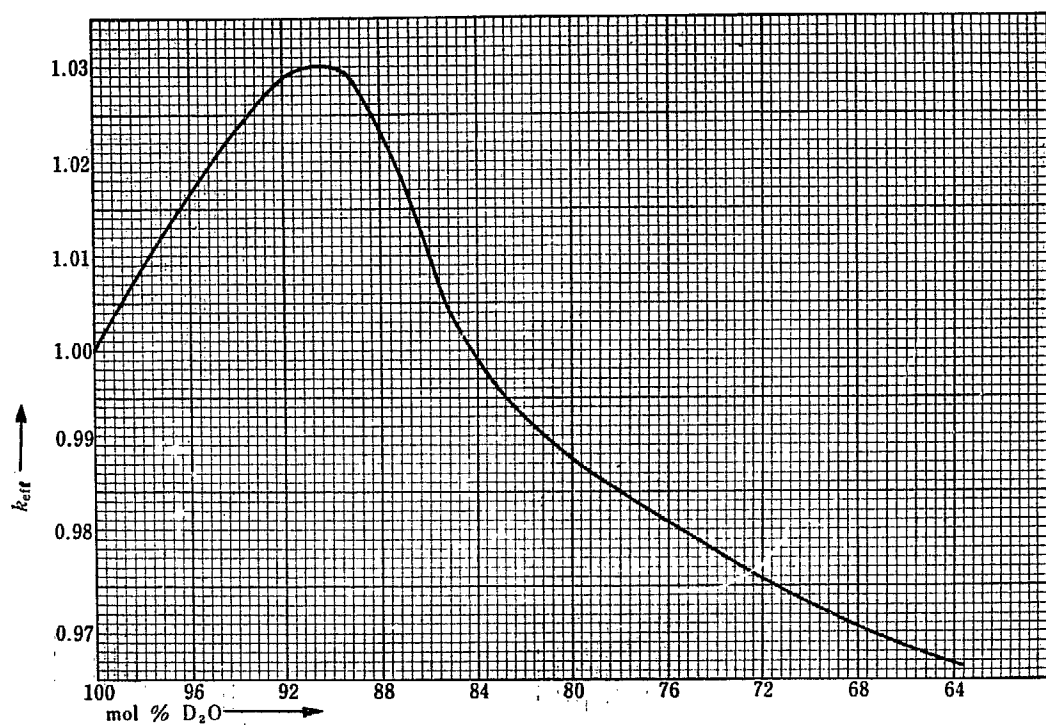
第 61 図 Cold clean 状態の半径方向の中性子束分布
(中央垂直実験孔に重水をつめた場合)



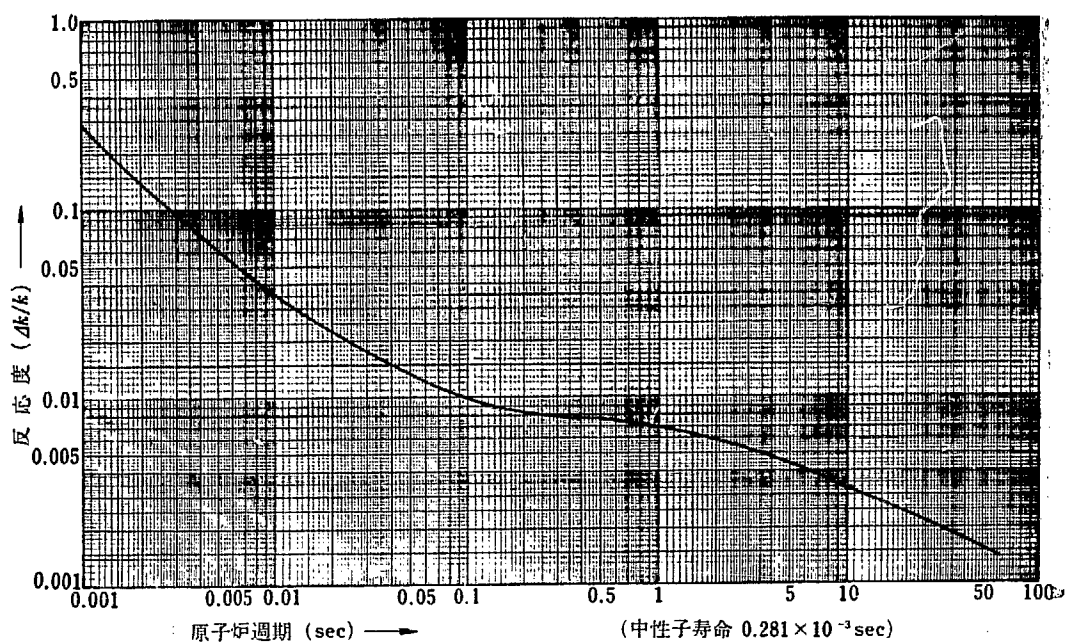
第 62 図 Hot dirty 状態の半径方向の中子束分布
(中央垂直実験孔に重水をつめた場合)



第 63 図 上部反射体の厚さと実効増倍率



第 64 図 重水濃度と実効増倍率



第 65 図 安定原子炉週期—反応度曲線

第 12 表 遅発中性子の割合と崩壊定数

グループ	β_i	$\lambda_i(\text{sec}^{-1})$
1	2.445×10^{-3}	0.5263
2	2.281×10^{-3}	0.1548
3	2.036×10^{-3}	0.0303
4	8.5×10^{-4}	1.639
5	2.6×10^{-4}	0.01253
6	4.33×10^{-5}	6.173×10^{-3}
7	1.31×10^{-5}	1.502×10^{-3}
8	8.2×10^{-6}	4.241×10^{-4}
9	9.32×10^{-6}	1.157×10^{-4}
10	1.27×10^{-6}	4.409×10^{-5}
11	4.0×10^{-7}	3.655×10^{-6}

第 65 図に原子炉週期と反応度との関係を示す。

5.2 炉体の遮蔽

1) 熱遮蔽

原子炉の遮蔽体は、熱遮蔽とコンクリートの生体遮蔽の 2 段からなる。AMF 社の計算には Oak Ridge の Bulk Shielding Reactor の実験結果を用いて 10 MW の場合の遮蔽の計算をおこなっている。これを次に略記する。

ガンマ線スペクトルを 1, 3, 5 および 7 MeV の 4 群に分ければ、不銹鋼などの熱遮蔽がない場合、重水および軽水を通してコンクリート内面に達するガンマ線束は次のとおりである。

第 13 表 熱遮蔽がない場合の、コンクリート壁に入射する炉心ガンマ線

	photons/cm ² ·sec
1 MeV	7.0×10^{11}
3 MeV	4.0×10^{11}
5 MeV	9.6×10^{10}
7 MeV	3.6×10^{10}

この場合、コンクリートへのガンマ線エネルギーの入力は 3×10^{12} MeV/cm²·sec 程度で、コンクリートの温度上昇が許容値以上となるため、熱遮蔽として側面および下部に 1 in (2.54 cm) の不銹鋼板 6 枚、上部に 4 in (10.2 cm) の鉛が追加された。

$$\phi(E) = \phi_0(E) B(\mu x) e^{-\mu x} \quad (31)$$

ここに $\phi_0(E)$ はエネルギー E の入射ガンマ線束、 x は熱遮蔽の厚さ、 B は再生係数で $B=1$, $\mu x < 1$ および $B=\mu x$, $\mu x > 1$ である。(31) 式を用いて 6 in (15.2 cm) の不銹鋼と 1 in (2.54 cm) のアルミニウムがある場合のコンクリート内面に入射する一次ガンマ線束を計算すれば第 14 表のとおりである。

第 14 表 熱遮蔽がある場合の、コンクリート壁に入射する炉心ガンマ線束

	photons/cm ² ·sec
1 MeV	7.4×10^9
3 MeV	3.9×10^{10}
5 MeV	1.2×10^{10}
7 MeV	5.0×10^9

2) 捕獲ガンマ線

コンクリート遮蔽壁に入射するガンマ線には炉心から直接入射するガンマ線のほかに、重水タンクのアルミニウムおよび熱遮蔽の不銹鋼板による捕獲ガンマ線がある。

重水タンクのアルミニウムのガンマ線線源の強さは飽和状態で近似的に次のように計算される。

$$\phi = \phi_{th} N \sigma x f / 2 \quad (32)$$

ここに、 ϕ はガンマ線源の強さ、 ϕ_{th} は熱中性子束、 x はアルミニウムの厚さ、 f は崩壊ごとに出るガンマ光子の数である。 ϕ_{th} を大きめにとり $\phi_{th} = 4.6 \times 10^{13}$ n/cm²·sec とすれば、 $\phi = 1.33 \times 10^{11}$ photons/cm²·sec となる。熱遮蔽中における減衰の割合が 7 MeV の炉心ガンマ線の減衰と同じとすれば、コンクリート壁における捕獲ガンマ線の強さは

$$\phi_{\text{capture(Al)}} = 1.9 \times 10^9 \text{ photons/cm}^2 \cdot \text{sec (7.7 MeV)}$$

である。

熱遮蔽不銹鋼板の内側における熱中性子束は約 9.7×10^{10} n/cm²·sec である。6 枚の不銹鋼板中の平均の熱中性子束をこの約 1/6 とすれば、コンクリート壁における捕獲ガンマ線の強さは、

$$\phi_{\text{capture(SS)}} = 3.8 \times 10^9 \text{ photons/cm}^2 \cdot \text{sec (~7 MeV)}$$

である。

そのほか、コンクリート加熱源として考えねばならないものに速中性子がある。不銹鋼板がないとすれば 2 組近似の計算および BSR のデータから、コンクリート内面における速中性子束は $\phi_i = 1.7 \times 10^9$ n/cm²·sec となる。実際には、不銹鋼板により速中性子のエネルギーは鉄の非弾性散乱のしきい値 0.8 MeV 以下に下るが、ここでは安全側に推定するため中性子エネルギーの減衰を無視する。すなわち、速中性子のエネルギーとしては 2 MeV の運動エネルギーと捕獲された時放出されるエネルギー 5 MeV を加えたものとする。

以上の結果をまとめると熱遮蔽を所定の位置においた場合、コンクリート面に入射するガンマ線ならびに中性子のエネルギーは次のとおりである。

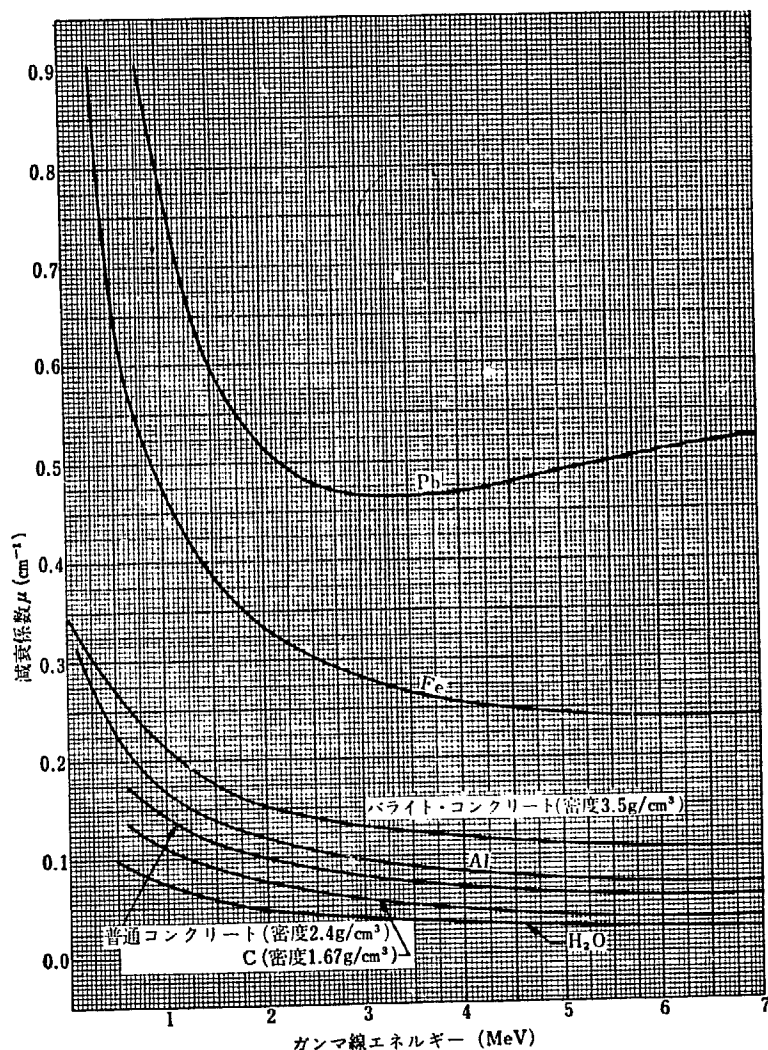
第 15 表 コンクリート壁に入射するガンマ線
および中性子エネルギー

	MeV	photons/cm ² ·sec	MeV/cm ²
ガンマ線	1	7.4×10^9	7.4×10^9
	3	3.9×10^{10}	1.2×10^{11}
	5	1.2×10^{10}	6.0×10^{10}
	7	8.8×10^9	6.2×10^{10}
	7.7	1.9×10^9	1.5×10^{10}
計			2.6×10^{11} $=42 \text{ mW/cm}^2$
速中性子	$1.7 \times 10^9 \times 7 = 1.2 \times 10^{10} \text{ MeV/cm}^2$ $=1.9 \text{ mW/cm}^2$		

第 16 表 コンクリート壁の温度上昇

	温度上昇 ΔT
ガンマ線	52.5°C
中性子	4 °C
計	26.5°C = 134°F

バライトコンクリートの温度上昇は 1 mW/cm^2 の入力に対し、ガンマ線で 1.25°C 、中性子で 2.08°C であるから温度上昇 ΔT は第 16 表に示すようにな



第 66 図 ガンマ線減衰係数

る。

上部遮蔽には熱中性子束を減衰させる軽水層がないので、0.25 in (0.635 cm) のボラル板を下段上部プラグの下面におく。重水表面におけるガンマ線、熱中性子束および速中性子束は次のとおりである。

第 17 表 重水表面における放射線束

ガンマ線	1 MeV	1.2×10^{12} photons/cm ² ·sec
	3 MeV	6.4×10^{11}
	5 MeV	1.3×10^{11}
	7 MeV	5.4×10^{10}
熱中性子		1.9×10^{13} n/cm ² ·sec
速中性子		3.2×10^{10} n/cm ² ·sec

非常によい近似で熱中性子エネルギーはボラルに、ガンマ線エネルギーは鉛に、そして約 1 MeV の速中性子エネルギーは非弾性散乱により鉛に吸収される。

3) コンクリート生体遮蔽の計算

以上の熱遮蔽の計算により、コンクリート遮蔽体に到達するガンマ線および中性子束が知られる。これが

コンクリート遮蔽により原子炉外面において人体に許された値以下に減衰されねばならない。

この時の計算式は次式で与えられる。

$$\phi(E) = \phi_0(E) B(\mu l) e^{-\mu l} \left(\frac{r_0}{r} \right)^2 \quad (33)$$

ここに ϕ および ϕ_0 は、コンクリートの外面および内面におけるガンマ線束、 l はコンクリートの厚さ、 r および r_0 は炉心面からコンクリートの外面および内面までの距離である。バライトコンクリート（密度 3.5 g/cm^3 ）に対するガンマ線の減衰係数は第 66 図に示す。速中性子の除去平均自由行程 λ は 9.5 cm とした。

上部プラグは制御棒が貫通しているため、部分的に遮蔽効果が減少しているので密度 5 g/cm^3 のコンクリートが用いられる。計算に用いた上部プラグ・コンクリートの成分は第 18 表のとおりである。ただし、実際の上部プラグ・コンクリートには、第 5 表に示したリモナイトのかわりに重晶石とボロン・フリッツを用いて中性子の遮蔽効果をさらに大にした。

速中性子およびガンマ線の吸収係数は第 18 表の成分に基づいて計算された。

第 18 表 計算に用いた上部プラグの成分

材 料	重 さ %	体 積 %
鋼 片	70.2	44.8
リモナイト	18.0	23.1
ポートルランド・セメント	7.8	12.3
軽 水	4.0	19.8

第 19 表 上部プラグ中のガンマ線減衰係数

$\mu(\text{cm}^{-1})$		
ガンマ線	3 MeV	0.170
	5 MeV	0.150
	7 MeV	0.140
速中性子	$\lambda=6.3 \text{ cm}$	

ただし 1 MeV のガンマ線の影響は無視している。

計算結果の例として最も透過率が大きいとみられる炉心高さの位置における炉壁面での放射線の強さは、

ガンマ線 36.4 photons/cm²・sec (13.4 mr/week)

速中性子 0.32 n/cm²・sec

となる。

4) 生体遮蔽中の中性子捕獲ガンマ線

コンクリート内面に入射した速中性子は熱中性子化されて捕獲される。コンクリート外面における捕獲ガンマ線の値はコンクリートを純粋のバリウムと見なした場合、次の近似式で見積ることができる。ただし、バリウム中の熱中性子 1 回の捕獲は 1 個の 7 MeV ガンマ光子を出すものとする。

$$\begin{aligned}\phi_c &= \left(\frac{r_0}{r}\right)^2 \int_0^l \phi_{f_0} \exp(-x/\lambda_t) \Sigma_{Ba} dx e^{-\mu(l-x)} \\ &= \phi_{f_0} \left(\frac{r_0}{r}\right)^2 \Sigma_{Ba} e^{-\mu l} \left[\frac{1}{1/\lambda_t - \mu} \right] \left[1 - \exp\left\{-l(1/\lambda_t - \mu)\right\} \right]\end{aligned}\quad (34)$$

ここに ϕ_{f_0} はコンクリートに入射する速中性子束、 λ_t は速中性子の除去平均自由行程、 l はコンクリート遮蔽の厚さである。7 MeV 光子に対して生体遮蔽コンクリートで $\lambda_t=9.5 \text{ cm}$ であるから、

$$1/\lambda_t \approx \mu \text{ または } (1/\lambda_t - \mu)l \ll 1$$

となる。したがって (34) 式より次式を得る。

$$\phi_c = \left(\frac{r_0}{r}\right)^2 l \Sigma_{Ba} e^{-\mu l} \phi_{f_0} \quad (35)$$

7 MeV の炉心ガンマ線と、以上の方法で求めた捕獲ガンマ線との比はコンクリート遮蔽外面において

$$\phi_c/\phi_\gamma \approx 1/6 \quad (\phi_\gamma: 7 \text{ MeV の炉心ガンマ線})$$

となり、捕獲ガンマ線の影響は全体に比して小さいことが分る。

5) 上部プラグの遮蔽

下段上部プラグ部分には、制御棒用の 6 本の孔があ

るため、ガンマ線の漏れがあり、これは部分的な遮蔽では減衰することができない。このため、下段上部プラグの上にさらに遮蔽のため重コンクリート (密度 5 g/cm³) の上段上部プラグが置かれる。今、上段上部プラグ上面の、制御棒軸線上において、重水面を見たとき、視界に入る重水面積 A を放射線源としたとき、コンクリートを貫通したガンマ線束は、

$$\phi = \frac{\phi_0 A B e^{-\mu x}}{2\pi R^2} \quad (36)$$

で与えられる。ただし、 ϕ_0 は重水面におけるガンマ線束、 x はコンクリート遮蔽の厚さ、 R は重水面からコンクリート上面までの距離、 B は再生係数である。速中性子を許容値以下にするには 40 in (102 cm) の重コンクリートで十分であるが、ガンマ線を許容値以下にするためには、4 in (10.2 cm) の鉛をさらに加えねばならない。この場合、遮蔽体の上面における放射量は

速中性子 0.2 n/cm²・sec

ガンマ線 6 photons/cm²・sec (<1.2 mr/week)
(1 week=48 hr)

である。

6) 熱中性子柱の遮蔽

熱中性子柱の遮蔽は、内部の鉛熱遮蔽および黒鉛と遮蔽扉からなる。扉はボラル、鉄、バライトコンクリートおよび鉛から構成される。遮蔽体中のガンマ線の減衰や捕獲ガンマ線は上記の方法で求められた。結果は次に示すとおりである。

第 20 表 熱中性子柱内の放射線束

位 置	ガンマ線束 (photons/cm ² ・sec)	速中性子束 (n/cm ² ・sec)	熱中性子束 (n/cm ² ・sec)
鉛シャッター内側表面	3.2×10^{13}	1.0×10^{12}	4.4×10^{13}
黒鉛内側表面	1.0×10^{12}	4.3×10^{11}	3.7×10^{13}
黒鉛外側表面	7.6×10^9	3.9×10^7	1.7×10^{11}
扉 外 面	20 (<7.9 mr/week)	3	~0

(ただし 1 week=48 hr, ガンマ光子, 速中性子のエネルギーを 7 MeV とした時の値である)

7) 実験孔の遮蔽

実験孔の遮蔽は重コンクリート・プラグと鉛ドアからなる。プラグの先端にはボラルと鉄の熱遮蔽がある。鉛ドアはプラグと実験孔の空隙から漏れてくるガンマ線を遮蔽するに十分な厚さを有する。実験孔を炉心表面まで内部に延長した場合、プラグの中心軸における入射および透過放射線は次のとおりである。

第 21 表 実験孔プラグへの入射および透過放射線束

	入射放射線	透過放射線
速中性子束 (n/cm ² .sec)	1.5×10^{14}	5.3
熱中性子束 (n/cm ² .sec)	1.5×10^{14}	<1
ガンマ線束 (photons/cm ² .sec)		
1 MeV	4×10^{14}	<2 (0.2 mr/week)
3 MeV	4.6×10^{13}	<2 (0.5 mr/week)
5 MeV	7.3×10^{12}	<2 (0.6 mr/week)
7 MeV	2.2×10^{12}	<2 (0.8 mr/week)

5.3 炉付帯設備の遮蔽

1) 使用済み燃料貯蔵プール

燃料要素は、原子炉を 10 MW で 24 時間運転したとすると、装てん後 60 日間使用できる。その取替えを 4 本単位で、10 日ごとにおこない、運転を停止して 2 時間後にプールに格納するものとする。炉の中に 24 本の燃料要素が挿入されている時、使用済み燃料要素 1 本当り毎秒出るガンマ線光子の数は

$$1.06 \times 10^{16} \{ (\tau - 60)^{-0.2} - \tau^{-0.2} \} \quad (37)$$

である。ただし、 τ は運転を始めてから、その時刻までの日数である。プールでの冷却期間を 90 日とすれば、プールには、最大、36 本の使用済み燃料が留まることになる。そのときの毎秒のガンマ線光子数は、 8.20×10^{16} photons/sec である。プールの遮蔽計算の際には、安全のために、この 2 倍の値 1.64×10^{17} photons/sec を用い、さらに次の仮定をする。

- 使用済み燃料から出るガンマ線光子の平均エネルギーを 1 MeV とする。
 - 燃料を点源とし、プール内壁面に置いて計算する。
 - 燃料の自己吸収および燃料要素貯蔵枠の吸収は考慮しない。
 - 反対側のコンクリート壁による反射は考えない。
- 遮蔽壁外面におけるガンマ線束は、

$$\phi = B \frac{\phi_0 \exp(-d_0/\lambda)}{4\pi d_0^2}, \quad B = A \exp(-\alpha_1 d_0/\lambda) + A_2 \exp(-\alpha_2 d_0/\lambda) \quad (38)$$

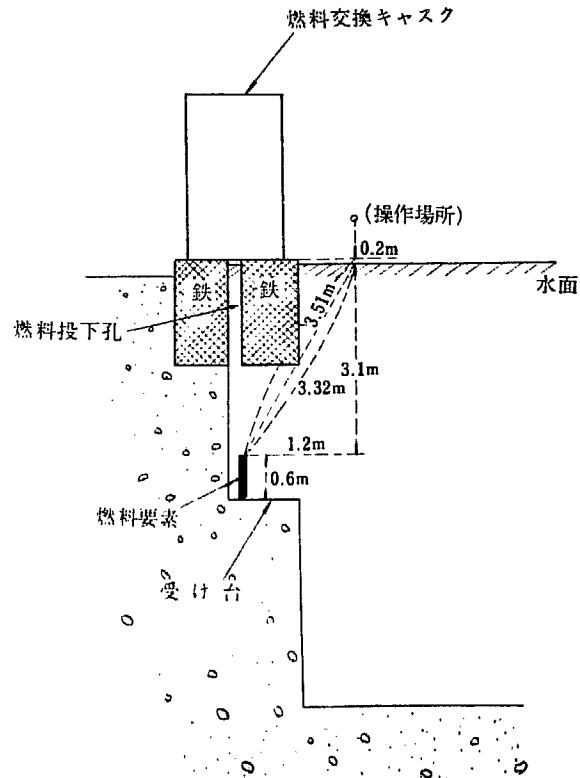
で与えられる。コンクリート壁外面での曝射率は第 22 表のようになる。ただし、コンクリートの比重は 2.3、緩和距離 λ は 6.8 cm とした。

第 22 表 使用済み燃料貯蔵プールのコンクリート壁外面での曝射率

コンクリート壁の厚さ	再生係数	曝射率(mr/hr)
136 cm	58.1	144
170 cm	84.3	0.9
180 cm	95.9	0.23

壁厚が 180 cm あれば、コンクリート壁外面で許容量の 1/10 以下となる。またプールの深さは水面から 5.8 m である。燃料要素の燃料部分の高さが約 60 cm あり、燃料要素のその下のわずかの部分を省略すれば、その上に 5.2 m の水層があることになる。この場合 $\lambda = 14.3$ cm, $B = 465$ となるから、36 本の燃料要素が留ったときの、水面での曝射率は 6.6×10^{-6} mr/hr となり、水層の厚さは遮蔽に十分なことがわかる。

使用済み燃料要素をプールに格納する際には、用いられる燃料交換カスクの性質上、燃料要素は、いったん、途中の受け台にのせられる。この時の関係位置は第 67 図に示してある。一番曝射率の強いのは、受け台の真上である。ここでの ϕ_0 は、炉から出した直



第 67 図 燃料交換時のプールにおける関係位置

後(炉停止後 2 時間)の燃料要素 1 本当りの毎秒のガンマ線光子数で、安全のため、2 倍の値をとり 2.54×10^{16} photons/sec とする。この場合 $\lambda = 14.3$ cm, $B = 99$, $d = 3.1$ m となるから、受け台直上の水面での曝射率は 1.44 mr/hr となる。

いったん、受け台にのせられた燃料要素は、第 67 図に示した操作場所から操作して、プール内に取入れられる。操作場所では、 $B = 113$, 曝射率は 0.53 mr/hr となる。これは、許容量の 1/10 以下であるから、操作は安全におこなうことができる。

2) 重水ポンプ室の壁厚

壁厚は、まず全体にわたって 6 ft (1.83 m) として計算し曝射率の大小に応じて、一部は 7 ft (2.13 m) に増し一部は 6 ft (1.83 m) 以下として壁外のどの点においても許容値以下となるようにした。とくに、ホット・ケープ側は許容量の 1/10 になるようにしてある。遮蔽に関して、問題になるのは、重水の $^{16}\text{O}(\text{n}, \text{p})$ ^{16}N 反応で生ずる放射性物質 ^{16}N で半減期 7.5 sec, 平均エネルギーは 6.2 MeV である。他の放射線源は微量であるので一応無視した。原子炉の構造および重水ポンプ室機器の配置から ^{16}O 核が炉心に入っている時間は $t' = 0.5$ sec 一循環するに要する時間を $T = 15$ sec, 炉心を出てから重水ポンプに達するまでに要する時間を 4 sec, 熱交換器に至るまでの時間を 10 sec と仮定した。

計算を簡単にするために重水ポンプ室内の配管の各部分を円柱状線源と見なし、壁外の各点における曝射率は、これらの線源群からの曝射率の和と考える。 N を重水 1 cm^3 中の ^{16}O 核の数 ($3.34 \times 10^{22} \text{ n/cm}^3$), F を炉心における核分裂高速中性子束 ($2.5 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \text{ sec}$) σ を ^{16}O 核の平均マイクロ吸収断面積 ($0.020 \times 10^{-27} \text{ cm}^2$), λ を ^{16}N の崩壊常数 (0.094 dis/sec) とすれば、炉心を出たところにおける冷却材の比放射能は

$$A_{\infty}(t') = NF\sigma \{1 - \exp(-\lambda t')\} / \{1 - \exp(-\lambda T)\} \quad (39)$$

である。崩壊の 82% が高エネルギーのガンマ線 (6.2 MeV) を与えるので炉心出口における冷却材単位体積当りの強さは

$$S_v(0.5) = 0.82 A_{\infty}(0.5) = 8.24 \times 10^6$$

となる。いま考えている冷却材の単位体積が、炉心に入ってから任意の時間 t sec 後の値は

$$S_v(t) = S_v(0.5) \exp\{-\lambda(t - t')\} \quad (40)$$

ここに $t - t'$ は、炉心を出てから冷却系に入っている間の時間である。 $\phi_U(P)$ を P 点における一次ガンマ線束, $B(E_0, P)$ を再生係数, $D_R(E_0)$ を 6.2 MeV 光子のガンマ線束から曝射率への変換常数とすれば、重水ポンプ室壁外の一点 P における曝射率は

$$\text{曝射率} = B(E_0, P) \cdot \phi_U(P) \cdot D_R(E_0)$$

で与えられる。P 点における円柱状線源によるガンマ線束 $\phi_U(P)$ は、P 点と線源との相対位置による。ここでは、三つの場合を仮定して計算した。

a) P 点が円柱の軸の延長上にあるとき

$$\phi_U = \frac{S_v}{2\mu_a} \left\{ E_2(b_1) - \frac{E_2(b_1 \sec \theta)}{\sec \theta} \right\} \quad (42)$$

b) P 点が円柱のわきにあり、その高さが円柱端の

高さにあるとき

$$\phi_U = \frac{S_v R_0^2}{4(a+z)} F(\theta, b_2) \quad (43)$$

c) P 点が円柱の上方でかつ、軸の延長上にないとき

$$\phi_U = \frac{S_v R_0^2}{4(a+z)} \{F(\theta_2, b_2) - F(\theta_1, b_2)\} \quad (44)$$

式中の記号は、参考文献 1 を参照されたい。6.2 MeV のガンマ線に対するコンクリートの減衰距離 (Attenuation length) を 11.3, 再生係数として $B = 6.5$ を用いる。重水ポンプ室の外側において、ガンマ線束が最大になると思われる点 9 カ所を選びそれぞれの点における曝射率を計算すれば、第 23 表のようになる。第 68 図はこれらの点の位置を示す。各点の床からの高さは 7 ft (2.13 m) である。

第 23 表 重水ポンプ室の壁厚を 6 ft (1.83 m) とした時の壁外面での曝射率

曝射点	曝射率 mr/hr	曝射点	曝射率 mr/hr
P ₁	0.3	P ₆	0.9
P ₂	0.5	P ₇	0.7
P ₃	0.3	P ₈	0.55*
P ₄	0.4	P ₉	0.5
P ₅	0.3		

* 最も近い熱交換器からの影響のみ：コンクリート厚 5 ft (1.52 m)

計算結果および対応する遮蔽厚を検討すると、6 ft (1.83 m) 厚のコンクリート壁を設ければ、もっとも大きいと思われる点においても最大許容値の数分の 1 以下であることがわかる。

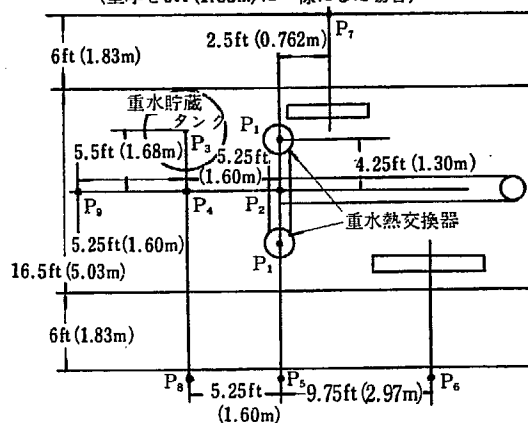
ガンマ線束の少ない場所に対しては壁厚を減じてもよく、遮蔽壁が階段状に減じていても、第 69 図に示した諸点における曝射率は十分安全である。JRR-2 の場合、さらに安全を期して、許容値の 10 分の 1 以下にするために、一次冷却系を囲む部分に対しては 7 ft (2.13 m) の壁厚とし、さらに炉が据付けられる部分は 7 ft 6 in (2.29 m) としてある。この場合には第 69 図に示した諸点における曝射率は第 24 表のようになる。

第 24 表 重水ポンプ室の壁厚に補正を施したときの壁外面での曝射率

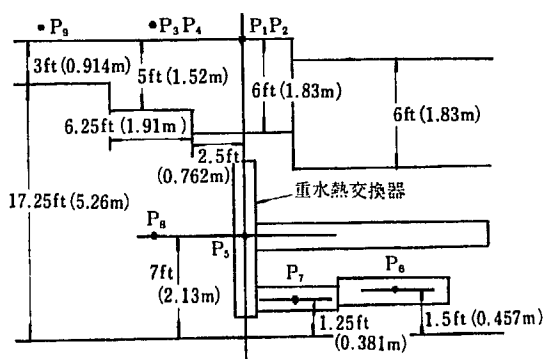
曝射点	曝射率 mr/hr	曝射点	曝射率 mr/hr
P _{5'}	0.1	P ₁₁	0.2
P _{6'}	0.2	P ₁₂	1.0
P ₁₀	0.2	P ₁₃	1.4

(平面図)

(壁厚を6ft (1.83m) に一様にした場合)



(側面図)



第 68 図 重水ポンプ室の壁厚 (1)

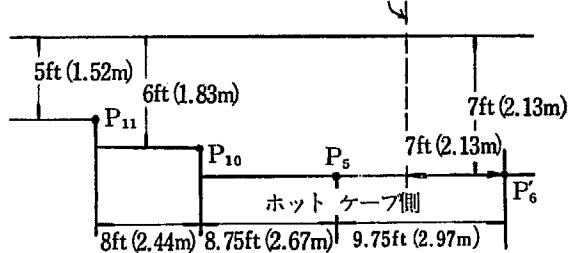
3) ホット・ケーブル

JRR-2 付属ホットケーブルは「4.6 実験設備」にのべたように炉室の地下重水ポンプ室の隣に位置し、厚さ 100 cm の重コンクリートで囲まれた放射性物質操作室である。炉内で照射されたアイソトープは、アイソトープ取出器により安全かつ確実にこのホットケーブル内に送り込まれ、外部から遮蔽室をとおして常時観察をおこないながら、マンipレータで必要な操作がおこなわれる。

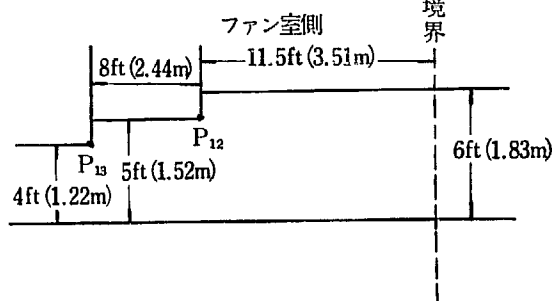
線源として⁶⁰Co の点状線源を仮定する。線源の強さをパラメーターとして、人が受ける曝射率と距離との関係を第 70 図に示しておく。

この計算では、⁶⁰Co の線源が裸のまま、ホット・ケーブルの内壁面にあるとした。第 70 図から 2,000 キューリーの線源の場合、マンipレータ操作位置（外壁面から 60 cm）における曝射率は約 0.38 mr/hr である。

(平面図)



(平面図)



第 69 図 重水ポンプ室の壁厚 (2)

5.4 熱除去および圧力損失

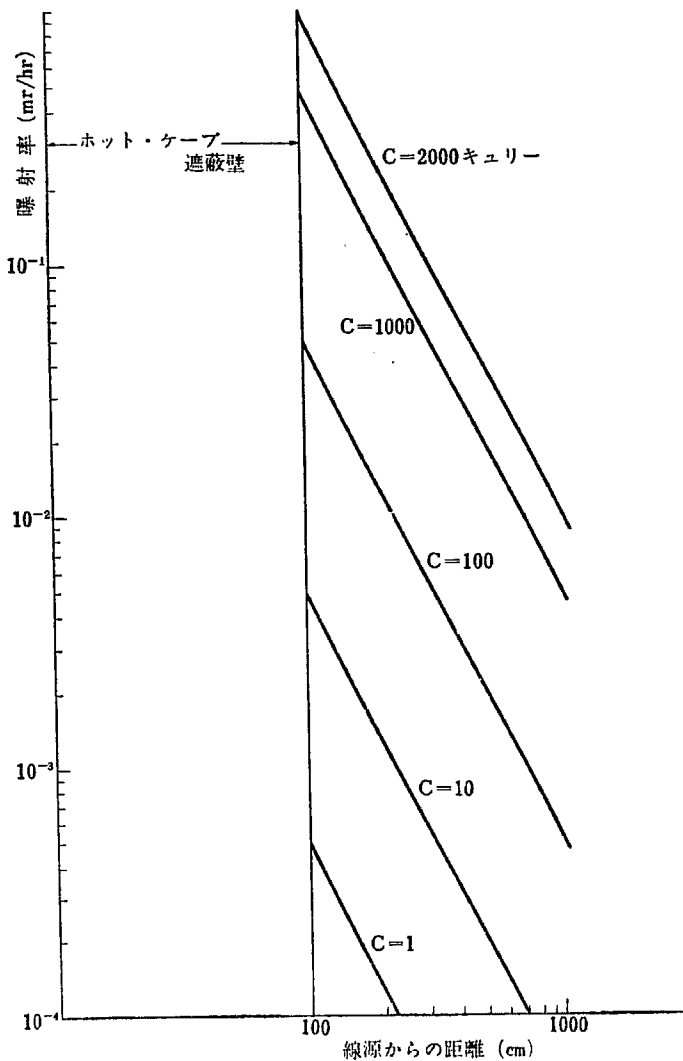
JRR-2 の燃料要素は定常運転のもとでは重水の強制循環により冷却される。この時の燃料板の表面温度は重水の飽和温度よりもはるかに低く（約 50°C）、もちろん、燃料の温度が溶融点や変態点に近づくことはない。

このことは燃料要素の“hot spot”の部分を含味すれば十分であるから以下この点の表面温度と重水の圧力関係を中心に解析をおこない設計基準を示すことにする。

炉心および燃料要素については「4. 炉の概要」でのべたので、ここでは説明をばく。

A. 燃料要素内圧力損失

燃料要素には、流路の急激な広がりやしほりがあるから重水がこの中を流れる場合、次の圧力損失をきたす。



第70図 ホットケーブル周囲の曝射率

- a) 流路の急激な広がりによる損失
- b) 流路の急激な絞りによる損失
- c) 摩擦損失

これらの損失については次式を用いて求める。(参

考文献 2)

- a) の場合

$$\Delta h = (U_1^2 - U_0^2)/2g + (U_0 - U_1)^2/2g \quad (45)$$

- b) の場合

$$\Delta h = (U_1^2 - U_0^2)/2g + K_c U_1^2/2g \quad (46)$$

- c) の場合

$$\Delta h = 2f \cdot U^2 \cdot L/g \cdot D \quad (47)$$

これらの式を用い燃料要素の入口および燃料板の中心 (hot spot) における圧力を求めると次のとおりになる。

燃料要素入口圧力

$$= \left\{ 2.6 + 0.311 \times 10^{-5} \left(\frac{F}{n} \right)^2 + 2.53 \times 10^{-4} \left(\frac{F}{n} \right)^{1.8} \right\} \quad (\text{psig}) \quad (48)$$

燃料板中心圧力

$$= \left\{ 2.0 + 2.47 \times 10^{-5} \left(\frac{F}{n} \right)^2 + 1.26 \times 10^{-4} \left(\frac{F}{n} \right)^{1.8} \right\} (\text{psig}) \quad (49)$$

B. 燃料板表面温度

燃料板表面温度は、重水入口温度、その点までの重水温度上昇度およびその点の境界層温度降下の和として求められる。この算出は、求められた中性子束分布、重水流量、燃料要素の各部寸法などを基にするが、中性子束分布、重水流量分布の計算誤差および製作誤差などを考慮して適当な安全度をあらかじめ見込まねばならない。

1) 見込むべき安全係数

(1) 熱発生に対する不確実性

a) 燃料中の ^{235}U 濃度の不均一

燃料中 ^{235}U の不均一性が $\pm 3\%$ 見込まれまた燃料部の厚みも $\pm 3\%$ の偏差が考えられるので安全係数は 1.06 となる。

b) 中性子束分布の計算精度

2群理論による計算精度は、はっきり分らないが、 $\pm 15\%$ とみるのが妥当であろう。したがって、安全係数として 1.15 をとる。

(2) 熱除去に対する不確実性

a) 燃料板間重水流路の不均一性

この間隔は $0.110 \text{ in } (2.79 \text{ mm}) \pm 0.010 \text{ in } (0.254 \text{ mm})$ に製作されている。したがってこれによる製作誤差は流路の水力直径 D に直接影響を及ぼす。一方熱伝達係数は $D^{1/3}$ 、水温上昇度は $D^{-5/3}$ に比例するので前者に対する安全係数は 1.05、後者に対しては 1.20 を採用すれば十分である。

b) 熱伝達係数の精度

参考文献 2 を参照して 1.20 の安全率を見込む。ただしこれは水温上昇度には影響を及ぼさず、境界層温度降下だけ影響を及ぼす。

c) 流量分布の不均一性

参考文献 3, 4 によれば、MTR 型燃料要素では 20%、ETR 型では 25% の変化があると報告されているから、 $\pm 12.5\%$ の偏差をみればよいと考えられる。熱伝達係数は流量の 0.8 乗に比例するから安全係数は 1.10、水温上昇度には 1.20 をとる。

(3) 出力表示の不確実性

計器により生ずる誤差は $\pm 5\%$ と推定される。し

たがって、超過出力でのスクラムを 10% 過負荷に調整しておくので、この項の安全係数は 1.15 とする。

(4) 熱流束（中性子束）分布

制御棒をいろいろな位置に挿入した場合の最大中性子束と平均中性子束の比を 2 群理論を用いて求め、このなかで、ここで問題になるものを記すと次のとおりである。

燃料要素内	$(F_d) = 1.15$
半径方向分布	$(F_r) = 1.32$
軸方向分布	$(F_z) = 1.49$

以上を総括すると次のとおりになる。

第 25 表 燃料板表面温度計算の際の安全係数

	境界層内温度 降下への影響 f	水温上昇度 への影響 f_d
燃料中の ^{235}U 濃度	1.06	1.06
中性子束分布計算精度	1.15	1.15
重水流路の不均一	1.05	1.20
熱伝達係数精度	1.20	1.00
流量分布の不均一	1.10	1.20
	1.69	1.75

出力表示……………1.15

2) 最高燃料板表面温度

最高燃料板表面温度 T_{sm} は次式で表し得る。（ただし t_1 は重水の燃料入口温度である）

$$T_{sm} = t_1 + \Delta t'' + \theta'' \quad (50)$$

ここに $\Delta t''$ は水温上昇度で

$$\Delta t'' = R \cdot f_d \cdot F_r \cdot F_d \cdot \left(\frac{q}{W \cdot C_p} \right) \quad (51)$$

θ'' は境界層内温度降下で

$$\theta'' = F_r \cdot F_z \cdot F_d \cdot f_\theta \left(\frac{q}{Sn\alpha} \right) \quad (52)$$

α は熱伝達係数で参考文献 5 により

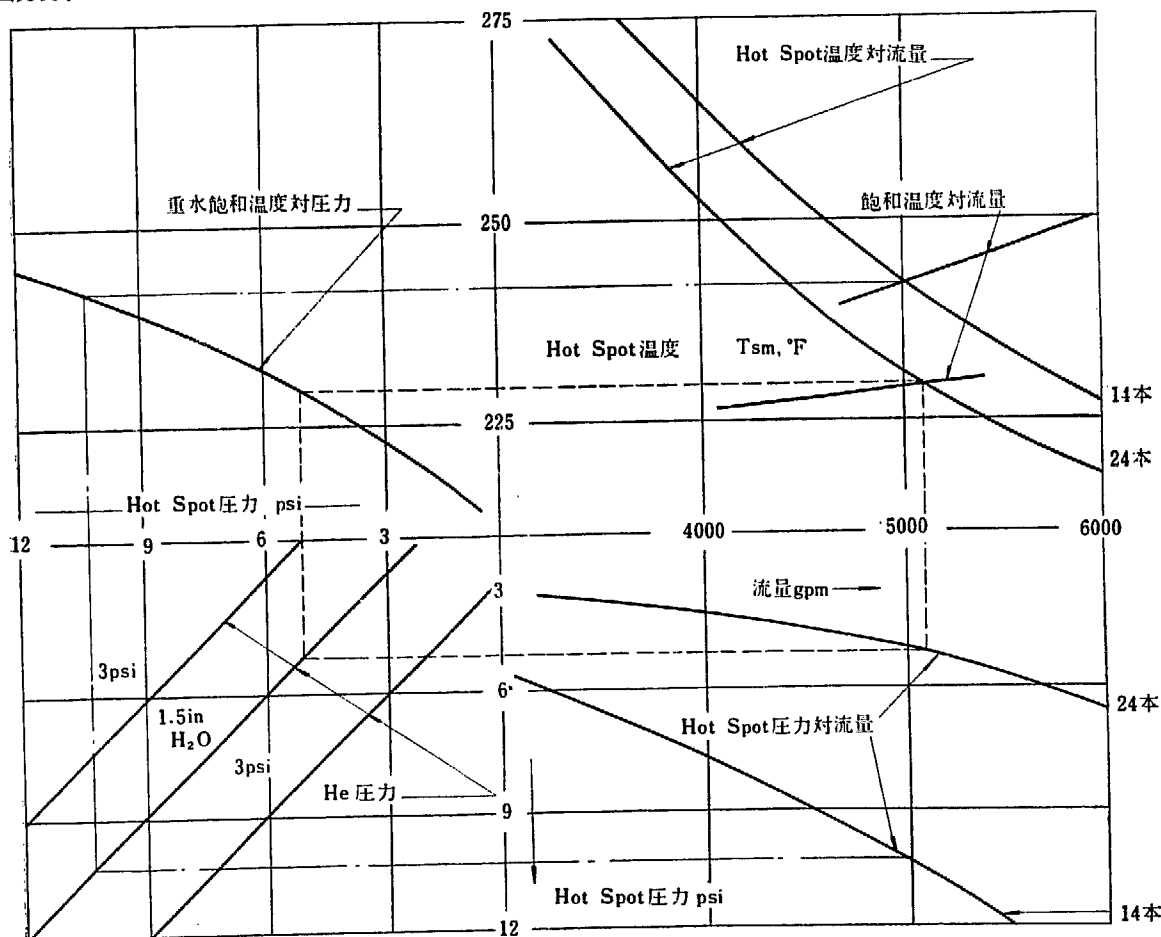
$$Nu = 0.023 Re^{0.8} \cdot Pr^{0.33} \quad (53)$$

$$\alpha = 0.023 \left(\frac{K^{0.67}}{D^{0.2}} \right) \left(\frac{W}{an} \right)^{0.8} \left(\frac{C_p^{0.33}}{\mu^{0.47}} \right) \quad (54)$$

Hot spot の位置は制御棒の挿入位置などにより異なり、またその時々の中性子束分析は非常に変わるの
で、おおよその近似としてその位置を燃料板の midpoint と見なす。

以上の式を用い、物性値を代入すると

$$T_{sm} = t_1 + 1.3 \frac{q}{W} + 0.72 \left(\frac{W}{n} \right)^{0.2} \mu^{0.47} \left(\frac{q}{W} \right) \quad (55)$$



第 71 図 JRR-2 出力 11.5 MW 入口温度 115°F (46.1°C) の場合の冷却曲線

と求められる。

C. 計算結果および記号

以上求められた式 (49) および (55) を基にして
 $t_1 = 115^\circ\text{F}$ (46.1°C) の場合

- a) Hot spot の温度と重水流量の関係
- b) Hot spot の圧力と重水流量の関係
- c) 重水飽和温度と圧力の関係
- d) 重水飽和温度と重水流量の関係

を燃料要素 14 本および 24 本の場合につき求め、これらを結合させると第 71 図が得られる。

この図から最小流量が決定できるが、燃料要素14本の場合は 5,000 gpm ($18.9 \text{ m}^3/\text{min}$) 24 本の場合は 5,100 gpm ($19.3 \text{ m}^3/\text{min}$) である。一方ポンプは 24 本の場合、6,000 gpm ($22.7 \text{ m}^3/\text{min}$) の重水を流し得る能力があるから、十分安全に熱除去がおこなわれることが分る。

記		号	
a : 燃料要素中燃料板部の流路面積	ft^2	0.0326	
C_p : 重水比熱	$\text{Btu/lb}^\circ\text{F}$	1.004	
D : 水力直径	ft	0.0176	
F : 流 量	gal/min		
f_A : Hot channel factor (水温上昇度)			
f_θ : Hot spot factor (境界層温度降下)			
F_d : 最高中性子束/平均中性子束 (燃料内)		1.15	
F_r : " (半径方向)		1.32	
F_z : " (軸方向)		1.49	
f : 摩擦係数			
g : 重力加速度	ft/sec^2	32.2	
Δh : 圧力損失	$\text{ft}(\text{D}_2\text{O})$		
K : 熱伝導率	$\text{Btu/hr.}^\circ\text{F.ft}$	0.389	
n : 燃料要素本数			
Nu : ヌッセルト数			

q : 熱出力	Btu/hr		
Pr : プラントル数			
R : Channel 内温度上昇率			
Re : レイノルズ数			
S : 燃料要素中の伝熱面積	ft^2	12.6	
t_1 : 燃料要素入口における重水温度	$^\circ\text{F}$	115	
T_{sm} : 最高燃料板表面温度	$^\circ\text{F}$		
V : 平均流速	ft/sec		
W : 重水流量 (炉心)	lb/hr		
μ : 粘性係数	lb/ft. hr		

(注) $1 \text{ ft} = 0.3048 \text{ m}$

$1 \text{ gal}(\text{米}) = 3.785 \times 10^{-3} \text{ m}^3$

$1 \text{ lb} = 0.4536 \text{ kg}$

$1 \text{ Btu} = 0.2520 \text{ kcal}$

6. 平常運転時の安全対策

原子炉の運転保守ならびに実験にたずさわっている者が許容量以上の放射線の曝射をうけないようにしなければならない。原子炉自体は「4. 炉の概要」にのべたように厚さ約 2 m のバライトコンクリートの生体遮蔽などにより十分遮蔽されており、炉の周辺の放射線量は許容量の 1/10 以下になるよう設計されている。

炉の運転停止後の重水ポンプ室内での作業員の曝射量、運転中漸時蓄積する重水中のトリチウムの漏洩および平常運転時、排気用煙突から出る放射性物質の量とその安全対策についてのべる。

6.1 運転停止後の重水ポンプ室内での曝射率

1) 重水ポンプ室

原子炉の運転に際し、重水ポンプ室内の機器の保守修理などのために重水ポンプ室に入る必要があることは考えておかねばならない。この場合、保守要員に放射線による危害が絶対にあってはならないので、重水ポンプ室内の曝射率はあらかじめ推定しておく必要がある。この計算は以下にのべる仮定のもとに LITR の実験結果を用いて、AMF 社によっておこなわれたものである。

- (1) 燃料要素の形状被覆 LITR のものと同一
- (2) 出力 10MW
- (3) 冷却系配管内の重水容量 1,500 gal (5.68 m³)
- (4) 精製系の循環流量 5 gpm (1.89×10⁻² m³/min)
- (5) 精製効率 90%
- (6) 冷却材が冷却系を一循環するに要する時間 15sec
- (7) 重水ポンプ室内の弁管の直径 1 ft (0.3048 m)

反跳核として生ずる放射性アイソトープとしては次の 4 種類があり、これらの冷却系内における平衡放射能は第 26 表のとおりである。

計算結果を第 72 図にあげる。得られた曝射率は床上のポンプの近くの弁表面における値であって、周囲の弁管その他の線源からの影響も考慮に入れてある。

第 26 表 冷却水中のアイソトープの平衡放射能

アイソトープ	平衡放射能 dis/cm ² .sec
²⁸ Al	4.8 × 10 ⁴
²⁷ Mg	2.5 × 10 ⁴
⁵⁶ Mn	3.3 × 10 ³
²⁴ Na	8.1 × 10 ³

炉の運転停止後、重水ポンプ室へ入ることが可能な時期は、許容曝射率の値によるわけである。短時間の入室を仮定として、その値を 100 mr/hr とすれば、運転停止後 8 時間、また 10 mr/hr とすれば、18 時間後である。

2) 精製系 (イオン交換樹脂塔)

精製系は重水ポンプ室内に置かれる。運転停止後の時間と鉛遮蔽壁の厚さとの関数として、精製系のイオン交換樹脂塔の周囲の曝射率を求める。イオン交換樹脂塔を円筒状とすれば、その側面の曝射率およびガンマ線束は、次式で求められる。

$$\text{曝射率} = B \cdot \phi_U \cdot D_R$$

$$\phi_U = \frac{S_0 R_0^2}{2(a+x)} \cdot F(\theta, b^2) \quad (56)$$

式中の記号は 5.3 と同じである。

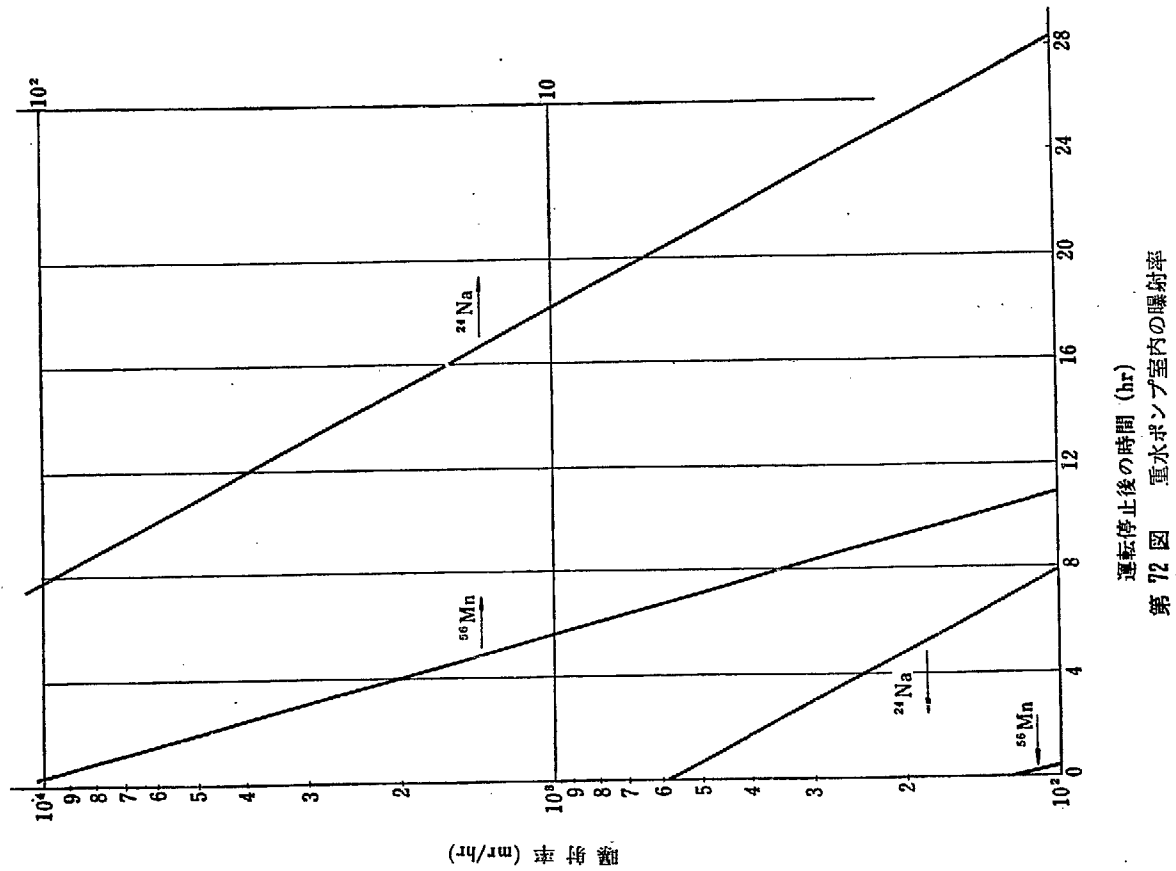
平衡放射能を S_0 、崩壊常数を λ 、流量を f とすれば、イオン交換樹脂塔に単位時間に入ってくる原子数 N_p は

$$N_p = \frac{S_0 f}{\lambda} \quad (57)$$

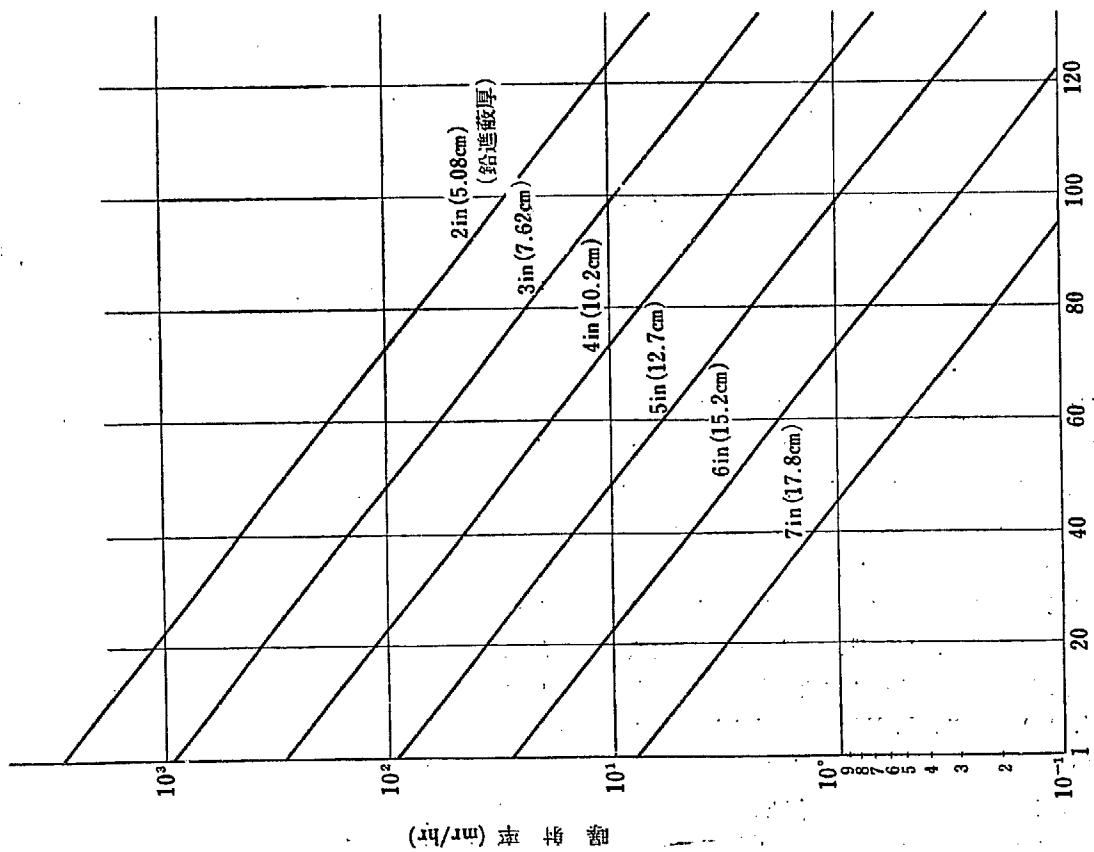
第 27 表 運転停止直後のイオン交換樹脂塔側面の曝射率

遮蔽厚	曝射率 (mr/hr)
2 in (5.08 cm)	3590
3 in (7.62 cm)	1010
4 in (10.2 cm)	290
5 in (12.7 cm)	91
6 in (15.2 cm)	28
7 in (17.8 cm)	8

JRR-2 においては、イオン交換樹脂塔の人の近づく側に 4 in (10.2 cm) 厚壁側に 2 in (5.08 cm) 厚の遮蔽を用いる。



第 72 図 重水ポンプ室内の曝射率



第 73 図 イオン交換樹脂塔鉛遮蔽表面における曝射率

イオン交換樹脂塔の体積を V 、効率を ε とすれば単位体積当りの平均崩壊数 S_v は

$$S_v = \frac{N_p \varepsilon}{V} \quad (58)$$

となる。鉛遮蔽の厚さに対する遮蔽壁表面の曝射率を第 27 表および第 73 図に示す。

6.2 重水中のトリチウム

重水素は、中性子を吸収して、トリチウムに変る。トリチウムは半減期 12.46 年でベータ崩壊し、最大 18 keV/dis のエネルギーを出す。JRR-2 のように、中性子束が大きく、重水を使う炉では重水中に生ずるこのトリチウムが問題となる。

JRR-2 で、長時間運転後のトリチウムの量を求めその対策をのべる。重水中の平均熱中性子束を 8×10^{13} n/cm².sec. 重水素の放射化断面積を 0.57 mb とすれば平衡状態に達した時のトリチウムの量は

$$A_0 = \frac{\Sigma_{0,act} \phi}{\lambda^*} = \frac{3.78 \times 10^{-5} \cdot 8 \times 10^{13}}{1.77 \times 10^{-9}} \\ = 1.71 \times 10^{18} \text{ 個/cm}^3 \cdot \text{D}_2\text{O} \quad (59)$$

である。ただし、 $\lambda^* = \lambda + \sigma \phi \approx \lambda$ である。しかし重水は、冷却のため炉心、ポンプ、熱交換器の間を循環しているため、重水タンクの重水の量は全体の $\frac{1}{3}$ である。重水 1 cm³ 中のトリチウムの量は、

$$A = \frac{1}{3} A_0 = 5.70 \times 10^{17} \text{ 個/cm}^3 \cdot \text{D}_2\text{O}$$

で、約 27.3 mc/cm³. D₂O である。

重水中のトリチウムについては、特に、次の場合に注意を要する。

- a) 燃料交換時
- b) 重水配管の修理
- c) ポンプのシール・イオン交換樹脂の交換

重水が漏れた場合、漏れた重水が、皮膚に触れたりまた重水が気化して、この蒸気を呼吸したりすることのないように注意しなければならない。このため室内の換気に注意するとともに、さらに必要なときは、空気マスクを用いなければならない。

比較のため NRX を例にとろう。NRX の平均熱中性子束を最大出力の時 6.8×10^{13} n/cm².sec とすれば、平衡状態に達した時のトリチウムによる放射能は、約 69.5 mc/cm³. D₂O である。NRX では重水を減速材としてのみ用い、冷却のため循環する量が少ないので JRR-2 に比して、比放射能は大きな値となる。

参考文献 6 によれば 18 ヶ月運転後のトリチウムに

よる重水の放射能の測定値は、2.6 mc/cm³. D₂O である。この重水が 1 liter もれて 1 気圧の炉室内に蒸発し、漏洩点のまわり約 1000 m³ に均一に拡がったとすれば、空気 1 liter 当り約 2.6 μ c/l となる。

空気中のトリチウムの許容量は、連続吸入に対して 10^{-5} μ c/cc air であるから、この値は、許容量に比べかなり大きい。この許容量は連続して呼吸しているときの値であり、また炉室は、換気されているので短時間の吸入しかありえず、実際 NRX では、あまり問題にしていらないようである。

JRR-2 は、NRX より、平衡状態に達した時の重水の放射能が小さく、また、重水タンク配管などは漏洩に対して厳重に検査してあるので、多量の重水が漏れることは考えられない。炉室は、毎時 3 回換気されているが、燃料交換時など重水を取扱う場合はトリチウム・モニターを使用すること、空気マスクを用いるなど注意すれば、トリチウムによる災害は、あまり問題にはならないと思われる。

6.3 煙突から排出される放射性物質の量

1) 煙突から排出される放射性物質

原子炉の運転中に実験孔内で照射されて、放射能を帯びた空気は、地下の重水ポンプ室に導かれ、口過装置を通してから炉室の近くにある煙突を通して大気中に排出される。その際、地上で最も濃度の濃いところでどの程度の値になるかを検討する。

煙突から排出される放射性物質中、塵埃などは、フィルターで十分とり去られるので、問題となるのは、⁴⁰Ar, ¹⁵N, ¹⁸O が中性子を吸収してできる⁴¹Ar, ¹⁶N, ¹⁹O の 3 種だけである。(参考文献 7) そこで、ここでは、この 3 種だけについて考える。計算の仮定は、次のとおりである。

a) 実験孔内の平均熱中性子束 10^{12} n/cm².sec

b) 空気の流量

実験孔内 0.377 m³/sec (800 ft³/min)

煙道 (炉室の換気と一緒に) 10 m³/sec

実験孔内の空気は、地下の重水ポンプ室に集められてから、口過装置を通る。そこから炉室の換気と一緒に煙突まで約 70 m の煙道を通り、そこからさらに高さ 40 m の煙突を通して大気中に排出される。

c) 実験孔の空隙の容積 0.5 m³

d) 照射時間および冷却時間

照射時間 T 1.33 sec

冷却時間 t 約 37 sec

平衡状態に達したときの空気 1 cm^2 中の原子核の数を N_0 とすれば

$$N_0 = \frac{\Sigma \phi}{\lambda^*} \quad \Sigma: 1\text{ cm}^2 \text{ 当りのマクロ断面積 (60)}$$

$$\lambda^* = \lambda + \sigma \phi \approx \frac{0.693}{t_{1/2}} \quad \lambda: \text{崩壊定数} \quad t_{1/2}: \text{半減期 (sec)} \quad (61)$$

$$N(T) = N_0 \{1 - \exp(-\lambda^* T)\} \quad T: \text{照射時間 (sec)} \quad (62)$$

$$N(t) = N(T) e^{-\lambda t} \quad t: \text{冷却時間 (sec)} \quad (63)$$

煙突の先端で、1 sec 間に排出される原子核の数を $S(t)$ とすれば

$$S(t) = 0.377 \times 10^6 N(t) \text{ n/sec} \quad (64)$$

煙突から毎秒排出される放射性物質をキューリー数で表わし、 $Q(t)$ とすれば

$$Q(t) = \frac{\lambda S(t)}{3.7 \times 10^{10}} = \frac{0.377 \times 10^6 \lambda N(t)}{3.7 \times 10^{10}} \text{ (c/sec)} \quad (65)$$

(煙突の先端で)

したがって、煙突からの排出量は、煙突の先端で1秒間に 1.56×10^{-4} キューリーで、その大部分は ^{41}Ar である。

空気の排出量は $10\text{ m}^3/\text{sec}$ であるから、煙突の先端では、空気 1 cm^3 当り、 $1.56 \times 10^{-6} \mu\text{C}/\text{cm}^3$ である。しかし、実際に問題になるのは、連続して煙突から排出された放射性物質が地上に降りてきた場合の濃度である。

2) ^{41}Ar の大気中への拡散

以上のように得られた ^{41}Ar が煙突から放出された時の大気中への拡散について考察する。

煙の拡散を取扱う式として最近英国気象局方式(参考文献 8)が多く用いられているので、ここでもその方式を採用して ^{41}Ar の大気中への拡散を計算する。

いま、 $Q\text{ c/min}$ の割合で放射性物質が放出されるとき、風下中心線上の地表濃度 C は次の式で与えられる。

$$C = \frac{2.8 \times 10^{-3}}{dhu\theta} F_1 Q \text{ c/m}^3 \quad (66)$$

d : 煙突からの水平距離 (km)

h : 垂直方向の拡がり (m)

θ : 横方向の拡がり (degree)

u : 平均風速 (m/sec)

F_1 : 煙突の高さに対する補正係数

上の式は短時間発煙した時、ある距離における地上の最大濃度を与える式である。それゆえ長期間の平均濃度 $\bar{C}$ を求めるためには次のような計算方式をとることにする。

$$\bar{C} = \sum_i C_i(d) f_i g_i \quad (67)$$

$C_i(d)$: 式 (66) から計算される距離 d における濃度
 i は次のような英国気象局の気象分類型 A, B, C, D, E および F のそれぞれに対応する。

A: Extremely unstable

B: Moderately unstable

C: Slightly unstable

D: Neutral

E: Slightly stable

F: Moderately stable

f_i : ある着目方向を中心とした扇形部分の中に含まれる風向頻度 %

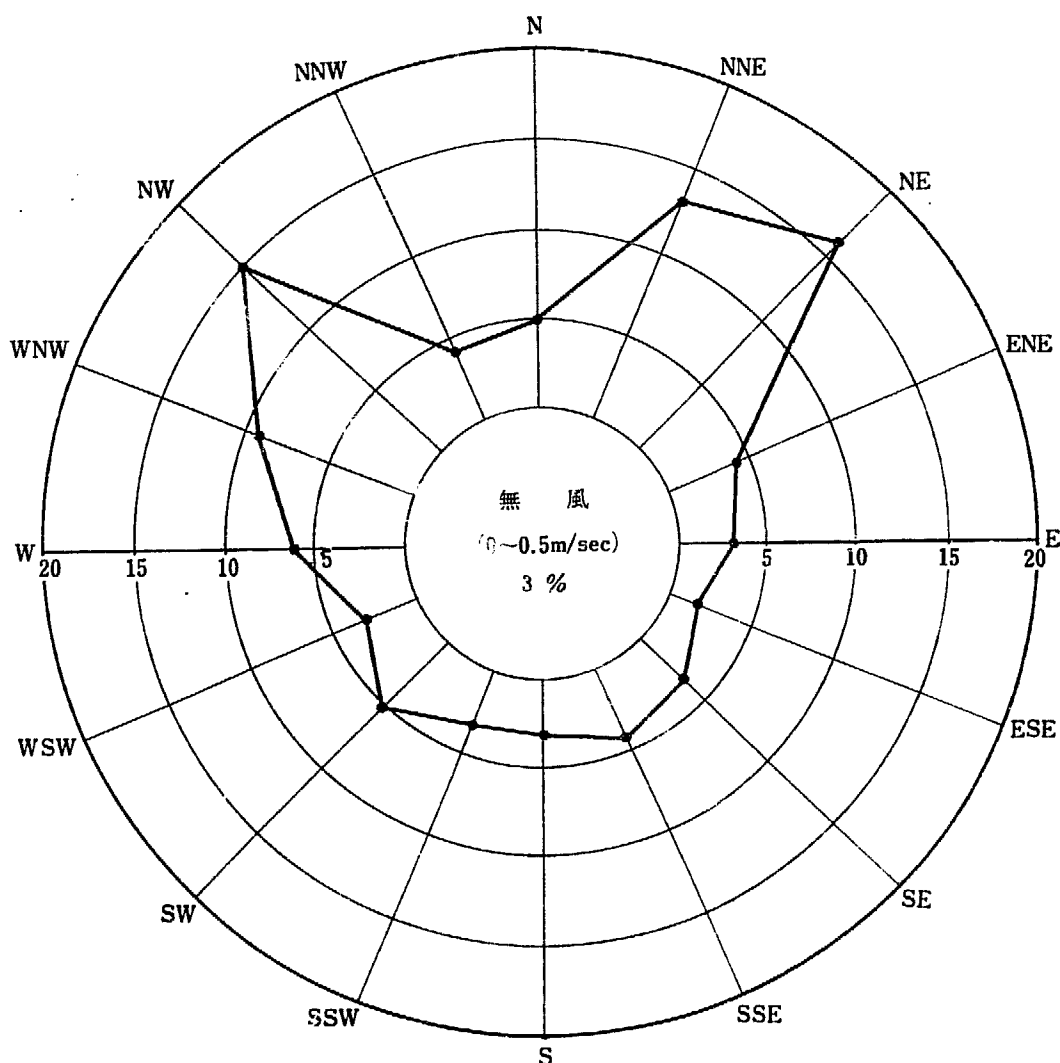
g_i : 各気象型の発生頻度 %

平常時には年間を通じての平均濃度を算定しておく必要がある。

第 74 図に原研観測塔 (45m) の風向計の1時間毎の読取值から求めた年間の風向頻度を示す。これによると北北東から北東にかけての頻度が最大である。その他では北西方向の頻度がかなり大きい。年間の平均濃度は風向頻度最大の方向について求めることにする。風向頻度および各気象型の発生頻度は第 74 図および日本原子力発電株式会社資料(参考文献 9)を基にして第 29 表のように選んだ。気象分類は英国気象局の方法を採用し、風向頻度は A, B, C の気象型では横方向の拡がり θ が大きいことを考慮して、第 74 図から最大風向頻度の方向を中心として A では 4/16, B および C では 3/16 方位中に含まれる風向頻度をとることとした。その他の気象型については θ が小さ

第 28 表 煙突から排出される放射性物質の量

原 子 核		空気 1 cm^3 当りの核数 (at 60°C)	元の核の吸収断面積 σ (cm^2)	半 減 期 $t_{1/2}$ (sec)	ガンマ線エネルギー (MeV/dis)	煙突から毎秒排出されるキューリー数 $Q(t)$ (c/sec)
元の核	アイソトープ					
^{40}Ar	^{41}Ar	2.04×10^{17}	0.53×10^{-24}	6.6×10^3	1.37	1.55×10^{-4}
^{15}N	^{16}N	1.26×10^{17}	0.024×10^{-27}	7.5	6.13	1.17×10^{-7}
^{18}O	^{19}O	1.88×10^{16}	0.21×10^{-27}	29	1.6	5.20×10^{-7}



第 74 図 年間風向頻度
原研観測塔 (45 m) による観測 (1958. 12. 1~1959. 10. 3)
(総観測時間 7,830 hr)

第 29 表 風向頻度および気象分類型の発生頻度
(高度 40 m)

気象分類	A	B	C	D	E	F
横方向の拡がり θ°	50	40	30	20	15	10
風向頻度 $f\%$	40	35	35	30	30	30
発生頻度 $g\%$	0	6	15	68	10	1

いから 2/16 方位中に含まれる風向頻度をとった。また原研気象班の観測によると 40 m の高さでの年間平均風速は 4.3 m/sec (1958. 12. 1~1959. 11. 30 の観測) で 1~10 m の間での年間平均風速は 2.5 m/sec であるので、この計算では 3 m/sec を使った。40 m の高さの煙突から放出される ^{41}Ar の地上濃度の計算結果

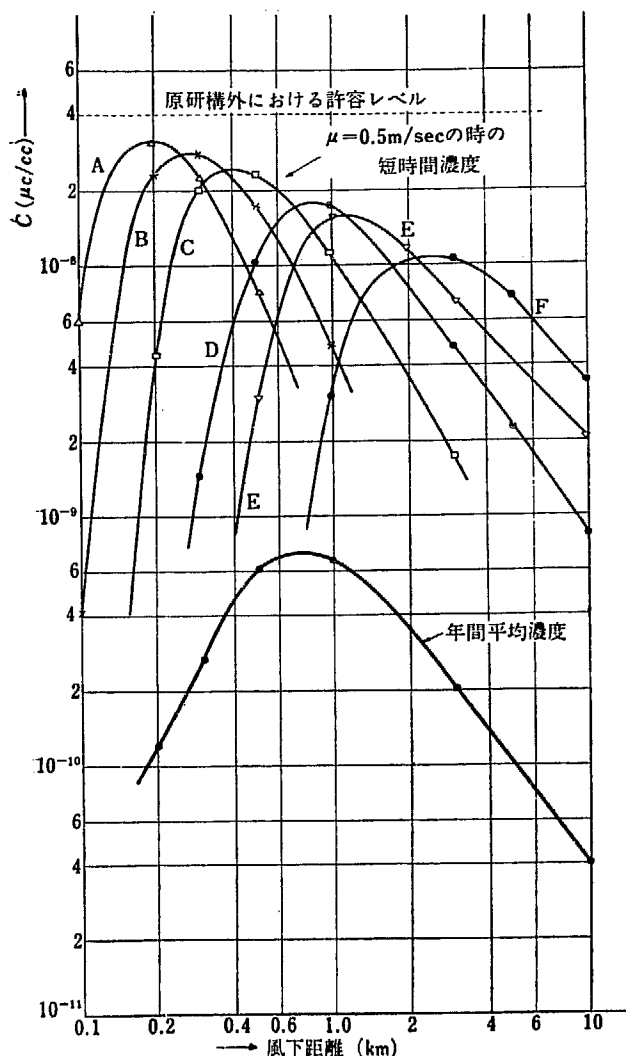
を第 75 図および第 30 表に示す。

ICRP (参考文献 10) によると職業人に対する ^{41}Ar の許容量は $4 \times 10^{-7} \mu\text{C/cc}$ であるが、原研の構外では 0.5 rem/year 以下でなければならないから、 ^{41}Ar の許容濃度は $4 \times 10^{-8} \mu\text{C/cc}$ である。第 75 図から分るように年間平均濃度は 0.6~1.0 km の風下地点で最大となり、その値は約 $7 \times 10^{-10} \mu\text{C/cc}$ である。この値は上の構外の一般居住者に対する許容量の約 1/60 である。この計算では第 29 表の風向頻度の風はすべて着目方向に吹くとしたので十分安全側になっており、実際にはこれを下廻ると考えられる。

次に、ごく短期間、風速 0.5 m/sec という相当悪い

第 30 表 ^{41}Ar の年間平均濃度

風下距離 d (km)	0.2	0.3	0.5	1.0	3.0	10
年間平均濃度 $\bar{C}(\mu\text{C/cc})$	1.2×10^{-10}	2.7×10^{-10}	6.1×10^{-10}	6.6×10^{-10}	2.0×10^{-10}	4.0×10^{-11}



第75図 ^{41}Ar の年間平均濃度および短時間の各気象型に対する濃度

気象状態が存在する場合の地上濃度を、式(66)を用い各気象分類型について計算した。その結果は第75図に年間平均濃度とあわせて示してある。この場合には気象状態が安定から不安定になるにしたがって濃度最大の位置が近距離に現われるが、いずれの気象状態に対しても $4 \times 10^{-8} \mu\text{c/cc}$ の許容レベルを越すことはない。

3) 無風状態時における ^{41}Ar からの被曝線量

無風の場合に排出される放射性物質が大気中へどのように拡散してゆくかは明らかでないが、ここでは下記の実際には起り得ないような最悪の気象状態を想定した年間にうける線量の上限を求め許容値と比較してみた。

a) 大気による希釈は全くおこなわれない。

b) 排出される放射性物質はある一地点に落下し、無風継続時間中はその点を中心として、煙突からの排出量にしたがい半球状に拡がる。

c) 落下地点はつねに炉を中心とした一定半径の円周上とし、円周上のどの地点に落下するかは風向頻度に比例するものとする。この円周上において、気塊にひたっている部分はすべて気塊の中心における線量率を受けるものとする。ただし気塊外部にある部分の線量率はゼロとする。

d) ^{41}Ar の放射能の減衰を考慮する。

e) 風向頻度 最大方向の年間にうける線量率を求める。

f) 許容量は敷地外部においては年間 0.5 rem 敷地内部においては年間 5 rem とする。

(1) ガンマ線による被曝線量

無風の継続時間を t (hr), その時の気塊半径を r (cm) とすると上の仮定から次の式が得られる。

$$r = \left(\frac{3}{2\pi} V t \right)^{1/3} \quad (68)$$

ただし V : 煙突からの排出量 (cc/hr) = 3.6×10^{10} cc/hr である。半径 r の半球状の気塊の中心において受ける線量率を $R_\gamma(r)$ (rem/hr) とすると、 r が t の関数であることから

$$R_\gamma(t) = 2.13 \mu_w^* E_\gamma \frac{1}{4\pi} \left(\frac{2\pi}{3V} \right)^{2/3} \times Q \int_0^t \exp \left\{ -\mu_a^* \rho \left(\frac{3}{2\pi} V t \right)^{1/3} \right\} e^{-\lambda t} t^{-2/3} dt \quad (69)$$

の式が導かれる。ここで、

Q : 単位時間当りの放出キュリー数 ($\mu\text{c/hr}$)

μ_w^*, μ_a^* : それぞれ水および空気の水素エネルギー吸収係数 (cm^2/g)

E_γ : ガンマエネルギー (MeV)

ρ : 空気の密度 (g/cm^3) = $1.2 \times 10^{-3} \text{g/cm}^3$

ふつうガンマ線の吸収体中における減衰を考える因子として $B(\mu x) e^{-\mu x}$ [$B(\mu x)$ は再生係数, μ は全線吸収係数 (cm^{-1})] が用いられるが、いまの場合吸収体 (空気) は空間的に等方と考え、また吸収係数として全吸収係数の代りにエネルギー吸収係数を用いたので、 $B(\mu x) = 1$ となる。

^{41}Ar のガンマエネルギー 1.3 MeV に対して、 $\mu_w^* = 2.94 \times 10^{-2} \text{cm}^2/\text{g}$, $\mu_a^* = 2.65 \times 10^{-2} \text{cm}^2/\text{g}$ とする (参考文献 10) と $Q = 5.57 \times 10^5 \mu\text{c/hr}$ であるから式(69) は次のようになる。

$$R_\gamma(t) = 1.14 \int_0^t \exp(-8.24 \times 10^{-2} t^{-1/3}) \times e^{-\lambda t} t^{-2/3} dt \text{ m rem/hr} \quad (70)$$

次に無風状態が t_0 時間続いた場合の積算線量 D (m rem) は次の式から求められる。

$$D_T(t_0) = \int_0^{t_0} R_T(t) dt \quad \text{m rem} \quad (71)$$

一方一定半径の円周上においては、気塊がその半径の円周をおおう割合 ξ を考え、これを一回ごとの被曝線量に乘じ、無風の各継続時間についてこれらの総和を求め、さらに風向頻度（気塊がある円周上に落下するためには微風があるものと考え、この場合の風向頻度は一般の場合の風向頻度に等しいとした）を考慮した。すなわち一定半径の円周上において年間に受ける上限線量 D_L は

$$D_L = \sum \xi D_T f \quad (72)$$

$$\text{ここに } \xi = \frac{2r}{2\pi \times (\text{炉を中心とした円の半径})} \quad (73)$$

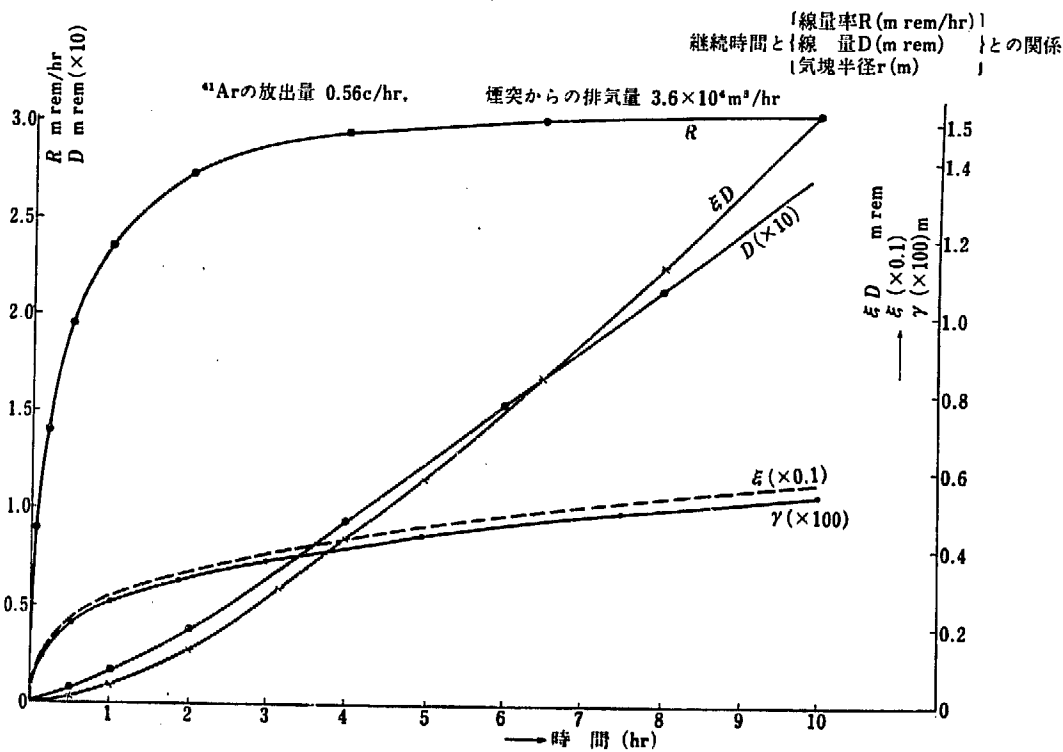
r : t 時間無風が継続した場合の気塊半径

f : 風向頻度の最大と平均との比

JRR-2 より原研の敷地境界までの最短距離は 300 m であり、排出された放射性物質が空気中で全く希釈されずに敷地外部に落下し、この地点を中心として半球状に拡がることは考えがたいことではあるが、一応上に得られた式に基づいて敷地境界上の上限線量を計算した。

第 76 図および第 31 表に R (m rem/hr), D (m rem), r (m), ξ (半径 300 m の境界線上での値) および ξD (m rem) の計算結果を示す。

第 74 図および日本原子力発電株式会社の資料（参考文献 9）から無風状態の年間頻度を 3%、すなわち無



第 76 図 無風状態時における ^{41}Ar からの曝射率

第 31 表 無風継続時間と ^{41}Ar からの線量、線量率および気塊半径

t (hr)	0.05	0.2	0.5	1.0	2.0	4.0	6.5	10
r (m)	8.0	15.0	21.0	25.8	32.0	40.5	47.5	54.5
R (m rem/hr)	0.89	1.40	1.95	2.36	2.74	2.95	3.01	3.05
D (m rem)	—	0.30	0.77	1.85	3.66	9.42	16.9	27.5
$\xi \times 10^2$	1.28	1.65	2.22	2.78	3.38	4.62	5.0	5.72
ξD (m rem)	—	4.95×10^{-3}	1.71×10^{-2}	5.14×10^{-2}	1.24×10^{-1}	4.35×10^{-1}	8.45×10^{-1}	1.57

風状態のべ時間 270 時間とし、そのうち 1 時間の継続が 70%、2 時間の継続が 30% と想定して、 $f=2.6$ とすると、気塊がすべて半径 300 m の敷地境界線におちたとすると境界線上の上限線量は

$$D_L = \Sigma \xi D_i f = (5.14 \times 10^{-2} \times 190 + 1.24 \times 10^{-1} \times 40) \times 2.6 = 38.2 \text{ m rem (74)}$$

となる。これは 0.5 rem/year の 1/13 である。また、敷地内部の半径 100 m の円周上にすべて落下した場合は上の値の 3 倍、すなわち 115 mrem でこれは 5 rem/year の許容量レベルの約 1/43 である。

(2) ベータによる被曝線量

ベータ線の空気中の飛程はガンマ線の空気中での減弱距離に比べていちじるしく小さく（ベータ線の最大エネルギー 1.20 MeV で約 4 m）、気塊の半径は 3 分間位の無風継続時間に対して約 8 m になる。それゆえベータ線量の計算に当っては ^{41}Ar が無限空間に一樣に分布しており、単位空間内で発生したエネルギーと単位空間内で吸収されたエネルギーとはすべての場所で約合って等しいとして良く、その場合の吸収線量 R_β は次の式から得られる。

$$R_\beta = \frac{1}{2} \frac{\chi (\mu\text{c/cc}) \cdot 3.7 \times 10^4 \left(\frac{\text{dis}}{\text{sec } \mu\text{c}} \right) \cdot 3.6 \times 10^3}{100 (\text{erg/g. rem})} \cdot \left(\frac{\text{sec}}{\text{hr}} \right) \cdot E_{\beta\text{av}} \left(\frac{\text{MeV}}{\text{dis}} \right) \cdot 1.6 \times 10^{-6} \left(\frac{\text{erg}}{\text{MeV}} \right) \times \frac{P_i}{P_a} \times 0.0012 (\text{g/cc})$$

$$= 1.0 \times 10^3 \chi E_{\beta\text{av}} \text{ rem/hr} \quad (75)$$

ここで P_i/P_a : 組織と空気との阻止能比 = 1.13

χ : 無風状態が t 時間続いた場合の空中平均濃度

年間の上限線量はガンマ線量の場合と同じく

$$D_L^\beta = \Sigma R_\beta \xi t f \quad (76)$$

から求められる。

^{41}Ar の最大エネルギーは 1.20 MeV、平均エネルギーは 0.46 MeV である。また、無風状態が 1 時間お

よび 2 時間継続した場合の平均濃度は

$$\chi = \frac{\int_0^t Q e^{-\lambda t} dt}{V t} = \frac{Q(1-e^{-\lambda t})}{\lambda V t} \quad (77)$$

からそれぞれ $1.42 \times 10^{-5} \mu\text{c/cc}$ 、 $1.14 \times 10^{-5} \mu\text{c/cc}$ が得られる。これらの値を用いて半径 300 m の境界線上におけるベータ線による上限線量 D_L^β を求めると

$$D_L^\beta = \Sigma R_\beta \xi f t = 126 \text{ m rem} \quad (78)$$

(3) ガンマ線およびベータ線量の合計

以上の計算においては、気塊はすべて着目した円周上にだけ落下すると仮定したが、実際にはこのような事態はあり得ないので、気塊は炉を中心としたいくつかの半径の円周上に落下すると仮定する。気塊の半径は 10 時間たって約 50 m であるから、炉を中心とした半径を 100 m, 200 m, 300 m にとり、それらの円周上への気塊の落下頻度を考えることにすると、無風状態の場合に年間に受ける上限線量は第 32 表のようになる。第 32 表の値は風による拡散の場合に比して大きい、これらの値はさきにもべた仮想的条件での上限線量であることに注意する必要がある。また、ガンマ線量とベータ線量は一応同等として加算したが、ベータ線による外部照射は ^{41}Ar のベータ線の最大エネルギーが約 500 mg/cm² であるから、人体の表面とその近くにだけしか作用しない。ただし眼の水晶体だけがベータ線の外部照射で問題となるが、水晶体は表面下 3 mm とされているので、この値を用いるとベータ線による線量は前記の約 1/30 に減少する。

第 32 表 無風状態時における ^{41}Ar からの年間上限線量

炉を中心とする円周の半径 (m)	100	200	300
各円周上への気塊の落下頻度 (%)	50	30	20
ガンマ線量 D_L^γ (m rem.)	57	17	8
ベータ線量 D_L^β (m rem)	189	57	25
$D_L^\gamma + D_L^\beta$ (m rem)	246	74	33
許容量に対する割合	1/20	1/67	1/15

7. 事故と安全対策

7.1 概 説

現在設置されている多くの原子炉のうち、事故の起ったものはごく少数にしかすぎない。事故の起る確率は、一般の工場、輸送機関などの事故に比してはるかに小さいといえる。しかしながら原子炉の事故は、その対策を誤まれば人体に対する深刻な悪影響を残すので、原子炉施設の設立に際しては十分な事故の解析をおこなっておく必要がある。

原子炉事故の種類を大別すると (a) 設備の機構的設計の欠陥による事故 (b) 制御および安全装置の事故 (c) 操作上の事故 (d) 地震などの自然力が原因となる事故などに分けられる。そしてこれらのうちの2つ以上が同時に発生することもある。

原子炉の設計に際しては次のような条件が満足されていなければならない。すなわち、(a) 原子炉は、たとえば負の温度係数をもっているといったように本質的に安全なものが望ましい。(b) 制御系は炉が持つと考えられる最大の反応度を十分吸収し得る負の反応度をもっていなければならない。(c) 冷却系はいかなる場合でも炉心で発生する熱を除去しうるものでなければならない。(d) かりに以上の3項目に関して十分な対策がとられていたにもかかわらず、事故が発生した場合でも従業員および付近に居住する人々に危害を及ぼさぬようになっている必要がある。

さて、JRR-2は、「4.4 計測制御系統」に示したように十分な制御効果をもっている。誤操作などのため、反応度が急激に増加しても、インターロックにより自動的に炉は緊急停止（スクラム）され暴走を起すようなことはない。また大きな負の温度係数をもっているため、反応度増加にともなう温度上昇は、逆に反応度を下げる傾向をもっており、炉自体に安全な性質を備えている。

次に考える原子炉の事故をいくつか列挙し、これに対してとられている安全対策、炉の安全特性にそいてのべる。

7.2 始動時の事故

JRR-2 においては、始動の際に制御棒を最大引抜速度で抜いていったとしても暴走などの危険はない。このことを次のような仮定をたてて解析してみる。

- a) 運転者がすべての計測器を無視したとする。
- b) 高出力によるスクラム (11MW) 以外のすべての安全回路が作動しないとする。
- c) 温度効果、ボイド効果などの負反応度効果が無いものとする。
- d) 6本の制御棒は、引抜速度 0.0444 in/sec (0.13 cm/sec) で引抜かれるものとする。
- e) 制御棒のもつ単位長さ当りの反応度は平均値の2倍とする。
- f) スクラム信号に対しては4本の制御棒だけ作動するものとする。制御棒引抜速度が 0.0444 in/sec (0.113 cm/sec) であり、また制御棒のもつ反応度が $3.36 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{in}$ ($1.32 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{cm}$) であるので、制御棒6本を一度に抜くとした時の反応度の増加率は $8.95 \times 10^{-4} \Delta k/k/\text{sec}$ である。また事故が起った当初の出力は、始動用中性子源 $1.5 \times 10^6 \text{ n/sec}$ (0.5 *cusie* Po-Be) 注) を用いた中性子増倍率を5とし、中性子源の位置に関する係数を2分の1にすれば、次式により出力が求められる。

$$N_0 = \frac{1}{2} \cdot \frac{S_k}{\lambda n} = 5 \times 10^{-5} \text{ watts} \quad (79)$$

ここに

- N_0 = 初めの炉出力
- S = 線源強さ n/sec
- k = 中性子の増倍率 (5.0)
- λ = 分裂中性子数 (2.5 n/fission)
- n = エネルギー当りの中性子分裂数 ($3.1 \times 10^{10} \text{ fissions/watt} \cdot \text{sec}$)

この場合スクラムされるとき原子炉周期は Newson:

注) 中性子源としては現在のところ $4 \times 10^6 \text{ n/sec}$ Po-Be 約 1.5 c と $1.5 \times 10^6 \text{ n/sec}$ Ra-Be 約 0.1 c を用いる予定である。

の不等式を用いて次のように表わされる.

$$T > \sqrt{\frac{l}{2R \ln N_1/N_0}} = 0.077 \text{ sec} \quad (80)$$

ここに

T = 原子炉周期 (sec)

l = 中性子寿命 (2.81×10^{-4} sec)

R = 反応度増加率 ($8.95 \times 10^{-4} \Delta k/k/\text{sec}$)

N_0 = 初期出力 (5×10^{-5} watt)

N_1 = スクラムが働くときの出力 (1.1×10^7 watt)

原子炉周期 $T=0.077$ sec は, 11 MW において反応度 $0.011 \Delta k/k$ に相当する. (第 65 図参照)

制御棒は, スクラム回路に信号が入ってから 0.05 sec 以内の遅れで落下を始めるよう設計されている(実験によれば, この遅れは約 0.02 sec である)ので, この 0.05 sec の間に反応度は, $0.050 R = 0.448 \times 10^{-4} \Delta k/k$ だけ増加するが, これは $0.011 \Delta k/k$ に比べれば無視できる値である. この後は, 制御棒が落下を始めて原子炉周期は長くなるので, 起動時に 0.077 sec より短い原子炉周期になるということはある得ない.

次に, この場合に発生する最高出力を調べてみる. 出力は 11 MW を越えて, さらに一定原子炉周期で増加するが, 制御棒の挿入が始まると原子炉周期は大きくなり, 超過反応度が $0.008 \Delta k/k$ にまで下ると出力の増加は急速に減少する.

超過反応度を $0.011 \Delta k/k$ から $0.008 \Delta k/k$ 迄減少させるに要する時間は, 4 本の制御棒の挿入によって決まる.

4 本の制御棒の効果は

$$4 \times 1.68 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{in} \\ = 6.72 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{in} \quad (2.65 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{cm})$$

ゆえに超過反応度が $0.011 \Delta k/k$ から $0.008 \Delta k/k$ までは減少させるために必要な制御棒挿入量および時間は

$$S = \frac{0.003 \Delta k/k}{0.00672 \Delta k/k/\text{in}} = 0.446 \text{ in} \quad (1.13 \text{ cm}) \\ t = \sqrt{\frac{2S}{0.5g}} = 0.068 \text{ sec} \quad (81)$$

ここに

S = 制御棒の挿入長さ in

$g = 386 \text{ in/sec}^2$ (980 cm/sec^2)

加速度は $1/2g$ とする.

原子炉が即発性臨界から遅発性臨界へ移るときは, 即発中性子に対する遅発中性子の割合は平衡値より小さいから中性子束はあまり増加しない. したがって, 最高出力を越えてから $0.050 \text{ sec} + 0.068 \text{ sec} = 0.118 \text{ sec}$ たった時に生ずると考えられる. 実際は最初の 0.050 sec の間の原子炉周期の減少は非常にわずかであり,

s

次の 0.068 sec 間は急に大きくなるのであるが, これを一様に 0.118 sec の間 0.077 sec の原子炉周期を保っていると考えて, 最高出力を過大に見積もると

$$P_{\max} < P_0 \exp(t/T) = 51 \text{ MW} \quad (82)$$

ここに

$P_{\max}$ = 事故の最中に発生する最高出力 (MW)

$P_0 = 11 \text{ MW}$

$t = 0.118 \text{ sec}$

$T = 0.077 \text{ sec}$

次に始動時の事故の際の発生総エネルギーを求める.

この期間を 4 つの区分に分ける. 第 1 期は最初から 11 MW に増加するまで, 第 2 期は 11 MW から最高出力時の 51 MW まで, 第 3 期は超過反応度が $0.008 \Delta k/k$ からゼロになるまで, 第 4 期は超過反応度が負になってから出力がゼロになるまでである.

各期間になって発生するエネルギーを W_1, W_2, W_3 , および W_4 とすればそれぞれ次式で与えられる.

$$W_1 = PT = 0.85 \text{ MW} \cdot \text{sec} \quad (83)$$

ここに $P = 11 \text{ MW}$

$T = 0.077 \text{ sec}$

$$W_2 = P \int_0^t e^{t'/T} dt' = 3.05 \text{ MW} \cdot \text{sec} \quad (84)$$

ここに $t = 0.118 \text{ sec}$

$T = 0.077 \text{ sec}$

$P = 11 \text{ MW}$

$$W_3 = P_{\max} t_2 = 3.2 \text{ MW} \cdot \text{sec} \quad (85)$$

ここに $t_2 = t_3 - t_1$

$t_1 = 0.068 \text{ sec}$

$$t_3 = \sqrt{\frac{2S_3}{0.5g}} = 0.131 \text{ sec}$$

$$S_3 = \frac{0.011}{0.00672} = 1.64 \text{ in} \quad (4.17 \text{ cm})$$

$$W_4 = P_{\max} \left(\frac{l}{\beta} \right) = 1.8 \text{ MW} \cdot \text{sec} \quad (86)$$

ここに $P_{\max} = 51 \text{ MW}$

l = 中性子寿命 $= 2.81 \times 10^{-4} \text{ sec}$

β = 遅発中性子の比率 $= 79.5 \times 10^{-4} \text{ sec}$

全期間に発生した総エネルギーを W で表わせば

$$W = W_1 + W_2 + W_3 + W_4 = 8.9 \text{ MW} \cdot \text{sec} \quad (87)$$

この値は計算の途中で説明したように過大に見積もっているから実際の値は必ずこれより小さい.

JRR-2 の場合, 燃料が溶融するために必要なエネルギーは後述するとおり $31 \text{ MW} \cdot \text{sec}$ (断熱的に加え

たとして)であるので、絶対に燃料の溶融という事態は起らない。

なお、Borax の場合には、37 MW・sec まで燃料が溶けなかったという実験結果が出ている。

7.3 冷却系の事故

もしも機械的な破壊もしくは運転上の過失によって冷却材が完全になくなった場合、ただちに炉の運転を中止しても燃料要素内に発生する核分裂生成物の発生熱によって、炉心の一部は溶融を起す。炉の運転停止後に発生する熱量 q および許容発生熱量(断熱的)は次の二つの式で与えられる。

$$q = 3.64 \times 10^3 [\tau^{-0.2} - T^{-0.2}] \quad (88)$$

ここに q = 核分裂生成物から出る熱エネルギー

τ = 原子炉停止後の時間 (day)

T = 10 MW で原子炉を始動してからの時間 (day)

$$q_{\max} = m C_p \Delta t \quad (89)$$

ここに $q_{\max}$ = 燃料アセンブリを溶融するに必要な熱量 (Btu)

m = 燃料アセンブリの重量 : 12.75 lbs (5.78 kg)

C_p = 燃料アセンブリの比熱 : 0.19 Btu/lb-°F (0.188 cal/g. °C)

Δt = 溶融をはじめるまでの温度変化 (°F)

上の両式から、冷却材が完全になくなった場合に断熱的に燃料体だけに加熱されたとして、燃料被覆が溶融するに要するエネルギーは 31 MW・sec、時間は約3分である。米国のアルゴンヌ国立研究所でおこなわれた CP-5 の実物模型実験の結果によると、2 MW の運転直後に冷却材を除いても炉心の溶融は起きないという結論を出している。(参考文献 11)

以上は極端な場合であるが、冷却不足による炉心の破損ということは、種々の想定しうる事故の中で、もっとも実際的に思われる。冷却不足によって炉心の溶融が起ると、その事故が炉本体のみに限られていても長期にわたって運転を中止せねばならず、また修理、清浄に莫大な費用を要する。炉心の溶融は冷却材流量の不足や重水タンク中の冷却材水位の低下などに原因する。冷却材流量の低下は供給電力の不足、ポンプの機械的欠陥または運転者の誤操作により、また、タンク内の冷却水位の低下は配管系の破損や重水ポンプ室内機器の破損によるもので、このときは重水の漏洩を発生する。

また、地震などの衝撃が加わったために、燃料要素が所定の位置からずれると、燃料中を通るべき冷却材に不足をきたす。

JRR-2 には「4.4 計測制御系統」にのべたような安全装置が設けてある。すなわち重水タンク内の水位が規定値以下になったとき、流量が正常でなくなったとき、重水温度差が規定値以上になった場合などには自動的にスクラム回路が働き、炉は停止される。また重水系配管諸機器に漏洩がある場合、重水貯蔵タンク内水位が規定値以下になった場合、炉の温度が規定値以上になった場合などには警報が鳴り、指示ランプがつくようになっている。(第 26, 27 図参照)

JRR-2 の場合、炉の運転停止後燃料の溶融を防止するに必要な冷却水量は次表のとおりである。

運転停止後の経過時間	流 量
1 分～5 分	240 gpm (0.908 m ³ /min)
5 分～2 時間	120 gpm (0.454 m ³ /min)
2 時間以後	48 gpm (0.182 m ³ /min)

炉の運転停止後の冷却材の不足を防止するため、次に列挙するような積極的安全対策がとられている。

1) 主重水ポンプの故障

電気的もしくは機械的な事故のために主重水ポンプが停止したとき、あるいは予定された計画に基づいて炉の運転を停止するとき、なおつづいて炉心中に発生する崩壊熱を除去することが必要である。

このため、重水系には主重水ポンプに平行して、平常電源および停電時には無停電切換式非常用電源の両方によって駆動される、5HP, 200 gpm (0.757 m³/min) の非常用重水ポンプを、また二次冷却系には所内非常用電源によって駆動される 5HP 容量約 150 gpm (0.568 m³/min) の二次冷却非常用ポンプおよび冷却塔凍結防止ポンプが設置してあり、炉心内重水の沸騰、燃料要素の溶融を完全に防止している。

2) 主重水ポンプおよび非常用重水ポンプが

同時に故障したとき

主重水ポンプおよび非常用重水ポンプが同時に電気的あるいは機械的故障のために停止し、冷却材流量に不足をきたしたとき炉心中に自然循環を起させる装置が施されている。

重水ポンプ駆動電動機への電力供給に異常をきたすと、スクラム回路がはたらいて炉は停止されるが、同時に自動的に圧縮空気によって、重水タンクへの重水入口管、出口管の弁が閉じ、両管を接続するバイパス管中の弁が開いて、冷却材の自然循環流路が開かれ

る。

さらにこれらの弁の駆動機構は重水タンクの重水水位測定装置にインターロックされていて、重水入口管の破壊により重水タンク内の重水水位が規定値より下がったときも自動的に働くようになっている。

地下の重水ポンプ室内の重水系設備に破損が生じた場合には重水タンク内の重水水位を正規の位置から、ダンプ管のところまで下げるが、燃料が露出することはない。米国アルゴンヌ国立研究所の CP-5 の実測によるとこの重水水位の低下に基づく反射体の損失による反応度の減少は約 $3.5\% \Delta k/k$ 、AMF の計算によると $4.7\% \Delta k/k$ であるので炉を停止することができる。また制御室にいる運転員に対しては、重水タンク内の重水水位低下にさきんじて、重水貯蔵タンク内のわずかな損失も通知されるようになっているので、それから全体を点検することができる余裕は十分ある。

3) サンプ・ピットからの重水による冷却

重水配管などが破損した場合などには、重水水位が下って、燃料要素が露出するおそれがある。このような場合を考慮して重水ポンプ室の床に 3ft 3in (99.1 cm) × 3ft 6in (107 cm) × 4ft (122 cm) のサンプ・ピットを設け漏れて出た重水をこの中に受ける。中にたまった重水をポンプでくみ上げ炉の上部遮蔽の下に取りつけられているヘッダーから炉心へ再循環させ燃料の溶融を防止する。

4) 高架水槽からの軽水注入

以上の安全装置のほかに燃料の溶融を防ぐために上述のヘッダーから軽水を流せるように非常用軽水冷却系も設けてある。すなわち炉室の東方約 40 m の位置に高さ 30 m、容量 100 m³ の高架水槽から重力により炉内に軽水が送られる。このタンクの水量により約 3 時間の冷却を続けることが可能である。弁操作は制御室で手動でおこなわれる。

5) 燃料要素の保持機構

地震などの衝撃によって燃料要素がグリッド板上の所定の位置からはずれると、燃料中を通る冷却材流量の不足をきたす。これを防ぐために燃料要素を確実にグリッド板の上に取り付け、しかも衝撃や冷却材の流動圧によって動かされないよう固定されている。この操作は前にのべた燃料交換キャスクによっておこなわれる。

7.4 地震

東海村周辺における年平均地震回数は第 2 表のとおりである。

これによれば 100 gal 以上の地震の頻度は、5 年に 1 回程度にすぎない。この程度以下の強度の地震による炉体および諸機器の破損は考えられないが、安全のため JRR-2 は高感度および低感度の 2 種の地震計を有する。25 gal 以上の地震は高感度地震計により探知され、制御室にブザーが鳴り、ランプが点滅する。100 gal 以上の地震は低感度地震計により探知され、炉はただちにスクラムされる。

地震の場合建家は固有振動を起すから、この周波数に原子炉機器が共鳴することが一番問題になる。JRR-2 では建家の振動は東京大学地震研究所に、重水ポンプ室原子炉機器の振動は建設省建築研究所にそれぞれ測定、および検討を依頼施行した。そして、それらの測定結果および勧告に基づき、機器全部の固有振動数が建家の固有振動数より相当上になるよう設置されている。したがって、地震に対して十分の安全性を有している。

しかしなお、ポンプ、熱交換器配管などの破損などに対しては前項でのべたような安全対策がほどこされている。

7.5 重水タンクの破損

JRR-2 では、重水タンクの周囲を軽水層が取りまいているため、重水タンクにキ裂などがあると重水と軽水が混合して炉の機能をそこない、その精製処理には莫大な費用と時間がかかる。このため重水タンクは十分な強度的余裕をもって設計されているはもちろん、溶接部全域にわたって染点透過試験、X線検査および質量分析計型漏洩試験器を用いて 1×10^{-5} から 10^{-6} cc/sec の感度でヘリウム漏洩試験を実施するなどの慎重な考慮が払われている。

通常重水側は軽水側より高圧に保たれているので、万一キ裂などが生じても軽水が重水中に混じらないようになっているが、重水系の破損のため重水タンクの圧力が下がった場合には、軽水が重水中に漏れることも考えられる。

このため重水用赤外分析計ならびに軽水用赤外分析計を設置して重水側、軽水側の重水濃度の連続分析をおこない、常時重水と軽水の混合を監視するとともに質量分析計および赤外分光計を用いて随時分析をおこない、これらの赤外分析計を校正する。

7.6 重水減速材の軽水による希釈

一次冷却材および減速材である重水中に二次反射材

の軽水が混入したり、あるいは非常冷却用の軽水が混入したりすると、原子炉の核特性にどんな変化が生ずるか考察してみる。

AMF の計算によると、重水純度が 99.75 mol% から 90 mol% に軽水で薄められたとすると、3% $\Delta k/k$ の正反応度を誘起することが示されている。(第 64 図参照)

いま軽水の混入する割合を 250 gpm (0.946 m³/min) とし、混入後はただちに一樣になると仮定すると、約 3% $\Delta k/k$ を加えるに要する時間は 16.56 sec であり、反応度増加率は $1.81 \times 10^{-3} \Delta k/k/\text{sec}$ となる。この場合、次の 2 式および第 65 図から超過出力が求められる。

$$P = P_0 \exp\left(\sum_i \frac{\Delta t_i}{T_i}\right) \quad (90)$$

$$\frac{\Delta k}{k}(t_i) = r t_i$$

ここに P = 出力 (MW)

P_0 = 初期出力 (10 MW)

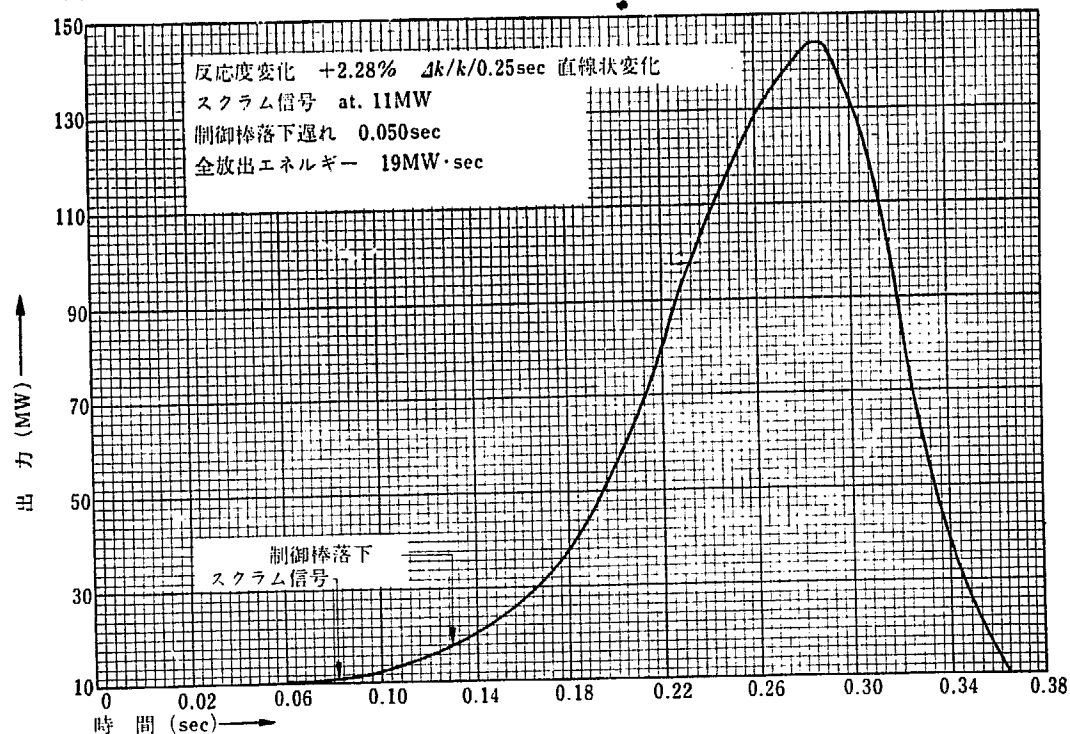
T_i = 第 65 図により決まるある反応度を持つときの原子炉周期

Δt = 原子炉周期が一定と考えられる微小時間 (sec)

r = 反応度増加率 ($\Delta k/k/\text{sec}$)

$t_i = \Delta t_i$ まで経過した時間 (sec)

$\frac{\Delta k}{k} = t_i$ が経過するまでに加えられた全反応度



第 77 図 中央垂直実験孔に重水が混入した場合の出力変化

10 MW で運転しているときに軽水の混入が始まり、2 sec 後にスクラムが働き、2.35 sec 後には制御棒は完全に炉心中に挿入されていると仮定する。

もし、制御棒を挿入しないままにして、2.35 sec たった時の出力を最高出力と見なしても、これはわずかに 14 MW で、これから炉心の破損ということは全く考えられない。

低出力時にこの種の事故があると、より危険になるが、それでも原子炉周期は 0.054 sec 以上、最高出力は 143 MW 以下、全放出エネルギーは 20.3 MW・sec 以下であるので、炉心の破損は生じない。

7.7 実験孔の破壊

もっとも重要な場合として、中央垂直実験孔に注目する。原子炉の出力が、10 MW になったのち、重水が浸入すると 2.28% の反応度の増加をもたらす。

(「5. 設計計算概要」参照)

重水が混入する時間を 0.25 sec と仮定すると、前と同様にして暴走の状態を知ることができる。計算の結果は、発生総エネルギー 19 MW・sec で炉心損傷を起す心配は全くない。(第 77 図参照)

しかし、JRR-2 は、とくに安全性および炉の中性子の経済性を考慮して、通常中央垂直実験孔には重水を、6 in (15.2 cm) の水平貫通実験孔および 11 in (27.9 cm) の水平実験孔には黒鉛をつめて運転される。

7.8 冷却材温度降下の影響

たとえば熱交換器の低温度側の制御弁を急に開いたり、低温の冷却材を加えたりしたために、炉心中の冷却材、減速材の温度が降下し、反応度が急激に増大する場合を考える。

かりに、はじめ 60°C であったものが、 40°C に低下したとすると、

$-2.3 \times 10^{-2} \% \Delta k/k/^{\circ}\text{C} \times 20^{\circ}\text{C} = -0.46 \% \Delta k/k$ の反応度が原子炉中に加えられることになる。これだけの反応度では炉は即発性臨界とはならない。

7.9 誤まった燃料挿入

燃料装てん中、不注意や燃料取換用キャスクの誤動作などのため、炉が臨界に達したのち、さらに燃料を炉心中に落したときは、どうなるであろうか。この場合について次の仮定のもとに考察してみる。

- 高出力によるスクラムのみ作動する。(110%)
- 燃料要素の挿入によって、反応度 $1.6 \% \Delta k/k$ が階段状に増加したとする。
- 温度効果、ボイド効果などは考えない。
- 6本の制御棒は $0.5g$ の加速度で落下する。

「7.2 始動時の事故」の項で試みた方法に従って、安全側に見積もって求めた結果は次のとおりである。

$1.6 \% \Delta k/k$ を階段状に挿入すると原子炉周期は 0.036 sec になる。出力が 11 MW になると高出力によるスクラム回路が働き、 0.030 sec の遅れで制御棒は落下しはじめる。制御棒を挿入することにより、炉を即発性臨界以下にするに要する時間は 0.090 sec である。ここで安全側に見積もるために 11 MW になったのち、原子炉周期の 0.036 sec まま出力上昇をつづけ、制御棒が挿入されなかったとして $0.030 + 0.090 = 0.120 \text{ sec}$ 後に最高出力になると考える。この値は 308 MW である。

さらに即発性臨界点から超過反応度をゼロにするには、 0.038 sec の制御棒挿入時間を要し、ひきつづき炉の反応度は1以下になる。以上の暴走が起ってから、炉が完全に停止されるまでに発生する熱量は、「7.2 始動時の事故」と同じ方法によって $33.6 \text{ MW} \cdot \text{sec}$ となる。この値は、燃料を溶融させるエネルギーの $31 \text{ MW} \cdot \text{sec}$ よりわずかに大である。

しかし、実際には断熱的に熱せられることはなく、かなり大きな輻射や対流が存在するし、さらに、この

場合は制御棒や温度効果などを無視しているので、実際には炉心の破損をきたすことはないと考えられる。

7.10 燃料要素交換時の事故

新燃料要素と使用済み燃料要素との交換、あるいは炉心内の燃料要素の位置交換は、燃料交換キャスクを所定の方法に従って操作することによりおこなわれるが、この際燃料がどんな位置にあっても、必要な冷却は必ず確保されるようになっている。

平常の場合は、燃料要素がキャスク内に格納され、炉と使用済み燃料貯蔵プールの間を往復する短時間の間は、備えつけのブロワーで空冷され燃料の溶融を防止している。しかし、燃料が炉心から取出す途中でひつかかるとか、キャスクの取扱いが円滑におこなわれず燃料冷却が途切れるなどの場合を考慮して、次のような安全対策が講ぜられている。

すなわち容量約 200 l の重水貯槽および約 200 l の軽水貯槽が燃料交換時非常用冷却水タンクとして巡回クレーン桁上に設置され、燃料取扱時には各タンクはT管、電磁弁および可撓管を通して燃料交換キャスクに接続される(第42図参照)。万一燃料要素が炉体内でひっかかった場合は、上記の重水貯槽から重水が燃料グリッパーに設けられた流路を伝わって、重力による自然落流により燃料を冷却して溶融を防止する。重水貯槽内の重水は約1時間半の冷却ををつづけることができるが、さらに冷却を要する場合を考慮して地下の重水ポンプ室から重水を貯槽へくみ上げることもできる。

つぎに燃料交換キャスクを使用済み燃料貯蔵プール脇の台座の上に置いた時は、重水の場合と同様に軽水貯槽内の軽水の自然落流により燃料を冷却する。この場合も長時間の冷却の必要性を考慮して、貯槽へのくみ上げは可能になっている。なお、軽水による冷却は燃料要素がキャスク内に格納されてはいるが、所定の位置からはずれているため空冷できない場合、ブロワーの故障した場合容量の不足と思われる場合などにも利用される。

重水貯槽および軽水貯槽の電磁弁はインターロックされており、両者が同時に開くことはない。またキャスクが炉上に置かれている間は重水系だけが、炉上からはなれている場合は軽水系だけが作動状態に入るようになっている。

7.11 破損燃料要素の取り扱い

炉運転中における燃料要素の破損は、重水ポンプ室内の重水系イオン交換樹脂塔に設けられた NaI シンチレーションカウンタによって検出され制御室に指示される。JRR-2 では各燃料要素ごとに検出装置がついていないので、燃料交換キャスクを用いて各燃料を引き出し検査しなければならない。燃料交換キャスク内部はブロワーにて強制冷却され、冷却空気は、炉内で照射された空気用のダクトに送り込まれ、常時空気モニターで監視される。燃料交換キャスクは気密式になっており、かつ燃料要素格納中は内部は負圧になっているので、空気が外部に漏れることはない。

破損燃料要素は、使用済み燃料貯蔵プールに運ばれ、プール内でアルミニウム製容器の中に納められる。

プールの水の放射能はサンプリングおよび樹脂塔についているシンチレーションカウンタで監視しながら、精製をおこなう。

7.12 制御装置の事故

炉をスクラムするときは、6本の制御棒が同時に落下するが、これによって吸収し得る反応度は cold clean の状態で $-19.22\% \Delta k/k$ 、長時間運転後は $-27.9\% \Delta k/k$ で十分の余裕があり、スクラムの場合、制御棒が完全に落ちるまでの時間は約 0.5 sec である。

スクラムの方法としては制御棒を挿入するほかに予備的方法として重水タンクの水位を下げて可能である。すなわち重水レベルを炉心の上方 7.5 cm の点まで下げることにより反応度は $4.7\% \Delta k/k$ 下がり、炉は停止される。この操作は制御室でおこなわれる。

8. JRR-2 の管理機構

8.1 管理機構

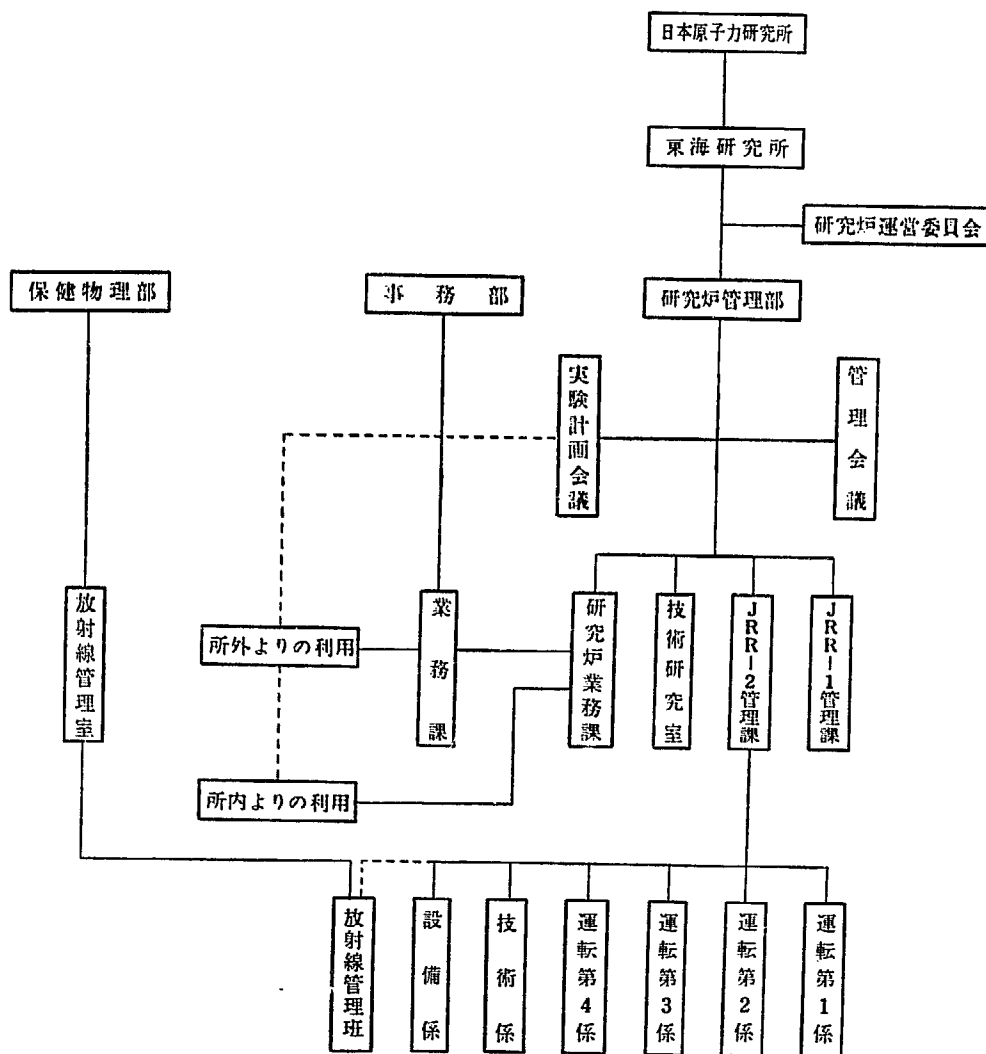
日本原子力研究所東海研究所に研究炉管理部があり、部内には研究炉業務課、JRR-1 管理課、JRR-2 管理課、技術研究室がある。管理部長は所長の命により研究炉の運営管理にあたるが、JRR-2 は管理課の管理下に運転がおこなわれる。

JRR-2 は高性能の研究炉であるのでインパイル・ループ試験などの炉の安全性に大きい影響をあたえる可

能性のある研究が予定されており、炉を用いる実験による炉の安全性の検討を確実にこなう必要がある。このため JRR-2 管理課だけでなく技術研究室において炉使用上の安全性に関し十分検討をおこなうことになっている。

研究炉の運営に関する重要な基本政策については、所長の諮問機関である研究炉運営委員会において審議され所長に答申される。

炉の使用に関しては、研究炉業務課に提出された研究計画を JRR-2 管理課技術研究室で技術的検討をお



第 78 圖 JRR-2 管 理 機 構

こなったのち、管理部内の管理会議で使用計画が作成される。

この使用計画は実験計画会議にかけられる。その機構図は第 78 図のとおりである。

JRR-2 管理課長は JRR-2 の運転保守、炉の安全性、運転員の養成その他の運転作用に関して責任をもつ。

現在予定されている炉の運転保守については、5 係で、8 時間交替 24 時間運転をおこなうとともに必要な保守をおこなう。炉の運転保守は、保安規定にしたがっておこなわれる。

このほか保健物理要員は常時 JRR-2 管理室員と同じく勤務するが、保健物理部長の監督をうけるものとする。炉の利用が保健物理上危険と思われる場合はその実験を中止させること、また、運転が問題の場合は管理課長に警告する必要がある。

8.2 研究炉運営委員会

研究炉運営委員会は研究所長の諮問機関であって、委員長は研究所長、委員は研究所長の任命する研究所内外よりの若干名により構成する。委員会は原則として毎月 1 回開かれ、研究炉の運営に関する基本的方針の審議、研究炉の使用に関する苦情処理総合調整その他重要問題の審議をおこない研究所長に答申する任務を有する。

8.3 実験計画会議

JRR-2 は日本原子力研究所の施設であるが、わが国の研究炉のもっとも有力なものの一つとなると思われる。また研究所の性格上この利用は所内のみならず所外の実験研究にも利用されることとなる。

所内各部からの実験計画は主任研究員を通じ、所外からの申込みは事務部業務課を通じ研究炉業務課長に提出される。

これら実験計画は炉の安全性、実験設備の適当性、放射性管理上の安全性などの諸点から検討される。

研究炉業務課は所内外から提出された実験計画をとりまとめ、管理部長の承認をへたのち研究炉使用計画を作成する。これにもとづき JRR-2 管理課長は炉の運転計画を作成する。

8.4 保安対策

JRR-2 の正常な運転保守ならびに利用を確保する

ため、次のような保安対策を講じている。JRR-2 の運転保守利用については別に定める JRR-2 保安規定に従って JRR-2 管理課長の管理のもとにおこなわれる。

万一原子炉に重要な異常の生じたときは JRR-2 管理課長は研究所の非常措置要領にもとづいて行動しなければならない。

建物内外の警備については日本原子力研究所の警備員が警備員規定に従って巡回して警戒する。

警備員が異常事態を発見したときは、ただちに必要な措置をとらなければならない。

なお、付属建家内には耐震耐火耐水構造の金庫が設置され核燃料などの重要物の保管には万全が期されている。

8.5 保健管理

放射線管理室から数名が JRR-2 放射線管理の要員として派遣され、原子炉運転中は炉室放射線管理の日常業務をおこなう。

放射線管理室長は、JRR-2 管理課長に協力し、また日本原子力研究所として統一された放射線管理をおこなうため放射線管理要員に必要な指示を与える。

常駐の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、職員を放射線障害から防護する。

原子炉建物は管理区域と非管理区域とに分れる。管理区域の出入口にアルファ線用およびベータ線、ガンマ線用の手足衣服モニターを備えており、放射線管理区域に入る者はポケット放射線量計とフィルムバッジを着用し、管理区域を出るときは手足衣服モニターで身体の放射性表面汚染を検査しなければならない。ポケット放射線量計およびフィルムバッジの記録は放射線管理室で保有される。

炉室内にはガンマ線および中性子線エリア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などが備えられ、アルファ線、ベータ線、ガンマ線および中性子線用のサーベイメーターが数個ずつ用意される。放射線管理区域から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、煙突から排出される前に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、万一空中の放射性

物質濃度が人体に放射線障害を及ぼすおそれのあるときは、ただちに適切な措置がとられる。

また管理区域から放出される水の中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され、万一濃度が人体に放射線障害を及ぼすおそれのあるときはただちにこの水は廃棄物処理工場に運搬され、管理区域から危険な水は排出しない。

放射線管理要員は管理区域内の空間線量率、空中および水中の放射性物質濃度、放射性表面汚染の測定と記録に責任を持ち、必要な勧告をおこなうとともに定期的に放射性物質漏洩検査警報装置、危険標識の検査などをおこなう。また前述のように各種の実験に立会って必要な勧告をおこなう。

放射線管理室は前述のように JRR-2 放射線管理要員に必要な指示を与えるとともに、管理区域内の職員の被曝線量を記録し血球検査をおこない、これらの記録を保存する。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い、万一の事故の早期発見および緊急処置をおこなうとともに、

必要に応じて放射性汚染の除去にあたり、あるいは汚染除去の指導にあたる。

炉の運転は別に定める運転要領にしたがっておこなわれ、事故の起るおそれはないが、さら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および放射線管理室に通報される。

以上からも明らかなように炉の運転は万全を期しておこなわれ、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がおこなわれている。さら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、常時放射線管理のためモニタリング・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する。またさらに敷地内外の植物、地下水、海水、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保健管理に万全の策を講ずる。

付 記

現在設置されている数多くの原子炉の中で、暴走のような事故を起したものはごく少数のものである。原子炉には、運転中に起るいろいろな事故を想定することができるが、「4. 炉の概要」および「7. 事故と安全対策」にのべたように JRR-2 はそのいずれに対しても十分な安全性を有し、暴走を起すことはない。しかし原子炉がいったん暴走を起した場合には、もちろんその程度にもよるが人体に与える影響は甚大なものがある。

そこで、ここではかりに事故が起った場合にいかな

る事態が生ずるかを解析してみる。

付記 A では、急激な反応度変化に対する JRR-2 の動特性について、AMF でおこなった計算結果を簡単にまとめておく。

付記 B ではほとんど起るとは考えられない最悪の場合を仮定して、とくに一般公衆に与える影響を解析してみた。

これから、このような事故が起った場合でも一般公衆に与える影響は十分許容量以下であることが分る。

付 記 A 急激な反応度変化に対する JRR-2 の動特性

JRR-2 が 10 MW で運転されているときに、急激に反応度を加えるといかなる応答を示すかを AMF で計算した結果について概述する。

A.1 1.3 % $\Delta k/k$ の階段状変化 (沸騰を考慮しない場合)

6 本の制御棒のうち 4 本が、スクラム信号が入ってから 0.030 sec の遅れで挿入されたとする。次の二つの式をデータトロン計数型電子計算機で求めた結果は、最高出力は 130 MW、発生する総熱エネルギーは 16.2 MW・sec である。この熱量は許容量の約 2 分の 1 である。したがって、1.3 % $\Delta k/k$ の階段状付加による出力暴走は制御棒だけでなんらの破損を起すことなく停止させることができる。(第 79 図参照)

動特性の方程式は次のとおりである。

$$\frac{dn}{dt} = \left\{ \frac{k_{\text{eff}}(1-\beta) - 1}{l} \right\} n + \sum_{i=1}^{11} \lambda_i C_i \quad (\text{A.1})$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i k_{\text{eff}} n}{l} - \lambda_i C_i \quad (\text{A.2})$$

ここに $C_i = i$ 番目のグループの遅発中性子の先行核の濃度 (n/cm³)

$\lambda_i = i$ 番目のグループの遅発中性子の崩壊常数 (sec⁻¹)

$\beta_i = i$ 番目のグループの遅発中性子の比率

$\beta = \beta_i$ の総計

n = 単位体積当りの中性子数 (n/cm³)

k = 実効増倍率

t = 時間 (sec)

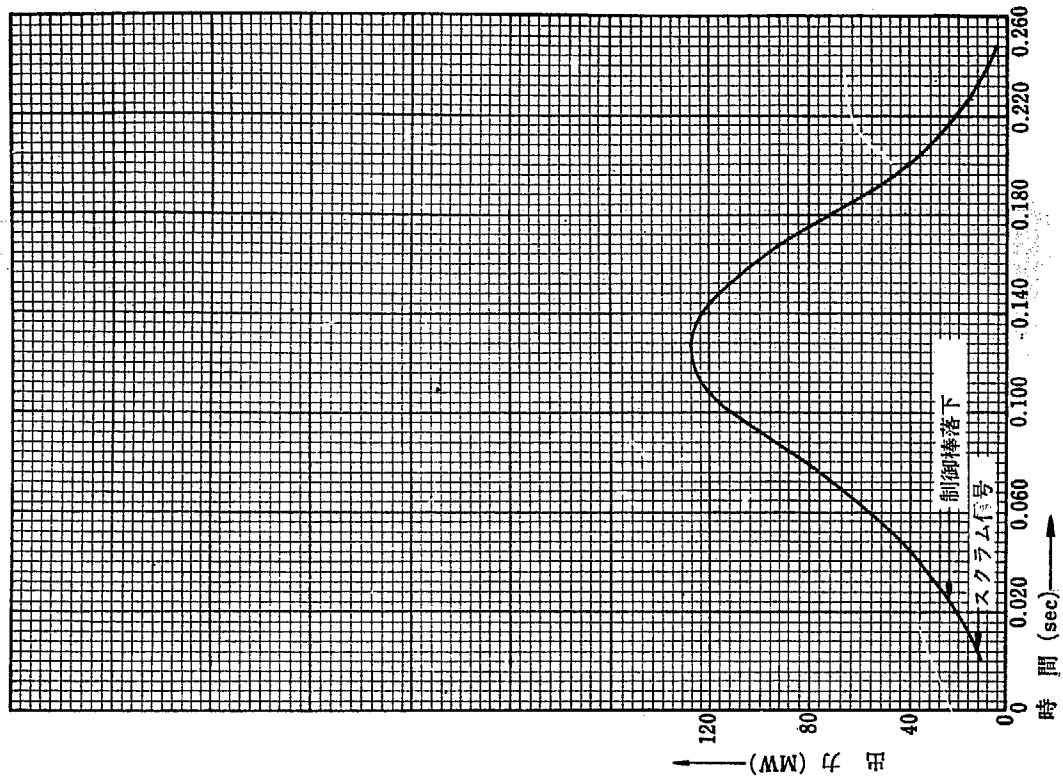
l = 中性子寿命 (sec)

なお、 λ_i , β_i については第 12 表を参照されたい。

A.2 1.5 % $\Delta k/k$ の階段状変化 (沸騰を考慮しない場合)

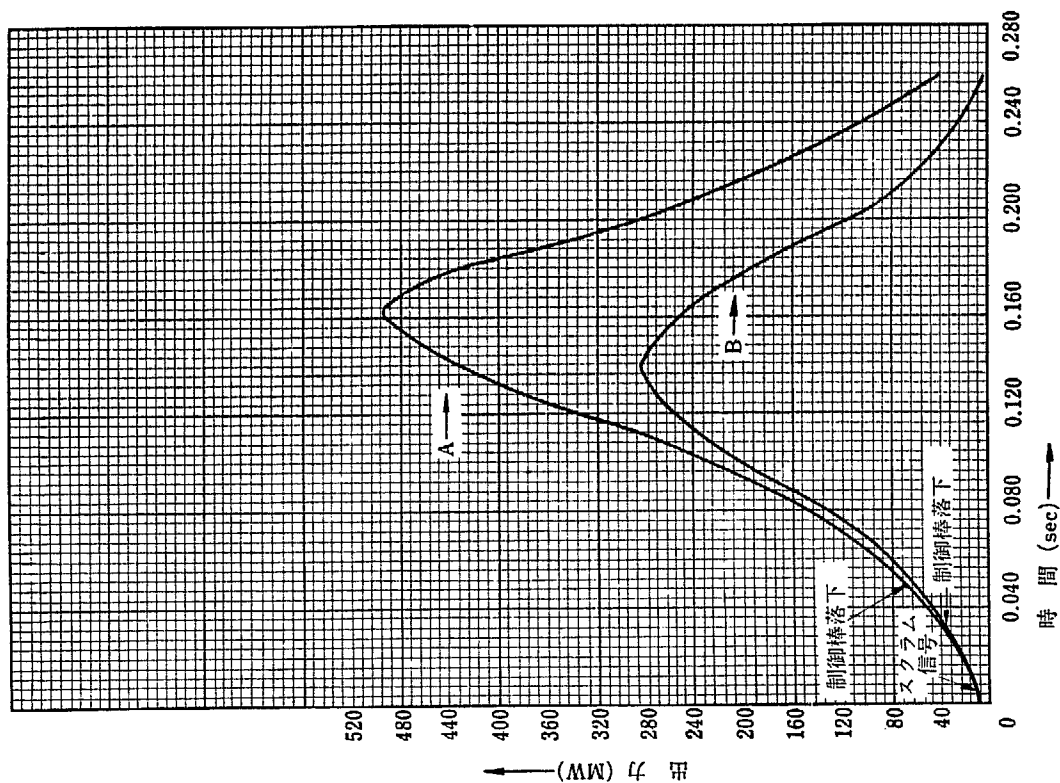
前の場合と同様の方法で、制御棒挿入の時間遅れが 0.030 sec および 0.050 sec に対して計算をおこなった。(実験によれば、この遅れは約 0.020 sec である。) その結果、最高出力はそれぞれ 284 MW および 490 MW であり、発する総熱エネルギーはそれぞれ 33.7 MW・sec ならびに 53.9 MW・sec である。(第 80 図参照) これからわかることは反応度変化が 1.3% より大きいときには制御棒だけでは不足で、わずかではあるが炉心に破損を生ずるかもしれないことである。しかし、実際の場合には温度係数、放射性ガスの発生および沸騰などのために出力暴走はある程度以下におさえられ、炉心の破損をまねくことはないと考えられる。

反応度変化
スクラム信号
制御棒落下遅れ
全放出エネルギー
+1.3 $\Delta k/k$ 階段状変化
at 11 MW
0.030 sec
16.2 MW·sec



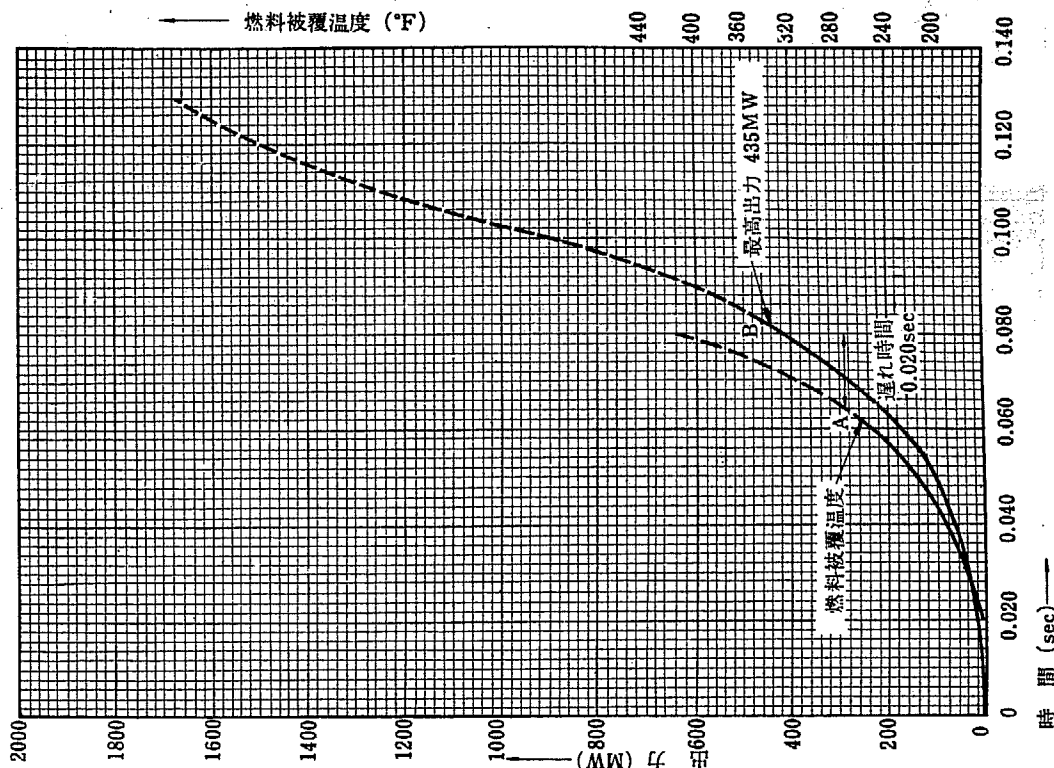
第 79 図 +1.3% $\Delta k/k$ 階段状反応度変化による出力変化

反応度変化
スクラム信号
線曲 A
線曲 B
+1.5% $\Delta k/k$ 階段状変化
at 11 MW
0.050 sec
53.9 MW sec
0.030 sec
33.7 MW·sec



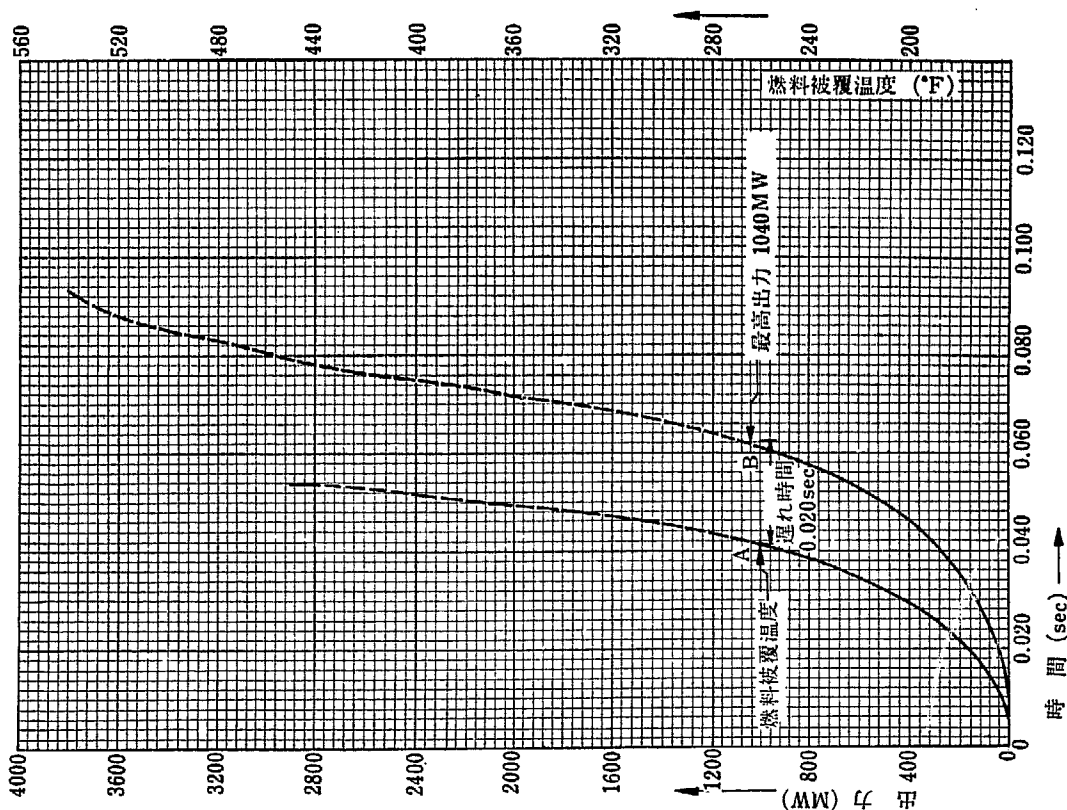
第 80 図 +1.5% $\Delta k/k$ 階段状反応度変化による出力変化

反応度変化
全放出エネルギー
+2.23% 4k/k 階段状変化
13.4 MW・sec



第 81 図 +2.23% 4k/k 階段状反応度変化による出力変化
および燃料被覆温度 [5(°F-50)=9(°C-10)]
(放射性ガス発生および沸騰を考慮した場合)

反応度変化
全放出エネルギー
+3.1% 4k/k 階段状変化
22.6 MW・sec



第 82 図 +3.1% 4k/k 階段状反応度変化による出力変化
および燃料被覆温度 [5(°F-50)=9(°C-10)]
(放射性ガス発生および沸騰を考慮した場合)

A.3 2.23 % $\Delta k/k$ の階段状変化 (放射性ガス発生および沸騰を考慮した場合)

JRR-2 が 10 MW で運転されているときに、許しうる最高の反応度変化を知るため、放射性ガス発生および沸騰の影響を考慮して計算をおこなった。この結果は、暴走をはじめてから 0.062 sec で核沸騰温度 260 °F (120°C) に達する。実際に沸騰が始まるのはこれより 0.010 sec ないし 0.020 sec 遅れるが、このことはすでに SCHROEDER によって実験的にたしかめられたことである。(参考文献 12, 13) この出力暴走中の最高出力は 435 MW, 発生する熱エネルギーは 13.4 MW·sec となり (第 81 図参照) 許容量の 2 分の 1 以下であるので、炉心の破損を生じることはない。なお

このほかに温度効果や制御棒効果を考慮すればさらに大きな反応度変化も許しうることが分る。

A.4 3.1 % $\Delta k/k$ の階段状変化 (放射性ガス発生および沸騰を考慮した場合)

前と同様にして 3.1% の超過反応度を加えた場合には、暴走をはじめてから、0.042 sec 後に核沸騰温度に達する。実際に沸騰が始まるのはそれから約 0.020 sec 後で、後に最高出力は 1040 MW となる。

また、この暴走中に発生する熱エネルギーは 22.6 MW·sec で、この値は、まだ許容熱量の 31 MW·sec より低く、平均的には燃料の溶融には至らないが、炉心中の最高温度部においては局所的に溶融を起すおそれがある。(第 82 図参照)

付記 B 考え得る最大の事故における一般公衆への影響

B.1 事故の仮定

「4. 炉の概要」でのべたように、JRR-2 には最大 24本の燃料要素を挿入することができる。各燃料要素は 17 枚の燃料板を有する。外側燃料板に含まれる ^{235}U の量は、内部の燃料板に含まれる ^{235}U の量の半分である。

JRR-2 では、前述のような安全装置があり万一の場合も燃料板の溶融を防ぐようになっている。また、たとえ炉の運転中隣あった燃料板がはずれて接触しても燃料板の溶融が起らないことも検討されている。しかし、ここでは考えられる最悪の事故として次のように燃料板の一部が溶融すると考える。すなわち、なんらかの事故により 1 枚の燃料板の $\frac{1}{2}$ に相当する量が冷却不足のため溶融し、溶融部分に含まれる核分裂生成物のうち、希ガス 100%，I 10%，骨に集まる元素 (Sr, Y, Zr, Nb, Ba, Ce, Pr) 1% および Cs の 20% が炉心から炉室に漏れるものとする。

またさらに燃料の溶融部分の Al が重水と反応し、それにより生じた重水蒸気が炉室内に漏れ、このため炉室内の圧力が上昇したとしてもこの値は 1.2×10^{-3} psi (8.17×10^{-5} 気圧) でこの時の炉室から外への漏洩率は 1.8×10^{-2} %/day となる。一週間の平均漏洩率は 1.2×10^{-3} %/day にすぎない。しかしここでは大気圧の変動などを考慮し、一週間の平均漏洩率として 1 %/day を仮定し外部における一週間の被曝量を求める。

以上の事故の仮定は明らかに過大に見積もったものといえる。なぜなら、燃料板の燃料部分の長さ約 60 cm の半分、30 cm にわたって、燃料板が完全に溶融するという事故は、「4. 炉の概要」および「5. 設計計算概要」でのべたような多くの安全装置を有する JRR-2 のような重水炉では考えられない。また炉心を含む重水タンクは気密であり、重水上部を覆うヘリウム系にはラブチャード・ディスクがあり、急激な圧力上昇に対しても重水タンクは安全である。この事故では、重水タンクの気密性を無視して、核分裂生成物が炉室に放出されるものと仮定している。

希ガスはともかく、I や骨に集まる元素が重水にさえぎられず炉室に放出されるという仮定自体、過大に評価している。しかし JRR-2 の安全性の検討のため

にあえて過大な仮定をしたものである。

B.2 炉心内の核分裂生成物のキューリー数

JRR-2 を 10 MW で 60 日間運転したとき、炉停止直後の炉心内にある核分裂生成物のキューリー数は、第 33 表のとおりである。

第 33 表 10MW, 60日間運転, 炉停止直後の炉心内にあるキューリー数

^{131}I	2.4×10^5	^{95}Nb	1.2×10^5
^{132}I	3.7×10^5	^{137}Cs	1.9×10^5
^{133}I	5.5×10^5	^{140}Ba	5.1×10^5
^{134}I	6.4×10^5	^{141}Ce	3.7×10^5
^{135}I	3.8×10^5	^{143}Ce	6.8×10^4
^{89}Sr	2.3×10^5	^{143}Pr	5.0×10^5
^{90}Sr	2.1×10^5	Kr アイソトープ	6.6×10^5
^{91}Y	2.5×10^5	Xe アイソトープ	5.8×10^5
^{95}Zr	2.5×10^5		

B.3 一般公衆への影響

Q_w を炉心内の核分裂生成物が全部炉室に放出された時の、炉室外に一週間に漏れ出るキューリー数とすれば、ここに仮定した事故で一週間に漏れて出る核分裂生成物の総キューリー数 Q_w' は次式で与えられる。

$$Q_w' = \frac{1}{24} \cdot \frac{1}{16} \cdot \frac{1}{2} \cdot f \cdot Q_w = 1.302 \times 10^{-3} f Q_w \quad (\text{B.1})$$

ここに $f=1$ (希ガス)

$$f = \frac{1}{10} \quad (\text{I})$$

$$f = \frac{1}{100} \quad (\text{骨に集まる元素})$$

$$f = \frac{1}{5} \quad (\text{Cs})$$

核分裂生成物の大気中への拡散は英国気象局の方式のもとづき、放出が地表面においておこるとして計算した。(「6.3 煙突から排出される放射性物質の量」参照) 地上放出では気層安定すなわち逆転層のある場合が最も濃度減少が少ないから、以下の計算においては英国方式の気象分類型 F (moderately stable) について地表面積算濃度を求めた。この場合風速は最も安全側にとって 0.5 m/sec とし、風向き変動角としては 30° を用いた。事故時においては一週間で事態の処置が終

ると考えているので 30° の風向き変動角は十分安全側である。また地表面積算濃度の計算においては、炉から被曝地点までの放射能の減衰は考慮していない。

被曝線量の計算

事故時の障害解析の基礎となる各身体器管の緊急時の許容線量として現在までに国際的に認められている値はない。ただ英国医学研究審議会(MRC)が Wind-scale の事故に対処して発表した許容線量が ICRP によっても一応支持された形になっている。この計算においては、MRC の値を採用することにした。この値は食物摂取の場合の許容線量であって第 34 表に示したようにかなり低い線量である。これは食物汚染の影響が広範囲にわたることを考慮したためと考えられ、この値を吸入による被曝線量の解析にそのまま用いることについてはなお論議の余地がある。しかしながら以下の計算においては安全側をとって MRC の値

を採用することにした。

第 34 表の値を用いて身体各器管に対する許容被

第 34 表 許容線量

全 身	10 rem
甲 状 線	25 rem
骨およびその他の器管	15 rem *

* MRC は ^{90}Sr に対しては 1.5 rem/year の年間の線量率で与えている。最初の第 1 年目に 1.5 rem の線量を与える ^{90}Sr の沈着は、引続く 50 年間に約 33 rem の線量を与える。

第 35 表 1 キュリー放出の際の被曝量
($v=0.5 \text{ m/sec}$, $\theta=30^\circ$)

距 離 (km)	0.1	0.3	0.5	1.0	10.0
被曝量 (c. hr/m ³)	6.4×10^{-6}	8.6×10^{-7}	3.4×10^{-7}	1.0×10^{-7}	3.1×10^{-10}

(式 (66) 参照)

第 36 表 一般公衆への影響 (距離 300m)
 $v=0.5 \text{ m/sec}$, $\theta=30^\circ$

表中の (%) は、身体各器管の一週間の被曝量の一般人の許容被曝量に対する比率を表わす。

	放出キ ュリー 数 ($L=1\%/ \text{day}$)	吸入による曝射						体外よりの曝射	
		許容被曝量 (c. hr/m ³)	全 身 (%)	骨 (%)	甲 状 線 (%)	生 殖 腺 (%)	肺 * (%)	許容被曝量 (c. hr/m ³)	全 身 (%)
^{131}I	1.6	2.0×10^{-5}	3.6×10^{-2}	2.8×10^{-2}	7.1	$1.6 \times 10^{-1*}$	$1.6 \times 10^{-1*}$	1.7×10^{-2}	8.4×10^{-3}
^{132}I	6.7×10^{-2}	5.7×10^{-4}	6.7×10^{-5}	5.0×10^{-5}	1.0×10^{-2}	$9.4 \times 10^{-4*}$	$2.8 \times 10^{-3*}$	7.8×10^{-3}	7.4×10^{-4}
^{133}I	8.7×10^{-1}	7.3×10^{-5}	4.1×10^{-3}	—	1.0	$8.7 \times 10^{-3*}$	$2.3 \times 10^{-3*}$	7.9×10^{-3}	9.6×10^{-3}
^{134}I	4.3×10^{-2}	1.2×10^{-3}	1.3×10^{-5}	—	3.1×10^{-3}	$4.1 \times 10^{-4*}$	$7.3 \times 10^{-3*}$	5.1×10^{-3}	7.3×10^{-4}
^{135}I	2.0×10^{-1}	2.4×10^{-4}	4.4×10^{-4}	—	7.2×10^{-2}	$2.6 \times 10^{-3*}$	$1.9 \times 10^{-3*}$	6.5×10^{-3}	2.6×10^{-3}
^{90}Sr	2.0×10^{-1}	4.3×10^{-5}	1.7×10^{-3}	3.9×10^{-1}	—	$3.9 \times 10^{-2*}$	$1.6 \times 10^{-1*}$	1.8×10^{-2}	9.5×10^{-4}
^{90}Sr	1.9×10^{-2}	4.7×10^{-7}	5.4×10^{-2}	3.4×10^{-1}	—	$1.9 \times 10^{-5*}$	$9.8 \times 10^{-3*}$	9.2×10^{-3}	1.8×10^{-6}
^{91}Y	2.2×10^{-1}	5.2×10^{-5}	1.5×10^{-2}	3.7×10^{-1}	—	$5.1 \times 10^{-3*}$	$2.2 \times 10^{-1*}$	1.9×10^{-2}	9.9×10^{-4}
^{95}Zr	2.2×10^{-1}	8.8×10^{-5}	3.3×10^{-2}	8.9×10^{-2}	—	$2.1 \times 10^{-2*}$	$2.1 \times 10^{-1*}$	1.2×10^{-2}	1.6×10^{-3}
^{95}Nb	1.1×10^{-1}	2.8×10^{-4}	9.0×10^{-4}	6.5×10^{-3}	—	$6.6 \times 10^{-3*}$	$3.4 \times 10^{-2*}$	1.3×10^{-2}	7.2×10^{-4}
^{137}Cs	3.4×10^{-2}	4.0×10^{-5}	6.1×10^{-3}	1.0×10^{-2}	—	$4.4 \times 10^{-3*}$	$7.5 \times 10^{-2*}$	1.3×10^{-2}	2.3×10^{-4}
^{140}Ba	3.9×10^{-1}	1.5×10^{-4}	2.7×10^{-2}	2.2×10^{-1}	—	$7.3 \times 10^{-2*}$	$2.2 \times 10^{-1*}$	4.8×10^{-3}	6.9×10^{-3}
^{141}Ce	3.1×10^{-1}	4.2×10^{-4}	4.4×10^{-3}	1.5×10^{-3}	—	$1.9 \times 10^{-2*}$	$5.6 \times 10^{-2*}$	4.9×10^{-3}	5.6×10^{-4}
^{144}Ce	6.2×10^{-2}	1.8×10^{-5}	2.9×10^{-2}	3.6×10^{-1}	—	$3.0 \times 10^{-2*}$	$3.0 \times 10^{-1*}$	7.5×10^{-3}	7.4×10^{-4}
^{143}Pr	3.8×10^{-2}	5.8×10^{-4}	3.2×10^{-4}	4.2×10^{-4}	—	$4.6 \times 10^{-3*}$	$5.7 \times 10^{-3*}$	3.0×10^{-2}	1.1×10^{-4}
Kr アイ ソトープ	1.2		0	0	0	0	0	1.2×10^{-2}	8.9×10^{-3}
Xe アイ ソトープ	33.1		0	0	0	0	0	2.6×10^{-2}	1.1×10^{-1}
合 計			0.21%	1.8%	8.2%	0.42%	1.5%		0.15%

$$\text{放出キュリー数} = \frac{1}{24} \cdot \frac{1}{16} \cdot \frac{1}{2} f \cdot Q_w$$

Q_w : 炉心内の核分裂生成物が全部炉室に出た時の 1 週間に炉室外に放出されるキュリー数

$$f=1 \text{ (希ガス)}, \frac{1}{10} \text{ (I)}, \frac{1}{100} \text{ (骨に集る核種)}, \frac{1}{5} \text{ (Cs)}$$

許容被曝量: 次にあげる最も厳密を要する器管の許容被曝量で、他の器管に対しては、より大きな値となるが、ここでは省略した。

I 甲状腺 骨に集まる核種 骨 Cs, Kr, Xe 全身

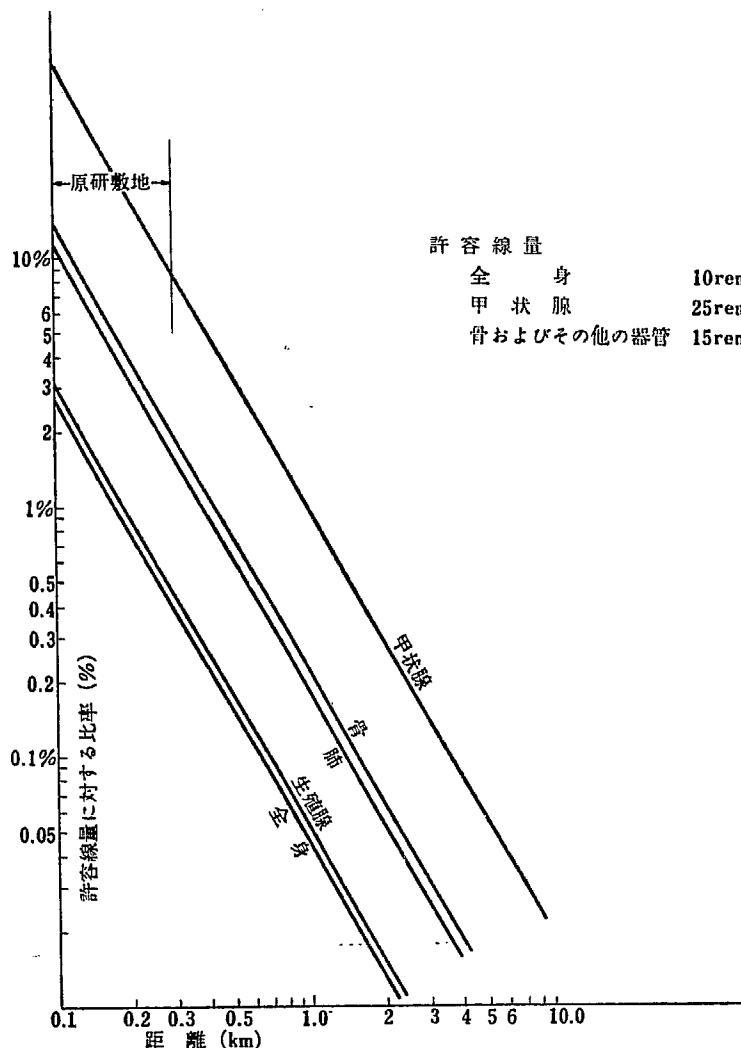
* を付した値は、問題の核種を不溶性として計算した値。

曝量を c. hr/m^3 単位で算出し、これと各放出核種のある風下地点の積算濃度と比較することによって被曝線量を求めた。第 35 表にある核種 1 キュリーが放出された時の風下地点での被曝量を c. hr/m^3 単位で示す。炉室から被曝地点までの放射能の減衰は考慮していないから、被曝量はすべての核種に対して同一の値となる。

身体各器官の被曝量を計算するにあたって呼吸量は ICRP の値を用いて $2 \times 10^7 \text{ cc/day}$ とした。炉室から 30 m の地点における各器官の一週間の被曝量を第 36 表に示す。第 36 表中、* を付した値は問題の核種を不溶性と考えた場合の、その器官に与える線量の許容線量に対する比率(%)であって、その他の値は溶解性

と考えた場合の値である。これは放出される核分裂生成物が溶解性であるか不溶性であるかは未知な点が多いので、安全側に計算するためである。被曝線量の計算方法は原子力委安全基準部会第一小委員会の中間報告 (34.12.21) にもとづいておこなった。

第 83 図にいろいろの距離における被曝量を許容線量に対する比率(%)として示した。これからわかるように、最大の被曝を受ける甲状腺でも原研敷地外では許容量の 8% 以下である。原研敷地内の炉室から 100 m の地点でさえ一般人の許容量の約 60% である。したがって、ほとんど起り得ないこのような事故に対しても、その影響は十分許容量以下であり、一般公衆への影響はないといえることができる。



第 83 図 考える最大の事故における一般公衆への影響

参 考 文 献

- 1) T. ROCKWELL III: "Reactor Shielding Design Manual" D. Van Nostrand Co.
- 2) W. M. MCADAMS: "Heat Transmission" (1954).
- 3) ORNL CF-58-2-11 "Preliminary Report on the Results of the ORR Hydraulic Tests".
- 4) R. L. DOAN: "Status Report on the Engineering Test Reactor" Paper No. 57-AIF-2 (Oct. 1957).
- 5) C. F. BONILLA: "Nuclear Engineering" (1957).
- 6) 日本原子力研究所 JRR-3 委員会資料 "カナダ出張報告書" (Apr. 1958).
- 7) USAEC: "Research Reactors", McGraw-Hill (1955).
- 8) Meteorological Office, Air Ministry: "The Estimation of the Distribution of Concentration Downwind of a Source of Airborne Material", G. 11437 (1958).
- 9) 日本原子力発電株式会社: 原子炉設置許可申請書, 添付書類3および6.
- 10) ICRU (1956) Handbook 62, p. 16.
- 11) W. H. ZINN: "Geneva Conference Vol. 2."
- 12) F. SCHROEDER: *Nuclear Sci. and Eng.*, **2** (1957).
- 13) M. W. ROTHENTHAL: *Nuclear Sci. and Eng.*, **2**, 640 (1957).
- 14) WASH-740 "Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants".
- 15) USAEC, US Dept. of Commerce Weather Bureau: "Meteorology and Atomic Energy" (Jul. 1955).
- 16) MIT-5007 "Final Hazard Summary Report to the Advisory Committee on Reactor Safe Guards on a Research Reactor for the Massachusetts Institute of Technology" (Jan. 1956).
- 17) NAA-SR-197 "Chemical Reaction between Water and Rapidly Heated Metals" (1952).
- 18) IDO-16141 "A Proposal for Aluminum—Water Reaction Experiments in the MTR" (1953).
- 19) AECD-3664 "A Study of the Reaction of Metals and Water (Interim Report)".