

保健物理安全管理部の活動

No. 9

(1966 年度)

1967 年 8 月

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

保健物理安全管理部の活動 (1966 年度)

ま え が き

本年度には、大洗地区に JMTR, RI 利用開発棟など新施設建設が進んだが、東海地区では高速臨界実験装置の建設により大型施設建設は一段落したと考えられる。東海研究所では同時に既存の各施設の運転稼働は定常的に活発化してきた。放射線作業も各原子炉の稼働、保守に伴う高放射線下のものが増え、RI 製造工場の放射性ヨウ素の製造時のヨウ素、JRR-2, -3 の燃料交換時などのトリチウム、Pu 特研、再処理試験室における Pu 取扱による汚染の可能性が高くなってきた。また中レベル廃液は昨年度の倍以上の増加を示し、固体廃棄物および放射線作業衣の汚染処理数、さらに放射線管理のための種々の測定試料の数なども着実に増加の方向をたどっている。

これらの研究、業務の活発化に対して、職員などの外部被曝線量の統計は年間平均値で昨年度の約 $\frac{1}{2}$ に減少し、また年間における最高被曝線量も約 1,000 mrem 強とこれも昨年の約 $\frac{1}{2}$ となり、昨年度大きな問題となった手先の局部被曝も激減した。床汚染、空気汚染およびこれらに伴う内部被曝の件数も昨年度よりむしろ少なくなった。さらに一般安全の観点からは、労働災害の度数率、強度率がともに前年度の $\frac{1}{2}$ 、労働災害による職員の総休業日数は実に $\frac{1}{6}$ に減少し、全国産業平均をはるかに下回る成績をおさめた。

これらの結果は、安全管理体制の充実と、職員各員の安全に対する自覚の向上がみられたと同時に、昨年新組織として発足した当部の活動が軌道にのり、一般安全、放射線安全の両面で積極的、統一的な安全対策が行なわれたことを意味すると考えてよい。

このような当部の活動の内容の紹介をより明快にかつ実体に合わせるために、本年からは従来管理と研究開発

という二つの分類のもとで記述してきたのを、「管理」の一項目として取り上げられていた「管理技術」を大項目として独立させ、管理に密着した技術開発をまとめることとした。

「管理技術」という言葉はそれ自身未成熟ではあるが、われわれは、放射線安全の分野においては、academic な研究とならんで、上のような意味の「管理技術」の開発が重要であることを強調するとともに、「管理技術」の内容を確立していきたいと願うからである。

また今回は年報的な性格をはっきりさせるため、記述を簡単明瞭にする努力をしたので、従来の本誌よりも若干頁数が減っている。しかしこれは内容の充実と関係はないと信じる。

本年 10 月に当研究所が招待した米国 ORNL 保健物理部長モーガン博士は、保健物理部は Administration という床の上に立つ Education and Training, Applied Health Physics (放射線管理) および Research という三本の脚をもつ椅子であるという比喻をひき、これら 4 つの要素の正しい認識と健全な発展の重要性を強調された。思うに過去約 10 年のわれわれの経験は、始めの 3 要素についてはほぼ目的を達し、これからはその反省と整理の時期に入ると考えてよい。管理技術をふくめて Research の面については従来も限られた枠の中でかなりの成果を上げえたと思うが、決して十分であったとは言えない。保健物理が単なる研究サービスではなく管理技術をふくめた基礎的研究の上に立って始めて十分な力を発揮するものであることを改めて認識し、今後はますます適確な管理を充実すると同時に、研究面に極力努力し、わが国の原子力産業の健全な発展に資することを願うものである。(坂岸)

Activities in the Division of Health Physics and Safety

(April 1, 1966~March 31, 1967)

Preface

During this fiscal year, the construction of facilities was carried out mainly in the Oarai Area, where radioisotopes facility was almost completed and the JMTR is expected to be in operation at the end of the next year.

Conversely, in Tokai Area it seems that the installation of new big facilities was almost finished with the construction of the FCA. At the same time, the installed reactors and other facilities were going more and more into their steady operations. Radiation work was performed under higher radiation level, accompanied with the repair and modification of the reactors. The increased possibilities of contamination and internal exposure should also be taken into account more carefully in the production of radioiodine, in the operation of fuel exchange of the heavy water moderated reactors (JRR-2 and JRR-3) and handling of plutonium in the special laboratory and plant. The amount of liquid waste in middle grade and solid waste were doubled in this year, as well as the number of decontaminated protective suits and various samples submitted for measurements.

Under these circumstances, annual statistics of personnel exposure for external radiation gave the results that the average exposure and the maximum integrated exposure during the year were both about one half of those in the preceding year, and exposure in the finger tips was negligible, which was anticipated as one of the main problems in the protection from radiation exposure. Contamination of floor and air also, and consequently the abnormal internal exposures decreased. In addition, from the view of general safety, the frequency of injury and damage of personnel and the total rest time to the injured personnels counted one half and one fifth respectively, compared to those of the last year.

These results, we hope, indicated that, besides of the improvement of safety organization and enhanced understanding on the safety, by each personnel positive countermeasures prepared by the Division were adequate and worked successfully to the circumstances.

In order to describe and inform the activities of the Division more clearly, we tried, this time, to take up "Radiation Safety Technique" in the classification of the same grade of "Operational Radiation Protection" and "Research and Development".

The term "Radiation Safety Technique" is quite immature. It implies the technique closely connected to the operational radiation protection. In this way, we hope to emphasize the important role of "Radiation Safety Technique" in the safety business, side by side of basic research and development. And at the same time, we intended to culture and establish the content of this concept.

The report was tried to be described more briefly and clearly than ever, and this resulted in considerable decrease of pages of the book. We believe, nevertheless, the quality of the content was improved.

As Dr. K. Z. MORGAN, the director of Health Physics Division of ORNL, illustrated, health physics can not develop successfully along with the progress of nuclear industries, without achievement of four essential elements: Administration, Education and Training, Applied Health Physics and Research.

From our 10 years' experience of health physics, we might say that the first 3 elements have

more or less been established in our institution. From now on, we have to go on their improvement.

But the research activities have not been satisfactory, in spite that there were performed some outstanding works by our people during the past.

We expect, therefore, to encourage the research activities for the sound progress of nuclear industries in our country and for the contribution to radiation safety in the world, on the true recognition of the important role of research and development including "Radiation Safety Technique".

May 1967

S. SAKAGISHI, Chief
Division of Health Physics and Safety

目 次

1. 管 理

1.1 管理体制	1
1.1.1 概 要	1
1.1.2 管理の組織	1
1.1.3 大洗地区の安全管理計画	3
(1) 管理体制	3
(2) 長期整備計画	4
(3) 居室, 実験室計画	4
(4) 環境調査	4
(5) JMTR, RI 利用開発棟の管理	4
1.1.4 所内委員会および部内委員会	5
(1) 安全委員会	5
(2) 使用施設等運転委員会	5
(3) 安全対策委員会	6
(4) PNS 焼損事故処理委員会	6
(5) 放射線安全基準委員会	6
(6) プルトニウムによる身体汚染に対 する措置の検討委員会	7
(7) 障害解析委員会	7
1.2 安全管理	8
1.2.1 概 要	1
1.2.1 安全体制	9
(1) 安全管理基準	9
(2) 安全審査	9
(3) 安全啓蒙	9
(4) 安全パトロール	9
(5) 許認可等申請状況	9
(6) 事故統計	9
(7) 安全当直制度の改訂	10
1.2.3 教育訓練	10
1.2.4 防護活動	11
(1) 防護活動-PNS 焼損事故	11
(2) 防護活動訓練	11
(3) 防護器材の整備	13
1.3 原子炉および研究室などの管理	14
1.3.1 概 要	14
(1) 放射線作業に伴うモニタリング	14
(2) 管理技術の改良, 開発	14
(3) モニタリング方式の検討	15
(4) 管理資料の調査	15
(5) 被曝および汚染	15
(6) その他	16
1.3.2 管理区域	16
1.3.3 管理データ	17
(1) 管理区域内の放射線レベル	17

(2) 原子炉建屋および実験室内の放射 性塵埃, ガスによる空気汚染	20
(3) 管理区域内の床汚染	20
(4) 原子炉建屋などの排放射放射性塵埃 およびガス	21
(5) 原子炉建屋などの排水中の放射性 物質	22
1.3.4 ホットラボおよびホットケーブルなど の放射線管理	23
(1) JRR-2 の使用済燃料切断および送 還時における放射線管理	23
(2) ホットラボ・ケーブル除染時の放射 線管理	23
(3) RI 製造棟における放射性ヨウ素の モニタリング	24
1.3.5 研究炉および動力炉などの放射線管 理	25
(1) JRR-2 燃料用下段プラグの修復作 業に伴う放射線管理	25
(2) JRR-2 重水ダンプ時の線量率測定	26
(3) JRR-2, 6 年間の運転に伴う作 業グループ別の外部被曝線量の推移	28
(4) JRR-3 重水循環系作業に対する放 射線管理	29
(5) JRR-4 プール水における廃水の放 射線管理	30
(6) JRR-4 の修復作業に伴う放射線 管理	31
(7) JPDR 1966年度定期検査における 放射線管理	32
(8) JPDR で発生した広範囲放射性空 気汚染	33
(9) JPDR 炉心構成材の放射線レベル 測定	34
(10) FCA の放射線管理	36
(11) TCA 炉心周辺放射線レベルのフ ィルムドジメータによる測定	38
(12) 研究用重水炉から排出するトリチ ウム	39
1.4 個人被曝線量の管理	42
1.4.1 概 要	42
1.4.2 外部被曝線量の管理	43
(1) フィルムバッジによる管理	43
(2) ポケットチェンバーによる管理	43
1.4.3 内部被曝線量の管理	47

(1) 排泄物検査	47
(2) 全身計測	49
(3) 内部被曝例	49
1.5 環境放射能の管理	52
1.5.1 概要	52
1.5.2 固定モニタリング施設	52
(1) モニタリング・ステーション	52
(2) モニタリング・ポストによる放射線監視	53
1.5.3 野外γ線サーベイ	53
(1) γ線照射率の測定	53
(2) 積算線量測定	53
1.5.4 環境試料中の放射能測定	53
(1) 環境試料の全βγ放射能測定	53
(2) 海水中の ¹³⁷ Csの測定	54
(3) 排水溝廃液の全βγ放射能測定と排水連続サンプリング	54
(4) 土壌中の ⁹⁰ Sr, ¹³⁷ Cs濃度	55
(5) 大気中の長寿命核種の濃度	56
1.5.5 気象観測	56
(1) 観測	56
(2) データ整理	56
(3) 野外ステーション	56
1.5.6 海洋観測および観測船の管理	56
(1) 東海沖の海況	56
(2) 海流調査	57
(3) 観測船の管理	58
1.5.7 大洗地区の環境調査	58
(1) 気象観測	58
(2) 大洗沖海流調査	58
(3) 地下水放射能調査	58
(4) 大洗研究所沿岸の海水と海底土の放射能測定	58
(5) 大洗地区周辺のバックグラウンド放射能の測定	60
1.6 モニタ類の管理ならびに放射線計測	61
1.6.1 概要	61
1.6.2 放射線モニタおよびサーベイメータの管理	61
(1) 定期点検	62
(2) 故障状況	62
(3) 稼動状況	63
(4) サーベイメータの校正と修理	64
1.6.3 計数室の利用状況	65
1.7 放射性廃棄物の処理および汚染の除去	66
1.7.1 概要	66
1.7.2 廃棄物処理の管理	66
(1) 廃棄物の集荷状況	67
(2) 処理状況	67
(3) 処理施設の建設	69

1.7.3 汚染除去の管理	69
(1) 機器除染	69
(2) 衣料除染	69
(3) 皮膚除染	71
(4) 施設除染	71

2. 管理技術

2.1 安全管理	73
2.1.1 概要	73
2.1.2 放射能火災の事故例調査にもとづく防護対策上の問題点	73
(1) 硝酸による自然発火および爆発の予防策	73
(2) ウランおよびPu金属の自然発火防止策	74
(3) 放射能火災の防護対策上必要な問題点	74
2.2 施設内管理	75
2.2.1 概要	75
2.2.2 保安規程のための廃棄基準の決め方について	75
(1) 排気口における排気中の放射性物質の濃度	75
(2) 警報の設定	76
(3) 残された問題点	77
2.2.3 ホットラボ・ケープ中での放射性ヨウ素取扱量の試算	77
2.2.4 JPDR 排出放射性ガスの解析	78
2.2.5 放射線作業時の外部および内部被曝の推定値と実測値との関連	79
(1) 外部被曝	79
(2) 内部被曝	80
2.2.6 JRR-3 気送管操作時の被曝線量の推定	80
2.2.7 温度測定用燃料棒実験時の被曝線量評価	81
2.2.8 JRR-2 使用済燃料貯溜池水のFPによる汚染	82
2.2.9 JRR-2 炉室内の気流調査	83
2.2.10 JPDR における気流調査およびスタック排風率の測定	84
(1) 気流調査	84
(2) スタックからの排風率	85
2.2.11 JPDR 原子炉格納容器内空気調和機フィルタに付着した放射能およびフ	

フィルタ交換作業時に予想される空気汚染	86	(1) 構 成	116
2.2.12 化学実験室における FP の取扱いについて	87	(2) 検 出 部	116
(1) 第1研究棟における FP 試料取扱い中の被曝解析	87	(3) 測 定 部	116
(2) 第3研究棟における FP 実験中の短半減期ヨウ素同位体の測定と解析	88	(4) 送 り 機 構	116
2.3 管 理 計 測	90	2.6.6 各種除染装置	116
2.3.1 概 要	90	(1) 白金板研磨除染装置	116
2.3.2 蛍光ガラス線量計とフィルムバッジによる個人被曝線量測定結果の相関関係	90	(2) 移動用ベンチレーション試作	117
2.3.3 直交展開法を利用した中性子線量等量率測定法の放射線管理への適用と測定結果	91	3. 研 究 開 発	
2.3.4 再処理特研のガスモニタ (2)	92	3.1 放射線計測	119
(1) ^{85}Kr による検出感度の実測	92	3.1.1 概 要	119
(2) サンプラーの容積と検出感度	92	3.1.2 α 試料の放射能測定	119
2.3.5 再処理特研エリヤモニタの特性試験	93	(1) グリッド付電離箱	120
2.3.6 ヨウ素モニタの試作	94	(2) 半導体検出器	120
2.3.7 10 cm ϕ × 10 cm 井戸型 NaI(Tl) の計数効率	96	3.1.3 10~50 KeV 電子線による固体からの二次電子線エネルギースペクトル測定	122
2.3.8 パルス整形回路の試作	97	(1) 直流法による測定	122
2.3.9 中性子散乱測定	98	(2) 交流法による測定	122
2.3.10 ダストモニタ用排気ポンプの改良	99	3.1.4 肺中プルトニウムモニタ	124
2.4 体内放射能	100	3.1.5 携帯型中性子レムカウンタ	126
2.4.1 概 要	100	3.1.6 身体表面の中性子反射	126
2.4.2 ^{131}I の甲状腺測定法の検討	100	3.1.7 窒息防止型 GM サーベイメータの増幅器の改良および特性	127
2.5 環境放射能	102	3.1.8 スペクトル線量演算子	128
2.5.1 概 要	102	(1) 原 理	128
2.5.2 環境の γ 線サーベイ方法の検討	102	(2) スペクトル線量変換演算の自動化	129
2.5.3 モニタリング・ポストによる空間 γ 線照射量率の観測	103	(3) 電子計算機による $G(E)$ 関数の決定法	130
2.5.4 γ 線スペクトル分析のための計算図	105	3.1.9 ポリマーフィルムのトリチウム (DTO) 透過	131
2.5.5 ^{125}Sb の影響による ^{137}Cs の過大評価	107	3.1.10 浮遊性ヨウ素サンプラーの特性 (II)	133
2.5.6 無線電界強度測定	107	3.1.11 ホットラボ・ケープ中の塵埃粒子径の測定	134
2.5.7 5" ϕ × 4" NaI(Tl) の検出効率	109	3.1.12 プルトニウム用塵埃モニタの試作 (III)	136
2.5.8 土壌中の ^{137}Cs の酸抽出率	109	3.2 内 部 被 曝	137
2.5.9 固体リンモリブデン酸アンモニウムによる Cs の共沈率	110	3.2.1 概 要	137
2.6 放射性汚染処理	112	3.3 環境放射能	138
2.6.1 概 要	112	3.3.1 概 要	139
2.6.2 インパイルループ廃棄施設の建設	112	3.3.2 大気拡散実験法の検討—空気中の Mn 濃度変化の測定	139
2.6.3 中レベル廃液蒸発処理性能試験	113	3.3.3 γ フィールドの照射量率分布とエネルギー分布の測定	140
2.6.4 大型焼却炉の改造	114	3.3.4 静穏時における ^{41}Ar 雲からの被曝	142
(1) 電気集塵器の改造	114	3.3.5 沿岸附近の海洋拡散	143
(2) ドレンタンクの改造	115	3.3.6 海洋生物中の亜鉛の存在量と行動	143
2.6.5 衣料モニタの試作	116		

(1) 濃縮係数の推定.....	143	4. 附 録	
(2) 飼育実験による環境の変化.....	144	4.1 外部投稿論文.....	153
3.3.7 放出条件の環境被曝値におよぼす効 果.....	144	4.2 研究所刊行物.....	155
3.3.8 環境被曝評価法の検討.....	145	4.3 口頭発表.....	158
3.3.9 環境放射能の異常検出に必要なサー ベイ地点数.....	146	4.4 特許申請.....	162
3.4 放射性汚染処理.....	147	4.5 協同調査研究.....	162
3.4.1 概 要.....	147	4.6 受託調査研究.....	162
3.4.2 固体表面の RI 汚染とその除去の機 構.....	147	4.7 委員会活動.....	163
3.4.3 RI による皮膚汚染.....	148	4.8 所外講師招聘.....	165
(1) プルトニウムによる汚染.....	148	4.9 研究嘱託.....	166
(2) ウランによる汚染.....	149	4.10 教育訓練.....	166
3.4.4 イオン交換膜による廃液の処理.....	149	4.11 外国出張.....	166
3.4.5 大型焼却炉による除染装置の性能試 験.....	151		

Contents

Preface

1. Administration, Monitoring and Maintenance

1.1 Organization.....	1
1.2 Operational Safety	8
1.3 Reactor and Laboratory Monitoring	14
1.4 Personnel Monitoring.....	42
1.5 Environmental Monitoring	52
1.6 Maintenance of Monitors and Counting Instrument	61
1.7 Radioactive Waste Treatment and Decontamination	66

2. Radiation and Operational Safety Technique

2.1 Operational Safety	73
2.2 Control in Nuclear Facilities	75
2.3 Monitoring Instruments.....	90
2.4 Bioassay	100
2.5 Environmental Survey.....	102
2.6 Radioactive Waste Treatment and Decontamination.....	112

3. Research and Development

3.1 Nuclear Radiation Measurements	119
3.2 Internal Exposure.....	137
3.3 Environmental Radiation and Contamination	139
3.4 Radioactive Waste Treatment and Decontamination.....	147

4. Appendix

4.1 Papers.....	153
4.2 Internal Reports	155
4.3 Oral Papers	158
4.4 Patents	162
4.5 Coworks	162
4.6 Accepted Works	162
4.7 Activities of the Committees	163
4.8 Visiting Lecturer	165
4.9 Non-regular Research Member	166
4.10 Education and Training	166
4.11 Foreign Parts Trip	166

1 管 理

Administration, Monitoring and Maintenance

1.1 管 理 体 制

Organization

The division, reorganized in 1964, was altered in 1966. With this new organization, research and development were carried out in health physics and safety, provided useful results in the field.

A safety section was set up in Ōarai Research Establishment. The section will perform all duties excepting personnel monitoring, environmental radiation control and radioactive waste treatment, which are handled with Tokai Research Establishment.

1.1.1 概 要

一昨年の大幅の組織改正後は管理の体制も明確になり、その成果も現われてきているが、細かいところで手直しの必要もあり、若干の改正が行なわれた。

本年度最も顕著な変更は大洗敷地の整備に伴う保物安全関係の体制樹立である。人員確保の困難から、1966年度は組織化にいたらず、東海研究所保健物理安全管理部の出先という形で問題が処理されてきた。しかし大洗の建設の発展に伴ない、また大洗研究所の創設にしたがって、取りあえず安全管理課を大洗研究所管理部の中におくことになった。

にもかかわらず、人員の充足は十分に行なわれなかったことから、また、業務によっては、東海・大洗両研究

所に別々の機能をもつことの不経済性から、多くの業務について東海研究所保健物理安全管理部にその責任を課することになった。すなわち、大洗安全管理課の所掌するところは、東海保物安全部のうち、安全業務課、安全対策課、放射線管理課の範囲であって、東海研の環境放射能課、線量計測課、体内放射能課、放射性汚染処理課には、大洗地区におけるこれら業務の実施責任が課せられた。

しかし、大洗安全管理課の発展に伴なって、これら東海各課の分掌は漸次、大洗に移管される予定であって、この点は、今後の東海・大洗両保物の協力関係の基礎となる考え方である。

1.1.2 管 理 の 組 織

1965年2月の大改正に基づく新組織によって、保健物理安全管理部は1966年度の事業計画を実施してきたが、さらに若干の手直しを行なって、効率的な管理体制の整備を図った。すなわち、安全業務課と安全対策課との間で分掌が明確でなかった安全当直事務と諸官庁届出業務の交換を行ない、安全管理に関する実際業務はすべて安全対策課があたることになった。

また、大洗研究所の設置に伴う安全管理課の組織化について準備を行なった。その際、大洗研究所において東海研究所保健物理安全管理部と大洗研究所安全管理課とが、相互に補充すべき業務の関係を明確にした。すなわち、安全対策、放射線管理に関する業務は安全管理課が実施するが、環境放射能、体内放射能、線量計測、放射性汚染処理課の分掌する業務は、大洗にその機能が整備されるまで、当分、東海研究所保健物理安全管理部において担当することとした。

1967年3月31日現在の組織図はTABLE 1-1のとおりである。その内容を述べれば、次のとおりである。

安全業務課は保健物理安全管理部の庶務的事項のほか、安全関係規則の整備調整を行なう。

安全対策課は一般安全管理を中心として建設設備機器の安全審査、安全対策立案、事故解析のほか、災害対策、放射性汚染区域の除染指導、防護具の開発、安全訓練など、

放射線管理課は、放射線取扱施設の放射線管理とこれに付随する管理技術の開発、

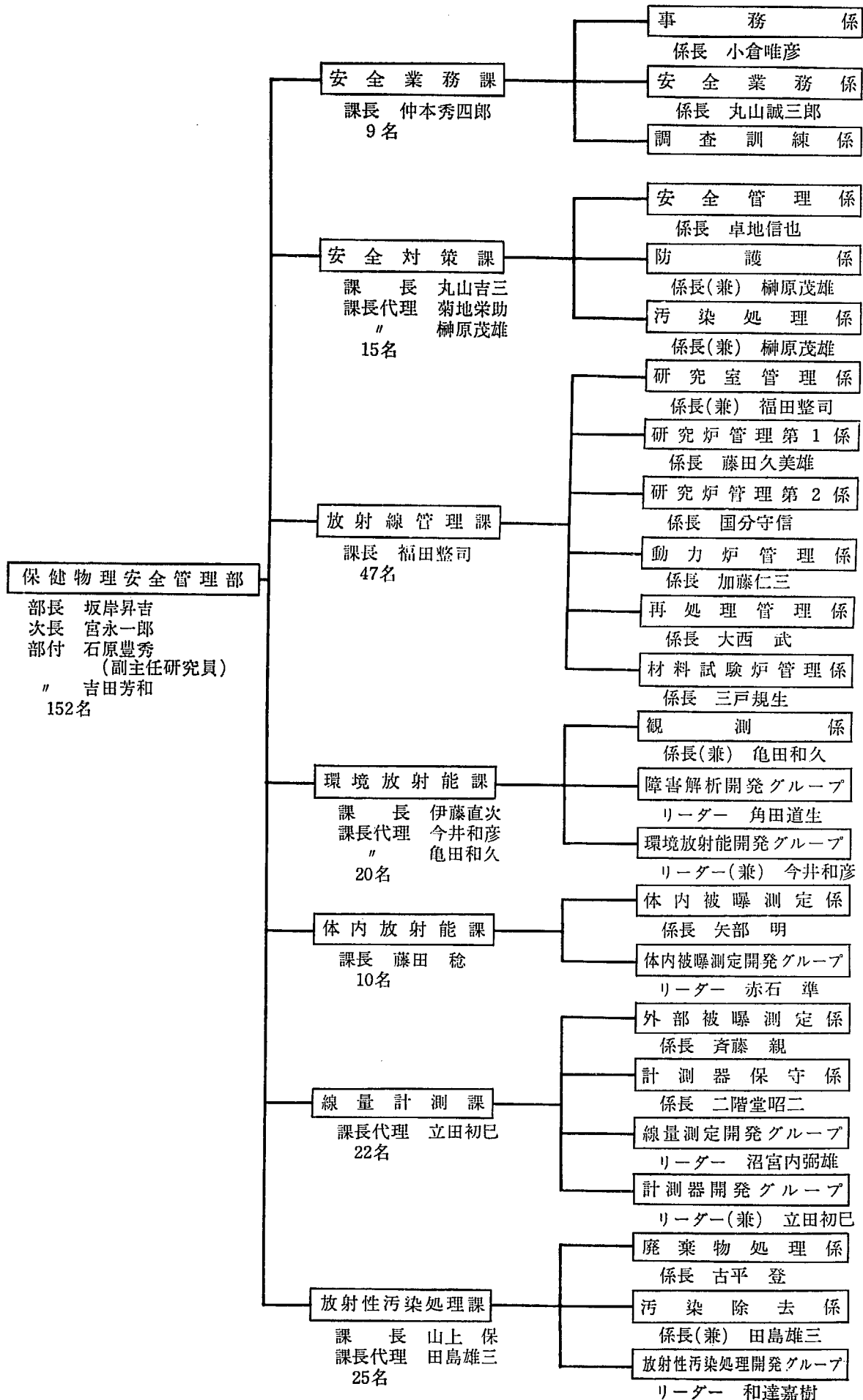
環境放射能課は、環境放射能モニタリング、気象海洋観測、環境試料分析、大気海洋拡散実験、障害解析など、

体内放射能課は、糞尿、ヒューマンカウンタによる体内放射能の測定とそれに必要な測定技術の開発、

線量計測課は、フィルムバッジなどによる外部被曝線

TABLE 1-1 保健物理安全管理部組織図

(1967年4月31日現在)



量の測定管理、放射線モニタ類の保守校正、放射線計測機器の開発、線量測定技術に関する研究など、

放射性汚染処理課は、放射性物質取扱施設からの廃棄

物処理、汚染機器および衣料の除染、皮膚除染剤の調製配布ならびにそれらに関する開発研究などである。

(仲本)

1.1.3 大洗地区の安全管理計画

大洗地区における原子力施設の将来計画については、未決定の要素が多いが、中核となるものとしては、材料試験炉とその関連施設、RI 利用開発施設および高速増殖炉とその関連施設などが考えられるにいたった。

本年度は、これら原子力施設の建設に伴ない安全を確保するために必要とする整備計画を総合的、長期的見地のもとに立案した。

(1) 管理体制

放射線管理の原則は、一般安全管理と基本的には変わらないが放射線障害の特殊性、放射線測定の困難さなどのため一般安全管理とは区別して立案するのが現時点では適当と考え、次に述べる職責を完遂できる体制を整備することを目標とした。

(a) 放射線管理

(i) 放射線作業を行なう各部課室に対して：安全に放射線作業のできる条件を整える援助をし、放射線作業者に放射線障害の性質と制御について適切な知識を与え、また作業に内在する危険性や疑問点に対し検討に応ずる。

(ii) 公衆に対して：周辺住民の安全を確保し、周辺住民自身が安全を確認するために必要な情報を提供する。

(iii) 法律に対して：施設の稼働が法規にしたがっていることを確認し、施設の不注意による損害賠償や、まちがった損害賠償の請求から施設を守る。また中央および地域の放射線防護を担当する諸機関と協力する。

(iv) 経済性に対して：放射線管理をできるだけ少ない費用で、かつ施設の稼働上の妨害を最少にして実施する。

(b) 一般安全管理

基本的には放射線管理について述べたことと異なるところはない。放射線管理との一体化、関連各部門との連携、協力を計る。当面は、各種設備の設置、危険材料の保管などについて法規に反することのないよう指導管理し、安全パトロールを中心に安全意識の高揚とその水準維持につとめる。

大洗地区の安全管理業務は、東海地区と密接な連絡協力のもとに推進するばかりでなく全体として効果的に運営できるよう計画した。すなわち距離的制約があっても、なお一括して実施した方が効率のよい業務について

TABLE 1-2 Schedule of radiation control in OARAI area

年 度		4 1	4 2	4 3	4 4	4 5
施設 作業 予定	J M T R	設計製作	据付 各部機能テスト 総合テスト	出力上昇 試験	定常運転	
		解体	大洗移設 運 転			
			OWL-0	炉 外	試 用	
			OWL-1	OWL-2	炉 外	試 用
		設 計		建 設	ホ ッ ト	作 業
	α γ ケーブ					
放 管 業 務 予 定	RI 利用開発棟	建 設	ホ ッ ト	作 業		
	障害解析 その他	JMTRC安全審査	ループ等安全審査			
		保安規定、管理マニュアル等作成				
	建家設備の放管的 調査検討	事故調査、障害解析(建家内)				
		設計工事中の調査検討(JMTR, ホットラボ, αγケーブ, RI棟etc)				
	モニタ 類の 整備	完成後の調査 (RI棟)	(JMTR)	(ホットラボ)		
		JMTRモニタ設計製作 工場テスト	性能テスト	運 転		
	ホットラボモニタ		設置計画	実 施	運 転	
	その他測定器等 の整備					
	現場放射線管理	R I 棟 工事用X線			J M T R ホ ッ ト ラ ボ	

は、極力まとめて実施する方針を決めた。

(2) 長期整備計画

安全管理の対象となる原子力施設は前述のごとくであり、管理の対象となる人員を 400 名と想定したとき現在計画をたてられる範囲で長期整備予算計画を総括すると次のようになる。

	安全管理	廃棄物処理 汚染除去	計
	千円	千円	千円
建設関係	150,000	300,000	450,000
機材関係	400,000	250,000	650,000
計	550,000	550,000	1,100,000

(3) 居室、実験室計画

安全管理業務を円滑に推進するため安全管理棟と、放射線管理区域を有する各建屋に放射線管理室の建設がぜひ必要である。

(4) 環境調査

環境調査については、現時点で考えられている諸施設の稼働に必要なものを気象、海洋は 5 カ年、バックグラウンド放射能は 3 カ年で終了するよう計画、実施している。バックグラウンド放射能調査は材料試験炉が臨界に達するまでに終了させる予定でいる。(石原)

(5) JMTR, RI 利用開発棟の管理

TABLE 1-2 に施設内の放射線管理に関する業務予定を、施設側の作業予定と対照させて示した。このほか、具体的に予定の定まっていないものについては、ここに示さなかったが、特に FBR のようなものは、かなり早い時期にその計画に参加する必要がある。

RI 利用開発棟の放射線管理は JMTR の場合に準じておこなうので、ここでは JMTR における管理について述べる。

(a) 放射線防護業務分担

放射線管理は大洗研究所安全管理課がおこなう。一方材料試験炉部は、作業の当事者として安全に対する第一義的な責任を持つ。その意味で、作業安全遂行に必要な防護器材の整備をおこなうほか放射線防護業務の一部を担当する。

(b) 管理区域

JMTR の管理区域を TABLE 1-3 のように区分する。

(i) 第一種管理区域

非汚染区域の出入口では除染設備、ハンド・フット・クローズモニタを設置し、必ず汚染検査して退出するようにするが、入退出時、Hot の衣服、履物などの着替はここではおこなわない。汚染区域出入口では除染設備、除染検査用測定器を常備し、汚染検査して退出する。ここで Hot 用衣服履物の着脱をおこなう。高汚染区域、高線量率区域では通常立入禁止とし、特定の手續を経て

TABLE 1-3 Radiation controlled area in JMTR

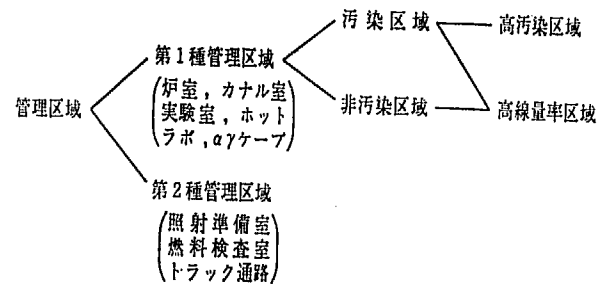


TABLE 1-4 Clothes for radiation control

	汚染作業衣	A	B	C
	汚染区域			
1階	プール廻り CF室		refuelling 実験 装置の挿入取出し、 corecomp-ment の組替	
地下1階	◎ループキュービクル ○精製系機器室 ◎グローブボックス	ループの水、ガス のサンプリング	点検、調整等 フィルタ洗滌、 交換	調整、修理、 改造 左に同じ
地下2階	ダクトスペース		ループの解体、 組替等	左に同じ
地下4階	◎ループキュービクル ○一次冷却系機器室 ◎炉下室 ◎グローブボックス	ループの水、ガス のサンプリング	点検、調整等 点検、調整等 点検(ループ 制御棒関係)	調整、修理、 改造等
機械室	ポンプ室 制御棒駆動装置室		maintenance maintenance	
実験室	排風機室 タンクヤード		フィルター交換	
	◎実験室 測定室 排風機室 タンクヤード	化学実験	フィルター交換	

[注] 1. 汚染作業衣

A 黄色実験衣、オーバーシューズ

B 白色コンビネーション (非汚染作業用) の上に黄色コンビネーション (汚染作業用) を着る。オーバーシューズをはく。

C ビニールアノラック、エアラインマスク等

2. ◎印 常時汚染区域となる場所

○印 常時、部分的に汚染区域となる。その他は炉停止期間中、あるいは特別な場合のみ汚染区域となる。

立入できるようにする。汚染区域は常時設定されている場所と、特定期間のみ設定される場合とがある。

ホットラボ、 $\alpha\gamma$ ケーブについてもこれに準じたい。

(ii) 汚染作業と作業衣

炉室、実験室における作業衣とおもな作業内容の関係を TABLE 1-4 に示す。放射線管理のために汚染区域をパトロールする程度の作業は汚染作業衣 A として、非汚染区域および非管理区域での作業には一般作業衣 (白色コンビネーション)、一般作業靴を使用する。

(iii) 現場放射線管理機器、防護機器などの整備

JMTR および RI 利用開発棟では放射線管理機器、防護機器などの機器を必要とするが*、JMTR 用について

* JAERI-memo 2495 (1966.11) 参照。

ては、1966 年度分は建設工事用 X 線および JMTRC の放射線管理を対象とした。JMTRC は 1966 年度末、大洗へ移設し、1967 年度はじめ運転開始が予定されている。1967 年度分は JMTR の運転に必要なものである。JMTR は 1967 年度末に臨界が予定されている。各数量については、大洗地区最初のものであるために故障修

理、あるいは校正のために東海へ送ること、さらに緊急時東海からのサービスが間に合わないことも考慮した。RI 利用開発棟については 1966 年度第 4 四半期より放射線作業が開始される予定であったが、1966 年度は予算がつかなかったため東海あるいは JMTR 用機器を一部流用した。(奥山)

1.1.4 所内委員会および部内委員会

(1) 安全委員会

本委員会は、年度内に 6 回開催され、主として次の事項が審議された。

委員 (順不同)

坂岸 (委員長、保健物理安全管理部長)、黒田 (技術部長)、柴田 (製造部長)、千葉 (管理部次長)、本島 (研究部次長)、八剣 (研究炉管理部次長)、村上 (大洗研事務課長)、神原 (工務第 2 課)、飯島 (環境放射能課)、中村 (製造課)、原 (JRR-2 管理課)、片野 (照射損傷研)、吉田 (器材課)、河口 (分析センター)、山林 (製造課)、鈴木 (JRR-3 管理課)、早川 (工作課)、大杉 (研究炉業務課)、事務局：安全業務課 (6 月まで)、安全対策課

(a) 委員会の運営方針

安全対策委員会の主要審議事項が安全委員会に移された。また、同一時期に安全委員会の事務局は安全業務課から安全対策課に移管された。

このような経緯から、安全委員会の運営方針について審議された結果、当面の重点目標として、(イ) 夜間休日等勤務時間外の安全体制の確立 (ロ) 部課室安全管理担当者の役割 (ハ) 安全手引の改訂整備について審議検討することとした。

(b) 安全手引の改訂整備

現行の安全手引は、1963 年 3 月に制定されたものであるが、安全担当組織の改正や安全管理規則に基づく安全管理体制の整備、施設稼働の進展状況などにより、現状では必ずしも満足しうるものではなくなってきた。これを改訂するため安全委員会に安全手引専門部会を設置して検討することとなった。

この専門部会は、年度内に 2 回開催され、実際に職員などが有効に利用できる安全手引を作成するためには、どのような内容、構成にしたらいかを主眼に総括的な検討を行なった。

(c) 安全当直制度の改善

1.2.2-(7)「安全当直制度の改訂」の項参照。

(d) 第 5 期防護隊

1.2.4-(1)「防護活動」の項参照。

(e) 安全会議、安全パトロールにおいて指摘された事項の検討

(イ) 安全作業帽の改善 (ロ) 高圧ガス容器取扱いの安全 (ハ) 配電線ヒューズの適正使用 (ニ) 機械装置回転部の保護カバー (ホ) ボンベ立ての移転防止 (ヘ)

ガスボンベのキャップ (ト) 綿巻線の倉庫貯蔵品の新設 (チ) 化学薬品取扱時の防護メガネ (リ) 夜間休日等勤務時間外の緊急連絡体制などについて審議検討し、関係各課において具体的に改善をはかった。(卓地)

(2) 使用施設等運転委員会

委員 (順不同)

坂岸 (委員長、保健物理安全管理部長)、宮永 (保健物理安全管理部次長)、福田 (放射線管理課長)、安福 (建設課長)、林 (設備課長)、伊勢 (工務第 2 課長)、田島 (放射性汚染処理課長代理)、石森 (放射化学研究室長)、佐々木 (ホットラボ管理室長)、青地 (再処理開発試験室長)、事務局：安全対策課

使用施設等運転委員会は、「原子炉等の安全審査に関する規程」により、原子炉等安全審査委員会および原子炉運転委員会とともに、1966 年 5 月 1 日に発足した。

この委員会が行なう安全審査は、放射性物質の取扱い量が、前記規程別表に示す量以上を取扱いまたは貯蔵する施設を対象としている。

これに基づき、1967 年 4 月末日までに実施した安全審査施設などは、TABLE 1-5 の通りである。(関(守))

TABLE 1-5 Objects referred to the Safety Inspection Committee of the facilities using radioisotopes during Mar. 1966~Apr. 1967

	項 目	審査回数	審査終了年月日
安全審査事項	プルトニウム研究棟関係グローブボックスの新設及び改造等に伴う安全性について	5	41. 9. 30
	ラジオアイソトープ製造棟 I-131 製造施設の安全性について	3	41. 12. 12
	ホットラボ建屋 $\alpha\gamma$ セル施設の安全性について	3	42. 1. 31
	原発東海燃料照射後、試験に伴う I-131 の量に関する安全審査	1	41. 12. 12
	ホットラボの保安規程の改正について	1	42. 4. 5
報告事項	JPDR 使用済燃料輸送用キャスクに関する安全性について	4	41. 12. 12
	JRR-2 使用済燃料対米送還用キャスクに関する安全性について	2	41. 7. 5
	JRR-2 使用済燃料第二次対米送還について	1	42. 1. 31
	フード及びドラフトの規格について	1	42. 4. 5

(3) 安全対策委員会

委員 (順不同)

牧野 (委員長, 前保健物理安全管理部長), 黒田 (JPDR 部長), 上田 (燃料開発部長), 村上 (研究炉管理部次長), 丸山 (安全対策課長), 中崎 (技術部長), 佐藤 (JRR-3 管理課), 三島 (放射化学研究室), 飯嶋 (環境放射能課), 中村 (製造課), 事務局: 安全対策課

安全対策委員会は, 本年度 3 回開催され, 主として次の事項について審議した。

(a) 安全対策委員会の廃止について

(b) 東海地区における夜間, 休日等勤務時間外の安全体制について

上記 (a) に関しては, 本誌 No. 8, p. 11 に述べてあるとおり, 安全委員会との関連において廃止についての意見をまとめ理事長に具申した。

(b) に関しては, 委員会廃止にともなって, 現在までの審議状況を当面の措置, 直勤務関係者の協力について, 将来の対策についての 3 点にまとめ意見具申の形で答申した。

1962 年 1 月 24 日に第 1 回の委員会をもって以来, 5 年間にわたり実に 61 回の開催をおこない, 非常事故対策の立案に大きな貢献を果してきた安全対策委員会は, 1966 年 9 月 5 日をもって廃止された。(柗原)

(4) PNS 焼損事故処理委員会

1966 年 9 月 8 日に発生した PNS 焼損事故 (1. 24 防護活動参照) に関し, その調査をするため非常事故措置規程第 47 条に基づき, PNS 焼損事故処理委員会が東海研究所長の諮問機関として設置された。

本委員会には, 専門的な事項を調査するため, さらに原因調査専門部会と防護活動専門部会の二つの部会が設置され, 事務局を安全対策課が担当した。

本委員会は 9 月 9 日第 1 回委員会を開催し, 3 回の委員会がもたれた。専門部会については, 前者は 6 回, 後者は 3 回の部会がもたれた。

(a) PNS 焼損事故処理委員会(委員長・佐藤副所長)

運営方針の審議検討, 各専門部会からの中間報告, 答申案作成審議および決定をおこない, 9 月 14 日事故に関する全般についてまとめ答申した。

(b) 原因調査専門部会(部会長・黒田技術部長)

事故現場の調査, 焼損装置解体調査, 解体調査結果の検討および原因検討をおこない, 事故原因をまとめた。

(c) 防護活動専門部会(部会長・坂岸保物安管部長)

関係者から事情を聴取し, 防護活動上の問題点を審議検討し, 事故当日の防護活動についてまとめた。(柗原)

(5) 放射線安全基準委員会

構成員: 宮永一郎 (委員長), 菊池栄助, 田島雄三, 立田初己, 福田整司, 藤田稔, 事務局 安全対策課

目的: 放射線作業が安全に行なわれるのに必要な放射線安全基準の考え方について, 保健物理安全管理部長の諮問に応じ審議, 検討し, また意見を具申する。

本年度は 5 回の会合がもたれ, 次のような審議結果を得た。

(a) Pu のフード内使用限度量

(i) 使用限度量 { 湿式操作……100 μCi 以下
乾式操作……1 μCi 以下

(ii) この限度量の適用条件

(イ) Pu 特研棟で 1 室 1 台設置の原研型フード

(ロ) フードごとに排気系に AEC フィルター設置

(ハ) 排気設備は 24 時間運転とする。ただし予備電源は無くとも良い

(ニ) 液, 固体の廃棄物は他の RI 廃棄物と区別

(ホ) Pu 使用の際は予め放管に連絡して承認を得ること

(b) トリチウムに関する検尿採取基準

内部被曝のおそれが, 作業場雰囲気中の ^3H のみによって生じたと考えられるときは

$$(^3\text{H} \text{ の濃度}) \times (\text{吸入時間}) \geq 1.2 \times 10^{-5} (\mu\text{Ci}/\text{ml}) (\text{h})$$

のときに尿中の放射能検査を行なう。

(c) 速中性子被曝線量の測定管理基準

(イ) 次の者については, 速中性子線用フィルムを 1 カ月ごとに交換・現像し, 線量評価 (飛跡計数) を行なう。

○ LINAC, VDG などの粒子加速器施設および FCA において放射線作業に従事する者。

○ 各種中性子源の取扱作業または運搬作業に従事する者。

(ロ) 次の者については, ①熱中性子線が検出された場合, ②高い γ 線被曝が検出された場合のほかは, 速中性子線用フィルムを 3 カ月ごとに交換, 現像を行ない保存するが, その都度線量評価は行なわない。

○ 原子炉, 臨界実験装置施設において放射線作業に従事する者。

○ 開発試験室その他の放射線管理課長が定める職場において放射線作業に従事する者。

(ハ) 前項 (イ) および (ロ) の基準にかかわらず, 特殊な放射線作業により速中性子線の被曝をしたことが考えられる場合は, その都度現像し線量評価を行なう。

(d) 定常作業における防護マスクの使用基準

汚染空気吸入による内部被曝量の週間割当値としては, 次式でおさえること, および, マスク着用時に吸入するおそれのある汚染空気の大部分はマスクと顔面の密着度不良によるものであることに意見が一致し, この基準にもとづいて暫定指針を作成することとなった。

$$\frac{(\text{内部被曝})}{(\text{週間割当値})} \leq \frac{1}{10} \frac{\text{決定臓器の年間最大許容量}}{50}$$

(角川)

(6) プルトニウムによる身体汚染に対する措置の検討委員会

構成員：藤田，福田，立田，田代，大西，村田，堀
(職員診療所長)，榊原(幹事)

目 的：プルトニウムを取扱う現場の職員が身体に汚染を生じたとき、適切な処置がとれるように、現場職員のとるべき応急処置と、それを援助できるような保健物理安全管理部、職員診療所などの体制を検討し、プルトニウムによる身体汚染時の措置についてのマニュアルを作成する。

本委員会は、2回の会合がもたれ、以下の事項が検討された。

- (a) Pu による身体表面汚染の除去法について
- (b) 除染剤、器具類の常備について
- (c) 傷口モニタについて
- (d) 汚染したときの連絡、通報系統について

なお、本委員会は上記の事項について継続検討中であるが、近く成案を得る予定である。(穴沢)

(7) 障害解析委員会

委員(8月まで) 坂岸(委員長)，野村，福田(整)，
吉田，三戸，伊藤，角田，飯嶋(幹事)

(9月以降) 伊藤(委員長)，加藤(仁)，三戸，
角田，飯嶋(幹事)

本年度は11回の会合がもたれ、以下の事項が審議検討された。

(a) JEARI-6011 の改訂

前年度に改訂点、構成案がほぼまとまったので、環境放射能課で作業を開始したが、その中間報告が毎回提出され、その検討を行なった。作業はほぼ完了し、3月現在、予備的原稿の作成に入っている。

(b) 障害解析業務遂行のための体制について

9月に入り委員長および委員の変更が行なわれたが、当委員会の3カ年の経過をかえりみて、上記の問題を検討する時点にあると判断しその検討を始めた。まず障害解析業務における問題点を整理するために、現在に至るまでの経過、施設側との交流情況、所内審査委員会活動の実情などを調査した。この結果(イ)解析業務に関する問題、(ロ)施設の安全性確保に関する問題、(ハ)所内安全審査に関する問題に分類された。これらの問題をできるかぎり解決できる体制を検討した。検討はほぼ終り、来年度初めに部長へ具申する予定である。(飯嶋)

1.2 安全管理

Operational Safety

Safety Control in 1966 was founded on the following policy:

1. Control should be done so that the public living in the neighbourhood of the institute may not suffer damage.
2. Prevention of personnel accidents.
3. Line's responsibility for safety should be emphasized and each personnel should be urged to have safety consciousness.

The following items were emphasized as the concrete performance of this policy.

1. Safety inspections of construction and reconstruction of plant, operational manual, etc.
2. (1) Standardization of safety control.
(2) Standardization of equipments, instruments, etc.
(3) Making out the manual of standard operation.
3. (1) Repretion of safety training.
(2) Editing and issue of "Safety News".
4. Emergency program in large-scale accidents was planned and trainings of emergency corps were done on the basis of the program.

The success of these concrete performance is inferred from decreases of labour accidents, average exposure dose and maximum exposure dose.

An emergency system was established, on the basis of the emergency action manual, in a fire accident in the pulse-neutron source room of the Fast Reactor Lab. (PNS) in September and the emergency corps and other correlated branches acted promptly and properly, and damages could be minimized.

1.2.1 概要

1966年度の安全管理は次のようなポリシーのもとに行なわれた。

1. 周辺地域の一般公衆には、いかなる場合にも被害を与えないようにする。
2. 職員などの人身事故を極力防止する。
3. 安全に関するラインの責任を強調し、職員一人一人の自覚をうながす。

このポリシーの具体的措置として、次のような事項に重点がおかれた。

1. プラントの建設・改造および運転要領などに関する安全審査。
2. 安全管理の基準化。装置・器具等の規格化。標準的作業のマニュアル化。
3. 安全教育訓練の充実と安全ニュースの編集発行。

4. 東海研の敷地の外に汚染が拡がった場合および敷地の外において汚染事故が起きた場合の緊急計画と防護活動訓練。

これらの具体的措置がおおむね功を奏したことは、1966年度の次のような事柄から推論できる。

1. 労働災害率が大幅に改善されている。すなわち度数率・強度率とも前年度の1/2に低下し、労働災害による職員の総休業日数は前年度の1/5に減少している。
2. 年間および3ヵ月間の最大許容被曝線量を超えた例が皆無であることはもちろん、職員の平均被曝線量および最大被曝線量とも、前年度にくらべ低下している。
3. 1966年9月高速炉特研パルス・ニュートロン・

ソース (PNS) 室焼損事故が起こり、PNS 室内に若干の RI があつたため、原研初の非常事故措置規程に基づく非常体制が設定されたが、防護隊をはじめ各部門の適切な防護活動によって、被害を最小限に抑えることができた。放射線事故には到らず、火傷などをうけた被害者も一名も出なかった。

以上のほか、1966 年度の安全管理について特記すべきことは、1966 年 7 月から、従来安全業務課が担当し

ていた安全管理業務が、すべて安全対策課に移管し、統一的に運用されることになったことである。1966 年 2 月、当時もっぱら放射線障害防止の見地から安全管理にあたっていた保健物理部が、一般の安全管理を担当していた事務部安全衛生課を統合して、現行の保健物理安全管理部となったが、その後約 2 年を経た 1966 年度において、この統合は現実にはその意義を見いだしたといえよう。(丸山)

1.2.2 安全体制

(1) 安全管理基準

「安全手引」の全面改訂および「部課室安全管理担当者手引」の作成にとりかかった。これらの手引は、全所的な手引であり、その内容も広範囲にわたり、技術的な面についても、検討を要する点が少なくないので安全委員会に安全手引専門部会を設けて検討を開始した。

安全管理の一環として、「吊り具の規格」を作成し、東海研究所長通達として東海大洗地区一般長に示達した。

引続き「フードの規格」「ボンベ立ての規格」を検討し、次年度早々制定する運びとなった。

また、自動警報装置のアラームが鳴った場合の安全当直者措置要領を作成したほか、安全パトロール、部安全会議などにおいて指摘された主要事項について安全委員会における審議をへて安全基準を整備した。(卓地)

(2) 安全審査

原子炉等安全審査規程に基づく使用施設等運転委員会において、RI 等使用施設の安全性の審査が行なわれ、安全対策課がその庶務を担当した。(1.1.4-(2) 使用施設等運転委員会の項参照。)

使用施設等運転委員会による安全審査のほか、設備、機器などの新設、改造、工作、購入、およびこれらの使用などに関し、安全対策課において安全性の検討を行なった、おもな施設、設備などは次のとおりである。

- (a) 大学開放研究棟施設 (建設小委員会)
- (b) F. C. A. 炉室の耐圧検査
- (c) JRR-4 炉室プール内の回転遮蔽体
- (d) Hot Lab のホットケープ天井蓋取りはずし工事
- (e) Hot Lab の化学ケープ内モノレール・ホイスト
- (f) JPDR 取水口 5t クレーン揚重作業
- (g) 中性子ダクト・ストリーミング実験装置
- (h) 廃棄物処理施設

クレーン、ボイラーおよび圧力容器等法令で規定するものについては、所轄労働基準監督署監督官による完成検査 (落成検査) のほか、定期的な性能検査が行なわれ、これに立ちあつた。年度内の安全審査総件数は 218 件である。

このほか労働環境調査の一環として、有害ガスなどの濃度検査、騒音測定を実施した。(卓地)

(3) 安全啓蒙

安全ニュース:

旧刊の安全ニュースは安全業務課の担当で 2 ヶ月に一回発行され、本年度中に 3 回発行された。1966 年 9 月安全業務課から安全啓蒙の業務が安全対策課に移行されたが、その後は頁数を 1/3 程度 (8) 頁につめて毎月発行し、職員全部に配布することにした。1966 年 9 月から 1967 年 3 月までの新刊安全ニュースは下記の通りである。

定期刊行 1966 年 9 月～1967 年 3 月 (No.1～No.7)

臨時号 9 月、10 月計 2 回 (PNS 焼損事故関係)
(小林)

(4) 安全パトロール

全所的な一斉安全パトロールは、安全週間および年末に行なわれた。

安全対策課パトロールは、四半期に 1 回行なわれ、放射線管理課、現場の安全管理担当者、または必要に応じ関係各課員の参加協力を得て実施した。

部課室安全パトロールは、その所管するところの安全を確保するため、各部課室において毎月 1 回、または 3 ヶ月に 1 回程度随時行なわれた。(卓地)

(5) 許認可等申請状況

本年度に実施した監督官公庁に対する許認可等申請は、総数 159 件におよんだ。おもなものとしては、大洗研 MTR 炉室の天井旋回 30t クレーン、MTR 機械室のボイラー 4 缶および化工特研の第 1 種圧力容器 (高圧沸騰実験装置) が設置され、落成検査に合格した。その他許認可申請状況を TABLE 1-6 に示す。(卓地)

(6) 事故統計

1966 年 9 月 8 日に PNS 焼損事故が発生し、初めて非常事故措置規程に基づく非常体制が設定され防護隊が出動した。幸い放射線事故にいたらず、放射性汚染および放射線被曝はまったくなかった。(1.1.4-(3) 「PNS 焼損事故処理委員会」の項参照。)

このほかは、特記すべきものはなかった。その状況を TABLE 1-7 に示す。

TABLE 1-6 Table of applications to the government for various permissions and approvals

許認可等申請状況		
Item (項目)	Number of application (件数)	Note (備考)
高圧ガス製造, 設備関係	9	
火薬類関係	1	
クレーン関係	40	大洗 MTR 30 t を含む
ボイラー関係	27	大洗 MTR, RI 棟 5 缶を含む
第 1 種圧力容器関係	38	高圧沸騰実験装置を含む
第 2 種圧力容器関係	18	
原子炉の処理施設関係	21	
その他	4	

TABLE 1-7 Number of accidents (except personnel incidents in JAERI (Apr. 1966~Mar. 1967)

No. of cases	14	5	4	11	0	2	5	0	39
Case	Over-flow	Fire and blaze	Traffic	Electrical	Machinery	Gas	Water	Other	Total

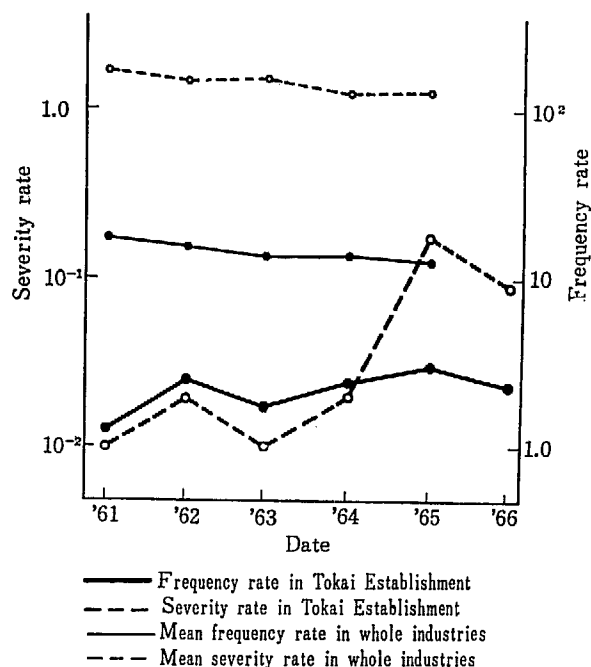


Fig. 1-1 Statistic of labour accident

労働災害については、1966 年 6 月 29 日に研究 3 棟地階にある廃液タンクを警備員が警備巡回中、頭部を打

傷したことがあげられるが、そのほかは軽微なものが大多数である。災害率は昨年度に比較して度数率、強度率とも 2 分の 1 以下に減少し、休業延日数は 5 分の 1 程度に低減した。ちなみに過去 6 ヶ年間の年度別の災害率を Fig. 1-1 に示す。

また、問題となるような放射性汚染事故、放射線被曝事故はなかった。(卓地)

(7) 安全当直制度の改訂

東海研究所では、夜間、休日等勤務時間外の事故措置を目的とした安全当直制度をもうけ、現在まで安全体制の整備をはかってきた。

安全対策委員会 (1966 年 9 月 5 日廃止) で、前記勤務時間外の安全体制が審議されたとき、安全当直者の事故措置に関する権限と責任が不明確であることが指摘された。この点を明確にすること、および安全当直者の指定範囲を変更して、この制度の一層の充実をはかるため、現行規則の改訂をおこなった。

そのおもな改訂点は次のようなものである。

(a) 主当直の権限と責任について

(イ) 勤務時間外において、条件つきで与されていた非常体制・警戒体制の設定権を条件なしとした。

(ロ) 防護活動本部長または副本部長もしくは防護活動本部長である課室長が到着するまでの間は、防護活動本部長の職務を代行する権限を有する。

(ハ) 非常事故以外の事故にさいし、関係部課室の責任者（実際に処理できる者）が到着するまでの間は、事故措置に関し職員を指揮する権限を有する。

(b) 指定範囲について

(イ) 主当直者については、東海研究所に所属する部長を除く課室長以上の職員をもってあてる。

(ロ) 副当直者については、保健物理安全管理に関する業務経験 2 年以上の者のうち、部長が適当と認めるものをもってあてる。

(c) 割り当てられた日に勤務できないとき

原則として部長がその部内の指定者のなかから代理の当直者を選任する。

以上をおもな改訂点として、新東海地区安全当直規則を作成し、1966 年 4 月 1 日より実施することにした。

なお、主・副安全当直者には、2 回に分けてそれぞれ 6 時間の教育訓練を実施した。(榊原)

1.2.3 教 育 訓 練

1966 年 5 月から安全教育訓練の担当は安全業務課から安全対策課に移され、TABLE 1-8 に示すような所内訓練が実施された。また所外で開催された訓練への参加状

況は TABLE 1-9 に示すとおりである。

防護活動訓練関係は、1.2.4 (1) を参照されたい。

(井上)

TABLE 1-8 Safety training courses held by JAERI

題 名	講 師	受 講 者	開 催 期 間
安全管理に関する講習会 1. 安全管理における人的課題 2. 安全管理の基本的問題 3. 原子力施設の安全について 緊急計画と初動体制 放射線障害について	谷村富男氏 (日本建鉄KK安全厚生課長) 炭谷不二男氏 (三菱石油KK設備検査役) 武安義光氏 (原子力局次長) 本田行世氏 (本郷消防署長) 吉沢康雄氏 (東大医学部助教授)	安全関係委員会委員 部安全管理 (担当者) 安全当直者 全所員	2. 15 3. 10~3. 11 3. 16
放射線作業従事者訓練 (第8回) 放射線作業従事者訓練 (第9回)		中途採用職員 中途採用職員	11. 14~11. 17 2. 27~3. 2
高圧ガス安全取扱講習会 クレーン運転士実技講習会 玉掛技能クレーン指名講習会	島本泉郎 (日本酸素KK)	高圧ガス使用課室員 クレーン運転士試験受験・ クレーン設置課室員	4. 13 5. 21~6. 18 9. 12~10. 3
OJT (On the Job Training)		部内職員	10. 1~11. 26

TABLE 1-9 Table of attendances to the safety training courses held outside JAERI

講習会の名称 (開催地)	受 講 人 員	実 施 日
クレーン運転士講習会 (水戸)	10 名	1966 5. 19~ 5. 20
高圧ガス(冷凍)講習会 (水戸)	2 名	5. 22~ 5. 23
安全管理者講習会 (東京)	1 名	5. 25~ 6. 1
高圧ガス保安管理講習会 (東京)	7 名	5. 31
高圧ガス保安講習会 (水戸)	5 名	6. 7
危険物取扱者講習会 (水戸, 日立)	21 名	6. 14~ 6. 15
ボイラー技士講習会 (水戸)	1 名	6. 28~ 6. 29
X線作業主任者講習会 (東京)	3 名	7. 12~ 7. 14
高圧ガス保安技術講習会 (東京)	5 名	8. 1~ 8. 21
圧力容器検査技術講習会 (東京)	1 名	8. 8~ 8. 9
日本地震工学シンポジウム (東京)	2 名	10. 25~10. 26
危害防止保安講習会 (水戸)	6 名	1967 1. 31
最近の産業災害の発生とその対策 (東京)	3 名	2. 15~ 2. 17
産業安全管理講習会 (東京)	2 名	3. 13~ 3. 18

1.2.4 防 護 活 動

(1) 防護活動-PNS 焼損事故

1966 年 9 月 8 日, 17 時 45 分頃, FCA 特研 (高速炉特研) PNS 室 (パルスニュートロンソース室) の PNS-A 装置の試運転中, 補助電源Ⅱのアイソツェルレンズ電極付近より出火した。

当時, PNS 室内には T ターゲット 2 Ci, Am-Be ニュートロンソース 200 mCi および Ra-Be ニュートロンソース 50 mCi の RI が存在していたこと, 煙の充満により火源の確認が困難であったことなどにより, 東海研究所における初の非常体制が発令された。

防護活動本部員, 防護隊員, 事故現場職員その他総数 180 余名の職員が出動し, 迅速, 適切な措置により被害を最小限にとどめることができた。結果的には放射性汚染はまったくなく, 放射線被曝その他火傷などの傷害も皆無であった。

本事故の経験の結果, 防護活動本部および安全当直室の整備, 緊急時の通報連絡等に関する防護活動上の諸問

題について, 改善を要する点も見出され, 具体的対策が講ぜられた。

防護活動の概要を TABLE 1-10 に示す。

この事故の経験から, 安全当直者の非常事故時の役割を改めた (詳細: 1.2.2 (7) 安全当直制度の改訂)。

なお, 第5期防護隊は 1967 年 3 月 1 日付をもって総員 82 名で発足した。3 月 10 日に任命式をおこない基礎訓練を開始した。(柿原)

(2) 防護活動訓練

(a) 防護隊訓練

本年度の防護隊訓練は, 1966 年 3 月 14 日から開始し 1967 年 3 月 31 日で終了したが, その間, 総計 31 回実施された。おもな総合訓練は次のとおりである。

1966 年 8 月 3 日 無予告夜間防護活動訓練

1967 年 3 月 31 日 路上汚染訓練 (放射性廃液運搬車が東海研究所郊外において汚染事故を起した場合の

TABLE 1-10 Summary of activities at the PNS accident (Sept. 8, 1966)

	事故現場	保安係	防護隊	防護活動本部	保健物理安全管理部各課		安全当直者	その他の
					安全対策課	その他の		
17:45頃 ① PNS補助電源部より出火しているのを発見 ② 高圧スライダックレゾンス電圧を下げ、現場で粉末消火器3本で消火作業 ③ 全員(5名)PNS室火災報知器のボタンを押して「214」に消防車を依頼 ④ 「222」で事故通報 ⑤ 煙充滿のためPNS室を閉鎖	17:47 火災報知器、Tel「214」によりFCA建家の火災発生を知り、消防車2台出動 〔Tel 内容〕 「FCA特研、PNS装置から出火、消防車のむ、放射汚染の恐れはない」 17:55 緊急車を研究3棟前に配車				17:52 ① Tel「222」によりPNSの火災発生を通報する。手配 ② インターホンで部内に通報待機を指示 ③ 1名を残し、課長以下6名緊急車と共に現場へ向う ④ 安対課長は同時に急行した放管、環境同課長と状況確認をとめる	放射線管理課 PNS担当の係員等は放射線測定を実施	17:48頃 中央警備詰所よりTelでPNSの出火を知らされる	
18:00 ① 弘田高速炉物理研究室(事故現場責任者)到着 ② 現場確認のため2度PNS室へ入室を試みたが、煙のため状況確認できず	18:00 3名が化学消防車に積載の空気呼吸器を着用してPNS室へ調査に入るため、状況確認できず 非防護隊の指揮に入る	18:12 安対課員1名、状況確認のため入室し、煙の増大を伝える 18:20~18:28 化学消防車の粉末消火剤を放出して消火活動に入る。火勢は衰えるも鎮火せず(250kg 全量使用)このとき携帯用照明具を使用	18:08 第1会議室に開設開始 18:13 非常体制設定 18:30 東京本部の役員に報告	18:08 安全対策課長は放管課長と協議して、Telにより保物部長に報告 18:13 安対課長は環境課長と協議して非常体制の設定を活動本部へ依頼	環境放射能課 気象観測 線量計測課 事故発生とともに緊急現象の準備をし、18:30完了、待期		18:08 警戒体制設定とともに中央警備詰所において関係者への通知に当る 18:13 非常体制の発令で防護隊員等招集を指示	18:10 工務課100HP排水、送水ポンプの運転状況確認 18:13 構内配車準備、器材搬出準備、その他防護活動体制に入る
18:30 ① 放射線管理課長、注水に際して注水の増加を防止するたため現場で注水法を助言	18:45 所外関係機関に対して連絡開始 18:55 非常体制を解除 18:58 東京本部、所外関係に対し非常体制の解除を連絡の間、防護活動全般の状況把握をとめる	18:36 放射線源に対する影響のないことを確かめ、化学消防車による注水開始 18:55 鎮火	18:45 所外関係機関に対して連絡開始 18:55 非常体制を解除 18:58 東京本部、所外関係に対し非常体制の解除を連絡の間、防護活動全般の状況把握をとめる	18:36 安全対策課長、注水に際して注水の増加を防止するたため現場で注水法を助言	環境放射能課 気象状況を活動本部へ報告 18:45 安全対策課室を保物センターとし、体制設定以後は環境課長代理2名がつとめる			
19:00 ① 事故現場責任者および防護隊長から実状報告を受ける	19:05 事故現場責任者および防護隊長から実状報告を受ける 20:00 解散	19:23 解散	19:05 事故現場責任者および防護隊長から実状報告を受ける 20:00 解散	活動本部解散後の事務を引きつぐ				

防護活動)

(b) 現場応急措置訓練

本年度の現場応急措置訓練は、総計4回で次のとおりである。

1966 年 5 月 20 日 JRR-2 非常事故訓練

1966 年 8 月 22 日 JPDR 非常事故訓練

1967 年 3 月 28 日 JRR-4 非常事故訓練

1967 年 3 月 29 日 JRR-2 非常事故訓練

(c) 緊急時環境サーベイ演習 (第3回)

第1回、第2回の緊急時環境サーベイ演習をもとにして、1966年12月14日に実施された。この演習は、防護活動本部の掌握のもとに、防護隊の出動および保健物理安全管理部各課の応援を求めた総合演習であった

が、演習の主目的は、多量のFP放出事故のさいに、緊急に処理すべき試料の処理能力を検討するため、環境放射能課を中心に演習が行なわれた。

(3) 防護器材の整備

本年度は、放射線事故自動警報装置を年次計画にしたがい、FCA 特研、JRR-3 に設置した。また旧見学者売店に安全当直室を建設中であるが、防護活動本部の移設計画および自動警報装置の主警報盤を安全当直室に移設することについて検討を行なった。

なお、防護器材倉庫、緊急車および想定事故現場などの各種防護器材類の点検整備を行ない、緊急事故に対処した。(磯崎)

1.3 原子炉および研究室などの管理

Reactor and Laboratory Monitoring

The activities of Radiation Control Section are summarized for the year as follows;

(1) Radiation monitoring was extensively performed in the large-scale radiation works under high exposure dose rate, for example, maintenance work of hair cracks produced on the inner surface of the pressure vessel cover of the JPDR. In the all radiation works performed, the exposure was adequately controlled and kept below the pre-planned dose.

(2) Design, fabrication and performance test were made for the airborne plutonium monitor with CsI crystal as a detector for α spectrometry and the airborne iodine sampler. Advantages of applying orthonormal expansion method to the routine neutron dose equivalent rate measurement were examined at actual radiation fields. Size distribution of radioactive particulates collected on gummed papers in the hot cell was investigated by means of an autoradiography.

(3) Unusual occurrences of the radiation exposure and radioactive contamination, etc. were summarized for the 10-year period.

1.3.1 概要

各管理区域で行なわれる放射線作業は、規模が大きくなるとともにその内容も複雑になり、かつ高線量率の下で行なわれる傾向にあり、被曝管理が特に大切な問題となってきた。これらの事態に対処して被曝防護を効果的に行なうため、管理業務の充実と管理技術の向上をはかってきた。なお業務を円滑に運営する目的で、1966年8月16日付で研究炉管理係を研究炉管理第1係(JRR-1, JRR-2 および JRR-4 担当)と第2係(JRR-3 と第1, 第2 RI 棟)に分割した。

(1) 放射線作業に伴うモニタリング

今年度行なわれた主な放射線作業は、① JPDR の炉圧力容器蓋に生じたヘヤ・クラックの修理作業、② JRR-4 炉心タンク(脚および He タンク)の修復作業、③ JRR-3 定期検査時の重水ポンプの分解作業、④ JRR-2 燃料挿入用下段プラグ孔の修復作業、などである。

これらの作業に対し現場において強力な放射線モニタリングを実施し、作業者の被曝線量評価を適切に行なうことにより、作業は計画被曝線量以下で完了した。

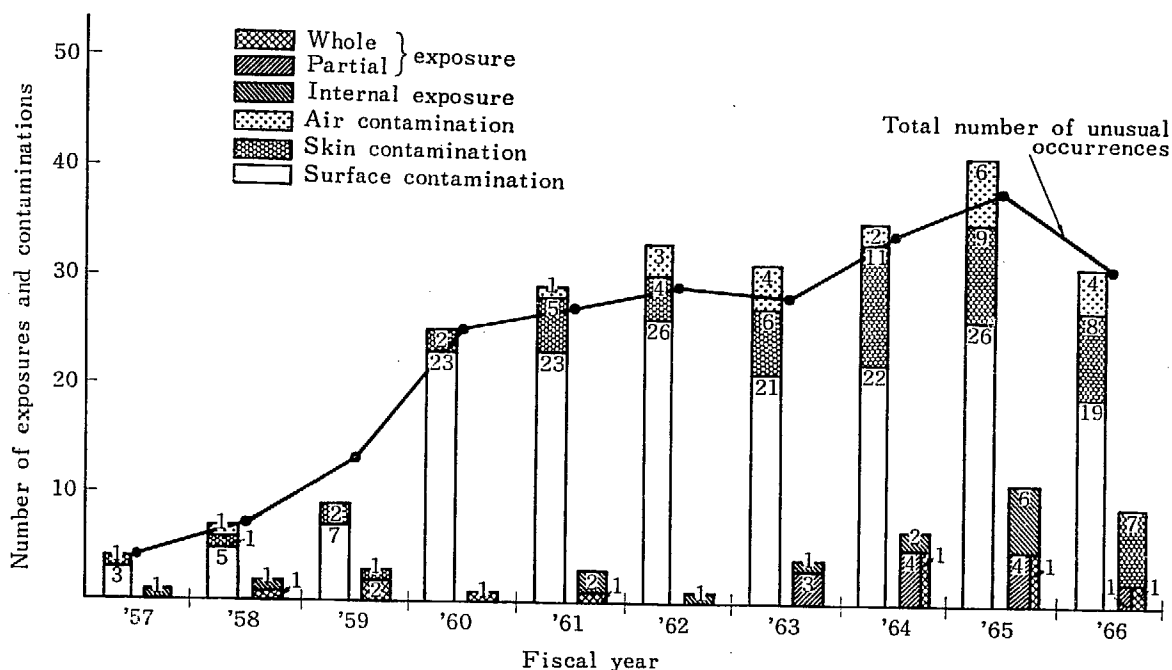
前年度より空気汚染、したがって吸入摂取を伴う作業が増加している。第1研究棟における照射 U_3O_8 の溶解作業中にヨウ素同位元素による空気汚染が発生し、その吸入による内部被曝(甲状腺線量として最大 35 mrem)

を除いては、10 mrem 以下の被曝が大部分であるが、空気汚染の早期発見および吸入摂取の防護に必要な資料をうるために、放射性塵埃およびガスのモニタリングを広範囲に行なった。特に重水炉におけるトリチウム蒸気による空気汚染、研究棟における FP の取扱いや、RI 製造棟においてヨウ素の製造時に発生する浮遊性ヨウ素による空気汚染のモニタリングを重点的に行なった。これらの結果に基づき被曝防護の観点から FP の安全取扱基準(案)を作成した。

(2) 管理技術の改良、開発

プルトニウム用塵埃モニタについては、今年度は CsI 結晶を用いて α スペクトロメトリ法による測定方式のモニタを試作し、検出感度の究明をはじめとして各種の性能実験を実施した。その結果、この方式のモニタはプルトニウム取扱区域のモニタリングに十分適用しうる検出感度をもつことがわかった。

ヨウ素捕集用サンプラーは、すでに現場に適用されてヨウ素その他揮発性物質による空気汚染濃度測定に効果をあげているが、さらにサンプラーの捕集効率におよぼす流量率、湿度などの影響を調べたほか、活性炭汚紙自体の捕集効率についても種々のサンプリング条件の下で調べた。トリチウムを含む重水および重水蒸気のポリマ



In the figure, events such as surface contamination, air contamination and internal exposure involved simultaneously in one unusual occurrence are classified respectively.

Fig. 1-2 Unusual occurrences summarized for the 10 year period ending 1966

ーフィルムに対する透過性に関する実験を今年度も引続き放射性物質取扱用手袋およびグローブ・ボックス用手袋について行ない、放射線防護上有用なデータを得た。

吸入による内部被曝の評価に当っては、空気汚染濃度とともに、放射性粒子の性状特に粒度分布を知ることが大切である。空気汚染濃度と吸入量との相関についての基礎的データを得るために、まずホットラボセル内の浮遊性粒子について粒度分布測定を行なった。また英国 Casella 社製個人携帯型エアサンプラーを使用して、作業者個人の吸入量評価を行なう問題に着手した。

測定技術の面では、直交展開法を利用した等価中性子線量率の新しい評価法の放射線管理への適用について検討し、VDG, JRR-2 および JPDR において、従来の方法と比較測定を行ない、すぐれた利点のあることがわかった。

(3) モニタリング方式の検討

第1 RI 棟ヨウ素製造室におけるヨウ素モニタリング方式について検討し、局所サンプリング用サンプリングパイプおよびサンプラーの設置を行なった。1967年4月に臨界に達した FCA に対する放射線管理体制を整備するとともに、モニタなどの設置を終った。

大洗に建設中の JMTR におけるモニタなどの配置、仕様について検討を終り、実施に移されている。

(4) 管理資料の調査

放射線管理業務に必要な各種の資料調査を広範囲に行なった。主なものは、プルトニウムの外部被曝防護に関する資料、トリチウムの測定技術およびトリチウムによる被曝防護の資料であって、それぞれまとめて公開

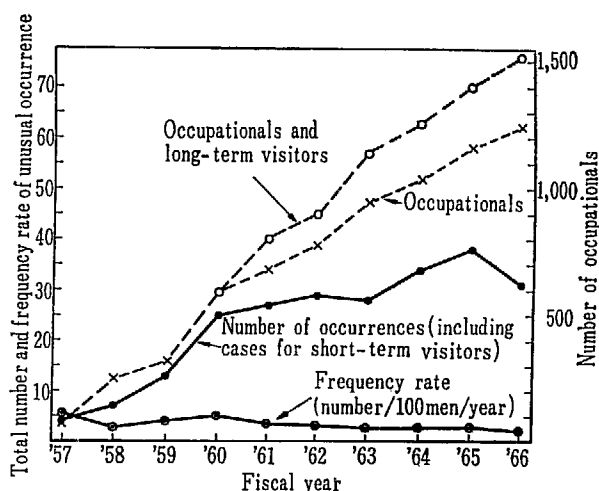


Fig. 1-3 Unusual occurrence frequency rate and personnel engaged in radiation work

した。

(5) 被曝および汚染

被曝や汚染など放射線異常が発生した場合は、その都度放射線測定、原因究明、再発防止などの措置が講じられている。今年度は特に問題になるような被曝や汚染はおきていない。局部被曝も最大許容線量をこすものは1件の発生もなかった。また全体として被曝汚染の発生数は前年度より減少した (Fig. 1-2)。これは職制における安全管理の責任体制が明確にされたこと、従事者に対する各種の教育訓練が充実するとともに放射線安全取扱に関する認識が向上してきたこと、および放射線管理体制が整備されてきたことに起因していると考えられる。Fig. 1-3 にこの 10 年間における放射線異常の発生と放射線作業従事者の増加との関係を示した。

(6) その他

放射線管理マニュアルの検討、改訂作業を引続き継続し、第1次の改訂草案が作られた。課内中堅層を対象と

した課内懇談会を月1回の割合で開催し、放射線管理に関する技術情報の交換、管理測定法や管理業務についての討議を行なった。(福田(整))

1.3.2 管理区域

第1種管理区域, 第2種管理区域, 一時管理区域

1967年3月31日現在, 放射線障害予防規程第10条(1~4項)および放射線管理規程第12条(1~3項)に基づき設定されている第1種管理区域, 第2種管

理区域, 一時管理区域をそれぞれ TABLE 1-11, 1-12, 1-13 に示す。また, 各建屋における第1種管理区域, 第2種管理区域の位置, ならびに給水系統および非常用排水系統を Fig. 1-4 に示す。(御手洗)

TABLE 1-11 The controlled area (First class)

建 屋	範 囲
1-(a) 第 1 研 究 棟	地 1 階 001 号室 (RI 庫), 3 階全域 (322 号室を除く), 核燃料倉庫
(b) 冶 金 特 研	加工室, 試験室, 溶解室, シャワー室, 更衣室, ウラン貯蔵庫, RI 倉庫から玄関までの廊下
(c) セラミック特研	2, 3, 4 号室, これらに囲まれた廊下および 11 号室を除く全域
(d) リニアック	化 学 室
(e) JRR-1	炉室, セミホット試験室, 測定室, 放射線管理室, シャワー室, 更衣室, 更衣室と炉室の間の廊下, 化学実験室, 放射性物質保管室, 地 2 階全域
(f) ホ ッ ト ラ ボ	冶金ケーブ (含地下), 冶金ケーブ室, 冶金操作室, 冶金汚染除去室, 排風機室, ホットストレージ, 化学操作室, ジュニアケーブ, 化学ケーブ, 化学サービスルーム, 化学汚染除去室, 化学セミホットセル室, ホット便所, 更衣室 (バリアー内)
(g) 開 発 試 験 室	水均質実験室, 半均質実験室, 半均質燃料貯蔵庫, 半均質燃料装填室, 水均質燃料準備室
(h) JRR-2	炉室, 制御室, エアロック, ロッカー室と炉室の間の廊下
(i) 第 3 研 究 棟	2 階 3 階東側半分, 346-348 号室
(j) JRR-3	炉室 (地階, 1 階, 中 2 階), ロッカー室, 使用済燃料室および同地階, 付属建屋廊下および測定室
(k) 炉 管 理 部	格 納 庫
(l) RI 製 造 工 場	汚染検査室, セミホットラボ, オペレーションエリア, プロセス室, 廃液サンプリング室, 地階タンク室
(m) RI 製 造 棟	114, 115, 116, 201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210, 211, 212, 213, 302, 304, 307, 308, 311, 312, 313
(n) JRR-4	地階 FFD 室, 冷却機器室, 測定室, 散乱実験室, 1 階炉室, リドタンク, ローディング・ドック B, リフト, 燃料倉庫, ロッカー室, ホット実験室, 炉室とロッカー室の間の廊下, 2 階 No. 1 プール, No. 2 プール, 測定室, 制御室
(o) プルトニウム研究棟	101, 102, 103 (A), 103 (B), 104, 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111, 112, 113, 114, 115, 116, 便所, シャワー室, プルトニウム廃液処理室
(p) 再処理試験室	地階 10, 11 号室, 1 階 5, 6, 7, 8, 9 号室, シャワー室, ホット便所, RI 庫
(q) 再処理特研	2 階準備室, 公社実験室, 1 階 RI 庫, ホットケーブ, Pu 分析室
(r) 廃棄物処理場	更衣室, ホット便所, シャワー室, 廊下の一部, 処理工場, コントロール室, 1 階分析室, 2 階分析室, 操作室, ハッチ室, 有機廃液処理室, セルポンプ室 (2 階), 計測室, セル前室, 蒸発装置室, 廃液タンク置場, 中レベル液体廃棄物格納庫, 中レベル廃液タンク室 (地階), CP-5 樹脂廃出施設, 屋外フェンスで囲まれる区域, ポンド固体廃棄物格納庫 (2 棟), 汚染検査室, 高レベル廃棄物格納施設 (グレーヤード), 非常排水貯溜ポンド, 固体廃棄物圧搾装置周辺
(s) 汚 染 除 去 場	汚染除去準備室, 衣料除染室, 衣料汚染度測定室, 検査室, ホット実験室, 第 1 チェンジング室, 第 2 チェンジング室, 機器除染ホール, 測定室, 中レベル機器除染室, 低レベル機器除染室, 乾燥室, シャワー室
(t) 軽水臨界実験室	第 1 燃料貯蔵室, 第 2 燃料貯蔵室, 作業室, 炉室 1 階および地階作業室と炉室との間
(u) JPDR	原子炉格納容器, スタック, 地下道, オフガスタンク室, タービン建屋 (地下室全域, 1 階ホット用工作室, 実験室, 防護器材倉庫, 実験準備室, 計測室, 化学実験室, 機器搬入庫, フィードポンプルーム, 樹脂再生室, 復水脱塩器, 廃棄物制御室, コンデンサー室, 浄化脱塩器室, 再生熱換気室, F.S.S.T. Room, 2 階 M-G セットエリア, タービンコンデンサー室, オフガスルーム), これらに囲まれた外廊下, 廃棄物建屋
(v) FCA	炉室, 作業室, 燃料貯蔵庫, エアロック室
(w) 新設核燃料倉庫	全 域
(x) モックアップ試験室	北東側

TABLE 1-12 The controlled area (Second class)

建 屋	範 囲
2-(a) 第 1 研 究 棟	地階 045, 047, 049, 1 階 138 号室
(b) 第 2 研 究 棟	地階 017-019, 041-043-045, 1 階 105-107-109, 118-120, 130-132, 134-136, 3 階 322, 344 号室

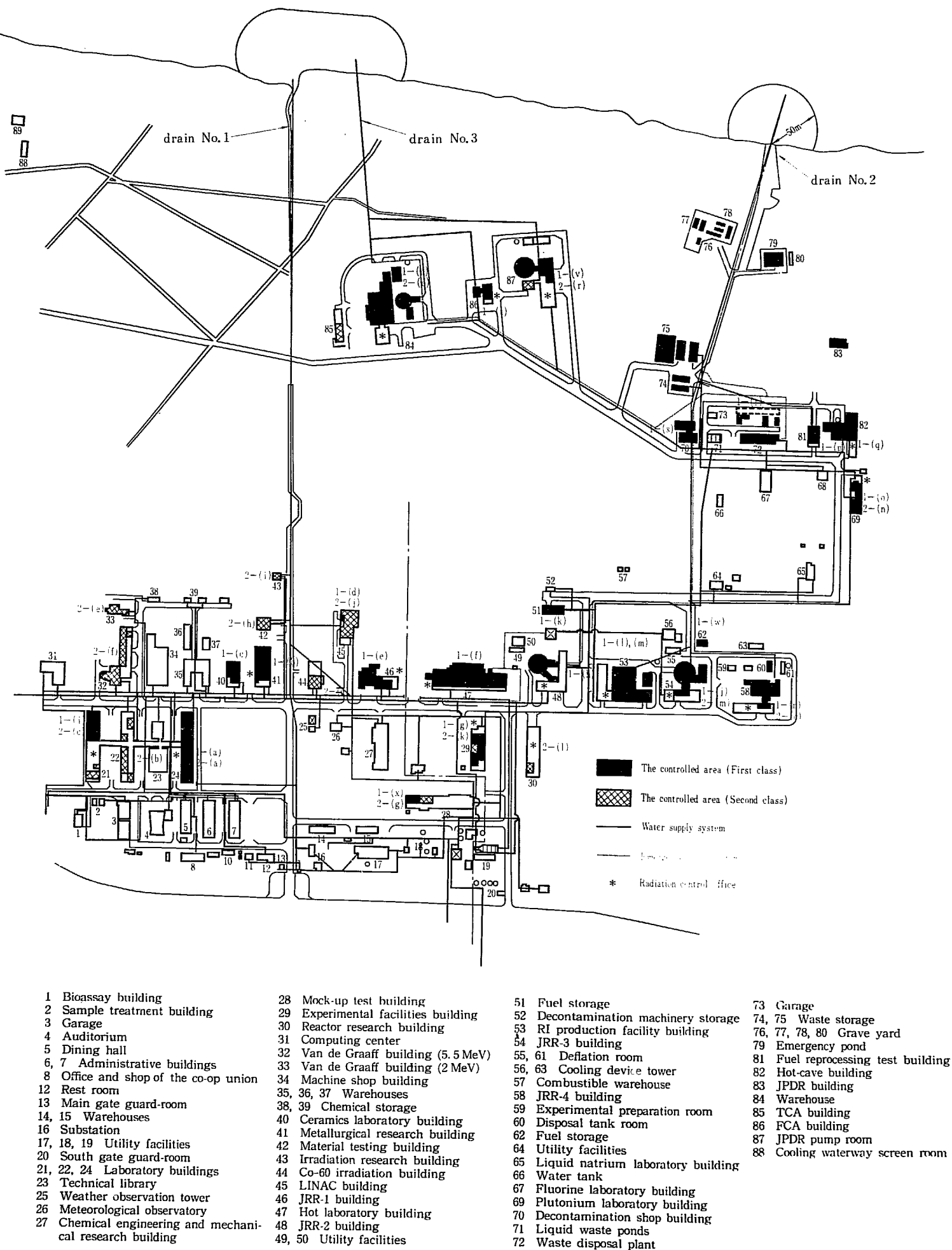


Fig. 1-4 Location of building and facilities and system of drain and water supply

建 屋	範 囲
(c) 第 3 研 究 棟	地階 003-005, 043, 1 階 137, 144 号室
(d) ^{60}Co 照 射 室	ケ ー ブ 室
(e) バ ン デ グ ラ ー フ (2 MeV)	制御室を除く全域
(f) バ ン デ グ ラ ー フ (5 MeV)	ディフレッタ室, マグネット室, 3-5, 7-9, 13, 15-17, 19-21, 23-25, 27, 29-31, 4, 6-8, 10-12, 14, 28-30 号室, ターゲット室, 密封線源保管庫, 中性子源収納室
(g) モックアップ	建屋内炉修専用木製間仕切り内
(h) 材 料 試 験 室	非破壊試験室, X線透過室, X線管室
(i) 照 射 実 験 室	照射実験室, ケーブ室
(j) リ ニ ア ッ ク	制御室, 加速管室, ターゲット室, ブロワー室, 野外柵内
(k) 開 発 試 験 室	平均質制御室, 水均質制御室, スラリー予備実験室一部
(l) 原 子 炉 特 研	118 号室
(m) JRR-3	新燃料格納庫
(n) プルトニウム研究棟	X線室 (114 号室)
(o) JPDR	建屋外黄色柵内, 送風機室
(p) 職 員 診 療 所	X線撮影室, 暗室, 操作室
(q) JRR-4	散乱実験室南側柵内
(r) FCA	PNS 室

TABLE 1-13 The temporarily controlled area

建 屋	範 囲
(a) 第 1 研 究 棟	地階 003, 005-007, 009, 027, 1 階 101, 102, 103-105-107, 110, 112-114, 116, 2 階 201, 202, 203, 204, 205, 206, 208, 211, 212, 213-215, 230, 229-231, 233-235, 237-239 号室
(b) 冶 金 特 研	放管室の隣室
(c) JRR-2	実験準備室
(d) JRR-3	室内測定室
(e) 化 工 機 械 特 研	常圧風洞テスト部
(f) 開 発 試 験 室	建屋北側広場
(g) モック・アップ	FAT-1, ループテスト部
(h) 再 処 理 特 研	II 棟溶媒回収セル室, ポンプ室, 試薬調整室, III 棟サンプリング室, 分析操作室, 分析サービス室, 分析測定室, IV 棟準備室, Pu 実験室
(i) 廃 棄 物 処 理 場	エマージェンシーポンド, 低レベル廃棄施設およびこれらの周辺, 大型焼却炉とその周辺, 放同協貯蔵庫および固体貯蔵庫の周辺, 低レベル廃液貯槽樹脂取出装置の東側, エマージェンシーポンドの西側
(j) 再 処 理 試 験 室	タンク置場 (試験室東方有刺鉄線内)

1.3.3 管 理 デ ー タ

(1) 管理区域内の放射線レベル

研究室あるいは、原子炉建屋などの管理区域では、サーベイメータやエリアモニタによる放射線モニタリングが絶えず行なわれ、各作業場の放射線レベルが把握されている。その結果は、異常の早期発見、作業にあたっての計画や放射線防護の検討資料としてきわめて重要なデータである。

ここでは取り扱われる RI の量や、原子炉稼働の増大により次第に高くなってきた作業場の放射レベルについて報告する。

(a) 原子炉建屋の放射線レベル

定常出力で運転された研究炉の放射線レベルは、実験装置の新設や装置のオーバーホールなどの影響でいくらかの変動があったが、炉室内の通路あるいは実験者が常駐する場所では 0.5 mrem/h 以下であった。

原子炉運転中の冷却機器室 (ポンプルーム) は最も放

射線レベルが高いため立入禁止にしているが、運転停止中の放射線レベルは重水ポンプ附近や重水精製フィルタ附近が比較的高い。これは、放射化された炉材の腐蝕物が重水中に蓄積されるためであるが、すでに報告された分布とあまりかわっていない。

実験装置の新設としては、JRR-3 の極低温照射装置 (LHTL) がある。これは 1967 年 2 月から稼働しはじめたが、装置表面の線量当量率は 20 mrem/h になるところがあったため、可能なかぎりコンクリートブロックなどで遮蔽された。Fig. 1-5 にその線量率分布を示す。

JPDR 建屋は他の原子炉と比べてかなり高放射線レベルのところが多い。タービンやコンデンサー周辺についてはすでに報告された通りである。その他常時人の立入ることができる炉水浄化室および格納容器室の地下一階などの放射線レベルが少し変化した。

Fig. 1-6 は 1967 年 2 月に測定した炉水浄化室内の

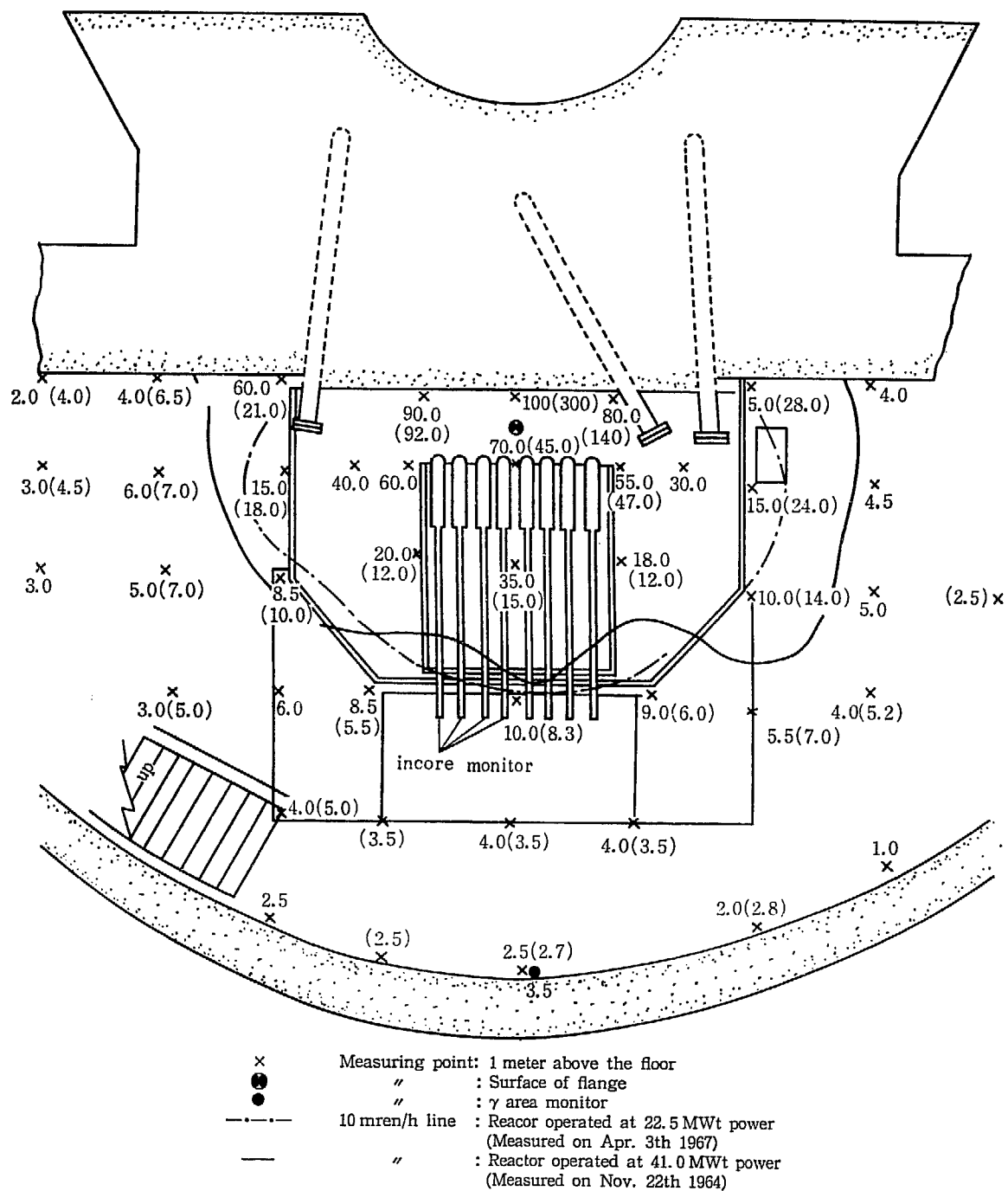


Fig. 1-7 Radiation level (mrem/h) in the enclosure room (basement-1) of the JPDR

び、冷却水モニタのパイプやバルブが設置されているため、炉の出力に比例して高レベルになる。

1964年11月に測定した値に比べ、1967年4月に測定した値が高くなっているのは、インコアモニタの1カ所を新しくしたため水中の ^{110m}Ag が検出されたか、あるいは、モニタの構造に変化をきたして、冷却水が従来より長い時間原子炉で照射されるためと考えられる。しかしはっきりした原因がつかめないので現在究明中である。

(b) 研究棟その他実験室等の放射線レベル

TABLE 1-14 は冶金特研, セラミック特研, 研究棟, および VDG などのおもな場所の放射線レベルを示した。これは 1966 年度に比べて大きな変化がない。しか

し、電子線加速を行なう場合の VDG (2 MeV) においては、マグネットルーム内にターゲットを移して運転することがあるので、マグネットルームやその建屋周辺の放射線レベルが、急激に高くなることがある。

ターゲットに銅を使用した場合の、建屋周辺の放射線レベルは、ターゲットの位置を変えない場合 (ターゲットルームにターゲットをおいた場合) の放射線レベルに比べ約 5~20 倍高くなる。しかし一般に使用されるターゲットはほとんどアルミであり、しかもターゲットの近傍を鉛で遮蔽するために漏洩する放射線はほとんど問題ない。

そのほか RI 棟の 311 号室 (汎用ケーブル) は 1966 年 12 月から、新しく管理区域に設定されたが、ケーブルの

背面や線源置場周辺の放射線レベルが、2～10 mR/h 程度になっている。(藤田(久))

参 考 文 献

- 1) 保健物理安全管理部の活動 No. 8, 53～54 (1965)

(2) 原子炉建屋および実験室内の放射性塵埃、ガスによる空気汚染

1966 年度中に各建屋で発生した空気汚染の代表例を TABLE 1-15 に示した。なおこの表に示されていない区域ではほとんど空気汚染は発生していない。

本年度問題になった核種は昨年度と同様に ^3H , ^{131}I , および FP ガスとその崩壊生成物による空気汚染が大部分であった。JRR-2 および JRR-3 では重水中のトリチウムの濃度増加¹⁾に伴ってトリチウムによる空気汚染の発生頻度が多くなっており、昨年度のおもなトリチウム空気汚染は両炉にそれぞれ数回発生している。しかし、作業を行なう前に防護対策がなされたために 10 mrem を越える被曝はなかった。FP ガスとその崩壊生成物による空気汚染では、JPDR では短時間の空気汚染(Kr, Xe)の発生があり、JRR-2 では長時間の空気汚染(^{138}Cs)が2度発生しているが内部被曝を伴う空気汚染にはいたらなかった。JRR-2 の空気汚染が長期間にわたって発生しているのは、漏洩場所を発見するのがむずかしかったためである。

第1研究棟では照射したウランを熱溶解する操作によって ^{131}I などの空気汚染を生じたが、同様な実験で4回の空気汚染を生じている。このヨウ素の測定は HV-70 汚紙では捕集効率が悪いのでチャコール汚紙やチャコー

ルカートリッジを併用している。このように第1研究棟に限らず、RI 棟や原子炉建屋などでもヨウ素などの揮発性あるいはガス状の放射性物質の空気汚染の発生が多くなる傾向がある。このため、チャコール汚紙の使用の必要性も多くなってきている。(大内)

参 考 文 献

- 1) 保健物理安全管理部の活動 No. 8, 48～51 (1965)

(3) 管理区域内の床汚染

1966 年度中に発生した異常な床汚染の回数(報告書により報告された回数)は22件であった。昨年度の26件と比べて減少している。いずれの床汚染も $10^4 \sim 10^5$ dpm/100cm² 程度であり、発見後ただちに除染され、この床汚染が原因となった異常被曝はない。1964 年度より身体汚染、内部被曝の件数が増加し、またそれを伴な

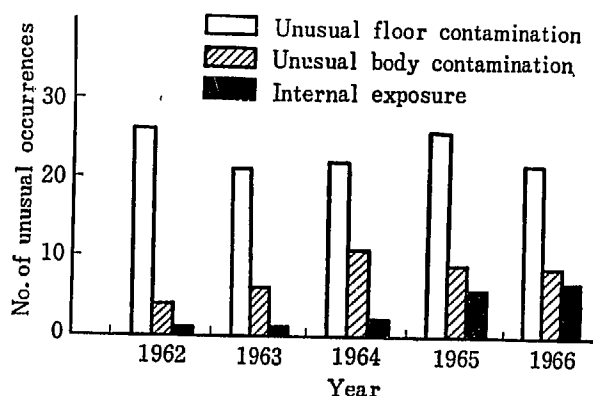


Fig. 1-8 Unusual contamination occurrences during five years ending in 1966

TABLE 1-15 Examples of air contamination in the controlled area

建 屋 名	区域による分類	空気汚染核種	空気汚染濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	空 気 汚 染 状 況
第1研究棟	第1種管理区域	^{131}I , ^{132}I , etc	最大 2.5×10^{-8} 平均 $\sim 10^{-9}$	1966 年 5 月 1 日～2 日 照射したウランを $\text{HNO}_3 + \text{HCl}$ で溶解する操作により空気汚染を生じた。
JRR-2	炉室内	^{138}Cs (38 m)	最大 3×10^{-9}	1966 年 5 月 18 日～6 月 13 日 原子炉運転中炉室内の空気汚染を生じた。この原因は原子炉の下段プラグ側部分より被照射空気系へ吸引するパイプが破損して吸気されなかったためである。
JRR-2	炉室内	^3H (12.26y)	最大 2×10^{-5}	1966 年 6 月 29 日 炉頂で VT-1 から試料取り出し中に、炉内 He ガスが放出されたために作業員数人がトリチウム内部被曝を受けた。(全身被曝 6 mrem 以下)
JRR-2	炉室内	^{138}Cs (38 m)	最大 3×10^{-8}	1966 年 7 月 7 日 FFD-He 系配管のフランジ締付ボルトのゆるみによる He の漏洩で空気汚染を生じた。
JRR-3	炉室内	^3H (12.26 y)	最大 2.5×10^{-4}	1966 年 9 月 27 日 地階冷却機器室にて重水フィルタ交換作業中に重水蒸気が発生して ^3H の空気汚染を生じた。
JRR-3	炉室内	^3H (12.26 y)	最大平均 1×10^{-3} 1×10^{-5}	1967 年 3 月 24 日 燃料交換作業中炉内のヘリウムがガイド管より漏洩した。
JPDR	格納容器 3 階	Kr, Xe およびその崩壊生成物	最大 4×10^{-5} (ガス) 2×10^{-8} (ダスト) 平均 1×10^{-8} (ガス) 7×10^{-9} (ダスト)	1966 年 8 月 19 日 破損燃料検出試験のため原子炉压力容器開放のまま、低出力(約 150 KWt)で運転中、落雷による停電のため換気装置が停止したため一時的に空気中の濃度が上昇した。
JPDR	給水ポンプ室	^{13}N (10 m) Xe, Kr	最大 1×10^{-1} (ガス) 1×10^{-9} (ダスト)	1966 年 10 月 3 日 主蒸気サンプリングによって生じたが、作業員の位置では $1/10^4$ 程度と推定される (5 分間)
RI 製造棟 (第2RI棟)	^{131}I 製造室 サービスエリア	^{131}I (8.06 d)	最大平均 1×10^{-9} 5×10^{-11}	1966 年 7 月 27 日 ^{131}I 製造セルおよび廃液タンクからの漏洩と考えられる。

う床汚染が増加している。(Fig. 1-8. 図中で1件の放射線異常のうち異なる事象はそれぞれ1回の発生と数えている。) 全汚染(身体汚染, 内部被曝を含む)の50%が身体汚染, 内部被曝と関係している。この原因として, 比放射能の高い試料, 揮発性の試料(FP中のヨウ素など)を取り扱うようになってきたことがあげられる。

表面汚染の管理は第1種管理区域で週1回, 第2種管理区域で月1回定期的に行なわれており, この定期検査とハンドフットモニタによって異常な汚染の約60%が毎年検出されている。これは実験者, 作業者が汚染させた状態に気付かずじっとしていると解釈できる。残りの40%は汚染させたときただちに気付いて対処された汚染と漏水などによって2次的に汚染が検出されたものである。

汚染の状態, 原因は各建屋ごとにだいたいきまってきており, 汚染をおこす作業, 実験, 場所は限られている。RI製造工場, ホットラボのセル, ケープのサービスルームはその性質上汚染する機会が多く, セル, ケープからの汚染物の取出しには相当注意して作業されているが, 月1~2回 $10^2 \sim 10^4$ dpm/100 cm² 程度の部分的な汚染がある。JPDRでは格納容器内での炉水の漏洩および炉中の器材の取り出し時に ⁵⁸Co, ⁶⁰Co, ⁵⁴Mn の $10^3 \sim 10^4$ dpm/100 cm² 程度の汚染が年数回あった。研究棟においては照射燃料の実験中, とくに冷却期間の短い場合にヨウ素の内部被曝が問題になる。JRR-2, JRR-3の炉水中の⁶⁰Coなどの誘導放射能による汚染がそれぞれ年数回程度あり, 高汚染の場合, 炉室全域に拡大するおそれがある。その他廃棄物処理場の焼却炉での汚染, 再処理特研の溶液の漏洩が年2回程度あった。 10^3 dpm/100 cm² 程度の低レベルではあるが, セラミック特研の研磨用フード, 加工用機械の天然ウランによる汚染, 開発試験室AHR炉室床のThの固着した汚染がそれぞれ恒常的にあるが, 拡大防止され障害上問題になるまでにいたっていない。特に危険なPuの異常な汚染は起こっていない。その他の所ではほとんど汚染はなく, 汚染してもその時ただちに処置されている。(山本)

(4) 原子炉建屋などの排出放射性塵埃およびガス*

管理区域から排気はプレフィルタおよびAECフィルタで濾過したのち排気塔から屋外に放出する。この排気のモニタリングは連続的に行なっている。

(a) 排出塵埃

TABLE 1-16 に過去3年間の各建屋から放出されたRI量を示す。1966年度における各建屋からの放出量で最も多いのはRI試験工場である。これは前年度と同様主として¹³¹Iの製造に伴って放出されたもので, 前年度に比して若干増加しているが, 1966年6月と8月にあった誤操作およびセル内での¹³¹Iの製造ビンの破損に伴う異常放出の結果によるものを除けば2~30 mCi

TABLE 1-16 Yearly amount of radioactive dusts exhausted from facilities (unit μ Ci)

Fiscal year	1964	1965	1966
Facilities			
Laboratory building No. 1 (east side)	18.05	0.84	0.24
Laboratory building No. 1 (west side)	12.02	1.2	9.49
Laboratory building No. 3 (east side)	15.8	89.1	20.3
Laboratory building No. 3 (west side)	6.43	0.2	0.4
Metallurgical research laboratory	8.7	0.34	0.05
Ceramic research laboratory	11.22	0.33	0.06
JRR-1	7.19	8.6	0.48
Hot laboratory (main stack)	42.37	119,297.7	4.7
Hot laboratory (sub stack)		0.41	0.18
Experimental facilities building	14.75	0.7	2.75
JRR-2	4.01	5.5	2,067.92
RI production building		250.2	257.2
RI production testing facility	9.1	53,306.7	60,907.0
JRR-3	13.8	1,147.1	18.27
JRR-4		6.0	5.8
Pu research laboratory (middle level $\beta\gamma$)	2.3	0.98	0.52
Pu research laboratory (middle level α)	0.31	0.21	0.11
Pu research laboratory (high level $\beta\gamma$)		0.59	0.81
Pu research laboratory (high level α)		0.14	0.53
Fuel processing development laboratory		5.3	—
Fuel reprocessing test building	1.16	3.7	3.9
Waste disposal plant (low level)	7.77	0.77	0.21
Waste disposal plant (middle level)		0.04	0.29
Incinerator building			0.79
Decontamination shop building	4.28	0.06	0.03
TCA	1.1	0.61	—
JPDR	37.65	27.7	1.04

であったと思われる。したがって平常作業時のみの放出を考えると生産量の増加に比してフィルタの効率向上, 操作技術の向上などにより放出量は減少の傾向にあるといえる。JRR-2からの放出RI量が前年度に比して激増しているのは気送管カプセル中に含まれている³⁷Clの(n, γ)反応によって生ずる³⁸Clによるものである。放出総量約2 mCiのうち約1.8 mCiはこの³⁸Clであるが, これは短半減期(37.3 min)であるため, 集塵炉紙中のラドン, トロンの崩壊生成物が十分減衰するのを待って, すなわち集塵後3日経過して測定した場合は検出されない。ホットラボからの放出RI量は前年度のようにUO₂カプセル切断というような特殊な作業が行なわれなかったために激減した。その他の建屋についてはとくに問題となるような量のRI放出はなかった。

(b) 排出ガス

TABLE 1-17 に過去3年間の主要な建屋からのガス放出量を示す。JRR-2, JPDRの放出量は若干増加の傾向がみられるが, これは主として運転時間が長かったことに

* 各建屋別の月平均濃度, 1日平均の最大濃度および放出量については, 放射線管理季報 No. 9~No. 10 参照。

よるものである。核種としては JRR-2, -3 および-4 では被照射空気中の ^{41}A , JPDR では燃料被覆のピンホールから漏洩する FP ガスの Xe, Kr である。なお JPDR ではオフガスの濃度が次第に増加しているが、これはピンホールがやや大きくなったためではないかと考えられている。(大西)

TABLE 1-17 Yearly amount of radioactive gases exhausted from facilities (Unit Ci)

Fiscal year	1964	1965	1966
Facilities			
JRR-2	3,336	2,379.6	4,956.9
JRR-3	174.5	934.4	1,000.4
JRR-4		0.13	0.16
JPDR	15.6	144.2	559.8
Hot laboratory		0.9	—

(5) 原子炉建屋などの排水中の放射性物質

東海研究所において、液体廃棄物として一般排水または処理場へ搬出された RI 総量は、20.2 Ci (前年度 0.7 Ci) であった。そのうち一般排水されたものは 0.2 Ci で

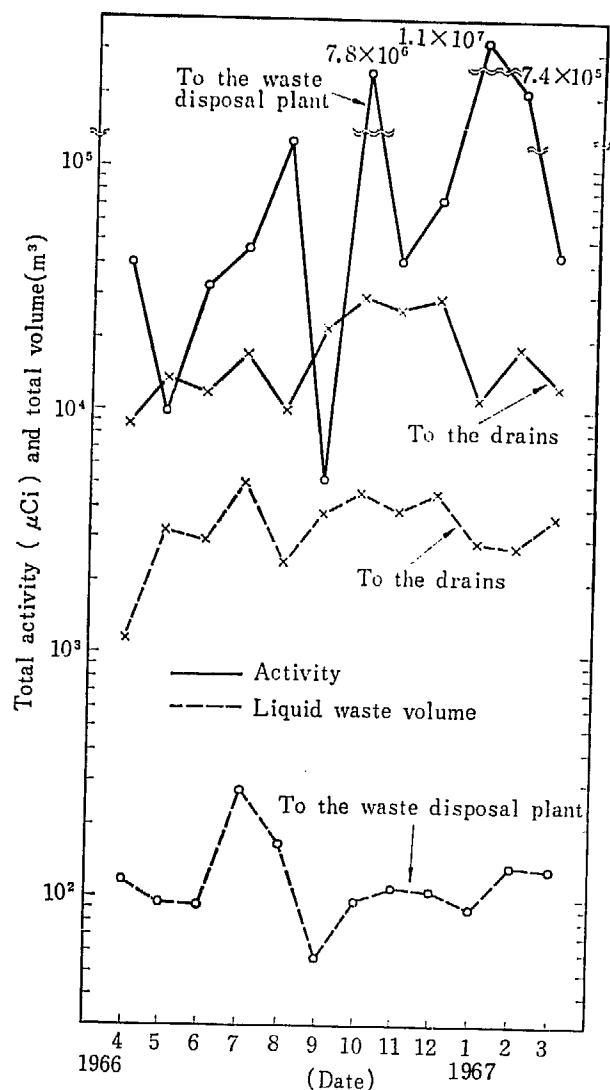
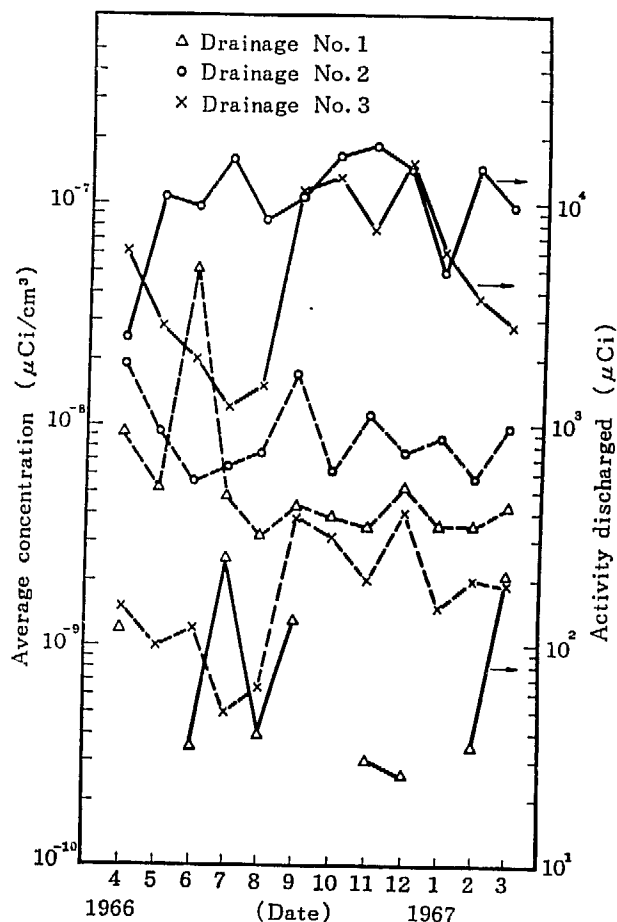


Fig. 1-9 Total activity and total volume discharged from the retention tanks installed in each building

前年度と同程度であったが、処理場へ搬出されたものは 20 Ci (前年度 0.5 Ci) で、大きく増加している。この増加は、JRR-2 で 10 月にポンプルームピットに漏出した D_2O 処分のため生じた $7.8\text{Ci}({}^3\text{H})$ と、1 月に蔽遮水を処分した $11\text{Ci}({}^3\text{H})$ が大部分を占め、一時的な増加である。

そのほか、廃棄物処理場の大型焼却炉稼動に伴う 0.7Ci とホットラボ 154mCi (前年度 20mCi) の増加が目立っているが、ホットラボでは、前年度が特別少なかったもので、上記の値は 1965 年度と同程度である。なお、RI 製造棟は 300mCi で変わっていない。



(no activity was discharged to the drainage No. 1 in May, October and January)

Fig. 1-10 Activity of low level radioactive liquid waste discharged to each drainage

TABLE 1-18 Total activity and percentage of liquid waste discharged from several main buildings

項目 建屋	一般排水		処理場搬入	
	RI 量 mCi	%	RI 量 mCi	%
ホットラボ	—	—	154	0.7
JRR-2	73	35	18,769	94
JRR-4	47	22	—	—
RI 製造棟	—	—	300	1.5
廃棄物処理場	12	6	11	3.6
JPDR	73	35	—	—
東海研総計	209	100	19,986	100

また、一般排水された総 RI 量は変わっていないが、建屋別では、JRR-4 の定常運転に伴う 47 mCi (前年度 20 mCi) の増加が目立っている。Fig. 1-9 に各建屋の廃液貯槽から出された廃液量と RI 量の月間合計量を、Fig. 1-10 に各排水溝における月間の総排出 RI 量と平

均濃度を示した。第 1, 第 2 排水溝の月間平均濃度は実測値であり、第 3 排水溝の濃度は、排出 RI 量と、排水液量より算出したものである。また TABLE 1-18 におもな建屋の排出 RI 量と、排出 RI の百分率を示した。

(国分)

1.3.4 ホットラボおよびホットケープなどの放射線管理

(1) JRR-2 の使用済燃料切断および送還時における放射線管理

日米再処理協定にもとづく JRR-2 の使用済燃料の返還にともない、ホットラボメインテナンスケープにおいて、使用済燃料の上下アダプタの切断作業が行なわれた。ホットラボへの燃料キャスク受入れ時の線量率および表面汚染度のチェック、切断作業中の誤切断を判定するためのダストモニタリング、水およびスミヤの測定、ホットラボからのキャスク搬出時の線量率、表面汚染度および水濃度の測定、横浜港における船積み前の線量率、表面汚染度および水濃度のチェックなど放射線管理上の一連の作業を行なった。

切断作業によって起こり得る誤切断の有無の判定をホットラボから依頼された。そのため燃料受け入れ前に、ケープ、マニプレータおよび実験台など切断作業中に燃料要素と接触すると思われるすべての機器を、除染またはペイント塗布により FP などの汚染がないように準備した。誤切断の有無判定には次の方法がとられた。切断器の近くを連続してダストモニタリングし、燃料要素ごとにその切断部分をスミヤし（グリセリンを附着させた汚紙による）、これを波高分析器によって FP（誤切断すれば長半減期核種である ^{137}Cs , ^{106}Ru , ^{144}Ce などの検出が予想された）の存在しないことを確かめた。切断ごとに 1 コずつスミヤ試料を採集し、波高分析器で判定することは非常に大きい労力を要するため、第 2 次の切断時には第 1 次の経験を生かしてスミヤ試料の個数を減らした。そのかわりに切断器の近くにガムドペーパーを置いて、それを 1 日に 1 回（燃料要素 3~4 本分）の割合で波高分析器にかけて判定した。全過程を通して FP は検出されず、検出された核種は燃料要素表面から見出されたものと同じく ^{60}Co だけであった。

上記の 3 つの方法のうちでスミヤ法が最も効果的であることがわかった。これまでの 2 回の経験から考えると、次回からの誤切断判定法としては、切断面を肉眼で観察し、怪しいと見られるものについてのみスミヤ試料をとり波高分析器により判断すれば十分であると思われる。

補助手段として切断された燃料の入った水槽の水濃度測定を 6 本に 1 回の割合で行ない、また切断中ダストモニタリングを行なえばよいと考えられる。

搬出時の燃料キャスクの表面汚染度は 200 dpm/100 cm^2 以下、また照射量率は第 2 次返還時には表面で最高 0.2 mR/h、表面から 1 m の点で 0.03 mR/h（バックグラ

ウンド）であり非常に低い値であった。一連の作業過程を通じて特に問題となるようなことは生じなかった。

(松井)

(2) ホットラボケープ除染時の放射線管理

内装機器の定期点検にともなって定期的に行なわれるケープの除染は、取り扱われる燃料や被照射材料の増加に加えて、比放射能の高いものが増えてきたため、高汚染、高線量率のもとで行なわれる。原子力発電会社燃料のモニタリングを主目的に整備された増設ケープは、乾式除染方式を採用した設計で、既設ケープのように水洗いしない点が除染作業上異なる。ここでは、増設ケープ中、試料の切断や切削加工が行なわれて最も汚染レベルの高いダーティケープの除染時の管理について一例を上げて述べる。ケープの除染は最初遠隔操作で行なわれ、真空掃除機とウェスで切削屑を除去して、できるだけバックグラウンドが下げられる。この除染後の空間照射量率は最高 150 mR/h、平均 50 mR/h、表面汚染度は平均 10^6 dpm/100 cm^2 で、 ^{60}Co と FP (^{95}Zr - ^{95}Nb , ^{103}Ru , ^{144}Ce) による汚染であった。空気汚染は $<2 \times 10^{-12}$ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。以上の結果にもとづいて除染の防護手段が決定される。すなわち、空気汚染は検出されなかったが、表面汚染より判断してケープ内作業者はエアラインスーツを着用することにし、汚染拡大防止のため、ケープ背面入口 2 ヲ所にコントロールエリアを設けて区画し、出入の管理を徹底させた。コントロールエリアの作業者はダストマスクを着用した。除染は 2 名が入室し、作業前に、スプレーガンで水を噴霧したのち中性洗剤溶

TABLE 1-19 Contamination of suits resulting from decontamination operation (dpm/100 cm^2)

Operator Parts	Process I		Process II	
	A	B	C	D
Head	4.5×10^3	3.5×10^4	2.2×10^3	4.9×10^4
Right shoulder	9.0×10^2	2.1×10^3	4.0×10^2	4.9×10^5
Left shoulder	1.0×10^2	1.4×10^3	8.0×10^2	2.1×10^4
Belly	2.1×10^3	6.1×10^3	4.5×10^3	3.3×10^4
Back	2.5×10^2	6.7×10^3	7.0×10^2	2.8×10^3
Right hand	2.0×10^4	3.8×10^3	2.4×10^3	2.3×10^3
Left hand	6.3×10^3	3.5×10^4	4.7×10^3	4.5×10^4
Right knee	5.5×10^3	1.1×10^4	3.7×10^3	8.5×10^4
Left knee	4.8×10^4	1.4×10^4	1.6×10^3	8.7×10^4
Right foot	1.4×10^4	2.9×10^3	2.9×10^3	2.1×10^4
Left foot	8.1×10^3	8.7×10^3	1.1×10^4	3.4×10^3

液に浸したウェスで拭き取る方法がとられた。この操作を2回おこなったのちに、仕上げ除染を行なって、照射量率が平均 2 mR/h、汚染度は平均 10^3 dpm/100 cm² まで除染できた。TABLE 1-19 は、作業後、エアラインスーツの表面汚染をスミヤ法によって測定したもので、各作業者とも頭の汚染度が肩、腹などに比較して高い。頭は、拭きとる作業において離脱して舞い上がった塵埃が付着し易い位置であると推定される。

この作業では内部被曝はなく、外部被曝線量当量は全身で max 13 mrem、手先が 30 mrem で計画被曝線量当量以下であった。以上の結果より除染作業において放射線管理上注意すべき点は次のようになる。

- ① 外部被曝線量当量は除染によって線量率が漸次減少するため計画値の約 1/5 程度になる。
- ② 事前のダストモニタの測定結果は換気はあっても静的な測定なので、その結果のみで防護手段を判断するのは危険である。
- ③ 防護手段の計画にさいしてはケープ外、特にコントロールエリアの作業者に対しても十分考慮しておく必要がある。
- ④ 汚染拡大の防止として、コントロールエリアを設け内外の出入管理を徹底させる。
- ⑤ 高線量廃棄物が搬出されるためケープ外の線量率が高くなるので一時的な保管場所をあらかじめ設けておく必要がある。
- ⑥ 乾式に比較して湿式の除染法が放射線防護上望ましい方法で、作業前に水のスプレーで塵埃の浮遊を抑えることは、増設ケープの場合もおこなった方がよい。この例の場合は噴霧機のスプレーであり、スプレー後すぐに蒸発し効果が少なかったと考えられる。(高橋)

(3) RI 製造棟における放射性ヨウ素のモニタリング

¹³¹I は 1 バッチ当たり 1 Ci の定常製造が開始されたが、その後一年間このモニタリングをおこなってきたので、その結果をまとめて述べる。

まず、スタックから放出される ¹³¹I の濃度 (1 日平均最大) について取扱量をもあわせ Fig. 1-11 に示す。Run No. 3 および No. 6 で高くなっているのはそれぞれ試料の照射テルル酸を硫酸ではなく水で溶解して蒸留が行なわれたこと、製品ビンが割れ約 600 mCi 程度の ¹³¹I がセル中に漏出したことによる異常状態が発生したためである。No. 5 から 9 回の Run の 1 日間の平均値は 3×10^{-9} μ Ci/cm³ となり、約 300 μ Ci 程度が大気中に放散されることになる。すなわち、1 Ci の ¹³¹I の製造を行なった場合、平常状態ではスタック先端の 1 日平均濃度は (MPC)₀ 程度となる。また放出の時間分布についてみると、蒸留後期の 30 分間位に 1 日積算量の約 80% が放出される。

作業室内の空中濃度についても連続モニタリングを行

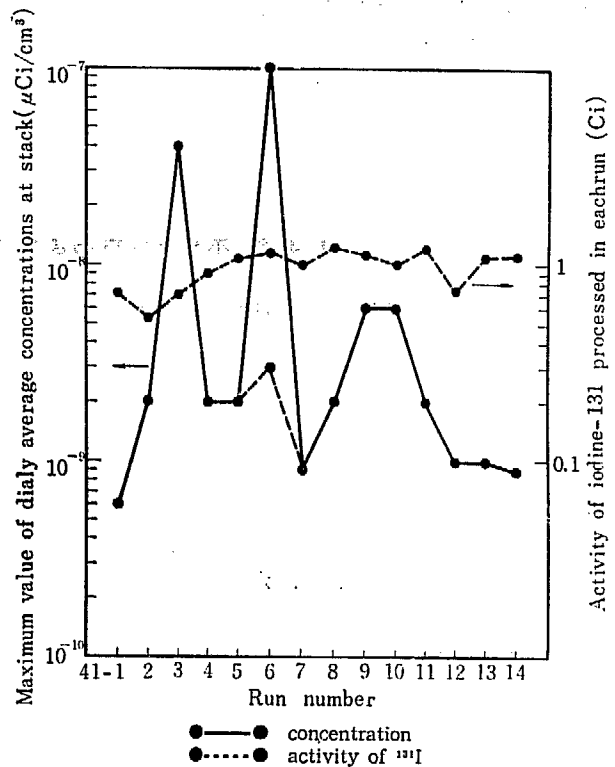


Fig. 1-11 Relationship between maximum value of dialy average concentrations at stack and amount of iodine processed in each run

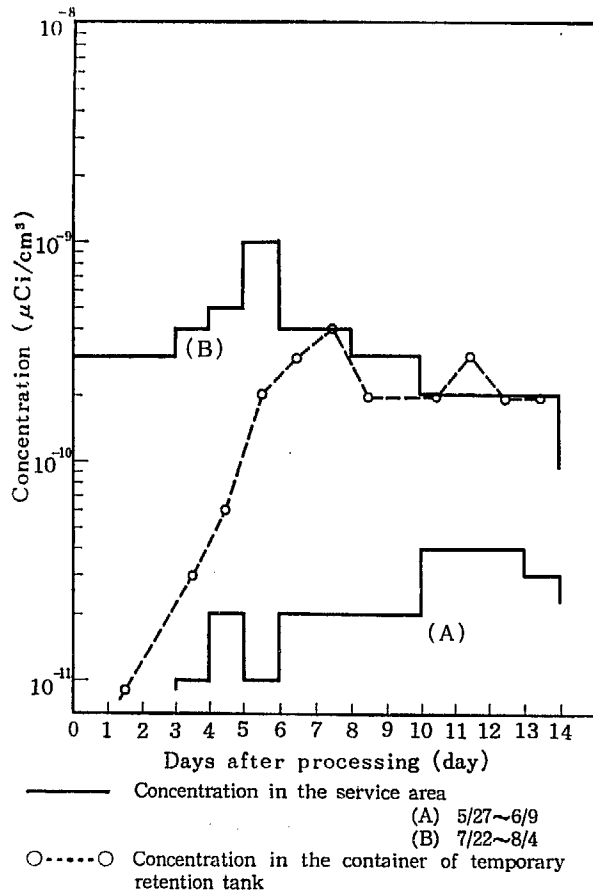


Fig. 1-12 Variations of concentration in the service area and iodine activity leaked out from the disposal tank installed in the service area

なった。比較的濃度の高い一例を Fig. 1-12 に示す。点線はサービス・エリアのセルのうしろに置かれている蒸留残液を一時貯留するためのポリエチレン瓶から漏洩した放射性ヨウ素によるポリエチレン瓶収納容器内の汚染濃度を示すものである。これがサービス・エリアの空中濃度と同じような傾向にあることから、サービス・エリアのヨウ素による空気汚染のおもな原因はこの廃液タンクからの漏洩によるものと判断される。なおオペレーシ

ョン・エリアにおいては空気汚染はほとんど検出されなかった。また作業者に対してはヨウ素の甲状腺沈着量のヒューマンカウンタによる測定が作業終了ごとに行なわれた。その結果この一年間、56 回の測定が行なわれたうち 87% の 49 回が検出感度以下、甲状腺における最大沈着量は $1.7 \mu\text{Ci}$ (M. P. B. B. の約 100 分の 1) であった。(井沢)

1.3.5 研究炉および動力炉などの放射線管理

(1) JRR-2 燃料用下段プラグの修復作業に伴う放射線管理

燃料下段プラグの破損は、1966 年 12 月 23 日の燃料交換作業時に発生した。その原因は燃料プラグが完全に収納されない状態で、ロータリープラグを回転させたためであった。

破損箇所は、プラグ上部の遮蔽体および制御棒デスコネクト部で、亀裂および変形が生じた。この修理作業が 12 月 24 日～28 日に行なわれた。

炉内には約 20 本の燃料が入っており、しかも、130 時間の利用運転が 6 日前に終わったことから、作業中の放射線レベルは、かなり高くなることが予想された。

作業にあたっては、その準備、計画が慎重に行なわれ、また放射線被曝についても万全の対策がなされた。

(a) 外部放射線による被曝防護対策と被曝状況

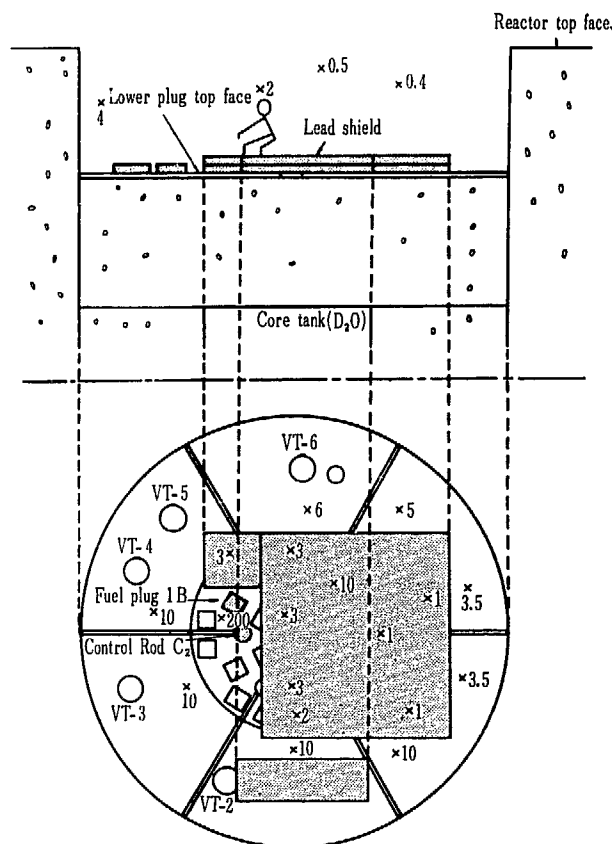


Fig. 1-13 Gamma radiation level at lower plug top face of JRR-2

Fig. 1-13 に炉体作業場の放射線レベルを示す。

炉体上段プラグを取り出した時の、燃料棒や制御棒の表面照射量率は、最大 3 R/h、破損した部分が、2 R/h であった。したがって、この表面に 5～10 cm の鉛遮蔽ブロックを敷きつめ作業場の放射線レベルを 2～10 mR/h にして、距離と時間規制とによって個人の計画被曝 (50 mrem) を越えないようにした。

破損部の燃料孔 (1 B) や制御棒 (C₂) では、直上する強い放射線ビームがあるため鉛玉を入れた袋で遮蔽が行なわれ (50 ～200 mR/h) 局部被曝をできるだけ少なくするようにした。

特に被曝の恐れがある作業には、ポケットドジメータやポケットチェンバーをつかって、毎日の被曝線量および、その積算値をチェックしながら被曝のコントロールをした。また局部被曝に対してはフィルムリング、リストバッジを着用させた。

Fig. 11-4 は、全修復作業期間における作業員の被曝線量当量を示したものである。この作業における個人の最大被曝線量当量は 35 mrem であり、目標値の 50 mrem 以下におさえることができた。

局部被曝については指先で 140 mrem、手首で 70 mrem が最大であり、特に問題はなかった。なお、この作業に

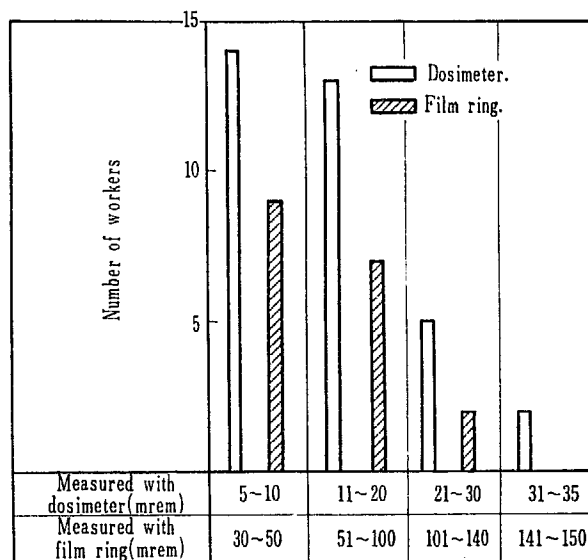


Fig. 1-14 Dose summary exposed during the repair work of JRR-2

において受けた指先の被曝線量当量と手首の被曝線量当量の比は、100 : 30 であることがわかった。

(b) 空気および表面汚染の対策と被曝状況

この作業のおもな空気汚染源は、空気中に浮遊する重水中のトリチウムであるから、特に垂直実験孔のシンブルや、遮蔽用上段プラグの取出し作業の際に注意を払った。

炉内の換気が十分に行なわれていたため、前者による空気汚染は全くなかった。

後者の場合は下段プラグ表面近くで約 $10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の空気汚染を生じた。しかし、あらかじめ用意していたビニールシートをすばやく敷き、かつ換気の効果を十分にあげることによって、トリチウムの漏洩を防いだ。このことはまた表面汚染の拡大を防止するのもに役立った。そのほか、炉心に附着している放射性物質が作業により舞い上がり、空気汚染を起すことも考えられたので、ダストモニタにより連続的に監視測定したが、全く問題なかった。

表面汚染に対する対策としては作業員の汚染防止を第一の目的として、作業員に対してはアノラック上下作業衣を着用させた。炉室ブリッジ入口ではバリアを設けて炉室用の RI シューズから炉頂用のものに履き換えると

ともに、退出者の汚染検査を厳重に行なった。さらに、炉体内に入るときはカバースューズをつけるなど、万全を期した。その結果、全く問題なく作業を終了することができた。(藤田(久))

(2) JRR-2 重水ダンプ時の線量率測定

JRR-2 の主重水系バルブ交換作業が 1966 年 4 月に予定された。原子炉の延積算熱出力は 2116.15 MWD に達しているため、重水ポンプルーム内の線量率が非常に高くなっていること、作業中の重水の漏洩防止上、炉心部の重水レベルを下げるなどの必要があることから、非常に高い放射線レベル下での作業が予想された。この種の作業は前例がなく、作業中放射線の遮蔽や距離をとるなどの防護処置がとれないために、作業時間の制限を行なう必要性から作業場の放射線レベルについて事前に調査した。

重水レベルを燃料棒のミート部より、約 11 cm 上位まで下げるので、炉心部から重水パイプなどの天井貫通孔を通してビーム状の放射線が重水ポンプルーム（以下ポンプルームという）に入射するため、燃料棒 4 本を取り出したのち、炉心部の重水を重水貯留タンクに約 4.8 m^3 貯留した。その間、重水ダンプ中のポンプルーム内

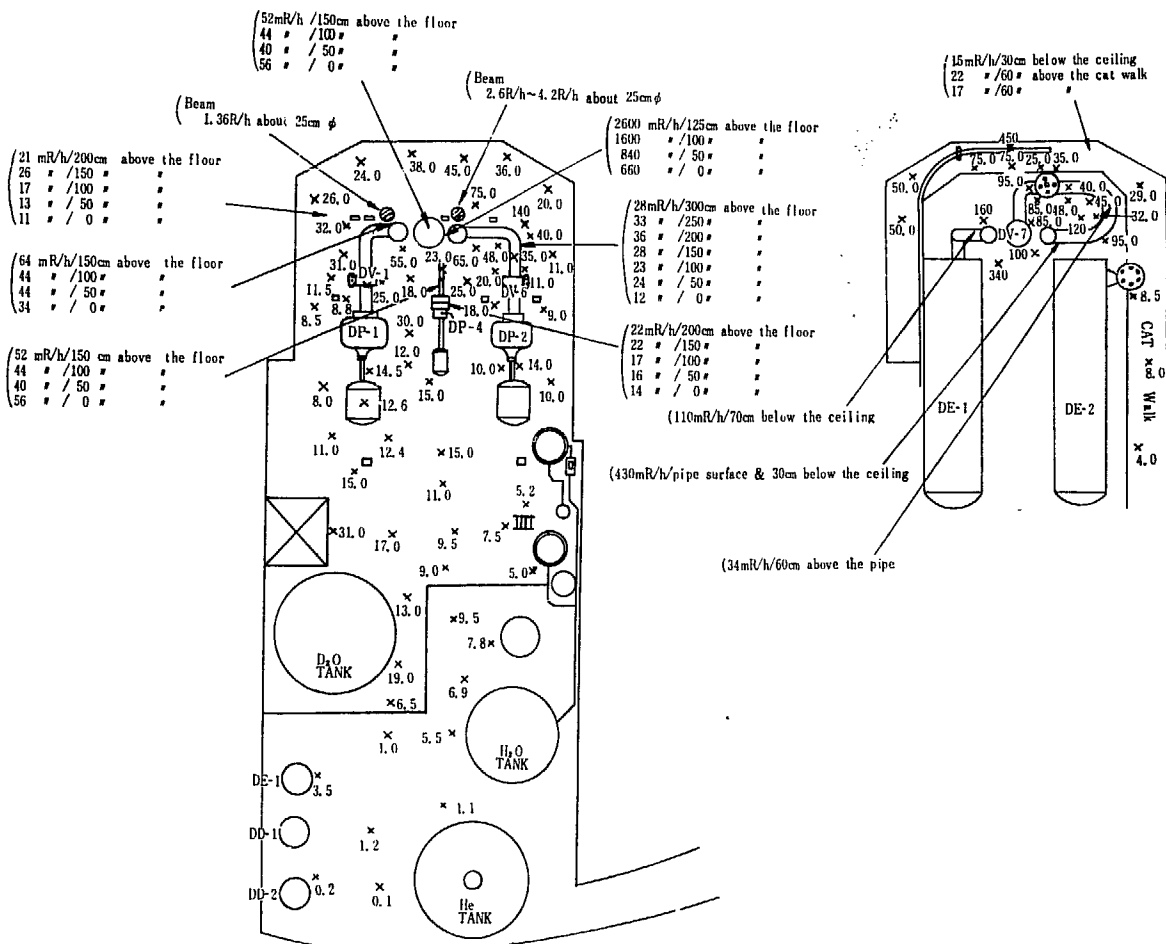


Fig. 1-15 Radiation levels (mR/h) in the heavy water pump room of JRR-2 after heavy water was dumped on 15th Apr. 1967. Figure of the upper right side shows exposure rate as determined by glass dosimeter (measured on 24th Dec. 1966). Gamma exposure rates were measured with an ionization type survey meter at height of 1 m above the floor.

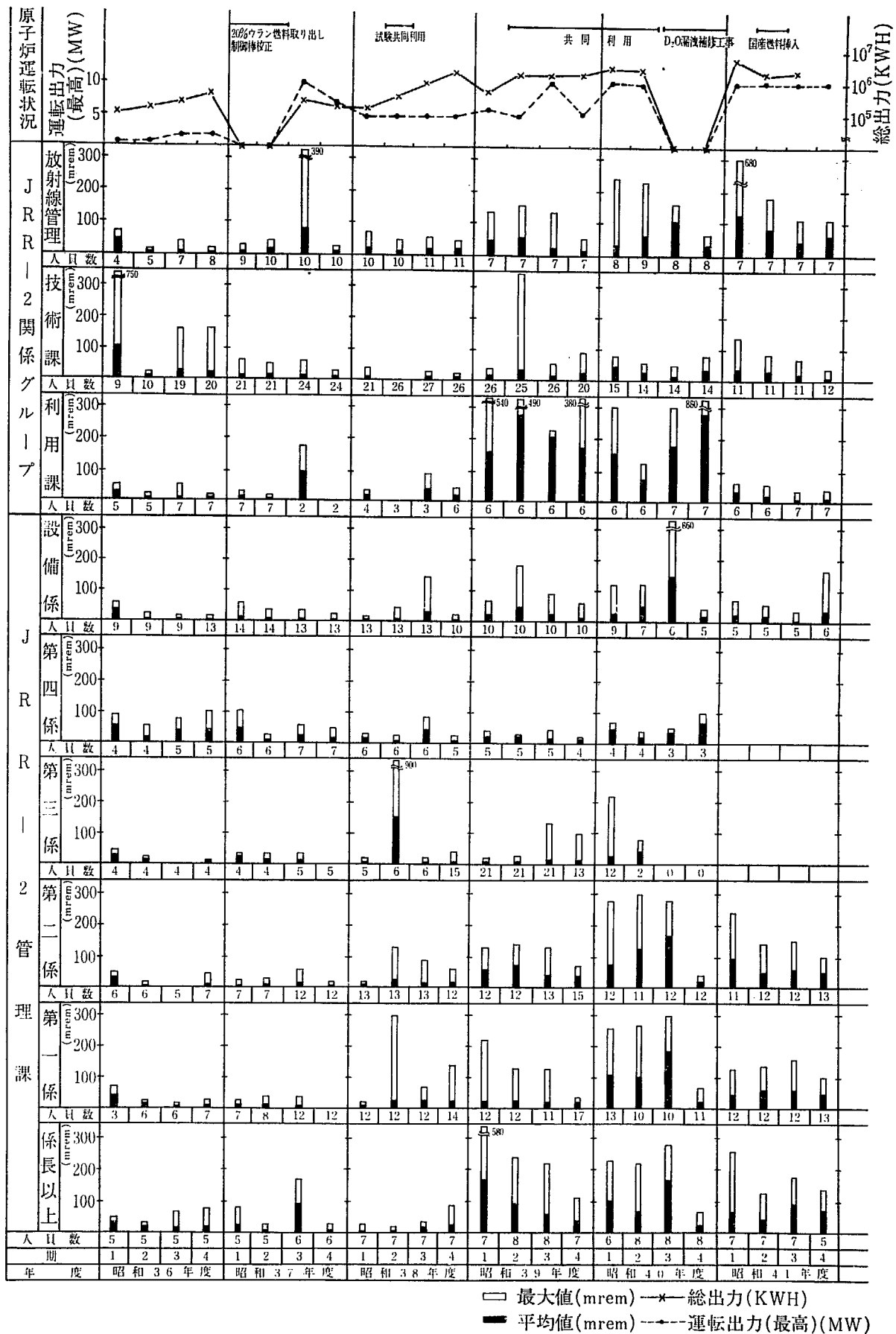


Fig. 1-16 Correlation between reactor power and external dose

空間線量率の変化を測定する目的で、あらかじめ主重水管の数個所に電離箱型サーベイメータを固定して、レコーダによる連続測定を行なった。

その結果、立入りが可能であることを確認したあと Fig. 1-15 に示すように、ポンプルーム内空間照射量率分布を測定した。また人の立入りが不可能であることも考慮し、12月23日にはガラス線量計を使って測定したが、測定値はサーベイ法とほぼ一致している。ガラス線量計の測定値は Fig. 1-15 に示す。DV-7 天井貫通孔からの 1.36 R/h~4.1 R/h のビーム状の放射線を除いて、その他の所では原子炉停止時のバックグラウンドより 5~10 mR/h 程度高い 15~30 mR/h、交換されるバルブ表面では最高 140 mR/h、平均 40 mR/h であった。

この測定値から検討して、DV-7 を中心とした DV-1 から DV-6 の間で、バルブ交換作業が行なわれる時ビーム状の放射線に特に注意する必要があるが、この部分を含め今回行なわれるバルブ交換作業は、作業時間を制限することにより作業を行なえば十分に可能であることが判明した。

以上の結果から、炉心および配管中の重水ダンプによるポンプルームへの放射線の影響は、炉心直下の配管を通して放出されるビーム、およびその散乱放射線によるポンプルーム全体の空間照射量率の上昇、配管中(曲管部など)に蓄積されたレジジンなどによる配管表面の線量率上昇が主たるものであり、炉心部の重水ダンプによる影響は直接ポンプルームに関与されなかった。なお、炉頂での線量率変化もみられなかった。

総体的にポンプルーム内放射線量率の実測値は事前の計算値よりも低く、十分に作業は可能であることが判明

した。(田村)

(3) JRR-2, 6年間の運転に伴う作業グループ別の外部被曝線量の推移

JRR-2 施設内常時立入者の過去6年間(1961年4月~1967年3月)の個人外部被曝線量とおもな作業、炉出力および総出力との関係について各グループ別に調査した。その結果を Fig. 1-16, Fig. 1-17 に示す。JRR-2 は CP-5 型重水減速型原子炉で 1960 年 10 月 1 日臨界に到達した。そのうち 1962 年 3 月まで 20%濃縮ウラン MTR 型燃料を用いて定格出力への出力上昇運転を行なったが、最高熱出力は定格出力時の熱除去の問題があり 3 MW にとどまった。この間第1次、第2次出力上昇試験などを含めて、総出力約 1,280 MWH に達した。この期間はおもに炉運転を中心とした作業が行なわれ、炉チェック運転、毎年行なわれるオーバーホールなどに伴ない重水ポンプ室への出入り、各装置の運転などであったが、炉熱出力が低かったため外部被曝は各グループとも比較的低かった。1961 年 4 月に 90% 濃縮ウラン MTR 型燃料に取りかえ再度臨界実験を行ない 10 MW に上昇した。また、この年の中頃には試験共同利用が始まり 1964 年初期には炉出力を 5 MW で本格的な共同利用連続運転を開始した。それに伴ない各グループの放射線下作業も多くなり被曝も一挙に増加した。特に利用グループおよび炉運転係はその前のいずれの年よりも急に被曝が増した。そのうち 5~10 MW にて共同利用が続けられてきたが 1965 年 9 月から 11 月にかけて炉心重水洩れ修復作業が行なわれ、この修復作業は高放射線レベル作業であったため各グループとも

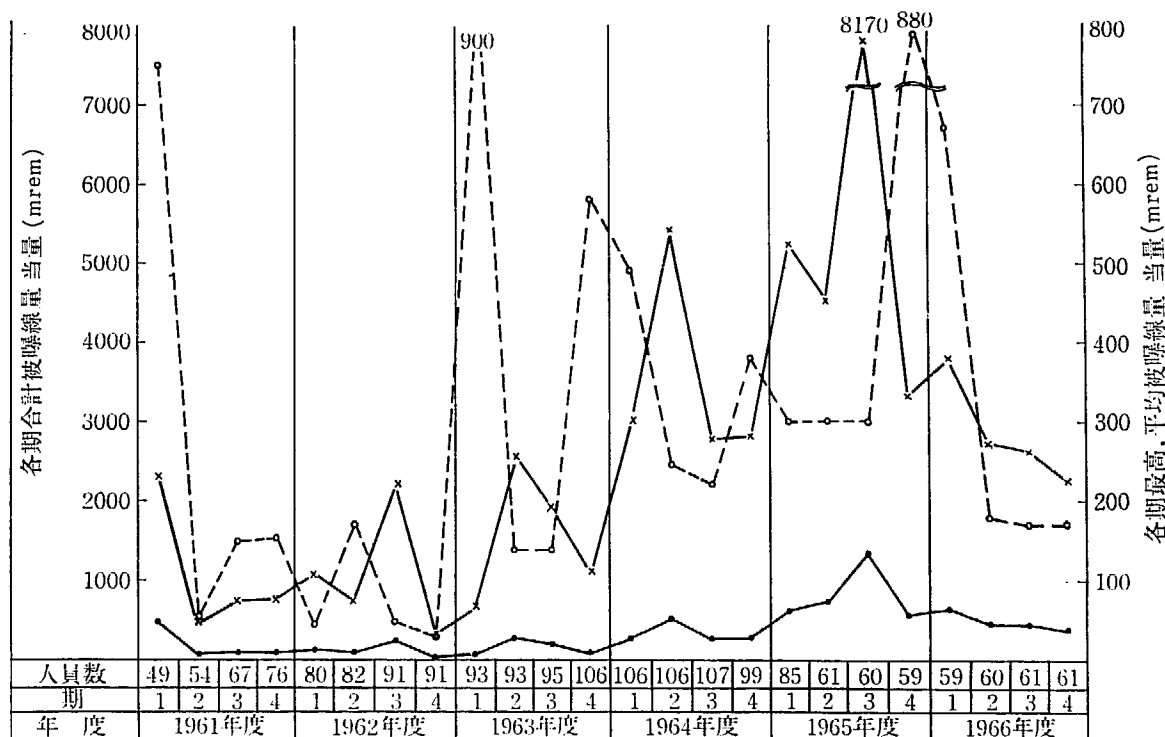


Fig. 1-17 Variation in external dose of personnel working at the JRR-2 from 1961 to 1966

に平均して被曝線量は上昇している。この修復作業後も定格出力 10 MW による共同利用連続運転をおこない現在に至っている。現在では各サイクル後燃料交換、試料取出しなどの作業がおこなわれるため、これがおもな被曝の原因となっている。Fig. 1-16 に見られるように利用グループでは照射試料の取扱いをおこなうため個人によって大きな差がある。また炉運転グループでは重水ポンプ室での作業、各サイクル後の燃料交換などがあるため被曝の原因となっている。Fig. 1-17 に全グループの各期合計、平均、最高値の外部被曝線量当量を示す。このグラフからわかるように外部被曝は増加の傾向があったが 1966 年以降においては減少の傾向を示している。

これは共同利用連続運転が従来のように軌道に乗り定常作業にかえたためと考えられる。(水書)

(4) JRR-3 重水循環系作業に対する放射線管理

JRR-3 は 1967 年 3 月現在、積算出力 1,500 MWD に達している。冷却機器室の重水配管中には放射化された腐蝕物が附着または沈着し、配管表面一部の照射量率は 1.5 R/h にもおよんでいる。このため JRR-3 課員による日常の点検作業時にも被曝の点で問題があるが、特に高照射量率附近の機器の分解、点検などの作業は長時間を要するので被曝線量が増加している。1966 年度に重水循環系で作業をした JRR-3 課員の γ 線による全身被曝線量当量の最高は 450 mrem で、1 人当りの平均被曝線量当量は 183 mrem である。作業人員は JRR-3 課全員の約 33% であるが、被曝線量当量は 65% を占めており、重水循環系以外で作業をした課員の約 3 倍の被曝線量当量である。また重水循環系機器の分解、点検にはトリチウムによる空気汚染がとれない、最近ではその吸入による内部被曝が検出されている。今後運転履歴の増加とともに内部および外部被曝の増加が十分予想されるので嚴重な放射線管理が必要である。以下に 1966 年度におこなった放射線管理の概況を述べる。

(a) トリチウムの放射線管理

トリチウムの放射線管理についてはすでに報告¹⁾されているが、1967 年 3 月現在炉心重水中のトリチウム濃度は $130 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ と推定されている。この重水系においてトリチウムによる空気汚染の発生をとまなう作業は、1 年に約 20 回の割合でおこなわれ、空気汚染度の最高は $1.5 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。トリチウムによる内部被曝線量当量の最高は、 $D_{\infty}=3 \text{ mrem}$ で特に問題とする値ではなかった。この理由としてはトリチウムガスの漏洩が局部的で、量としてはそれ程大きいものではなかったこと、作業手順や方法に配慮がなされたことなどがあげられる。

今後このような作業の頻度も増加すると予想され、またトリチウムによる空気汚染濃度も高くなることを考慮して、空気汚染をとまなう重水循環系の作業には局所的な換気の実施が望まれる。

(b) 重水フィルター交換作業時の放射線管理

重水フィルターは、主重水精製回路の不純物の除去を目的としており、9 本のフィルターで 1 エレメントを構成している。フィルターは外径 45 m/m (厚み 2 m/m)、長さ 270 m/m の SUS-27 の焼結合金よりなり、その厚み全面に放射性物質 (^{60}Co)²⁾ が附着している。フィルター交換は 3~5 回/年程度であるが、フィルターはフィルターサポートにネジ込みされているので取外し作業は直接フィルターをつかんでおこなうが、このため指先にかんりの被曝が生ずる。指先の被曝線量当量を推定するため、1967 年 3 月に交換したフィルター 1 本を取り出し、照射量率からフィルターに附着した ^{60}Co の放射能を AECU-3510³⁾ の円柱状線源の式を用いて計算した結果 $5.2 \text{ mCi}/\text{本}$ であった。このフィルターを直接指先でつかんだとき、指先の吸収線量率は、 γ 線の場合 (1) 式⁴⁾ で与えられる。

$$D_{\gamma}(\infty) = 1.07 \mu_1(2E_{\gamma}) S \left[\int_h^{\infty} \frac{e^{-y}}{y} dy - e^{-h} \right] \text{ rad/h} \quad (1)$$

ここで S を近似的に $12 \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$, E_{γ} : 1.25 MeV にとると

$$D_{\gamma}(\infty) = 8.2 \text{ rad/h} \text{ である。}$$

次に β 線による表面吸収線量率は、厚み $2 \times 10^{-1} \text{ cm}$ の ^{60}Co ($E_{\beta\text{max}}$: 0.306 MeV) の体積線源として計算すると (2) 式⁵⁾ で与えられる。

$$D_{\beta}(\infty) = \frac{1.07}{\rho_s} E_{\beta} C' \left[\int_0^x \frac{e^{-y}}{y} dy dx - \int_0^{7 \times 10^{-3} \mu} \frac{e^{-y}}{y} dy dx \right] \text{ rad/h} \quad (2)$$

ここで $\rho_s = 4.5 \text{ g}/\text{cm}^3$, $E_{\beta} \equiv 1/3 E_{\beta\text{max}} \approx 0.1 \text{ MeV}$, $C' = 12 \mu\text{Ci}/0.2 \text{ cm}^3 \approx 60 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ とすれば、 $D_{\beta}(\infty) = 3.9 \times 10^{-1} \text{ rad/h}$ である。ゴム手袋 ($20 \text{ mg}/\text{cm}^2$) を使用すると吸収線量率は

$$D_{\beta}(\infty) = 1.6 \times 10^{-1} \text{ rad/h}$$

となる。

そのほか、フィルター取外しのとき他のフィルターからの放射線による手先の被曝が生ずるが、取外し中の照射量率の平均はポケットドジメータを使用して測定すると約 4.5 R/h である。

したがって指先における吸収線量率の合計は約 13 rad/h になり、大部分 γ 線の寄与によるものである。作業時間を 5 分程度とすると手先の被曝量は 1.1 rad である。この作業中フィルム・リングによる手先部の被曝測定結果は 780 mrem (作業時間 3 分間) で良く計算値と一致している。作業者の全身被曝線量当量の最高はポケットドジメータで 60 mrem であった。このように作業時間が短いにもかかわらず被曝線量当量が多いので、実作業では個人的に被曝が片寄らないように作業手順などを配慮して実施している。今後運転履歴の増加に伴ない被曝線量当量が増加することを予想して、フィルターの交換方法の改善を JRR-3 管理課に勧告してきたが、来期からエレメント単位で交換するよう改善される

ので、局部被曝はもちろん、全身被曝もかなり防げるものとする。

(c) 非常用重水ポンプ等の分解、点検時の放射線管理

冷却機器に室ある非常用重水ポンプ、重水バルブの分解、点検作業は同室において、JRR-3 課員、外来業者によっておこなわれた。作業場の放射線レベルは 30~40 mR/h (局部的には 500~1,100 mR/h)、計画作業日数は 2 日程度であったので外部被曝が問題となった。特に外来業者 (随時立入者) に対する被曝線量はかなり低い値に押える必要があるため、その対策として作業場の重水配管中にある重水約 1 m³ を、重水中に含まれる放射化した腐蝕物の除去を目的としてドレンさせた。また局部的に高レベルの個所は鉛ブロックで遮蔽をおこなった。その結果作業場の放射線レベルを約 1/2 程度に下げることができた。また作業はできるだけ低レベルの場所でおこなうよう作業手順の配慮をして作業を進めた。被曝線量当量は JRR-3 課員 (7 名中) 最高 172 mrem、平均 100 mrem、外来業者 (4 名) の最高 100 mrem、平均 70 mrem で計画被曝量の 2~3 倍の被曝量であった。これは作業が 1 回で期待通りいかず、同作業を繰返したためである。身体汚染、内部被曝は生じなかったが、今後冷却機器室などで作業計画を立てるさい適当な安全係数を掛ける必要があろう。

今後とも冷却機器室内で今回のような機器の分解、点検といった作業は度々あることや、冷却機器室の放射線レベルの上昇を考慮して、最も被曝に寄与する局部的に高レベルの個所の照射率を下げる試みをおこなった。すなわち、重水のドレン配管中に蓄積している放射化した腐蝕物を重水とともにドレンさせることにより、重水パイプ表面で 1.5 R/h の照射率を約 1/2 の照射率に下げることができた。重水ドレン量は約 20 l である。し

かし、このような個所は放射化した腐蝕物が蓄積し易いので蓄積しないような恒久的対策を考慮すべきであり、また今後この種の機器の設計などには考慮すべき点であろう。(関(昭))

参考文献

- 1) 保物の活動, No. 8, p. 48 (1965)
- 2) 保物の活動, No. 8, p. 34 (1965)
- 3) R. DENNIS, S.N. PUROHIT, T.E. BROWNELL: *Procedures for shielding calculations Technical Report No. 1* (1957)
- 4), 5) 外部被曝による β 線吸収線量の評価, JAERI-1065 (1964)

(5) JRR-4 における廃水の放射線管理

JRR-4 では、約 1,000 ton の軽水がプール水および炉心タンク水として使用されている。これらの軽水の一般排水にあたって、現在 JRR-4 でおこなっている排水濃度の測定、排水の管理基準値などについて述べる。

(a) JRR-4 の一般排水量

過去一年間 (1966.4~1967.3) の排水量の総計は、8,050 m³ (4,200 μ Ci)、月平均 670 m³ (350 μ Ci) である。

(b) 排水濃度の測定方法

排水濃度の測定は、炉の構造上下記のことを考慮して

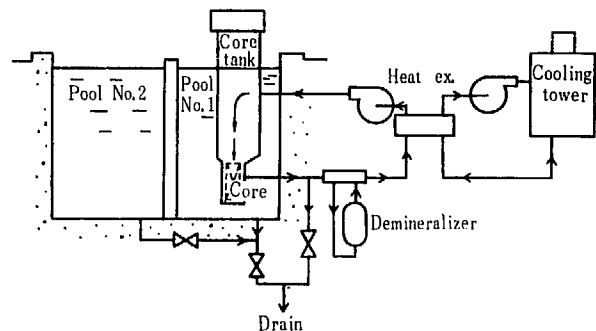


Fig. 1-18 Block diagram of cooling system at JRR-4

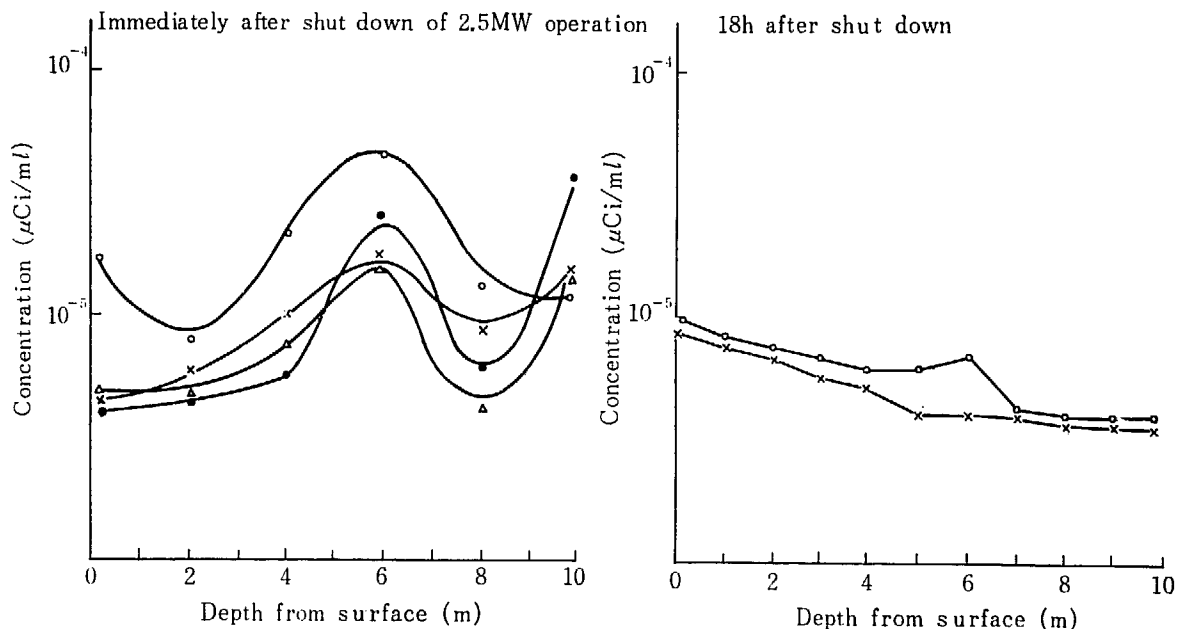


Fig. 1-19 Distribution of radioactive concentration of the pool water at JRR-4

おこなっている。

(i) プール水のサンプリング場所

Fig. 1-18 に示すように、炉水は強制循環により攪拌されているが、プール水はほとんど循環していないから、放射能濃度はプール全体にわたって一様ではない。そこで、排水濃度を危険側に測定することのないように、なるべく高濃度の所からサンプリングしている。

Fig. 1-19 にプール水濃度分布を示す。炉停止直後では、プール底面から約 4 m 上にピークを示すが、炉停止後 18 時間では水位上部が高濃度になる。これは、照射された比較的温度の高い水が徐々に水面へ向かって上昇していくためであると考えられる。したがって、サンプリングに適当な場所は、炉停止直後ではなるべく炉心タンクの近くでプール底面から 4 m 上の所であり、炉停止数時間後にはプール水位上部である。

(ii) 炉水の混合による濃度の増加

Fig. 1-18 に示すように、プール水と炉水は炉心タンクによって分離されている。しかし、排水する場合は両方が混合されるので排水濃度は増加する。

したがって、排水濃度 $C(\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)$ はプール水濃度を $C_P(\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)$ 、炉水濃度を $C_R(\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)$ 、プール水および炉水の排水量をそれぞれ $V_P(\text{m}^3)$ 、 $V_R(\text{m}^3)$ とすると次の式で表わされる。

$$C = \frac{C_P V_P + C_R V_R}{V_P + V_R} = \frac{C_P S_P + S_R}{\frac{S_P + S_R}{C_R}} \quad (1)$$

(S_P, S_R は、プールおよび炉心タンクの開口面積、 $V = S(\text{m}^2) \times h(\text{m})$ 、 h は排水レベル)

ところで、(1) 式の C_P/C_R は数回の測定の結果、炉停止数時間後には約 1/50 の比で一定であることが判明した。したがって、(1) 式に各値を代入すると

$$C = \frac{C_R}{16} \quad (2)$$

となり、炉水の濃度測定のみで全体の排水濃度を求めることができる。

炉停止直後または短時間内に排水をおこなう場合は(2)式を適用できないので、プール水と炉水の両方の濃度を測定し(1)式を用いて求めている。

通常、一般排水は炉停止 1 日～2 日後におこなわれるので(2)式を用いる場合が多い。

(c) 一般排水の管理基準値

一般排水の可否を決める管理基準値は $10^{-5}(\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)$ を用いている。炉水およびプール水の核種は ^{24}Na が支配的であるが、ほかに少量存在している放射化腐蝕物の ^{51}Cr 、 ^{58}Co 、 ^{59}Fe や、FP の ^{140}Ba – ^{140}La が増加することを考慮して、排水濃度が上記の値を越えない範囲で、一般排水を行なっている。炉停止後、この濃度に減衰するまでの時間は運転条件にもよるが普通 24～48 時間である。

やむを得ず $10^{-5}(\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)$ 以上のものを排水する場

合は、炉水の核種分析を行ない ^{24}Na であることを確認した上で、排水濃度が $3 \times 10^{-3}(\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)^*$ を越えない範囲で一般排水している。しかし、現在までに $10^{-4}(\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)$ 以上の一般排水はおこなわれていない。(服部)

(6) JRR-4 の修理作業に伴う放射線管理

JRR-4 では、1966 年 7 月から 8 月にわたって、炉心の近くにある材料の修復作業がおこなわれた。

作業内容は、動かなくなった He タンクおよび炉心タンク固定用脚の修理であった。作業者は炉心タンクに相当近づく必要があったため、プールおよび炉心タンクの排水がおこなわれたが、高線量率を予想して炉心要素を

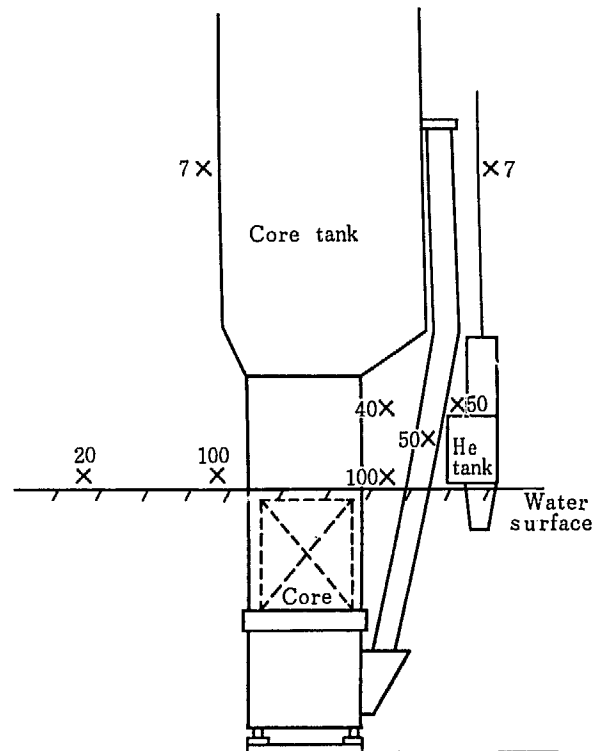


Fig. 1-20 Radiation level at the surface of core tank after fuel elements were removed (unit mR/h)

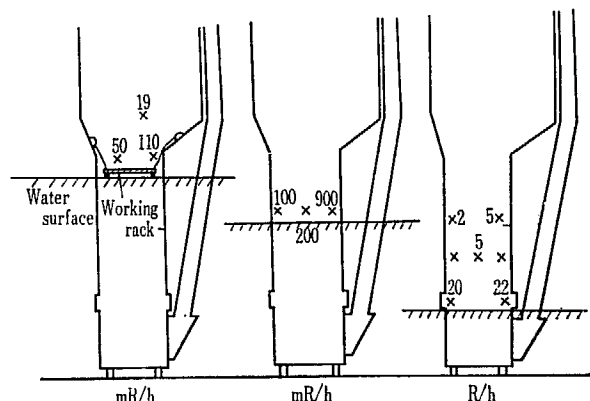


Fig. 1-21 Radiation level at the inside of core tank after core elements were removed

* ^{24}Na の最大許容水中濃度は $3 \times 10^{-4}(\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)$ 。排水溝の出口で 1/100 以下に薄まることを考慮すると、排水の基準濃度は $3 \times 10^{-4} \times 1/10 \times 100 = 3 \times 10^{-3}(\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)$ となる。

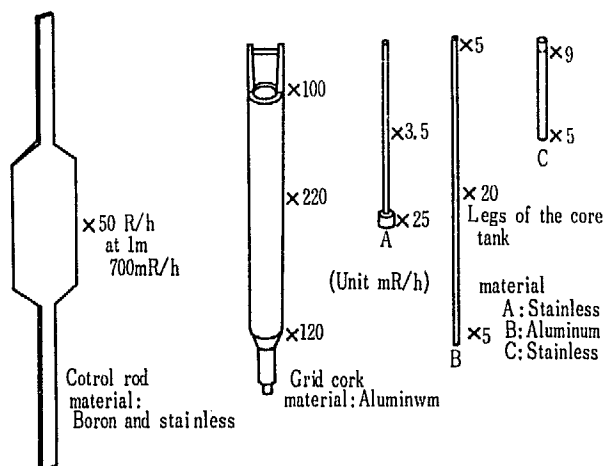


Fig. 1-22 Radiation levels of core elements

炉心タンクから取り出し別のプールに移した。

このとき、各炉心要素の表面線量率の測定、排水後の炉心タンク内外の空間線量率分布の測定をおこなった。その結果を Fig. 1-20, Fig. 1-21 および Fig. 1-22 に示す。

作業者の被曝線量当量はフィルムバッチ、ポケットチェンバを用いて測定したが、作業者 20 名中全作業を通じて 10 mrem 以上の被曝者は 3 名であり、その最大被曝者は 110 mrem であった。また、局部被曝についての問題はなかった。

作業が大がかりな割には被曝線量を低くおさえることができたが、これは作業に支障のない範囲で、できるだけ水面を上げ水の遮蔽効果を十分に利用したこと、作業計画にしたがって、各作業時間をストップウォッチで計り余分な被曝を防いだことがあげられる。

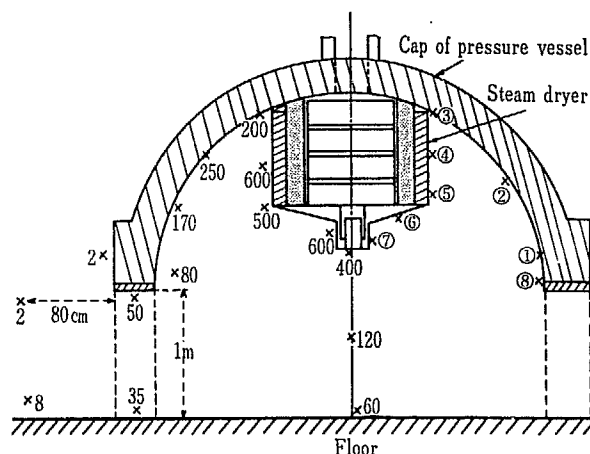
また、本作業での汚染は、炉心タンク内で 3,000 dpm/100 cm² 程度で他の原子炉に比べれば十分低く、身体汚染などの問題はなかった。(服部)

(7) JPDR 1966 年度定期検査における放射線管理

JPDR では法律規制による定期検査が毎年プラント内の各種機器について全面的におこなわれている。これらのうち放射線管理の必要な作業について、その内容や被曝状況をすでにいくつか報告した¹⁾²⁾³⁾。ここでは、1966 年 5～9 月におこなった定期検査における放射線作業の中から、その以前のと変わった放射線レベルや個人被曝および放射線管理上の問題点について述べる。

この定期検査は 5 月から 9 月におよんだが、その最大の理由として圧力容器蓋の内面検査が、長期にわたっておこなわれたため、したがって作業員の被曝も以前の定期検査に比して大きかった。

作業場の放射線レベルの一例として、Fig. 1-23 に炉停止後 27 日の冷却をおいた、炉圧力容器蓋の放射線レベルを示した。内面検査および加工などの実際の作業はこの放射線レベルでは被曝防止上困難なため、汽水分離器の取りはずしや内面の汚染除去がおこなわれたのち実



- Gamma exposure rate is shown in this figure unit: mR/h
- Contamination level
 - 92,000 dpm/100 cm²
 - 34,000 dpm/100 cm²
 - 3,800
 - 600,000
 - 79,000
 - 68,000
 - 38,000
 - 4,000

Fig. 1-23 Radiation level at the inside of the cap of the JPDR pressure vessel (Taken out from the vessel) Date, Feb. 27 '67

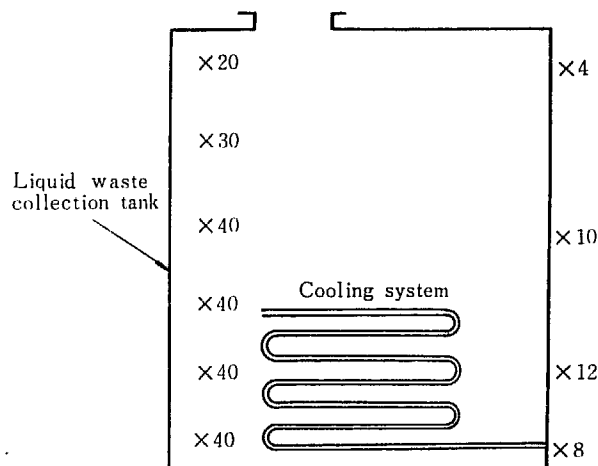


Fig. 1-24 Radiation level of the liquid waste collection tank (Cleaning operation of this tank was carried out in this field) unit: mR/h

TABLE 1-20 External exposure received by workers of contractors during the overhaul work of the JPDR (from May to Sept. '66)

作業内容	作業員数	被曝線量当量 mrem		
		個人最大値	合計	平均/人
制御棒パッキン取換	8(人)	140	410	51
原子炉圧力容器蓋あけ作業および検査	10	280	1,130	113
調節弁のオーバーホール	4	170	480	120
制御棒 Lip Seal の交換	4	110	240	60
原子炉圧力容器蓋の内面加工	51	410	5,750	113
その他	13	60	285	22
計	90	410	8,295	92

施された。この内面検査作業で最大 280 mrem/man, 平均 110 mrem/man の被曝があり、内面加工作業では最大 410 mrem/man, 平均 110 mrem/man の被曝をうけた。

JPDR 定期検査で平均 50 mrem/man 以上の被曝をうけた比較的大きな作業を TABLE 1-20 に示した。この表の作業のほかに安全弁取外し同取付着作業、水中灯交換作業、制御棒修理作業および Rad. Waste Filter, 廃液貯留タンクの清掃作業などがあり、特に廃液系タンクおよびサンプルにはかなり放射能を含んだレジンが多量に沈殿していて、内部作業場で最大 40 mR/h のレベルがあるとともに内面汚染が高かった (Fig. 1-24)。

1966 年 5 月から 9 月中旬までの定期検査で、外来作業で放射線作業の対象となり、フィルムバッジを支給した数は延約 90 名であった。この数は 1960 年同期の定期検査時の支給者延数 177 名に対して、定検期間が長いにもかかわらず半減している。これは外来作業者の選択を狭めたためであるが、一方個人あたりの被曝は前年の 6 mrem/man に比して、約 90 mrem/man と格段に大きくなっている。増加した理由の一つとして圧力容器内面検査加工の作業があげられるが、外来放射線作

業者が限定されて来たこともその一つの理由となっている。(加藤(仁))

参 考 文 献

- 1) 保健物理安全管理部の活動, No. 8, 58 (1965)
- 2) JPDR 4 半期報告, No. 9, 195 (1966)
- 3) 放射線管理季報, No. 9, 46 (1966)

(8) JPDR で発生した広範囲放射性空気汚染

1966 年 4 月 14 日 19 時 40 分頃, JPDR 1,000 時間連続運転期間中の再起動直後, JPDR 管理区域を始め隣接する非管理区域に短寿命放射性核種による空気汚染が発生していることが, Hand Foot Monitor のアラーム発生が端緒となって発見された。この空気汚染は事故当日のプラント運転状況から判断して、発見前約 1 時間頃から発生していたと思われる、発見後も処置するまで約 3 時間続いた。事故当時の汚染区域 (塵埃濃度: $1 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以上, ガス濃度: $1 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以上の区域) を Fig. 1-25 に示す。汚染源はタービン・ビル内の給水ポンプ室内にあるメイン・スチーム凝縮水・サンプリングラインで、次のような原因で汚染が発生し拡大した。

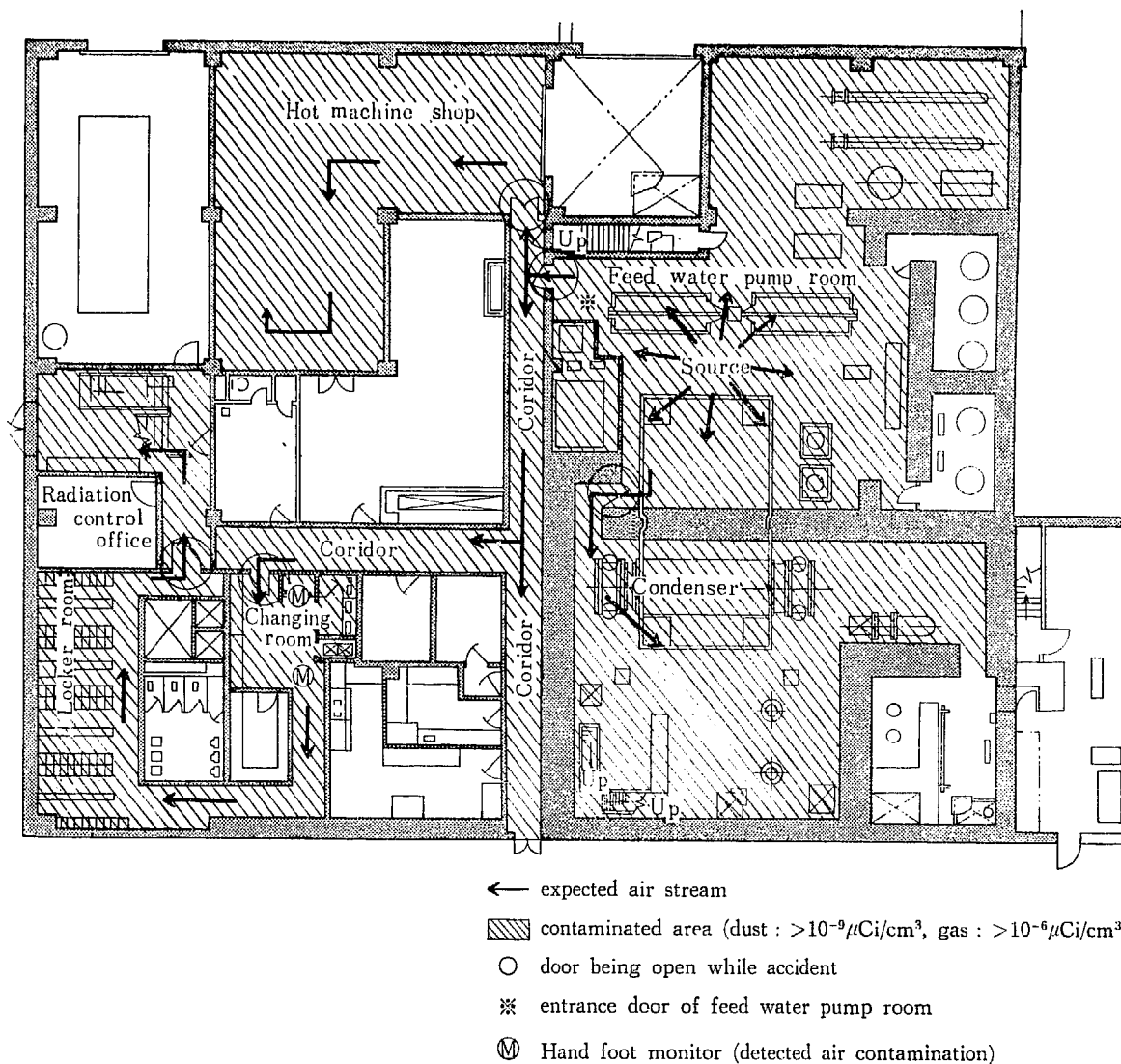


Fig. 1-25 Distribution of the air contamination occurred on 14, Apr., 1966 at the JPDR

- ① メインスチーム凝縮水のサンプリングがおこなわれた。
- ② 原子炉再起動時のため破損燃料から漏出した放射性ガス濃度が異常に高い状態にあった（メインスチーム中の推定ガス濃度： $\sim 1 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ）
- ③ サンプリングライン末端部付近には局所排気設備がなかった（現在もない）。
- ④ 給水ポンプ室および周辺の ventilation の給排気のバランス不良により汚染空気が cold 側に逆流する状態にあった。

汚染空気の除去および発生防止のためには次の措置がとられた。

- ① サンプリング・ラインを停止する。
- ② 給排気のバランスをとり換気気流の逆流を防止する。
- ③ 今後同様のサンプリングを行なうときは放射線管理係に連絡し、モニタリングしながら実施することにする。

この事故のさい空気汚染の原因調査、処置などのために運転員 2 名と放射線管理課員 2 名が汚染区域に約 1 時間入ったが、特に問題となる程の被曝はなかった。

この種の空気汚染を障害評価の面からみると、不活性ガスである Kr, Xe による空気汚染であるから、submersion による外部被曝が評価の対象となる。TABLE 1-21 に濃度約 $1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の汚染空気が充満した約 $3\text{m} \times 5\text{m} \times 3\text{m}$ の部屋を中心付近においた GM サーベイ・メータの指示値を掲げたが、これによると、照射量率は約 0.05 mR/h であった。放射能雲からの照射率に関しては、“有限な半円球状放射能雲の中心における照射線量率”を取り扱った文献¹⁾がある。これでは γ 線のエネルギーをパラメータにとり、雲の半径を変数とした雲の単位濃度 ($1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) 当たりの照射量率が与えられている。雲の半径 10 m までしか与えていない文献¹⁾のグラフを、多少無理かも知れないが、3 m まで外挿して γ 線のエネルギー 1 MeV における照射量率を求めてみると約 $10 \text{ R/h} \cdot (\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)$ となる。これを $1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 当たりに換算すると照射量率は 0.1 mR/h となり、TABLE 1-21 のサーベイメータによる実測値 0.05 mR/h と比較的良い一致がみられる。（三坂）

参 考 文 献

- 1) 保健物理部の活動, No. 3, 131~133 (1961)

TABLE 1-21 Response of the GM type survey meters, in a room of $3\text{m} \times 5\text{m} \times 3\text{m}$ contaminated by gas of $1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

Concentration ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	Readings of survey meters (two kind of survey meter are used)	
	Survey meter calibrated in mR/h (SM-102A)	Survey meter calibrated in cpm (TGS-103B)
1×10^{-5}	net: 0.05 mR/h	net: 1,400 cpm
	(gross: 0.1 mR/h)	(gross: 1,500 cpm)

(9) JPDR 炉心構成材の放射線レベル測定

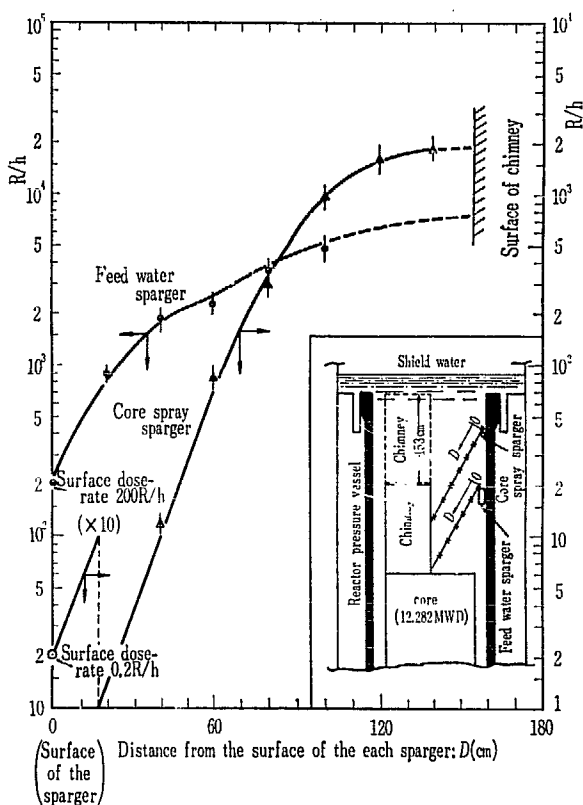
近い将来現在の JPDR 炉体を JPDR-II プロジェクトのために改造する工事が予定されている。この工事は炉心燃料棒を完全に抜き去った状態で既設炉内構造物（給水スパージャー、炉心スプレースパージャー、チムニなど）の撤去、新設構造物（強制循環用チムニ、気水分離器など）の据付、撤去物の廃棄などを行なうもので高放射線レベル下での作業が予想される。したがって工事を安全に実施するためには前もって改造工法などについての十分な検討と対策が施されなければならない。このためには工事予定場所の放射線レベルなどについてできるだけ確かな情報をうる必要がある。

このような情勢から 1967 年 2 月 13 日～16 日の間にこなった JPDR 炉心構成材の放射線レベルの測定について、その概要を報告する。

ここに述べる測定結果は炉心に $2,500 \text{ MWD/T}$ 以上の照射履歴を有する燃料が装荷された状態におけるものであるから、燃料棒を全部抜き出した状態でおこなわれる工事のさいのレベルを示すものではない。今回の測定結果をみても給水スパージャー位置や炉心スプレースパージャー位置の放射線レベルは明らかに炉心からの放射線によるものであることがわかる。

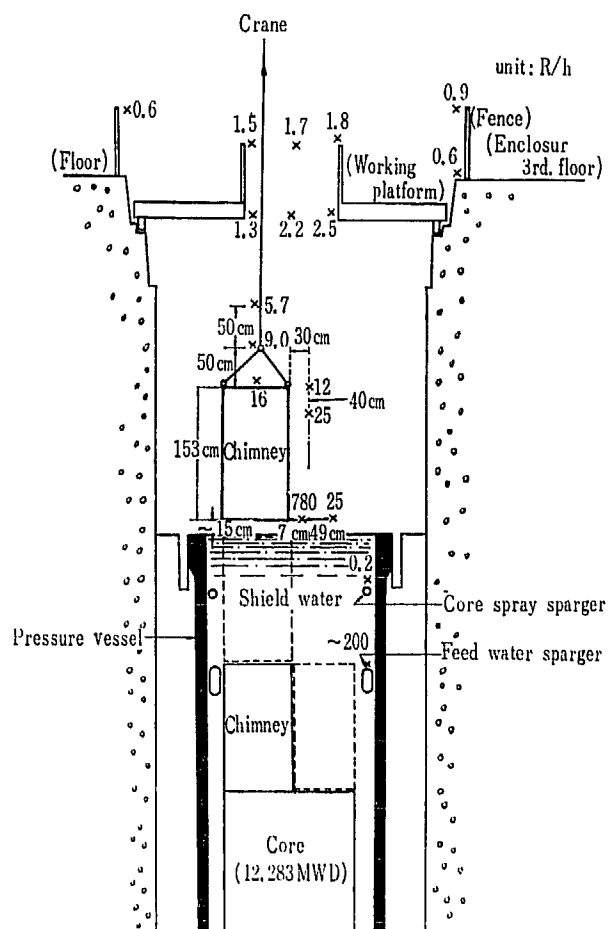
測定器および測定法

測定器：ガラス線量計（線源表面線量率の測定）
放射線レベル分布測定



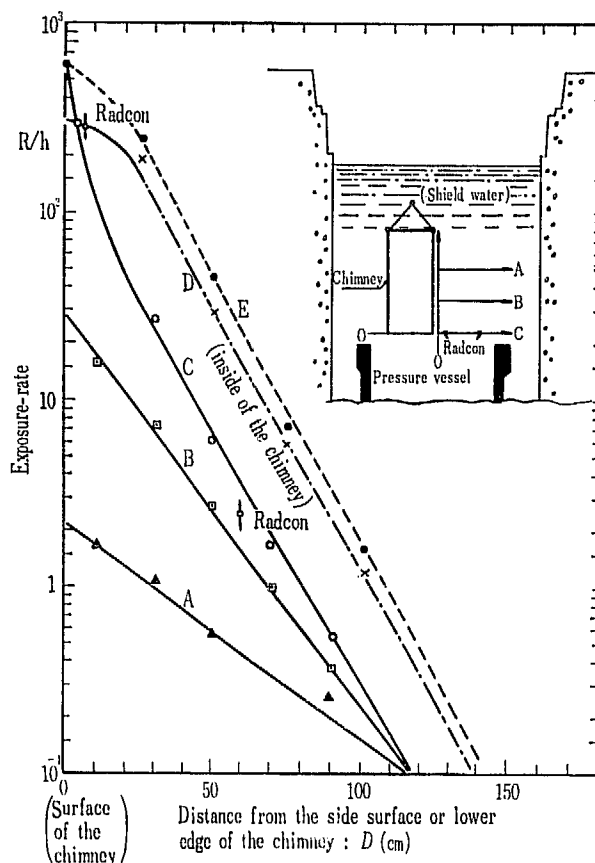
(cooling time: 15 days
cumulative reactor thermal output: 12,282 MWD)

Fig. 1-26 Distribution of exposure rate from the surface of the core spray sparger and feed water sparger to the middle and lower edge of the chimney of JPDR



(cooling time: 15 days
cumulative reactor thermal output: 12,282 MWD)

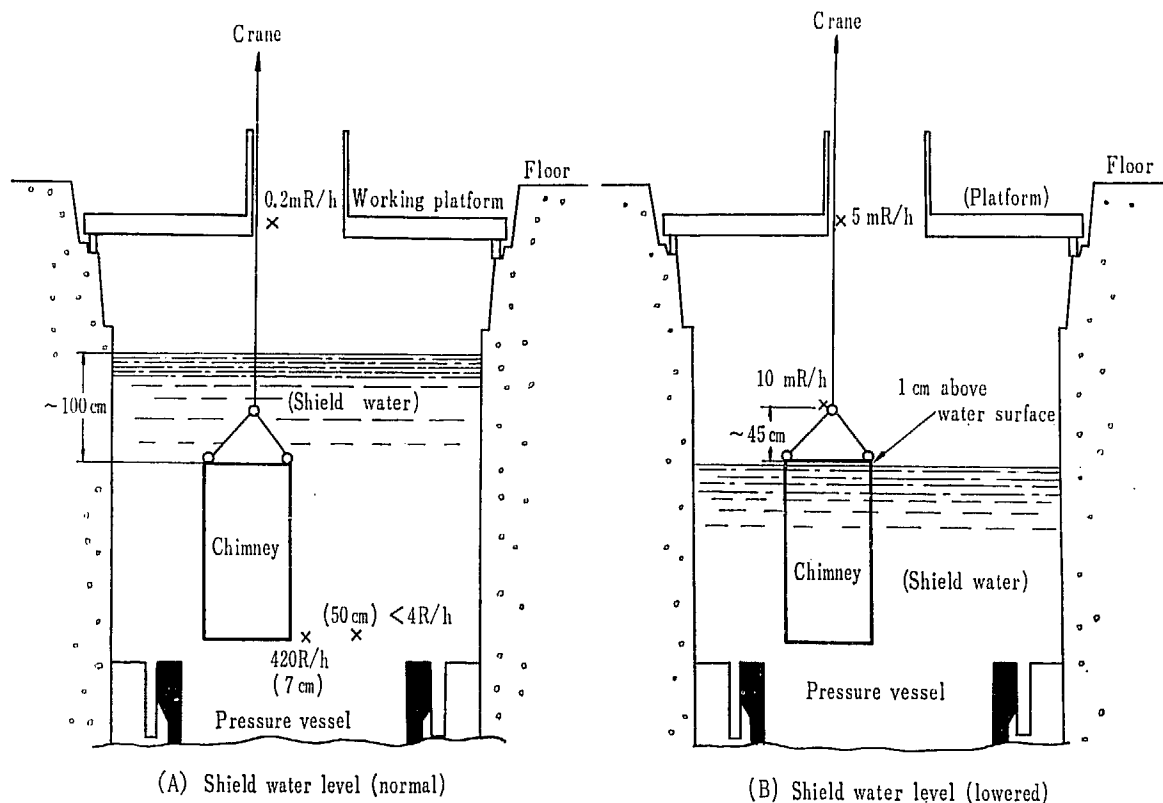
Fig. 1-27 Radiation level around the chimney of the JPDR which is exposed in air



cooling time: 15 days

cumulative reactor thermal output: 12,282 MWD

Fig. 1-28 Distribution of exposure rate around the chimney submerged in shield water



(A) Shield water level (normal)

(B) Shield water level (lowered)

Fig. 1-29 Radiation level varying with shield water level

ラドコン
(電離箱) (測定位置のレベルを直接測定, ガラス線量計の照射時間決定用に用いる)

測定法: 直接測定可能な測定点については上記測定器により求める。直接測定困難なときはその点付近の線量率分布から推定する。

測定対象および測定結果
(測定対象)

(測定結果)

- ① 給水スパージャー }
炉心スプレースパージャー }

表面位置の放射線レベル

Fig.1-26

- ② チムニの放射線レベル

Fig.1-27 Fig.1-28

- ③ 測定作業中の炉頂付近の放射線レベル

Fig.1-28 Fig.1-29

(三坂)

(10) FCA の放射線管理

1965 年 5 月に建設が開始された FCA は、わが国初の増殖型高速中性子炉で、1967 年 5 月以降に性能試験運転および実験運転が予定されている。以下に FCA 建屋の放射線管理施設の概略を述べる。

(a) 放射線レベルの監視

原子炉施設およびパルス中性子発生装置運転中の放射線レベルを監視するために γ 線および中性子線用エリアモニタが設置され、制御室において指示、記録される。Fig. 1-30 に検出器の位置を示す。これらはすべて設定点以上の放射線レベルに達したときは警報を発する。特に γ 線用モニタについては検出器の位置でも警報が

出る。

(b) 排出塵埃の管理

FCA 運転にともなって FP ガスがスタックから放出されることが予想されるので、スタックダストモニタが設置されている。特に ^{131}I の検出のため活性炭濾紙が装填できるように設計されている。また将来プルトニウムの取り扱いが予定されているので、 α 線用ダストモニタが考えられている。ほかに、燃料物質取り扱い作業室と炉室の放射性塵埃濃度を監視するために室内ダストモニタが設置されている。スタックダストモニタおよび室内ダストモニタのいずれも制御室で遠隔操作ができ、計数値の指示、記録がなされる。また任意の設定値で警報を出させる。いずれのモニタもバルブ操作により必要な箇所のダストをサンプリングすることができるようになっている。Fig. 1-31 に給排気系統図、Fig. 1-30 にダストサンプリング系統図を示す。

(c) 排水の管理

Fig.1-32 に排水系統図を示す。図に示すように管理区域からの排水は一度ディスポーザルタンクに貯えられ、放射性濃度を測定してから一般排水するか排液処理場へ送られる。一般排水は第 3 排水溝を経て海に放水される。

(d) 非常用警報装置

非常用警報装置として、制御室に特設された γ 線検出器の計数値が設定値以上になった場合および γ 線エリアモニタが警報を発した場合に、正門警備詰所の主警報盤および FCA 玄関の副警報盤の警報器が同時に警報を発するようになっている。

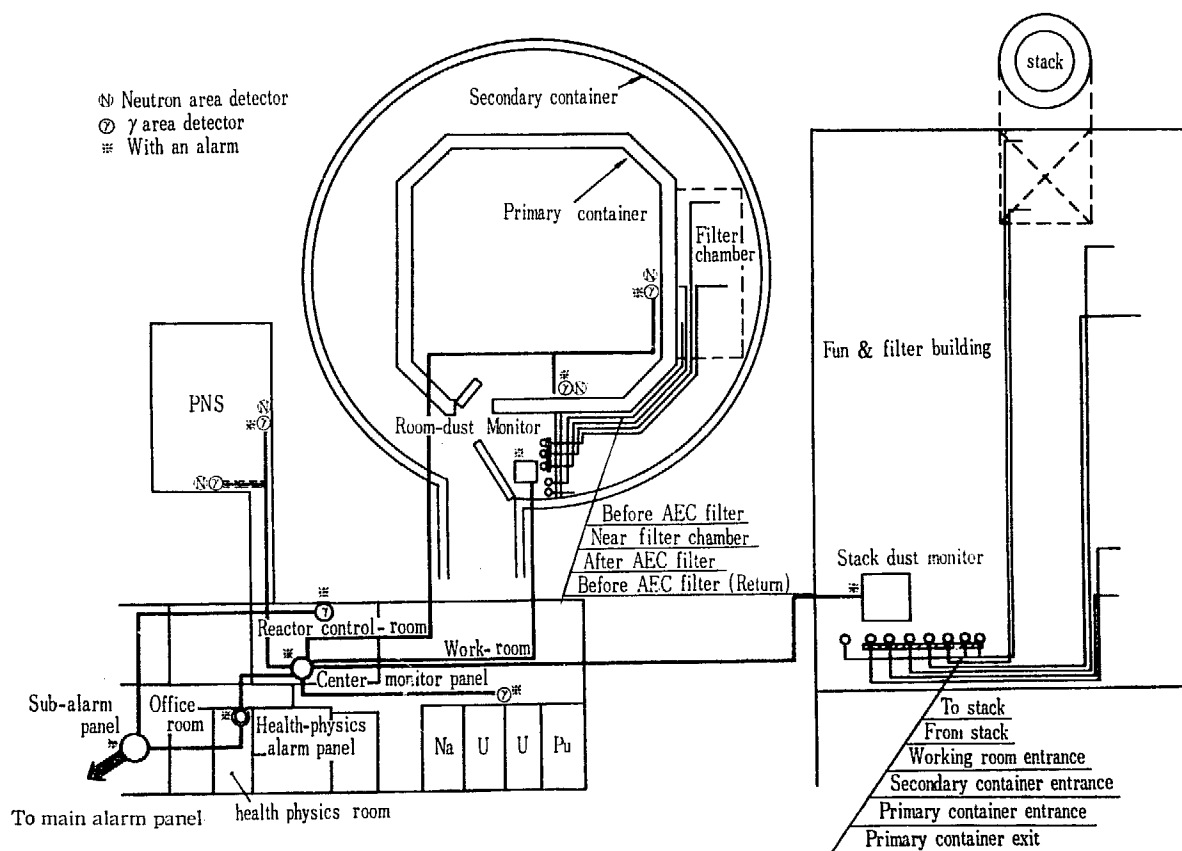


Fig. 1-30 FCA radiation monitoring system

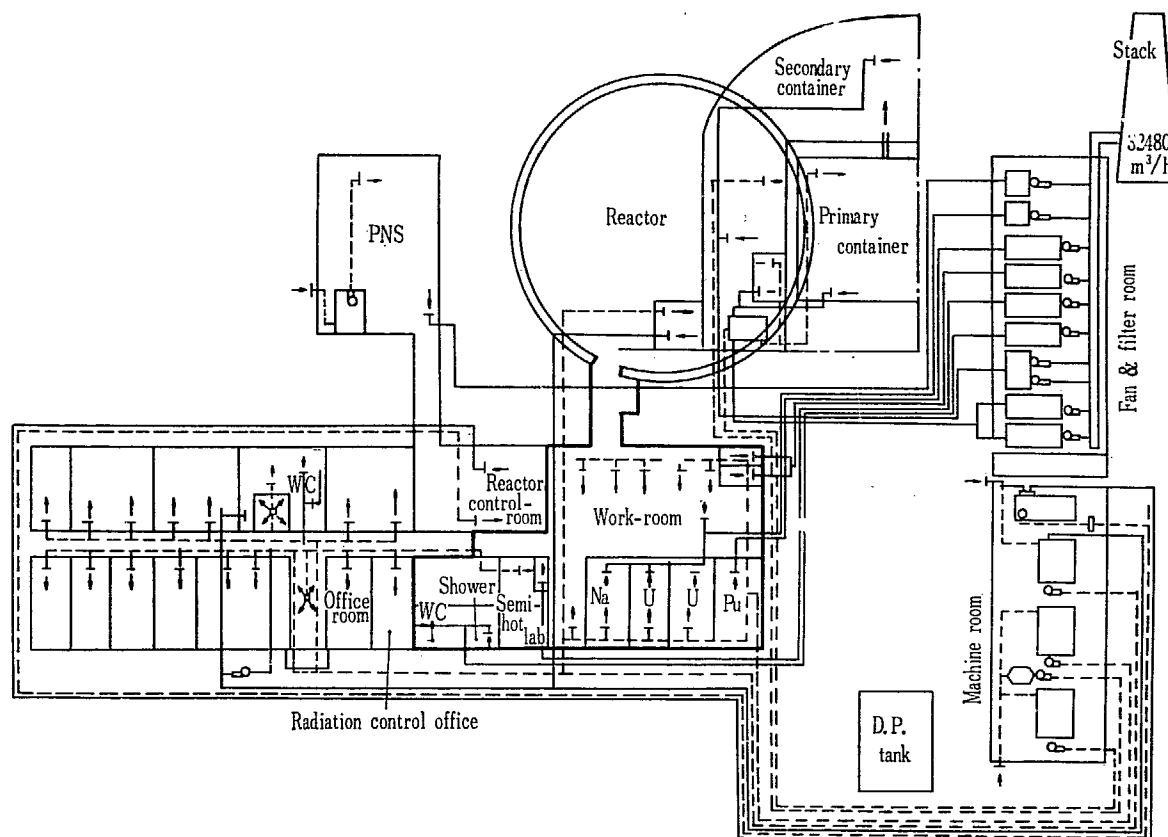


Fig. 1-31 FCA air control and ventilation system

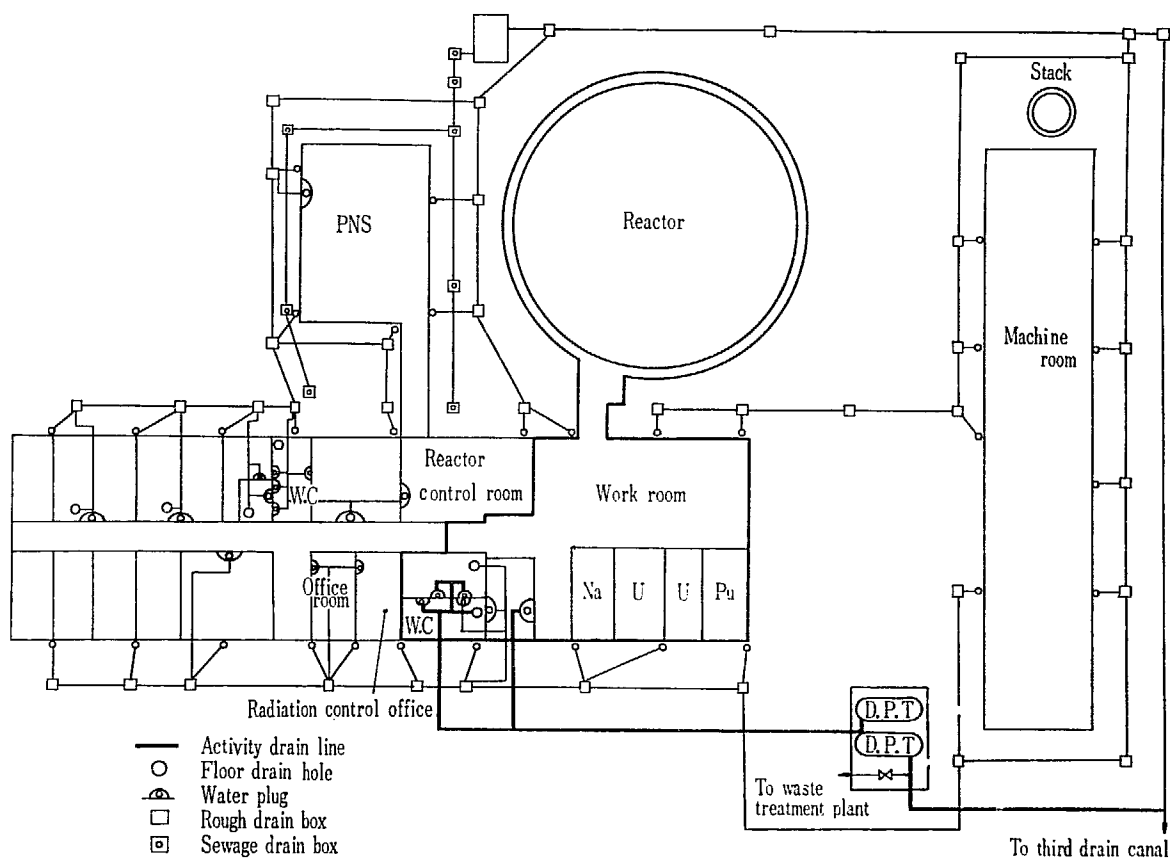
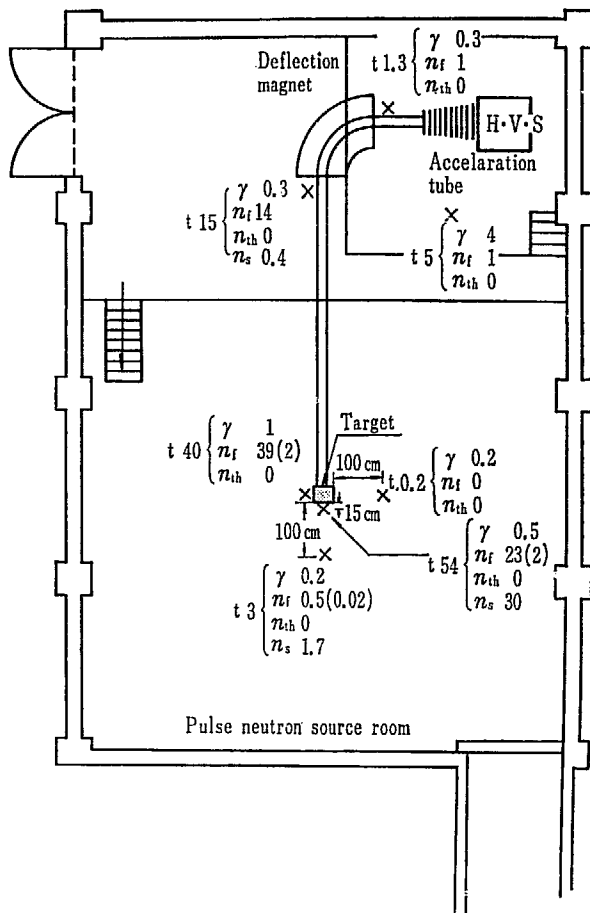


Fig. 1-32 FCA drain system



- ×: Measuring point
 t: Total dose rate (mrem/h)
 γ: Gamma ray (mrem/h)
 n_f: Fast neutron (mrem/h)
 n_{th}: Thermal neutron (mrem/h)
 n_s: Measured by the scintillation type neutron detector (mrem/h)
 (): Practical energy of neutron

Fig. 1-33 Radiation level during the operation of the PNS

(e) 管理上の問題点

燃料物質（天然ウラン金属ブロック、20%濃縮ウラン金属板）の炉心への装荷および取り出し作業が FCA 運転にともなっておこなわれるが、金属ウラン表面の線量当量率は約 150 mrem/h（フィルム・バッジによる実測値）と考えられ、1回の作業に2～3時間を要するので、手指の被曝線量が問題となる。また、燃料被覆材（10μ厚ケルラン）の破損にともなう FP ガスの発生、将来予定されているプルトニウム燃料の取り扱いなど作業者の内部被曝に関する問題も残されている。

(付) PNS 運転中の PN 室の放射線レベル

Fig. 1-33 に PNS 運転時に測定した PN 室の放射線レベルを示す。（北野）

(11) TCA 炉心周辺放射線レベルのフィルムドジメータによる測定

TCA 炉心周辺の空間線量率は、停止後については今までに報告されているが、運転中のものについてはまだなされていない。今回（1966 年 7 月）日本原子力船事業団の依頼により共同でそのフィルムドジメータによる

測定を行なった。TCA では 1965 年 12 月から 1966 年 10 月まで原子力第 1 船の炉心臨界実験がおこなわれた。炉心の構成は炉心内側に 27%，外側に 3.2% UO₂ ペレット燃料の 2 領域で、制御棒には Hf と Ag-In-Cd 合金の 2 種類が使用されている。

測定は、現在原研で個人管理用に使用されているフィルムバッジを用い、現像および計測は線量計測課に依頼した。測定方法は炉心上側より見て X Y 軸に分け、X 軸、X 軸より 22.5° および 45° 方向の 3 方向の同心円上の 3 点に、また垂直方向は炉心側面の中心水平線上およびその上側、下側の 3 点にフィルムバッジを固定した。そしてこれらフィルムバッジのセットを炉中心から水平方向に距離を取り 4 箇所を設定測定した。

(Fig. 1-34 参照)

運転条件は燃料有効部の半分まで制御棒が挿入された状態で、90 W×4 min の運転である。Fig. 1-34 は γ 線分布のみ示した。また、TABLE 1-22 はフィルムバッジ測定結果を示す。90 W 出力運転では炉心燃料集合体の中心から約 80 cm の水中で 80 R/h、炉心タンク外壁で 15 R/h、その外壁から約 1 m はなれた点では 3 R/h であった。

TABLE 1-22 には測定した中性子線束をも記載したが、Cd の (n, γ) 反応によるフィルムの黒化法と原子核乾板による飛跡とにより中性子線量当量を rem/h 単位で評価したのち、速中性子線はエネルギー 4～5 MeV としして粒子線束を逆算しているため相当の誤差を含むと考えられる。（原田）

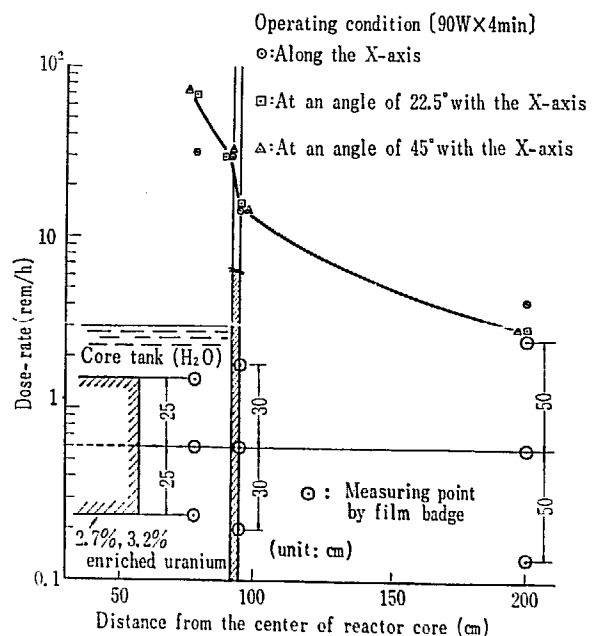


Fig. 1-34 Distribution of dose-rate of γ-rays in the vicinity of the TCA core

TABLE 1-22 Radiation level of the TCA reactor room measured by film badge

(Operation; 90 W)

Horizontal distance from the core center 781 mm				950 mm			2000 mm		
Direction	Height from the center of the reactor (cm)	Gamma dose rate (rem/h)	Neutron flux (n/cm ² ·sec)	Height from the center of the reactor (cm)	Gamma dose rate (rem/h)	Neutron flux (n/cm ² ·sec)	Height from the center of the reactor (cm)	Gamma dose rate (rem/h)	Neutron flux (n/cm ² ·sec)
X-axis	+25	37.5	{ ——— }	+30	11.3	{ (1.0×10 ⁴) 4.6×10 ³ }	+50	—	{ ——— }
	0	34.3	{ (5.0×10 ⁴) ——— }	0	14.3	{ (7.5×10 ³) 1.1×10 ³ }	0	4.4	{ ——— 0.5×10 ³ }
	-25	69.0	{ (6.3×10 ⁴) ——— }	-30	13.5	{ ——— 0.9×10 ³ }	-50	—	{ ——— }
22.5° from X-axis	+25	76.5	{ (1.0×10 ⁵) ——— }	+30	11.1	{ (1.3×10 ⁴) 5.4×10 ³ }	+50	2.9	{ ——— 1.3×10 ³ }
	0	70.5	{ (1.2×10 ⁵) ——— }	0	15.9	{ (1.0×10 ⁴) 1.4×10 ³ }	0	3.0	{ ——— 0.6×10 ³ }
	-25	58.5	{ (9.0×10 ⁴) ——— }	-30	14.3	{ ——— 1.1×10 ³ }	-50	2.3	{ ——— 0.3×10 ³ }
45° from X-axis	+25	28.5	{ ——— }	+30	9.9	{ (1.0×10 ⁴) 4.4×10 ³ }	+50	2.9	{ ——— 1.1×10 ³ }
	0	73.5	{ (8.0×10 ⁴) ——— }	0	14.1	{ ——— 1.3×10 ³ }	0	3.0	{ ——— 0.6×10 ³ }
	-25	61.5	{ (1.1×10 ⁵) ——— }	-30	2.3	{ ——— 1.0×10 ³ }	-50	2.3	{ ——— 0.4×10 ³ }

1) (): Thermal neutron

2) Neutron energy: 4~5 MeV

3) Gamma-ray film: Fuji gamma-ray type 3
Neutron film: Kodak neutron type A

(12) 研究用重水炉より排出するトリチウム

トリチウムの空気汚染測定管理には、現在、電離箱型連続モニタまたは空気捕集型電離箱を使用しているが、検出感度は MPC_a ($5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) 程度でありこれ以下の濃度の場合は測定が困難である。そこで研究用重水炉の煙突から排出されるトリチウムの排出状況を知るため水蒸気凝結法を用いて測定を行なった。

この水蒸気凝結法は Fig. 1-35(a) あるいは Fig. 1-35(b) のような方法で空気中のトリチウム水蒸気を凝結させ、この凝結水を液体シンチレーションカウンタで測定してトリチウム濃度を求め、また同時にその雰囲気温度と

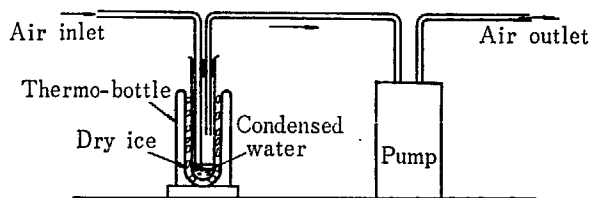


Fig. 1-35(a) Collecting method of the tritium by condensation

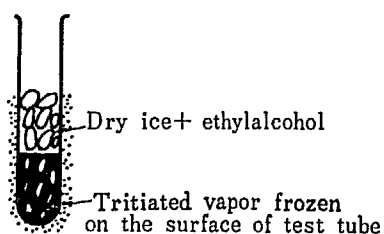


Fig. 1-35(b) Collecting method of the tritium by freezing

湿度を測定しておいて空気中の水蒸気の密度から空気中のトリチウム濃度を算出する方法である。

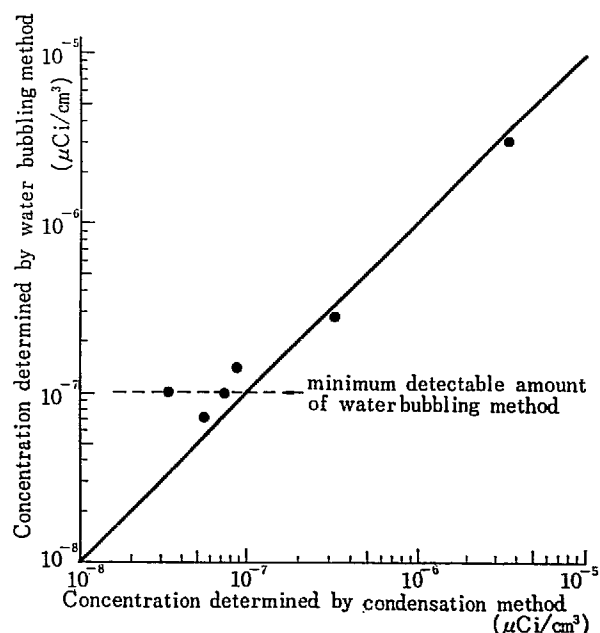


Fig. 1-36 Comparison between condensation method and water bubbling method

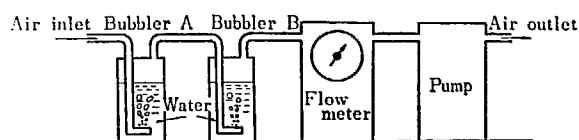


Fig. 1-37 Schematic diagram of collecting method of tritiated water paper by bubbling

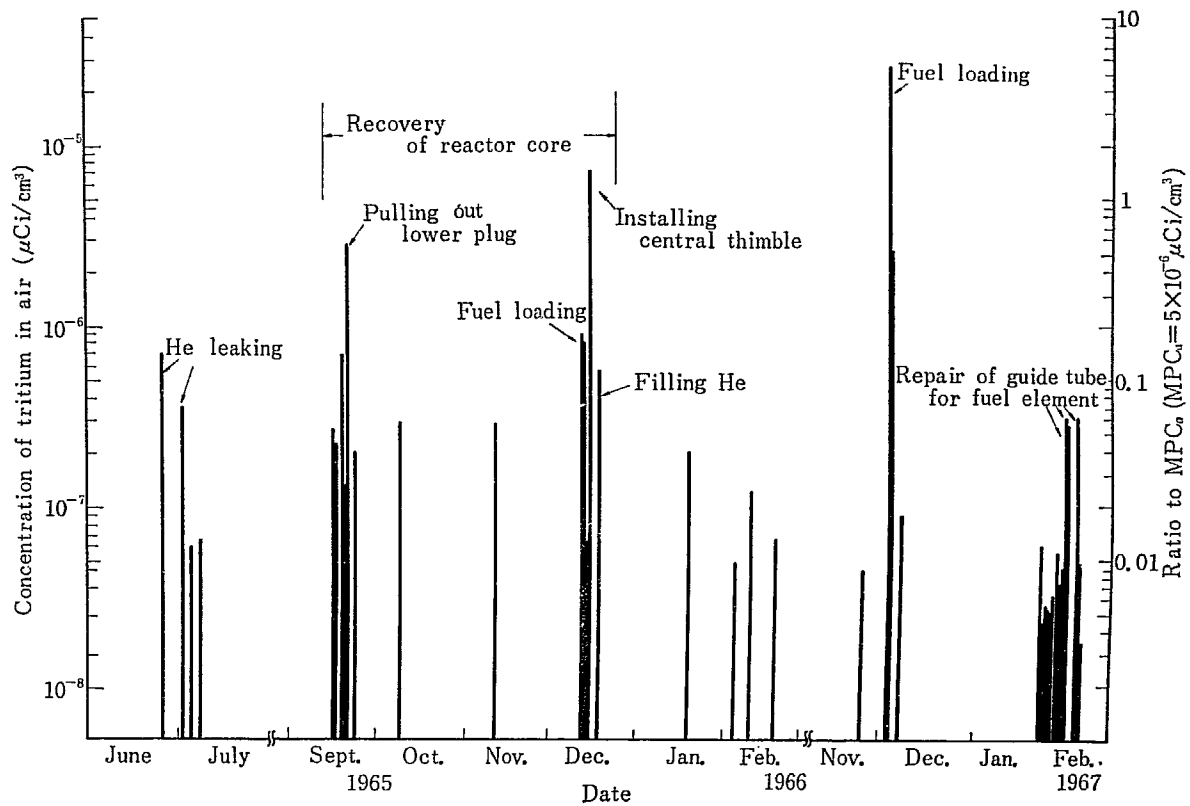


Fig. 1-38 Tritium concentration in air exhausted from the JRR-2 (From June 1965 to Feb. 1967)

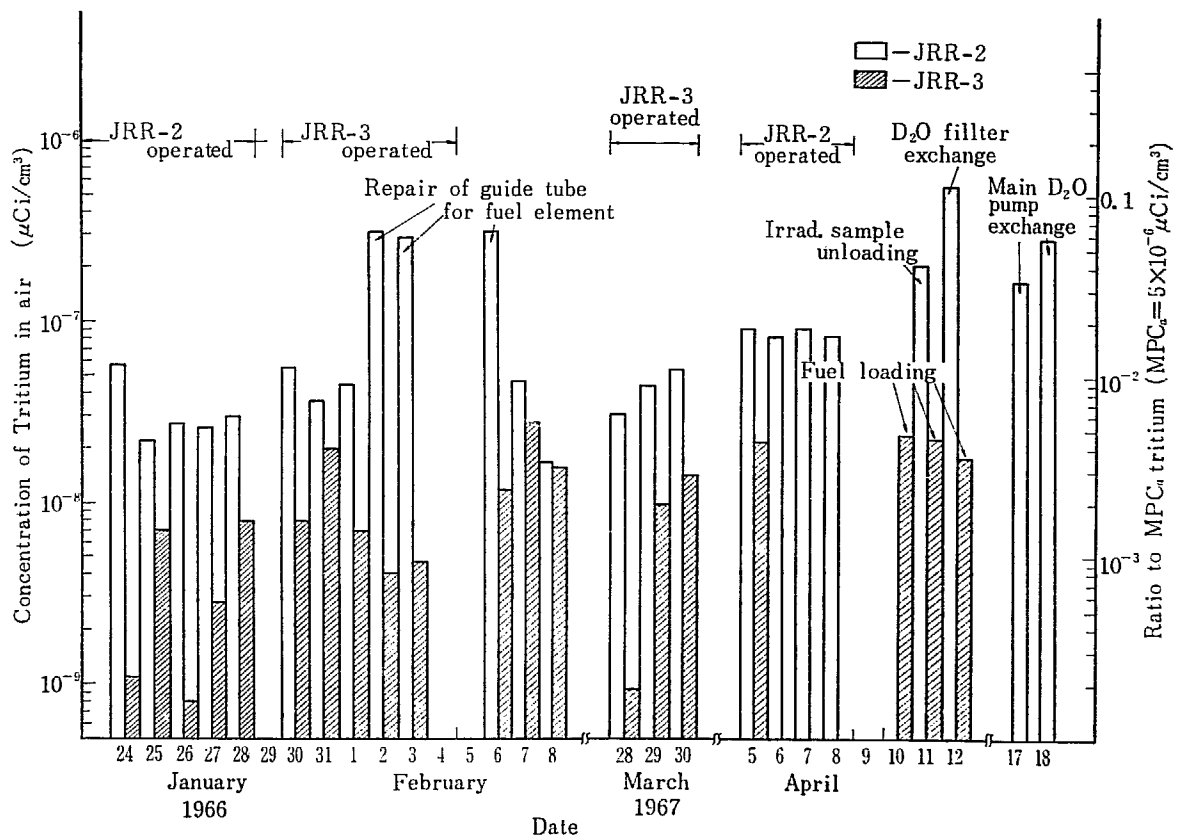


Fig. 1-39 Tritium concentration in air exhausted from the JRR-2 and JRR-3 stack

TABLE 1-23 Maximum tritium concentration at stack and environment, and tritium release rate from the JRR-2 stack

現在の状況

排出濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	濃度 MPC _a	排出率 (Ci/h)	最大濃度地点 (800 m)	備考
2.5×10^{-5}	4.5	1	2×10^{-8}	燃料交換中
将来の推定				
8×10^{-4}	140	30	6×10^{-7}	燃料交換中

JRR-2 排気量 $4.2 \times 10^{10} \text{ cm}^3/\text{h}$ 放出地点の地上高=40 mJRR-3 排気量 $1.1 \times 10^{11} \text{ cm}^3/\text{h}$ 大気安定度=D
風速=1 m/sec

Fig. 1-36 は水捕集法と水蒸気凝結法との比較測定結果であり、両者はよく一致している。なお水捕集法は Fig. 1-37 のように Bubbler の水にトリチウム水蒸気を捕集する方法で1段目の Bubbler に 99%以上を捕集することができる。

Fig. 1-38 は JRR-2 から排出するトリチウムの濃度の測定結果であり、トリチウムの排出は炉運転中よりも

炉停止中の燃料交換や試料交換などの作業中に多く排出されている。

Fig. 1-39 は JRR-2 と JRR-3 の煙突から排出されるトリチウム濃度を比較したものである。JRR-3 は JRR-2 に比べて重水中のトリチウム濃度¹⁾が低く、排気量が多いためか低い排出濃度を示している。また、JRR-3 は燃料交換時でも排出濃度は顕著には高くなっていない。

TABLE 1-23 は JRR-2 重水中のトリチウムが $6 \text{ mCi}/\text{cm}^3$ で飽和した場合に煙突から排出される瞬間最大放出時のトリチウム濃度を推定したものである。この結果、最大濃度地点では $6 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ となり、トリチウムの最大許容濃度の 1/10 を越える可能性がある。なお環境へ放出された濃度分布の評価は英国法による濃度分布計算図²⁾を用いた。以上の推定から今後、環境の安全解析やトリチウムの測定法の開発が必要である。(大内)

参考文献

- 1) 保物の活動, No. 7, 53~54 (1964)
- 2) JAERI 1101 (1966)

1.4 個人被曝線量の管理

Personnel Monitoring

Personnel monitoring was carried out as in the proceeding year. The annual statistics of personnel exposures are given. Average annual external doses decreased to 31 mrem, one-half those last year, and the average annual dose per exposed person was 142 mrem, nearly equal to the value of the last year. From film rings, only one was found to have been exposed on the hand to high-level radiations.

The procedures for the control of internal exposure were the same as in the last year. No internal contamination was discovered by the routine urin analysis. However, by special examination of excreta, some contaminations were detected in 20 personnels. Fortunately, the doses were far below the permissible levels.

The whole body counter was used for 55 persons who wanted to be checked once a year. No one retained any γ -emitters other than the fallout ^{137}Cs and natural ^{40}K . Iodine-131 in the thyroid was checked for the employees who engaged in the ^{131}I production. The levels of the ^{131}I contamination became low as compared with the last year. Some experiences of contamination with ^{131}I , ^{137}Cs or FP are illustrated with graphs.

1.4.1 概要

外部被曝線量の管理方法は従前どおり実施され、今年度については全身、局部被曝ともにとくに著しい高被曝の発生は見られない。従来被曝線量は年々の増加の傾向を示していたが、今年度は比較的低く、たとえば職員についてフィルムバッジより得られた全身被曝線量の1年間の平均は昨年度の61 mrem に比べて34 mrem、また

1年間の最高被曝者の線量も、2,060 mrem に比べて1,100 mrem と減少している。

局部被曝については、昨年度は10名が管理基準以上のレベルの被曝を受け勧告の対象となったが、今年度は1名のみで放射線作業の安全性についての認識が高められたことによると考えられる。

TABLE 1-24 Number of supplied film badges, pocket chambers and film rings (1966)

Subject Dosimeter	Personnel	Researchers out of Institute	Students	Works requested	Visitors	Total	Service period*
Film badge	1175	272	104	18	329	1898	1
	1232	272	113	18	476	2111	2
	1215	282	79	18	309	1903	3
	1245	274	124	18	305	1966	4
Pocket chamber**	3225	418	0	0	490	4133	1
	3216	289	197	0	647	4349	2
	2903	584	0	0	334	3821	3
	3039	489	89	0	366	3983	4
Film ring	121	2	0	0	37	160	1
	98	10	0	0	46	154	2
	157	4	0	0	42	203	3
	201	0	0	0	21	222	4

* 1) April~June 1966 2) July~Sept. 1966 3) Oct.~Dec. 1966 4) Jan.~Mar. 1967

** Total number of chambers used

TABLE 1-24 に 1966 年度のフィルムバッジ、ポケットチェンバーおよびフィルムリングのサービス数を示す。

内部被曝管理の体制および方法は前年度と同様で、変化はなかったが、3 ヶ月ごとにおこなう尿の定期検査の対象人員は若干増加した。尿の定期検査で汚染を発見されたものは、本年度もなかった。内部被曝のおそれのあるものに対しておこなう臨時の尿検査は 17 件で、20 名に汚染が発見された。しかしいずれもごくわずかの線量で問題はなかった。なお、本年度から新しく尿検査の

結果を個人別に記録するカードを整備した。

全身計測では、希望者 55 名について 10 月に 1 回測定したが、いずれも異常はなかった。また RI 製造課職員に対する甲状腺 ^{131}I 汚染検査は、延 43 名を対象として今年も引き続きおこなったが、前年度より汚染が減少した傾向にある。また全身計測の臨時の検査のうち汚染の確認されたものは 9 件、11 名であった。いずれも被曝線量は少なかった。被曝のうちのいくつかを参考までにやや詳しく紹介した。(斉藤、藤田(稔))

1.4.2 外部被曝線量の管理

(1) フィルムバッジによる管理

1966 年度の職員の年間全身被曝線量の統計を TABLE 1-25 に示す。全身被曝として、X 線、 γ 線および中性子線をとっている。これを課室別に示したのが TABLE 1-26 で、参考までに平均の欄の () に検出限界以上の被曝者のみについての平均被曝線量を示した。また Fig. 1-40 は、課室別の平均被曝線量をヒストグラムにしたものである。被曝は主として原子炉施設での放射線作業および照射試料の取扱いによるもので、ほとんどが γ 線による被曝で、中性子線による被曝は少ない。

TABLE 1-27 に 1957 年以降の職員についての年間被曝線量分布および推移の状況を示す。

(2) ポケットチェンバーによる管理

ポケットチェンバーによる管理は昨年度同様に実施されたが、最近の傾向として作業員自身による被曝線量のチェックが可能な直読型のポケットドジメータの使用数が増加し、原子炉施設などでの特殊な作業などに際しては、ほとんどがポケットドジメータを併用し放射線作業における安全性が高められている。今年度ポケットチェンバーおよびポケットドジメータが 1 日 100 mrem を越えたことによってフィルムバッジを臨時現像した回数は 14 件であった。(斉藤)

TABLE 1-25 Statistics of accumulated dose of JAERI personnels (1966)

Service period*	No. of Personnels	Number of personnels exposed with accumulated dose in each range (mrem)					Average dose (mrem)	Maximum exposed dose (mrem)
		Undetectable	$20 \leq A < 100$	$100 \leq A < 300$	$300 \leq A < 1000$	$1000 \leq A$		
1	1175	995	149	25	6	0	11	540
2	1232	1093	118	18	3	0	7	830
3	1215	1077	93	44	1	0	10	460
4	1245	1113	102	29	1	0	8	300
Year**	1245	944	149	119	32	1	34	1110

* 1) April~June 1966 2) July~Sept. 1966 3) Oct.~Dec. 1966 4) Jan.~Mar. 1967

** Figures in this line are led on the basis of personnel present only in the last quarter.

TABLE 1-27 Statistics of annual dose of JAERI personnel

Year	No. of personnels	Number of personnels exposed with accumulated dose in each ranges (mrem)					Average annual dose (mrem/year)	Max. dose (mrem/year)
		Undetectable	$20 \leq A < 100$	$100 \leq A < 300$	$300 \leq A < 1000$	$A \geq 1000$		
1957	74	63	11	0	0	0	8	95
1958	243	195	41	5	2	0	13	600
1959	313	246	49	14	4	0	25	805
1960	488	254	195	31	8	0	30	825
1961	674	241	331	77	24	1	62	1145
1962	775	344	361	54	15	1	44	1820
1963	942	519	360	48	15	0	30	915
1964	1036	657	243	107	25	4	44	1485
1965	1160	671	299	120	63	7	61	2060
1966	1245	944	149	119	32	1	34	1110

TABLE 1-26 Statistics of annual dose (1966. 4. 1~1967. 3. 31)

($\gamma+n$) mrem/年	職 員 数	検 出 限界以下	100 未満	100~300 未 満	300~1000 未 満	1000 以上	合 計	平 均
所 属								
管 理 部 (付)	2	2	0	0	0	0	0	0 (0)
庶 務 課	1	1	0	0	0	0	0	0 (0)
構 内 課	29	29	0	0	0	0	0	0 (0)
管 財 課	10	10	0	0	0	0	0	0 (0)
器 材 課	5	5	0	0	0	0	0	0 (0)
核 燃 料 課	7	7	0	0	0	0	0	0 (0)
職 員 診 療 所	7	4	2	1	0	0	270	39 (90)
建 設 部								
設 備 課	2	2	0	0	0	0	0	0 (0)
建 設 課	1	1	0	0	0	0	0	0 (0)
技 術 部								
工 務 第 1 課	23	23	0	0	0	0	0	0 (0)
工 務 第 2 課	94	94	0	0	0	0	0	0 (0)
工 作 課	26	23	3	0	0	0	140	5 (47)
エレクトロニクス課	7	7	0	0	0	0	0	0 (0)
工 務 第 3 課	13	13	0	0	0	0	0	0 (0)
保健物理安全管理部 (付)	2	2	0	0	0	0	0	0 (0)
安 全 業 務 課	3	3	0	0	0	0	0	0 (0)
安 全 対 策 課	13	13	0	0	0	0	0	0 (0)
放 射 線 管 理 課	43	17	11	13	2	0	3,440	80 (132)
環 境 放 射 能 課	19	18	1	0	0	0	60	3 (60)
体 内 放 射 能 課	10	8	1	1	0	0	320	32 (160)
線 量 計 測 課	19	14	3	2	0	0	490	26 (98)
放 射 性 汚 染 処 理 課	24	18	3	3	0	0	570	24 (95)
技 術 情 報 部								
情 報 資 料 課	2	2	0	0	0	0	0	0 (0)
動 力 炉 開 発 部	2	2	0	0	0	0	0	0 (0)
核 設 計 研 究 室	2	2	0	0	0	0	0	0 (0)
高 速 炉 物 理 研 究 室	18	15	3	0	0	0	120	7 (40)
炉 物 理 実 験 研 究 室	10	6	0	3	1	0	1,010	101 (253)
熱 設 計 研 究 室	3	3	0	0	0	0	0	0 (0)
熱 工 学 研 究 室	2	2	0	0	0	0	0	0 (0)
原 子 炉 計 測 研 究 室	8	7	0	1	0	0	130	16 (130)
原 子 炉 制 御 研 究 室	12	12	0	0	0	0	0	0 (0)
遮 蔽 研 究 室	4	3	0	1	0	0	140	35 (140)
構 造 強 度 研 究 室	5	5	0	0	0	0	0	0 (0)
高 速 増 殖 炉 設 計 室	3	3	0	0	0	0	0	0 (0)
新 型 転 換 炉 設 計 室	1	1	0	0	0	0	0	0 (0)
JPDR II 開 発 室	10	2	4	3	1	0	1,500	150 (188)
燃 料 開 発 部 (付)	3	3	0	0	0	0	0	0 (0)
材 料 研 究 室	8	3	2	3	0	0	660	83 (132)
セラミック燃料研究室	13	13	0	0	0	0	0	0 (0)
物 性 研 究 室	4	4	0	0	0	0	0	0 (0)
燃料照射第一研究室	13	10	3	0	0	0	150	12 (50)
照射損傷研究室	10	9	1	0	0	0	40	4 (40)
構造解析研究室	6	1	1	4	0	0	660	110 (132)
再処理開発試験室	34	32	2	0	0	0	70	2 (35)
燃料試験室	5	5	0	0	0	0	0	0 (0)
燃料照射第二研究室	8	5	0	3	0	0	440	55 (147)
研 究 部 (付)	5	5	0	0	0	0	0	0 (0)
分 析 セ ン タ ー	34	29	3	1	0	0	240	7 (60)
原子核物理第一研究室	19	12	6	1	0	0	330	17 (47)
原子核物理第二研究室	16	11	2	3	0	0	560	35 (112)
燃料化学研究室	26	19	3	1	3	0	2,210	85 (316)
放射化学研究室	16	16	0	0	0	0	0	0 (0)

($\gamma+n$) mrem/年	職 員 数	検 出 限界以下	100 未満	100~300 未 満	300~1000 未 満	1000 以上	合 計	平 均
所 属								
炉 化 学 研 究 室	10	9	1	0	0	0	70	7 (70)
高 崎 研 究 部 (付)	6	6	0	0	0	0	0	0 (0)
研究炉管理部 (付)	2	2	0	0	0	0	0	0 (0)
研究炉業務課	10	10	0	0	0	0	0	0 (0)
研究炉技術課	24	8	12	4	0	0	1,110	46 (69)
JRR-1 管 理 課	11	10	1	0	0	0	20	2 (20)
JRR-2 管 理 課	35	2	4	20	9	0	8,130	232 (246)
JRR-3 管 理 課	40	14	11	11	4	0	3,980	100 (153)
JRR-4 管 理 課	16	13	2	1	0	0	200	13 (67)
ホットラボ管理室	53	40	9	4	0	0	1,100	21 (85)
研究炉利用課	21	15	3	3	0	0	640	30 (107)
動力試験炉管理部 (付)	1	1	0	0	0	0	0	0 (0)
第 一 課	9	9	0	0	0	0	0	0 (0)
第 二 課	19	7	6	5	1	0	1,480	78 (123)
第 三 課	18	8	4	5	1	0	1,470	82 (147)
第 四 課	54	17	20	11	6	0	5,480	101 (148)
原 子 炉 研 修 所	9	6	2	1	0	0	200	22 (67)
材 料 試 験 炉 部								
材料試験炉業務課	2	2	0	0	0	0	0	0 (0)
照 射 課	18	17	0	0	1	0	540	30 (540)
実 験 計 画 課	9	9	0	0	0	0	0	0 (0)
高 崎 研 究 所								
庶 務 課	11	11	0	0	0	0	0	0 (0)
経 理 課	3	3	0	0	0	0	0	0 (0)
工 務 課	12	12	0	0	0	0	0	0 (0)
建 設 部 (付)	1	1	0	0	0	0	0	0 (0)
中 間 規 模 試 験 室	1	1	0	0	0	0	0	0 (0)
第 一 開 発 室	10	10	0	0	0	0	0	0 (0)
第 二 開 発 室	10	10	0	0	0	0	0	0 (0)
第 三 開 発 室	8	8	0	0	0	0	0	0 (0)
第 四 開 発 室	9	9	0	0	0	0	0	0 (0)
照射施設管理課	18	14	4	0	0	0	90	5 (22)
研 究 部 (付)	14	14	0	0	0	0	0	0 (0)
アイソトープ事業部								
事 業 課	9	5	1	2	1	0	660	73 (165)
製 造 部 (付)	1	1	0	0	0	0	0	0 (0)
製 造 課	27	21	5	1	0	0	250	9 (42)
製 造 技 術 課	15	5	7	1	1	1	1,820	121 (182)
検 査 課	8	6	1	1	0	0	310	39 (155)
ラジオアイソトープ研修所	9	6	1	1	1	0	820	91 (273)
利用開発準備室	5	3	1	1	0	0	170	34 (85)
大 洗 管 理 事 務 所								
材 料 試 験 場	1	1	0	0	0	0	0	0 (0)
原 子 炉 第 一 課	8	8	0	0	0	0	0	0 (0)
原 子 炉 第 二 課	4	4	0	0	0	0	0	0 (0)
ホ ッ ト ラ ボ 課	6	6	0	0	0	0	0	0 (0)
工 務 課	2	2	0	0	0	0	0	0 (0)
経 理 課	1	1	0	0	0	0	0	0 (0)
安 全 管 理 課	6	5	0	1	0	0	280	47 (280)
人 事 部 (付)	1	1	0	0	0	0	0	0 (0)
建 設 課	3	3	0	0	0	0	0	0 (0)
設 備 課	1	1	0	0	0	0	0	0 (0)
そ の 他	10	8	0	2	0	0	250	25 (125)
合 計	1,245	943	149	119	32	1	42,690	34 (142)

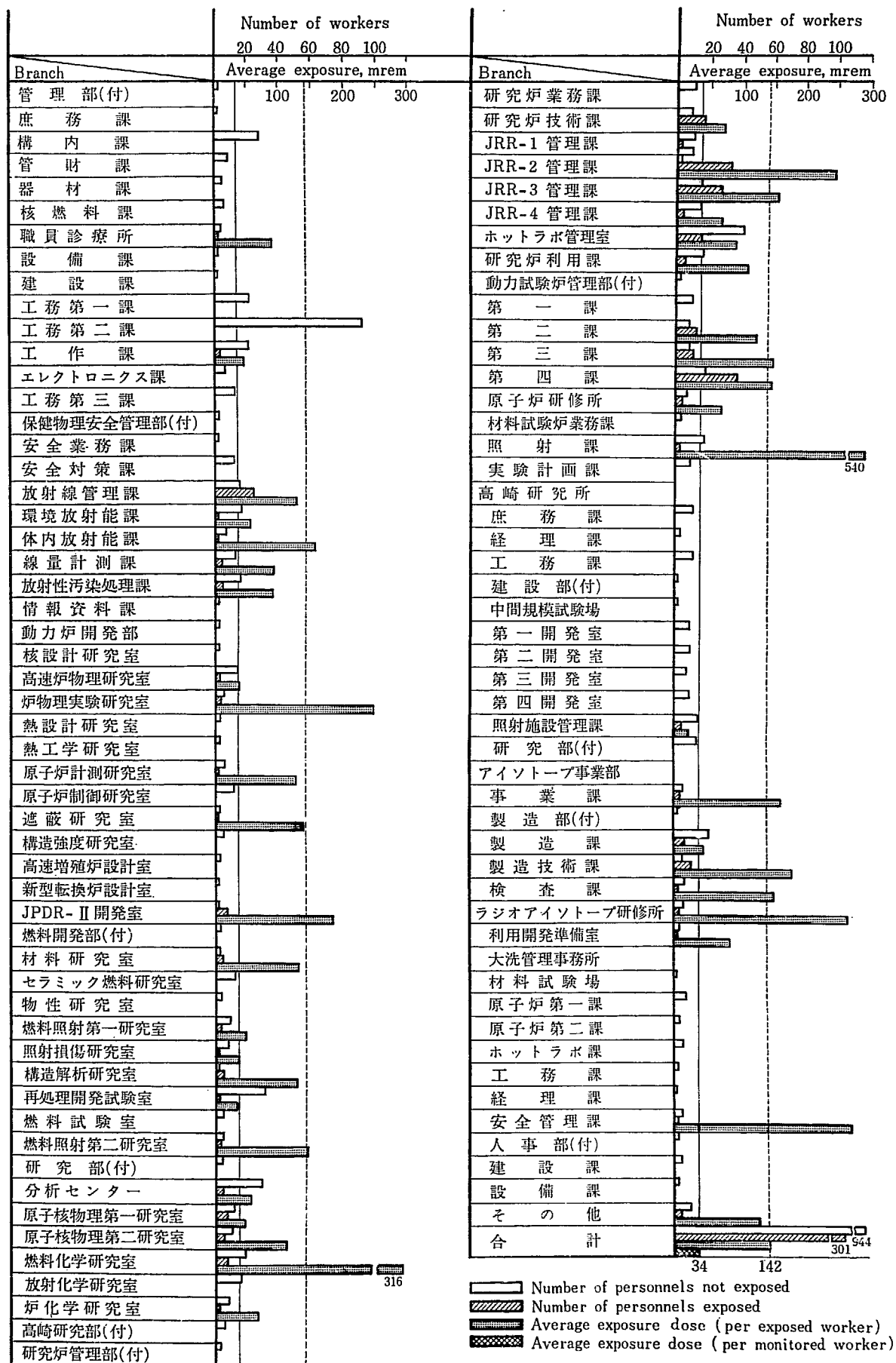


Fig. 1-40 Distribution of external exposure dose by each branch (April 1, 1966~March 31, 1967)

1.4.3 内部被曝線量の管理

(1) 排泄物検査

内部被曝管理のための尿検査は、管理体制の上では前年度と同様で変化はなかった。すなわち、定期尿検査は前年度と同様、 α 全放射能、 β (γ) 全放射能、天然ウランの三種について、約3ヵ月の間隔で、それぞれ年4回実施し、尿検査対象者の範囲、被検者の選定方法など変更はなかった。しかし、本年度は被検者数に若干の増加があり、また尿分析結果の記録保管に改善をほどこした。

年度はじめ、非密封放射性物質取扱作業者の調査をお

こない、所内の上記物質の取扱状況を掌握したが、この結果は、TABLE 1-28 に示すような被検者数となっており、 α 全放射能尿検査、天然ウラン尿検査においては被検者数が前年度に比し著しく増加した（前年比、 α 全放射能 238%、天然ウラン 138%、 β (γ) 全放射能 125%）。これら定期尿検査の結果の評価判定は、本誌第8号*に詳述した方法でおこなったが、これにより尿中排泄濃度が高いと判定され再検査された者は、本年度 14 名あった（ β (γ) 全放射能尿検査 9 名、天然ウラン尿検査 5 名）。しかし、いずれも、再検査の結果と、その

TABLE 1-28 Statistics of the routine urine samples

Figures in parentheses show the number of personnels requested to submit urine samples.
Number of the resampled is not included in this table.

Name of laboratory	Nuclides	Number of samples analyzed during 1966		
		gross β (γ)	gross α	natural U
Thermal reactor physics laboratory		3 (1)	6 (2)	
Fast reactor physics laboratory		3 (1)	5 (2)	
Mechanical strength and structure laboratory		3 (1)		
Shielding laboratory		4 (1)		
Fuel processing development laboratory		11 (3)	1 (1)	117 (37)
Fuel irradiation and analysis development laboratory		3 (1)		41 (12)
Fuel and fission product chemistry laboratory		2 (1)		25 (8)
Ceramic laboratory		5 (2)	15 (7)	45 (13)
Structural analysis laboratory		2 (1)		
Division of research			4 (1)	
Analytical chemistry laboratory		21 (6)	12 (3)	52 (15)
Nuclear fuel chemistry laboratory		20 (6)	14 (8)	56 (20)
Radiochemistry laboratory		6 (2)	25 (7)	
Reactor chemistry laboratory		0 (1)		
JRR-1 operation section		8 (2)		
JRR-2 operation section		8 (2)		
JRR-3 operation section		13 (5)		
JRR-4 operation section		8 (2)		
Research reactor utilization section		10 (3)		
Research reactor technology section		4 (1)		
Hot laboratory		19 (6)		37 (11)
JPDR section 2		11 (3)		
JPDR section 3		5 (2)		
JPDR section 4		17 (5)		
Waste disposal and decontamination section		11 (4)		
Radiation control section			7 (2)	1 (1)
Utilities and maintenance section I			20 (5)	
Nuclear engineering school		4 (1)		
JMTR irradiation section		2 (1)		
JMTR reactor section		4 (1)		
JMTR tests planning section		4 (1)		
Radioisotope administration section		4 (1)		
Radioisotope production section		23 (6)		
Radioisotope production development section		23 (7)		
Total		261 (80)	109 (38)	374 (117)

* 保健物理安全管理部の活動, No. 8, 102~106 (1965)

結果も、臨時検査の結果も合わせて記入するようになっている。この表（記録保存用紙）の結果欄は、臨時検査については尿または便中の検索核種の量、定期検査については各検査回ごとにまとめた全被検者の測定値の分布の上限（3の）値（ α, β, γ 全放射能尿検査）または、その定量法の感度（天然ウラン）を不等号とともに記している。なお、判定欄には、臨時検査の場合、検出感度以下のものについては「検出されない」、定期検査で尿検査管理基準値以下の微量尿中濃度のものについては「異常なし」と記し、内部被曝線量の算出されたものは備考欄にその線量の値を記入している。なお、この記録保存用紙は各個人に二枚作製し、一枚を全身計測の計測記録の記入にあて、各個人の内部被曝検査歴のチェックに便利なよう留意した。（矢部）

（2）全身計測

（a）定期計測

自然放射能である ^{40}K と放射性降下物である ^{137}Cs の体内蓄積量と、 ^{131}I 製造作業員の甲状腺 ^{131}I 沈着量を定期的に測定した。 ^{137}Cs の体内量は、1964 年の夏季に最高値を示したのち、減衰を続け、1967 年の 3 月における体内量は、全身カウンタが建設された 1961 年の値に近づいている。測定結果を TABLE 1-32 に示す。

前年度と同様、内部被曝の可能性のある職員について、10 月に計 55 名測定したが異常はなかった。なお、 ^{137}Cs 、 ^{40}K の体内量の計算は、 γ 線スペクトルをテープに記録し、計算センターに依頼しておこなうよう計らった。

製造課の ^{131}I 製造作業員の甲状腺測定は、15 件、延 43 名についておこなったが、前年度と比較すると、検出限界以下の値を示すものが多かった。

（b）臨時計測

対象者は 15 件 25 名で、そのうち体内、皮膚汚染が確認されたのは 9 件 15 名である。核種別に分類すると、体内汚染は ^{51}Cr 3 名、FP が 1 名、 ^{131}I が 4 名、それに ^{131}I と FP、 ^{131}I と ^{132}I の同時汚染が各 2 名、皮膚汚染が ^{51}Cr 2 名、 ^{137}Cs 1 名である。以上のように 2 核種以上、あるいは体内、皮膚同時汚染などの複雑な例

TABLE 1-32 Mean body burden of ^{137}Cs

Date of measurment	No. of personnels	^{137}Cs (μCi)	$^{137}\text{Cs}/\text{K}$ ($\mu\text{Ci}/\text{g}$)
'61 Mar.	12	3.9	28
'62 Aug.	15	4.2	30
'63 Oct.	12	9.3	73
'64 Jun.	20	13.1	109
'64 Sept.	22	11.9	101
'65 Apr.	17	10.2	82
'65 Oct.	14	8.0	67
'66 Jun.	12	6.4	49
'66 Jul.	10	5.4	47
'66 Nov.	13	4.0	33

TABLE 1-33 Skin contamination of ^{51}Cr

Subject	Hand	Activities (μCi)	Dose (mrem/ ∞)
A	Right	8.7	30
	Left	2.8	10
B	Right	0.75	3
	Left	1.3	5

が目立っている。（泉）

（3）内部被曝例

前項に述べたように、本年度、全身計測、排泄物検査によって体内汚染の検索をおこなった件数は相当数あったが、このうちのおもなものを内部被曝例として報告する。皮膚汚染の被曝例が加わったことが本年の目新しい点である。

（a） ^{51}Cr

発生日時：1966 年 4 月 4 日 10 時

発生状況：約 800 mCi の ^{51}Cr を週 2~3 回の割合で製造する実験が RI 棟で進められていた。この作業は ^{51}Cr の取扱量が多く、内部被曝の可能性があったので、作業後の体内汚染をチェックする意味で作業員の全身計測をおこなった。NaI 検出器の表面と手の表面との距離は 3 cm とし、10 日間連続して測定した。この計測の結果、作業員 2 名の両手に汚染が検出された。この汚染は、測定開始後 4 日間までは、両者の両手とも、9.1 時間の非常に早い半減期で減衰していった。手のひら 30 cm² に一様に汚染していると仮定して汚染量ならびに被曝線量を求めた。その結果を TABLE 1-33 に示す。

全身計測では、両手を遮蔽して、手をのぞいた体内量を測定したが、この結果、体内量は約 3 日の有効半減期で減衰していた（最大 11.2 m μCi : Subject A）。一方、排泄物検査は、汚染発見後ただちに試料を採取し、 γ 線スペクトル分析で測定をおこなったが、二人とも尿には検出されず、糞便には、排泄物分析開始後 6 日目までの毎日の試料に、 ^{51}Cr が検出された（最大 1.2 m μCi : Subject A）。この二人の糞便中排泄の有効半減期は 2~3 日で、全身計測の半減期と一致した。摂取日時は、作業員が毎日作業後記入している作業報告書から、著しく汚染していた日付、すなわち、4 月 4 日（汚染発見時より 3 日前）と推定した。そしてその日に ^{51}Cr の単一摂取があったと仮定した。全身計測と排泄物検査の結果から、体内の沈着部位は、肺臓と推定された（沈着部位の直接測定はできなかった）。以上から、摂取時の体内量は Subject A が約 400 m μCi 、Subject B が約 200 m μCi と推定され、これから、両者の内部被曝線量は、肺臓に対し、それぞれ 1.2 mrem/ ∞ 時 (A)、0.6 mrem/ ∞ 時 (B) と算定された。なお、人体の汚染が検出されたのち、上記作業報告書のほか、トンゴやセル周囲の汚染が発見された。汚染の根本の原因は、作業員の操作していたトンゴに、汚染防止用のブーツがついていなかったた

めと判断された。(矢部)

(b) ^{131}I ^{132}I

発生日時: 1966 年 5 月 1 日 21 時 30 分

照射したウランターゲットはフード内で溶解、蒸発乾固の処理を行なうが、その試料を溶解した時と、フード外へ移動した時、 ^{131}I , ^{132}I を同時に摂取した。ダストサンプラーにも、その時点での室内濃度の上昇が明らかに認められた。測定対象者は 2 名であったが、そのうちの 1 名は、左手に汚染が検出されたため、全身測定は標準椅子を使用できず、寝台の上で左手を遮蔽しておこなった。摂取時の全身負荷量を TABLE 1-34 に示したが、それは、 ^{131}I , ^{132}I の有効半減期をそれぞれ 7.6 日、2.3 時間として求めた。また TABLE 1-34 に示した甲状腺量は $f_2=0.2$ を使用して全身量から求めた値である。被曝線量は、いずれの場合も 10 mrem/ ∞ (終生) 以下であった。左手の皮膚汚染の測定結果は、量的に少ないため正確な半減期を確認できなかったが、被曝線量は 30 mrem/ ∞ であると思われる。

(c) ^{131}I

発生日時: 1966 年 5 月 30 日 9 時 30 分

^{131}I 定期製造中、誤操作によって摂取したもので、甲状腺測定は原則として摂取してから 24 時間後に測定していたが、今回は第 1 回の測定を 6 時間後におこない、

TABLE 1-34 Body contamination caused by ^{131}I , ^{132}I inhalation

Subject	Nuclides	Activities (m μ Ci)	
		Whole body	Thyroid
A	^{131}I	3.5	0.7
	^{132}I	1,420	284
B	^{131}I	2.1	0.4
	^{132}I	125	25

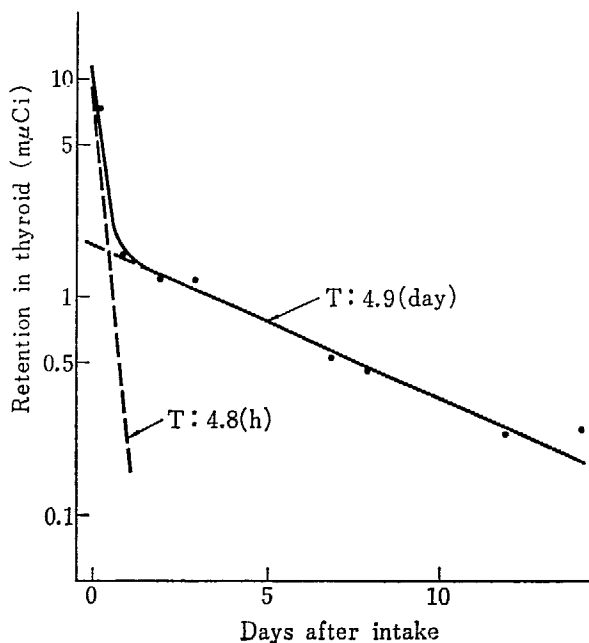


Fig. 1-41 Iodine-131 activity in thyroid

計 7 回連続測定した。その結果を Fig. 1-41 に示す。甲状腺量、被曝線量とも、わずかであるが最初は 4.8 時間、そのうち、4.9 日の半減期で減衰する多指数関数模型が認められた。同一人が 2 ヶ月後、再度摂取した時にも、多指数関数的な減衰過程が確認された。

(d) ^{137}Cs

発生日時: 1966 年 10 月 3 日 10 時 30 分

動物実験のため、 ^{137}Cs 溶液を調査する際、左手人差指に皮膚汚染を起した (中指にも人差指の 1/10 程度の汚染があった)。検出器 (NaI) から 3 cm の距離で、11 月 5 日まで 12 回測定した。手の内部に存在する放射性降下物からの ^{137}Cs の寄与を差引いて、人差指の皮膚汚染量を求めると Fig. 1-42 のようになる。最初の汚染量は、点状汚染として計算すると 30 m μ Ci で、減衰は次式のように 3 つの指数関数の和として表わされる。GM 管による測定結果も、NaI による結果と同じであった。

$$R(t) = 0.71 e^{-\frac{0.693}{0.28}t} + 0.20 e^{-\frac{0.693}{0.65}t} + 0.09 e^{-\frac{0.693}{1.8}t}$$

線量は γ 線被曝が 1 mrem/ ∞ , β 線被曝が 16 mrem/ ∞ で全線量に対する各半減期による被曝の割合は、半減期の短いものから順にそれぞれ 41.1, 26.7, 32.2% であった。なお、手の皮膚汚染による経皮摂取か、経口摂取かの区別は判断できないが、 ^{137}Cs の体内量が、この皮膚汚染後、急増したことが認められた。

(e) ^{131}I , FP

発生日時: 1966 年 11 月 22 日 13 時

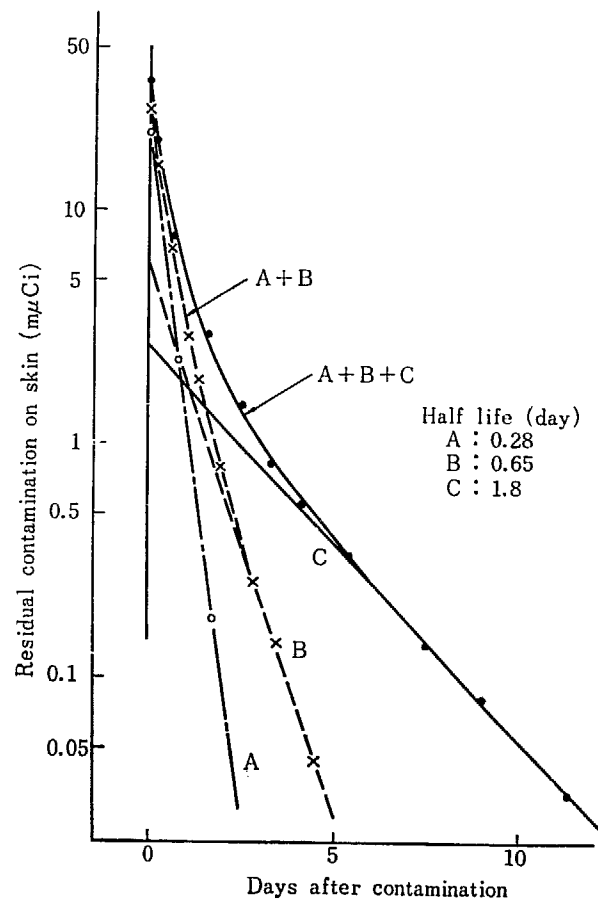


Fig. 1-42 Decay of skin contamination with ^{137}Cs

TABLE 1-35 Body contamination caused by FP inhalation

Nuclides	¹⁰³ Ru	¹⁰⁶ Ru	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁴⁰ Ba	¹⁴⁰ La
Lung burdens (mμCi)	2.4	10.2	1.8	0.8	3.5	3.0
Dose (mrem/∞)	13.0					

12月5日、スミヤサーベイによってFPによる実験室の床汚染が発見された。平均 3×10^4 dpm/cm² でそのほか、実験衣、実験台、装置などが汚染していたので体内汚染も予想され、連続測定をおこなった。全身走査の結果、¹³¹I は甲状腺、FP は肺に大部分沈着していることが認められた。検出者は2名であったが、1名についてのみその結果を Fig. 1-43 に示し、定量結果を TABLE 1-35 に示す。¹⁰³Ru と ¹⁰⁶Ru の混合比が不明のため、線量確認はできないが、¹⁰⁶Ru は非常に少ないと考えられる。なお、¹³¹I の甲状腺量は 27 mμCi で、被曝線量は 140 mrem/∞ であった。以上の例は、多くの核種が混合しており、また長半減期のため、真の計数値を求め、被曝線量を計算するためには、数多くの測定が必要で、約4ヵ月にわたって、最終的な結論を出した。(泉)

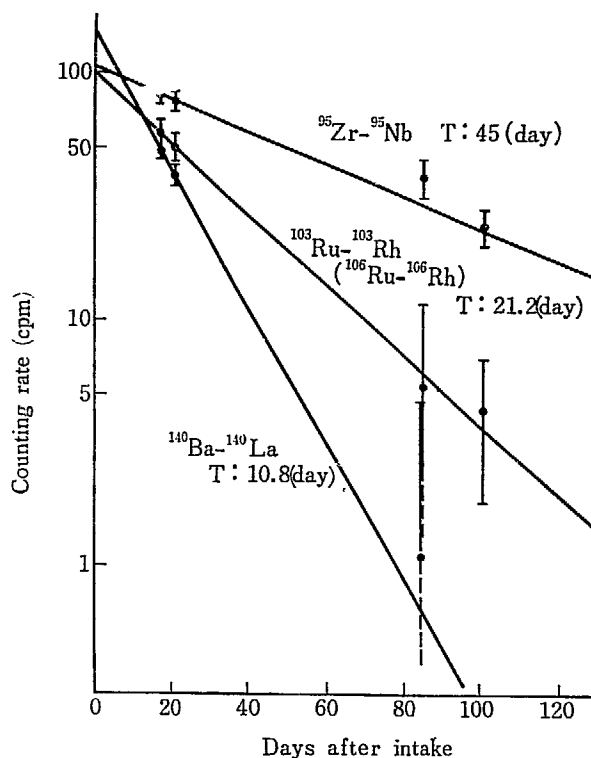


Fig. 1-43 Fission product retention in lung

1.5 環境放射能の管理

Environmental Monitoring

The general program on the environmental monitoring during this year in the Tokai Establishment was as same as the past. In the Oarai Establishment the environmental background surveys on radioactivity of ground waters, external gamma radiations and radionuclides in marine materials were carried out, in addition to the continuous observation of meteorological elements. As the analytical methods of ^{90}Sr and ^{137}Cs as routine monitoring were largely performed, the data of their routine observation could be published regularly. For the water monitoring in the Second Drain a continuous water sampler was used in a part of the period. Two of monitoring stations in the Tokai area were removed to the Oarai site in the end of the year, after discussions in and out of the Division.

1.5.1 概要

東海研究所における総括的な管理の項目については、例年どおりであるが、この年度には大洗研究所の環境管理の面では、定常業務としての気象観測が充実した以外に、敷地内および周辺のバックグラウンド調査として地下水の全放射能、 γ 線外部被曝線量および海洋環境物質中の放射性核種の測定がおこなわれた。また管理の方法としては、前年度から改善のために検討されてきたもののうち、土壌中の ^{90}Sr 、 ^{137}Cs の管理としての分析法がほ

ぼ完成し、この年度から定常的にデータを出せるようになった。排水溝の排水監視のための採水のために、第二排水溝では一部連続サンプラによったことなどがあげられる。またモニタリングステーションによる環境監視については、部内および東海地区放射線管理協議会で検討した結果、一部を大洗研究所に移転することになり手続および工事を完了した。(伊藤)

1.5.2 固定モニタリング施設

(1) モニタリング・ステーション

1957年に建設以来、10年間連続監視、観測をおこなってきたが、モニタリング・ポストも完備し、また初期の目的の一つであるバックグラウンド調査も終了したと考えてよい。今後のモニタリング・ステーションの運転は、平常時および緊急時のための環境のモニタリングのほかに、

①平常時のバックグラウンドの連続観測をおこない、モニタリング・ポスト、サーベイ、フィルム・バッジなどの測定値間の比較を容易ならしめる。(いままでは、 γ 線検出器は建屋屋上にあり、建屋の遮蔽があるため、他の測定値との比較が困難であった)。

②連続ダストサンプリングをおこない、平常時の長寿命核種(^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{95}Zr – ^{95}Nb など)の空気中でのレベルを把握するなどの点にも留意して運転を続けることにし

た。

そのために、次の点について変更した。

①屋上に設置してあった γ 線測定用検出器を、地上1mに設置し、ほかの測定との比較が容易なようにした。(42.3)

②ステーションの数は、周辺の4カ所に減らし、その場所は、地質、原研からの距離、モニタリング・ポストなどの関係を考慮して、No.1ステーション(構内・砂地)、No.2ステーション(虚空蔵・砂地)、No.3ステーション(須和間・関東ローム)、No.4ステーション(亀下方面(予定)沖積層)にした¹⁾。(42.3)

③データの処理は電子計算機によりおこなうよう現在作業を進めている。

④現在データは10分ごとに送量されているが、将来は平常時に30分か1時間に1回の頻度で送量し、異常

のさいは 10 分間隔で送れるようなことも考慮して、タイム・プログラム・マシン* を取りつけた。(42.3)

⑤大洗地区のバック・グラウンド測定のために、2カ所のモニタリング・ステーションを移設しデータを無線伝送している。測定方法は東海地区とほぼ同様だが、1カ所はダスト・サンプラを改造し、塵埃中の β 放射能を集塵直後と集塵 4 時間後と二通り測定できるようにした。集塵した汚紙は東海地区と同様、1ヵ月に 1 回 γ 線測定および化学分析をおこない、長寿命核種濃度を測定している。(42.3)

⑥不要になった 2 局のモニタリング・ステーションの内、1 局の無線機は大洗 RI 棟に設置し、東海と大洗間の連絡に使用している(42.3)。以上に関するデータは本年度放射線管理季報にまとめてある。(片桐)

1.5.3 環境 γ 線サーベイ

(1) γ 線照射量率の測定

1966 年度前期は以前と同様に ANTON 108 GM 管を使用して固定点サーベイを行なった結果、平均照射量率は $9.2 \mu\text{R/h}$ (51 地点) で以前と比較して大きな変動は観測されなかった。

後期から $3''\phi \times 3''\text{NaI}$ シンチレーションレトメータを車に積載し走行サーベイをおこなうことにした。

測定・評価方法については 2.4.2 「環境の γ 線サーベイ方法の検討」を参照のこと。

(2) 積算線量測定

1966 年度からバジ用フィルム (FUJI TYPE III for γ -ray) とガラス線量計 (TOSHIBA FD-P 8-1) を併用して積算線量を測定した結果異常な積算線量値は観測されなかった。

環境放射線照射量率が低いためにフィルムとガラスの有意な相互関係はまだ得られていない。ガラスの使用については今後さらに検討していく必要がある。(松下)

1.5.4 環境試料中の放射能測定

(1) 環境試料の全 $\beta\gamma$ 放射能測定

1966 年度における環境試料中の全 $\beta\gamma$ 放射能測定がおこなわれた。すなわち農作物、土壌、飲料水(井戸水)、水産生物、海水、雨水、ガムド紙および水盤による dust のそれぞれについて gross activity の測定をおこなった。66 年度中に中国において核実験がおこなわれたが、雨水および dust を除く環境試料の gross activity からはその影響は見られなかった。またこれらの試料を検討した結果、東海村の原子力施設からの放射性物質による環境試料への影響はなかった。

次にこれら環境試料中のおもなものの、全 $\beta\gamma$ 放射能測定平均値を示す。

Soil	$16.9 \mu\text{Ci/g dry}$
Well-water	$2.1 \times 10^{-9} \mu\text{Ci/ml}$
Plant (pine needles)	$178 \mu\text{Ci/g ash}$

また、水盤による dust の全 $\beta\gamma$ 放射能の月変化を Fig. 1-44 に示す。この図からわかるように 1966 年 5

* シンプレックス 803-5: IBM 社により開発されたもので、6 コのプログラム回路を持ち、各回路は最大 60 回のプログラムで一巡する。プログラムの設定はプログラマーにあらかじめ設定されたタイムスケジュールをプログラム・ドラムに取り付けることにより簡単に行なわれる。

参 考 資 料

- 1) 平常時における環境放射能監視組織に関するワーキンググループ報告書。第 1 報、東海地区放射線管理協議会 (1966)

(2) モニタリング・ポストによる放射線監視

1966 年 11 月に、構外モニター No. 24, No. 27 の建設を完了して、12 月から定常運転に入った。これをもってモニタリング・ポストの建設計画はすべて実施を完了した。

1966 年度内に、モニタリング・ポストによって、放射線の異常が観測されたことはなかった。すなわち、空間 γ 照射量率は常時 $50 \mu\text{R/h}$ より小さかった。(須賀)

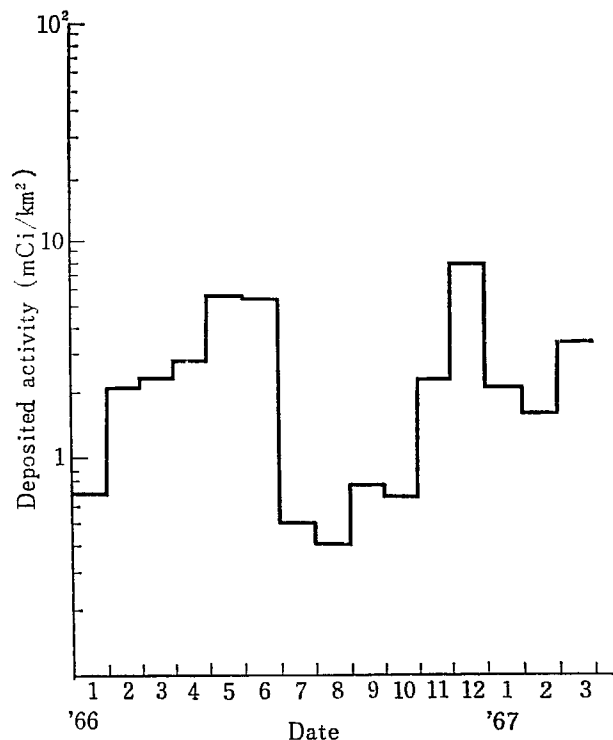


Fig. 1-44 Gross activity in monthly fall-out (rain water)

月と12月に中国の核実験の影響がみられる。

(2) 海水中の ^{137}Cs の測定

東海村沖(約2km)の海水中の ^{137}Cs の定期的測定をおこなった。この結果66年度には海水中の ^{137}Cs の平均値は $0.31\ \mu\text{Ci/l}$ (max. $0.50\pm0.03\ \mu\text{Ci/l}$, min. $0.20\pm0.02\ \mu\text{Ci/l}$)であった。なお、今回より海水中の ^{137}Cs の測定を迅速化するためにCs沈殿用タンクの改良をおこない、測定の能率化をはかった。

(3) 排水溝排水の全 $\beta\gamma$ 放射能測定と排水連続サンブラ

1966年度内における第1、第2および第3排水溝の排水の定期的全 $\beta\gamma$ 放射能測定結果はいずれも排水基準($10^{-7}\ \mu\text{Ci/ml/3 months}$)以下であった。

また、排水の管理の合理化のために第2排水溝に排水連続サンブラを設置した。これは試作品で現在テストを行なっている段階である。これが有用であることが確かめられた場合、ほかの排水溝にも排水連続サンブラの設置が必要となるであろう。(梁瀬)

TABLE 1-36 ^{90}Sr and ^{137}Cs deposited on uncultivated soils

Sample No.	Sampling location	Sampling date	$^{90}\text{Sr}\ \mu\text{Ci/kg dry wt}$	$^{90}\text{Sr}\ \text{mCi/km}^2$	$^{137}\text{Cs}\ \mu\text{Ci/kg dry wt}$	$^{137}\text{Cs}\ \text{mCi/km}^2$
B. G. -1	Nagasuna, Katsuta C.	Jun. 8, 1966	216 $\pm$ 11 228 $\pm$ 12	18.5 $\pm$ 1.0 19.5 $\pm$ 1.0	167 $\pm$ 10 295 $\pm$ 20	14.3 $\pm$ 0.9 25.2 $\pm$ 1.7
B. G. -6		Nov. 15, 1966	260 $\pm$ 13	26.8 $\pm$ 1.3	330 $\pm$ 19	34.2 $\pm$ 2.0
B. G. -2	Kameshita, Tokai-mura	Jun. 27, 1966	385 $\pm$ 13 382 $\pm$ 13	51.0 $\pm$ 1.7 50.6 $\pm$ 1.7	414 $\pm$ 14 407 $\pm$ 14	54.8 $\pm$ 1.9 53.9 $\pm$ 1.9
B. G. -7		Nov. 15, 1966	388 $\pm$ 12	53.8 $\pm$ 1.8	426 $\pm$ 16	59.2 $\pm$ 2.2
B. G. -3	Suwama, Tokai-mura	Jun. 29, 1966	504 $\pm$ 18 520 $\pm$ 23	41.0 $\pm$ 1.4 42.4 $\pm$ 1.9	307 $\pm$ 10 383 $\pm$ 12	25.0 $\pm$ 0.8 31.2 $\pm$ 1.0
B. G. -8		Nov. 15, 1966	842 $\pm$ 28	67.4 $\pm$ 2.3	777 $\pm$ 30	62.2 $\pm$ 2.4
B. G. -4	Masaki, Tokai-mura	Jun. 29, 1966	732 $\pm$ 19 —	54.3 $\pm$ 1.4 —	431 $\pm$ 16 555 $\pm$ 24	32.0 $\pm$ 1.2 41.2 $\pm$ 1.8
B. G. -9		Nov. 15, 1966	507 $\pm$ 22	52.9 $\pm$ 2.3	308 $\pm$ 14	32.2 $\pm$ 1.5
B. G. -5	Genken, Tokai-mura	Jun. 29, 1966	128 $\pm$ 8 110 $\pm$ 9	21.0 $\pm$ 1.3 18.2 $\pm$ 1.5	139 $\pm$ 5 142 $\pm$ 8	23.0 $\pm$ 0.8 23.5 $\pm$ 1.3
B. G. -10		Dec. 9, 1966	110 $\pm$ 7	17.8 $\pm$ 1.1	121 $\pm$ 10	19.5 $\pm$ 1.6

Note: The soil samples were treated with 6N HCl.

TABLE 1-37 Exchangeable ^{137}Cs contents of cultivated soil in Tokai-mura

Sample No.	Sampling location	Kind of cultivated soils	depth (cm)	Sampling date	$\mu\text{Ci/kg dry wt}$	mCi/km^2
E-1	Terunuma	Barley field	0-10	Jun. 8, 1966	219 $\pm$ 8	19.6 $\pm$ 0.7
E-2	Kameshita	Wheat field	0-10	Jun. 27, 1966	42 $\pm$ 4	5.6 $\pm$ 0.5
E-3-a	Funaba	Pasture field	0-10	Jun. 29, 1966	157 $\pm$ 7	10.1 $\pm$ 0.4
E-3-b	Funaba	Pasture field	0-10	Jun. 29, 1966	228 $\pm$ 8	14.2 $\pm$ 0.4
E-4	Suwama	Wheat field	0-10	Jun. 29, 1966	283 $\pm$ 9	24.1 $\pm$ 0.8
E-5	Shirakata	Cucumber field	0-15	Aug. 15, 1966	38 $\pm$ 3	5.1 $\pm$ 0.4
E-6	Terunuma	Sweet potato field	0-18	Oct. 13, 1966	216 $\pm$ 7	33.3 $\pm$ 1.1
E-7	Oshinobe	Chinese cabbage field	0-10	Oct. 19, 1966	185 $\pm$ 7	15.3 $\pm$ 0.6
E-8	Ishigamisotojiku	Peanut field	0-15	Oct. 14, 1966	42 $\pm$ 4	4.4 $\pm$ 0.4
E-9	Funashikawa	Upland rice field	0-15	Oct. 18, 1966	163 $\pm$ 7	18.6 $\pm$ 0.8
E-10	Kameshita	Upland rice field	0-15	Oct. 18, 1966	31 $\pm$ 3	5.9 $\pm$ 0.6
E-11	Masaki	Cabbage field	0-10	Oct. 18, 1966	186 $\pm$ 7	15.4 $\pm$ 0.6
E-12	Masaki	Carrot field	0-20	Oct. 18, 1966	145 $\pm$ 7	21.4 $\pm$ 1.0
E-13	Toyooka	Rice field	0-15	Oct. 25, 1966	85 $\pm$ 5	5.0 $\pm$ 0.3
E-14	Takegawara	Rice field	0-15	Oct. 24, 1966	123 $\pm$ 6	14.8 $\pm$ 0.7
E-15	Masaki	Rice field	0-15	Oct. 31, 1966	69 $\pm$ 4	7.5 $\pm$ 0.4
E-16	Masakiura	Rice field	0-15	Oct. 1966	111 $\pm$ 6	9.3 $\pm$ 0.5
E-17	Akutsu	Soybean field	0-10	Nov. 17, 1966	45 $\pm$ 3	5.5 $\pm$ 0.4

Note: The soil samples were treated with 1 M $\text{CH}_3\text{COONH}_4$.

(4) 土壌中の ^{90}Sr , ^{137}Cs 濃度

本年度より環境管理の立場から土壌中の ^{90}Sr , ^{137}Cs 濃度のデータを報告する。

(a) 放射化学分析による方法

試料採取地点は TABLE 1-36 に示したとおり未耕地 5 地点、年 2 回と決め、 $30 \times 30 \times 10 \text{ cm}$ のステンレス枠を打ち込んで採取した。

分析法および測定法は科学技術庁放射線審議会放射能

TABLE 1-38 Total ^{137}Cs deposited on soil (obtained by γ ray spectrometric analysis)

Sample No.	depth (cm)	$\mu\text{Ci/kg dry wt}$	mCi/km^2
B G-1	0~10	390	30
B G-6	0~10	483	44
B G-2	0~10	831	106
B G-7	0~10	787	105
B G-3	0~10	940	66
B G-8	0~10	1750	119
B G-4	0~10	1490	86
B G-9	0~10	887	76
B G-5	0~10	183	30
B G-10	0~10	150	24
E-1	0~10	1120	91
E-2	0~10	935	122
E-3	0~10	1870	106
E-4	0~10	1340	104
E-5	0~15	198	24
E-6	0~18	1070	15
E-7	0~10	988	75
E-8	0~15	238	23
E-9	0~15	931	99
E-10	0~15	779	143
E-11	0~10	889	67
E-12	0~20	1060	138
E-13	0~15	2110	106
E-14	0~15	1160	131
E-15	0~15	1050	112
E-16	0~15	1920	141
E-17	0~10	710	79

測定部会が編集した「放射性ストロンチウム分析法 (1963)」, および「セシウム 137 分析法 (1963)」に主としてしたがったが部分的に変更しておこなったところもある。

分析結果は TABLE 1-36 に示した。それによると本年度の ^{90}Sr , ^{137}Cs の最高最低値はおおの 67.4~17.8 mCi/km^2 , 62.2~18.5 mCi/km^2 であり、平均値はおおの 38.2 mCi/km^2 , 35.4 mCi/km^2 であった。

前半と後半の平均値を比較すると ^{90}Sr 35.2, 43.8 mCi/km^2 , ^{137}Cs 32.4, 41.5 mCi/km^2 で、 ^{90}Sr , ^{137}Cs 共に増加している。

Sample No. B. G.-1~5 は同一試料 2 回分析をおこなった。その結果 ^{90}Sr については測定誤差範囲にあるが、 ^{137}Cs については測定誤差外で変動しているものもあるのでその点検討する必要がある。

環境管理の目的とは別に、土壌から農産物への移行問題の一資料とするために、耕作地における土壌と農産物を採取した。現在土壌、農産物中の ^{90}Sr , ^{137}Cs 分析をおこなっているが、土壌中の置換性の ^{137}Cs 量の分析結果のみ TABLE 1-37 に示した。(加藤(清))

(b) ガンマ線スペクトル分析による全 ^{137}Cs 濃度

原研周辺の未耕作地と耕作地の土壌を採取し、土壌中の全 ^{137}Cs 濃度をガンマ線スペクトル分析によって得た。その結果を TABLE 1-38 に示した。採取試料は TABLE 1-36 と TABLE 1-37 の試料と同一のものである。

土壌中の放射性核種のガンマ線スペクトルは、天然のウラン系列およびトリウム系列のガンマ線放出核種と ^{40}K によるピークが顕著である。そのため人工核種のピークをガンマ線スペクトルより見出すことは困難であった。そこで未耕作地 5 カ所のうち 3 カ所で、人工核種の影響がほとんどないと思われる 10 cm より下層の土壌を採取し、これをバックグラウンドとして天然核種によるスペクトル分を差し引くことにより顕著な ^{137}Cs のピークを得た。しかし、 ^{95}Zr - ^{95}Nb , ^{54}Mn のピークは有意なほどには認められなかったので、今回は ^{95}Zr - ^{95}Nb と

TABLE 1-39 Radioactivity in the air dust

($\times 10^{-15} \mu\text{Ci/ml}$)

Sampling sites		Station No. 1				Station No. 2			
Date	Nuclides	^{54}Mn	^{95}Zr - ^{95}Nb	^{137}Cs	0.49(MeV)	^{54}Mn	^{95}Zr - ^{95}Nb	^{137}Cs	0.49(MeV)
1966	4	1.7	—	10	15.8	0.9	—	11.2	18.9
	5	1.9	2.5	12.5	21.8	2.4	3.2	13.3	22.0
	6	2.0	16.7	7.2	27.6	1.4	12.4	5.4	21.2
	7	2.0	6.8	4.2	13.7	1.2	7.6	3.8	13.0
	8	1.1	3.9	2.7	10.4	0.8	2.9	2.7	10.7
	9	0.7	2.1	2.6	11.6	0.8	2.1	2.9	12.0
	10	—	—	2.4	10.0	—	—	1.7	9.0
	11	—	67.0	5.4	56.5	—	82.0	6.1	80.0
	12	2.2	6.3	3.5	12.5	1.8	6.4	3.0	15.0
	1	—	7.5	2.8	16.7	—	8.0	2.6	14.4
	2	—	21.6	4.1	16.9	—	20.6	4.3	17.1
	3	—	42.5	6.8	30.8	—	40.0	7.1	26.0

^{54}Mn の補正はせずに天然核種による影響のみをストリップング法により差し引き全 ^{137}Cs を定量した。

ストリップング法で用いた天然核種のガンマ線スペクトルは、ウラン系とトリウム系については、NBL* の標準線源を、 ^{40}K については特級試薬の塩化カリウムを用いて、おのおの土壤中に均一に混ぜ測定試料と同じ線源を作製したものから得たものである。

各土壤中のトリウム量、ウラン量、 ^{40}K の量を求めたが詳しくは別の機会に報告する。(岡本)

(5) 大気中の長寿命核種の濃度

TABLE 1-39 は No. 1 および No. 2 ステーションで採取した汚紙試料の γ 線測定結果である。試料は 400°C で灰化後 $11\text{ cm}\phi \times 1\text{ cm}$ のプラスチック容器で測定した。

1966 年 5 月, 11 月, 12 月における中共の核爆発実験により, 空気中の ^{95}Zr - ^{95}Nb 濃度が増加している。 0.49 MeV のピークは主として ^{103}Ru (半減期 40 日) でほかに ^{106}Ru - ^{106}Rh が混在している。1967 年 3 月に非常に高い値になっているが、これはスプリング・ピーク現象である。(片桐)

1.5.5 気 象 観 測

1966 年度原研東海における気象の観測は例年同様順調におこなわれた。ただし、測器の新旧取換、気象施設の整備、あるいは統計計算項目の増加、野外ステーションの一部撤廃などがあった。

(1) 観 測

ルーチン業務としては、例年通り風をおもに、気温、日射のほか諸要素を連続的に観測した。また、1966 年 9 月、観測塔 (高さ 65 m) の一部 (上部 25 m) を老朽化のため撤去し、現在高さ 40 m の観測塔で気象の観測を続けている。

観測器の新旧取換の点で、従来抵抗式温度計で観測をおこなっていた温度勾配の観測を 1966 年 12 月より感熱部をサーミスターに切換えて行なった。このサーミスター感熱部をおのおの定めた高さ (5, 10, 20, 40 m) に設置し、高さ 5 m における温度を標準として、そのおのおのの高さの温度差を電位差計式自動平衡記録計に記録する遠隔測定装置を取り付け、データを集積している。

(2) データ整理

データ整理は従来と同様各気象要素について各時刻前 10 分間の平均値を読み取り、IBM-7044 で月ごとに統計計算をおこなっている。ただ統計計算項目が従来と若干違って、1966 年 1 月より統計項目を増し、安定度を示すパラメータを取り入れ計算をおこなっている。以下 1966 年 1 月以降の気象資料統計計算項目を TABLE 1-40 に示す。

(3) 野外ステーション

従来観測を続けてきた原研東海周辺 3 カ所の気象のステーションのうち久慈および勝田ステーションは、1967 年 3 月モニタリングステーションの一部を大洗研究所へ移設したのでそれにともない廃止された。ただし久慈ステーションは、これまで敷地を借用していた久慈中学校へそのまま寄贈された。したがって須和間ステーションだけ従来通り観測を続けている。(大和田)

TABLE 1-40 List of monthly meteorological data at Tokai

1.	Daily averages of Temp. 1.5 m, Humidity, precip., Solar rad., Net rad., 5 m, 10 m, 20 m and 40 m
2.	Hourly wind direction frequency (H=11, 40 m)
3.	Monthly wind direction frequency (H=11, 40 m)
4.	Monthly wind direction frequency percentage (H=11, 40 m)
5.	Wind speed distribution for wind direction (H=11, 40 m)
6.	Stability category frequency for wind direction
7.	Means and Max. & Min. for each hour (wind speed, temperature, humidity, lapse rate, radiation, stability ratio)
8.	Sum of reciprocal wind-speed for wind direction and stability

1.5.6 海洋観測および観測船の管理

(1) 東海沖の海況

1966 年度は、先年度の日立港沖 10 点と東海沖 16 点の観測点の隔月観測を、東海沖の 16 点の観測のみとし毎月実施することにした。ただし、天候などの都合で 4, 8, 12, 2 月の 4 カ月は欠測した。

観測方法は、先年度同様曳航式塩分計を用いておこな

い、表面および数点では採水测温をおこない、試水を塩分検定して、曳航式塩分計の値を補正した。

結果は「海洋観測報告」(No. 16, 17) に報告したが、ここでは総括的に T-Cl ダイアグラムと、気温と水温、久慈川流量率と塩素量との関係を図示した。Fig. 1-45 は、海岸から 2 km 沖の観測点の表層の平均値と、10 km 沖の観測点の表層と 25 m 層のそれぞれの層の平均値の

* NEW BRUNSWICK Lab., USAEC.

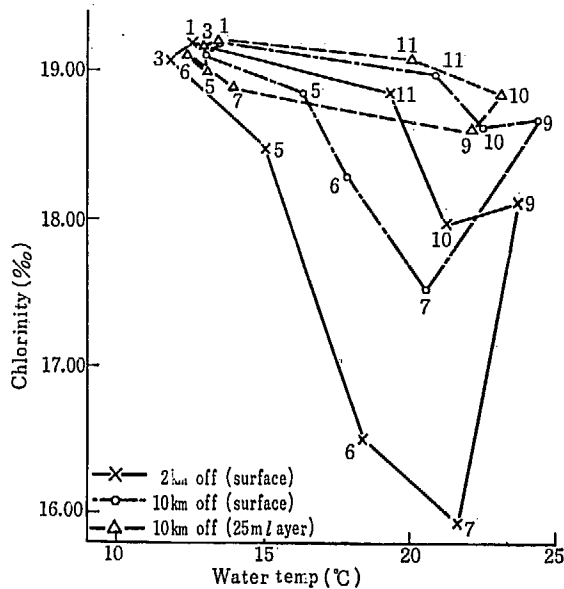


Fig. 1-45 Annual variation in T-Cl diagram off Tokai

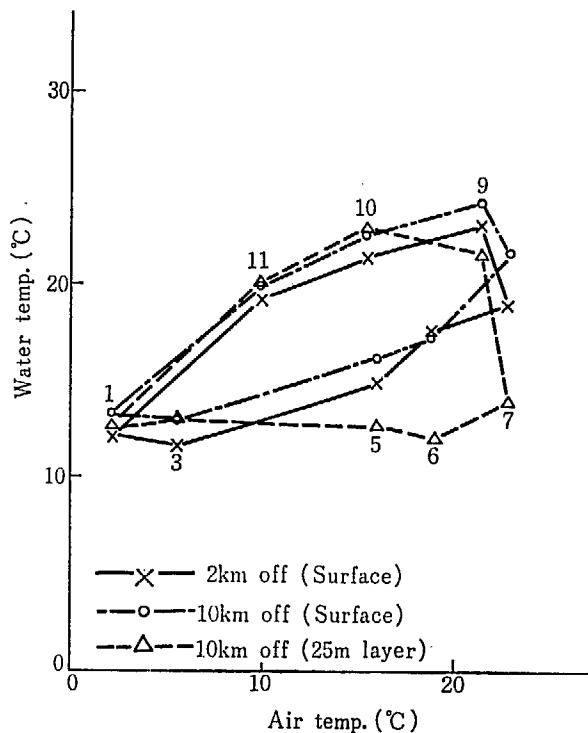


Fig. 1-46 Annual variation in water temperature off Tokai and air temperature

T-Cl ダイアグラムである。また、Fig. 1-46 と Fig. 1-47 はそれぞれ Fig. 1-45 と同一の観測値と気象観測室における月平均気温、河口から約4km上流の榊橋で測定した月平均流量率をグラフに示したものである。なお、図中の数字は月数を表わしたものである。図によれば、水温、塩素量とも変化に差はあるが表層は岸よりも沖合と同じような傾向をなしているのになし、25m層は表層とはかなり違った変化をしていることがわかる。

沖合10kmの水温、塩素量を昨年の同期の値と比較すると、5月には水温は表層で4.4°C、25m層で6.9°C、塩素量は表層で0.53‰、25m層で0.50‰それぞれ高く、11月にも水温は表層で2.9°C、25m層で3.1°C、

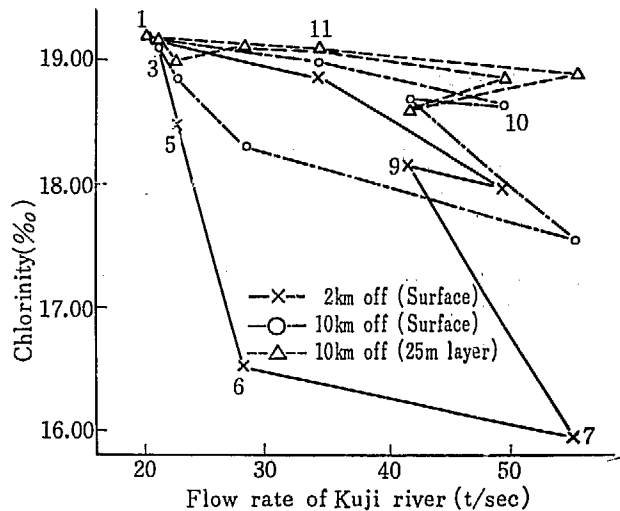


Fig. 1-47 Annual variation in chlorinity off Tokai and flow rate of Kuji river

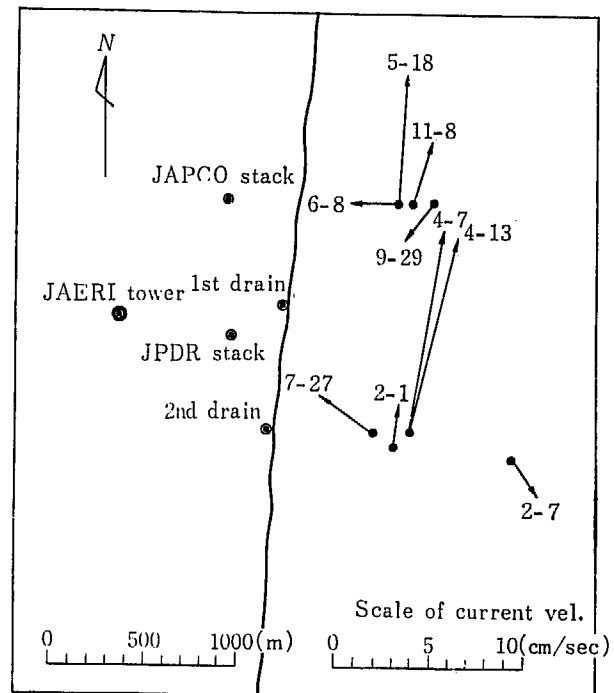


Fig. 1-48 Direction and velocity of stationary current at 5m layer, observed from 1966 to 1967

塩素量は表層で0.36‰、25m層で0.38‰それぞれ高くなっている。

(2) 海流調査

本年度も、従来からおこなってきた原研沖の海流調査を継続しておこなった。測定器はT-S自記流速計を用い、測定回数は9回であった。なお、昨年度まで原研沖にあった固定浮標はしけのため流失したので、今年度は簡易浮標に流速計を固定して測定をおこなった。Fig. 1-48は、測定値を調和解析し、その恒流を示したものである。なお、図中の数字は期日であり、測定層はすべて5m層である。図からもわかるように、原研沖は北ないし北北東の流れが卓越し、測定回数の半数以上をしめている。また、流速は10cm/sec程度の弱流が卓越してい

た。(国谷)

(3) 観測船の管理

観測船「まつかぜ」は、1966年12月に7日間の工期で上架底洗工事を那珂湊でおこなったが、同年3月の底洗工事費の約2倍となっている。その理由としては、船の老朽化による修理箇所増加のためである。

「まつかぜ」は、1961年9月に東京墨田川造船所で建造され、耐用年限はあと1年5ヵ月となり、代船について考慮する必要がある。なお次回の工事として、船舶安全法による船の堪航性を保持し、かつ人命の安全を保持するための定期検査を6月に予定している。

現在「まつかぜ」は日立港を基地としているが、荒天時には、事故を未然に防止するために船の保守に当り、海上の平穏な場合も異常の有無を確認する意味で適宜船の巡視をおこなった。

1966年6月に4号台風の接近のため那珂湊に避航した。台風や発達した低気圧などによる被害のため、船窓のガラスを硬化ガラスに改修して、無線器を安全な場所に格納したので、従来のような被害は解消され、航行中における事故はまったくなかった。錨地用ロープの交換および錨の入れ換えは安全度を考慮して1回おこなった。また非常事態に備えて救命ゴムボートをまつかぜに新設した。

41年度中の「まつかぜ」の総出港日数は48日間であり、月平均4日間であった。海洋観測の項目は次の通りである。

1 海況調査, 2 海流調査, 3 海洋拡散実験, 4 環境試料採集。

平常業務としてのおもな作業は、船体、航海計器、主機械、繫留索、錨などの点検整備であった。本年度中に使用した燃料の総消費量は約1300lであった。(黒須)

1.5.7 大洗地区の環境調査

(1) 気象観測

前年度に引続いて定常観測を続けたが、1965年末に新設した防風型輻射計の約1ヵ年のdataが集積された。またMTRの要請で湿球温度計を新設した。データ整理は1966年1月から集計方法を改善したが、これは東海研のものと同様である。

(2) 大洗沖海流調査

1966年8月に茨城県水産試験場に自記流速計2台を貸与して、大洗沖の海流の測定を委託した。実際に測定を始めたのは同年10月からである。

測定の場所は大洗研究所沖1~2kmの2地点に簡易浮標を設置して測定したもので、測定層は3mと5mである。

測定総数は24回で、得られたデータのうち使えるデータは11回であった。

(3) 地下水放射能調査

1966年7,8月におこなわれた大洗敷地内の地下水流動調査のときに採取した地下水試料につき全放射能測定をおこなった。試料は各採取点から約1,200mlずつ採取したが、沈殿物が多いため5A汚紙を通し汚液と残渣に分けた。汚液は蒸発法、残渣は灰化法により試料を処理、全放射能を測定した。詳細はJAERI-Memo 2502参照。測定結果によると、東海研付近の井戸水に比べて、全般に放射能レベルが高く、半数以上の試料の全放射能が 10^{-8} $\mu\text{Ci/ml}$ 以上となっている。

(4) 大洗研究所沿岸の海水と海底土の放射能測定

大洗研究所MTRの稼動にさきだち大洗研究所沿岸海域(南北約10km,東西約7.5km)の海底土11点と、

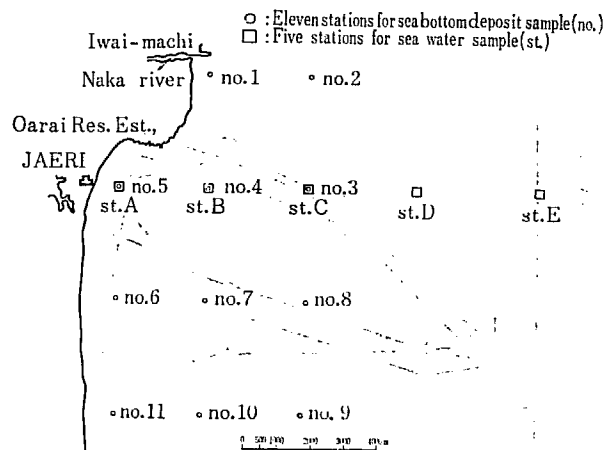


Fig. 1-49 Sampling stations

TABLE 1-41 ^{137}Cs in coastal sea water off Oarai Research Establishment, JAERI

Sampling station and date			^{137}Cs $\mu\text{Ci/l}$
Jul., 1966	St. A	St. A	0.32
		St. B	0.21
		St. C	0.34
		St. D	0.32
		St. E	0.34
Sep., 1966	St. A	St. A	0.17
		St. B	0.33
		St. C	0.30
		St. D	0.33
		St. E	0.33
Dec., 1966	St. A	St. A	n.d.*
		St. B	0.22
		St. C	0.26
		St. D	0.25
		St. E	0.28

* n.d.: non detectable amount

TABLE 1-42. ^{137}Cs and ^{90}Sr in sea bottom deposit off Oarai Research Establishment, JAERI

Sampling station and date		^{90}Sr pCi/kg·dry	^{137}Cs		Ca %, dry	Sr %, dry
			pCi/kg·dry (A)	pCi/kg·dry (B)		
Jul., 1966	No. 1	10.3±1.9	209.4±15.0	390±15	1.19	0.007
	No. 2	16.5±3.3	275.4±20.5	740±20	1.24	0.009
	No. 3	8.6±2.1	104.1± 8.5	110±15	1.84	0.012
	No. 4	5.3±1.9	90.4± 7.7	380±13	1.55	0.010
	No. 5	20.2±2.9	150.8±11.4	510±17	1.91	0.014
	No. 6	3.4±1.7	61.6± 6.4	120±14	1.82	0.007
	No. 7	3.6±2.9	73.6± 7.7	82±13	1.31	0.008
	No. 8	5.6±2.7	46.2± 6.7	80±13	1.50	0.010
	No. 9	4.9±3.2	72.9± 7.6	88±13	1.22	0.008
	No. 10	8.3±3.0	83.7± 8.1	130±15	1.52	0.013
	No. 11	7.4±2.7	106.2± 9.5	180±14	1.88	0.013
Sep., 1966	No. 1	24.7±3.7		n. d.	1.36	0.007
	No. 2	25.8±4.7		190±11	5.49	0.037
	No. 3	18.0±3.8		140±13	1.55	0.009
	No. 4	25.5±4.7		n. d.	1.76	0.009
	No. 5	12.2±3.0		96±13	2.44	0.009
	No. 6	9.7±3.7		86±10	1.30	0.007
	No. 7	6.0±4.5		120±14	1.79	0.010
	No. 8	21.5±6.7		n. d.	1.09	0.006
	No. 9	12.8±3.7		n. d.	1.43	0.006
	No. 10	4.5±2.7		60±16	1.09	0.005
	No. 11	12.8±3.7		84±11	1.01	0.005
Dec., 1966	No. 1	11.5±3.2		71±14	1.03	0.006
	No. 2	19.5±4.8		61±17	0.99	0.007
	No. 3	7.3±2.8		78±14	1.65	0.009
	No. 4	23.3±5.7		96±15	1.57	0.009
	No. 5	12.0±3.0		n. d.	1.56	0.008
	No. 6	6.7±4.5		n. d.	1.23	0.007
	No. 7	8.2±4.2		80±13	1.51	0.007
	No. 8	12.5±4.7		n. d.	2.07	0.011
	No. 9	11.0±5.5		120±16	0.97	0.005
	No. 10	3.5±4.0		85±13	1.08	0.006
	No. 11	9.3±4.7		73±15	1.45	0.008

(A): radiochemical analysis

(B): γ -spectrometric analysis

n. d.: non detectable amount

TABLE 1-43 Background radiation on the surface in and around Oarai Research Establishment

Sampling point and date		Exposure rate $\mu\text{R/h}$ Calculation from Soil	Sampling point and date		Exposure rate $\mu\text{R/h}$	
					Calculation from Soil	3" ϕ × 3" NaI
June, 1965	No. 1	4.30	Jan. 1965	No. A	4.04	4.79
	2	3.64		B	3.23	4.19
	3	4.02		C	2.69	4.21
	4	4.51		D	2.73	4.31
	5	4.50		E	3.78	4.61
	6	3.38		F	2.45	4.05
	7	3.90		G	3.73	4.28
	8	3.38		H	3.16	3.79
	9	4.59		I	2.77	4.00
	10	4.53		J	2.90	3.69
	11	3.60		K	2.81	2.75
	12	3.48		L	2.87	3.71
	13	4.33				

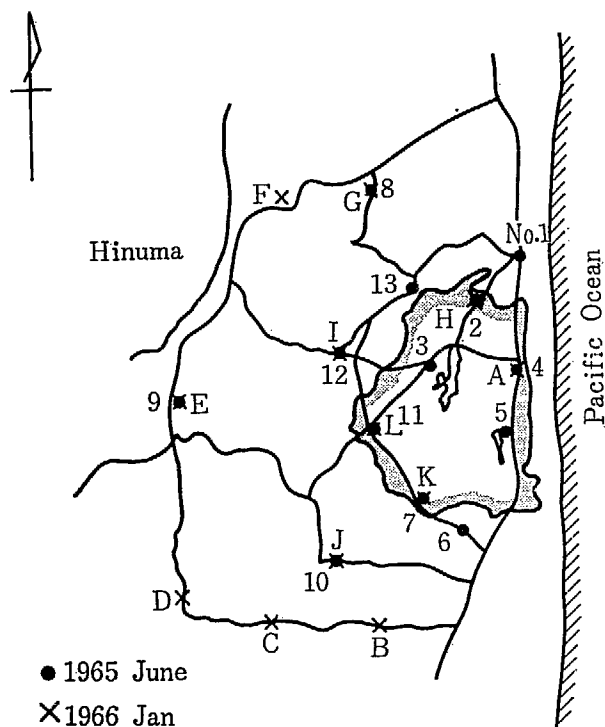


Fig. 1-50 Measuring and sampling points

大洗研究所沖（距岸 500 m, 3 km, 6 km, 8.5 km および 13 km）の 5 点の表面水を採取し、それらの放射能を測定した（Fig. 1-49）。これらの試料はいずれも 7 月、9

月、12 月の 3 回にわたって採取され、それぞれ測定がおこなわれた。海水については ^{137}Cs 、海底土については主として ^{90}Sr , ^{137}Cs , Ca および Sr の測定がおこなわれた。これらの結果を TABLE 1-41 と 1-42 に示す。

（5）大洗地区周辺のバックグラウンド放射線の測定

本地区の測定法の概要などについては、本誌 No. 8, p. 135 にのべてある。測定は 1965 年 6 月のほかに 1966 年 1 月に、 $3^\circ\phi \times 3^\circ\text{NaI}$ シンチレーションカウンタによる測定と、土壌の分析による地表面からの放射線の評価をおこなった。それらの測定点を Fig. 1-50 にしめす。

大洗地区周辺の地表面近くの地質分布は、東海村周辺と異なりかなり単純であって、関東ローム層と潮沼川による沖積層のみとみてさしつかえない。それゆえ、地表面からの放射線照射量率には大きな差はなく、だいたい一定の値をしめしている。TABLE 1-43 に第 1 回、第 2 回の測定結果の一部をしめしたが、この値には宇宙線成分は含まれず、地表面からのみの照射量率である。これらの値と直接に測定した値との相互比較などは現在おこなっているところであるが、これらの値は大洗地区周辺のバックグラウンド放射線の代表的な値とみてよいであろう。（伊藤）

1.6 モニタ類の管理ならびに放射線計測

Maintenance of Monitors and Counting Instruments

Descriptions are referred to maintenance and calibrations of monitors and survey meters, and to measurement of radioactive samples.

Total obstacles of monitoring instruments in 1966 was 515. In order to decrease occurring of obstacles, some developments of the instruments were made with an effort.

Number of the α -samples, which were measured at the counting room in 1966, was 5,749 and 3.3 times the number of the α -samples in 1965.

1.6.1 概要

モニタおよびサーベイメータの管理については3～4ヵ月に1回の頻度で、保安規定などに定められた点検、校正をおこなっている。問題は後述するように相変らず故障発生件数が多いことである。原研創立当時から約10年を経過し、現在の技術水準から見ると旧式の装置もかなりの割合を占めていることが一因をなしている。回路の再検討、部品の選択、新製品の採用などをおこなうことによって、モニタ類の特性改善、故障率を低下することが可能となる。本年度はこの点に重点をおき業務を進めた結果、いくつかの装置、回路などが試作された。詳細は2.2節、3.1節に述べられている。今後保守関係グループの業務としては、定常化された作業は漸次業者委託などの方法によって処理し、特殊な技術を必要とする保守関係の作業や他課室からの依頼による機器の試作、開発などの業務に重点がおかれよう。すでに本年度においても衣服モニタ、野外モニタの製作、建設に着手した。

要

試料計数関係の業務については、本年度は α 試料の増加が目立った。これはPu特研、再処理特研などの一部稼動にともなうもののほかに、研究室における α 核種を取り扱った研究が盛んになったためである。この傾向は核燃料政策の進展とともに年々強まっていくことが考えられる。この傾向に対処するために前年度より着手した α 試料測定器関係の整備を1966年度も強力に推進してきた。詳細については3.1節に述べられている。また目立った現象は計数室に設置されている400チャンネル波高分析器の利用状況が、きわめて高いことである。ここ数年来一般に放射線計測に対する要求が、たんに放射線量決定からスペクトル測定へと移行しているように思われる。管理技術の水準が高まるにつれ測定に対する質的要求も強くなるのは当然のことであり、1.6.3に述べられるように利用度160%といった事態が生じる。今後さらにスペクトル測定関係の充実をはかる必要があろう。(立田)

1.6.2 放射線モニタおよびサーベイメータの管理

計測器保守係では例年通り、所内外に分散設置されている放射線監視計測器ならびに各種サーベイメータ、放射線事故自動警報装置などの定期点検整備、校正をおこない、保安規定などに定められた報告をおこなうとともに、これらに発生した種々の故障に対しては敏速に修理をおこない、放射線管理に支障をきたさないようにした。またTABLE 1-44は今年度中に新設、増設された放射線モニタ類を示したが、これらについても検収をおこなった。以下1966年4月から1967年3月までの期間につきこれらの定期点検、故障状況、稼動状況、サーベ

メータの校正の結果を要約した。

また本年度は特に改良および改造(JRR-2, JRR-3,

TABLE 1-44 Increment of instruments in 1966

Buildings	Instruments	Number
FCA	Stack dust monitor	1
"	Room dust monitor	1
"	γ area monitor	4
"	Neutron area monitor	4
JRR-3	Alarm	1
Off-site	Monitoring post	2

ホットラボ、処理場)などを中心に整備しモニタ装置管理の充実をはかった。その他 FCA, JMTR などの放射線モニタおよび衣料モニタを計測器管理の立場から仕様の検討をおこなった。

非常用モニタリングポスト装置については構外5カ所の試験運転を終了し、環境放射能課へ引渡した。その他構外2カ所に建設を完了し、種々の実験をおこない1966年12月より連続試験運転をおこなっている。

(1) 定期点検

1966年度に実施した所、内外放射線監視計測器ならびに放射線事故自動警報装置の定期点検整備状況を記す。

放射線管理課に属する放射線モニタ装置の定期点検整備実績を TABLE 1-45 に示した。これら各建屋内に設置されているモニタはダストモニタ、ガスモニタ、水モニタ、γ エリアモニタ、ニュートロンモニタなど、その形式も多種多様であって現在なお真空管式が存在している。

TABLE 1-45 Periodical inspection of radiation monitors

Building	Month	1966												1967		
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6
JRR-1																
JRR-2																
JRR-3																
JRR-4																
JPDR																
TCA																
Waste disposal plant																
Experimental facilities																
Hot laboratory																
Plutonium laboratory																
Fuel reprocessing test																
Decontamination shop																
⁶⁰ Co irradiation																
VDG (2MeV)																
RI production plant																
Metallurgical research																
LINAC																
Laboratory No.1																
Laboratory No.3																
H.F.C. monitor																

TABLE 1-46 Periodical inspection of monitoring stations and post

Items	Month	1966												1967		
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6
Radio carrier telephone																
Telemeter datalogger																
Monitor																
Monitoring post																

TABLE 1-46 に環境放射能課に属する大気汚染モニタリングステーションならびに構内非常用モニタリングポスト各装置の定期点検整備実績を示した。

例年と同様大気汚染モニタリングステーションについては無線機と搬送機、テレメータとロガーおよびモニタの別に分け、構内非常用モニタリングポスト装置とともにのおの業者委託による定期点検整備を実施した。安全対策課に属する放射線事故自動警報装置は4ヵ月ごとに定期点検整備を実施した。

これら放射線監視計測器の定期点検整備頻度については JRR-2 など6 建屋モニタのように連続運転使用のもの、またその他の建屋モニタのように継続に運転使用されているものと大別し、技術的な面から必要と考えられる点検整備回数を実施し、保安規程放射線障害予防規程に定められた報告をおこなうとともに規程回数を確保した。なお大気汚染モニタリングステーションの第5局、第6局が大洗研究所へ移転のため1ヵ月稼働停止したので、おのおの1回定期点検整備を中止した。

本年度は老朽化した放射線モニタ装置の改良、改造による整備、ならびに点検整備マニュアルの内容などの検討を重ねてきたので、定期点検整備の頻度については次期よりその成果が期待できる。

また定期点検整備の時点において真空管の劣化、トランジスタ、ダイオード、GM 管、BF₃ 管などの特性の劣化が約 200 件も発見されていることは定期点検整備の意義の非常に大きいことを示している。(二階堂)

(2) 故障状況

1966 年度放射線モニタリング装置の故障発生状況を記す。保守管理対象機器は放射線管理課所管据置型放射線モニタおよび放射線管理用測定装置、環境放射能課所管大気汚染モニタリング装置および構内構外非常用モニタリングポスト、安全対策課所管放射線事故自動警報装置などである。

放射線管理課所管放射線モニタおよび放射線管理用測定装置の故障発生件数は年間約 700 件以上にのぼり、そのうち約 200 件が定期点検時に発見された。そのおもなものは真空管の劣化、トランジスタ、ダイオードなどの破損および特性劣化、GM 管、BF₃ 管の特性劣化であり、また集塵ポンプの焼付きなどであった。真空管の不良は長時間使用による劣化であり、初期不良によるものは非常に少ない。これは使用前の特性試験および高信頼管の使用によるところが大きい。また前年度 γ 線エリアモニタ用の真空管の不良が頻発したが、選別を厳密に実施することによりある程度防止できた。トランジスタおよびダイオードなどの不良は長期間の使用による特性の劣化、および過大入力信号による破損であり、特にこれは電流パルス方式では多く発生した。集塵ポンプの焼付き故障はそのほとんどが給油装置の故障により誘発した。また最近簡易型として使用している集塵装置にロー

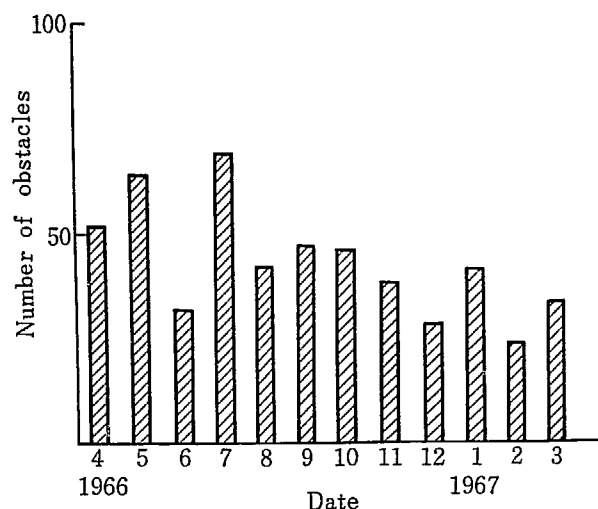


Fig. 1-51 Monthly record of obstacles of radiation monitoring instruments (irregular check)

タリポンプ式とコンプレッサー式があるがともに故障が多い。前者は無給油方式のためベアリングの焼付き、後者は給油システムの不良によるポンプおよびモータの焼損であった。今後の改良に期待される。レコーダなど機械的摩耗の大きい部品は早期に交換することにより故障の発生が若干減少した。また機械的に悪かった JRR-3 用レコーダは全部交換し、現在良好に運転中である。初期に購入した装置は、非常に老朽化しており、また修理が困難であり、部品などの手配にも長期間を要するため新型のものに変更したい。現在使用されている装置は非常に精密、複雑に作られており、モニタとして使用する場合は簡易型で故障の少ないものが望まれる。現在、装置は全般的に良く稼動している。月別故障件数を Fig. 1-51 に示した。

環境放射能課所管大気汚染モニタリング装置は、前年度と同様に定期点検を業者委託で実施し、不定期の故障を当係で担当した。故障のおもなものは、真空管の劣化、GM 管の特性不良および回転度数計の動作不良であった。真空管の不良は無線装置に多く発生した。GM 管の不良は寿命的なものであった。また親時計が時々停止するため水晶時計に交換し、またプログラム装置も新しくした。テレメータに用いられているリレーは、接点の摩耗が著しくオーバーホールなどの処置が必要である。現在装置は全般的に非常に良く動作中である。

構内非常用モニタの定期点検は業者委託で実施し、不定期に発生した故障の修理を担当した。構内および構外非常用モニタはともにほとんど故障はなかった。しかし校正用線源の作動機構に不備な個所があり、動作が完全でなく改良の必要がある。また構内非常用モニタは空電などにより雑音が入りやすく、誤警報を発生することがあるが、装置全体は安定に動作中である。

安全対策課所管放射線事故自動警報装置は、全般的に感度の低下は認められたが、故障はほとんど発生しなかった。

保守管理対象機器全般的な故障発生の原因は、そのほ

とんどが寿命的なものであり、これに対処するためには充分な予備品および部品の整備が必要である。(上沢)

(3) 稼動状況

計測器保守係では例年通り東海研究所構内構外のモニタ類の定期点検および故障修理を実施することによりこれらの稼動率を良くするよう努力し、かなり高い稼動率を得た。

Fig. 1-52 に放射線管理課所管の放射線モニタについて各建屋別に年間平均の稼動率を示した。全体としてかなり高い稼動率になっている。処理場が 97.4% でいくぶん低いのが、これはレートメータなどが特に古く故障が多かったためであり、その後レートメータを全トランジスタ式に改造し、レコーダ、ラックその他を交換して全体を整備したので、現在はきわめて良好に動作している。つぎに TCA では 98.4% になっているが、これは高線量率のγエリアモニタの検出器が故障し、この修理には特殊加工を必要とするため修理期間が長くなり、稼動率の下った原因になっている。その他の建屋のモニタについては約 99% 以上ほとんど 100% の稼動率を得ているので特に記するところはない。放射線自動警報装置およびハンドフットモニタは 100% の稼動率であった。

Fig. 1-53 に環境放射能課所管モニタリングステーション装置について各ステーション別に年間平均の稼動率を示した。この装置は連続運転をしているため稼動率の計算には定期点検および故障修理をおこなうために欠測した時間を稼動しなかった時間として計算しているので、全体として稼動率が低くなっている。各子局は親局

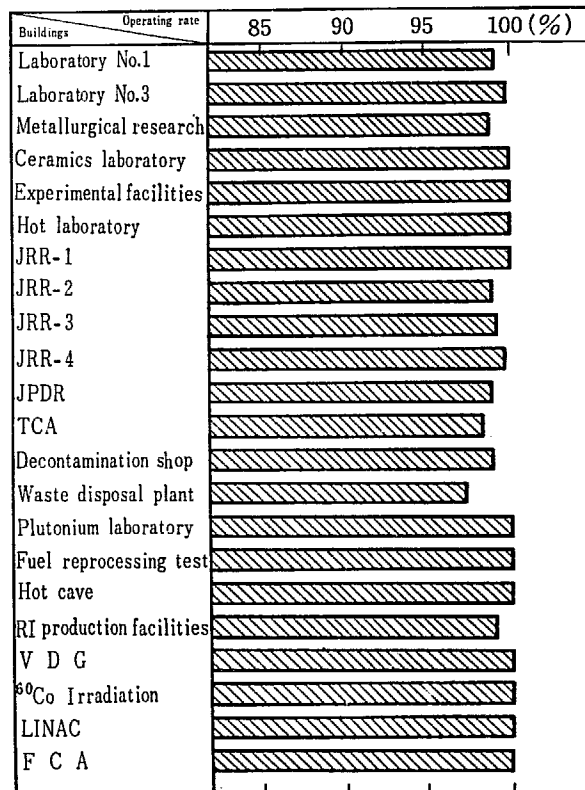


Fig. 1-52 Operating rate of monitors

TABLE 1-47 List of lending of survey meters and H. F. C. monitors

Type of instrument	G. M. survey meter	Ionization chamber survey meter	Neutron survey meter	Gas prop. and scintillation survey meter for α -ray	Contamination survey meter (end window C/M)	H. F. C. monitor	Total
JRR-1	4	5	0	0	1	1	11
JRR-2	6	7	0	0	2	1	16
JRR-3	4	4	2	0	1	1	12
JRR-4	3	3	1	0	0	1	8
JPDR	8	6	0	0	1	2	17
Radiation control office of lab. bil. 1	3	4	0	0	2	3	12
Radiation Control office of lab. bil. 3	2	2	0	1	1	1	7
R. I. school	3	3	1	0	0	0	7
Hot lab.	6	8	2	1	2	2	21
Ceramics lab.	1	2	2	0	1	1	7
Fuel reprocessing plant	4	2	0	2	1	1	10
Radio chemistry lab.	5	0	0	0	0	0	5
Experimental facilities buil.	2	1	0	0	0	1	4
Fuel chemistry lab.	8	0	0	0	0	0	8
Pu fuel lab.	3	0	0	10	1	2	16
Decontamination shop	3	1	0	1	1	1	7
R. I. production facility	9	7	0	0	3	3	22
Waste disposal plant	3	2	0	0	0	1	6
JMTR	2	4	0	0	1	1	8
FCA buil.	3	3	2	1	1	1	11
TAKASAKI Inst.	2	0	0	0	0	0	2
Safety control section	2	4	0	2	1	0	9
Calibration room	13	52*	28	3	9	0	105
Other lab.	25	3	0	1	1	8	38
Total	124	123	38	22	30	32	369

* Survey meters for emergency and under-repairs.

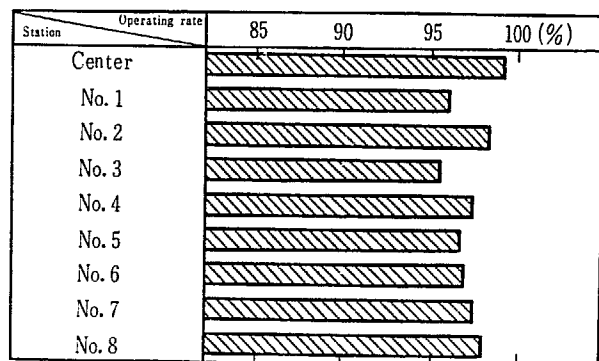


Fig. 1-53 Operating rate of monitoring stations

に比較して稼働率が低くなっているが、これは構外のかかなり遠い位置に装置があるために原因不明の故障や停電などがあり、また故障修理の場合に要する時間が多いことなどが原因となっている。なお第5局、第6局は大洗研究所へ移転したため1ヵ月停止したので、11ヵ月の平均稼働率を出した。また第7局は1月で撤去したので10ヵ月の平均稼働率を示した。(原)

(4) サーベイメータの校正と修理

線量計測課所管のサーベイメータの配置を TABLE 1-47

TABLE 1-48 Number of Calibrations and repairs

Instrument	Number of caribration	Number of repaire
G. M. survey meter	362	74
Ionization chamber survey meter	256	49
Neutron survey meter	46	10
Gas proportional and scintillation survey meter for α -ray	35	28
Contamination survey meter	55	19
Scintillation survey meter for γ -ray	4	0
Bell alarm meter	49	2
H. F. C. monitor	90	31
Pocket monitor	196	0

に、また校正、故障発生状況を TABLE 1-48 に示した。

前年度より故障発生率は若干少なかった。

サーベイメータの汚染は前年度の2倍以上の36台であった。とくに高放射性物質を取扱う施設においては全機器が汚染していた。その大部分が電離槽型なので、汚染防止用の新型式のサーベイメータを検討中である。サーベイメータの故障内訳を TABLE 1-49 に示した。GMサーベイメータでは前年度多かったケーブル断線は30%程度減少した。電離槽型サーベイメータではメータ断線、抵抗の経年変化による不良が割合多かった。表面汚染検査計用のGM管の破損は使用者が充分注意すれ

TABLE 1-49 Classification of obstacles

Instrument	Cause of obstacle						
	Breaking of cable	Diode transistor	Corona discharge tubes	G. M. tubes	Electron tubes	Ion chambers	Others
G. M. survey meter	21	18	13	10	0	0	12
Ionization chamber survey meter	0	2	0	0	12	13	22
Neutron survey meter	5	4	0	0	0	0	1
Gas proportional and scintillation survey meter	2	6	0	0	2	0	18
Contamination survey meter	5	4	0	9	0	0	1
Scintillation survey meter for γ -ray	0	0	0	0	0	0	0
Bell alarm meter	0	0	0	0	0	2	0
H. F. C. monitor	2	10	7	3	0	0	9
Total	35	44	20	22	14	15	63

は少なくなると思われる。 α 線用サーベイメータの故障は、ガスバルブ、パッキング不良によるガスのリーク、遮光膜の破損であり、また $\alpha\beta$ 線用シンチレーションサーベイメータの故障は遮光膜のピンホール、光電子増倍

管の劣化などであった。この $\alpha\beta$ 線用サーベイメータは英国 EMI 社製品を使用しているが、Pu 施設においてハンドモニタとして使用するため一部仕様を変更し、部品補給などを考慮し国内メーカーに発注した。(千田)

1.6.3 計数室の利用状況

前年度と同じく放射線管理試料の測定、測定装置の保守および測定技術の検討をおこなった。 α 線スペクトル測定用のグリッド付電離箱の調整および特性試験をおこなった結果、計数ガスの精製および混合比の調整を特別におこなう必要はなく、市販の PR ガスを用いて十分に α 線スペクトルの分析定量が可能であることがわかった。また、グリッド付電離箱の出力パルスを波高分析するさいに、パルスの立上り時間の変換をおこなうことなく、当室の TMC-400 波高分析器で測定できるようになった。この装置のエネルギー分解能は ^{239}Pu の α 線 (5.15 MeV) に対して 85 KeV が得られ、自然計数率は 3 MeV 以上で 0.421 ± 0.032 cpm, 4 MeV 以上で 0.102 ± 0.016 cpm であった。

今年度に当室において計測の依頼を受け測定処理をおこなった試料数を TABLE 1-50 に示す。前年度と比較すると α 線測定試料が大幅に増加している。これは FP およびウラン、プルトニウムなどの核燃料物質を取り扱う業務が多くなっていることを示すものと思われる。これにともなって α, β 線両用 (α 線用比例計数管または

TABLE 1-50 Number of counted samples

Gross counting		Energy analysis	
α	β	α	γ
3,246	13,022	10	2,712

β 線用 GM 計数管を差替え使用) の大口径検出器を備えた自動計数装置の稼働率が高くなり、年間平均 19.6% となっている。また、 2π および 4π 型ガスフロー計数装置 (3 台) の稼働率は年間平均 16.6% であり、GM 型自動計数装置 (3 台) の場合は 19%, γ 線スペクトルによる核種分析に使用している TMC-400 波高分析器は 167% の高い稼働率を示している。ここで用いた稼働率とは 1 日平均 7.5 時間稼働する場合を 100% とした値である。 α 線測定試料の数が著しく増加しており、今後さらに増加するものと思われるので、現在 α, β 両線用として検出部を差替えて使用している自動計数装置を、 α 線および β 線それぞれ専用として使用できるように、もう 1 台の自動計数装置を備える必要がある。

(黒田)

1.7 放射性廃棄物の処理および汚染の除去

Radioactive Waste Treatment and Decontamination

Waste disposal group:

Low and medium level waste treatments, especially press treatment of low level solid waste, have been achieved as a routine work by waste disposal group. Operational improvement and performance test of the waste incinerator have been done and good decontaminability has been obtained.

Decontamination group:

Decontamination of hot cave in the hot laboratory and other instruments soiled in the pile area have been done by decontamination group.

1.7.1 概要

放射性廃棄物処理では、1965 年度に完成した大型焼却炉をもって一応の処理体系が整ったとみることができよう。1966 年度のおもな建設は、長尺物の高線量廃棄物廃棄のための施設、すなわちインパイルループ廃棄施設とその挿入施設および異形の低線量廃棄施設、処理済低レベルドラム缶廃棄施設の増設、所外から搬入されたドラム缶の詰替施設などであった。

所内の放射性廃棄物の排出状況は低レベル廃液が約 12 % 前年度より減少したが中レベル廃液は逆に 2.4 倍の急増を示し、固体廃棄物も漸増を示している。このほか高レベル廃棄物の増加も目立ってきた。

処理量では廃液、固体とも排出量を上廻っているが、とくに固体関係の処理は作業開始以来の最高を記録し、1961 年度の 2 倍、1965 年度の 1.5 倍となった。しかし異形の低レベル廃棄物、フィルター類がストックとして増加している。

処理面で特記すべきことは大型焼却炉の運転経験と日本放射性同位元素協会が集荷する廃棄物の大量処理である。

大型焼却炉については 1966 年 4～8 月に試験運転を行ない、その後電気集塵器の取り扱いを容易にする改造を

実施して 1967 年 1～2 月に運転を再開したが、スプレー冷却水循環系統その他に不都合の箇處を発見した。定常化運転への経験として貴重な資料をうることができた。

放同協集荷の廃棄物については、東海倉庫の格納容量が限界を越え、その処理が問題視されていたが、1966 年 9 月「廃棄の業」の許可を契機に人員を動員して大量処理をおこなった。この結果フィルター、動物を除いて廃液関係はほぼ全部を、固体はストックの約 2/3 を処理することができた。

汚染除去場の運転管理面では、機器除染において除染件数、数量ともに前年度にくらべ減少しているが、これは概して所内にトラブルが少なかったことに起因している。機器除染の傾向としてはサーバイメータなどの計測器類の増加が目立っている。衣料除染では上下つなぎ服の増加がみられるが、これはホットラボ、JPDR などに除染ないし保守作業が増加したためと見られる。

施設除染については、前年度に比べて件数、面積とも 2 倍弱に増加した。これはホットラボケースに関する除染の増加と、原子炉関係の定期、自主両点検後の除染作業の増加にもとづくものである。除染方法はおもに湿式法を用い十分目的値まで除染することができた。(山上)

1.7.2 廃棄物処理の管理

本年度では、所内放射性廃棄物の日常処理業務のほか、所外放射性廃棄物、主として日本放射性同位元素協会で集荷された廃棄物の本格的処理業務を開始した。所外廃棄物の処理については、前年度後期から試験的処理を行ってきたが、1966 年 9 月 27 日付廃棄の業の正

式認可証が交付され、未契約の動物屍体、フィルターを除いて内容的にもかなりの量の処理をおこなった。

急増する廃棄物の処理処分に先立ち、その受入体制を整えるため、本年度も約 9 件の貯蔵廃棄施設の建設ならびに処理装置の製作をおこなった。

TABLE 1-51 Statistics of discharged solid wastes (JAERI)

* Service period	Combustible			Incombustible			Total		
	Number	Volume (m ³)	Weight (kg)	Number	Volume (m ³)	Weight (kg)	Number	Volume (m ³)	Weight (kg)
1	826	16.5	1,451	2,628	52.6	9,113	3,454	69.1	10,564
2	823	16.5	1,569	3,336	66.7	10,282	4,159	83.2	11,851
3	690	13.8	1,306	2,042	40.8	5,816	2,732	54.6	7,122
4	827	16.5	1,366	2,936	58.7	8,460	3,763	75.2	9,826
Total	3,166	63.3	5,692	10,942	218.8	33,671	14,108	282.1	39,363

* 1) Apr.~June 2) July~Sept. 3) Oct.~Dec., 1966 4) Jan.~Mar., 1967

TABLE 1-52 Statistics of discharged solid wastes (JAERI)

Service period	Drum (200 l)		Air-filter		Others (Low-level)			High-level	
	Number	Volume (m ³)	Number	Volume (m ³)	Number	Volume (m ³)	Weight (kg)	Number	Highest exposure rate (mR/h)
1	4	0.8	224	33.6	194	—	—	31	25,000
2	6	1.2	245	36.7	104	—	—	47	25,000
3	17	3.4	15	2.3	64	—	—	49	160,000
4	8	1.6	52	7.8	102	—	—	16	10,000
Total	35	7.0	536	80.4	464	—	—	143	

TABLE 1-53 Statistics of discharged liquid wastes (JAERI)

Service period	Low-level			Medium-level				
	Volume (m ³)	Activity (mCi)	Mean specific activity ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	Volume (m ³)	Activity (mCi)	Mean specific activity ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	Bottled	
							Number	Volume (m ³)
1	315	38.9	1.2×10^{-4}	18.4	55.7	3.0×10^{-3}	64	0.21
2	307	47.9	1.5×10^{-4}	37.7	113.2	3.0×10^{-3}	84	0.51
3	267	50.9	1.9×10^{-4}	58.0	7,954.5	1.4×10^{-1}	86	0.40
4	292	53.8	1.8×10^{-4}	82.3	11,730.3	1.4×10^{-1}	78	0.56
Total	1,181	191.5	1.6×10^{-4}	196.4	19,853.7	1.0×10^{-1}	312	1.68

また、処理技術に関する開発試験については、定常業務のかたわら前年度に引続いて旭硝子（株）と共同研究のイオン交換膜による廃液処理試験が一応完了した。なお大型焼却装置の性能試験、インパイルループ廃棄施設の土砂に対する遮蔽効果の試験なども実施した。

(1) 廃棄物の集荷状況

カートンボックスに封入廃棄された低レベル固体廃棄物のうち、可燃性は 1963 年度より漸次減少の傾向にあるが、不燃性は逆に年々増加の一途をたどり、前年度より約 13% 増え、ついに 1 万個を突破した。これら低レベル固体廃棄物の集荷量を TABLE 1-51 に示したが、不燃が 77% を占めている。研究室別でとくに増加の目立つ建屋はホットラボおよび JPDR で、前者は 3,000 コ、後者は 2,000 コ以上排出されている。このほか使用済エアフィルター、その他異形の固体廃棄物も相当数排出されているが、前年度に比べてやや減っている。これらの集荷実績を TABLE 1-52 に示す。なお高レベル廃棄物では、その排出数量の約 60% をホットラボが占め、

JRR-2, RI 製造部などがこれに次いでいる。

処理場に搬入された低レベル廃液は前年度に比し約 2 割減少したが、中レベル廃液では逆に 2.5 倍増となった。これは RI 製造工場の本格的稼働によるもので、中レベル廃液搬入量の 50% を占めている。搬入した廃液中の年間平均放射性物質濃度は、TABLE 1-53 に示すように、低レベル廃液においては例年とほとんど変わらないが、中レベル廃液では $1.0 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ と例年に比べ 2 桁上昇した。これは JRR-2 のトリチウムを含む廃液が排出されたためである。

一方所外からの廃棄物としては放同協で集荷しているものと、原研が直接集荷をおこなっている東海周辺事業所の分がある。本年度では日本原子力発電（株）の固体廃棄物 88 個、第 1 化学薬品工業（株）の低レベル液体廃棄物 136 m³ の集荷をおこなった。

(2) 処理状況

(a) 所内廃棄物の処理

前年度に完成した大型焼却炉では、各種性能試験をお

こない引き続いて一部可燃性固体（約 800 個）の焼却処分をおこなったが、運転操作面から排ガスの除染装置の改造などかなりの時間をさいた。したがって可燃、不燃ともその大部分を圧縮装置で圧縮処理をおこなった。なお処理による減容比は TABLE 1-54 に示すとおりであるが、可燃、不燃あわせて年間平均 1/4.2 程度となっている。低レベル廃液は、廃液中に含まれる固形物が前年度と同様比較的高かったため、蒸発缶を使用しておこなった。レベル蒸発装置のカランドリヤの製作および

同装置の改修を 1966 年 10 月から実施したため、年度後期からは中レベル蒸発装置を用い処理を行なった。これら蒸発処理実績を TABLE 1-55 に示す。

また中レベル廃液のうち瓶入のものは現在一時格納庫に貯蔵中であるが、タンクローリーまたはパイプラインにより搬入された中レベル廃液は中レベル蒸発装置で蒸発処分した (TABLE 1-56)。なお JRR-2 のトリチウム廃液 23 m³ については、エマーゼンシポンドの稀釈槽を使用して稀釈放出した。

TABLE 1-54 Statistics of treated solid wastes (JAERI)

Service period	Baled volume of combustible waste			Baled volume of incombustible waste			Total	
	Number of carton boxes	Number of drums	Volume reduction ratio	Number of carton boxes	Number of drums	Volume reduction ratio	Number of carton boxes	Number of drums
1	1,716	45	3.8	1,290	35	3.6	3,006	80
2	1,038	14	7.4	4,618	121	3.8	5,656	135
3	1,925	47	4.1	1,529	31	4.9	3,454	78
4	288	—	—	2,674	64	4.2	2,962	64
Total	4,967	106	4.7	10,111	251	4.0	15,078	357

TABLE 1-55 Statistics of treated low-level liquid wastes (JAERI)

Service period	Treated liquid waste (m ³)	Concentrated liquid waste (m ³)	Volume reduction ratio by evaporation	Number of drums for canning	Final volume reduction ratio
1	281.9	0.3	939	4	352
2	365.2	0.73	500	11	166
3	261.8	1.02	256	15	87
4	228.9	0.25	915	3	381
Total	1,137.8	2.30	494	33	172

TABLE 1-56 Statistics of treated medium-level liquid wastes (JAERI)

Service period	Treated liquid waste (m ³)	Concentrated liquid waste (m ³)	Volume reduction ratio by evaporation	Number of drums for canning	Final volume reduction ratio
1	43.4	—	—	—	—
2	64.0	0.25	429	3	179
3	55.7	0.21	265	2	139
4	82.3	0.25	329	3	137
Total	245.4	0.71	345	8	153

TABLE 1-57 Statistics of treated wastes (JRIA)

Classification		Number of collected waste	Number of treated waste	Number of drums	Volume reduction ratio	Stock in 1967
Solid waste	Combustible	1,703	1,065	322	3.3	638
	Incombustible	2,817	1,710	155	1.4	1,107
	Total	4,520	2,775	477	3.1	1,745
Liquid waste	Acidic aq. waste	110	93	—	—	33
	Alkaline aq. waste	45		—	—	29
	Organic Chemicals	266	197	61	0.3	69
	Total	421	290	61	—	131
Slurry		572	5.32	87	0.6	40

(b) 所外廃棄物の処理

放同協の原研内貯蔵庫が本年度で満杯となり、これら所外廃棄物の処理に総力をあげ、臨時作業員を3ヵ月の長期にわたって動員し、集中的な処理を実施した。この放同協廃棄物の年間処理の状況は TABLE 1-57 に掲げたように、可燃、不燃、廃液類、スラリーなど合計 3,597 本の処理をおこない、契約数量のほとんど完了するとともに、貯蔵庫のランニングスペースを確保することができた。固体廃棄物は一部焼却のほか圧縮処理を行ない、有機廃液およびスラリーは、セメントを使用してドラム缶中に固型化し、空瓶は圧縮処理を施した。このほか東芝ならびに原電の固体廃棄物の処理も併せておこなった。

(3) 処理施設の建設

本年度で新たに建設、もしくは増改修工事をおこなった施設内容はおもに次のとおりである。

インパイルループ廃棄施設

インパイルループ移送装置

インパイルループ移送装置等格納庫

大型遮蔽体廃棄施設

D型廃棄物格納施設

低レベル固体廃棄物貯蔵庫の増築

固体廃棄物詰替フード

低レベル蒸発缶カランドリヤの製作

大型焼却炉の改造

(a) JRR-2 および JRR-3 では、使用済みのインパイルループが今年度から数年間にわたって廃棄されることになり、これらを長期的に管理廃棄する目的で、インパイルループ廃棄孔をグレーブヤード西側に設置した。なお、この廃棄施設にインパイルループを挿入する際、輸送容器を乗せる台車が必要であり、また輸送容器と廃棄孔を同芯にセッティングしうる移送台車の製作をおこなった。さらにインパイルループ移送台車を保管するための格納庫を JRR-3 プラグ格納庫に隣接して建造した。

(b) またグレーブヤード内の一隅には新たに大型遮蔽体の廃棄施設を設けた。これは JRR-4 で原子力第1船の遮蔽効果予備実験に使用される供試体（容量約 210 m³ 重量 140 トン）を廃棄する施設で、地上に防水コンクリートのベッドを作り、その上に廃棄し、周囲を防水シートで覆うものである。施設の構造は幅 5 m、長さ 16 m の鉄筋コンクリートベッドで内側に排水溝を設けドレンピットに接続し、ベッドの縁には 300 mm の立

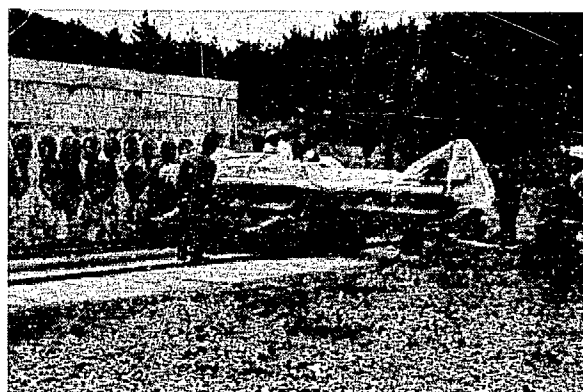


Fig. 1-54 A photograph of the long-term storage facility for irradiated in-pile loop

ち上りを設け、内部にたまった雨水などの溢流を防ぐ機構になっている。

(c) このほか、同施設内に大型汚染機器などを格納するD型廃棄物格納施設2基の増設をおこなった。これは既設D型と同一型式（幅 2.9 m×長さ 4.2 m×深さ 3.0 m×2基）の鉄筋コンクリート造の地下ピットで、上部には遮蔽用のコンクリート蓋を並べ、さらに防水用鉄蓋を施してある。

(d) 既設の低レベル固体廃棄物貯蔵庫は、使用済フィルターや異形の固体廃棄物などの格納で手狭となり、また廃棄物を輸送車から荷卸しする作業に不便があったため、既設の固体廃棄物貯蔵庫に接続して上屋1スパンの増築をおこなった。

(e) 処理装置の製作では、まず固体廃棄物の処理装置として、固体廃棄物詰替フードを圧縮装置に隣接して設置した。放同協固体廃棄物のようにドラム缶に封入されている放射性固体廃棄物を圧縮用ドラム缶に移し替える作業をおこなう施設で、ドラム缶の反転装置とこれを収納するフードなどから構成されている。フード内には換気口を設け、焼却施設の換気装置に接続して排風しながら詰替作業がおこなえるようになっている。

(f) つぎに低レベル蒸発缶カランドリヤ部分の交換および同装置の一部改良工事を行なった。既設低レベル用蒸発缶は 1958 年度より現在までまる 9 年連続運転したもので、材質は SUS-33 であるが、溶接部の孔蝕が進み、加熱管の交換が要求されていた。交換した加熱部は還流管の位置を外部から中央に変更したこと、伝熱管の数を 690 本から 680 本に変えた程度で、伝熱効果や処理能力については、ほとんど変わらないものである。

(古平)

1.7.3 汚染除去の管理

(1) 機器除染

TABLE 1-58 は機器除染の件数および個数を集計した結果であり、TABLE 1-59 は除染した機器の品目を列記したもので、次列の数字はおのおのの個数を示す。

(2) 衣料除染

TABLE 1-60 は実験着その他、管理区域内で身につけたものの除染枚数を集計した結果である。なお一般管理とモニター以外の業務は、洗濯業者に施設を貸与して、委

TABLE 1-58 Total number of equipments decontamination

期間	処理 件数	処理数量	除 染	除 染 不 能	再除染のため保管	除染不能廃棄
第 1 四 半 期	13	116	116	0	0	0
第 2 四 半 期	17	138	138	0	0	0
第 3 四 半 期	18	139	139	0	0	0
第 4 四 半 期	15	48	48	0	0	0
計	63	441	441	0	0	0

TABLE 1-59 Records of equipment decontaminated

第 1 四 半 期	個	第 2 四 半 期	個	第 3 四 半 期	個	第 4 四 半 期	個
①サーベイメーター	2	①グローブボックス	1	①電気炉遮熱板	6	①真空掃除機	1
②工 具 類	12	②攪 拌 機	1	②I・C サーベイメーター	1	②攪 拌 機	1
③ハンドフットモニター 検出部	2	③ディテクタースタン ド	1	③マニプレーター爪	2	③除 染 槽	2
④引張試験用低温槽およ び付属品	6	④除 染 槽	2	④密封線源ケース	8	④JRR-2 垂直孔試 料掴み具	1
⑤エンビ製除染槽	2	⑤燃料吊上用スリング	1	⑤TLG-1フィルター	1	⑤工 具 類	10
⑥工 具 類	60	⑥流 量 計	1	⑥工 具 類	30	⑥電離箱サーベイメ ーター部品	2
⑦フィルム保持枠	25	⑦真空焼結炉部品	1	⑦除 染 槽	1	⑦ステンレス製水槽	2
⑧カムレンチ	1	⑧ステンレスパイプ	5	⑧鉛ブロック	38	⑧循環水ドレーンタン ク	1
⑨イオン交換カートリッ ジ	1	⑨アルミパイプ	4	⑨移動用コンテナ	1	⑨鉛ブロック	4
⑩手動ポンプ	1	⑩ダストサンプラー	1	⑩JRR-3 重水系非 常用ポンプインペラ	2	⑩I・C サーベイメ ーター	2
⑪電離箱サーベイメ ーター	2	⑪除 染 槽	3	⑪回転湿式研磨機	1	⑪垂直孔ハンドリング キャスク	1
⑫脱脂洗浄装置	1	⑫工 具 類	10	⑫湿式研磨台	1	⑫工 具 類	15
⑬ギヤーポンプ	1	⑬コロ・鉄管	3	⑬工 具 類	10	⑬イオンチェンバー	2
		⑭工 具 類	98	⑭除 染 槽	1	⑭エンビ製水槽	2
		⑮GM サーベイメ ーター	3	⑮JRR-3DV-4 (チ ェッキ弁) 部品	4	⑮ギヤーポンプ	2
		⑯水サンプラー	1	⑯攪 拌 機	1		
		⑰除 染 槽	2	⑰除 染 槽	1		
				⑱工 具 類	30		

TABLE 1-60 Records of laundry

期間	第 1 四 半 期			第 2 四 半 期			第 3 四 半 期			第 4 四 半 期			年 間		
分類	処理数	除染	廃棄	処理数	除染	廃棄	処理数	除染	廃棄	処理数	除染	廃棄	処理数	除染	廃棄
黄色実験衣	1,126	1,114	12	1,117	1,101	16	1,172	1,129	43	1,413	1,401	12	4,828	4,745	83
作業衣 上	2,072	2,047	25	1,713	1,702	11	651	648	3	1,141	1,137	4	5,577	5,534	43
作業衣 下	1,923	1,894	29	1,574	1,556	18	553	549	4	969	967	2	5,019	4,966	53
上下つなぎ服	1,181	1,077	104	1,819	1,677	142	1,282	1,191	91	1,856	1,739	117	6,138	5,684	454
R I 服 上	43	42	1	20	11	9	44	38	6	6	6	0	113	97	16
R I 服 下	46	43	3	24	9	15	44	41	3	15	15	0	129	108	21
R I 用オーバー シューズ	7	7	0	82	82	0	0	0	0	97	97	0	186	186	0
R I 帽	210	210	0	240	240	0	208	196	12	642	584	58	1,300	1,230	70

TABLE 1-61 Prepared reagents for personnel decontamination

薬 品 名	第 1 四 半 期	第 2 四 半 期	第 3 四 半 期	第 4 四 半 期	年 間
酸化チタンペースト	4,150 g	2,950 g	2,350 g	2,650 g	12,100 g
液 体 洗 剤	2,300 g	2,250 g	400 g	1,480 g	6,430 g

託している。

(3) 皮膚除染

TABLE 1-61 は調製配布した皮膚除染剤の量を集計した結果である。(田島)

(4) 施設除染

本年度に実施した施設などの除染作業は全体で63件であった。

このうちホットラボに関するものが32件、原子炉などが11件、改装、修理にともなうもの6件、その他実験室などが14件であった。

全件数の約半数をホットラボ関係がしめているのは、ケーブの稼動増加にともない、ケーブ内で定常的に除染を実施したためであり、年々増加の傾向にある。

原子炉などは定期点検、自主点検後の除染作業がおもであり、改装、修理のための除染としては、冶金特研、再処理特研であった。

本年度行なった施設除染は多種多様であり、困難な作業などもあったが、作業者の防護装備などにも十分配慮

し、おもに湿式法をもちいておこない、目的値まで除染することができた。

63件の除染作業で、作業人員延596名、作業時間485時間、面積2903m²であった。廃棄物としては、廃棄物容器(紙バケツ)固体不燃性1643個、大型廃棄物容器(ドラム缶)で固体不燃性のものが16本、液体6本が出た。

昨年に比べて、件数、面積とも2倍弱に増加している。

本誌 No.6 までに記載されたもの以降に整備したおもな機器として次のものがある。

(a) 除染用移動型スラリーポンプ

建屋、設備などの除染において、砂塵、泥などの多量に混入した排液や、ピット、排液貯留槽の沈殿スラリーの処理に使用。

(b) 特殊真空掃除機

真空掃除機の排気を、フレキシブルホースで、移動型局所集排風機(DHE フィルター、プレフィルター、Cu-Al ウール付)に連結できる構造になっている。(川野)

2 管理技術

Radiation and Operational Safety Technique

2.1 安全管理

Operational Safety

Development group in the Section of Operational Safety has carried out the investigations by literature survey on the fire prevention and fire-fighting about (1) nitric acid, (2) plutonium and (3) uranium, which hold the majority of causes of the fires in nuclear facilities.

2.1.1 概要

組織改正後2年目を迎えて、安全対策課では安全技術上の諸問題に関する開発をおこなうことになった。

本年度は従来その重要性が指摘されながらも開発の遅れていた“原子力施設の火災、爆発対策”に重点をおい

て外国文献調査を進め、火災原因の大部分を占める硝酸、プルトニウムおよびウランに関する防火対策とその消火方法などについて検討を終了した。(菊地)

2.1.2 放射能火災の事故例調査にもとづく防護対策上の問題点

過去20年間に放射能汚染をもたらした各国の火災事例(40数件)を調べてみると、その約1/3は硝酸、他の1/3はウラン、残りの1/3の事例にはプルトニウムが関

係し、いずれも自然発火ないし取扱不適当による爆発事故が大部分となっている。これらについて諸外国の事故例を分析するとTABLE 2-1, TABLE 2-2, TABLE 2-3のようになる。またこれら事故の反省結果にもとづいて各国の採用している安全対策としては次のものがある。

TABLE 2-1 Classification of nitric acid fires and explosions in the nuclear facilities in the world. (1945~1965)

作業分類	件数	原因
硝酸と U, Pu 等との混合	4	高発熱
植物試料の硝酸処理	1	} ニトロ化反応等
汚染除去後、廃棄物不始末	2	
有機溶媒と硝酸との混合	1	
計	8	

TABLE 2-2 Classification of uranium fires in the world for operation category and cause. (1945~1965)

作業分類	ウランの形状			原因 (推定)
	粉末	削屑	塊状	
脱脂ないし滲出	4	2	0	} 保護膜そう失 (8 件)
切削	1	1	0	
運搬	0	4	0	
室温乾燥	3	0	0	} 摩擦 → 発熱 (6 件)
加熱	—	—	2	
硝酸処理	1	1	0	} 昇温 (4 件)
貯蔵	0	2	0	
アルゴン・ガスでパージ	2	0	0	} 野外放置 → 湿気 (衝撃)
酸化粉末のサンプリング	1	—	—	
小計	12	10	2	

[注] 上記のほかに、ウラン運搬中の火災が5件ある。それらはトラックまたは貨車自体から出火してウランに燃え移ったものである。

(1) 硝酸による自然発火および爆発の予防策

——とくに放射性物質取扱施設について——

(a) 硝酸を含んだ廃棄物は紙製または可燃性容器

TABLE 2-3 Classification of plutonium fires in the world for operation category and cause. (1945~1965)

発火源	作業内容	発生件数	原因 (推定)
Pu 自体	詰袋(ビニール)の加熱密封	2	} 昇温
	加熱	1	
	脱油	1	} 保護膜そう失
	切削	1	
	briquetting (たどん化)	1	} 摩擦, 歪力
	低温実験後	1	
	硝酸処理	1	水蒸気凝結?
	その他	2	水素発生, 発熱?
	小計	10	
Pu 以外 (類焼)	可燃性気体	6	引火
	硝酸	2	発熱
	その他	1	—
	小計	9	
	計	19	

[注] 上記の発火件数はすべて Pu の削屑 (および炭化 Pu 粉末1件) に関する事例である。同一期間中の事故報告には塊状 Pu より発火した事例が見あたらない。

に入れたてはならない（ニトロ化反応の防止）。

- (b) 硝酸を多量に使用するフードなどのフィルターはセルローズ製品を避ける。止むをえぬ場合は長期間経過しないうちに新品と交換する（硝酸蒸気によるニトロ化反応を防止）。
- (c) 廃棄物はプラント建家内に集積させない。また放射線管理区域内では可燃物となるべく置かないようにする（蓄熱等の防止）。
- (d) 硝酸と有機溶媒溶液との混合を避ける（ニトロ化反応の防止）。
- (e) 多量の硝酸の使用を避ける。また硝酸使用にさいして発生する水素を完全に室外排気させる（急激な酸化発熱の防止および爆発原因の除去）。

(2) ウランおよび Pu 金属の自然発火防止策

- (a) 切削片とくに微細な粉末は発火しやすいから集積しないよう留意する。
- (b) 湿気により自然発火しないよう、相対湿度のみでなく露点温度の管理も配慮を要する。
- (c) 新らしい切削面、脱脂洗浄面は酸化保護膜が無いだけに急激な酸化を起しやすいから留意すること。
- (d) Pu 金属は乾燥した不活性雰囲気中で取扱うこと。また不燃性溶媒を使用すること。
- (e) 工作および研磨作業には冷却剤を使用すること。
- (f) Pu 切削用グラインダの削粕は爆発すること

がある。有機膠結剤の分解生成物 (H_2S , H_2 , CH_4) は十分に排気すること。

(3) 放射能火災の防護対策上必要な問題点

- (a) 不燃性フィルターの開発。
- (b) 放射能火災時における施設内通風状態の研究および換気系の検討。
- (c) 汚染した可燃性溶媒（とくに水の表層に浮んでいる溶媒）の燃えている表面からは放射性気体がどの程度に放散されるかを研究すること。
- (d) Pu 火災用の効果的かつ安価な消火剤の開発。
- (e) 建物内の薬品使用状況をレビューするために、永続的な「危険性薬品小委員会」を設けること、また錯覚などによる薬品の誤使用を避けるよう検討すること。
- (f) 非常用出口に自動閉鎖装置を取付けること（退避時にドアを開放したために Pu 汚染の拡大したことがある）。
- (g) 正規消防員以外に、各建物ごとに補助消防員を定めて訓練を施し早期消火に当らせる。また補助消防員が使用する非常用消火器と呼吸保護具を各主要施設に置く。
- (h) 自動火災検知装置および自動消火装置を設置すること。
- (i) Pu 施設の立地条件の重要性の認識（とくに消火活動時の道路網と災害後の除染は深刻な問題となることがある）。（角川）

2.2 施設内管理

Radiation Control in Nuclear Facilities

In order to perform effectively the radiation work in the controlled areas and to control adequately the exposure, the followings were carried out.

(1) Survey of the air flow pattern in the JPDR building and JRR-2 reactor room.

(2) Hazard evaluation associated with radiation work such as the α - γ cave operation, handling of an irradiated fuel in a hot cell and handling of fission products in a hood.

In addition, release limits of the airborne radioactive materials to the environment and alarm setting points of the stack monitor were reviewed for each stack installed at the reactors and plants, intending to unify the concept of release.

2.2.1 概要

施設内の放射線管理を効果的におこない、放射線防護に資する目的で、放射線作業に伴う障害解析や、管理区域内の気流調査をおこなった。障害解析のおもなものを次にあげる：ホットラボに設置される予定の α - γ セルの空気汚染に関係した解析、グローブボックス火災時の評価、ホットセルで FP を取扱う場合に発生する浮遊性ヨウ素とそのセル外への漏洩量とから FP の安全取扱量の試算、スタックから排出される放射性物質濃度に関する基準の検討などである。直接現場の作業に関連するものとして、気送管による照射カプセル取出し時の被曝線量評価などをおこなった。

なお、重水中のトリチウムによる空気汚染濃度の測定結果から評価した作業者の内部被曝線量と排泄物分析（尿）結果から得られた値とについて検討し、その結果得られた両者の相関関係に基づいて、尿採取基準（案）を作成した。

そのほか、管理区域内の気流の状況を知ることは、空気汚染の伝搬に関係して大切な事柄であるので、本年度は JRR-2, JPDR 建屋について、広範囲な調査を実施し、管理上有用なデータを得るとともに、気流状態が不良の場所では改善策がとられることになった。（福田(整)）

2.2.2 保安規程のための排気基準の決め方について

原子炉の運転あるいは核燃料物質の使用などを開始する場合は「核原料物質、核燃料物質および原子炉の規制に関する法律」の定めるところにより保安規程を定めて内閣総理大臣の認可を受けなければならない。この保安規程には放射性廃棄物の廃棄に関する事項を定めることになっている。日本原子力研究所東海研究所における各施設の保安規程の放射性廃棄物の廃棄に関する条項はすでにその書き方が大体統一されて一つの形式ができあがっている。しかし気体状放射性廃棄物の排気の基準、警報設定値についてはそれぞれの施設で適当な安全側の条件を仮定して計算されているために一貫性がない。そこでここに排気基準の決め方および数値のとり方を示して今後の計算の指針としたい。

(1) 排気口における排気中の放射性物質の濃度

排気口における排気中の放射性物質の量を放出量で規制するか濃度で規制するかの良否は別にして、今までの保安規程の様式にならうとすれば気体状放射性廃棄物の排気の基準および警報設定値を決めなければならない。保安規程の気体状放射性物質の廃棄の条項には「…気体状放射性廃棄物を廃棄するときは排気口における排気中の放射性物質 1 日間についての平均濃度が別表に掲げる濃度の A 倍を越えないようにしなければならない」と書かれている（別表についてはたとえば放射線管理規程別表第 3 参照）。この A 倍という数値を決める計算は次の方法による。

煙突から放出しうる放射性物質の量は一般住居地域の

最高濃度地点の3ヵ月間の平均濃度が1/10 ((MPC)_a)以下になるように決めればよい。

1 unit/h の放出率で放出した場合の最高濃度地点の濃度は JAERI-1101¹⁾ の第3.1図～第3.12図および第6図に与えられている。これから今最高濃度地点の濃度を χ Ci/m³ とすると、最高濃度地点の3ヵ月の平均濃度を1/10 ((MPC)_a)とした場合の煙突からの放出率を逆算することができる。最高濃度地点の濃度は放出率、風向頻度に比例し風速に逆比例するから

$$Q = \frac{1}{10} \frac{(MPC)_a}{\chi} \times \frac{u}{p} \quad (1)$$

ここに Q : 煙突からの放出率 (Ci/h)

((MPC)_a): 空気中の放射性物質の最大許容濃度 (Ci/m³)

χ : 1 Ci/h で放出した場合の地上最高濃度地点の濃度 (Ci/m³)

u : 風速 (m/sec)

p : 風向頻度 (%)

したがって排気口における平均濃度と ((MPC)_a) との比 A は

$$A = \frac{Q}{V} \times \frac{1}{(MPC)_a} \quad (2)$$

ここに V : 煙突の排気量 (m³/h)

(1) 式を (2) 式に代入して $u=2$ m/sec^{*1}, $p=30\%$ ^{*2} とすると

$$A = \frac{2}{3\chi V} \quad (3)$$

ただし χ は安定度 A の場合の値^{*3} を用いるものとする。

したがって結果としては (3) 式の A の値以下の値を用いれば一般住民に対して十分安全である。

(3) 式を用いて計算した場合の例を TABLE 2-4 に示す。

しかしここで実際に (3) 式の A の値を適用する場合には、第一に (3) 式による A 値はここまでは「放

出が許される」という値であり、必ずしも平常作業時に「放出される」という値ではない、第二に同種の建屋についてはできるだけこの値を揃える方が便利である、などの理由から平常作業時に放射性物質が放出される建屋と放出されない建屋とは区別して考えた方がよい。そこで実際に保安規程に A 値を適用する場合は原則として次の区分に従って決めるものとする。

(a) 放射性物質が平常作業時にはほとんど放出されないと考えられる建屋 $A=10$

(b) 放射性物質が平常作業時に放出される建屋であっても施設の運転に支障がない場合 $A=100$

(c) 支障がある場合は諸般の事情を考慮して (3) 式で与えられる A 値以下の適当な値

施設の運転によって必然的に多量の放射能が放出され、(3) 式の A 値以下におさえることができない場合は、煙突の高さを高くするとか、一般住居地域までの距離を十分にとるなどの手段を講じなければならない。

(2) 警報の設定

排気口におけるダスト、ガスモニタの警報設定値を決める場合は、測定的方式 (微分値あるいは積分値が得られる2つの方式がある)、平常作業時に放射性物質が放出されるかどうか、検出感度および警報を設定するメータリレーの指示範囲などを考慮して決めなければならない。各種モニタの警報設定値は次のような原則によって決める。

(a) 平常作業時に放射性物質がほとんど放出されないと考えられる建屋

原則として検出感度を警報設定値とする。各モニタの警報設定値を TABLE 2-5 に示す。

検出感度を警報設定値とすると検出感度が TABLE 2-5 の警報設定値より低い場合は警報設定値は TABLE 2-5 の値よりも低くなるが、この場合は同種の建屋の警報設定値を統一するという意味から TABLE 2-5 の値を用いる。

(b) 平常作業時に放射性物質が放出されると考えられる建屋

TABLE 2-4 A values calculated from equation (3)

Building	Stack height (m)	χ (Ci/m ³)	V (m ³ /h)	A	Registered A
Laboratory building No. 1 (east side)	18	1.4×10^{-7}	3.4×10^4	140	100 ^{*4}
Hot laboratory	40	2.9×10^{-8}	6.0×10^4	383	100
JRR-2	40	2.9×10^{-8}	2.7×10^4	850	400
JRR-3	40	2.9×10^{-8}	1.1×10^5	209	100
RI production building	24	7.8×10^{-8}	6.5×10^4	131	100 ^{*4}
JPDR	55	1.6×10^{-8}	5.2×10^4	800	1000 ^{*5}
Fuel reprocessing development laboratory	30	5.2×10^{-8}	1.7×10^4	755	—
Pu research laboratory	11	3.8×10^{-7}	1.0×10^4	175	1

*1 $u=2$ m/sec を用いた理由: 従来の事故解析で想定されている風速であり、3ヵ月平均の評価では十分安全側と考えられる。

*2 $p=30\%$ を用いた理由: 16 方位分割の場合の3ヵ月平均の最高風向頻度は 30% 以下である。

*3 安定度 A を用いる理由: 最高濃度地点の濃度が最も高い。

*4 これらの建屋には保安規程はないが、放射線障害予防規程で 100 倍と決められている。

*5 参考文献 2)。

平常作業時において連続的あるいは間けつ的に放射性物質が放出される建屋の $\alpha, \beta\gamma$ ダストモニタの警報設定値は $B(\text{MPC})_a$ とし、 B は次式から求める。

$$B = \frac{1 \text{ 日間の全放出 RI 量}}{1 \text{ 日間の排気量}} \times \frac{24}{(\text{MPC})_a} \quad (4)$$

ただしこの場合 B は 24 A を越えてはならない。 $B < 1$ の場合は $B = 1$ とする。

ガスモニタの警報設定値は平常作業で放出される瞬間最大濃度（ガスモニタは微分値を測定している）の 2 倍* とする。

(c) 以上の方法で警報を設定しようとした場合、平常使用しているレートメータの指示範囲よりも警報設定値が大きくなる場合は、平常使用している指示範囲の最大目盛に警報を設定することができるようにするために保安規程では各数値の後に「以下」という言葉を入れ、たとえば「……放射性塵埃に係る警報装置の設定点は 1 時間連続して 1 立方センチメートルにつき 6×10^{-12} マイクロキュリー以下とする」とする。

TABLE 2-5 Alarm set points for monitors

Monitors	Alarm set points
α dust monitor (fixed filter type)	$6 \times 10^{-12} \mu\text{Ci} \cdot \text{h}/\text{cm}^3$
$\beta \gamma$ dust monitor (fixed filter type)	$5 \times 10^{-10} \mu\text{Ci} \cdot \text{h}/\text{cm}^3$
Gas monitor	$3 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

2.2.3 ホットラボ・ケープ中での放射性ヨウ素取扱量の試算

照射済燃料の試験においては照射後十分に冷却されていないとき、燃料より ^{131}I の漏洩がある。ヨウ素はとくに複雑な挙動を持っているため外部への漏洩に留意して取扱わねばならない。1965 年 5 月ホットラボ化学ケープからのヨウ素の漏洩時のデータ²⁾をもとにして、ホットラボ・ケープで取扱いうるヨウ素の量について放射線管理の観点より試算した。

算定の基準として次の 4 項目をとった。

- (1) ホットラボスタックより排出されたヨウ素による周辺住民の被曝線量が 130 mrem/year (2.5 mrem/w) 以下になる。
 - (2) 周辺住民の ^{131}I に対する空気中最大許容濃度 ($2.0 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) 以下である³⁾。
 - (3) 1 日平均排出放射性物質濃度が $(\text{MPC})_a$ の 100 倍以下である。
 - (4) ケープ操作室の空気中放射性物質濃度が 8 時間平均 $7.5 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下である。
- (1) の基準では、条件として気象安定度 D、風速 2.5 m、風向は一方向とし、40 m のスタックより 1 Ci

* 現在 JRR-2 のガスモニタの警報設定値は約 2 倍になっているのでこれに統一する。

(3) 残された問題点

以上ごく機械的に保安規程の排気基準を定める方法についてのべたが、これですべてが解決されるわけではない。実際には建屋の立地条件、施設の特長などによって複雑になってくる。したがって画一的に上述の方法では決められない場合もあるのでそのような場合は次のような点を考慮しながら個々の建屋について再検討しなければならない。

- (a) 煙突の高さ（上述の方法は煙突の高さが 10 m 以下の施設については適用しない）
- (b) 周囲の建屋の配置、地形など
- (c) γ 放射性雲が問題になるかどうか
- (d) 各建屋からの排気による重複の問題
- (e) 最大濃度地点と一般住居地域との距離関係（上述の方法では最高濃度地点すなわち一般住居地域と考えている）
- (f) 間けつ的に多量の放射性物質が放出される場合のガスモニタの警報値（このような場合に警報設定値を瞬間最大濃度の 2 倍に合せておくと、放出されないと考えられるときに放出されたというような異常の検出ができない）（大西）

参 考 文 献

- 1) 角田道生、飯島敏哲：英国法による濃度分布計算図、JAERI 1101 (1966)
- 2) 放射線管理課、環境放射能課：JPDR からの放射性ガス放出に対する管理基準、JAERI-memo 2097 (1965)

を放出したとすれば、風下軸上の最大濃度およびその位置は $7.6 \times 10^{-9} \mu\text{Ci} \cdot \text{h}/\text{cm}^3$ 、800 m となる。ヨウ素の甲状腺の被曝線量は換算係数が 1.96×10^{-6} ¹⁾ であるから 1.5×10^{-2} rem/Ci となる。2.5 mrem/w になるような 1 週間の放出量は 0.17 Ci となる。このときの排出濃度は $1.7 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ である。これを前記の異常放出時のデータ²⁾と比較すると、ケープ中で使用できる燃料中のヨウ素の量は 10 Ci となる。

(2) の基準では (1) の基準の場合と同一の気象条件をとり、1 Ci/h で ^{131}I をスタックより放出すれば風下軸上 800 m の地点で最高 $7.6 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の濃度となる。周辺住民の空気中最大許容濃度 $2.0 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ になるスタックよりの放出率は 2.6×10^{-3} Ci/h となり、このときのスタック排出口の 1 時間平均濃度は $4.3 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ となる。前記の異常放出時のデータを用いると、ケープ内取扱量は 8.9 Ci となる。ただし前データは 1 日の総排風量が現在と異なっていたため、現排風量に換算した。

(3) の基準の ^{131}I の $(\text{MPC})_a$ は $3 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であり、 $3 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下であればよい。前記の異常放出時のデータでは最大濃度 $5.8 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ (現排

風量に換算して)であったことから、62 Ci が取扱量となる。

前記異常放出時のデータでは操作室の濃度は $1.4 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ (1日平均) になり、管理区域内の空气中許容濃度は $7.5 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であることによりケーブ内ヨウ素の取扱量は 6.5 Ci 以下である必要がある。

以上を整理すれば TABLE 2-6 のようになる。結局操作室の空气中放射性物質濃度に対取扱量は支配される。ただしこの取扱量は一回のデータのみで試算したものであり、この値をそのまま用いることは危険がある。安全係数 3~10 をとり、0.6 Ci~2 Ci がケーブ内での ^{131}I の取扱量の最大であろう。ただし次の場合にはさらに考慮

して取扱量をきめなければいけない。

- (a) UO_2 からの ^{131}I の放出のみであって、それ以外の燃料より放出するヨウ素の場合
 - (b) ^{131}I 以外の他の核種も放出される場合
 - (c) 風速が 2.5 m/sec 以下のとき、安定度が異なるとき
 - (d) 他のケーブでも同時にヨウ素を取扱うとき
- (山本)

参考文献

- 1) 保健物理部の活動 No. 3, 155~158 (1960)
- 2) 保健物理安全管理部の活動 No. 8, 39~42 (1965)
- 3) T. IJIMA, I. MIYANAGA: *J. Nucl. Sci. Tech.*, 1 (1964)

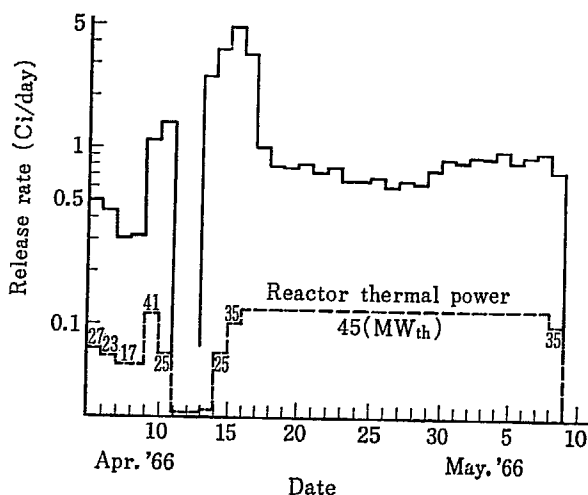
TABLE 2-6 Maximum limit of ^{131}I allowed to be handled in a hot cave

	Release rate	Maximum limit of ^{131}I in the cave
1) Exposure of the public living in the neighborhood of controlled areas. 2.5 mrem/w	170 mCi/w	10 Ci
2) Maximum permissible concentration in air for the public living in the neighborhood of controlled areas. $2.0 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ *	63 mCi/day	8.9 Ci
3) 100 (MPC) _a at the exhaust stack. $3 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	430 mCi/day	62 Ci
4) Maximum permissible concentration in air at the operation area. $7.5 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$		6.5 Ci

* The figure is for children following both inhalation and ingestion of contaminated vegetables³⁾.

2.2.4 JPDR 排出放射性ガスの解析

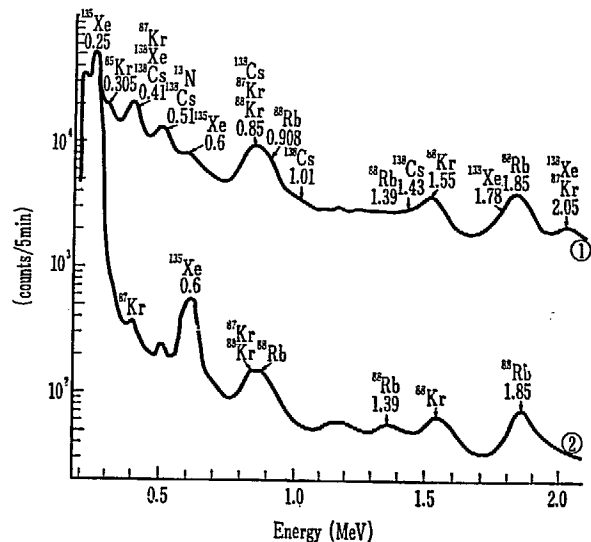
JPDR のオフガス中には炉心燃料から漏出した Kr, Xe などの FP が含まれている。原子炉の起動あるいは出力の上昇の過渡時に、通常平衡運転時に比して多量に FP ガスが放出されるが、この現象についてはすでにふれたし、また排出ガスのモニタリング方法についても記した¹⁾。スタックからの放射性ガスの放出は設置してあるスタックガスモニタの検出感度が悪いので約 1 Ci/h 以上の放出がないと検出されず、平常時の放出状態では検出されていないため、排出は無いものとされていた。今回はオフガス流量率を $10 \text{ m}^3/\text{h}$ としてオフガス No. 2 の指示値から計算した放射性ガスの放出状況を求めた。



Estimated from measurement by the off-gas No. 2 monitor. From Apr. 6, '66 to May 11, '66.

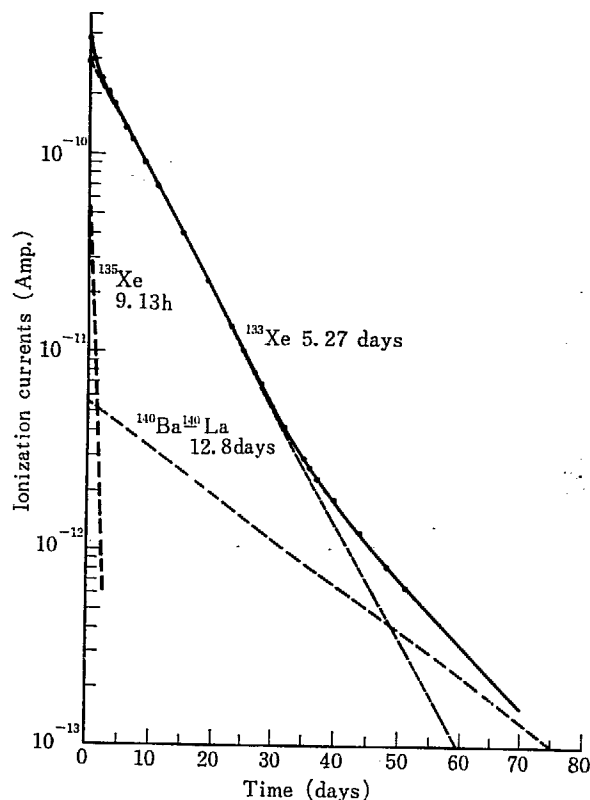
Fig. 2-1 Radioactive gas released from the JPDR stack

Fig. 2-1 に 1966 年 4 月 6 日から 5 月 11 日までの放出状況を示す。これからわかるように原子炉起動後の出力上昇時に特に多量の排出が見られる。この方法で求めた放出率は、オフガスの流量率がタービン発電機の運転



Sample volume: 1.5 l
 Sampling time: Apr. 6, '67 17:50
 Measuring time: Apr. 6, '67 19:10.....①
 : Apr. 7, '67 13:40.....②
 Half life
 ^{87}Kr 78 m ^{135}Xe 17 m
 ^{88}Kr 2.77 h ^{135}Xe 9.13 h
 $^{85\text{m}}\text{Kr}$ 4.36 h ^{134}Cs 32.2 m
 ^{86}Rb 17.8 m ^{13}N 10 m

Fig. 2-2 Gamma energy spectra of the off-gas released from the JPDR (sampled at the inlet of the off-gas retention tank)



Reactor operation: 6 MWe
 Sampling time : 11:30, Jan. 28, '67
 Each concentration of the RI at the sampling time
 ^{135}Xe 3.0×10^{-10} A: 4.8×10^{-2} $\mu\text{C/cc}$
 ^{133}Xe 7.5×10^{-11} A: 1.2×10^{-2} $\mu\text{C/cc}$
 $^{140}\text{Ba}^{140}\text{La}$ 6×10^{-12} A: 9.6×10^{-4} $\mu\text{C/cc}$

Fig. 2-3 Decay curves of the off-gas collected in an ionization chamber at the exit of the off-gas retention tank

状況により異なり一定値 $10 \text{ m}^3/\text{hr}$ でないので、そのための誤差が考えられた。

しかしこの流量率の変化分を補正した放出率と補正前のもの、およびスタック排気を検出感度の良いガスフロー型電離箱で測定して求めた3者の放出率の比較をおこなった結果、オフガスの流量率を $10 \text{ m}^3/\text{hr}$ として放射性ガスの放出を推定しても大きな誤差のないことがわかった。

オフガス中の核種は燃料破損がない場合の運転時は、低濃度で ^{13}N が大部分であるが、最近が高濃度 ($\sim 10^{-1} \mu\text{Ci/cm}^3$) の場合が多く、Kr, Xe などが増加している。この場合の代表的なオフガスの γ 線スペクトルを Fig. 2-2 に示す。なお核種は各エネルギーピークの半減期も求めて決定した。オフガス中の放射性核種は1日間の冷却後は ^{88}Kr – ^{88}Rb , ^{135}Xe の存在が目立つ。次にオフガス貯留タンクから流出後のガス放射能の減衰を求め、比較的半減期の長い核種の濃度を求めた。Fig. 2-3 にその例を示す。この場合、採取オフガスを約 70~80 日間減衰させると、含まれている $^{140}\text{Ba}+^{140}\text{La}$ の存在が目立ってくる。なお ^{137}Cs の存在も予想される。(三坂)

参考文献

- 1) 保健物理安全管理部の活動, No. 8, 54~58 (1965)

2.2.5 放射線作業時の外部および内部被曝の推定値と実測値との関連

最近 JRR-2 ではトリチウムによる内部被曝が増加する傾向にあり、これらの評価にあたり、特に事前の推定値と実測値との関連を究明する必要が生じた。

これを機会に 1965 年度に JRR-2 修復作業がおこなわれたときのデータを基に、外部および内部被曝の推定値と実測値との関連を比較検討した。

その結果、被曝推定値と実測値とは、比較的良く一致して、この種の作業における放射線管理計画の妥当性を確認できた。

(1) 外部被曝

この作業中の外部被曝量は、フィルムバッジ、直読式ポケット線量計およびポケットチェンバーを用いて評価した。なお局部被曝については、1ヵ月間の集積線量をだしたのみで、ここでは資料不足のため検討しなかった。最初に被曝推定値と直読式ポケット線量計およびポケットチェンバーの測定値との関連を検討したが、その結果から下記のことがわかった。

(a) 推定値はすべて過大評価となっている。これは作業場における線量率分布状態の最大値をもって評価しているためである。(b) 直読式ポケット線量計は低

線量の場合ポケットチェンバーとくらべて、より大きな値を示す傾向にある。これは直読式ポケット線量計が低線量の場合、ショックなどに弱いために誤差が大きくなるためと考えられる。

なお、長期間の集積被曝線量は直読式ポケット線量計、ポケットチェンバーの毎日の測定値を累積して、この値が 100 mrem をこしたときに、フィルムバッジの臨時現像をして、被曝線量を確認した。

Fig. 2-4 に長期 (9月26日~11月30日) の被曝線量 (フィルムバッジの測定値を基準とした、直読式ポケット線量計、ポケットチェンバーの累積値) をプロットしたものを示す。直読式ポケット線量計、ポケットチェンバーともにフィルムバッジ測定値より小さい値を示す傾向にあり、特にポケットチェンバーを用いて被曝値を評価する場合は、10%~15% 低い値を示すから、この点に注意しなければならない。

以上の結果から、 γ 線による外部被曝線量を評価する場合、あらかじめ作業場の線量率分布状態を測定し、推定被曝線量を算出する現在の方法で充分初期の目的は達せられるものとする。

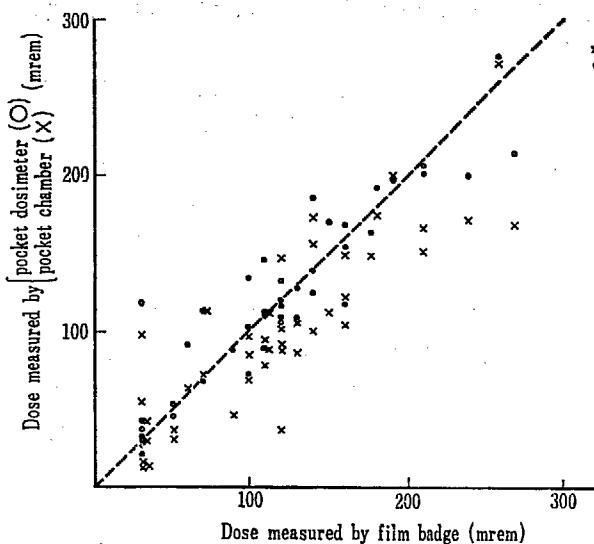


Fig. 2-4 Relation between external dose measured by film badge and dose measured by pocket dosimeter and pocket chamber during recovery operation of JRR-2

(2) 内部被曝

作業中のトリチウムによる内部被曝を管理するには、空気サンプリングの値を基にしており、連続測定による濃度把握はなされていない。

このため、作業中は一定濃度（測定値の最大値）のところで作業したものと仮定し、被曝線量を次式で算出して、内部被曝管理をおこなった。

$$\text{被曝推定値 (mrem)} = \left\{ \frac{C(\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)}{(\text{MPC})_a(\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)} \right\} \times \left\{ \frac{x(h) \times 100(\text{mrem})}{50(h)} \right\}$$

ただし、 $(\text{MPC})_a = 5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3 (50\text{h}/\text{w})$

C : 空気中のトリチウム濃度

x : 作業時間

なお、尿検査による線量測定値も、1回の被曝線量が少ないために、1ヵ月間の測定のうち最大値をもって評価しているため過大評価されている。

Fig. 2-5 に被曝推定値と測定値との関係を示した。線

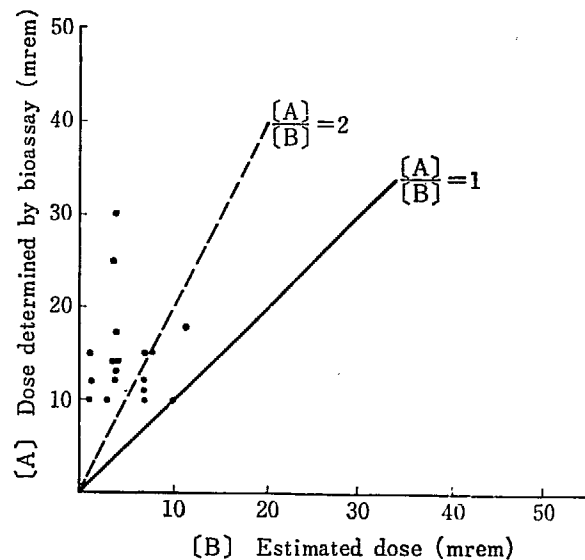


Fig. 2-5 Relation between internal dose due to inhaled tritium determined by bioassay and dose estimated by tritium concentration in air during the recovery operation of JRR-2

量推定値に対して尿検査による測定値は2倍程度の値を示している。この原因として次のようなことが考えられる。

(a) 測定値の検出感度が 10 mrem なので検出感度以下の場合はすべて 10 mrem としたこと。

(b) 推定値が検出感度以下の場合は零として加算しなかったこと。

(c) 測定値は前にも述べたように過大評価されていること。

これらの結果から、トリチウム汚染雰囲気中で作業する場合、内部被曝量の推定は、サンプリング法による濃度測定結果から算出しても、あまり大きな誤差はないと考えられる。しかし、トリチウム内部被曝に関しては、まだ測定例が少ないため、今後もデータを積み重ねていく必要がある。また、作業場のトリチウム汚染濃度変化の連続的濃度把握が今後の課題となる。(遠藤)

2.2.6 JRR-3 気送管操作時の被曝線量の推定

日常の放射線作業において、線源と作業者の距離が変るため、その線量率は時々刻々変化することが多い。ここでは、線源または作業者の一方が一定の速度で動く状態における被曝線量を計算し、実際的な例として、JRR-3 の気送管を用いて、RI 照射をするさいの被曝線量を推定した。

Fig. 2-6 に示すように、線源がA点から、速度 v cm/sec

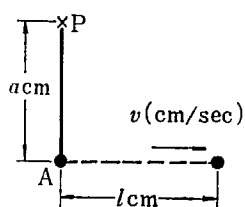


Fig. 2-6

で矢印の方向へ進むとき、P点における作業者の被曝線量は次式により求められる

$$D = \int \frac{4.7 \times 10^{-2} S \cdot E \cdot \mu_m}{a^2 + (vt)^2} dt \quad (1)$$

ここで S : 線源強度 (mCi)

E : γ 線エネルギー (MeV)

μ_m : 真の質量吸収係数 (cm^2/g)

これを $a=0$ について、線源と作業者の間が無限に離れた状態から、1 cm に近づくまでの被曝線量を求めると、

$$D_\infty = \frac{4.7 \times 10^{-2} S \cdot E \cdot \mu_m}{v} (\text{rad}) \quad (2)$$

で与えられる。また、 $a \neq 0 (l=0 \sim \infty)$ のときは、

$$D_\infty = \frac{7.4 \times 10^{-2} S \cdot E \cdot \mu_m}{av} (\text{rad}) \quad (3)$$

となる。

一方、線源が l cm 移動するときの被曝線量は

$$D_l = K \cdot D_\infty (\text{rad}) \quad (4)$$

により求めることができる。ここで、 K は D_l と D_∞ の比であり、種々の距離について計算したものを Fig. 2-7 に示した。

JRR-3 の気送管の概略は Fig. 2-8 に示した。

図中の P 点で気送管の操作をしている作業者は、照射試料が速度 $v=10$ m/sec で、原子炉からホットケブに向う気送管 A～D 区間を通過する間に被曝する。この線量を (4) 式と Fig. 2-7 から求めると

$$D = 9 \times 10^{-7} S \cdot E \cdot \mu_m (\text{rad}) \quad (5)$$

となる。

一例として、気送管によって、試料を照射するとき使うアルミカプセル (10 g) を 10 分以上原子炉で照射した直後に気送管操作をする作業者の被曝線量を、(5) 式により計算した結果 0.5 mrad であった (^{23}Al の生成量は 13 Ci とした)。このほかに、試料自体からの放射線による被曝線量を考慮しなければならない。試料の核種および放射能の量はそのつど変わるが、(5) 式を用いて加算すれば、気送管操作時の被曝線量が推定できる。

(渡部)

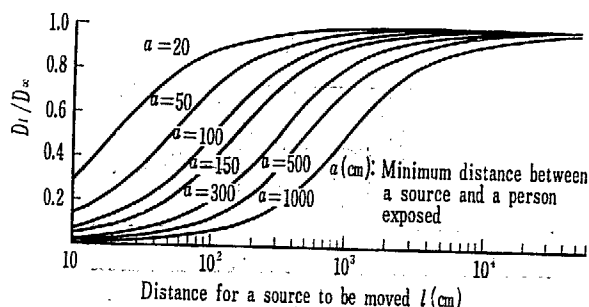


Fig. 2-7 Graph for calculating the exposure dose to a moving source

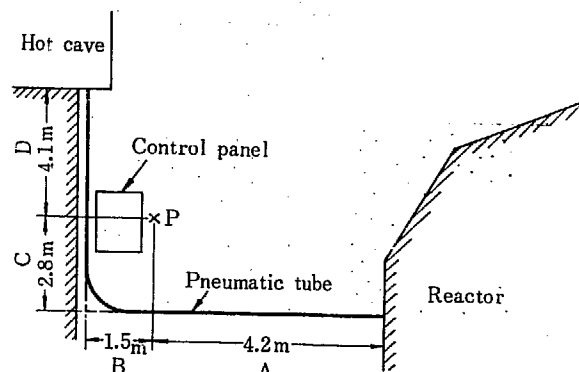


Fig. 2-8 Arrangement of pneumatic tube

2.2.7 温度測定用燃料棒実験時の被曝線量評価

JRR-3 でおこなわれた題記の実験時の被曝線量を評価した。

この実験は炉心タンク内の温度分布、燃料棒 Al 被覆管の表面温度、重水中の中性子分布の測定から燃料内部の温度分布を求め、計算値との検討を目的としたものである。Fig. 2-9 に本実験の略図を示す。燃料棒の表面に中性子線束測定管 (直径 8mm φ) が燃料棒の最下端から最上端まで U 字管として 2 本とりつけられている。この測定管内に銅線 (銅線の上に金箔 0.15 g をセロテープでつけてある) を SUS-27 (2mm φ) のワイヤをリード線として挿入し、そののち適当な冷却時間をおいて放射能を測定する。

この実験では放射線防護の立場から、金箔の回収時と、実験が終了し次のステップに移るとき SUS-27 のワイヤを燃料棒頭部に巻きつけるので、手先部にかなりの局部被曝が見込まれるので問題となる。

銅線 (2mm φ × 1cm) を熱出力 10 MW で 5 時間照射し、80 時間冷却すると放射能は 3.2 mCi となる。ただし $\Psi = 4.9 \times 10^{12} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1}$ とした。これより表面線量率 ($D_{(\infty)}$) は、(1) 式²⁾で計算すると $D_{(\infty)} = 1 \times 10^3 \text{ rad/h}$ になる。

$$D_{(\infty)} = \frac{1.07}{\rho_s} \cdot E \cdot C \cdot \exp(7 \times 10^{-3} \mu) \int_0^{x_0} \int_x^{\infty} \frac{e^{-y}}{y} dy dx \text{ rad/h} \quad (1)$$

金箔の回収は、ピンセットを使用して銅線より 10 cm は

と離れて作業するので、手先の線量率 ($D'_{(\infty)}$) は (2) 式²⁾で計算すると $D'_{(\infty)} = 1.5 \text{ rad/h}$ になる。ただし線源は厚み 2 mm、直径 4.4 mm とした。

$$D'_{(\infty)} = \left(1 - \frac{1}{\sqrt{1 + (a/d)^2}} \right) \cdot e^{-\mu_p d} D_{(\infty)} \text{ rad/h} \quad (2)$$

しかし実際の作業では銅線を 10 cm 引出して作業がおこなわれたので、線量率も計算値より 1 桁高く見込まれる。実測によれば中性子線束密度が平均の約 1/2 程度の照射を受けた銅線から、10 cm 離れたところの線量率は 6 rad/h であった。これより中性子線密度の最も高いところでは実測値の数倍になるものと推定されるので、手先部の被曝が問題になる。

またセロテープで付けられた金箔は、ねばりついてしまい回収困難となり、実際には計画作業時間の数倍を要し、そのうえ回収が十分でなく、所期の実験精度を得ることができなかったので、回収作業は中止した。

次に銅線を切り離れた SUS-27 のワイヤは、指で燃料棒頭部に巻きつける。ワイヤの長さは約 1 m である。SUS-27 のワイヤ 1 g を熱出力 10 MW ($\Psi = 4.9 \times 10^{12} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1}$) 125 h 照射すると、 β, γ 放射能は 0.57 Ci/g になる。そののち 110 h 冷却すると約 18.2 mCi/g に減衰し、支配的な核種は ^{51}Cr (18 mCi/g)、 ^{59}Fe (0.2 mCi/g) である。これを直接手でつかんだとすれば、 β 線の手先部の線量率は (1) 式より 15 rad/h となる。ただし β 線は ^{59}Fe のみを対象とし $E_{\text{max}} = 0.37 \text{ MeV}$ とした。 γ 線

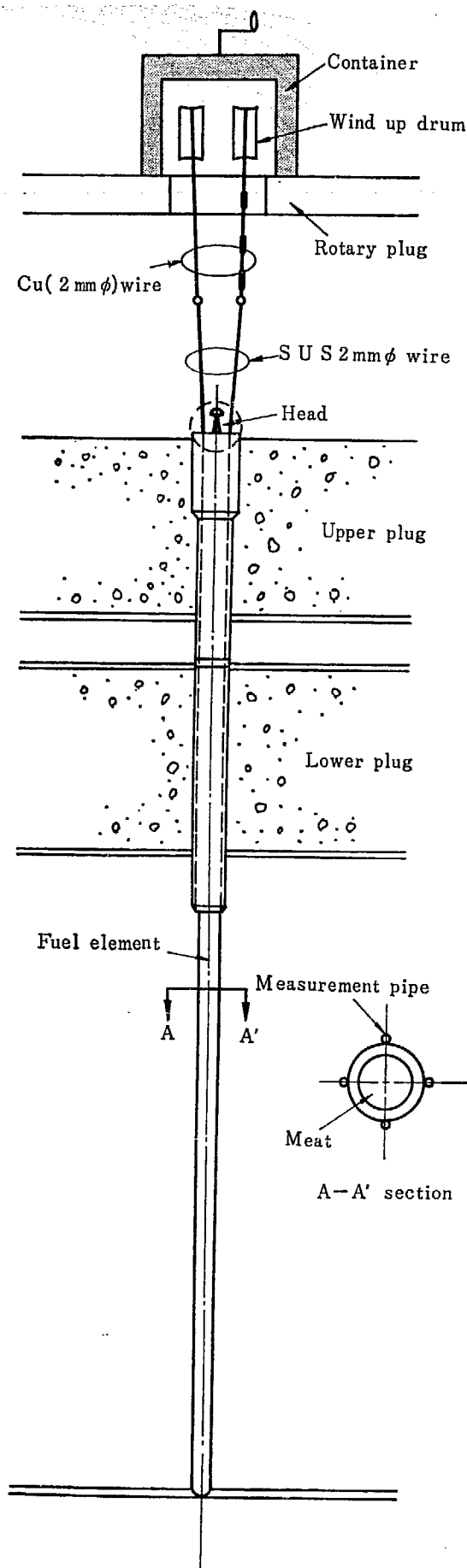


Fig. 2-9 Fuel element for the temperature measurement

による被曝は、SUS-27のワイヤは直径2mmであるから面線源とみなし、ワイヤ1cmについて計算すると(3)式³⁾で与えられ、線量率は60rad/hになる。ただし⁵¹Crのγ線は放射能の強さの9%⁴⁾とし、 E_r は⁵¹Cr、⁵⁹Feの平均エネルギーとして0.5MeVとした。

$$D_{r(\infty)} = 1.07 \mu_i \cdot E_r \cdot S \left[\int_h^{\infty} \frac{e^{-y}}{y} dy + e^{-h} \right] \text{rad/h} \quad (3)$$

したがってワイヤを指先で直接つかむと75rad/hになり、ゴム手袋(20mg/cm²)を使用しても70rad/hになる。作業時間を15分程度とする被曝線量は17.5radである。今後同じワイヤを続けて使用すると、長半減期の⁵¹Cr、⁵⁹Feが蓄積しワイヤの比放射能が大きくなるので、さらに被曝線量が増加するものと考えられる。この他γ線による全身被曝は、燃料棒頭部に巻きつけられたSUSのワイヤの放射能を46mCi(0.5MeV)とすると1m離れたところでは13mR/hで、50cmの位置で15分間作業では13mremと推定される。

以上のように本実験では局部被曝が問題になり、実験の精度が十分でないので以下の方法に切り変えた。すなわちターゲット(Cu, Au)をAlカプセル(7mmφ×25mm)に入れ、カプセルを連珠にして測定用パイプに挿入し照射させる。照射条件は熱出力1MW、1時間で、冷却時間は168時間であるので、銅線2mmφ×1cmでは0.58μCiで、銅線より10cm程度の距離をとると手足部の被曝は1mrem以下で問題ない。(関(昭))

参考文献

- 1)~3) 外部被曝によるβ線吸収線量の評価 JAERI 1065 (1964)
- 4) Radiological Health Handbook (1960)

2.2.8 JRR-2 使用済燃料貯溜池水のFPによる汚染

JRR-2 炉室内には使用済燃料貯蔵プールが設けられ、原子炉から取り出された使用済の燃料を冷却貯蔵している。

プール水の放射能汚染度の監視方法などについてはすでに述べられている¹⁾。その後1966年8月に貯蔵中の燃料にruptureを生じプール水が異常に汚染した。

Fig. 2-10に1965年8月からのプール水の濃度変化を示す。1966年7月までは、濃度に少し上昇が見られたが、核種も以前と変わらず(⁵¹Cr, ⁶⁰Co)¹⁾異常とは考えられなかった。しかし、8月10日には濃度の急激な上昇が見られ、核種を調べた結果、¹⁴⁰Ba-¹⁴⁰Laのγ線スペクトルが得られたので貯蔵中の燃料にruptureが生じたのではないかと考えられた。

水中の¹⁴⁰Ba-¹⁴⁰Laの放射能が強いことから比較的新しく取り出された燃料に原因すると予想して、新しく取り出された8本の燃料について、そのごく近くの水の局部採水をしてその濃度を測定した結果、7月28日に取り

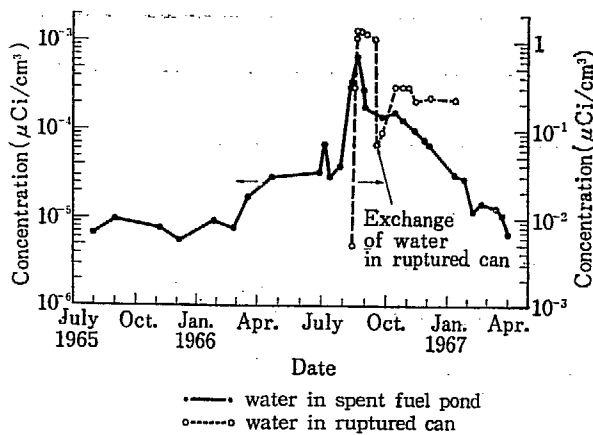


Fig. 2-10 Radioactive contamination of water in spent fuel pond and ruptured can

出された2本によることがわかった。2本の燃料は ruptured can と呼ばれる容器に納められ、他から隔離された。

そのちプール水濃度は、最高値 $6.5 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ を示したが、その後しだいに減少し、核種も以前と同じ ^{51}Cr , ^{60}Co になった。

また ruptured can 内の水は (Fig. 2-10 参照) 始めは急激な濃度の上昇を見せたが、 $1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 程度で飽和した。9月16日に can 内の水を交換してからは $2 \sim 3 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 程度で飽和したが、その後は徐々に減少している。ほぼ2ヵ月を経過するまでの核種は ^{140}Ba - ^{140}La 以外の FP は見当らなかったが、それ以後は Fig. 2-11 に示すように ^{140}Ba - ^{140}La が減衰するにつれて ^{144}Ce - ^{144}Pr が検出されてきた。しかし、 ^{95}Zr - ^{95}Nb や ^{131}I などが検出されなかったが、 ^{95}Zr - ^{95}Nb については水に対して溶けないためと考えられる。 ^{131}I については ruptured ran 内のガス中のみに検出されたが、水中では検出されなかった。この理由は明らかでない。

プール水面から、炉室内へ FP ガス、ダストが放出されているおそれがあるので、2本の燃料がプール内に貯蔵されていた時点でプール全体をビニール・シートで覆

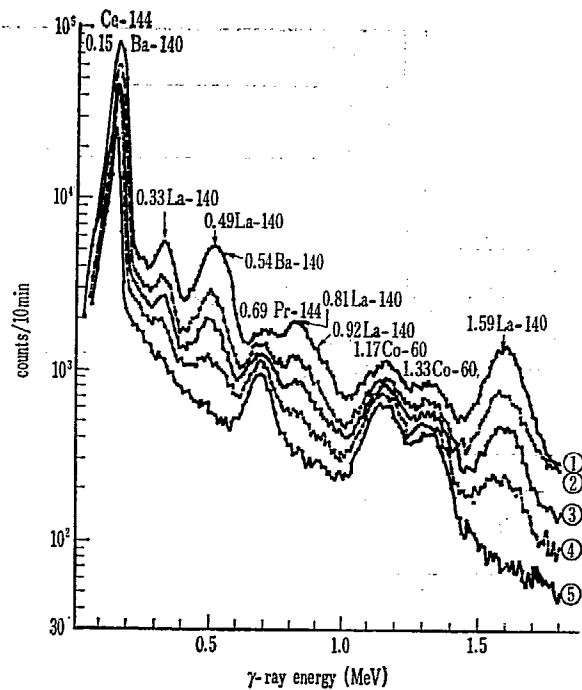


Fig. 2-11 Gamma-ray spectra of water in a ruptured can

い、その下の空気を集塵した。集塵に使用したフィルタを測定した結果、やはり ^{140}Ba - ^{140}La が検出された。このことは炉室内にも ^{140}Ba - ^{140}La が放出されていることになるが、濃度が $5 \times 10^{-12} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ と低いので放射線管理上問題にはならなかった。

研究炉技術課と JRR-2 管理課は共同で ^{137}Cs の溶出量から燃料合金の溶出量を算出し、外部燃料板の場合で $1.19 \mu\text{g}/\text{day}$ 、内部燃料板の場合で $0.238 \mu\text{g}/\text{day}$ の値が得られたと発表している。

(中戸)

参考文献

- 1) 保健物理部の活動, No. 7, 59~60 (1965)

2.2.9 JRR-2 炉室内の気流調査

定常出力 10 MW 運転時の JRR-2 炉室では、 ^{41}A や FP などの漏洩がしばしば起った*。この放射性ガス漏洩個所の追求には、炉室内の全域で同程度の放射性濃度分布を示したために困難をきわめた。これは炉室内の気流が非常に乱れているためと考えられた。しかし ^{41}A や FP などの漏洩が生じた場合はより早く漏洩個所を探索することが放射線管理上重要であるため、1966年8月に JRR-2 炉室内の気流調査をおこなった。

(1) 調査方法とその結果

調査にあたってはファンルームドアの開閉や1階フロ

* 現在までに生じた ^{41}A , FP 漏洩は放射線障害上全く問題のない量であった。

アの通気孔によって炉室内の気流が多分に影響されることを予想して調査の計画がたてられた。その結果発煙法を用いて次のようにおこなうことにした。まずファンルームのドアを開いているとき (通常は開いている) には炉室1, 2階および地階 (重水ポンプルームを除く) の全域について床より 0.5 m, 1.5 m, 3 m および 5 m のそれぞれの高さにおいて調査し、つぎにファンルームのドアを閉めた場合と、ファンルームの天井にある通気孔を密閉した場合には特に影響があると予想される場所についてだけ調査した。その結果次のようなことがわかった。

(a) 炉室内の空気が循環していること。すなわち、炉室1階キャットウォーク下部の給気ダクト (HT-11 側) より吹きだす強い給気は炉体に向ってながれ、反対

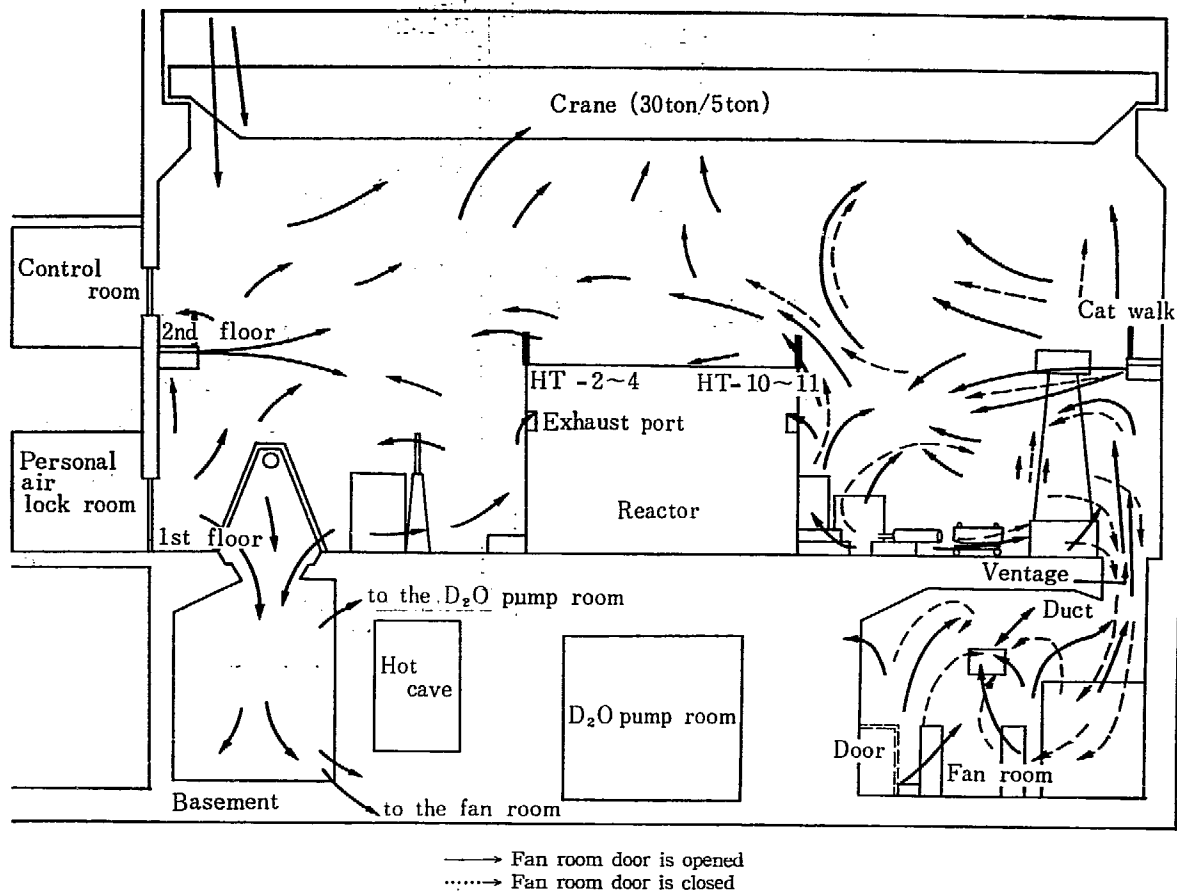


Fig. 2-12 Air flow pattern in the JRR-2 reactor building

側にあるホットケブ前のハッチや階段を通して地階に流れてむ。ここではポンプルームとファンルームの2方向に分散するが、温度の高いファンルームに入った空気は暖められ、一部は排気ダクトへ流れ、他の大部分は急激な上昇気流となって通気孔より一階に吹き上げられ、再びはじめの強い給気流に合流して循環する。

(b) ファンルームにある通気孔での気流はドアの開閉により方向が正反対になる。

(c) 炉室1階と地階とを結ぶ通気孔、ハッチ、階段などでの気流の一部は上昇し、一部は下降して統一されていない。

(d) 炉頂では HT-11~12 側より HT-2~4 側に流れる。

(e) キャットウォーク下部にある給気孔よりの風量が一定していない。

(f) 炉体にある排気孔の吸入が非常に弱い。(30 cm 以上離れるとほとんど吸引しない。) などで、Fig. 2-12 に気流の分布を示した。

(2) 対策

以上の調査から放射線管理上問題となる点は多くあるが、その大きな問題点は気流の循環をとめ常時一定方向の整気流にすることであった。その対策として

(a) ファンルームのドアを常時開放にする、

(b) 1 階と地階を結ぶ通気孔(2カ所)を閉塞する、などの処置により一応循環気流、乱気流がおさまり予期以上の整気流が得られ、今後 "A" や FP などの漏洩が生じた場合でも容易に漏洩個所の探査ができることがわかった。

(中村(力))

2.2.10 JPDR における気流調査およびスタック排風率の測定

(1) 気流調査

タービン建屋では、気流が逆流していたため、広範囲な空気汚染を生じたことがあり、これまで十分な気流調査がなされていなかったため、定検終了後その調査を実施した。結果を Fig. 2-13 に示す。これによると以前空気汚染事故発生の原因となったフィードウォーターポン

プルーム入口周辺では、今回の調査でも明らかのようにポンプ室が正圧となり、気流が逆流していることが判明した。この状態では、再度広範囲の空気汚染事故発生のおそれがある。これらの原因調査および対策として給排気系統の総合点検および補修がなされており、改善の方向へ進んでいる。

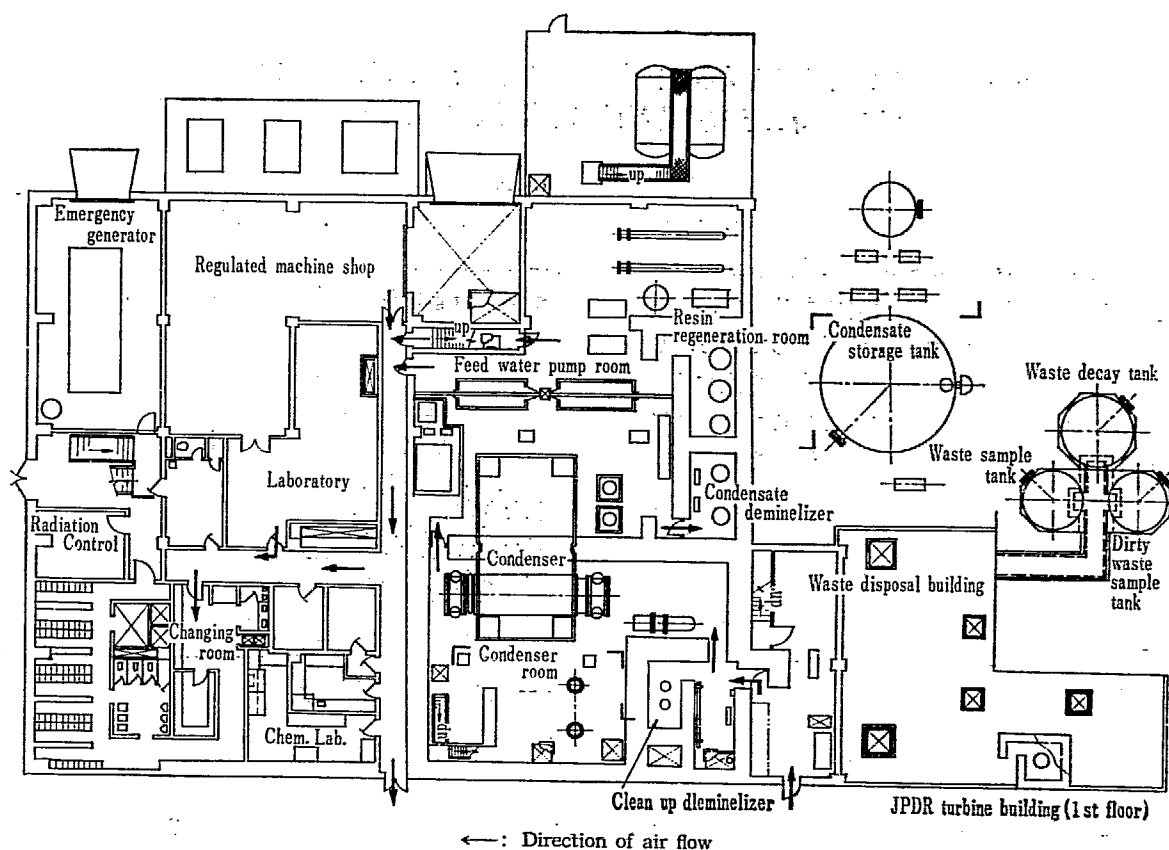


Fig. 2-13 Air flow pattern in the turbine building (1st floor) of JPDR

(2) スタックからの排風率

スタックからの RI の放出率を計算するとき、スタック排風率が重要な因子となる。スタックからの排風率としては従来から、 $1.25 \times 10^5 \text{ m}^3/\text{h}$ (設計値) を用いていたが、この値を使ってスタックガスモニタによる濃度から求めた RI 放出率と、オフガス系の濃度および設計流量率 ($10 \text{ m}^3/\text{h}$) より求めた RI 放出量とかなりの相異が生じている。この原因は設計排風率 (特にスタック排風率) の不確かさにあると思われた。そこでスタック排風率の測定を環境放射能課と放射線管理課とでおこない、設計値との比較をおこなった。スタック排風率の測定は、ピラム型風速計およびロビンソン風速計を使用した。

スタック排気条件を TABLE 2-7 に示す三段階に分け、おののおのについての煙道断面流速の測定をおこなった。TABLE 2-7 には排気条件およびその条件における設計排風率、流速を、また TABLE 2-8 には各条件における実測排風率、流速を示す。

以上の結果から、実測値が設計値と著しく異なっている原因は、JPDR の E_1 , E_2 , E_3 , E_4 および E_{10} 排気系統

のうち、設計値の上で全容量の 68% (49,250 CFM) を占める E_1 系統に (調整不良などを含めて) はなはだしい機能低下があるためと判断された。これは前述したように、従来から問題となっているタービンビル内の給排気のアンバランス現象と密接な関係にあると考えられる。この給排気のアンバランス現象は改善の方向にあるが、給排気系統の点検、調整、故障修理などに積極的に取り組むべき問題である。

(白石)

TABLE 2-7 Designed value of flow rate of air exhausted from the stack (○ 作動)

排風機	Run-1*	Run-2	Run-3	
E-1 (Turbine B) 49250CFM	○	○		
E-2 (Waste D, B) 2650 "	○			
E-3 (Access B) 8440 "	○			
E-4 (Enclosure) 12800 "	○		○	
各 Run における設計値	排風率 (m³/h) 出口流速 (m/sec)	1.20×10⁵ 18.7	8.08×10⁴ 12.6	2.10×10⁴ 3.27

* JPDR 通常運転時には $E_1 \sim E_4$ の他 E_{10} (1500 (CFM)), が付加される。

TABLE 2-8 Measured value of the air flow rate

排 気 条 件		E_1, E_2, E_3, E_4	E_1 のみ	E_4 のみ
実 際 値	排 風 率 (流 速)	$3.25 \times 10^4 \text{ m}^3/\text{h}$ (6.4 m/sec)	$1.02 \times 10^4 \text{ m}^3/\text{h}$ (1.6 m/sec)	$1.99 \times 10^4 \text{ m}^3/\text{h}$ (3.1 m/sec)
設 計 値	排 風 率 (流 速)	$1.20 \times 10^5 \text{ m}^3/\text{h}$ (18.7 m/sec)	$8.08 \times 10^4 \text{ m}^3/\text{h}$ (12.6 m/sec)	$2.10 \times 10^4 \text{ m}^3/\text{h}$ (3.27 m/sec)

2.2.11 JPDR 原子炉格納容器内空気調和機フィルタに付着した放射能 およびフィルタ交換作業時に予想される空気汚染

JPDR 原子炉格納容器内には 10 系統の局所空気調和装置があり、それぞれにエアフィルタ（フィレドンフィルタ P 15/500 粗塵用、効率 $\sim 20\%$ (0.5μ)) が装着されている。本装置は温湿度調整が目的であるので、室内の空気はこのフィルタを通して絶えず循環している。しかも格納容器内ではある程度、放射性塵埃が発生する作業がおこなわれてきた。したがって、これらフィルタには当然放射性物質が蓄積しているものと予想されるので、フィルタ交換作業（年 2 回定期的に交換）時の空気汚染管理の観点から作業に伴う空気汚染の発生状況を把握しておく必要があった。

また、核種やその蓄積量などを解析することは、通常のモニタリング結果との比較において何らかの有益な知見をもたらすことが期待された。

以上の情勢から 1966 年 12 月のフィルタ交換作業時におこなった測定結果につき報告する。

TABLE 2-9 には主としてフィルタに付着した activity の測定に関する結果を、TABLE 2-10 にはフィルタ交換作業時に発生が予想される空気汚染の再現テスト（テスト法の概略を Fig. 2-14 に示す）の結果を示す。

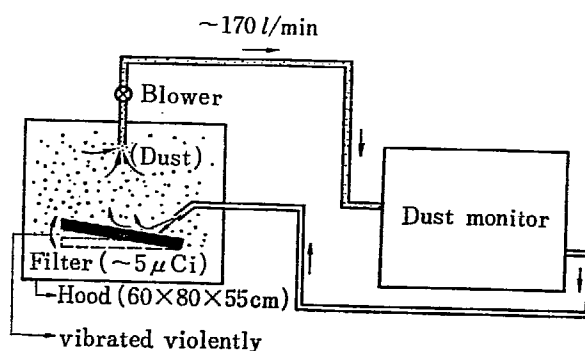


Fig. 2-14 Apparatus for testing air contamination caused by air filter exchange work

TABLE 2-9 Activity deposited on each filter of the air-cleaning system at the JPDR Reactor Enclosure

Location or name of air cleaning system at JPDR Reactor Enclosure	Flow-rate (m ³ /min)	Filter-size (mm)	Activity deposited on each filter (assuming that nuclide is ⁶⁰ Co) (μCi)	Radioactive concentration (assuming that the collection efficiency of the filter is 20%)	
				averaged over one year (μCi/cm ³)	averaged over three months (μCi/m ³)
enclosure 3rd HC-1 AC-1 HC-2 HC-3	42.5 (except AC-1) 76.5 (AC-1)	410×510×5	Max: 6.6 Ave: 4.5	2.0×10 ⁻¹³	8.0×10 ⁻¹³
enclosure 2nd HC-4	22.1	410×510×5	Max: 3.3 Ave: 3.3	2.9×10 ⁻¹³	1.2×10 ⁻¹²
enclosure 1st HC-5 HC-6	29.7 (HC-5) 29.6 (HC-6)	410×510×5	0.45	4.1×10 ⁻¹⁴	1.6×10 ⁻¹³
enclosure (-1st) AC-2	22.1	410×510×5	0.23	2.0×10 ⁻¹⁴	8.0×10 ⁻¹⁴
enclosure (-2nd) AC-3	50.0	410×635×5	0.56	2.1×10 ⁻¹⁴	8.4×10 ⁻¹⁴
enclosure (-3rd) AC-4	62.4	510×635×5	0.39	1.2×10 ⁻¹⁴	4.8×10 ⁻¹⁴

TABLE 2-10 Air contamination caused by the handling of contaminated air filter

Measurement of activity on the filter		Air contamination observed (cf. Fig. 2-14)
Deposited gross activities: Q (μCi- ⁶⁰ Co)	Reading of GM Survey Meter* corresponding to Q when attached the GM probe to the surface	
5 μCi	1200 cpm	$2 \times 10^{-9} \left(\frac{1}{100} (\text{MPC})_{\text{e}}^{**} \right)$

* Window diameter: 50 mm φ

** (MPC)_{e-40h} for ⁶⁰Co: 3×10^{-7} μCi/cm³

以上まとめると、フィルタには多いもので ^{60}Co 相当で数 μCi の ^{58}Co , ^{60}Co , ^{54}Mn などが付着していた。これらは炉心構造物の腐蝕放射化生成物で、主として JPDR のオーバーホール期間中（～3 ヶ月間）に発生したもののと思われ、3 ヶ月間の平均濃度は約 $1 \times 10^{-12} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ と

なる。この濃度は、直ちに障害上問題となるわけではないが、通常のモニタリングでは検出されていなかっただけに今後も空気汚染のモニタリングに注意する必要がある。（三坂）

2.2.12 化学実験室における FP の取扱いについて

研究棟の化学実験室において、FP を用いた実験がかなりの頻度でおこなわれる。第1研究棟の化学実験室では、主として JRR-2 で長時間照射（130 時間程度）した FP 試料が用いられることが多いが、その反面第3研究棟の化学実験室（特に大学開放研究実験室）においては、JRR-1 あるいは JRR-2 で短時間照射（20 分～1 時間程度）した FP 試料が主として用いられている。したがって、このような試料を用いた実験に対しては、第1研究棟と第3研究棟とでの放射線管理面の着目点が異なってくる。第1研究棟の実験室では比放射能の高い FP を用いているので、実験者の試料取扱中の局部被曝と短半減期ヨウ素同位体（主として ^{131}I ）の吸入の危険性が高くなる。一方第3研究棟では比較的短時間で照射し照射後短時間で試料を取扱うので、短半減期ヨウ素同位体による室内の空気汚染とスタックからの放出が問題となる。以下第1研究棟の実験室において過去おこなわれた FP 取扱い中の放射線管理経験について述べ、次に第3研究棟の実験室における FP 実験中試料から放出される短半減期ヨウ素同位体の測定と解析を中心に述べる。

(1) 第1研究棟における FP 試料 取扱い中の被曝解析

第1研究棟の化学実験室における FP 取扱いのさいに放射線管理上問題となる点は次の事項である。

- (i) FP には揮発性の核種（特にヨウ素）が含まれているから、実験者に対する吸入の防止に着目しなければならない。また排気口における浮遊性塵埃、ガスの監視および測定に留意しなければならない。
- (ii) FP の生成量はターゲットのウランの量と照射条件とに左右されるが、照射後試料からの線量率はかなり高いので、実験・作業にさいしては測定などにより被曝線量を正しく評価するとともに、適切な防護手段を考慮したうえで実験作業を実施することが大切である。
- (iii) 実験室内の換気状態、フードの排気能力、使い易さ、実験室内でのその位置などにより FP の使用量は制限されることに注意する必要がある。

以下では今までにおこなわれた実験・作業において、実験者の局部被曝、ヨウ素などの吸入の防護のためにおこなった放射線管理および管理経験から得られたフードでの FP 取扱時の限度量について述べる。

(a) 局部被曝の管理

取扱われる FP 試料は、一般的に JRR-2 照射孔（中性子線束 $\sim 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ ・10 MW）で 130 時間照射し、約 7～10 日間冷却させた試料が多い。照射するウランの量は 10～250 mg/one sample の範囲で、ことに最近では 200 mg～250 mg のウランが用いられている。ウランの化学形としては、 U_3O_8 , UO_2 の粉末、金属である。

取扱い時の放射能は 10～100 mCi で特に 10～30 mCi の範囲が多い。試料形態はウラン酸化物あるいは金属を石英管あるいは Al 箔に封入し、さらに Al カプセルに包んだものが用いられる。

化学実験の前におこなわれる FP 試料の開封処理過程は、まったく機械的操作であるが、作業内容から考えて含鉛手袋、トングなどの使用はきわめて困難を伴うので普通ゴム手袋のみ、ときにより長いピンセットを併用して処理される。

このような過程において手の局部被曝が問題となるので、あらかじめ局部に対する計画被曝線量をきめ、作業手順を明確にしたうえ開封処理をおこなっている。TABLE 2-11 に FP 試料開封時の局部被曝例を示す。TABLE 2-11 においてサーベイメータによる推定被曝線量と個人

TABLE 2-11 Comparison of dose assessed by survey meter with dose measured by personal dosimeter during the handling of fission products

取扱い FP mCi	表面線量率	線量評価に用いた測定器	種類	評価部位	
				手 (mrem)	手首 (mrem)
10～30	カプセル あるいは 石英管表面	フィルムリング リストバッジ	β	100	30
			γ	100～300	20～60
	$\beta \sim$ 10 rad/hr $\gamma \sim 2 \text{ R/hr}$	サーベイメータ	β	～500	—
			γ	～100	—

被曝測定器による測定結果との相違は、それぞれの評価部位が異なっているためで、前者は特に指先の被曝を評価し、後者は手の平均的線量を与えるものと推定される。

(b) 空気汚染の管理

機械的操作ののちにつづく化学的処理の段階では、ほとんど常に内部被曝の可能性が伴う。TABLE 2-12 に FP 試料溶解乾固操作中の浮遊性ヨウ素による空気汚染事例を示す。

空気汚染の原因として、フードの機能の不完全によるものが大部分で、その他 FP 試料をフード外で取扱った

TABLE 2-12 Examples of inhalation of radioiodine occurred during the handling of fission products

	空 気 汚 染 例 1	空 気 汚 染 例 2	空 気 汚 染 例 3
取扱量 (FP 中の沃素の量)	I^{131} : 830 μCi	$I^{132} + I^{131}$ ~100 μCi	I^{131} : $3.0 \times 10^3 \mu\text{Ci}$ I^{131} : $6.2 \times 10^3 \mu\text{Ci}$ total 9.2 mCi
摂取量 (甲状腺) H. C. による測定結果	I^{131} : 5~6 nCi	I^{131} : 0.7 nCi I^{131} : 284 nCi	
取扱量に対する吸入した量との割合	$6 \sim 7 \times 10^{-6}$	2.8×10^{-3}	
ダストモニタリング・表面汚染等によりフード外へ漏出した量の推定	沃素の汚染度より I^{131} : 1 μCi	室内ダストモニタリングより I^{133} : 0.3 nCi	室内ダストモニタリングより I^{131} : $4.0 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}$ I^{131} : $8.2 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}$
照 射 条 件	JRR-2 one cycle	核 研 cycrotron	JRR-2 one cycle

ため吸入した例がある。

(Ⅲ) FP 試料の使用限度量

一実験室における使用限度量を知ることは、実験をおこなうさい防護上の指針を与えるために有用であるが、現在研究棟における空気汚染例、体内摂取例および手の局部被曝例から考えて、普通のフードで取扱い得る FP 試料の限度は 10 mCi 程度であると考えられる。これは UO_2 または U_3O_8 約 30 mg を JRR-2 (中性子線束 $\sim 10^{13}$ n/cm² sec, 10 MW) において 130 時間照射し、約 10 日間冷却した場合に得られる FP 試料に相当するものである。(洲崎)

(2) 第 3 研究棟における FP 実験中の短半減期ヨウ素同位体の測定と解析

第 3 研究棟の化学実験室においては、短時間照射した FP 試料を照射後数時間冷却して実験に用いるので、FP 試料溶解時に短半減期ヨウ素同位体による空気汚染が問題となる。

1966 年 2 月から 1967 年 2 月の間におこなわれた FP 試料取扱い実験の FP 溶解中のダストモニタリングの結果ヨウ素同位体として ^{132}I , ^{133}I , ^{134}I および ^{135}I が検出された。以下ヨウ素同位体の存在比、各放射能の定量に用いた方法について述べる。

まずダストサンプリングの結果得られたサンプル (サンプラー流量率 50~100 l/min, チャコールフィルタ HC-200) を波高分析器で γ スペクトルをとり、各ピークの半値巾計数率を用いて定量するが、ヨウ素同位体のうち 0.53 MeV の γ 線を放出する核種は、 ^{132}I ^{133}I および ^{135}I で、また 0.86 MeV の γ 線を放出する核種は ^{133}I ^{134}I および ^{135}I であり、おのおの核種の定量は著しく複雑なものとなる。そこで 0.53 MeV の photopeak を用いて ^{132}I ^{133}I および ^{135}I を同時に定量して、次に FP 試料中のヨウ素同位体の生成量を利用して各核種の量を誘導する方法を用いた。すなわち、0.53 MeV のスペクトルの半値巾をとり、その全計数率を N_{CW} とすると ^{133}I のフィルタに付着した放射能 Q_{133} は次の関係より求められる。

$$N_{\text{CW}} = \left\{ P_{132} \cdot \frac{\lambda_{133}}{\lambda_{132}} \cdot \frac{(1-e^{-\lambda_{132}t})}{(1-e^{-\lambda_{133}t})} \cdot \frac{q_{132}}{q_{133}} + P_{133} \right. \\ \left. + P_{135} \cdot \frac{\lambda_{133}}{\lambda_{135}} \cdot \frac{(1-e^{-\lambda_{132}t})}{(1-e^{-\lambda_{135}t})} \cdot \frac{q_{135}}{q_{133}} \right\} \times Q_{133}$$

ここで

$$p_i = 2.2 \times 10^2 \eta(W) \varepsilon_i \left(\frac{\eta(W)}{\varepsilon_i} \cdots \text{photopeak efficiency} \right) \\ \left(\varepsilon_i \cdots \gamma \text{ 線放出率} \right)$$

Q_{133} フィルタに付着したヨウ素の放射能

$$Q_{133} = \int_0^t q_{133} K e^{-\lambda t} dt$$

t サンプラー稼動時間

K 定数

q_{133} FP 中の ^{133}I の生成量

これから q_{133} がわかれば Q_{133} の値が計算できる。同様にして他の同位体の Q も計算できる。また同時に各同位体の半減期を追求する手段を併用することも大切

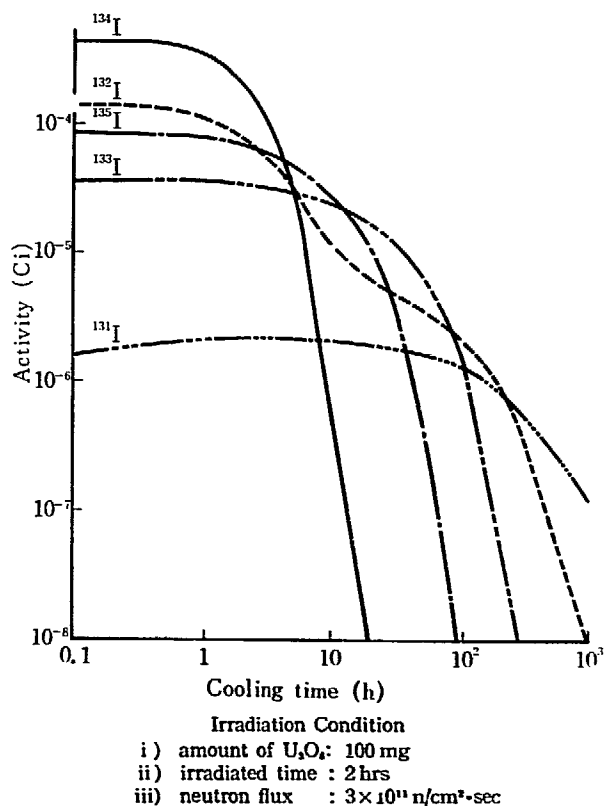


Fig. 2-15 Growth curves of radioisotopes of iodine

である。Fig.2-15 に冷却時間をパラメータとしたヨウ素同位体の生成曲線を示す。

(長谷川)

参 考 文 献

- 1) 福田他：外部被曝による β 線吸収線量の評価，JAERI

1065 (1964)

- 2) 三坂：揮発性分裂生成物およびその壊変系列上核種の放射エネルギーの時間的変化，JAERI 2153 (1965)
- 3) 福田他：ヨウ素捕集用サンプルの試体とその特性，JAERI 2262 (1966)

2.3 管 理 計 測

Monitoring Instruments

The following technical information for radiation measurements were obtained :

- (1) Corelation between exposure dose measured by film badge and fluoro glass dosimeter
 - (2) Changes in collection efficiency of well type NaI (Th) depending on the sample volume
 - (3) Improvements of pulse-shaping circuit for monitoring post
 - (4) Variation in scattering coefficient of fast neutrons under various conditions
- Improvements of iodine, area, gas monitors and many other instruments were carried out and are being applied for radiation control.

2.3.1 概 要

放射線管理には数多くのモニタや計測器を使用しているが、これらの機器にこれまでの経験や研究の結果多くの改良すべき点を見出した。また最近の科学技術の進歩により、これまでは不可能であった特殊な放射線の管理や、新らしく生じた管理の目的に合致した機器の製作や改良が可能となった。このような背景から、当部において1966年度におこなった計測器の改良、試作および特性などについての結果をここにまとめた。

まず放射線計測法の改良としてはつぎのようなものがあげられる。蛍光ガラスは線量計として多くの利点をもっているのをこれを個人被曝線量測定器として使用しているが、これと併用しているフィルムバッジによる線量との相関がどのようになっているかを調べた結果、その係数は0.89となり、ルーチンワークに充分使用しうることが明らかになった。またこれまで非常用モニタリングポストは雷空電などの誘導雑音を受けミスアラームが多かったが、これを少なくするため送端の信号レベルを大きくするパルス整形回路を試作し、良好な結果を得た。このほかに計測のために必要な較正法やその結果と

して、井戸型 NaI(Th) について γ 線放射核種定量のために必要な試料の体積と計数効率の相関に関するデータや、速中性子線測定器の感度を較正する場合に必要なとされる種々の条件下の散乱係数のデータなどを求める実験がおこなわれた。

次にモニタや計測器の改良開発については、JMTRを対象に原子力施設内で発生する浮遊性ヨウ素監視用モニタの試作があげられる。ヨウ素モニタはその補集が困難であるが活性炭を使用して試作モニタのテストをおこなった結果、一応初期の目的を達成することができたが、実験回数を重ねてさらに検討する予定である。またエリアモニタはこれまでの経験から個人被曝線量を推定することよりも、空間線量率の異常を速く探知する方が望ましいという考えから、GM管とシンチレータを併用したエリアモニタの開発や、直交展開を利用した中性子線量当量率測定法による放射線管理法とその結果および昨年度までに開発されたガスモニタの Kr 検出感度、サンプル容積と検出感度の測定などの実験がおこなわれ、実際の放射線管理上多くの成果を得ることができた。(立田)

2.3.2 蛍光ガラス線量計とフィルムバッジによる個人被曝線量測定結果の相関関係

1966年度第2四半期より JRR-1, 2, 3, 4, JPDR, 汚染除去場、廃棄物処理場関係の作業者のバッジ・ケースに蛍光ガラス線量計(FD-P8-1)1個を厚さ0.5mmのCdフィルタで包み挿入し使用し始めた。

この蛍光ガラス線量計の特長は (1) ^{60}Co などの γ

線に対して0.03~600 remという広範囲にわたって線量—蛍光量の直線性が成り立つ、(2)数 mR/h~ 10^4 R/hの範囲で線量率依存性がない、(3)フィルムに比べて退行が少ない、(4)耐湿性がすぐれている、(5)低線量の被曝の場合には何度も繰返し使用できるなどである。

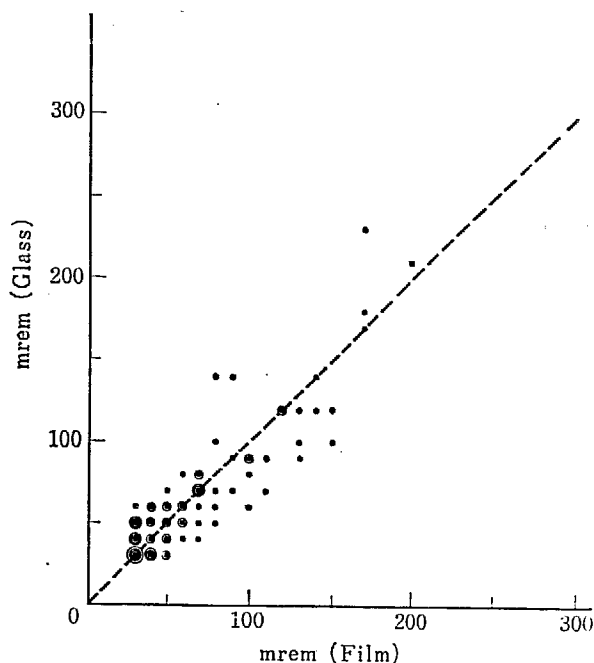


Fig. 2-16 Correlation between exposure dose measured by film badge and fluoro glass dosimeter

このように蛍光ガラス線量計はフィルムに比べて優れた点が多々あるが、高価であること、フィルム同様線質別に線量を評価するには1人につき数個必要であること、破損する恐れがあるなどの欠点を有しているため、現在のところ蛍光ガラス線量計は、高被曝者、アンモニア・塩酸などのガスにより黒化したフィルム、水にぬれたフィルムなどのチェック用補助測定器として用いている。

蛍光ガラス線量計はフィルム同様、高被曝事故などによる臨時の読み取りがないかぎり四半期ごとに測定評価されているから、蛍光ガラスおよびフィルムから得られた各人の被曝線量は同一結果を示すはずである。蛍光ガラスおよびフィルム双方で第4四半期に有意な被曝線量と評価された結果の相関関係は Fig. 2-16 のようになる。縦軸は蛍光ガラス線量計から評価された被曝線量、横軸はフィルム・バッジから評価された被曝線量を示す。Fig. 2-16 の相関係数を求めると 0.89 となり、かなりよい結果をあたえる。このことから現在のところ1個の蛍光ガラスしかフィルム・バッジケースに挿入されていないが、それでも上述のチェック用補助測定器としての役割を十分に果たし、フィルムの欠陥を補うと結論できる。(備後)

2.3.3 直交展開法を利用した中性子線量等量率測定法の放射線管理への適用と測定結果

中性子線量の測定のために今日までにいろいろな測定器と線量評価法が開発され、現場の放射線管理に利用されてきた¹⁾。これらの測定器のなかで ANDERSSON カウンタとポリエチレン減速型 $^6\text{LiI}(\text{Eu})$ カウンタは中性子の広範囲なエネルギーにわたって線量当量率を直接測定することができる理想的な測定器であるが、重量が 10 kg 以上もあるので日常の管理のためには非常に使用しにくい欠点がある。また感度の異なる測定器を数個もちいて線量を計算する今日の線量評価法²⁾は線量率を求めるまでに非常に手数を要する欠点があった。

われわれは今日までの中性子の放射線管理の経験から以下にのべる5点の事項を満足する測定器または線量評価の必要性を痛感してきた。(1) 熱中性子から 10 MeV 程度までの線量当量が簡単に、しかも高感度で測定できること。(2) γ 線の存在のもとで中性子の測定が簡単に行なえること。(3) 測定点における中性子のだいたいのスペクトルが求められること。(4) 重量が軽くサーベイメータとして十分に活用できること。(5) 操作および校正が簡単であることなどである。ここで(3)のスペクトルの意味は中速中性子と高速中性子の線束を別々に評価することができる程度の意味である。

昨年原研において“パラフィン減速型 BF_3 カウンタと直交展開法の応用によるスペクトル解析および線量評価法”が開発された³⁾。今度新しく放射線管理に採用する中性子測定法は BF_3 カウンタと半径 3.5 cm, 6.5 cm のパラフィンモデレータおよび上記の直交展開法の応用で

ある⁴⁾。半径 3.5 cm と 6.5 cm の2個の検出器を用いるのでスペクトルの展開項は第2項までである。したがって、普通の正規直交関数系を用いて展開しても、展開項の収束は非常に悪い。それゆえに基底函数として Watt の fission スペクトル(高速中性子を近似する)と $1/E$ スペクトル(中速中性子を近似する)とを選び、

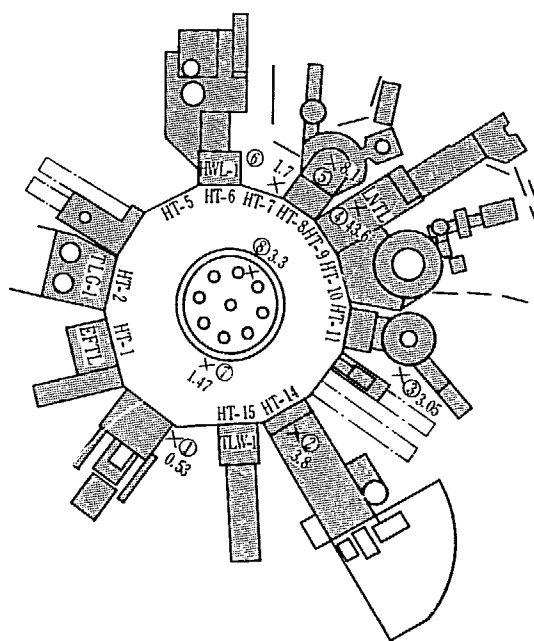


Fig. 2-17 Neutron dose equivalent rate (mrem/h) distribution in the JRR-2 reactor room under 10 MW operation

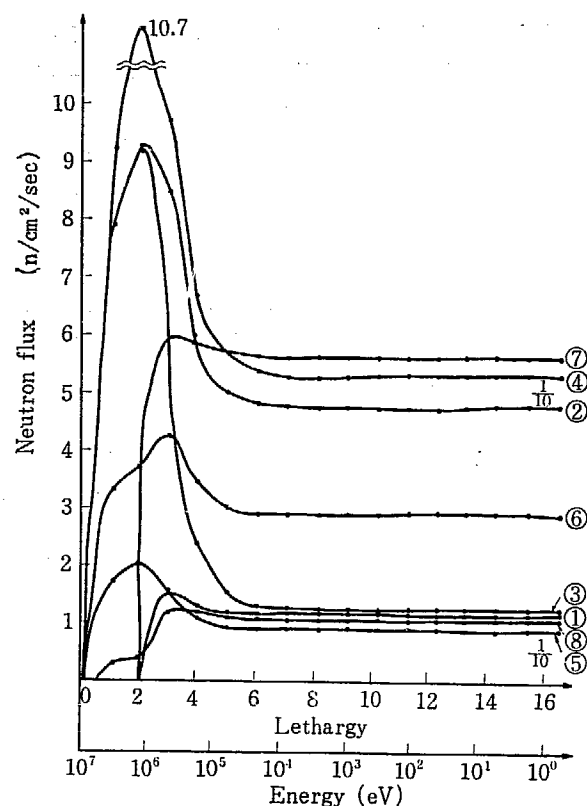


Fig. 2-18 Neutron spectra at the positions shown in Fig. 2-17

シュミットの方法で規格直交化をおこない、得られた正規直交関数系で展開をおこなった。このようにすると(3)のスペクトルの意味は満足され、原子炉周辺では正しい線量を求めることが可能である。

Fig. 2-17 は新しい方法を用いて実施した JRR-2 の 10 MW 運転時における測定点と線量率を示すものであり、Fig. 2-18 は測定点におけるスペクトルを示すものである。この図において測定点 1, 7 および 8 では低いエネルギーの中性子のみが分布していることがわかる。また 2, 3 および 4 では高いエネルギーの中性子がかかなり多く漏洩していることもわかる。このように新しい方法を放射線管理に利用すると前述の 5 点の事項をほぼ満足していることがわかった。(南)

参考文献

- 1) 放射線管理における中性子測定法 (I), (II), 日本保健物理協議会第 2 回研究発表会要旨集
- 2) 放射線管理マニュアル
- 3) H. RYUFUKU: *J. Appl. Rhys. (Japan)*, 5, 903 (1966)
- 4) 放射線管理用直交展開コード ACOF-5 について, JAERI-memo 2642 (1967)

2.3.4 再処理特研のガスモニタ (2)

前号¹⁾で再処理特研に設置したガスモニタの概要と計算による検出感度の求め方について述べたが、その後⁸⁵Kr ガスを用い検出感度を実測したので結果を報告する。

(1) ⁸⁵Kr による検出感度の実測

実測の方法は電離箱とデテクタをパイプで接続したクローズドサーキットの中に少量の純粋な ⁸⁵Kr ガスを流し込み、ストロークポンプで十分攪拌して平衡状態に達した時点の濃度を振動容量電位計で決定し、そのときの

レートメータの指示値から検出感度を求めた。

Fig. 2-19 は ⁸⁵Kr の濃度を横軸にとり、縦軸にはガスモニタの計数率をとったものである。この図から計算により求めた検出できる限界計数率 (=20 cpm) を ⁸⁵Kr の濃度に換算し、最小検出量を求めると $7 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ となる。またこの濃度は検出感度の定義より誤差 33.3% で求められる値である。計算では $5 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であるから比較的良好一致した。

(2) サンプラの容積と検出感度

無限大のサンプラが与える検出器の点での β 線フラックスと、有限のサンプラが与える β 線フラックスの比を調べてみると Fig. 2-20 のようになる。図の横軸はサン

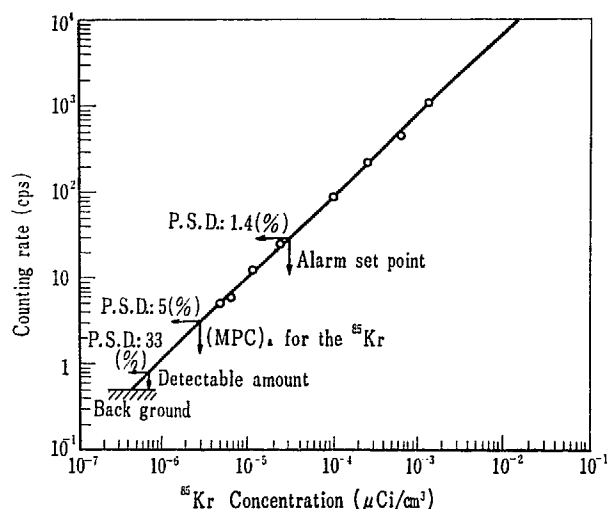


Fig. 2-19 Counting rate obtained by the gas monitor vs. concentration of ⁸⁵Kr in air

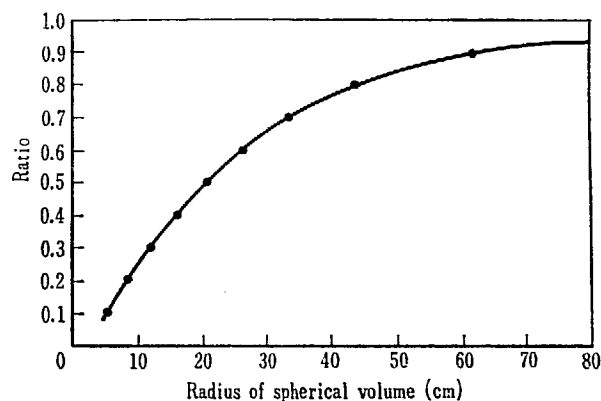


Fig. 2-20 Ratio of β -rays flux at a position of the detector from ⁸⁵Kr in a definite volume to that from ⁸⁵Kr in an infinite volume

プラの半径であり、縦軸は β 線フラックスの比である。この図からサンプラの半径は80 cm程度に大きければ理想的であるが、比の変化をみると半径20 cm程度までは急激に変化して、それより大きくなっても比は徐々にしか増さない。したがって、遮蔽などの問題をかみ合せて考えればサンプラの半径を20 cm程度に選べば適当と思われる。

再処理施設に設置されるガスモニタはおもに ^{85}Kr を

測定の対象とすればよく、したがって安価で取扱いの容易なGM管方式が得策と思われる。この場合検出感度としては $10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下が期待できる。またこの実験結果から検出感度は計算によってもかなり良い近似で求めうることがわかった。

(佐藤(信))

参 考 文 献

- 1) 保健物理安全管理部の活動, No. 8, 70 (1965)

2.3.5 再処理特研エリアモニタの特性試験

保健物理的な立場から放射線施設に γ 線エリアモニタを設置する場合、これのもつべき特性に関していろいろな考え方がある。今までに得られた経験から考えて γ 線エリアモニタの指示値と個人の被曝線量との間を一次の関係で結びつけ、モニタの指示値から個人の被曝線量を推定することは大変困難である。そのおもな理由は検出器の設置場所に対して個人の作業位置および線源の位置が不確実なためであり、また経済的な理由から実験室の広さに見あって検出器を十分に設置することができないからである。以上の点からエリアモニタのもつべきもっとも重要な役割は、上にのべた被曝線量を推定することよりも、単に空間線量率の異常をすみやかに知らせることにある。このような意味においてエリアモニタのエネルギー特性などはあまり重要な問題ではない。また広い実験室内で発生した放射線の異常をできるかぎりもれなく検出するためには検出器の感度をよくして、検出器1個当りのサービスエリアが広くなるようにしなければならない。しかし感度をよくしたために不安定になってミスアラームなどを発生するようではエリアモニタとしての意味がなくなる。われわれは上記の点を考慮してGM管とシンチレータを併用した多少経済的なエリアモニタを試作し、これを再処理特研に設置したので以下にその概要をのべる。

Fig. 2-21 はエリアモニタのブロックダイアグラムである。空間線量率が常時低い場所にはGM型検出器を

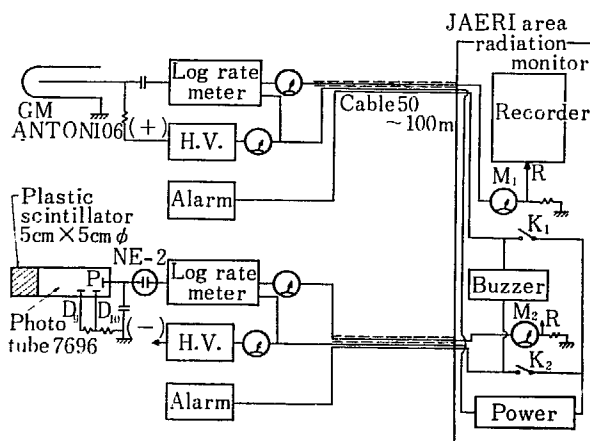


Fig. 2-21 Block diagram of the area radiation monitor with emergency alarm installed at the fuel reprocessing plant

設置し、高い場所には5 cm ϕ ×5 cmのプラスチックシンチレータと光電子増倍管を組合せ、光電子増倍管に流れる電流をネオン管とコンデンサでパルス化するタイプの検出器を設置した¹⁾。Fig. 2-22はこのシンチレーション

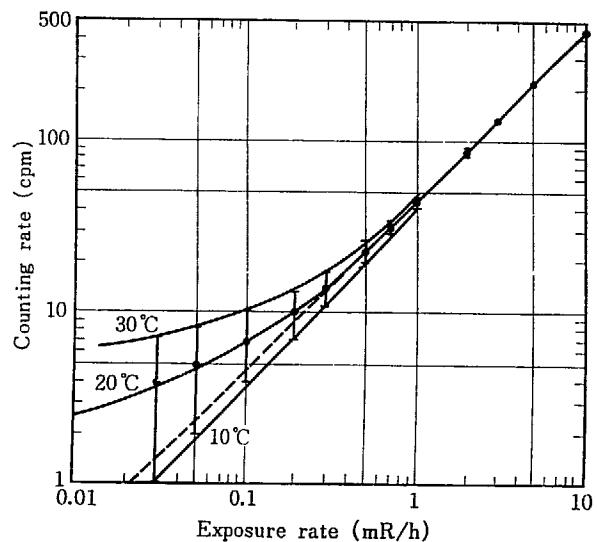


Fig. 2-22 Temperature characteristics of the current-measuring type scintillation monitor

型検出器を恒温槽の中に入れて $20^\circ\text{C} \pm 10^\circ\text{C}$ 温度変化させた場合の計数率の変化を照射率とともに示したものである。この図からシンチレーション型検出器は1 mR/h以下の照射率の時は温度特性が照射率測定に悪影響を与えるので使用できないが、1 mR/h以上の照射率を測定する場合は十分実用になることがわかる。

GM管型もシンチレーション型も回路はまったく同様で、GM管型は $10^1 \sim 10^5$ cpmを4デカードで、またシンチレーション型は $10^0 \sim 10^4$ cpmを4デカードで指示している。感度はGM管型では 4×10^{-4} mR/h/cpmであり、シンチレーション型では 1×10^{-1} mR/h/cpmである。

従来のエリアモニタは検出器設置場所で照射率を表示したり、アラームを発生するようなことはなかったが、再処理特研に設置したエリアモニタは検出器とモニタ本体の2カ所で照射率の表示をおこなった。またアラームも同様である。

(南)

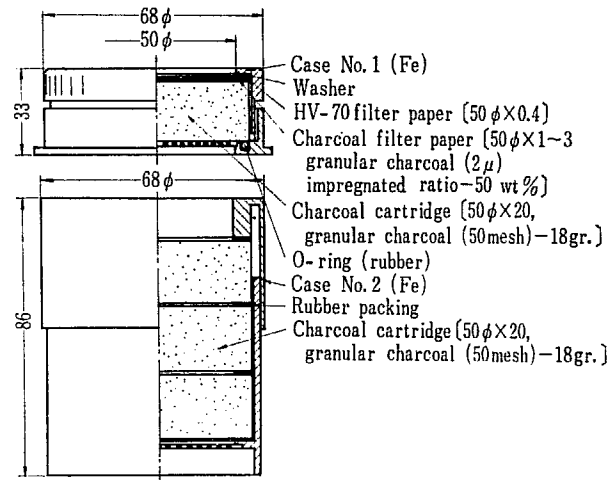
参 考 文 献

- 1) K. MINAMI: *J. At. Energy. Soc. Japan*, 7, 144 (1965)

2.3.6 ヨウ素モニタの試作

現在大洗地区で建設中の JMTR を対象に原子力施設内で発生する浮遊性放射性ヨウ素を監視するためヨウ素モニタの試作をおこなった。

装置は、ガス吸引部とガス捕集測定部とに分けられる。後者はガス捕集器、放射線検出器 (GM 管またはシンチレーション計数管) およびその測定指示・記録計などを一つの台車に乗せ簡単に持ち運びできるようにしたものである。ガス捕集器は以前報告¹⁾済みであるのでここでは省略する。また、Fig. 2-23 に捕集器に装着される捕集材について示す。ヨウ素ガス捕集材は、その捕集性能、取り扱い、計数測定および入手が容易であることなどを考慮し、粒状活性炭を使用することにした。ガス捕集器の設計にあたっては、文献 2)~8) などの調査結果から Fig. 2-23 の表に示すように捕集材の効率を想定し、おもに、放射性空気汚染の定量測定に重点をおき、ヨウ素ガス形状分析もある程度定性的におこなえるようにした。後段の3個の活性炭カートリッジは施設の排気系活性炭フィルタなどを通った比較的吸着しにくいヨウ素ガスとか、捕集時間が非常に長い場合などに装着し、通常は使用しない。ガス吸引部は 400 mm Hg の圧力で 100 l/min の流量率が出るよう設計した。これは、HV-70 ロ



Collection efficiency assumed for design
(Flow rate 10 l/min; sampling-time 1 h)

Adsorbent	Particulate carried	Molecular vapour (I ₂)	Other (CH ₃ I etc.)
HV-70 filter paper	~100%	~5%	~0%
Charcoal filter paper	~100%	~100%	~40%
Charcoal cartridge	~0%	~100%	~90%

Fig. 2-23 Structure of the case and collection efficiency of adsorbents used for the radio-iodine monitor

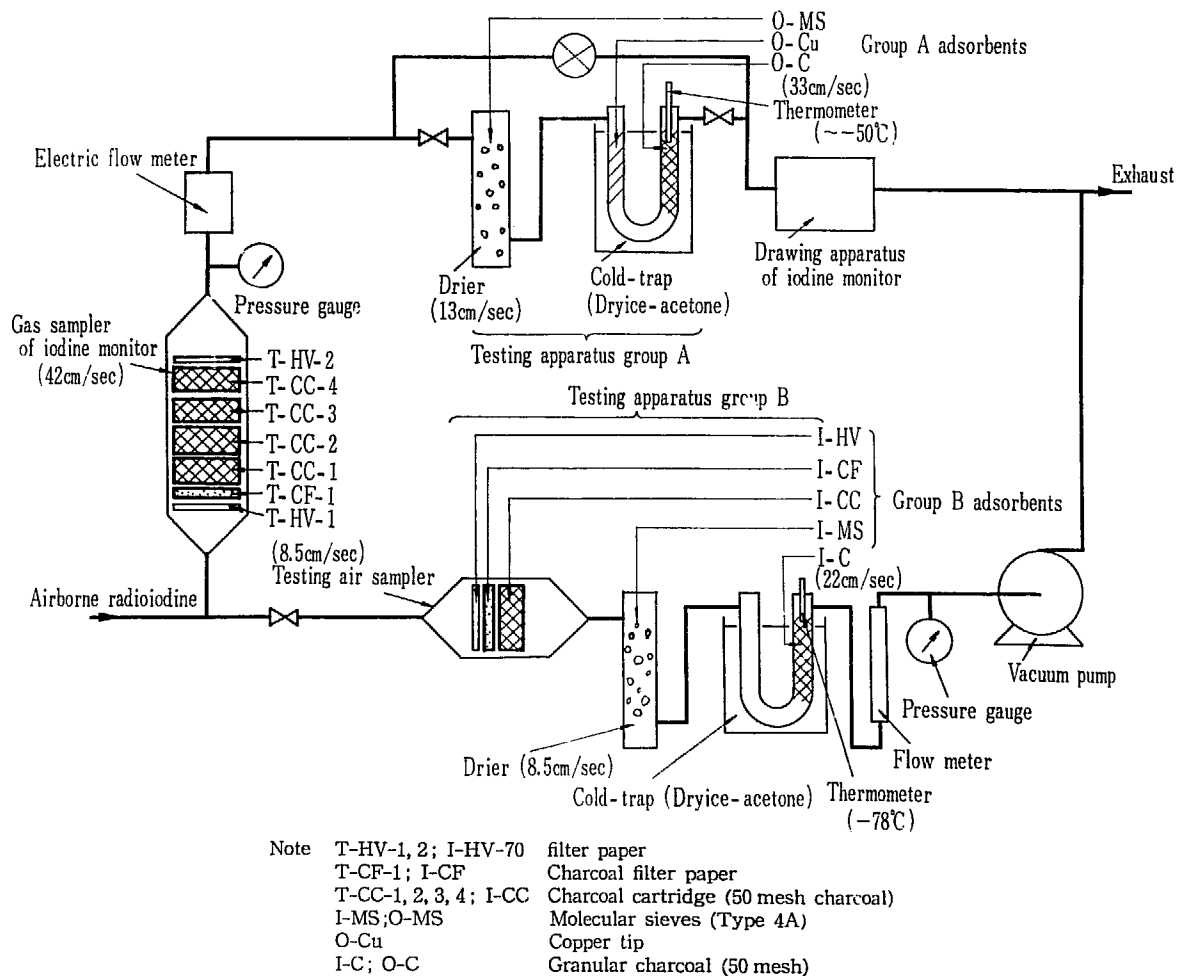


Fig. 2-24 Schematic diagram of apparatus used for airborne radio-iodine monitoring

紙 3~4 枚程度の空気抵抗に相当する。流量率に対する捕集効率はまだ明確にされていないので、流量率は 5~100 l/min の間任意に設定できるようにした。

Fig. 2-24~2-27 および TABLE 2-13 は原研 RI 試験工場でヨウ素製造中大気放出されるヨウ素(^{131}I)ガス*を使用して性能試験をおこなったときの図表である。使用したヨウ素ガスは排気フィルタを通過する前のもので、比較的吸着され易いと考えられているものである。Fig. 2-24 にその実験装置を示す。図中実験装置グループ A は試作ヨウ素モニタのガス捕集器を透過するヨウ素ガスを測定するためのもので、グループ B は流入ヨウ素ガス濃度を求めると同時にヨウ素ガスのある程度の性状を調べるためのものである。試験は 2 回に分けておこない、第 1 回目はヨウ素放出の初期の時点のヨウ素ガス濃度が急激に変化する過渡時における試験で、第 2 回目は比較的ヨウ素ガス濃度が安定した時点でおこなった。その結果、時間積分ヨウ素捕集効率は Fig. 2-25 に示す通りとなった。また、TABLE 2-13 に示す通り、活性炭口紙および第 1 段カートリッジとに捕集されたヨウ素は濃度変化時で試作の捕集器内に装着された捕集剤全体の約 85%

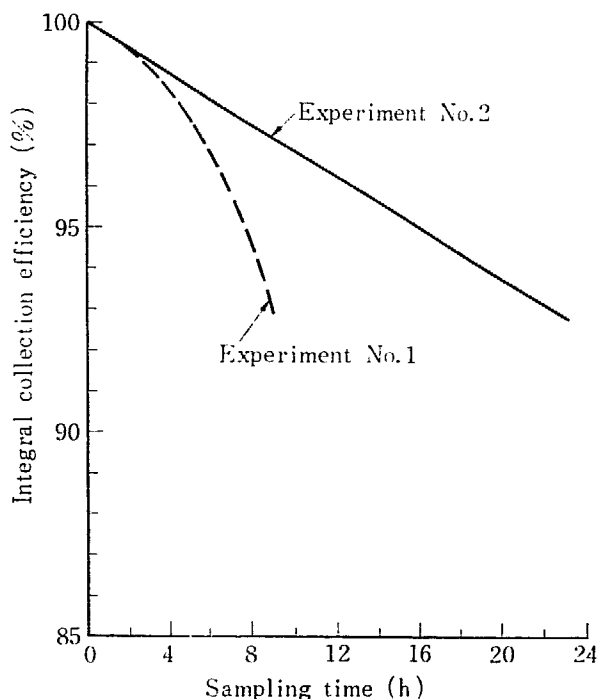


Fig. 2-25 Relation between sampling time and integral collection efficiency of gas sampler of the radio-iodine monitor for air-borne radio-iodine

(9時間捕集)、濃度が一定の場合約 96% (24時間捕集)であった。最後端に装着された塵埃口紙で捕集されるヨウ素は全体に比較して非常に少ない。したがって、吸着剤として使用した活性炭の粉末が捕集器から抜け出す懸念があり問題とされてきたが、あまり影響していないことがわかった。また、試験中のヨウ素ガスは、Fig. 2-26 に示す通り最前段の活性炭口紙上に大部分吸着されていることから比較的吸着され易いものであることがわかる。試作捕集器より透過するヨウ素ガスは実験装置グループ A 上で Fig. 2-27 の通りの分布を示す。

試験中、同時に Te-131 m の放出があったので、それに対する性能をも検討した。Te-131 m は Cold trap の活性炭でのみ検出され、ほかに検出されなかった。検出限界があるのでそれを考慮し解析してみた結果 Cold trap

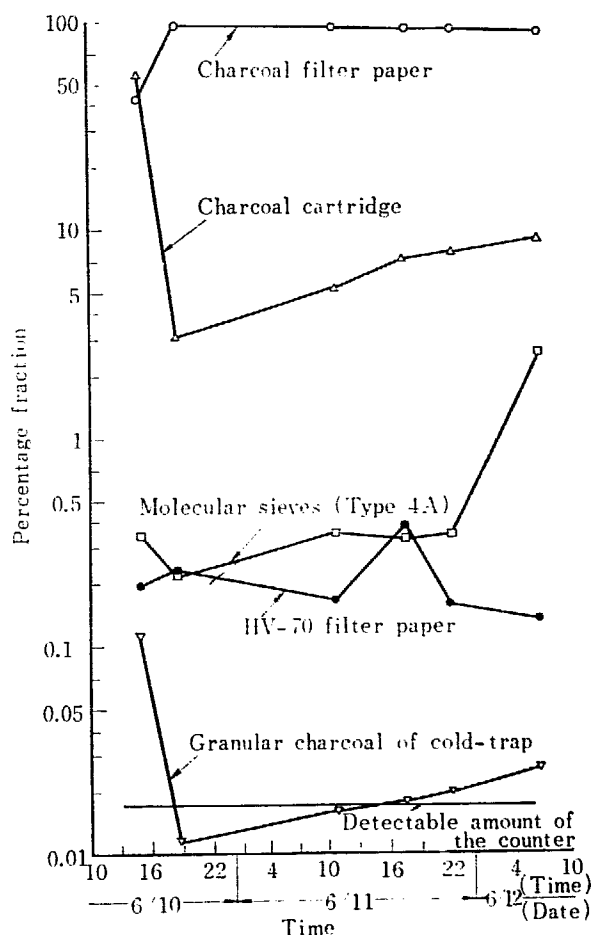


Fig. 2-26 Distribution of radio-iodine on group B adsorbents as a function of time

TABLE 2-13 Distribution of radio-iodine on gas sampler

Experiment	Adsorbent						
	Dust filter paper-1 (HV-70)	Charcoal filter paper	Charcoal cartridge-1	Charcoal cartridge-2	Charcoal cartridge-3	Charcoal cartridge-4	Dust filter paper-2 (HV-70)
No. 1 (%)	0.13	82	3.6	0.53	4.9	8.2	—
No. 2 (%)	6.4×10^{-2}	91	5.6	1.2	0.91	0.87	4.8×10^{-4}

* このヨウ素の製造については、JAERI 5015「保健物理安全管理部の活動」, No. 8, p. 189 (1965年度) にその概略説明があるので参照されたい。

以外のもものではその捕集効率は 10% 以下であった。

以上述べてきた通り、この試作ヨウ素モニタでは、ヨウ素ガスは、活性炭カートリッジ 4 コまで装着し、流量率 50 l/min にした状態で、常温常湿における捕集効率は、かなり長時間でも 90% 以上あるものと考えられる。また、塵埃は紙 1 枚、活性炭口紙 1 枚および活性炭カートリッジ 1 コの場合でも 80% 以上の捕集効率を得ることができるものと思われる。しかしながら、ヨウ素のガス形状が変わるとその捕集性能はかなり異なったものになると報告されており、以上のごとき性能試験で満足できるものでないことはいうまでもない。今後、さらに異なった条件でヨウ素ガスの放出があるものと予想されるので、そのつど試験をかさねていきたいと思っている。なお、Te-131 m に対する性能はほとんどないが、当面放射線管理上問題となるほど多くの Te が放出されるとは考えられないので、特に問題として取り上げてはいない。(奥山)

参 考 文 献

- 1) 三戸規生, 奥山 登, 上沢輝夫: 第 6 回炉物理・第 4 回炉工学合同分科会予稿集 (C-79), (1966)
- 2) A. E. J. EGGLETON, W. J. MEGAW and J. B. MORRIS: AERE-R 3412 (1960)
- 3) W. J. MEGAW and F. G. MAY: *Reactor Science & Technology*, 16, 427~436 (1962)
- 4) J. B. MORRIS and H. RUMARY: AERE-R 4219 (1963)
- 5) D. C. STEVENS and R. F. HOUNAM: AERE-M 1089 (1963)
- 6) S. KITANI: JAERI-memo No. 2192 (1966)
- 7) D. H. F. ATKINS and A. E. J. EGGLETON: AERE-M 1211 (1963)
- 8) CONF-650407, Vol. 1, 2 (1965)

2.3.7 10 cm ϕ ×10 cm 井戸型 NaI (TI) の計数効率

10 cm ϕ ×10 cm 井戸型 NaI (TI) を用いて γ 線放射核種の定量を行なうために、試料の体積と計数効率との関係について調べた。内径 1.0 cm, 高さ 12 cm, 厚さ 1 mm のポリエチレン容器に入れた液状の試料を NaI (TI) の中央に設けられた直径 1.25 cm, 深さ 6 cm の井戸に挿入して測定する。測定された γ 線スペクトルについて、全吸収ピークの半値幅内の計数率によって定量する。この計数率をとる場合の計数効率をピーク計数効率とし、点線源に対するピーク計数効率 $\eta_{\text{point}}(E)$ を IAEA 標準線源を用いて測定した結果を Fig. 2-28 に示す。

ピーク計数効率は γ 線のエネルギー E に依存するばかりでなく試料の体積 V にも依存する。いま、エネルギー E の γ 線に対して試料体積が V および 1 cm³ の場合のピーク計数効率をそれぞれ $\eta(E, V)$ および $\eta(E, 1)$ とし、その比を $\varepsilon(E, V)$ とすれば

$$\eta(E, V) = \eta(E, 1) \cdot \varepsilon(E, V) \quad (1)$$

$$= k(E) \cdot \eta_{\text{point}}(E) \cdot \varepsilon(E, V) \quad (1)'$$

となる。ここで $k(E)$ は点線源に対する体積 1 cm³ の線源のピーク計数効率の比である。⁸⁵Sr (0.513 MeV) およ

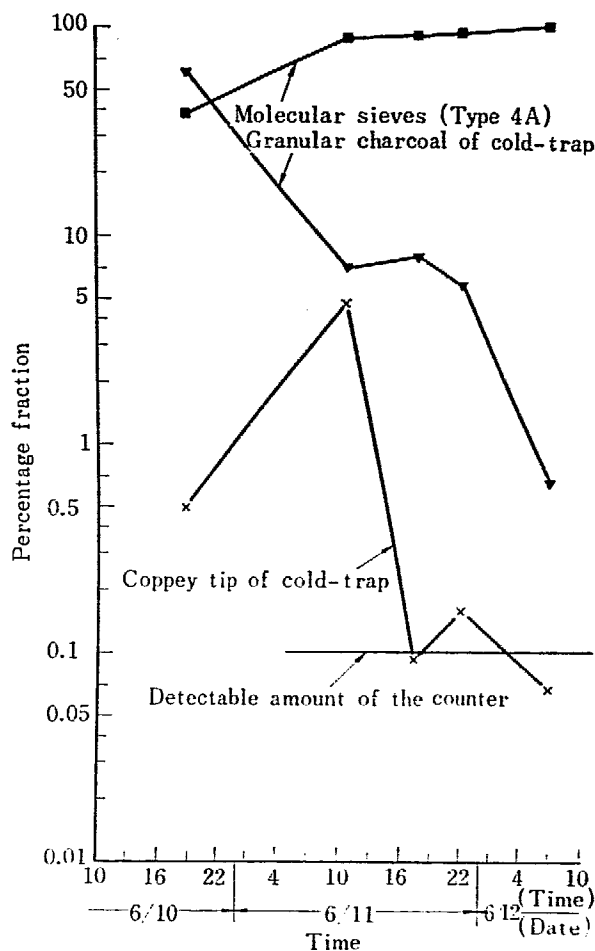


Fig. 2-27 Distribution of radio-iodine on group A adsorbents as a function of time

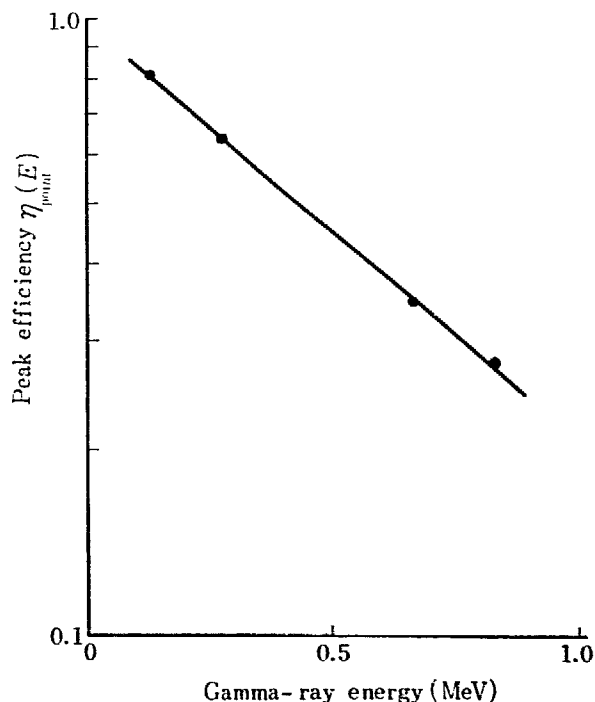


Fig. 2-28 Peak efficiency of 10 cm ϕ ×10 cm well type NaI(Tl) for point source. Peak efficiency was obtained by taking the counts in the half-value width of a photo peak

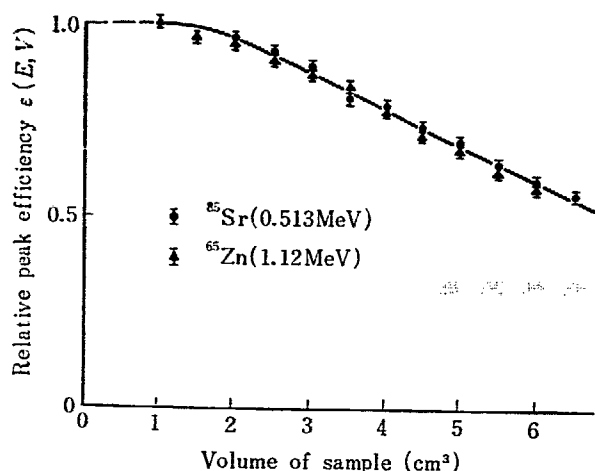


Fig. 2-29 Relative peak efficiency vs. volume of sample

び ^{65}Zn (1.12 MeV) の γ 線について、 1 cm^3 の体積線源を基準とした相対ピーク計数効率 $\varepsilon(E, V)$ を Fig. 2-29 に示す。この $\varepsilon(E, V)$ の値は 1 ml の液状線源に 1 ml ずつ蒸留水を加えながら γ 線スペクトルを測定し、各スペクトルの全吸収ピークの半値幅内の計数率から得たものである。線源の体積が 1 cm^3 以下の場合にはほぼ点線源と考えられ、 $k(E)$ の値は 1 にきわめて近い。したがって、ピーク計数効率として Fig. 2-28 の $\eta_{\text{point}}(E)$ と Fig. 2-29 の $\varepsilon(E, V)$ の積を用いても核種の定量には大きな誤差を生じないといえる。なお、 $k(E)$ の評価、エネルギー範囲を拡げての $\varepsilon(E, V)$ の測定をおこなう予定である。(岩谷)

2.3.8 パルス整形回路の試作

構内、構外非常用モニタリングポスト装置は全ポストの建設が終り、1966 年度からはルーチン業務として運転されている。装置の安定性はきわめてすぐれており、故障事故もわずかであった。しかし、有線長距離伝送をおこなっているため伝送線路沿線から雷空電などの誘導雑音を受け、これによるミスアラーム事故が起った。この事故は信号多重伝送方式により受端（中央監視室）で波形選別をおこない、ディスクリレベルも高い構外ポストに比較して、GM 管の出力信号を直送している構内ポストに多く起った。なかでも信号を送端で増幅（電流利得 8 倍）しているポスト (MP 4, 5, 6, 7) より、GM 管の出力をそのまま長距離伝送させているポスト (MP 1, 2, 3, 8, 9) の事故が目立った。

アラームが原子炉事故に結びつく非常用モニタリングポストの使命からしても、こうしたミスアラーム事故は極力避けねばならない。

この対策としてこれらの雑音のレベルを測定した結果、数百 μA のオーダーであることが判明した。装置のディスクリレベルは $100\text{ }\mu\text{A}$ または $250\text{ }\mu\text{A}$ に設定してあるので、このためにミスアラーム事故が起ると考えられる。これら雑音との S/N 比を改善するためには、送端の信号レベルを大きくするのが最も容易であり、安価でもある。そこで Fig. 2-30 に示す回路を試作し、送端

に取付けた。

GM 管からの十分に鋭い電流パルスで初段の Tr1 で増幅（電流利得約 15 倍）し、次段の単安定ブロッティングオシレータを起動する。ここで GM 管の出力パルスは規定のパルス幅の矩形波パルスに整形される。これで得られた大電力パルスを高圧に重畳して中央監視室に伝送する。

試作器は PNP 型と NPN 型のトランジスタを用い Tr1 の動作点は cut-off に近づけ、オシレータは常時 cut-off にあるのでその消費電流は非常にわずかで、1 キロサイクルの入力に対して 1 mA 以下である。モニタリングポストの検出端のように電源のない場所でも乾電池による長時間の駆動は十分に可能である。

単安定ブロッティングオシレータを用いた利点としては、簡単な回路構成と一個のトランジスタで、立上がり、立下がりの急激な大振幅出力パルスが低いインピーダンスで発生でき、また温度変化の激しい野外で動作に対しても比較的出力パルスの変動が小さいことなどである。

Tr2 のベースには任意の E_2 を加えることにより、出力パルス幅の調整とともにトリガ感度を変え、ディスクリ作用を持たせている。

ブロッティングトランスの性能は出力パルスの特性を大きく左右する。試作ではドロイダル形 H_{53}A 材フェライトコアを用い、巻線はバイファイラ巻、巻数比は 10:3 である。

オシレータのトリガ感度は $E_2 = 0.4\text{ V}$ のとき 1.5 mA であって、試作回路の電力利得は約 100 倍である。送端でのパルス振幅は 6 V 、パルス幅は $8.0\text{ }\mu\text{sec}$ 、立上がり時間 30 nsec 、立下がり時間 100 nsec ときわめて特性の良いパルスが得られた。このパルスを約 1 km 電流電送した受端でのパルス波形は振幅 5.0 V 、幅 $8.0\text{ }\mu\text{sec}$ 、立上がり時間 150 nsec 、立下がり時間 180 nsec と減衰および歪みの少ない良好なパルスが観測された。

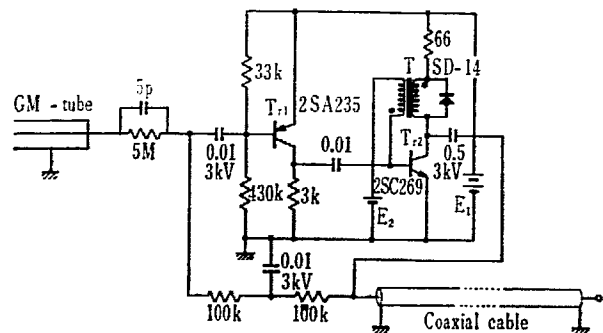


Fig. 2-30 Improved pulse shaper circuit for monitoring post

伝送距離を 1 m, 1 km, 1.5 km にしておののプラト特性を測定比較したが、わずかに立上がり部分に変化が認められたほかは問題のない良好な特性が得られた。

出力信号源が大きく、減衰も少ないので受端での増幅

は必要ないほどで、ディスクレベルは 10 mA に設定して十分に安定な計数をした。直送に比較して入力感度は約 1/100 に低下させられるので空電などによる誘導雑音はほとんどカットできるものと思われる。(間辺)

2.3.9 中性子散乱測定

速中性子線用サーベイメータの校正は一般には標準中性子線源、たとえば RaD+Be, Am+Be, Pu+Be など比較的半減期の長いものを用いて逆二乗の法則などにより中性子線束を求めておこなう。中性子線の場合には周囲の壁や床などによる散乱が問題となり、おのずと逆二乗の法則の成立するための制約ができる。

厚さ 6.5, 3.5 および 1 cm のパラフィンモデレータを取付けた BF₃ 比例計数管によって線源-検出器間の距離と計数率との対応を実験室内で求めたものを Fig. 2-31 に示す。これから明らかなように逆二乗の成立す

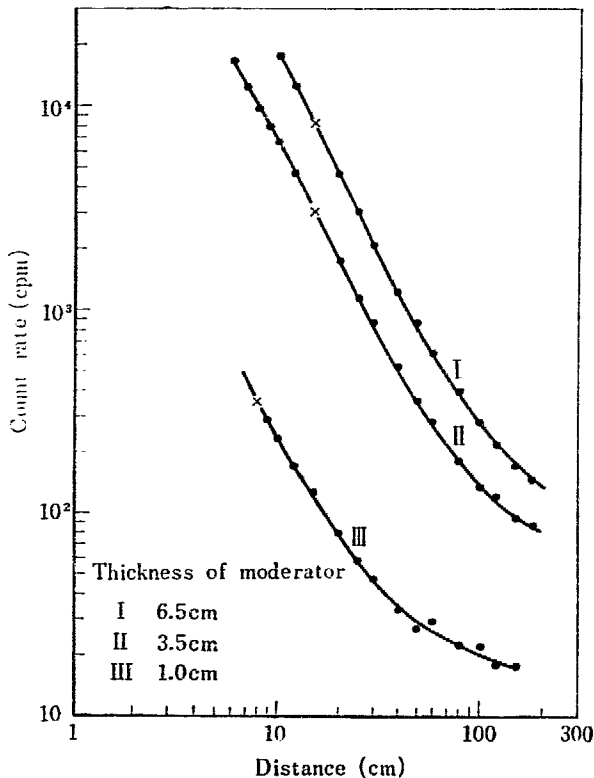


Fig. 2-31 Relation between count rate of paraffin moderated BF₃ counter and distance to Am+Be neutron source

る範囲はきわめて限られて、ただだか 20 cm 位の区間でしか適用できない。このことは中性子線源を用いて校正をおこなう場合に注意しなければならない。

この散乱の程度を表わすために散乱係数 B を次のように定義し、距離と散乱係数との関係を Fig. 2-32-a

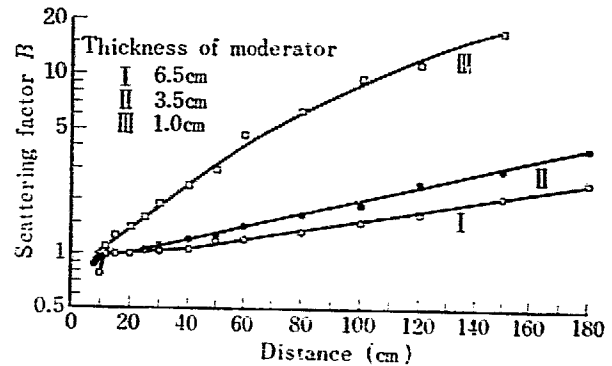


Fig. 2-32-a Scattering factor B vs. distance from neutron source to paraffin moderated BF₃ counter at calibration room

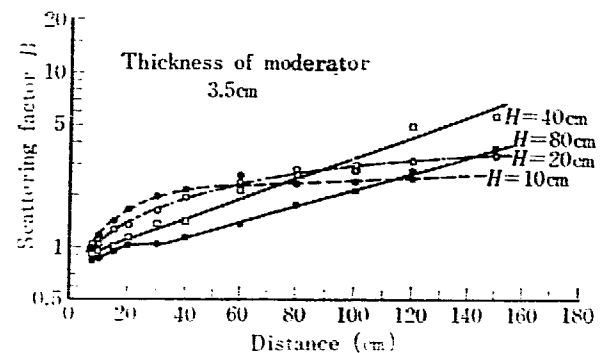


Fig. 2-32-b Scattering factor B vs. distance to detector of paraffin moderated BF₃ counter of various heights above floor

に示す。

散乱係数

$$B = \frac{\text{計数率 (cpm)}}{\text{中性子線束密度 (n/cm}^2\text{·sec)} \times \text{感度 (cpm·cm}^2\text{·sec/n)}}$$

同様の測定を厚さ 3.5 cm のパラフィンモデレータについて、実験室の床からの高さ H をパラメータとしておこなうと Fig. 2-32-b のような結果が得られる。これらの結果は実験室の大きさや遮蔽の有無など周囲の状況によって大きく変動するので、おののこの設備によって固有のものとなる。

したがって、速中性子線による種々の測定器の校正は以上の結果が示すように逆二乗の法則の成立する範囲でおこなうか、またはこれら散乱の補正をして基準化しなければならない。(神永)

2.3.10 ダストモニタ用排気ポンプの改良

従来使用されていた給油自己潤滑性排気ポンプはシンクロモータで自動的にロータとケーシングとの間に潤滑油を流し焼付きを防止しているが、最近のおもな故障は自動給油用シンクロモータの故障による油切れでロータとケーシング間の焼付きを起したものである。また定期的に潤滑油の補給の必要があり、油により本体および床などが汚れるという欠点がある。そこで潤滑油を必要としないオイルレス型排気ポンプについて検討を進めてきた。

無給油で使用するスライドベーンに適した材料数種類について200時間の連続試験をおこない摩耗の程度を比較した。その要点をTABLE 2-14に示す。以上の試験の結果7F, 72MXの材料が特に良好と結論し寿命試験をお

TABLE 2-14 Worn-out rate of vane

Material	Flow rate	Worn out rate*
Carbon vane 1 F	260 l/min	3.45
" 3 F	265	4.31
" 7 F	285	1.98
" 72 MX	270	
Lubricated bakelite vane	270	1.0

* This rate was compared with the degree of worn-out of the bakelite vane.

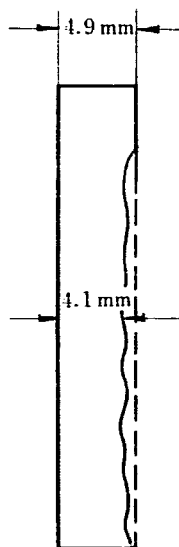


Fig. 2-33 Carbon vane 7F (worn out)

こなった。真空度 300 mm Hg にて 100 Nl/min の排気ポンプ KR-310 型 (Fig. 2-33 にその構造を示す) で連続運転試験をおこない、その結果 5,000 時間経過後 7F, 72MX とともに性能は良好であったが、7F は摩耗の進行が認められた。そののちさらに 72MX について連続運転試験を続け、その結果 10,000 時間連続運転したもので、ほとんど肉眼で認められぬほど摩耗が少なく優れていることが判明した。

カーボンベーン 7F を KR-310 で 5,000 時間連続運転したものを Fig. 2-33 に示す。

7F と 72MX のおもな機械的性質を示すと 7F は樹脂含浸、硬度 80 ショア、圧縮強さ 1,500 kg/cm²、抗抗力 550 kg/cm²、抗張力 250 kg/cm²、使用最高温度 170°C、熱膨張係数 $7 \times 10^{-6} \text{ }^{\circ}\text{C}^{-1}$ 、比重 1.80、72MX は固形潤滑剤含浸、硬度 88 ショア、圧縮強さ 2,000 kg/cm²、抗抗力 770 kg/cm²、抗張力 300 kg/cm²、使用最高温度 350°C、熱膨張係数および比重は 7F と同じである。以上のように 72MX が機械的性質が優れている。なお熱膨張係数はケーシングのそれ (*鉄の熱膨張係数 $11 \times 10^{-6} \text{ }^{\circ}\text{C}^{-1}$) より低く熱膨張による焼付きは起こらない。

現在 KR-310 型ポンプに 72MX を装着した無給油式排気ポンプは良好に動作している。 (原)

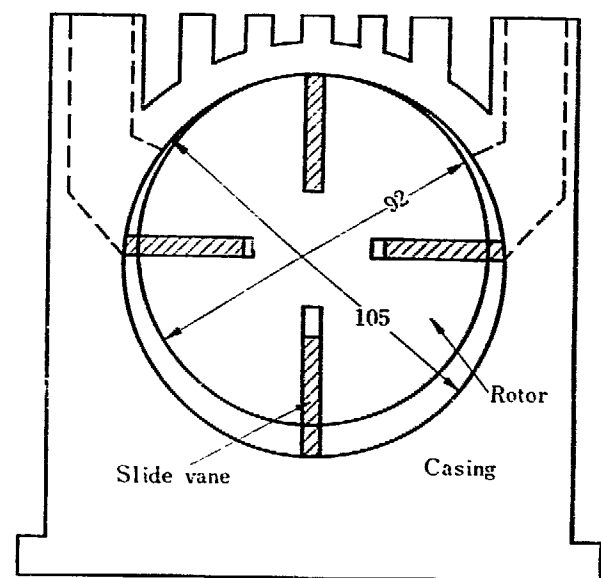


Fig. 2-34 Dimension of the rotary pump (KR-310)

2.4 体内放射能

Bioassay

In Bioassay Section, ^{131}I in the thyroid has been determined using a non-collimated NaI crystal placed near the thyroid. In this case, determination of the ^{131}I in the thyroid needs two countings. The first counting is for the whole body. The second is for the parts of the body other than the thyroid which is obtained by shielding the thyroid with lead. Thus, the ^{131}I in the thyroid will be obtained as the difference between the two countings. However, in Bioassay Section, to save time, only the first counting has been made which includes some contributions from the parts other than the thyroid. This makes some errors. These errors were checked using a phantom on the assumption that ^{131}I distributed uniformly in the whole body other than the thyroid. As the result, it was found that if the fraction of ^{131}I in the thyroid of that in the whole body, f_2 , is more than 0.5, the error is less than 20 %.

2.4.1 概要

甲状腺に沈着した ^{131}I を定量するに当って、体内放射能課では、甲状腺にコリメートしない NaI を接近させて計測を行なっている。人体では、 ^{131}I は甲状腺以外にも分布しているので、この部分からの NaI への寄与が誤差の原因となる。ファントムを使ってこの寄与を求めてみると、甲状腺に全身中の量の 50% 以上が集中して

いる場合は、その誤差は 20% 以下である。

なお、5 インチ直径 $\times$ 4 mm 厚の NaI が測定器としての調整を完了し、 β 線および ^{239}Pu の X 線の検出が可能となった。今後に残された問題はその校正方法である。
(藤田(稔))

2.4.2 ^{131}I の甲状腺測定法の検討

甲状腺に沈着した ^{131}I の測定に当っては、被検者を寝台の上に仰臥させ、8" ϕ $\times$ 4" NaI(Tl) を甲状腺の上方(首の後面より 20 cm の距離)に近づけて計測をおこなっている。校正には理研製甲状腺ヨウ素測定用ファントムと、約 50 m μ Ci の ^{131}I 模擬線源を用いているが、実際の甲状腺内 ^{131}I の定量の誤差の原因として考えられるものは、被測定者の体格の違い、甲状腺と検出器との距離の変化、さらに甲状腺以外の部分に沈着した ^{131}I の検出器への寄与などである。これらの要因をいろいろな条件のもとに検討した結果を記す。

甲状腺の平均的な大きさは既知であるが、製作が困難なため、本体はアクリル・スチロール合成樹脂、蓋はポリエチレンで作られた直径 6 cm、容量 20 ml の薄い円筒型の容器を甲状腺ファントムとし、それに身長 165 cm、

体重 58 kg の標準ファントムを使用して、実際の測定状態をできるかぎり再現して、Fig. 2-35 に示す幾何学的効率によって実験を進めた。

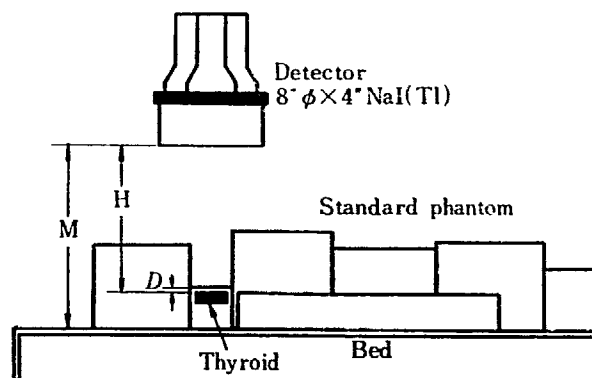


Fig. 2-35 Geometry of thyroid measurement

(1) 鉛直線上の測定距離の変化

甲状腺ファントムに $50 \text{ m}\mu\text{Ci}/20 \text{ ml}$ の ^{131}I 溶液を満たし、首の部分に挿入し、明確でない皮膚表面から甲状腺までの距離 D をパラメータとして、検出器から甲状腺までの垂直軸上の距離 H を $5 \sim 20 \text{ cm}$ 変化して測定した。その結果を Fig. 2-36 に示す。 D の変化によって計数値の差が明らかに認められ、実際の測定距離 H : 約 12 cm , D : 1.5 cm と仮定すると、当距離を中心に D を $\pm 0.5 \text{ cm}$ 変化すると、計数値は $+6.2\% \sim -9.5\%$ 変化し、 H に対しては $\pm 2 \text{ cm}$ の変化により $+16.8\% \sim -23.0\%$ の誤差が認められた。

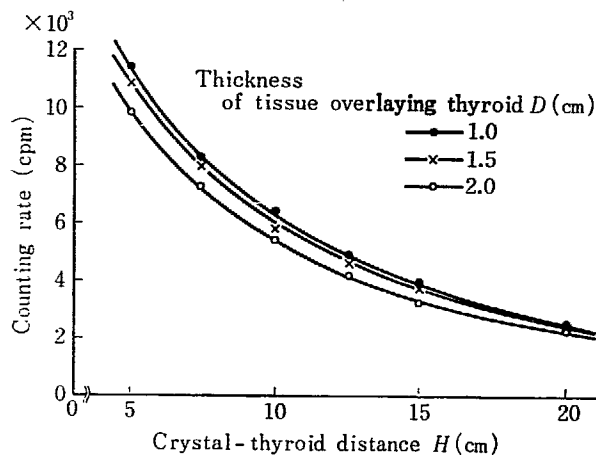


Fig. 2-36 Relationship between vertical distance and counting rate

(2) 水平軸上の測定距離の変化

甲状腺ファントムとその中の ^{131}I 溶液は、実験 1) と同じである。 D : $1.0, 1.5, 2.0 \text{ cm}$, H : $5, 10, 15 \text{ cm}$ をパラメータとして、水平軸の距離 S を $0 \sim 80 \text{ cm}$ まで変化しておこなった。その結果を Fig. 2-37 に示す。 S を 30 cm 以上移動すると、 D, H の差はほとんどみられないが、 D : 1.5 cm の距離において、 S を 5 cm 変化すると、 H : 10 cm で 14.5% , H : 15 cm で 8.7% の誤差を示している。同図にみられるように D, H を変化すると数%の範囲で、測定誤差が変動している。

実験 1), 2) における測定距離の変化に対する上記の誤

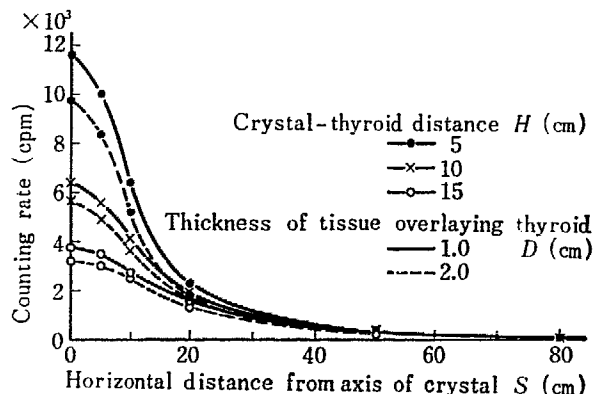


Fig. 2-37 Relationship between horizontal distance and counting rate

差は、予想しうる最大値であり、実際の測定においては誤差は 10% 以内であろう。

(3) 甲状腺以外の部分に沈着している

 ^{131}I からの寄与

20 ml の甲状腺ファントム内の ^{131}I 溶液の強さを、 $5, 20, 50 \text{ m}\mu\text{Ci}$ と変え、また甲状腺以外の全身量は $10, 20, 40 \text{ m}\mu\text{Ci}$ とした。全身用の標準ファントム内では ^{131}I は均一に分布しているようにした。甲状腺中の ^{131}I 量の全身中の量に対する割合 (f_2) は 0.11 から 0.83 まで 6 段階に変化し、 D : $1.0, 1.5 \text{ cm}$, 検出器から寝台までの距離 M : $25, 30 \text{ cm}$ をパラメータとして測定をおこなった。その結果を Fig. 2-38 に示す。 f_2 : 1 を基準に比較すると f_2 : 0.5 で約 1.2 倍、 f_2 : 0.2 で約 2 倍の計数値を求めていることが確認され、 f_2 が小さいほど誤差は大きくなることがわかる。しかし、実際の場合、 f_2 は 0.5 以上 1 に近い値であるため、誤差も最大 $+20\%$ 前後であると思われる。

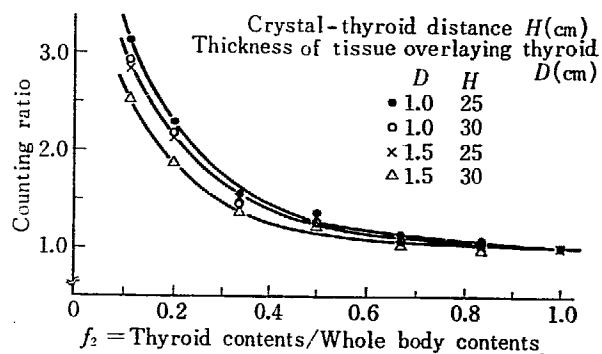


Fig. 2-38 Relationship between f_2 and counting ratio

(4) 遮蔽効果

実験 3) の結果のように、コリメータなしで直径 $8''$ の大きい検出器を使用する場合、目標とする甲状腺以外の部分からの寄与はさけられないものである。この点の改良方法として、鉛板で甲状腺部分を遮蔽した状態と、遮蔽しない状態で 2 回測定をおこない、その差から真の計数値を求めることができる。なお、当方法を用いると Fig. 2-38 から、被測定者の f_2 も求めることができる。 $90 \times 90 \times 12 \text{ mm}$ の鉛板を使用して、直径 15 cm , 容量約 $1,400 \text{ ml}$ の容器の中に上記の甲状腺ファントムを挿入し、実験をおこなった結果、遮蔽効果は甲状腺量、測定距離 D, H にあまり関係なく、 $97.7\% \sim 94.8\%$ であった。

以上の実験結果から、甲状腺上方に検出器をおいて ^{131}I を計数する方法では、測定誤差は、測定距離の決定の不確定さによって 10% 以内、 f_2 の相違によって、最大 20% 以内と思われる。今後鉛板による遮蔽の方法をさらに検討して、より正確な方法を考え、測定をおこなう予定である。

(泉)

2.5 環境放射能

Environmental Survey

There are many difficult problems on the measuring or pre-treatment in the environmental radioactive monitoring, because the monitoring objects usually have quite low radioactivities. Therefore, technical problems are always accompanied with the monitoring program. The problems on the analyses and measurements of environmental materials were discussed on many aspects this year.

The newly developed circuit with a scintillation detector was used for preliminary tests of gamma radiation survey in the environment, and successful results were obtained. These techniques will be adopted in the following years. In addition, studies on the relationship between gamma radiation levels on the monitoring posts and ^{131}I clouds released from the JRR-2, and on electric field intensity of the wireless of the monitoring stations, were carried out.

2.5.1 概要

環境放射能の管理については、低レベルの放射能、放射線の測定が伴うので、測定自体および前処理の段階での技術は非常にむずかしく微妙な点が多い。したがって、多くの管理技術的問題がつねに管理に付随している。この年度では環境試料の放射性核種の分析、測定に関する問題について種々の角度から検討されたし、環境の γ 線移動サーベイには新たに開発されたシンチレー

ション検出器を利用した予備テストは好成績であった。これらの成果は1967年度以降に定常業務に取入れられて行くであろう。またこのほかモニタリングポストの γ 線量率観測値とJRR-2から放出される ^{131}I との関係の比較、モニタリングステーションの無線の強度測定などについて調査がおこなわれた。(伊藤)

2.5.2 環境の γ 線サーベイ方法の検討

環境の γ 線サーベイは高感度で迅速に測定でき、また γ 放射線のエネルギー・照射量あるいは表面汚染の蓄積量を求めることができることが望ましい。そのために入射 γ 線照射量に対するエネルギー特性を平坦化したシンチレーションレオメータを製作し、NaI(Tl)検出器にエネルギー特性を平坦化しないレオメータ(A)と平坦化したレオメータ(B)を接続した測定器を車に積載し、指示値を連続記録しながら走行サーベイをおこなう。観測値には次のような要素が大きな影響を及ぼす。

1) 検出器の方向依存性・取付方向・取付位置、車の遮蔽効果については地上1mで検出器を下向きにして測定した値と比較して約23%減である。したがって、車の屋根の上での観測値にこの割合だけ補正した値が平面地の場合地上の大体の真の照射量率になる。

2) 車のスピードとタイムコンスタントについては、Fig. 2-39に示すようにスピードは遅く、タイムコンス

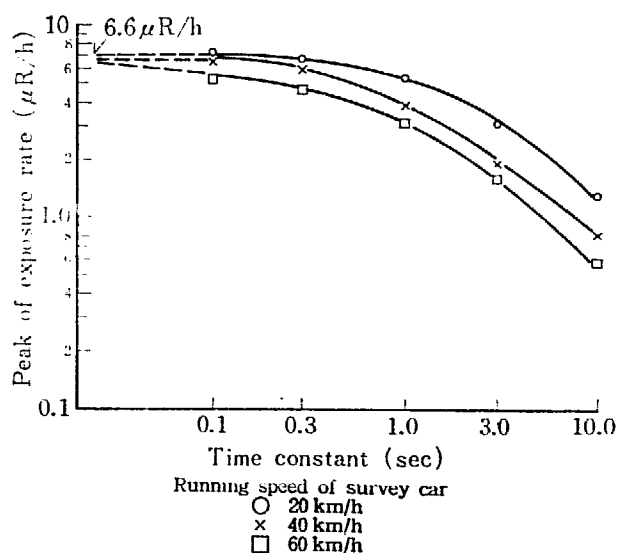


Fig. 2-39 Correlation between time constants and meter reading, depending on running speeds of the survey car

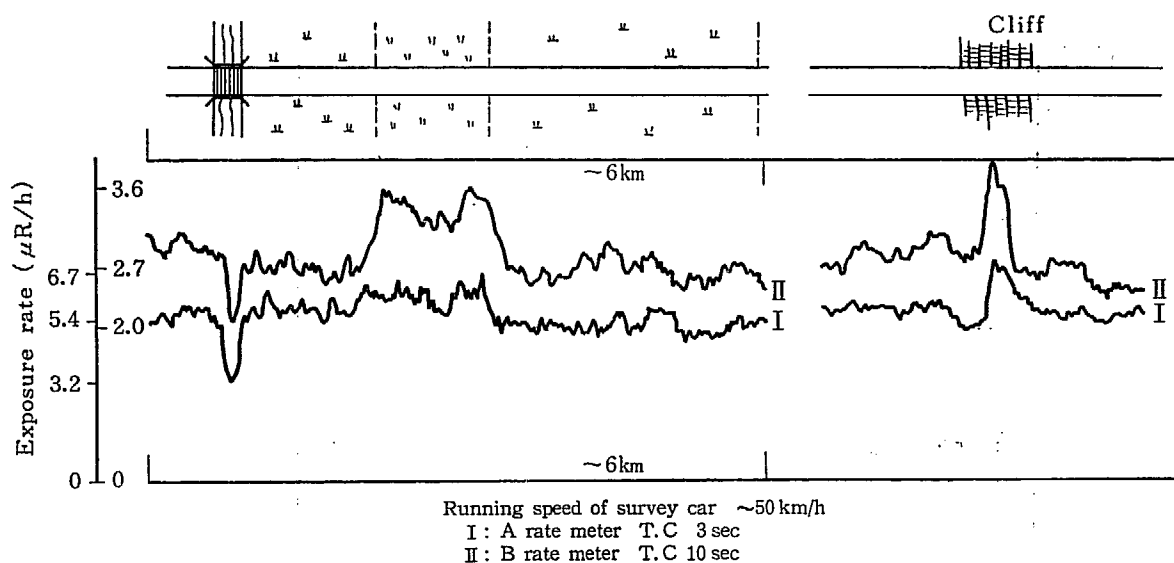


Fig. 2-40 Variation in measured value caused by various environmental conditions such as soil nature and topography

タントは短い方が照射量率の変化に対する応答が良いことが解るが、サーベいの迅速性、記録のふらつきの問題から、走行条件、測定条件はそれぞれ 40~50 km/h, 3~10 秒でおこなう。

3) 地質や地形の違いによる影響は Fig. 2-40 に示すように、1)・2) に起因する影響の程度よりも大きい。しかしこれらの影響があってもサーベいの観測値は次の方法で有効に評価できる。

走行サーベいの場合、同一条件で何回かのサーベいでバックグラウンドの変動を連続記録し、その後のサーベいで異常な変化が観測された場合固定サーベいで正確

な測定をする。また異常が観測されなくても主要な地点 (Check-Point たとえば道路の交差点など) を定めて固定サーベいで正確な測定をする。

以上のことから、今回製作したシンチレーションレートメータを用いた環境のγ線サーベいは、走行サーベいの場合高感度で迅速にできるので緊急時にも十分有用である。また固定サーベいすることにより正確な照射量、表面汚染の蓄積量を求めることができる。また (A), (B) レートメータの値の比から放射線の平均エネルギーを知ることができ、環境のγ線サーベいにきわめて有効である。

(松下)

2.5.3 モニタリング・ポストによる空間γ照射量率の観測

JRR-2 のスタックから大気中に放出された ^{41}A 雲からのγ照射量率をモニタリング・ポストで観測し、観測値と風速・大気安定度を考慮した計算値との合致性を調べた。結果の一例を Fig. 2-41 に示す。図からわかるように

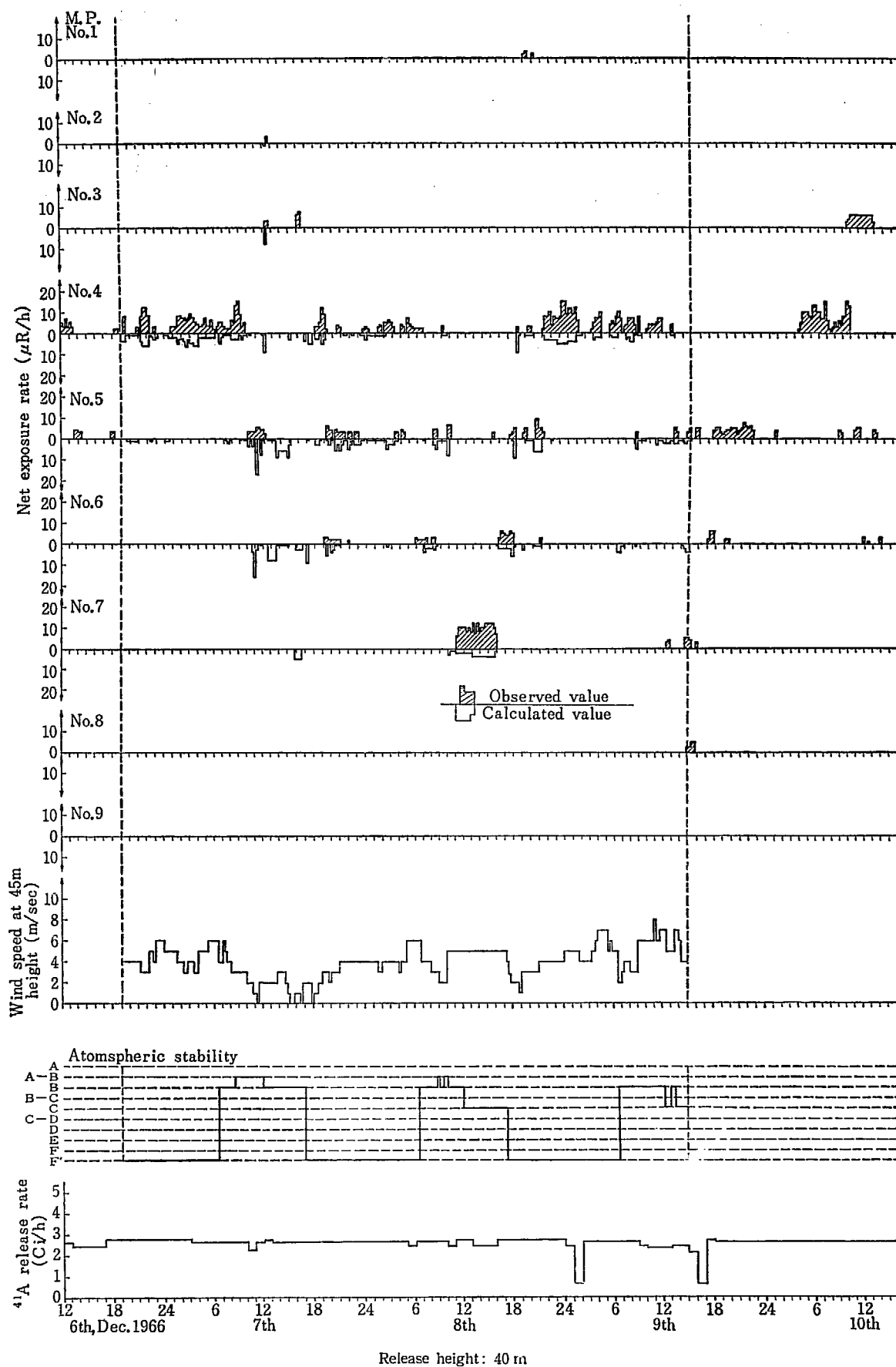
1) 照射量率の変動は風向の変動と大体よく一致して

いる。

2) 観測値と計算値の大きさの合い方は約 2 倍の範囲内である。

3) 風速が小 (約 1 m/sec 以下) では計算値が観測値より大きくなり過ぎる。また風向との合致性がなくなってくる。

(須賀)

Fig. 2-41 γ -exposure rate to ^{41}A cloud released from JRR-2 reactor stack

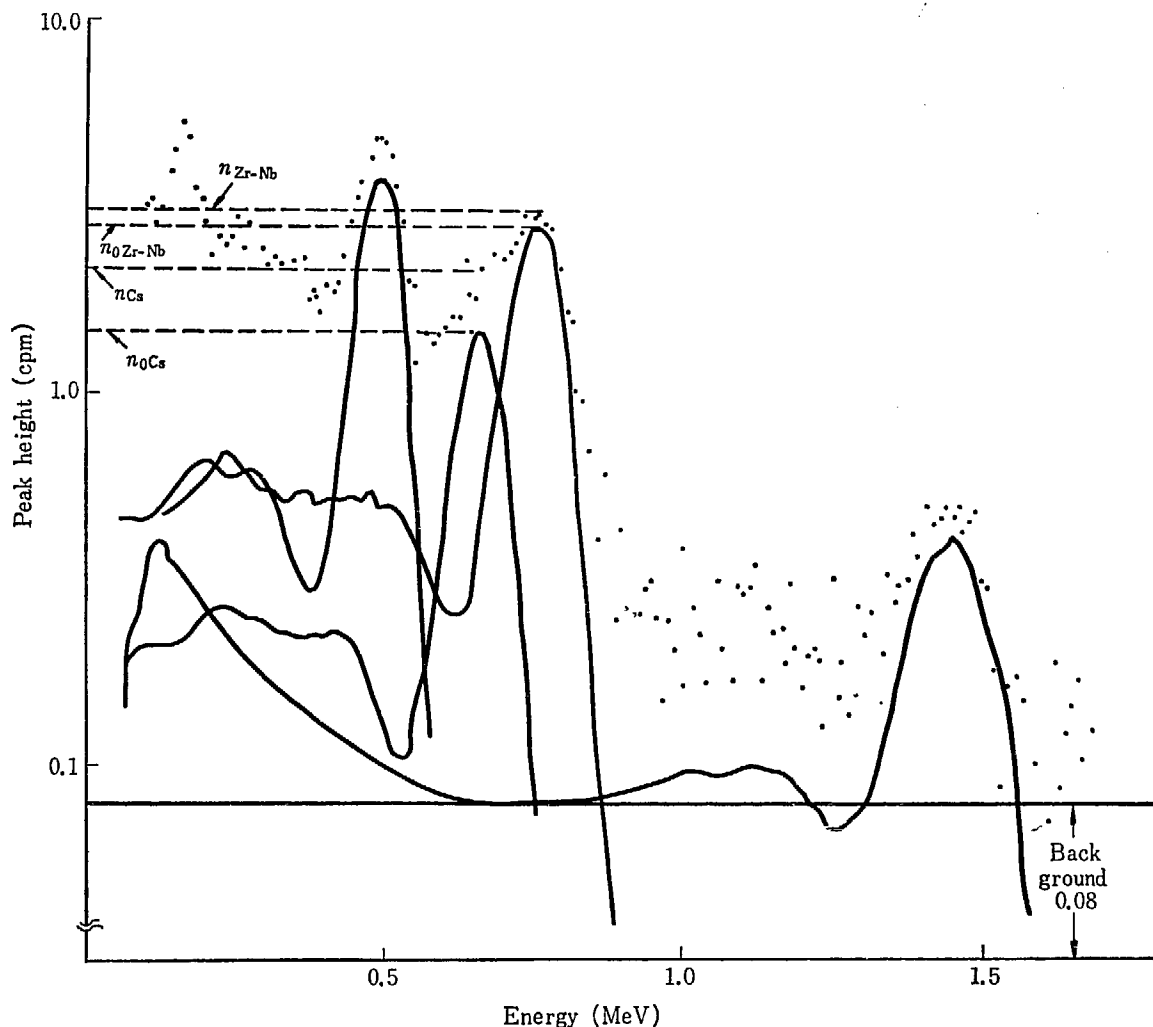
2.5.4 γ 線スペクトル分析のための計算図

核爆発実験で生成される核種のうち、通常大気中に存在する長寿命核種は ^{137}Cs , ^{54}Mn , ^{95}Zr - ^{95}Nb , ^{106}Ru - ^{106}Rh , ^{103}Ru などであるが、 ^{137}Cs , ^{95}Zr - ^{95}Nb などのようにエネルギーが接近し、しかも存在比が同程度の場合の定量は困難である。これを迅速に行なえる計算図の作成を試みた。電子計算機で処理する方法もあるが、含有核種が既知の場合には、本方法でもかなりよい精度で定量できる。

Fig. 2-42 は、エネルギーバンドを 2 MeV/200 ch で測定したときのスペクトルである。 ^{137}Cs および ^{95}Zr - ^{95}Nb のみかけのピーク計数率および真のピーク計数値を、それぞれ n_{Cs} , $n_{\text{Zr-Nb}}$, $n_{0\text{Cs}}$, $n_{0\text{Zr-Nb}}$ として、 $n_{\text{Zr-Nb}}/n_{\text{Cs}}$ から後者を求める。 ^{137}Cs (activity a_{Cs} dpm とする) を含むスペクトルを $c(X_i, a_{\text{Cs}})$, ^{95}Zr - ^{95}Nb ($a_{\text{Zr-Nb}}$ dpm) を含むスペクトルを $c(X_i, a_{\text{Zr-Nb}})$ であらわせば、両者の合成スペクトルは $c(X_i, a_{\text{Cs}}) + c(X_i, a_{\text{Zr-Nb}})$ である。 $(X_i$ は channel

No.). Fig. 2-43 に activity ratio ($a_{\text{Zr-Nb}}/a_{\text{Cs}}$) を 0.6~10 に変えた場合の合成スペクトルを示す。試料は 11 cm ϕ × 1 cm の容積である。両核種の真のピークの計数率は既知である $a_{\text{Zr-Nb}}$, a_{Cs} から得られ、みかけのピークの計数率は Fig. 2-43 の $X_i=66$ および 75 からそれぞれ求められる。

$a_{\text{Zr-Nb}}/a_{\text{Cs}}$ (Activity ratio) と $n_{\text{Zr-Nb}}/n_{\text{Cs}}$ (Apparent peak ratio) $n_{0\text{Cs}}$, $n_{0\text{Zr-Nb}}$ (net peak) の関係を ^{137}Cs のピーク ($X_i=66$) で標準化してしめたのが Fig. 2-44 である。みかけのピーク比 $n_{\text{Zr-Nb}}/n_{\text{Cs}}$ は ^{95}Zr - ^{95}Nb が含まれない場合は ^{137}Cs だけのスペクトルになり、 $c(X_i, a_{\text{Cs}})$ で $c(X_{75}, a_{\text{Cs}})/c(X_{66}, a_{\text{Cs}})=0.045$, 同様に ^{137}Cs が含まれないときは $c(X_{75}, a_{\text{Zr-Nb}})/c(X_{66}, a_{\text{Zr-Nb}})=5.7$ になるので $0.045 < n_{\text{Zr-Nb}}/n_{\text{Cs}} < 5.7$ になる。 $n_{0\text{Cs}}$, $n_{0\text{Zr-Nb}}$ の値が求まると、実験値、あるいは正規分布を仮定したホトピークの全計数値 ($2 \times$ [半値幅]) と効率はおろかじ



sample Feb. 1967
measured April 25, 1967
energy band width 2 MeV/200 chs

Fig. 2-42 γ -spectrum of air dust

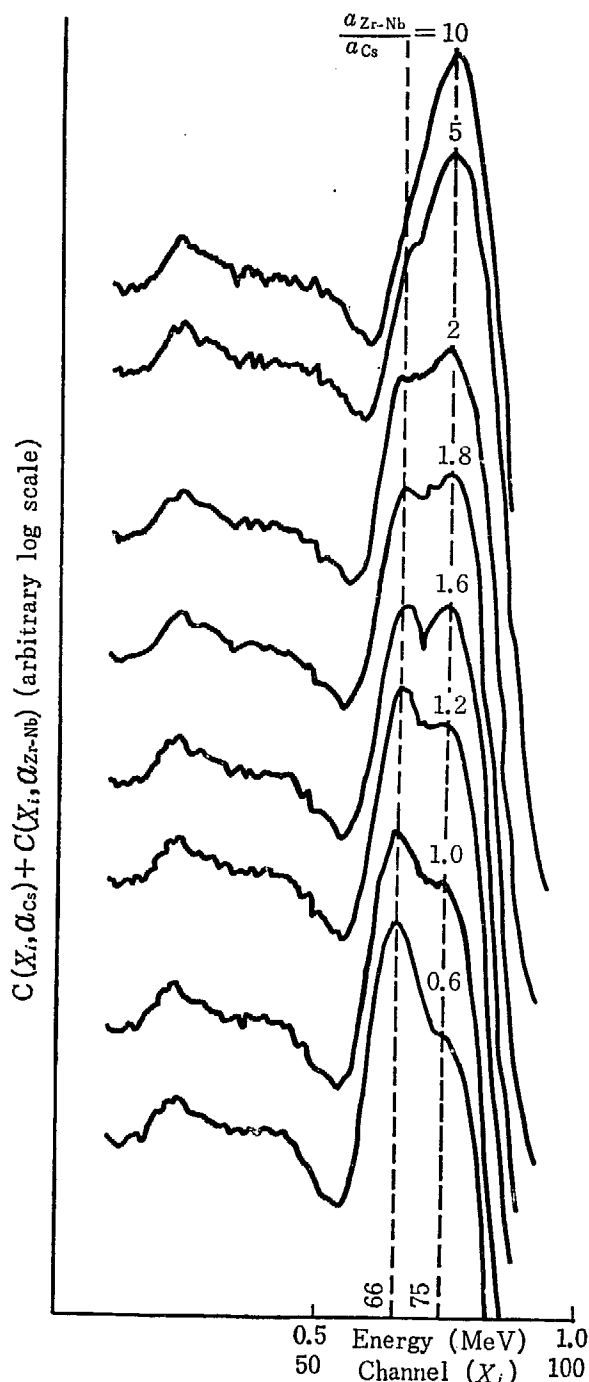


Fig. 2-43 Changes in the mixed spectrum of ^{137}Cs and ^{95}Zr - ^{95}Nb with respect to activity ratio

め求めているので、 a_{Cs} および $a_{\text{Zr-Nb}}$ は求まる。すなわち、次式で求められる値を $n_{0,\text{Cs}}$, $n_{0,\text{Zr-Nb}}$ に乗ずる：

$$\int_{x_0-Dx}^{x_0+Dx} c(X_i, a) dx/\epsilon$$

あるいは

$$2 \int_{x_0}^{x_0+Dx} \frac{A}{\sqrt{2}\sigma} \exp[-(x-x_0)^2/2\sigma^2] dx/\epsilon$$

$4x$ は半値幅、 x_0 はピークの中心、 ϵ は $11\text{ cm}\phi \times 1\text{ cm}$ の容積の試料で $2 \times$ 半値幅 で求めたときの効率。

誤差は、任意のチャンネルの計数率を $n_i(\text{cpm})$ 、計数

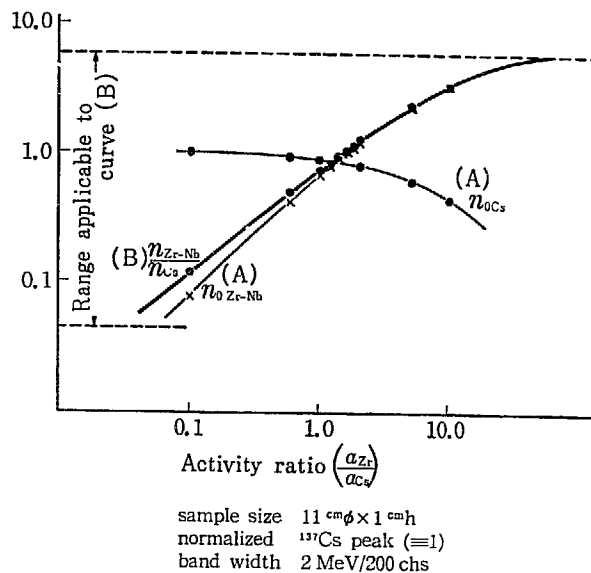


Fig. 2-44 Monograph applicable to ^{95}Zr - ^{95}Nb and ^{137}Cs to obtain net peak of both nuclides from the mixed γ spectra

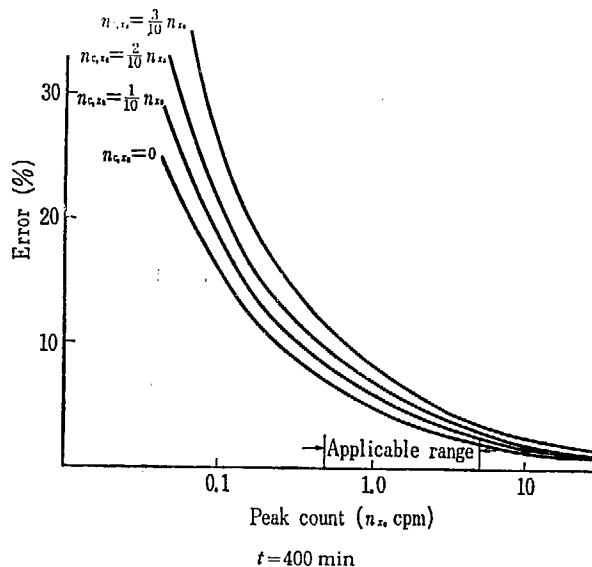


Fig. 2-45 Graph of $\frac{\sqrt{n_{x_0} + \sum n_{ci, x_0}} \times 100}{(n_{x_0} - \sum n_{ci, x_0}) \sqrt{t}}$ (%)

時間を t (min) として、高エネルギー核種のコンプトンの寄与の合計を $\sum n_{ci}$ cpm とすると次式で表わされる。

$$n_i(\text{net}) = n_i - \sum n_{ci} \pm \sqrt{\frac{n_i + \sum n_{ci}}{t}}$$

通常 $t=400$ min で $\sum n_{ci}$ はホトピークの中心値 (n_{x_0}) の値の $1/10 \sim 3/10$ ぐらいである。

Fig. 2-45 は $\frac{\sqrt{n_{x_0} + \sum n_{ci, x_0}} \times 100}{(n_{x_0} - \sum n_{ci, x_0}) \times 20}$ (%) の値を示したものである。 n_{x_0} は 1 cpm 前後であるので、誤差は最大 8% 前後になる。(片桐)

2.5.5 ^{125}Sb の影響による ^{137}Cs の過大評価

γ 線スペクトル分析により、air-dust 中の ^{137}Cs 量を定量するさいに、 ^{125}Sb (半減期 2.7 年) の寄与が問題にな

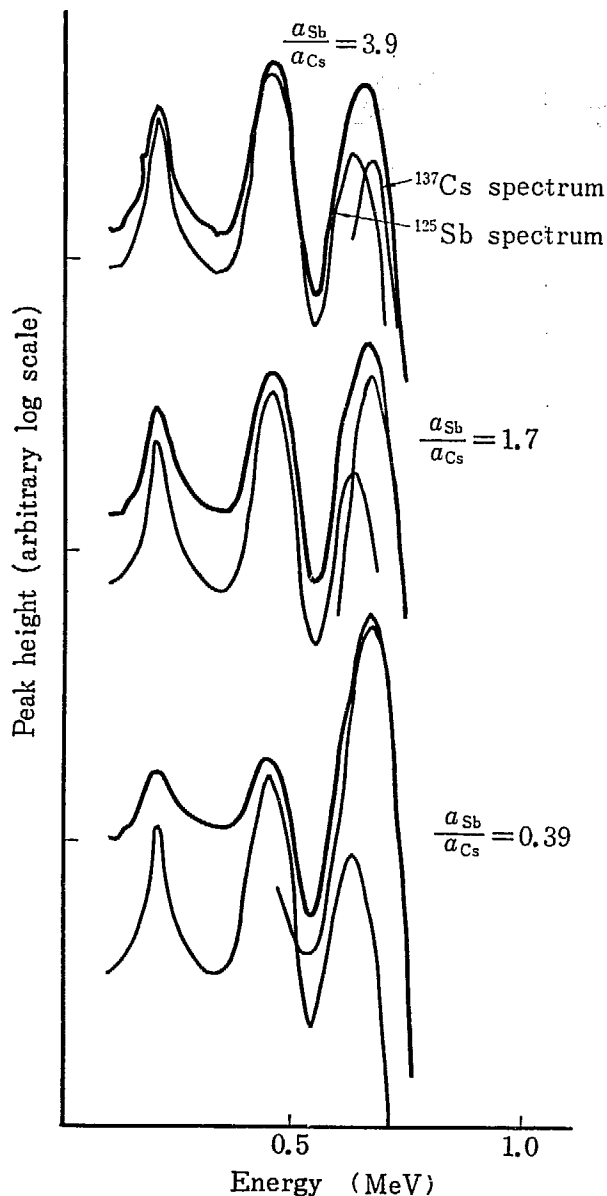


Fig. 2-46 Shift of combined spectrum depending on ratio of Sb activity to Cs ($\frac{a_{\text{Sb}}}{a_{\text{Cs}}}$)

る。これは ^{137}Cs 空気中濃度が低くなると特に著しく、どの程度の過大評価になるかを調べておく必要がある。

Fig. 2-46 は 11 cm ϕ ×1 cm の容器で測定したさいの ^{125}Sb と ^{137}Cs の混合スペクトルである。放射能含有比を算出するにあたっては、 ^{125}Sb の 0.62 MeV の崩壊比は全体の 29% であると仮定した。 ^{137}Cs のピークは ^{125}Sb の量が多くなるに従い低い方にずれる。 ^{125}Sb の ^{137}Cs への影響は、 ^{125}Sb の 0.43 MeV のピークの存在からもわかるが、この ^{137}Cs ピークのずれからもわかる。

Fig. 2-47 は ^{125}Sb の存在による ^{137}Cs の過大評価を示している。 $^{137}\text{Cs} : ^{125}\text{Sb} = 1:1$ のときで 16.5% の過大評価になる。(片桐)

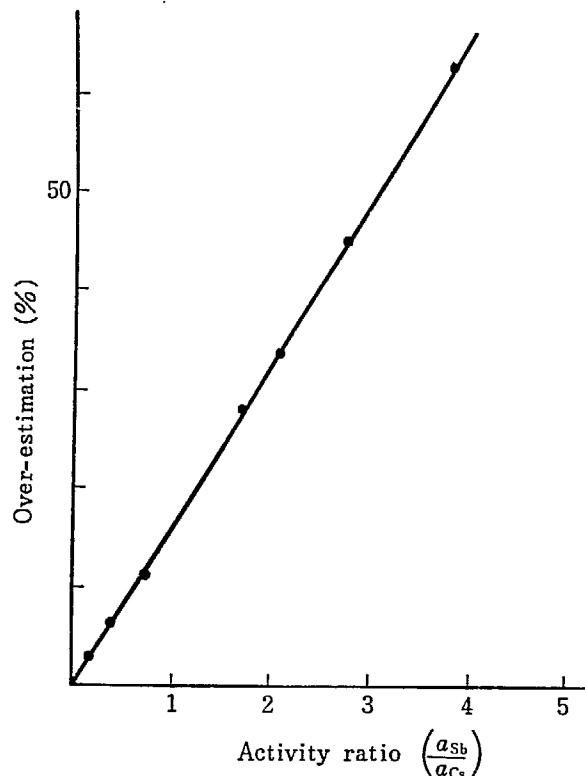


Fig. 2-47 Effect of ^{125}Sb on estimation of ^{137}Cs amount in air

2.5.6 無線電界強度測定

モニタリング・ステーションの大洗移設にあたって現在使用中の周波数 59.81 Mc, 出力 5 W の無線装置で東海と大洗間の通信が確保できるかを、計算および実測により検討した。

計算には次式を使った。¹⁾

$$E \doteq E_0 \frac{4\pi h_1 h_2}{\lambda d} \quad \text{または} \quad P_r \doteq 2.5 \left(\frac{h_1 h_2}{d^2} \right)^2 P_t$$

上式は受信距離が短い場合の近似式である。

E, E_0 : 受信, 送信端の電界強度 (0 dB $\equiv$ 1 $\mu\text{V}/\text{m}$)

P_r, P_t : 受信, 送信端の電力 (0 dB $\equiv$ 1 W)

λ : 波長

h_1, h_2 : 送, 受信端のアンテナ高

d : 通信距離

アンテナ高 (海拔高度) を東海局 50 メートル, 大洗局 10 メートルとする。送信出力 1 W 時の平面大地受信電力は -116 dB になる。東海→大洗を考えると、出

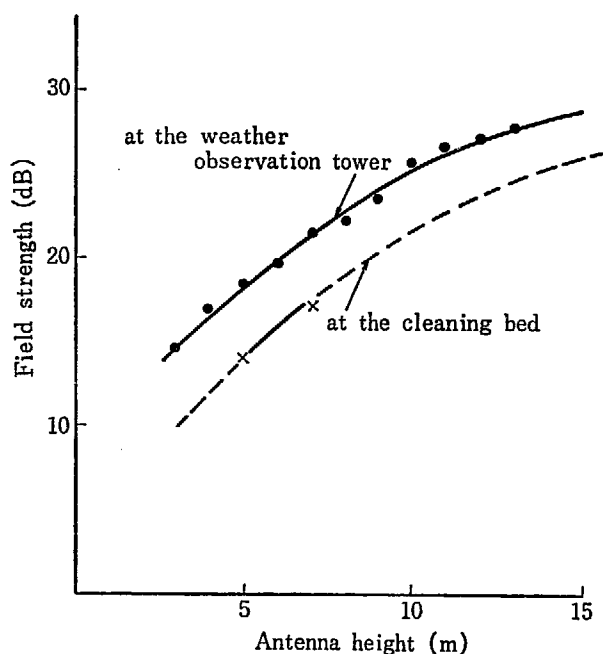


Fig. 2-48 Relation between field strength and antenna height for the 25 W radio wave from Tokai measured on Nov. 10, 1966

力利得 14 dB (25 W), アンテナ利得 8.2 dB (送信側: ブラウン 2.2 dB, 受信側: 八木: 6 dB), フィーダ損失 -2.6 dB (送信側 -1.8 dB, 受信側 -0.8 dB), 球面大地損失 -2 dB であるので, 受信入力電力 (dBW) = -97.4 dB になる. 電界強度に直すと 42 dB になる. 同様に大洗 → 東海は受信入力電力で -104.4 dB, 電界強度で 35 dB になる.

つぎに実測を以下のようにおこなった. 使用測定器は安立電機電界強度測定器 (ARM 5313 F) である.

Fig. 2-48 は大洗観測塔の位置で東海局の電界強度をアンテナ高を変えて測定したものである. Fig. 2-49 は東海地区の雑音レベルを図示したものである. 測定場所は研究 3 棟屋上である. 50% 値を平均雑音レベルとすると 13 dB になる. (a) は夜間で車の少いときに測定した値で 10 dB になる. 一方, 大洗の雑音レベルは最大 4 dB で非常に少なかった. 必要な電界強度は $C/N > 9$ dB (threshold 値²⁾) でなければならない (C は搬送波のレベル). 東海地区の雑音レベルは 13 dB であるので, C (電界強度) $> 9 + 13$ (雑音) $+ 1$ (フィーダ損失) $- 7$ (アンテナ利得) = 16 dB なら通信可能である.

イ) 東海 → 大洗

Fig. 2-48 より 20 dB 以上の所を読むと, 浄水場で 9 メートル以上, 気象観測塔で 6 メートル以上になる. このときの電界強度は 22 dB になる.

ロ) 大洗 → 東海

Fig. 2-48 で出力の差の補正 $10 \log 5 - 10 \log 25 = -7$ dB を加える. すなわち $16 \text{ dB} + 7 \text{ dB} = 23 \text{ dB}$ を読むと, 浄

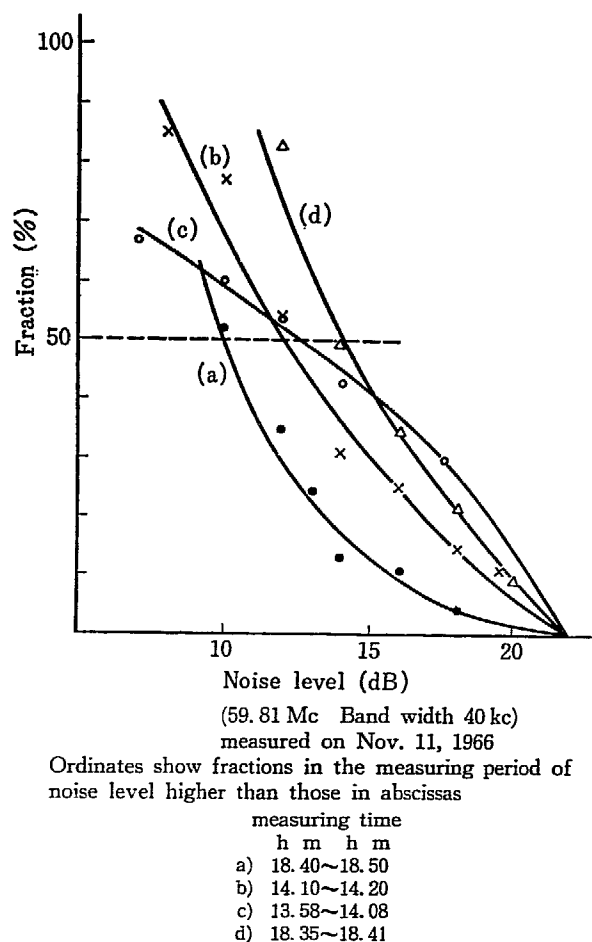


Fig. 2-49 Noise level in Tokai site

水場 13 メートル, 気象観測塔 9 メートルが得られる. このときの電界強度は 17 dB になる. FM 波の場合は, 次式

$$\frac{S}{N} = \frac{C}{N} + 20 \log \left\{ 2 \left(\frac{\Delta F}{f_m} \right)^2 \right\} + 20 \log \frac{f_d}{\Delta F}$$

ΔF : 最大周波数偏移 (10 kc)

f_m : 最高変調周波数 (3 kc)

f_d : 1 kc, 70% 変調時の周波数偏移 (5 kc)

で S/N の改善がおこなわれる. 原研で使用している無線機では () でしめした数値であるので, $\log$ の項は 20 dB になる. したがって S/N としては一番悪い条件の場所で 37 dB になる (浄水場からの電波を受信した場合). 実際のアンテナの高さは, 浄水場が 13 メートルの木柱, 気象観測塔は塔を利用し, 30 メートル, RI 棟は屋上に 8 メートル (地上より 17 メートル) の鉄管を立てた. 現在良好に動作している. (片桐)

参考文献

- 1) 通信工学ハンドブック, 電気通信学会, 丸善, 昭32.7
- 2) FM 技術入門, オーム社, 昭36.4

2.5.7 大容量試料における $5''\phi \times 4''$ NaI (TI) の検出効率

ガンマ線スペクトル解析による定量の対象となる環境試料は、土壌、牛乳、穀物類、豆類、野菜植物類そしてこれらを灰化したもの、または化学処理したものなど多種多様である。そのうえこれら試料は一般に低放射能のため、測定上大容量の試料を必要とする。このような試料をガンマ線スペクトル解析により定量するには基礎資料が必要である。

本誌 No. 8, p. 129 では、この基礎資料を求める方法、線源の幾何学的条件と線源構成物質がガンマ線スペクトルの形状やエネルギー分解能におよぼす影響、線源構成物質が水の場合のホットピーク検出効率などについて報告した。

今回は線源構成物質が灰、カーボン、砂の場合のホットピーク検出効率を求めたので、その一部を Fig. 2-50 と Fig. 2-51 に示した。これらのホットピーク検出効率と前報

の水によるホットピーク検出効率とあわせて比較考察した結果、以下のことがわかった。なお、使用した灰、カーボン、水、砂の同容積重量比は約 1:2:4:7 であった。

1) 線源構成物質が灰とかカーボンの場合、線源の容量が実験範囲で最大の $15\text{ mm}\phi \times 80\text{ mm}$ であっても、カーボンの場合のホットピーク検出効率は、灰の場合のそれよりも約 5% 位低くなる程度であった。また水と砂の場合についても同様であった。

2) 灰とカーボンによるホットピーク検出効率を水によるそれと比較すると、線源容量が $80\text{ mm}\phi \times 20\text{ mm}$ から $150\text{ mm}\phi \times 80\text{ mm}$ にふえるにつれて 5% から 20% 増加した。

このことからホットピーク検出効率の実験的算出には比較的労力の少ない水とカーボンについて校正をするだけで十分であることがわかった。(岡本)

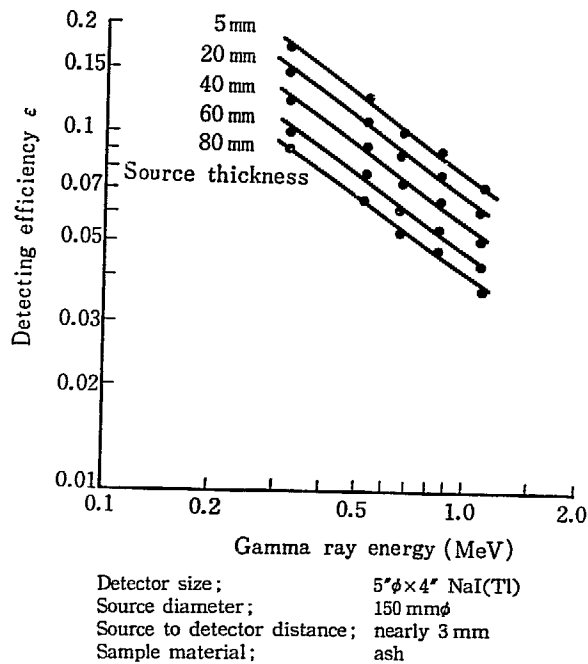


Fig. 2-50 Detecting efficiency ϵ obtained by integrating the counts in two times half width

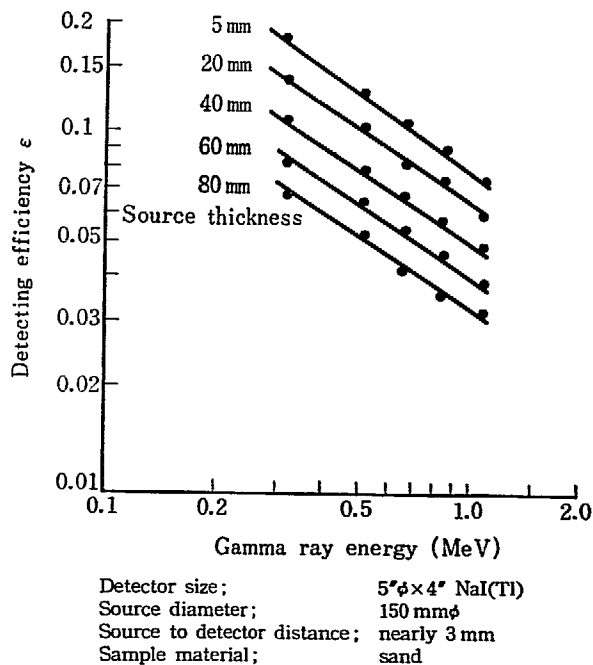


Fig. 2-51 Detecting efficiency ϵ obtained by integrating the counts in two times half width

2.5.8 土壌中の ^{137}Cs の酸抽出率

土壌中の ^{137}Cs の蓄積量を求める方法として、化学分析による方法とガンマ線スペクトル分析による方法があり、現在、この2通りの方法が用いられている。

ガンマ線スペクトル分析では、土壌を直接測定するので土壌中の ^{137}Cs 全量を求めることになる。しかし化学分析による方法は抽出された ^{137}Cs の量を求めることになる。そこで両者間の関係を明らかにしておくことにより、今後、時と場合（緊急時など）によって、どちらの方法でも使い分けることができる。

そのために酸抽出率を実験により求めた。実験方法は、まず試料番号 B.G.-1~5 (1.5.4 (2) 参照) のおのについて風乾土壌 1 kg をガンマ線スペクトロメータで測定解析し、土壌中の全 ^{137}Cs 量を求めた。次にこれらの土壌を 6 規定の塩酸で抽出を 4 回おこない、おのの抽出液について、ガンマ線スペクトロメータで測定解析し、抽出した ^{137}Cs 量を求めた。そして全 ^{137}Cs 量と抽出後の ^{137}Cs 量から抽出率の結果を得たので、Fig. 2-52 に示した。

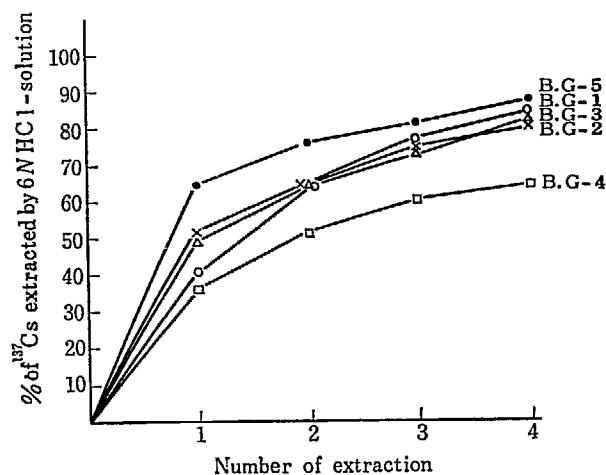


Fig. 2-52 Percent of ¹³⁷Cs extracted after repeated extractions by 6N-HCl solution for five different soils

TABLE 2-15 Comparison of extraction-rates of ¹³⁷Cs obtained by experiments with those from the routine treatments

	A	B
B. G.-1	64.2	59.2
B. G.-6		68.3
B. G.-2	64.3	49.4
B. G.-7		54.1
B. G.-3	64.5	36.7
B. G.-8		44.4
B. G.-4	51.9	33.1
B. G.-9		34.7
B. G.-5	76.0	76.7
B. G.-10		80.6
average	64.2	53.7

A : Experiment (case of two-time extractions)

B : Routine treatment

TABLE 2-16 Chemical and physical properties of soil used in experiment

Properties	B. G.-1	B. G.-2	B. G.-3	B. G.-4	B. G.-5
Soil pH (KCl)	5.15	4.80	5.80	5.75	5.40
Organic matter %	6.07	2.66	4.76	3.50	0.17
Cation exchange capacity m.e./100 g	14.0	6.7	13.5	15.6	1.0
CaO	183	235	189	230	24
MgO	21	26	20	40	3
K ₂ O	10.8	14.0	23.5	24.3	3.3
Na ₂ O	4.8	4.5	4.5	12.8	3.0
Texture	Clay	Clayey loam	Clay	Clay	Sand
Clay	51.3	47.5	53.8	67.3	1.50
Silt	11.5	31.0	8.0	11.8	0.5
Fine sand	14.8	19.0	14.0	10.5	26.5
Coarse sand	22.5	2.5	24.3	10.5	71.5

この図から3回以後の抽出率は10%以下であるので、化学分析で現在おこなっている塩酸抽出の回数は2回で、まず妥当であったといえる。しかし今後Srの抽出率実験をおこなうことになっているので、その結果により抽出回数を再検討する予定である。

次に、実際に管理業務でおこなった、化学分析による¹³⁷Csの量とガンマ線スペクトル分析による全¹³⁷Csの量から得られた抽出率(B欄)と実験結果から得た¹³⁷Csの抽出率(A欄)とを比較してみるためTABLE 2-15に示した。なお、前述したように化学分析の場合の抽出回数は2回でおこなっているため、実験による抽出率(A欄)は、抽出を2回おこなったときの抽出率である。両者で

用いている土壌は同一のものであるので、両者の抽出率は誤差範囲で一致しなければならない。B.G.-1, 6とB.G.-5, 10についてはよく一致しているが、残りの3地点についてはBの抽出率の方が低く出ているので問題が残る。この点再検討する予定である。

この実験に使用した土壌の性質をTABLE 2-16に示した。土壌におけるCsの吸着の原因は粘土鉱物含量とか腐植含量などにあると考えられている。この実験の結果によると、明らかに粘土鉱物含量の多いものは抽出されにくく、粘土鉱物含量が非常に少ない砂土は抽出されやすいことが解る。

(加藤(清))

2.5.9 固体リンモリブデン酸アンモニウムによるCsの共沈率

土壌の酸性試料溶液からCsを捕集する方法として、従来はモリブデン酸アンモニウム溶液を加え、リンモリブデン酸アンモニウムの沈殿を生成してCsの捕集をおこなっていた。その方法によると操作上不便が多かつ

た。そこで、固体リンモリブデン酸アンモニウムを酸性試料溶液に直接加えてCsを捕集する方が、上記の方法より簡便であることからこの方法を採用した。固体リンモリブデン酸アンモニウムを用いたCsの捕集について

TABLE 2-17 Coprecipitations of Cs by ammonium phosphomolybdate under various conditions

Other conditions: (a) HCl solution of soil (mL); (b) ammonium phosphomolybdate; (c) carrier cesium (mg);
(d) agitation time (min); (e) temperature (°C)

* Figures in the parentheses show fractions (%) of organic matter in soil samples.

† The solutions were sampled from a soil.

Quantity of APM (g)	Efficiency of coprecipitation (%)	Quantity of Cs (mg)	Efficiency of coprecipitation (%)	Agitation time (min)	Efficiency of coprecipitation (%)	Sample solution of different soils	Efficiency of coprecipitation (%)
0.05	80.3	0.2	99.2	1	97.7	B. G.-1 (6.07)*	98.9
0.1	97.2	1.2	99.1	5	98.9	B. G.-2 (2.66)	98.8
0.2	98.9	2.2	98.9	15	99.0	B. G.-3 (4.76)	99.0
0.3	99.2	5.2	99.7	30	98.0	B. G.-4 (3.50)	98.9
0.5	99.2	10.2	86.7	60	98.9	B. G.-5 (0.17)	99.7
		20.2	56.1				
(a) 100 (3 N)†		(a) 100†		(a) 100†		(a) 100	
(c) 2		(b) 0.2		(b) 0.1		(b) 0.2	
(d) 30		(d) 15		(c) 2		(c) 2	
(e) 25		(e) 25		(e) 25		(d) 15	
						(e) 25	

は最近多く報告されている。また放射線審議会・放射能測定部会の「放射性セシウム 137 分析法」でもとりあげている。そこで分析条件と Cs の共沈率の関係を知らため、トレーサーとして ^{137}Cs を用いて実験をおこなった。その結果を TABLE 2-17 に示した。この結果から、実際おこなう放射化学分析の分析条件は、土壤の塩酸抽

出溶液 1 L(土壤 100 g 相当) に Cs キャリヤー 2 mg を加えた場合、固体リンモリブデン酸アンモニウムの添加量 2 g、攪拌時間 5~15 分となり、その Cs の共沈率は 99% となる。また土壤の種類による Cs の共沈率の影響はみられなかった。
(加藤 (清))

2.6 放射性汚染処理

Radioactive Waste Treatment and Decontamination

The following developments have been performed ;

- (1) Long-term storage facility for irradiated in-pile loop
- (2) Performance test of medium level waste evaporator.
- (3) Operational improvement of large capacity incinerator.
- (4) Trial manufacture of cloth monitor.
- (5) Trial manufacture of decontaminating instruments.

2.6.1 概要

運転上の管理技術としては、廃棄物処理の面で、まずインパイルループ廃棄施設の開発があげられる。これまでの高レベル級廃棄施設は垂直形円筒形の地下ピットであったが、インパイルループの如き高線量の長尺物では、地下水位の関係や、投入技術の関係から地下式、垂直式では難点があるので、横穴式を考えることになった。この場合地上であるため遮蔽構造、挿入技術などを中心に検討をすすめ、一連の施設、装置を完成させた。

次に液体処理関係では、中レベル蒸発装置の運転試験をおこなった。これはさきの性能試験につづくもので、実際の廃液を使用して除染効率その他定常運転に対処する資料を得ようとしたものである。この結果は低レベル蒸発装置より性能、運転操作ともに能率がよく、とくに電気集塵器の効用が確認された。

また大型焼却炉では、性能試験、運転試験の結果にもとづき若干の手直しをおこなった。その一つに電気集塵器の集塵極巻取作業を容易にする扉部分の改造があった。今一つは、スプレー冷却水の循環系ドレンタンクの改造である。これらは内容的になお検討の余地が残されている。

汚染除去場の運転技術面の開発としては、まず衣料モニタの試作をおこなったことである。既存の衣料モニタは1957年に開発されたもので、測定器、機械的部分ともに老朽化し、稼働率が著しく低下したため、これまでの経験を活かし新規に設計したものである。

つぎに各種除染装置では、白金板研磨除染装置、移動用ベンチレーションカバーの試作をおこなった。

(山上)

2.6.2 インパイルループ廃棄施設の建設*

JRR-2, ならびに JRR-3 では数種のインパイルループが設置され、運転されているが、これらは、1966年から1970年までに試料ホルダー、本体など合わせて21本が廃棄されることになっている。

これらインパイルループは長さ約4mで廃棄時期における誘導放射能は、 ^{59}Fe , ^{60}Co などの γ 線放出核種で約3,000 Ci となることから輸送容器の重量が20 ton におよぶため、輸送、廃棄作業の点から、従来の垂直地下廃棄施設では廃棄できないので、地上に水平廃棄孔をもつ施設が必要となった。

一方、地上に廃棄施設を建設する場合には、インパイルループからの γ 線を遮蔽する遮蔽体が施設の全周にわ

たって必要となり、これが施設建設費の大半を占めることから、遮蔽体として安価な施設周辺の土砂を使用することを検討した。

土砂を遮蔽体として使用する場合の問題点としては、土砂の γ 線に対する吸収係数が、その成分や粒度分布および締固め法などにより異なることが想定されること、土砂の流動性を補なって遮蔽体を形成する周囲構造物の強度を十分にとり、地震などによる土砂の流出を避けることなどがあげられる。

そこで、施設の設計にあたっては土砂の成分、粒度分布、表乾状態における単位容量重量、ならびに厚さ50 cm, 90 cm の土砂層の締固め法に対する ^{137}Cs の γ 線遮蔽効果などを測定した。

JIS 1102 により試験した土砂の粒度分布を Fig. 2-53

* 保健物理協議会第2回研究発表会に口頭発表。

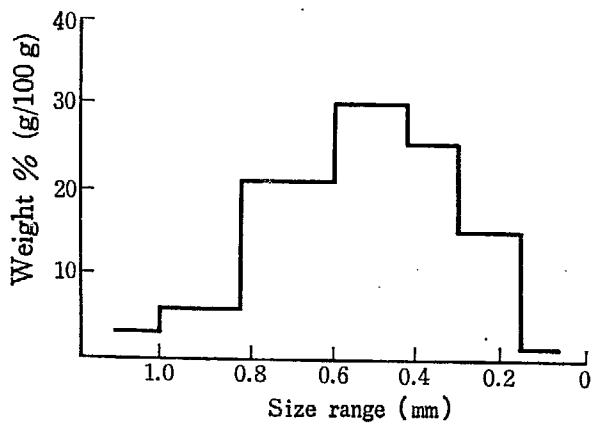


Fig. 2-53 Size distribution of the sand bed

TABLE 2-18 γ -ray shielding effect with compaction device of the sand bed

thickness of the sand bed	compaction device	decrement ratio of dose rate	linear absorption coefficient for 0.66 MeV
50 cm~90 cm	uncompaction	1.0	0.100 cm ⁻¹
	vibrating compaction	0.6	0.110
	water binding	0.4	0.120

に ^{137}Cs の γ 線に対する土砂の締固めによる遮蔽効果を TABLE 2-18 にそれぞれ示す。なお、表乾状態における土砂の比重は 2.5、また、単位容量重量は 1.5 g/cm^3 であった。

以上の結果から、施設の遮蔽設計をおこない土砂の厚さを決定し、土砂の締固めについては水締め工法を採用した。

施設周辺の汚染防止に対しては、廃棄孔にガス管、およびヒューム管を使用し、インパイルループを挿入したのち前部を盲フランジで締め付けて封入する。また、施設の遮蔽体を形成するコンクリート構造物の機械的強度は、震度 0.3 の耐震設計をおこなった。

次に廃棄操作については、施設前面に前後、昇降に微調整機構をもつ台車を設置して、これによりキャスクと廃棄孔の芯合せをおこないインパイルループの廃棄孔への挿入は遠隔操作により実施する。

最終的に決定した施設の断面図を Fig. 2-54 に示す。

施設は規制法に基づく設置認可などの手続きを経て、1966 年 10 日に竣工し、引続いて放射線漏洩検査を実施した結果、土砂層の締固めは非常によい状態にあり、十分設計基準を満足させるものである。(志垣)

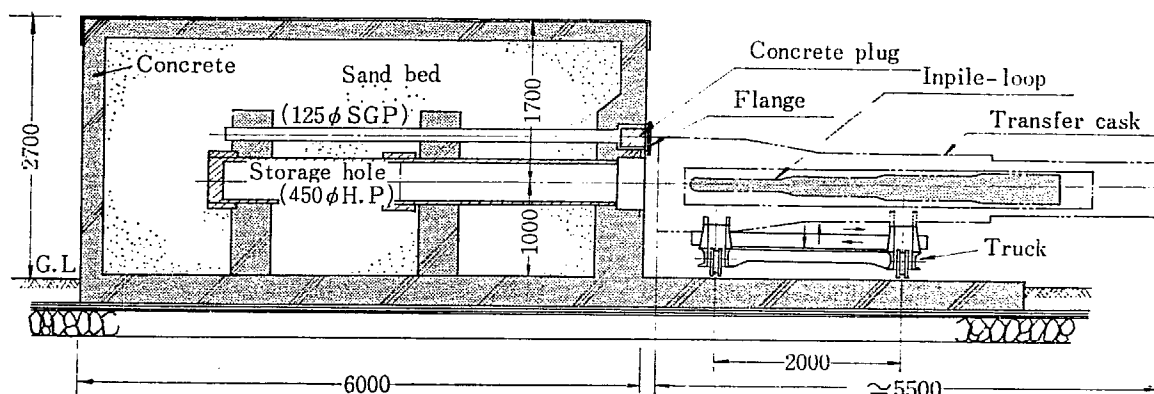


Fig. 2-54 Cross sectional view of the long-term storage facility for irradiated in-pile loop

2.6.3 中レベル廃液蒸発処理性能試験

中レベル廃液蒸発処理装置の性能試験については、すでに ^{32}P を使用しての昼夜連続運転によるテストを終了しているが、実際の廃液を使用しての性能試験は未了の状態にあった。そこで中レベル廃液の排出量の増加による定常運転化を目的に実際の排出廃液を使用しての性能試験を 1966 年 4 月から約 2 ヶ月間にわたって実施した。

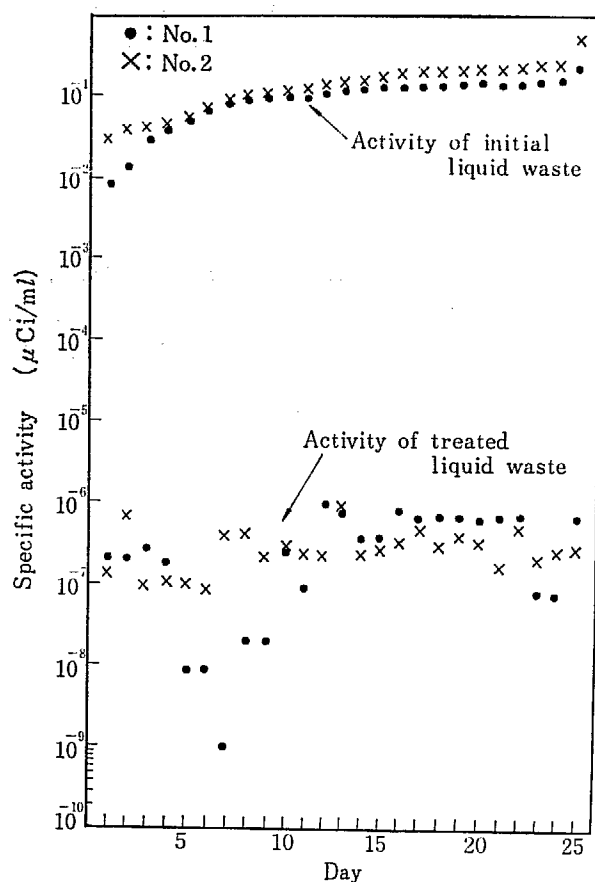
使用した廃液はおもに洗浄廃液で、イオン濃度は 300 ppm~1,000 ppm 程度であり、比放射能は $1.0 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/ml} \sim 10^{-2} \mu\text{Ci/ml}$ 程度のものであった。

運転方法は、1 日 7 時間運転をおこない、通算で 175 時間運転を 1 サイクルとして濃縮したのち液を排出してドラム缶に入れて固化した。蒸発速度は多少の増減があったが、平均すると第 1 回廃液は $0.6 \text{ m}^3/\text{h}$ 、第 2 回廃

液は $0.8 \text{ m}^3/\text{h}$ であった。また、コットレルの電圧は全運転を通じて 40 kV に加電した。

Fig. 2-55 は蒸発缶内と処理された廃液の比放射能を比較したものである。また Fig. 2-56 に総括除染係数を示す。 ^{32}P を使用した場合の除染係数よりも廃液を使用した場合の除染係数が低いのは、一つは蒸発缶内の廃液に高い比放射能の廃液が得られなかったこと、昼間だけの断続運転であったこと、イオン濃度が高いことなどが上げられる。

固化は濃縮液の表面線量率が $2 \sim 4 \text{ mR/h}$ であったので、低レベル級の扱いとして 200 l ドラム缶に濃縮液を 70 l 入れ、それにセメントを加えて固化した。減容比は第 1 回廃液は $1/427$ でセメントを入れて $1/178$ に



Activity of initial liquid waste
 Treated liquid waste volume {No. 1: 106.5 m³
 {No. 2: 143.5 m³
 Evaporation rate of evaporator {No. 1: 0.6 m³/h
 {No. 2: 0.8 m³/h
 Final specific gravity {No. 1: 1.15
 {No. 2: 1.24
 Concentrated sludges volume {No. 1: 250 l
 {No. 2: 250 l

Fig. 2-55 Efficiency test of the medium-level evaporator with liquid waste

なった。第2回廃液は排出して2~3日のち結晶が析出した。

この運転を通じて得られた低レベル蒸発装置と比較しての操作上の利点について述べる。その一つは蒸発処理のときに生じる発泡を比較的防ぐことができたことで

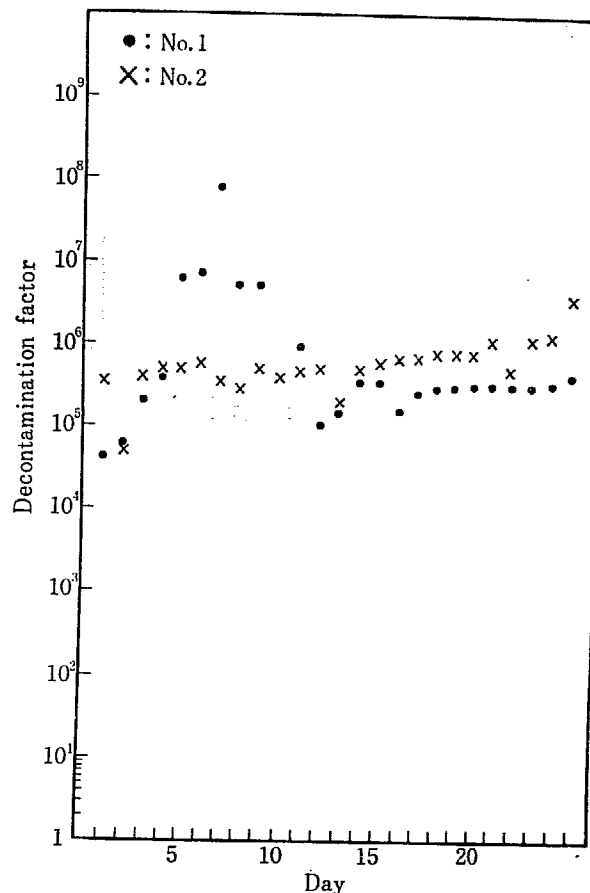


Fig. 2-56 Efficiency test of the medium-level evaporator with liquid waste

ある。この理由としては低レベル蒸発装置と比較して蒸発容積が少ないこと、装置の構造、組合せが改良されたことなどがあげられる。

なお、蒸発装置への廃液は、外部から中レベル廃液貯槽に入る手前で汚過をおこない、廃液中に含まれる大きい固形物は除去したものである。この結果、装置の配管、バルブなどの詰まることが防がれたこと、また冬の凍結による破損が皆無であることがあげられ、運転がより安全に円滑におこなえることが確認できた。

(森)

2.6.4 大型焼却炉の改造

(1) 電気集塵器の改造

電気集塵器は焼却による燃焼廃ガス（塵埃、水滴、タール状を含む）に対し、高電圧（25 kV~40 kV）によるコロナ放電で粒子を帯電させ、これを集塵極側（アルミ箔 0.8 mm×1.2 m×1.6 m×6 枚）に付着させ除去するものである。この集塵極の有効面積は 1,800^L×1,300^W、集塵面は 10 面で巻き取り方式となっている。

この集塵極のアルミ箔は、ケーシング内の固定式巻き取り操作台にセットしており、その巻取操作はボルト締の両側のフランジをその都度取りはずしておこなわなければならない。今回の改造は、運転操作の経験からアル

ミ箔の巻取回数（3 日/回）が多いこと、燃焼廃ガスによる腐蝕のためにアルミ箔および放電線の交換作業の頻度が高いことなどが明らかになったので、これら巻取交換が容易にできる構造にしたものである。

その方法としては、まずケーシングの片側のボルト締めフランジ方式をやめて、観音扉（2,250 mm×915 mm 2 枚）に改め、この扉のケーシングとのシール面は実用的なネオプレンを用いることとした。

つぎに集塵極の 6 個の操作台（固定式）の代りに、操作台をそれぞれ分割した枠組にあらためた。すなわち、この枠に巻取式アルミ箔をはめこみ、ケーシング内から

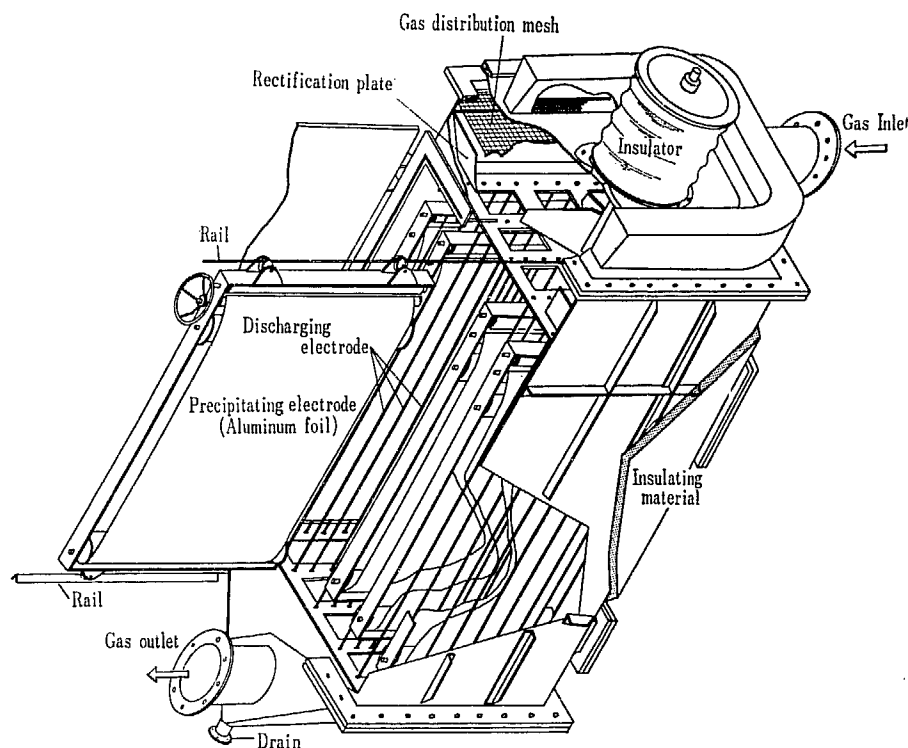


Fig. 2-57 Improved electrostatic precipitator

作業のしやすい外部に枠組の集塵極を引き出せるようにした。

また外部に集塵極を引き出し、巻取交換作業をおこなう場合の安全上から、作業場上部にプレフィルターをもった天蓋ダクトを設け室内の空調装置（プレート型、600P, 7,620Nm³/hr×170m/mSP×1,670rpm×7.5kW）で換気をおこなうとともに、外部に塵埃等が飛び散らないように上部から軟質ビニールシート（ロール巻き）を降しフード式とした。

上記の改造の結果、観音扉を用いることによって以前と比較して作業能率が良くなり、またアルミ箔の巻取交換作業も広い場所で簡単にできるようになった。なおこの作業をおこなう場合は、安全上から作業衣、防塵マスク（フルフェイスマスク）、ゴム手袋、ビニール製の帽子、安全靴、フィルムバッジ、ポケットチェンバーなどを用いる。

(2) ドレンタンクの改造

このドレンタンク (1,500mm×920φ SUS-27) は、焼却炉から出る燃焼廃ガスに対し、スプレー冷却器によって粉霧状に吹きかけた後の洗浄廃液と、サイクロン装置によって除去される比較的粒径の大きいダスト、ミストのドレンをいっしょに受け取るタンクである。

このタンクに入ってくる液体は、固形物を含むスラリー状であるため、タンクに接続するドレンパイプおよび循環系のフードバルブに目詰りを起こさせ、焼却炉の運転に支障をきたす場合があった。そこでこれらの状態を省くためつぎのような改造をおこなった。

タンクに接続されているドレンパイプをタンク下部より 400 mm の高さの所で切断した。これによってパイプ中の固形物はタンク内に容易に入れることができる。

つぎに循環系のパイプをタンク下部まで延長し、タンク

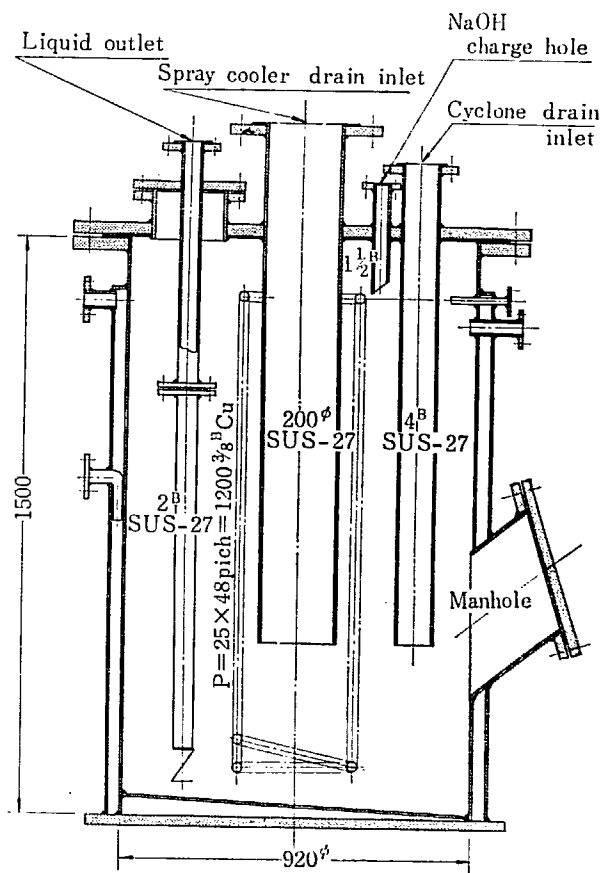


Fig. 2-58 Improved drain tank

クの底に残っている固形物を全部吸い上げるようにした。また、循環系フートバルブがなんらかの故障で作動しない場合、タンク上部のフランジを取ることによって直接パイプを上部に引きあげフートバルブの修理などができるようにした。

さらにタンクの下部に残っているスラリー状の固形物

をよく攪拌し、タンク内の洗浄をおこなえるようにタンクの側面にマンホールを取りつけた。

以上の改造によって、タンク内の固形物を全部排送することも可能となり、タンク内の洗浄パイプラインの詰まりなどを防ぐことができた。
(鈴木)

2.6.5 衣料モニタの試作

衣料モニタは実験衣、作業衣などの放射性物質による汚染を検出する装置である。被測定衣類は上下の金網ベルトで上下検出器の間に送り込まれ、両面を連続的に測定される。検出器は端窓型大面積 GM 計数管を使用し表面汚染度の管理基準値を越えると警報を発する。警報をリセットすると同時に管理基準値以上であるという表示の捺印をする。

本装置は1人1時間60着(上下つなぎ服)程度の連続測定ができるように金網ベルト操作パネルおよび測定器類を操作しやすいように考慮した。

(1) 構成

本装置は検出部、測定部および送り機構からなっていて、検出部、測定部は上下2チャンネルずつ計4チャンネルからなっている。

(2) 検出部

上下金網ベルトの両側に検出部を備え、それぞれ端窓型大面積 GM 計数管、片面18本、計36本装着できるようになっている。上下検出器の間隔はハンドル操作によって40mmから60mmまでの間を可変できる。

GM 管 端窓型有効窓直径 50 mm ϕ

検出有効面積 600 mm $\times$ 110 mm

検出対象 0.2 MeV 以上の $\beta\gamma$ 線
検出感度 2,000 dpm/100 cm² 以上
自然計数 360 cpm/4 チャンネル

(3) 測定部

本器は全トランジスタ方式の対数目盛の計数率計を装備し、10⁻³ μ Ci/100 cm² のとき約 500 cpm, 10⁻² μ Ci/100 cm² のとき約 1,800 cpm 以上が、有効に測定できる範囲になっている。警報設定は測定レンジ内の任意の2点に設定できる。

高圧電源は 500 V から 2,000 V まで連続可変でき、安定度は AC ± 10 V に対し $\pm 0.2\%$ である。記録計は横河電機製の ERE 2P 型を2台備える。

(4) 送り機構

幅 700 mm の上下金網ベルトはゴムローラによって駆動する。実験衣、作業衣などは除染(洗濯)脱水ののち金網ベルトに連続的に挟み込んで上下検出器に送られ、同時に両面を測定する。

また金網ベルトも検出器と同様に上下の間隔を可変できる。保守や汚染した場合の汚染除去を容易にするため取り外し可能にした。
(讃井)

2.6.6 各種除染装置

(1) 白金板研磨除染装置

(a) 汚染白金板

化学研究室で使用された α 核種による汚染白金板は放射性溶液を滴下ののち、蒸発乾固し、800 $^{\circ}$ C $\sim$ 1,000 $^{\circ}$ C の高周波加熱装置または熔中で焼つけしてあるので、除染は非常に困難である。

(b) 予備テスト

上記白金板を回収するため予備テストとして TABLE 2-19 のような除染を試みた。除染目標は放射能検出限界以下にまで除染することが要求される。

完全除染(検出限界以下)が要求されることから計測に時間がかかるので、ルーチンとしてはなるべく1回の処置で除染できるのが望ましい。そのためには確実性のある研磨方式が良いと判断した。

TABLE 2-19 Comparison of three decontamination techniques. Three methods are tried to remove the activity from the surface of Pt disk.

(The first, degreasing with the vapour of organic solvent, and then erosion with aqua regia.

The second, electro polishing.

The third, grinding and polishing with the special paste. As compared with three methods, the third was the best for the routine work.)

除 染 方 法	除染目標達成率	除染後の表面
有機溶媒ガスによる脱脂 + 王水による表面浸食	不 確 実	ひどく荒れる
電解研磨	不 確 実	荒れはない
ペーストによる研磨	確 実	光沢を失う程度

(c) 装 置

装置は安価に製作し、特別の知識を要せず簡単、容易に操作できて、長時間耐えられ、しかも仕上り品にむらのないことを第1条件とした。放射線安全のためにグローブボックスに入れ、換気は市販真空掃除機を利用し、排気孔をダクトに接続した。発煙筒によるテストをおこない、逆流しないことを確認した。研磨原動力として歯科用デンキエンジンを利用した。

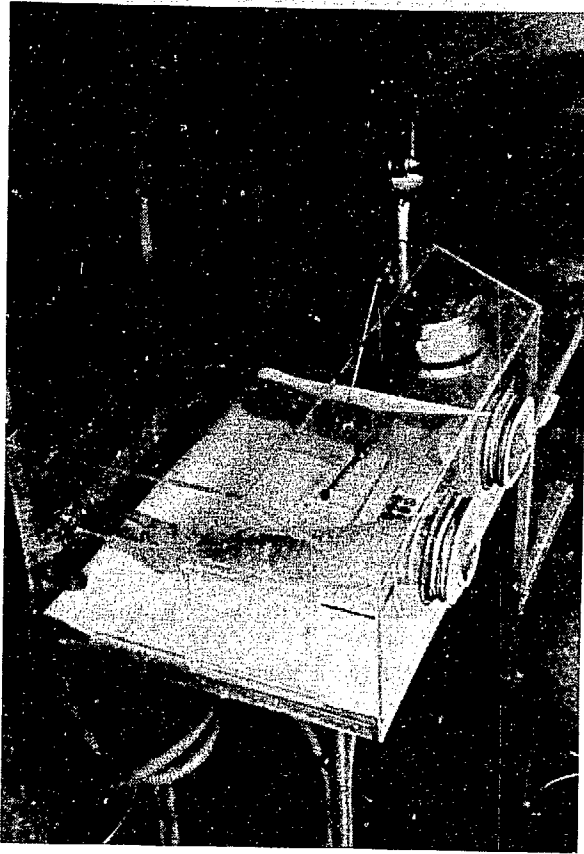


Fig. 2-59 A polishing apparatus
Platinum disks are grinded and polished to remove the α surface contamination in this glove box

(d) 研磨技術

現在検討、試験中であるが、技術のほぼ定まった項目を TABLE 2-20 に示す。

TABLE 2-20 The selected method, tool, material resulting from several tests and studies

	確 実	試 験 中
回 転 数	3000 RPM	—
研 磨 布	フェルト	鹿革、不織ナイロン布など
ペースト(研磨用)	酸化チタンペースト	市販金属研磨液、ペントナイトペーストなど
研 磨 剤	—	アルミナ、酸化クローム、酸化鉄など
白金板の固定	ダブルコーテッドテープに固着	—

(e) 作業の工程分析

ペーストによる研磨方法を採用したとき、ルーチン業務としての作業工程を分析すると TABLE 2-21 の如くである。計測に要する時間を除外すれば除染作業時間は75分/(20枚白金板)/1名であり、したがって3.5分/枚/1名となる。

(2) 移動用ベンチレーション試作

(a) 目 的

重量機器装置の除染にはまずハイドラリックジェットクリーナーを用い、遠隔操作により loose contaminationを除き、作業者が近接して取り扱うことができる時間を延長するのが常道であり、また作業の労働力軽減に極めて有用である。

このジェットクリーナーは蒸気圧約7 kg/cm²の蒸気噴出流中に除染剤溶液を混入して、汚染表面に吹きつける機構であるから、カバー無しで操作すると、床や壁はもちろん、作業自体まで放射性スピルを沿ぶことに

TABLE 2-21 A serial scheme of our process

場 所	工 程	工 程 目 的, 内 容	白金板20枚(1 unit) 処理平均必要時間
フ ー ド 内	平 板 化	簡易圧延機による凹凸の平滑化	10 分
フ ー ド 内	固 定	汚染面を上面としてガラス板上にダブルコーテッドテープに固着 20 枚/板 (rough survey)	10 分
グローブボックス内	表 面 研 磨	約 3000 CAP にて研磨	30 分
流 し 台	洗 滌	希薄表面活性剤液にて浸漬ブラッシング、水洗 (rough survey)	20 分
流 し 台	剥 離	ガラス板よりはがし乾燥	5 分
計 測 室	最終放射能計測	—	$\beta\gamma$ (10分/枚) 約 3.5 h α (10分/枚) 約 3.5 h

なり、安全面で問題が多い。

この欠点を補うために、移動可能なベンチレーションカバーを試作し、この中で蒸気吹付け作業をおこなうこととした。実用による試験を反覆し、安全かつ簡単に操作できることを目標として漸次改良改造する予定である。

(b) 構造

本装置はカバー、回転板、すのこ、架台よりなり、これらの4ユニットは簡単に分解できる。

全寸法は(180 cm×180 cm×165 cm)である。

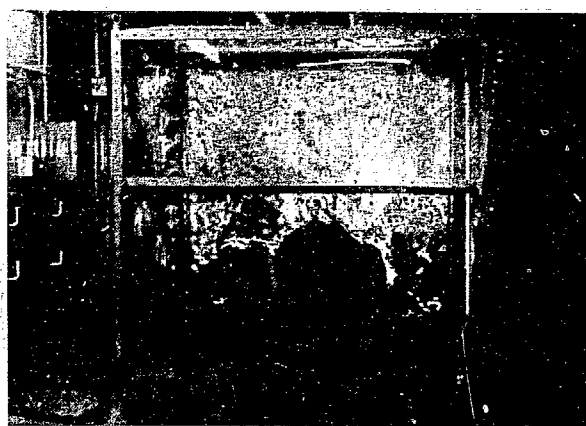
○カバーは1 mm 厚ステンレス鋼板張りでのぞき窓は6 mm 透明アクリル板(70 cm×180 cm)、クリーナーノズル差込口はステンレス鋼板(47 cm×180 cm)、汚染機器搬出入扉は写真右側面にあり(165 cm×180 cm)、換気設備としてカバー上面にガラスウールフィルター内蔵の排気管があり、フレキシブルホースでダクトに接続される。

○回転板は直径100 cm、厚さ6 mmの円型ステンレス鋼板で、これに埋めこんだ回転操作ハンドル(8コ)を利用して、手動にて円型レール上を水平回転できる。機器重量1トンまで使用可能である。

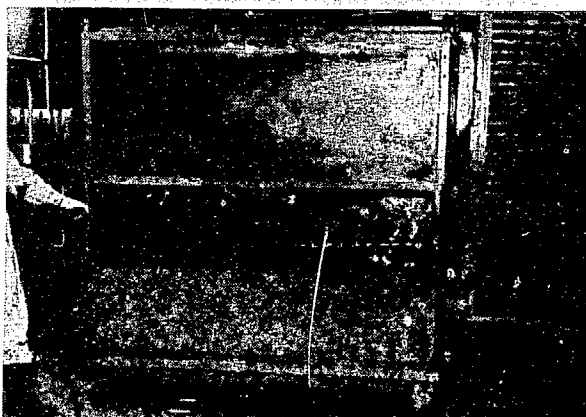
○架台は廃液貯槽をかね、バルブつき排液管が設けられている。

(c) 使用方法

カバー側面機器搬出入扉を開き、回転板上に汚染機器を置き、クリーナーノズル差込口を外し、ジェットクリーナーを使って高温スチームを汚染物表面に吹きつける。高温スチームは汚染表面に衝突ののち凝縮し、容量減少して、放射性廃液となる。この廃液はすのこの目を通して、架台内に貯えられる。一工程ごとにその放射能濃度を測定し、高放射能の場合は、ドレインに排出させず別途採取する。



a) Before operating: a contaminated article was set out on the centre of a disk



b) Under operating: a steam spray is attacking the surface of an object

Fig. 2-60 A movable hood.

This hood is used at the beginning of the decontamination work in order to remove the loose activity

クレーンを使用しなければならないほど重い汚染機器を、このカバーの中に搬入するには、あらかじめカバーをはずしておき、クレーンを使って汚染機器を回転板上に置いてから、カバーをかぶせる方式をとる。(内田)

3 研究開発

Research and Development

3.1 放 射 線 計 測

Nuclear Radiation Measurements

The following studies were carried out in 1966

1) Studies on the radiation physics:

Measurements of electron energy spectra emitted from Al, Cu and Pb bombarded by 10~50 KeV electrons have been done by DC and AC method. A method of pulse height weighting using the discrimination bias modulation were investigated.

2) Studies on the nuclear radiation instruments:

Development of neutron rem-counter and iodine monitor were carried out and techniques for the radiation control were also investigated.

3) Studies on the plutonium:

Project on studies of plutonium in the Division started in 1966, and in this year measuring instruments of α -activities and dust monitor have been developed, and lung monitor are in preliminary experiment.

3.1.1 概 要

ここには1966年度に各課でおこなわれた研究・開発のうち、当該テーマに含まれるものをまとめた。これを大別すると（１）放射線物理に関する研究（２）放射線計測器およびモニタに関する研究（３）プルトニウム・プロジェクト研究の三つである。放射線物理に関する研究としては、その一つに、これまで情報が多く測定が困難であった低エネルギー放射二次電子線のエネルギースペクトルを直流法および交流法によって求めたものがあげられる。また、放射線計測の分野でもっとも基本的な情報の一つである入射放射線の媒質中におけるエネルギースペクトルを、ある物理量の一つとして考えた線量へ換算する場合の演算子について、原理、演算の自動化、測定法およびその応用を検討した研究もあげられる。放射線計測器およびモニタに関する研究としてはまず中性子線測定に関するものがあげられる。個人の被曝線量を測定するとき入射中性子線の広範囲なエネルギー領域にわたって、その測定器が一定の感度を有するかどうかを検討し、同時に人体表面からの中性子線反射率を測定した研究や、中性子線の QF を組み込んだ携帯

用レムカウンタの試作開発があげられる。また昨年度に引き続きヨウ素補集用サンブラとプルトニウム用塵埃モニタおよび窒息死防止型 GM サーベイメータ用増幅器などの試作開発がなされ、その特性の検討と改善に関する研究などもおこなわれた。モニタの試作開発とならんでポリマフィルムのトリチウム透過に関する技術的な検討やホットラボケーブの塵埃粒子径の測定もおこなわれた。さらに本年度から実施された当部のプルトニウムプロジェクト研究の一環としては、各課で作られた試料中に含まれる微量の α 放射体の核種分析および検出定量をおこなうため、グリッド付電離箱と半導体検出器を用いた測定装置を試作し、特性試験と検出定量法の検討、研究がなされた。また肺に吸着したプルトニウムを測定するため放射 X 線を身体外からガスフロー型比例計数管で測定する方法を用いて開発している肺中プルトニウムモニタの試作もなされているが、これはまだ予備実験の段階で完成には相当の日時を要するものと思われる。さきにあげたプルトニウム塵埃モニタの試作もこのプロジェクト研究に含まれる。（立田）

3.1.2 α 試料の放射能測定

血液・尿などの生体試料、土壌・水などの環境試料、その他の放射線管理試料に含まれる微量の α 放射体（特

にプルトニウム）の核種分析および検出定量をおこなうために、グリッド付電離箱の整備調整をおこなうととも

に半導体検出器を用いた α 放射能測定装置を試作し、両者について特性試験と検出定量法の検討をおこなった。

この研究は1966年度からはじまったプルトニウム・プロジェクトの一環としておこなわれたものであり、1967年3月から実際の試料の測定をおこなっている。

(1) グリッド付電離箱

グリッド付電離箱を用いた α 放射能測定装置の構成を Fig. 3-1 に示す。電離箱本体はそれぞれ 130 mm の

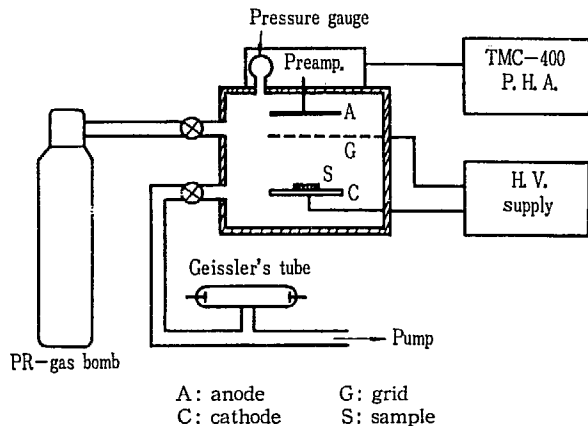


Fig. 3-1 Block diagram of the gridded ionization chamber system

直径の陽極、格子、陰極をもち、陽極—格子間の距離は 32 mm、格子—陰極間は 49 mm であって各電極はテフロン支柱で支えられている。陰極中心部に直径 35 mm、深さ 1 mm の試料受皿が組込まれ、内部に装填された 5 個の受皿は電離箱の外側から手動によって交換できるようになっている。

電離箱の出力は前置増幅器で増幅されその出力パルスは立上り時間が約 $1\mu\text{sec}$ であるが、入力パルスの立上り時間の規格が $0.5\mu\text{sec}$ である TMC-400 波高分析器の調整をおこない、リニアゲート回路で加えられるベデスタルパルスの幅を拡げることにより、立上り時間の遅いパルスに対しても安定に動作するようにした。

計数ガスは市販の PR ガス ($\text{Ar } 90\% + \text{CH}_4 \text{ } 10\%$) を充填して使用する。一般にガスの純度および CH_4 の混合の割合によってパルス波高の変動、分解能への影響があるので、ガスの再精製をおこなうことがある。しかしながら、管理試料の測定は急ぐ場合が多いのに対し、 Ar ガスおよび CH_4 の再精製および混合は長時間を要するので不適当である。また純 Ar ガスは PR ガスと比較すると約 50 倍の価格なので経済的にも好しくない。

PR ガス充填前に容器内を 10^{-3} mmHg 程度まで排気したのち PR ガスを充填する。Fig. 3-2 に示すように gas flush をおこなわないで充填した場合は、電離箱の出力パルスの波高値は長時間変動して安定するまでに 2 日間を要する。波高値が安定したところで充填ガスを一部排気し、新たにガスを補充して前と同じガス圧にすると波高値が低下する。そののち、波高値は増加し安定するが、ガス補充前の値と異った値を示す。一方、gas-flush を 1 回おこなった場合は波高値の変動は少なく、ガス充填後 3 時間以内に安定し、この状態が長時間継続する。したがって市販の PR ガスをそのまま使用しても gas-flush をおこなって充填すれば、3 時間以内に測定が開始できるし長時間の測定が可能である。

陽極—陰極間の印加電圧に対する出力波高値の関係を充填する PR ガスの気圧を変えて調べた結果を Fig. 3-3

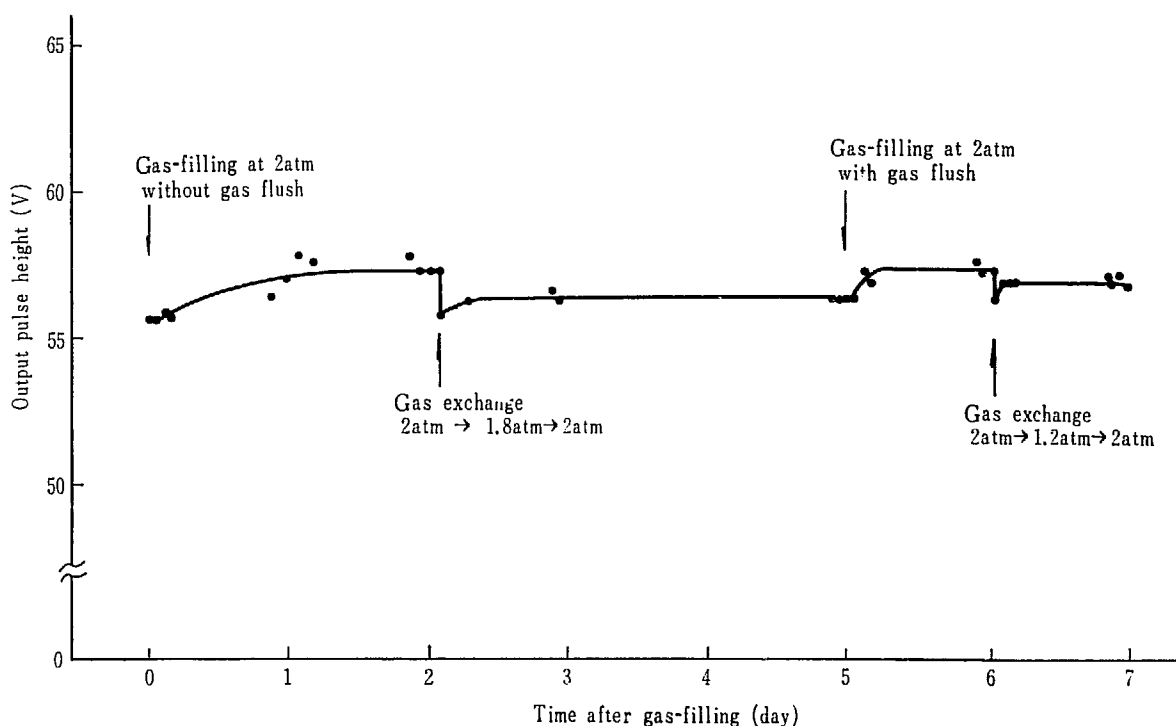


Fig. 3-2 Stability of output pulse height of the gridded ionization chamber

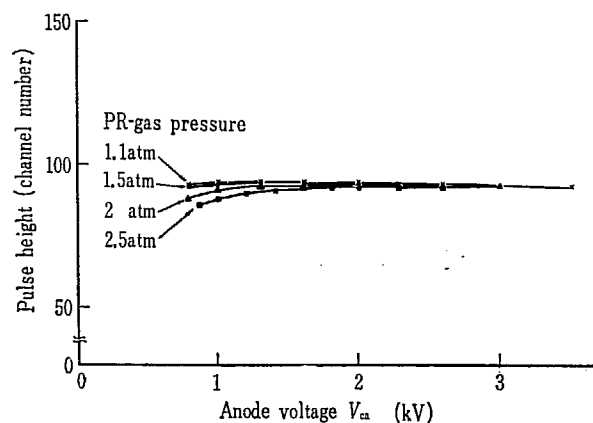


Fig. 3-3 Relation between output pulse height and anode voltage for various gas pressure

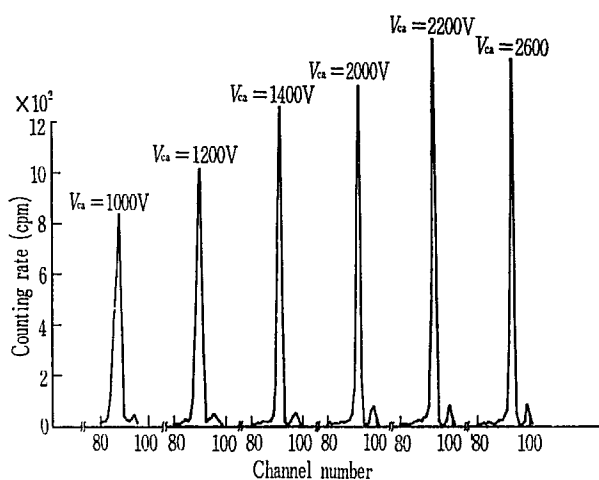


Fig. 3-4 α-spectra of ^{239}Pu for various anode voltage (PR-gas: 2.5 atm)

に示す。ガス圧が高くなると、わずかではあるがイオンの再結合による波高値の低下が認められる。ガス圧 2.5 atm のときの印加電圧に対する ^{239}Pu の α 線スペクトルの変化を Fig. 3-4 に示す。印加電圧が 2 kV 以上になると波高値およびエネルギー分解能はほぼ一定となる。このグリッド付電離箱の使用条件としてはガス圧 2 atm, 印加電圧 2.5 kV が適当であることがわかった。

α 線スペクトル分析において、エネルギー分解能は試料の状態によって大きく左右される。したがって、分解能を良くして分析精度を上げるためには試料をできるだけ薄く調整しなければならない。Fig. 3-5 に natural uranium の高周波焼付試料 (U_3O_8 , U で 300 μg を 54 φ のステンレス板に付けたもの) を測定したスペクトルを示す。

このグリッド付電離箱の自然計数率は 400 分測定の場合に 3 MeV 以上で 0.421 ± 0.032 cpm, 4 MeV 以上で 0.102 ± 0.16 cpm, 5 MeV 以上で 0.027 ± 0.008 cpm であった。 ^{239}Pu を測定する場合に 4 MeV 以上の計数値を用いれば、最小検出可能量*は 400 分測定で 9×10^{-2} dpm である。

* 標準偏差の 2 倍をとる。

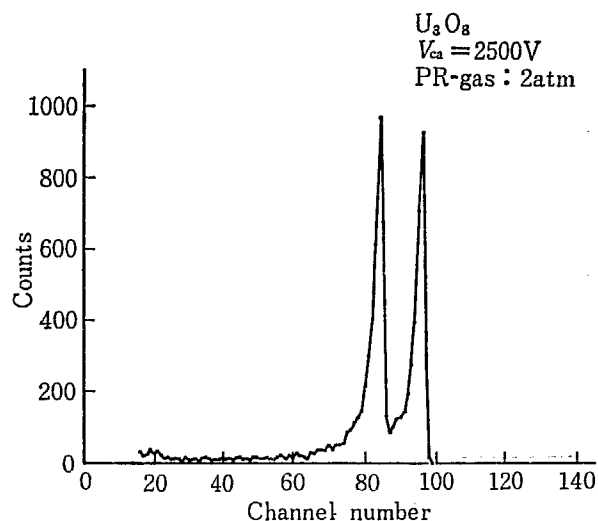


Fig. 3-5 α-spectrum of natural uranium

(2) 半導体検出器

Si 半導体検出器を用いた α 放射能測定装置を Fig. 3-6 に示す。使用した半導体検出器は比抵抗 $600 \Omega\text{cm}$ の n 型シリコンに金を薄く蒸着した表面障壁型のものであって、その有効面積は 3 cm^2 である。空気層による α 線のエネルギー損失をなくするために半導体検出器と試料は真空容器内に収められている。検出器表面と試料面の間隔は 2 mm から 20 mm まで可変であり、試料は手動により簡単に交換できる構造になっている。Si 半導体検出器からの出力は低雑音前置増幅器 (charge sensitive) および主増幅器を通して波高分析器に入りエネルギー分析される。

この Si 半導体検出器に加える bias 電圧の増加とともに空気層が厚くなって出力波高値が増大し、約 60 V 以上で一定となっている。しかしながら、bias 電圧が 100 V を越えると漏洩電流による雑音が増加してエネルギー分解能が低下する。以上のことから空気層が十分に厚くなりしかもエネルギー分解能のもっとも良い状態は

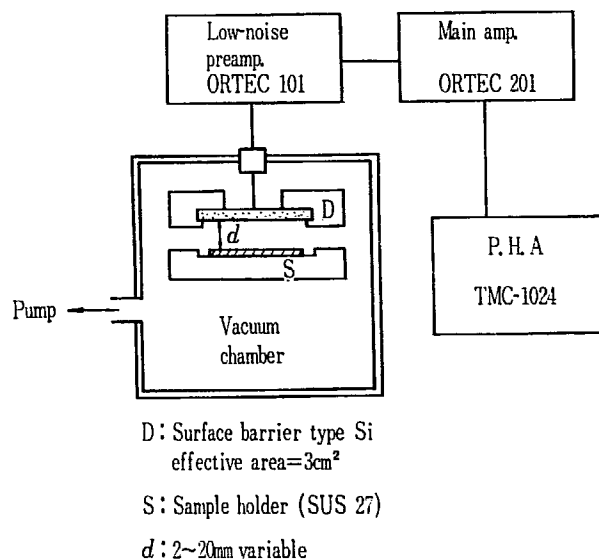


Fig. 3-6 Schematic diagram of the α-counting system

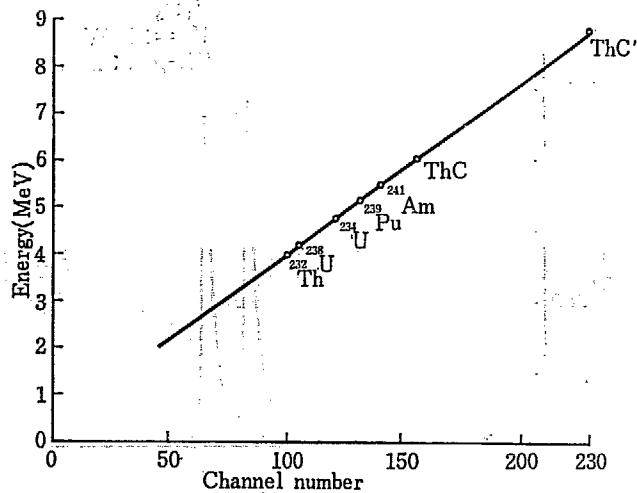
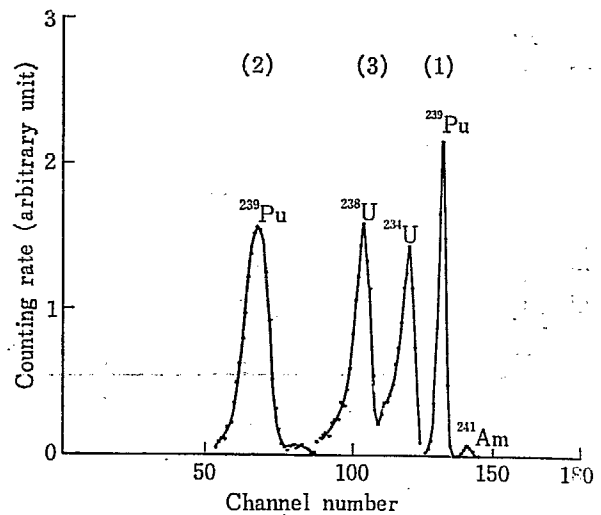


Fig. 3-7 Linearity between pulse height and alpha particle energy

bisa 電圧が 80 V のとき得られることがわかった。また, bias 電圧 80 V のときの α 線エネルギーと出力波高値の関係を 4 MeV から 9 MeV の α 線について調べた結果, Fig. 3-7 に示すように良好な直線性がある。これは空乏層が十分に厚くなっており, 9 MeV 以下の α 線はこの空乏層内で完全に阻止されていることを示している。

Fig. 3-8 に ^{239}Pu および natural uranium からの α 線のスペクトルを示す。この図において (1) は直径 2 mm, 厚さ 20 mm のコリメータを用いて, ^{239}Pu からの α 線を真空中で測定したスペクトルであり, (2) はコリメータを付けずに大気圧中で測定したものである。



(1) ^{239}Pu (collimator: 2 mm ϕ , $d=20$ mm, $\sim 10^{-2}$ mmHg)
(2) ^{239}Pu (collimator: none, $d=20$ mm, 1 atm air)
(3) natural uranium (collimator: none, $d=4$ mm, $\sim 10^{-2}$ mmHg)

Fig. 3-8 Spectra of ^{239}Pu and natural uranium

(3) は natural uranium を検出器表面から 4 mm の距離まで近づけて真空中で測定したものである。

この測定装置で 3,400 分間測定して得られた 4 MeV 以上の自然計数率は 0.00794 cpm である。また, 直径 5 mm の線源を検出器表面から 4 mm 離して対向させたときの計数効率率は 26% である。以上のような条件の下で ^{239}Pu の試料を 1,000 分間測定し, 4 MeV 以上の計数値で Pu 量を判定する場合の最小検出可能量は 3×10^{-2} dpm となる。(押野)

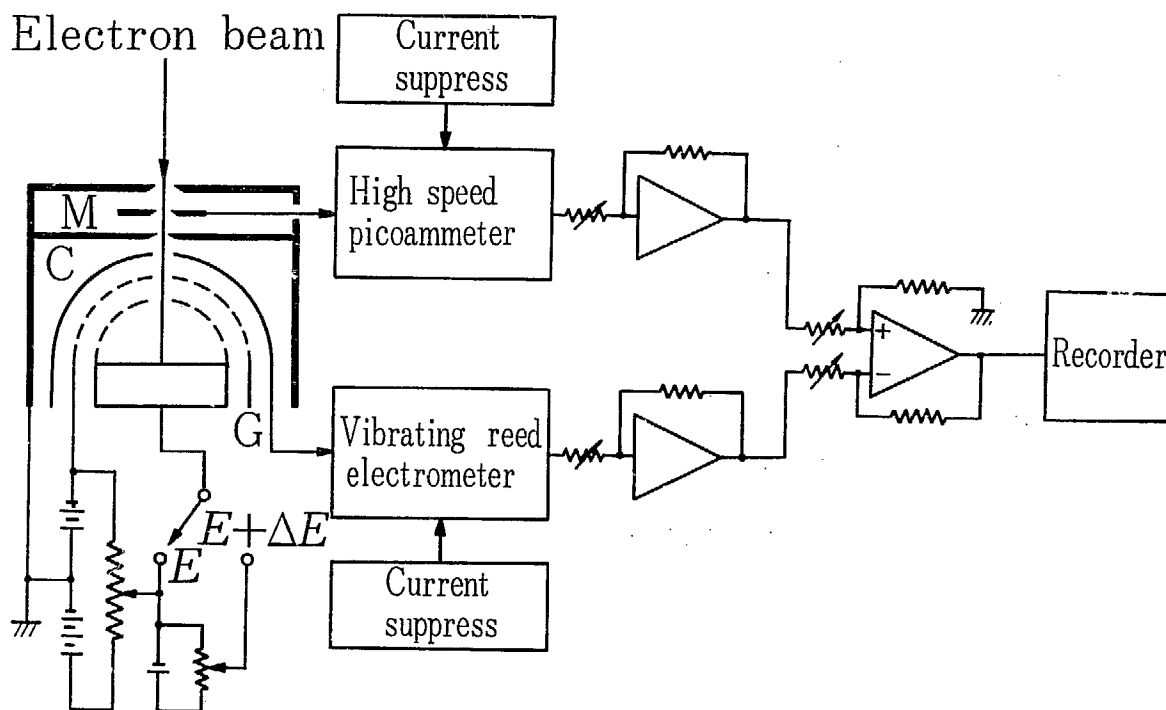
3.1.3 10~50 KeV 電子線による固体からの二次電子線エネルギースペクトル測定

放射線と物質との相互作用過程における重要な情報の一つに放射二次電子の低エネルギー領域スペクトルがあげられる。これらはこれまでに報告が少なく測定方法の差異により結果はかならずしも一致していない。これを調べるため, 10~50 KeV 単色エネルギー電子線を種々の状態の固体に照射し, 後方に散乱される電子線のエネルギースペクトルを直流法と交流法とで測定した。

(1) 直流法による測定

直流法による測定は次のようにしておこなった。電子線源と測定器はともに真空容器中に収納し, Fig. 3-9 に示すように標的に近いところで 2 枚のコリメータを通して照射し, 標的から後方に散乱・放射した電子線を retarding potential difference 法 (RPD 法) で測定した。測定対象となるエネルギー領域は最大 100 eV であるので, 入射電子線のエネルギーに比して 0~100 eV の変動は無視できると考えられる。それゆえ retarding potential E および $(E+\Delta E)$ はグリッドの電位を固定し標的の電位を変えて印加した。のちのデータ解析を容

易にするためグリッドと集電極の間の電位は常に一定にした。集電極に振動容量型電位計を接続し E と $E+\Delta E$ の微小エネルギー領域の電子を測定しスペクトルを求めた。これらの測定において入射電子線数の変動が大きいと測定誤差が著しく増大するので, これを除去するため入射電子線数のモニタに current suppress を組み込んだ。高感度電位計を接続しその絶対値を測定するとともに, 集電極に接続してある電位計にも current suppress を加えて, Fig. 3-9 に示すような回路でこの変動を除去した。このようにして求めた結果のうち, 銅を標的にした場合のスペクトルを Fig. 3-10 に示す。測定時の状態は真空度 1×10^{-5} mmHg, コールドトラップは使用せず標的の表面はバフ仕上げをしたもので室温で照射したものである。これまでの報告では¹⁾, 低エネルギー領域のピークは数 eV といわれていたが今回の実験では 1 eV 付近にピークがみられる。この相異は測定時の状態の差異により(表面状態, 標的温度, 酸化被膜, 真空用オイルの附着など)変化することが考えられるので, この状態を変えたいろいろの場合についてさらに測



M: electron current monitor C: collector T: target G: grid

Fig. 3-9 Schematic diagram of emitted electron energy measurement (DC method)

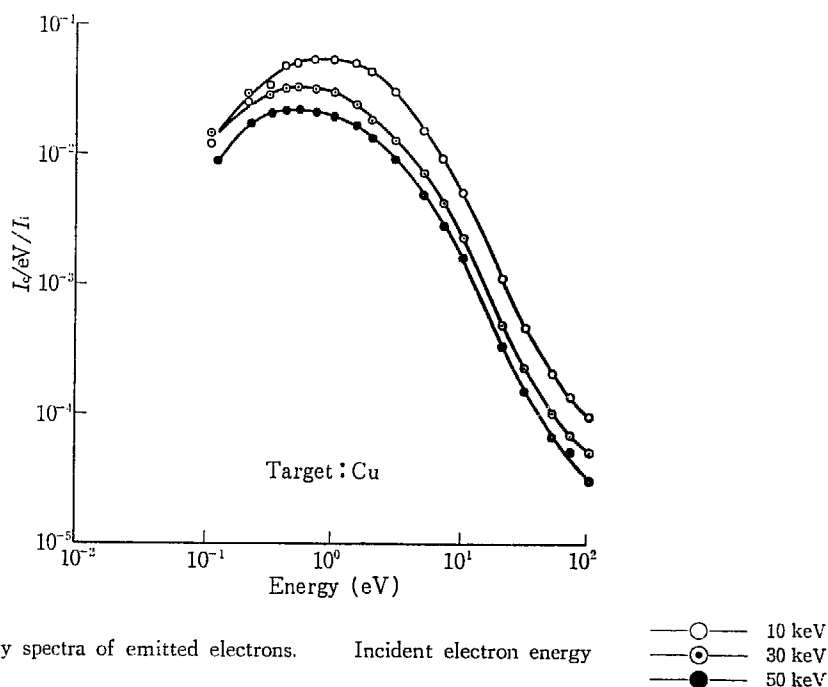


Fig. 3-10 Energy spectra of emitted electrons.

Incident electron energy

—○— 10 keV
—○— 30 keV
—●— 50 keV

定し検討する予定である。(沼宮内)

参 考 文 献

- 1) R. KOLLATH: *Ann. Physik*, 6, 357 (1947)

(2) 交流法による測定

固体に電子線を照射した場合に固体との相互作用によって生ずる放射二次電子スペクトルを得るため、そのエネルギーに相当する直流電圧とそのエネルギーのバンド幅に相当する交流電圧とを Retarding potential とし、

コレクタ出力の交流成分のみを検出することにより直接微分曲線を求めることを試みた。

測定器の検出部は電子銃と同じ真空容器中にあり、Fig. 3-11 に示すように円板状のビーム電流モニタ (M)、電場を均一にするための半球形のグリッドをもつターゲット (T)、コレクタ (C)、2 コのグリッド (G_1, G_2) からなる。電子ビームはコリメータを通してターゲットに垂直に入射する。RP として T- G_1 間に正の直流電圧 (E) と正弦波の微小電圧 (ΔE) とを印加した。ターゲットから放射された二次電子のうち G_1 を通過した電子をコレクタに向けて一定エネルギーだけ加速するため

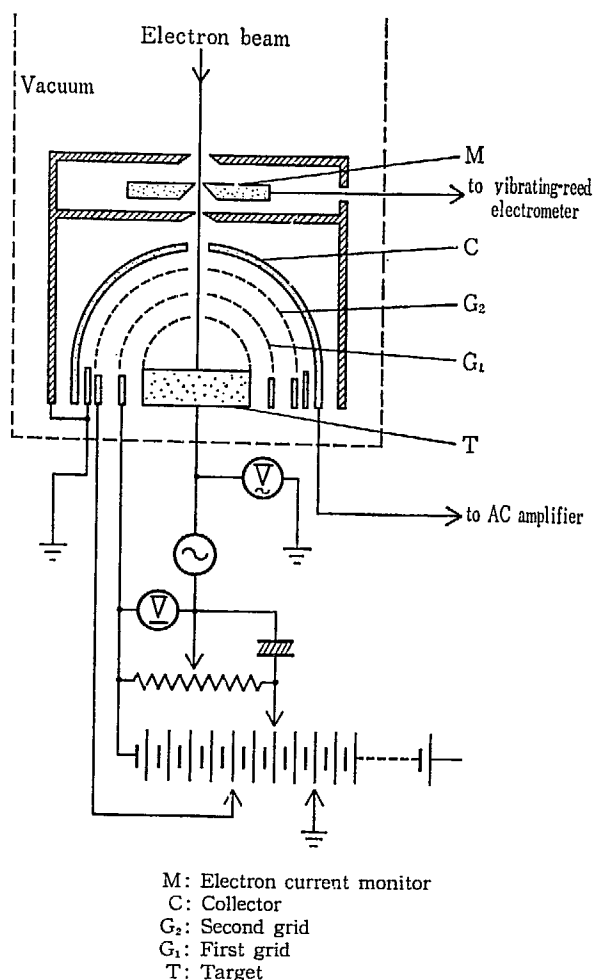


Fig. 3-11 Schematic diagram of emitted electron energy measurement (AC method)

G₁-C 間に一定の負電圧を印加した。コレクタ出力を交流増幅器と Bandpass filter とを通し ΔE の周波数成分のみを交流電圧計で測定し、 ΔE は E の 10% 以下とし、その周波数はコレクタへの誘導、交流電圧計の特性などから 16.9 c/s に設定された。尖鋭度の高い Bandpass filter を用いたためオシロスコープによって周波数の変動を常時監視した。測定中の真空度はコールドトラップを付けた油拡散ポンプにより $3 \sim 4 \times 10^{-6}$ mmHg を保持した。

Fig. 3-12 に 10 KeV の電子線を Cu のターゲットに照射し G₁-C 間の電圧を -16 V としたとき、第二のグリッドに中間の電圧、すなわち -61 ~ 0 V まで変化したときのコレクタ電流を図示した。横軸は放射二次電子の

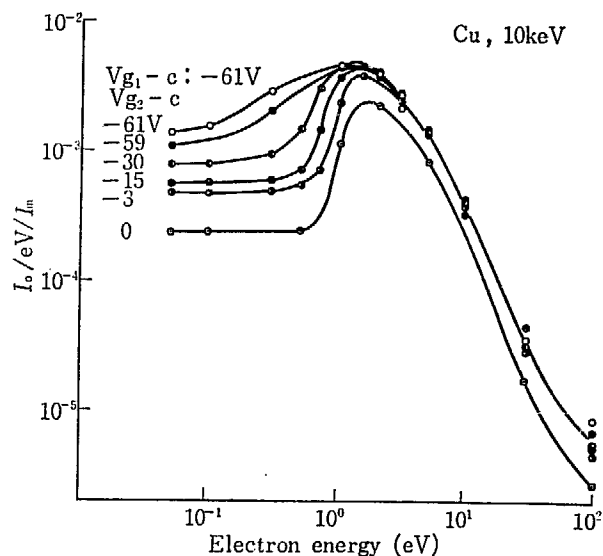


Fig. 3-12 Energy spectra of emitted electrons measured with various G₂-C voltages

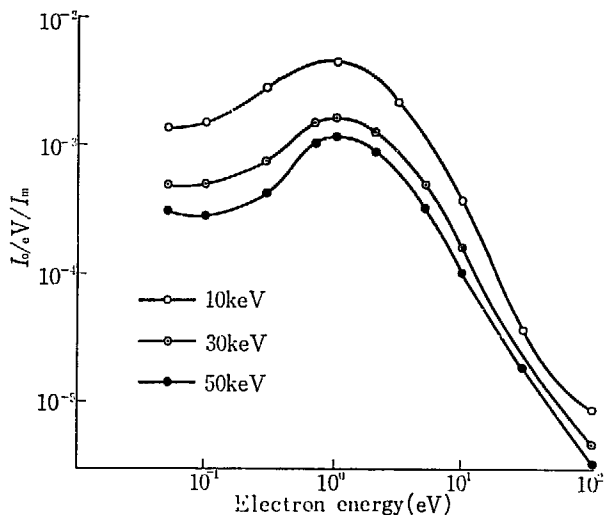


Fig. 3-13 Energy spectra of emitted electrons (Cu). Incident electron energy: 10, 30, 50 keV

エネルギー、縦軸はエネルギー幅 1 eV 当りに換算されたコレクタ電流を、振動容量電位計で測定されたモニタ電流の比で表わしている。G₂-C 間の電圧の減少にともなう低エネルギー領域におけるコレクタ電流の減衰について検討中である。

放射二次電子のスペクトルを Al, Cu, Pb のターゲットについて測定したが、一例として Cu に 10, 30, 50 keV の電子線を照射し、G₁-C, G₂-C 間の電圧が -60 V のとき得られたものを Fig. 3-13 に示した。(大谷)

3.1.4 肺中プルトニウムモニタ

²³⁹Pu の取扱い量が増加するにつれ、²³⁹Pu の被曝が問題となる。チリ状 ²³⁹Pu の肺吸着量の定量測定も重要な課題となった。各国研究所においても肺中プルトニウムモニタの開発が急速におこなわれ、肺負荷量 (16 nCi) の検出がほぼ可能のところまできている¹⁾。²³⁹Pu は α 放射体であり、肺吸着の場合直接 α 線による測定は困

難であるので、わずかに放射される X 線 (α 放射に対し約 4% で、エネルギーは 13.6, 17.0, 20.6 keV) を身体外部から測定することがおこなわれている。したがって background (B.G.) の影響がきわめて大きく、計数管の設計にも多くの困難な問題が生じている。NaI では B.G. が高いのでガス型比例計数管を用いることになる

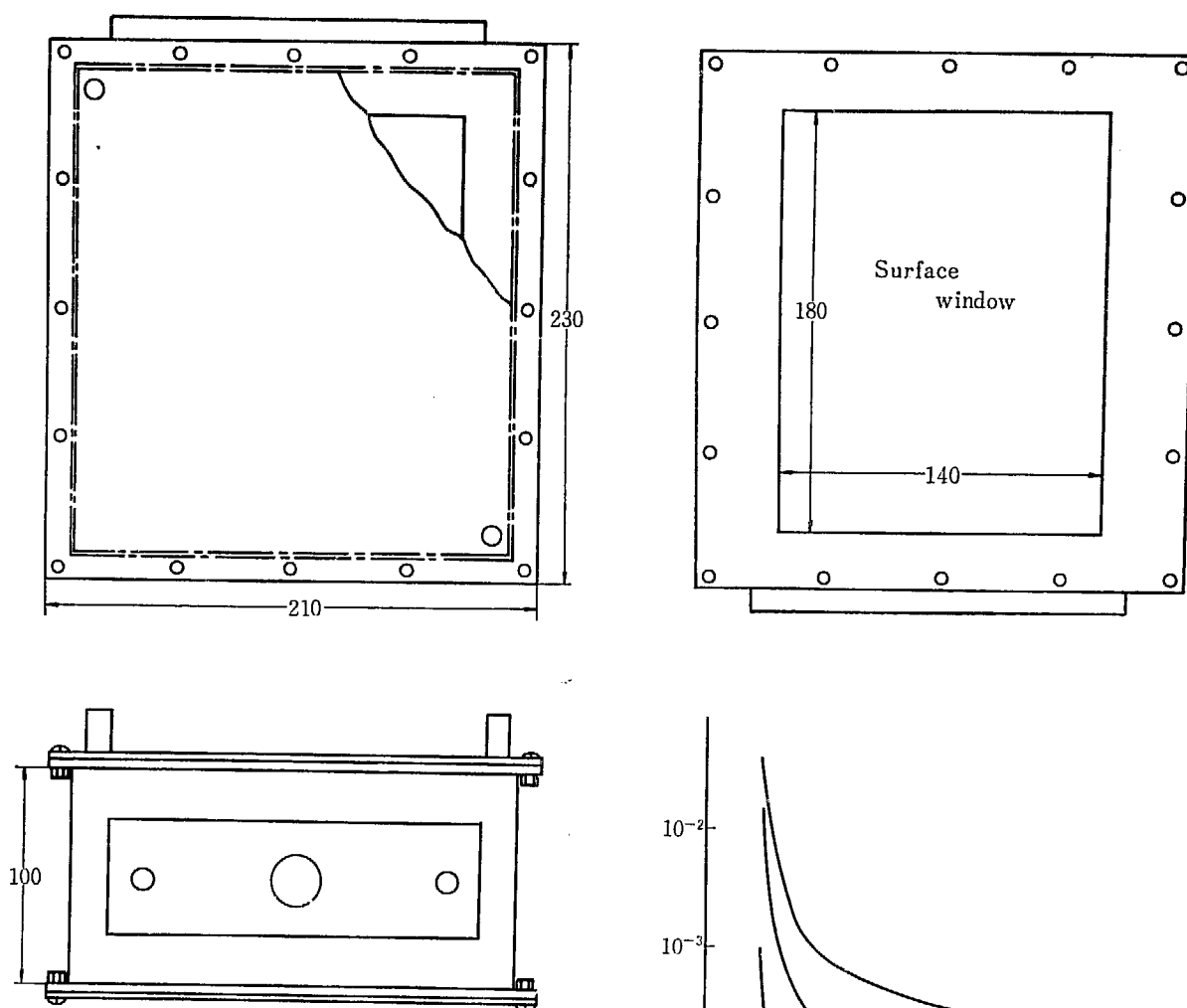


Fig. 3-14 Dimension of the large area proportional counter for measuring ^{239}Pu in lung

が、一般に B.G. を下げるため逆同時計数管をもった複合構造となる。主計数管の寸法は肺表面をカバーする必要があるので大きくなり、特性改善のため multi-wire 方式となる。計数ガスは B.G. を下げるため特別に純化装置を必要とする。また測定は特別に設計された遮蔽室内でなければ、肺負荷量の測定は困難である。

筆者らの設計したガスフロー型比例計数管の外観を Fig. 3-14 に示す。管体はステンレスを用い、窓面はマイラー薄膜に Al 蒸着をおこなったものである。内部は主計数管 (15×17×7 cm) とその周囲に逆同時計数管 (上面側面は 2 cm 厚、下面は 1 cm 厚) を持つ複合構造である。心線およびカソード線としてタングステンを約 2/100 mm 径にまで電解研磨したものを直接用いたがこれは金メッキする予定である。絶縁物にはポリエチレンを使用した。封入ガスは最終的には Xe を用いる予定であるが、試作の段階では PR ガスを用いている。

本計数管の計数効率 η は次式で表わす。すなわち、

$$\eta = k \cdot G e^{-\mu_s d_s} e^{-\mu_a d_a} e^{-\mu_w d_w} e^{-\mu_g d_g} (1 - e^{-\mu_B d_B})$$

k は space factor と名付け肺表面とその表面をカバーする肋骨断面積との比である。 G は幾何学的効率、 $\mu_s, \mu_a, \mu_w, \mu_g$ はそれぞれ筋肉、空気、窓面材質、ガスの吸収係数であり、 d はそれぞれの厚さである。 ^{239}Pu の X 線

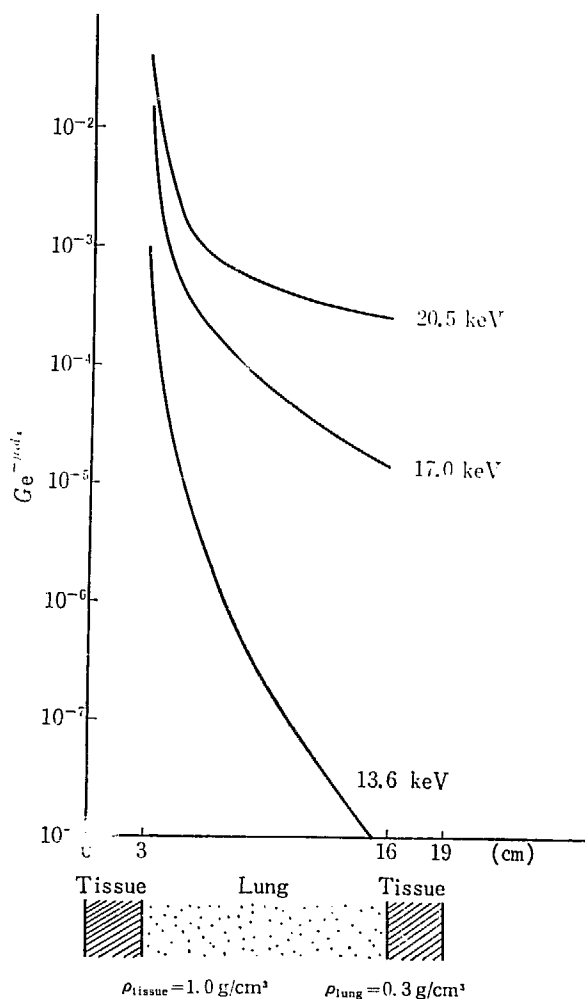


Fig. 3-15 X-ray absorption in lung and soft tissue

エネルギーが低いため、肺および筋肉の吸収がきわめて大きな問題となる。幾何学的効率を入れその吸収を計算した結果を Fig. 3-15 に示す。この図からわかるように肺の表面と裏面とに吸着した場合の減衰比は 17 KeV で 10^{-3} の order になり、裏面に吸着した場合は肺負荷量

の ^{16}nCi はほぼ不可能と考えられる。その他分布の仕方によっては測定が十分にできないことも考えられるし、気管支の付着も問題となろう。校正なども多くの問題がある。

試作計数管については目下各種の検討をおこなって

り、さらに2号器の試作もおこなっている。(城谷)

参 考 文 献

- 1) JAERI-memo, No. 2426 (1966)

3.1.5 携帯型中性子レムカウンタ

2 検出器系をもつ中性子レムカウンタの理論・実験についてはすでに発表¹⁾²⁾してあるので詳細は省略するが、ここではさらに携帯型中性子レムカウンタを開発したのでその概略を述べる³⁾。検出器の部分は Fig. 3-16-a に示すような構造である。この検出器を用いて線量当量率は

$$D = (0.123 N_1 - 0.023 N_2) \times 10^{-1} \text{ (mrem/h)}$$

と与えられる。 N_1 , N_2 は中心および外側の計数管の計

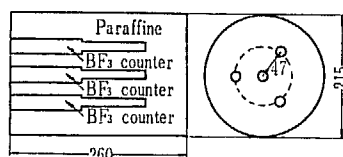


Fig. 3-16-a Dimension of the detector

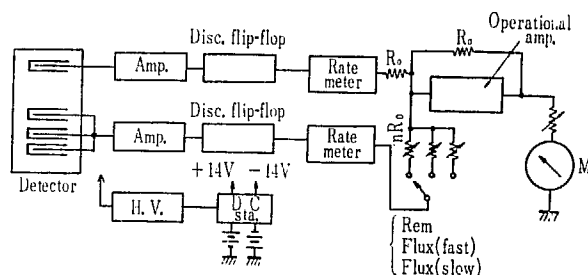


Fig. 3-16-b Block diagram of the electronic circuit

数率である。この演算は電気回路でおこなう。Fig. 3-16-b にこの演算表示回路のブロック図を示した。測定範囲は $0.1 \text{ mrem/h} \times 1, \times 10, \times 10^2, \times 10^3, \times 10^4$ である。なおこのレムカウンタは線束の概略を測定することもできることが特徴であり 10^5 cpm まで測定可能となっている。本機の精度は、演算をアナログ式でおこなっているため、低い計数率では時定数に起因する統計誤差が大きくなる。演算をデジタルでおこなえばその精度は高い。二、三

のスペクトルについて線量当量を求め、上に与えられた近似式との比較を TABLE 3-1 に示す。

本機の外観を Fig. 3-16-c に示す。詳細については別に報告を予定しているので省略する。(城谷)

TABLE 3-1 Discrepancies of dose equivalent rates

Dose equivalent rate	Spectra			
	RaD-Be	Fission	1/E	In Core
original	5.9%	1.21	9.27	2.15
approx.	5.9%	1.25	9.61	2.22
discrep.	+0.17	+3.3	+3.7	+3.3



Fig. 3-16(c) Outside view of the portable neutron rem counter

参 考 文 献

- 1) 27 回応物理学会予稿集, p.209 (1966)
- 2) H. TATUTA, H. RYUFUKU and T. SHIROTANI: "A new rem counter for neutrons" (*Health physics*, to be published)
- 3) 原子力学会要旨集, p.178 (1967)

3.1.6 身体表面の中性子反射

中性子の個人被曝線量測定器としては、現在 X 線フィルム、原子核乳剤、ガラス線量計、珪素塗付型電離箱などが使用されている。原子核乳剤を除いては、いずれも本質的に熱中性子線量測定器である。したがって、加速器、臨界装置の周辺のように低、中速中性子が、かなり存在すると考えられる場所での被曝線量の測定は問題である。作業者が装着している熱中性子線量測定器が低、中速中性子に感度を有するかどうかをあきらかにするた

めに、人体模型を使用して漏洩熱中性子を測定した。

人体に入射した高速中性子は体内で減速過程を経て、熱中性子となり、その一部は体外に漏洩する。この漏洩する熱中性子線束密度を測定し入射高速中性子線束密度との比を求め、この比が入射中性子のエネルギーによってどのように変化するかを調べれば、作業者の胸部に装着された熱中性子線量測定器の入射中性子に対する感度がわかる。

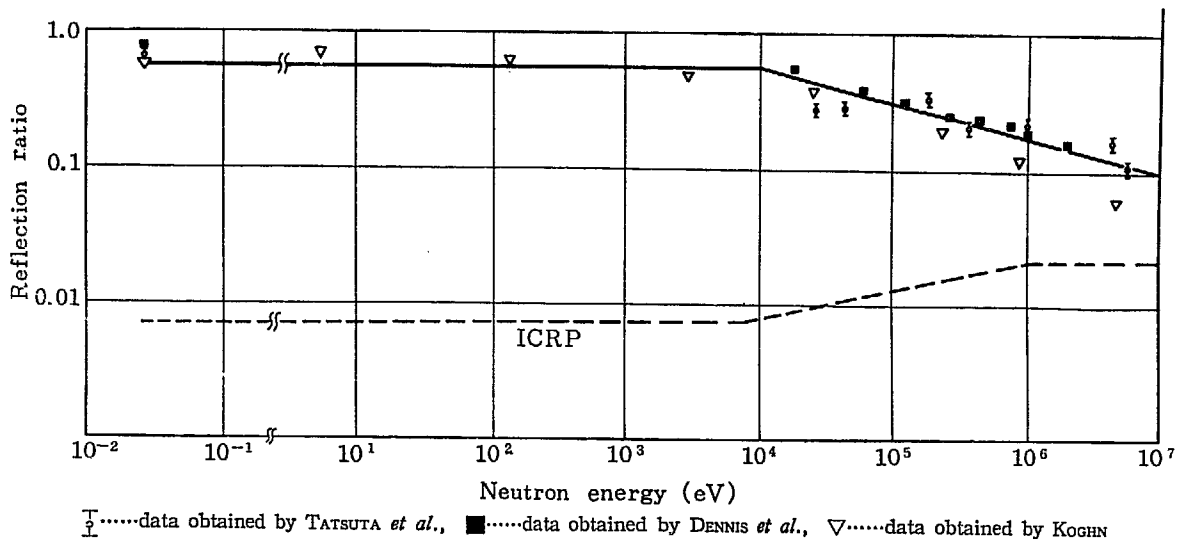


Fig. 3-17 Variation in reflection ratio with incident neutron energy.

The dotted line shows the variation in rem per unit fluence (arbitrary unit)

人体模型としては骨格を内蔵し、かつ肺の部分を空洞とした精密模型と 30 cm ϕ ×30 cm パラフィン円柱とを使用した。胸部前面に 1.5 cm ϕ ×15 cm BF₃ 比例計数管を直接付着させ、さらに直接入射中性子の影響をのぞくために計数管の前面に 2 cm×15 cm×0.05 cm のカドミウム板を取付けた。実験に用いた中性子線は 27 KeV, 45 KeV, 180 KeV, 1.0 MeV, 4.5 MeV, 5.8 MeV の単色中性子と、JRR-1 原子炉熱中性子実験孔における熱中性子線とである。入射中性子線束密度の決定は Long-counter でおこなったが、Long-counter の感度は RaD-Be 標準線源を用いて、線源の中性子放出率、スペクトルから計算により求めた。

実験結果を Fig. 3-17 に示すが、精密模型とパラフィン円柱の場合でよく一致した結果が得られていることがわかる。また HARWELL¹⁾²⁾でおこなった楕円柱の実験結果とも一致している。このことは身体表面における漏洩熱中性子の入射中性子に対する比(以下反射率という)は身体の物理的条件に支配されないことを示している。理由としてはつぎのように考えられる。高速中性子の減

速距離が約 5.6 cm であるので、表面から 5~6 cm の位置で熱中性子密度が最大となる一方、熱中性子の拡散距離は約 2.7 cm であるから、体外に漏洩する熱中性子は表面から 4~5 cm の厚さの層内で作られたものだけとなる。したがって、肺部の状態などは反射率に無関係となる。また Fig. 3-17 の実線で示すように、熱中性子から 10 KeV までの中性子に対しては反射率 0.55 で一定とみなすことができる。点線は ICRP で勧告されている単位中性子 fluence 当りの線量当量の値を任意目盛で示す。実線と点線を比較すると 10 KeV 以下の中性子に対しては熱中性子線量計は線量当量に比例した量を測定することがわかる。したがって、高速中性子だけに感度をもつ線量計(原子核乳剤、ピット線量計など)と併用すれば 0.025 eV~10 MeV の範囲にわたって、人体の線量当量が測定できる。

(立田)

参 考 文 献

- 1) J. A. DENNIS et al: AERE-R 5238 (1966)
- 2) J. W. SMITH: AERE-R 5125 (1966)

3.1.7 窒息防止型 GM サーベイメータの増幅器の改良および特性

前年度の窒息防止型 GM サーベイメータの試作に引続いて増幅器の改良に主力をおいて、製品化するための基本的な構成を検討した。また現在一般の放射線管理に使用している SM-102 型 GM サーベイメータの改造についてもあわせて検討し、モジュール化した増幅器を試作し実際に取付けて特性を試験した。

増幅器の改良は以下の事項に主力を注いだ。すなわち回路を簡略化すること、過渡特性の改善および過大な入力に対して回路を保護することである。

このような条件を一応満足するようなトランジスタ増幅器の回路を Fig. 3-18 に示す。

この増幅器の入力パルス波高と出力パルス波高との対応は Fig. 3-19 に示すように 3 mV 以上の入力に対して一定となり、25 V 位の入力までは出力波形の歪みは見られない。

GM 管(東芝 M-2319)を取付けた場合パルスの計数をフルスケール 10⁴ cps の one shot multi-vibrator を用いたレートメータで測定すると 30 mR/h 以上の高い照射量率に対して、その計数率は対数特性を持つ。この対応を Fig. 3-20 に示す。実測によると照射量率 3 R/h 位までは完全に対数特性を持つ。このような方式を用いると一般に今まで不可能とされていた照射量率 30 mR/h

以上を測定できる GM サーベイメータを実現でき、実用上 1 R/h 程度までの照射量率の測定が可能となる。

(神永)

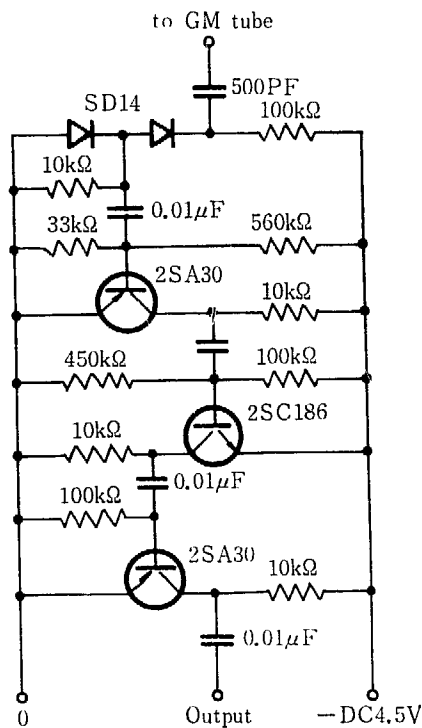


Fig. 3-18 Practical circuit of pulse amplifier

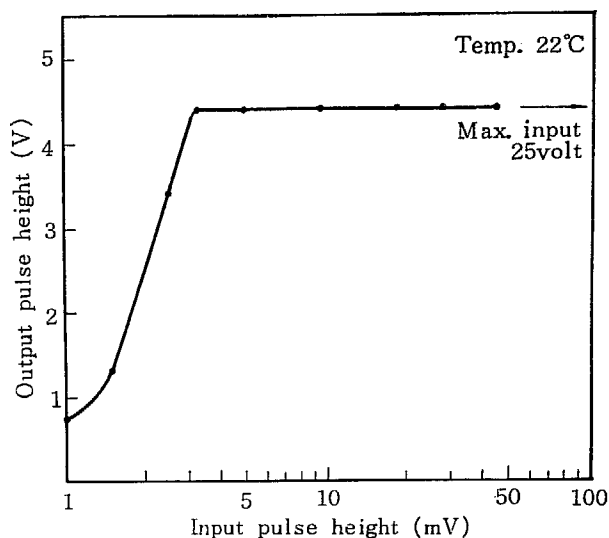


Fig. 3-19 Input-output characteristics of the amplifier

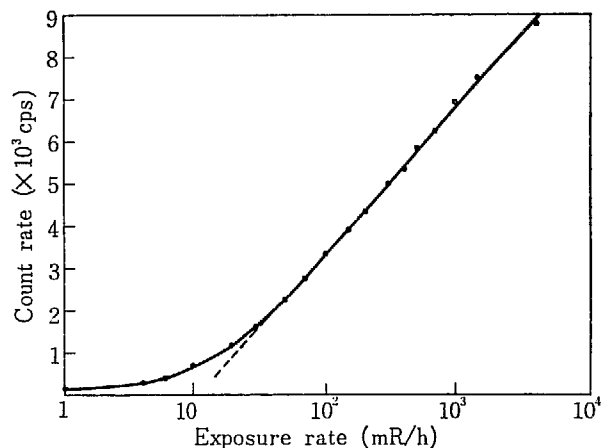


Fig. 3-20 Relation between exposure rate and count rate of the ratemeter

3.1.8 スペクトル線量演算子

本誌 No. 7, No. 8 に簡単に報告してきた演算子によるスペクトル線量変換法についてその原理を HURST & RITCHIE による放射線量計測の一般原理に関連して理論的に考察し、その実際的な決定法について検討をおこなうとともに、その演算を電子回路的に実施する方法を演算子の種々の作用素 ($G(E)$) について解析したので、その結果を以下に簡単にまとめた。

(1) 原 理¹⁾

HURST & RITCHIE は任意の系が受ける放射線量と任意の放射線測定系を結びつける普遍的な放射線線量測定概念を確立した。

これは情報—線量の間の変換の役割をはたす演算子の概念の導入によって特徴づけられる。しかし、彼らのおこなった理論の具体化の方向は測定器電子回路として彼らの開発した二進計数回路の組合せ回路を予想しているための制約がある。われわれはより一般的な演算子の決定法とこれを実施する電子回路の構想をえ、これが

Radiation dosimetry の範囲を実際的に広く拡大できる方法であることを見出した。

HURST & RITCHIE の放射線量測定的一般原理とは簡単にのべると次の通りである。

ある測定系に入射する放射線の単位線束を考えそのエネルギーを E_0 とすると、その測定系においてエネルギー E と $E+\Delta E$ の間のエネルギーを失なう反応 (I) の数は $f_{\beta, I}(E, E_0)dE$ となるから、その検出器 (β) の利得 $g_i(E_0)$ は吸収エネルギースペクトルにその検出器の使用法 (i) によって定まる演算子 $O_i(E_i)$ を適用することによって次のように示される。

$$g_i(E_0) = \sum_i O_i(E_i) \cdot f_{\beta, I}(E_i, E_0) \quad (1.1)$$

一方測定系と同じ照射条件のもとにある、ある物体 (κ) の受ける線量を $D_\kappa(E_0)$ とおけば、測定器の利得 $g_i(E_0)$ とこの線量 $D_\kappa(E_0)$ に関して、ある規定されたエネルギー範囲で次の不等式が成立するとき $D_\kappa(E_0)$ はこの測定器によって δ 以下の誤差で測定できる。

TABLE 3-2 Classification of dosimetric instruments based upon the kinds of operator

Operator $\int dE \cdot E^n$	Ordinary instruments	Instruments improved on energy response
$n=0$	Pulse Counting Method GM Scintillation BF ₃ Proportional Semi-conductor } counter	Scintillation Counter (MILLER) Neutron Rem counter (ANDERSSON & BRAUN)
$n=1$	Absorbed energy method Current measuring Calorimetric Chemical Other methods } method	Gamma ray pulse dosimeter (FURUTA & KIMBARA) Fast neutron dosimeter (HURST & RITCHIE) Discrimination modulation counter
Others		

$$\sum_i O_i(E_i) \cdot f_{\beta, i}(E_i, E_0) - D_r(E_0) \leq \delta \quad (1.2)$$

演算子 $O_i(E_i)$ を $\int E^n dE$ とし、その積率 (n) によって測定器を整理すると TABLE 3-2 のような分類になる。

HURST らはエネルギー特性を改良する方法として、一般式 (1.2) において演算子を固定し、誤差 δ を小さくすべく検出器の構成材料や幾何学的な構成を選択する方法を取扱っているが、このような方法では特性の改良には限界がある。ここで立場をかえて情報源としての検出器を固定し、演算子を任意に選ぶことができるならば、ある条件のもとでは誤差 $\delta=0$ の状態に完全にスペクトルと線量を結合する演算子が存在する。それが実際に決定可能ならば、測定された任意のスペクトル分布に得られた演算子を適用することによって、非常に簡単にしかも正確に線量換算が実施できる。

いま任意の測定系の単位放射線に対する吸収エネルギースペクトル分布を $f(E, E_0)$ 、これに対応する求めるべき線量を $R(E_0)$ とすると、この二者を結合する演算子 $\int G(E) dE$ は改善しようとするエネルギー範囲 $E_L \leq E_0 \leq E_U$ にわたって次の条件を満たさなければならない。

$$\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} f(E, E_0) G(E) dE = R(E_0) \quad (1.3)$$

関数 $G(E)$ が上に示したエネルギー範囲にわたって存在できるか否かは $f(E, E_0)$ とその有効な範囲を規定する積分区間 $E_{\min}$ と $E_{\max}$ のとり方に関係する。詳しくは省略するが、スペクトル分布を測定できる測定器、たとえば有機・無機シンチレータ、比例計数管、半導体検出器であれば、適当に $E_{\min}$, $E_{\max}$ を選ぶことによってスペクトル測定の可能なエネルギー範囲に関して (1.3) 式を満足する $G(E)$ 関数は存在する。 $G(E)$ 関数を決定する一般的な方法については参考文献 1) にふれてあるの

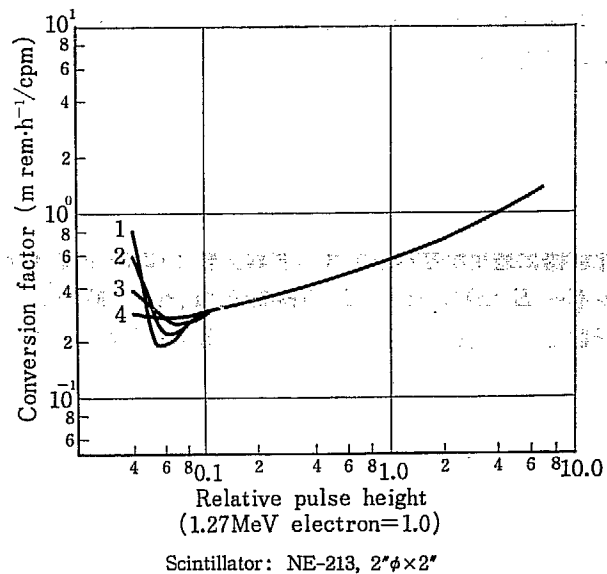


Fig. 3-21 Conversion functions for spectra-to-dose (rem) operation for fast neutron

No.	1	2	3	4
E_L (MeV)	0.54	0.60	0.68	0.74

で省略し、そのうちの電子計算機を用いて解く方法については (3) の電子計算機による $G(E)$ 関数の決定法において解説する。 $G(E)$ 関数の一例として計算により求めた液体シンチレータ NE-213 の速中性子線量のための $G(E)$ 関数を Fig. 3-21 に掲げる。図中曲線 1, 2, 3, 4 は $E_{\min}$ を 0.04 Cobalt Unit とし、 E_L をそれぞれ 0.54 MeV, 0.60 MeV, 0.68 MeV, 0.74 MeV に選んだ場合の $G(E)$ 関数である。

(2) スペクトル線量変換演算の自動化²⁾³⁾

$G(E)$ 関数を用いたスペクトル線量変換演算を電子回路によって自動的にこなわせることができれば、線量換算に要する手間がはぶけるだけでなく、その時間を大幅に節約できる。その方法は原理的には検出器からのアナログパルスとそのエネルギー(波高)の荷重量 $G(E)$ に比例した量にデジタル変換する方法であり、荷重量がエネルギーの一次関数として示される場合は電氣的に A-D 変換する方法がいくつか開発されている。しかしこれら方式は回路がかなり複雑な上に荷重関数が線型関数に近い場合以外は実質的に実施が困難である。この種の荷重法の方法に関係なく一般にパルス数の入力-出力比は荷重量 $G(E)$ と次の関係がある。

$$G(E) = K \frac{N_{\text{out}}(E)}{N_{\text{in}}(E)} \quad (2.1)$$

ただし $N_{\text{in}}(E)$, $N_{\text{out}}(E)$ はそれぞれ検出器からのエネルギー E の入力アナログパルス数と荷重後のデジタルパルス数をあらわし、 K は比例定数である。通常検出器で検出される放射線パルスは時間的に完全にランダムである点に着目すれば、エネルギー荷重機構を、入力アナログパルスとそのエネルギーによって決まる割合だけ通過させるような時間ゲートによる定時サンプリング機構に置き換えることができる。すなわち、対象とするエネルギー範囲の最大エネルギーパルス ($E_{\max}$) の

サンプリング時間を t_0 とすれば、エネルギー E のパルスに対する入力-出力比 $S(E)$ はゲートを閉じる時間 t で次のように表わされる。

$$S(E) = \frac{G(E)}{G(E_{\max})} = \frac{t}{t_0} \quad (2.2)$$

この原理を実施するためのゲート回路、すなわち波高弁別器に適用するバイアスの変調波形は (2.2) 式をエネルギー E で解いた $G(E)$ の逆関数に相当し、時間 t の関数として表わされる。この回路の働きを式によって示すと次の通りである。

$$\begin{aligned} N_{\text{out}} &= \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F(E) S(E) dE = \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F(E) (t/t_0) dE \\ &= \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F(E) \left\{ \frac{G(E)}{G(E_{\max})} \right\} dE \\ &= \frac{1}{G(E_{\max})} \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F(E) G(E) dE \end{aligned} \quad (2.3)$$

ただし N_{out} は当回路通過後の計数値であり、 $F(E)$ は時間積分をおこなった入力スペクトル分布である。上式より N_{out} は正しく求めるべき変換値に比例した値である。ここにのべた基本回路は $G(E)$ 関数がエネルギーとともに単調に増加する場合にしか応用できないので、もし $G(E)$ 関数がこの条件に該当しないときは次のような方法を用いる。たとえば最も単純な $G(E)$ がエネルギーとともに単調に減少するような関数の場合はこの関数を、基本回路を適用できるように変形し、換算後本来の $G(E)$ 関数適用値にもどす方法をとる。この場合 $E=0$ において $G(E)$ が最大であるから $S(E)$ をエネルギーとともに増大するような関数にするために次のようにおく。

$$S(E) = \frac{t}{t_0} = 1 - \frac{G(E)}{G(0)} \quad (2.4)$$

この関数をバイアスとした波高弁別器回路(比較回路)を経た中間出力 N_{neut} は、

$$\begin{aligned} N_{\text{neut}} &= \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F(E) S(E) dE \\ &= \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F(E) dE - \frac{1}{G(0)} \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F(E) G(E) dE \end{aligned} \quad (2.5)$$

この信号と入力信号 N_{in} の反同時計数をとれば、その出力 N_{out} は次のようになり、本来の関数をスペクトル $F(E)$ に適用した値そのものが得られる。

$$\begin{aligned} N_{\text{out}} &= N_{\text{in}} - N_{\text{neut}} \\ &= \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F(E) dE \\ &\quad - \left[\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F(E) dE - \frac{1}{G(0)} \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F(E) G(E) dE \right] \\ &= \frac{1}{G(0)} \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F(E) G(E) dE \end{aligned} \quad (2.6)$$

以上のべた回路のブロックダイアグラムを示すと Fig. 3-22 のようになる。図中 Output 1 の回路は最初

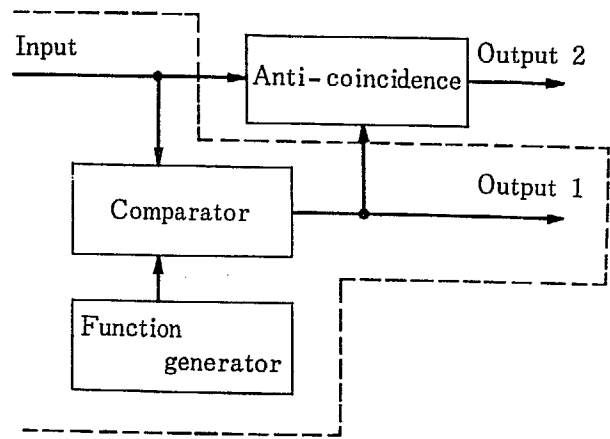


Fig. 3-22 Fundamental block diagram of operating circuits

回路である。関数がエネルギーとともに減少する部分と増大する部分をもつ場合については、関数を減少する部分、増大する部分にそれぞれ分離し Output 1, 2 の回路を組合せ適用する。実際的な回路構成その他詳細については参考文献 3) にまとめた。

(3) 電子計算機による $G(E)$ 関数の決定法⁴⁾

$G(E)$ を適当な近似式であらわし、その未定係数を電子計算機により決定する方法を試みたので、これについて簡単にのべる。

未定係数法で $G(E)$ 関数を決定するに際し、まず最初に決めなければならない重要なことは $G(E)$ 関数を精度良く内挿できる最適な近似式の基本型を決定することである。われわれは $G(E)$ 関数を次の近似式で表わした。

$$G(E) = \sum_{N=1}^{NMAX} A(N) \{g(E)\}^{N-M-1} \quad (3.1)$$

ここで $NMAX$ は項数、 $A(N)$ は未定係数、 $g(E)$ は近似度を決定する任意の関数、 M は次数の倍率を決定する定数である。このうち $NMAX$, M , $g(E)$ は $G(E)$ 関数の種類、Input Data の諸条件、すなわち E のエネルギー範囲、 E_0 の数とそのエネルギー間隔をもとに全エネルギー範囲にわたって正確に内挿近似ができるように適宜決定する。計算式は (1.3) 式と (3.1) 式より以下の通りである。

$$\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F(E, E_j) \cdot \sum_{N=1}^{NMAX} A(N) \{g(E)\}^{N-M-1} dE = R(E_j) \quad (3.2)$$

$$\sum_{N=1}^{NMAX} A(N) \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F(E, E_j) \{g(E)\}^{N-M-1} dE = R(E_j) \quad (3.3)$$

ここで J は Input Data の種別をあらわし、その最大数を $JMAX$ と置く。

$$\begin{aligned} \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} F(E, E_j) \{g(E)\}^{N-M-1} dE &= B(N, J) \\ R(E_j) &= R(J) \end{aligned}$$

とおけば

$$\sum_{N=1}^{NMAX} A(N) \cdot B(N, J) = R(J) \quad (3.4)$$

上式によって $J=1$ から $JMAX$ までの $A(N)$ に関する一次式を計算し、最小自乗法によって最適の近似を

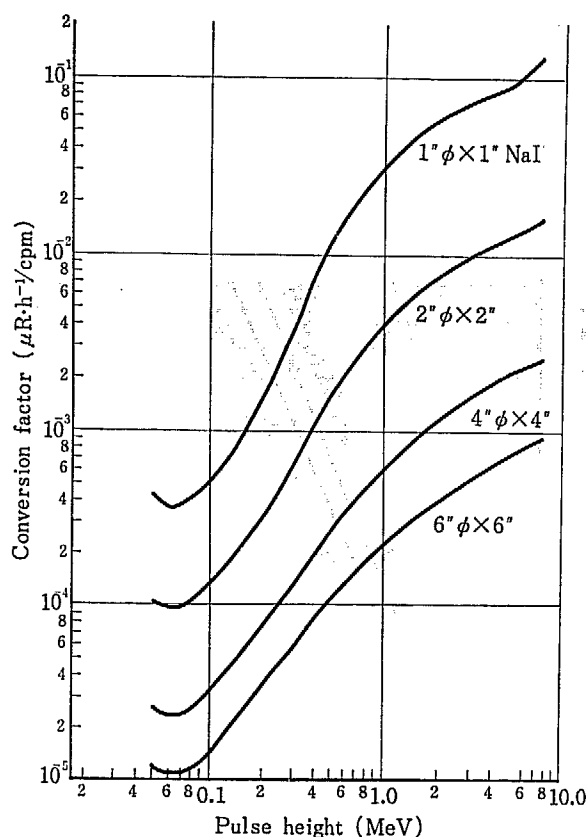


Fig. 3-23 Conversion functions for spectra-to-exposure operation

得る多項式を決定する。計算プログラムと $NMAX$, M , $g(E)$ についての考察は参考文献にゆだね、この方法により決定した NaI シンチレーターの、スペクトル分布から照射量換算のための $G(E)$ 値とスペクトル分布が

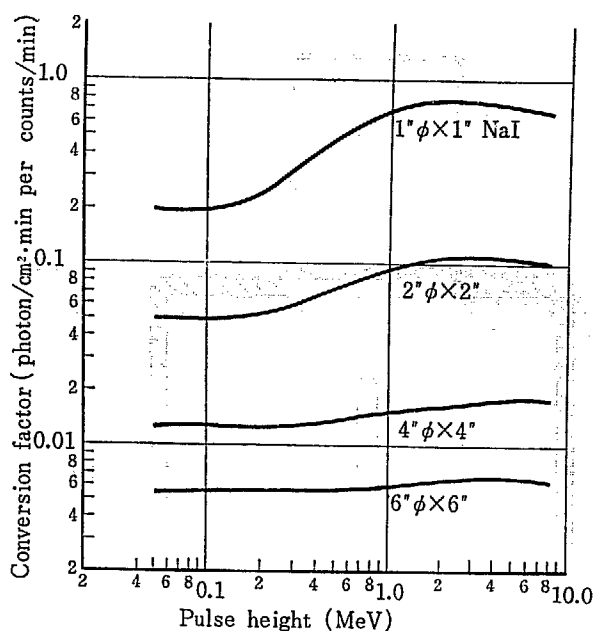


Fig. 3-24 Conversion functions for spectra-to-flux operation
ら線束換算のための $G(E)$ 値をそれぞれ Fig. 3-23, 3-24
に掲げておく。(森内)

参 考 文 献

- 1) 宮永一郎, 森内 茂: スペクトル線量変換演算子とその応用, 第一部 原理, 日本原子力学会誌投稿中
- 2) 森内 茂, 宮永一郎: スペクトル線量変換演算子とその応用, 第二部 スペクトル線量変換演算の自動化, 日本原子力学会誌投稿中
- 3) 森内 茂, 宮永一郎: 演算子によるスペクトル線量変換法の応用, 第四回理工学における同位元素研究発表会, 口頭発表 (1967年4月)
- 4) 今井和彦, 森内 茂: IBM-7044 によるスペクトル線量演算子の決定, JAERI-memo 2071

3.1.9 ポリマーフィルムのトリチウム (DTO) 透過

放射性物質の安全取扱において、汚染の密封あるいは隔離防護にビニール・フィルム、ポリエチレン・フィルムおよびゴム・フィルムなどが使用されている。たとえば、エヤライン・スーツや RI 取扱用あるいはグローブボックス用ゴム手袋はこれらのものから作られている。また一方、JRR-2, JRR-3 の研究用重水炉では中性子線照射により重水中に多量のトリチウムが生成していて、その取扱いに伴う内部被曝の防護、すなわち直接接触による皮膚からの摂取と空気汚染による摂取に対する防護が必要である。この防護にはおもに上記の防護具のほか、ビニールやポリエチレン・シートが使用されている。ここではこれらポリマーフィルムの安全性を検討するため、重水炉で生ずる DTO 分子をトレーサとして、重水のこれらフィルムに対する透過度を測定したので概略を述べる。

この測定は Fig. 3-25 にその概念図を示すように、結合電離箱による Dynamic test 方法で、テストフィルムの面積は 15 cm^2 あり、電離箱の容積は 1.5 l であった。

透過に使用した重水は $100 \mu\text{Ci/ml}$ 濃度のトリチウムを含んでいた。膜を透過したトリチウムによる電離電流は振動容量型電位計で測定し、電離箱内のトリチウム量から透過した重水量を求めた。

Fig. 3-26 は dynamic test の結果の 1 例を示したもので、横軸は蒸気を膜にふれさせたときからの経過時間を示し、縦軸は電離箱内に単位膜面を透過して入った重水の量を示している。このグラフの勾配から透過率を求めることができる。TABLE 3-3 は、各種フィルムの厚さによる透過率の差異を示したものである。フィルムの材量、材質によってその値は異なる。また原則的には厚さに反比例する値を取りうるはずであるが、実測の結果からは (ビニールフィルムの場合の例を Fig. 3-27 に示す) そのようになっていない。

ポリマーフィルムを水の分子が透過するプロセスとして、1) 分子がフィルムの裂目や毛細管を streaming する, 2) フィルム裂目の表面に沿って拡散する, 3) ポリマーの非秩序部分を分子拡散により透過する, などが考

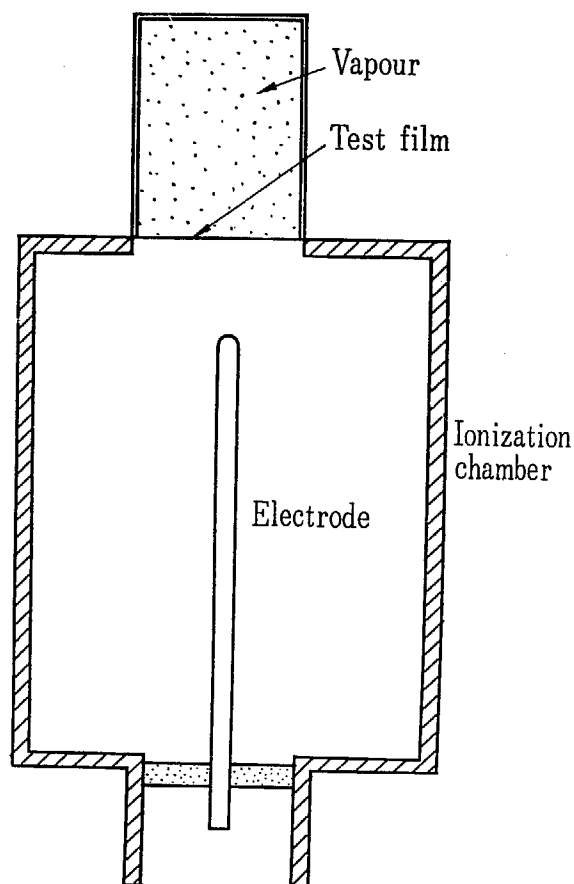


Fig. 3-25 Combined ionization chamber

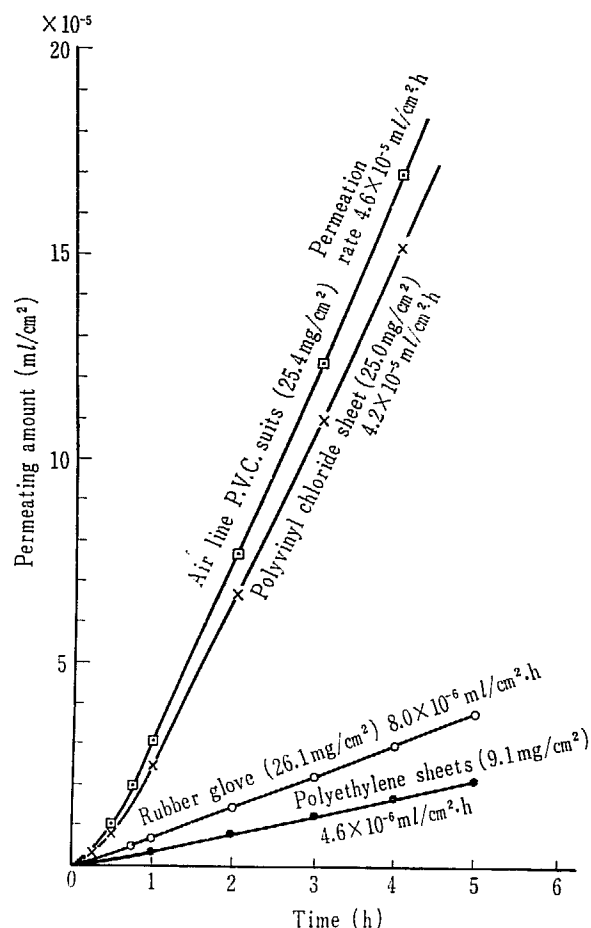


Fig. 3-26 Permeation dynamic test of various kinds of polymer films for heavy water vapour

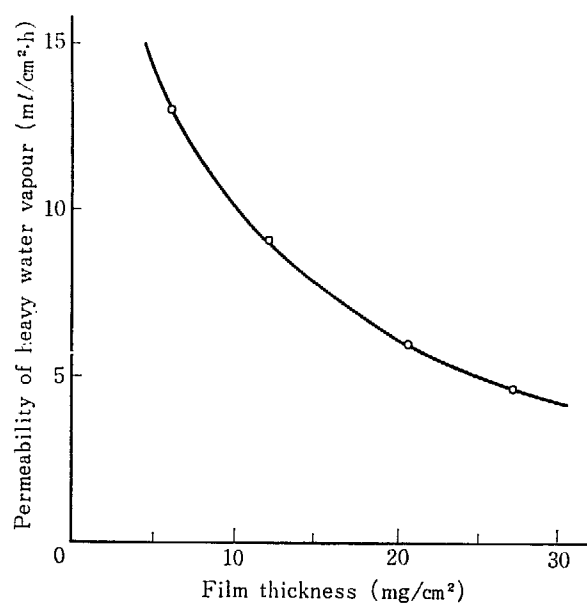


Fig. 3-27 Moisture permeability vs. thickness of vinyl film (Manufactured by YAMATO-GOMAKU)

えられている。このテストの結果では、透過率はビニールフィルムが最大で、次にゴムフィルムでポリエチレンフィルムは最小であり、この3者の透過率の比は 1:1/5:

1/20となっている。なお、ゴムフィルムはラテックス材の方がネオプレン材に比して 3~4 倍もよく透過させる性質を持つ。
(加藤(仁))

TABLE 3-3 Permeability of heavy water vapour (D_2O) through various kinds of polymeric films

Material Thickness (mg/cm ²)	Vinyl sheets	Polyethylene sheets	Air line suits	Rubber glove (Latex)	Rubber glove Neoprene
5	1.4×10^{-4}	7.0×10^{-6}	—	—	—
10	1.0×10^{-4}	4.0×10^{-6}	—	—	—
15	8.3×10^{-5}	—	—	—	—
20	6.1×10^{-5}	—	—	—	—
25	5.0×10^{-5}	—	4.6×10^{-5}	8.0×10^{-6} (3.0×10^{-5})*	—
30	4.2×10^{-5}	—	—	—	—
50	—	—	—	1.0×10^{-5}	3.2×10^{-6}
100	—	—	—	—	1.6×10^{-6}

* in another experiment.

3.1.10 浮遊性ヨウ素サンプラーの特性 (III)

(1) 長時間 (24 時間) サンプルング時の捕集効率

^{131}I 製造に伴ってスタックから放出されるヨウ素について、本誌 No. 8 に記した実験を継続し、長時間 (24 時間) サンプルング時の捕集効率を調べた。その結果、捕集効率は $70\% \pm 15\%$ であった。

(2) 浮遊性ヨウ素サンプラーの連続モニタへの適用

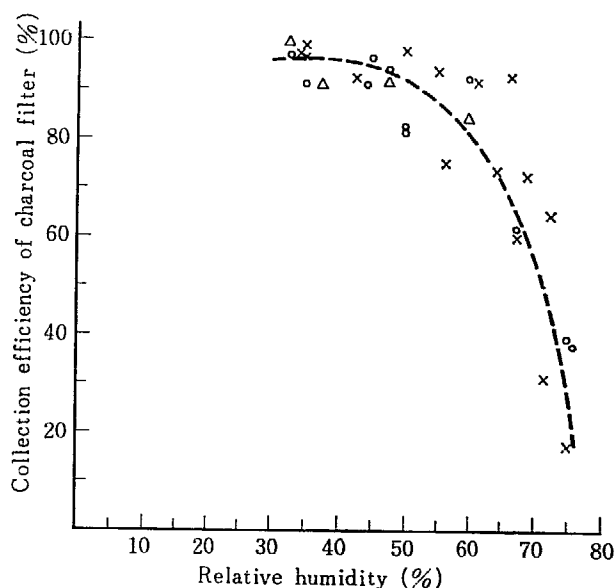
浮遊性ヨウ素は HV-70 (または HE-40) 濾紙にはほとんど捕集されず、また再現性も悪い。そのため、ヨウ素など揮発性ガスによる空気汚染の連続測定・監視には浮遊性ヨウ素サンプラーを取付けたモニタを使用し、その構成要素のうち HV-70、および活性炭濾紙に捕集されたヨウ素からの β 線を GM 管により測定する方式を採用している。このモニタリングを効果的にこなうためには活性炭濾紙の捕集効率が種々の条件¹⁾に影響されないで一定であることが望ましい。しかし実際には以下に述べるように捕集効率は変動する。

実験の結果、サンプルング空気の湿度が活性炭濾紙の捕集効率の変動に影響する重要な因子の一つであることがわかった。Fig. 3-28 は活性炭濾紙の捕集効率と相対湿度の関係を求めたグラフである。このグラフから相対湿度が 45% 以下であれば、捕集効率は濃度に関係なく 90% 以上となり、再現性もよい。しかし、相対湿度が 45% 以上になると、捕集効率は急激に減少し、再現性も悪くなることがわかる。このように相対湿度が増大すると捕集効率が減少する現象は活性炭濾紙が水蒸気を吸着することに関係していると考えられる²⁾。

一般にヨウ素の (MPC)_a 濃度 ($3 \times 10^{-9} \mu Ci/cm^3$) におけるヨウ素原子数は $100 \text{コ}/cm^3$ であるのに反して、 $20^\circ C - 60\%$ 湿度の空気中の H_2O 分子数は $3.7 \times 10^{17} \text{コ}/cm^3$ である。このように圧倒的に濃度が異なり、水蒸気の吸着が顕著になる雰囲気においてはヨウ素が活性炭へ一旦吸着しても水蒸気による収着置換³⁾が起る。した

がって、高い湿度では捕集されたヨウ素が脱着して、活性炭濾紙の捕集効率は減少する結果となる。

この実験をおこなった RI 製造棟の湿度は冬期において 30~50% (夜間は約 70%)、夏期において 60~80% (夜間は 80% 以上) の間を変化している。特に雨天の場合には冬期、夏期によらず 80% 以上に達する。また湿度は一日の中でも大きく変化する。したがって、活性炭濾紙の捕集効率、およびその変動の改善をおこなうには少なくともこの湿度の影響を取り除かねばならない。



Iodine concentration: ○ more than $1.3 \times 10^{-7} \mu Ci/cm^3$
 x $1.3 \times 10^{-7} \sim 1.3 \times 10^{-8} \mu Ci/cm^3$
 △ less than $1.3 \times 10^{-8} \mu Ci/cm^3$

Face velocity: 21 cm/sec
 Sampling time: 30 min
 Sampling point: Exit of air cleaning system
 (7 FE filter used)

Temperature of sampling point: $\sim 20^\circ C$

Fig. 3-28 Relation between collection efficiency of charcoal filter paper and relative humidity of sampling air

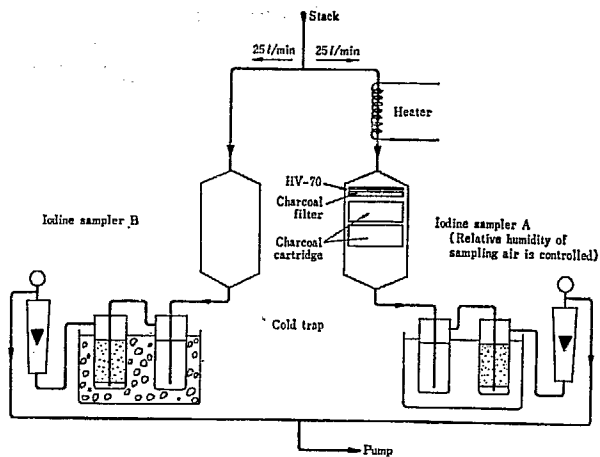


Fig. 3-29 Schematic diagram of apparatus for testing the collection efficiency

そこで、Fig. 3-29 に示す加熱装置を用いて、相対湿度を制御した場合と制御しない場合とについて、活性炭濾紙の捕集効率とサンプリング時間との関係を比較した。

その一例を Fig. 3-30 に示す。湿度を制御した場合（温度 $65^{\circ}\text{C} \sim 70^{\circ}\text{C}$ ，湿度 5% 以下）では活性炭濾紙の捕集効率が 85% となり、15 時間の連続サンプリングに対してもほぼ一定であった。一方、湿度を制御しない場合（温度 $5^{\circ}\text{C} \sim -3^{\circ}\text{C}$ ，湿度 35~70%）での捕集効率は 40~

50% で制御した場合より低い。

高い捕集効率を得られる理由は、サンプリング空気の温度を増すことにより、相対湿度を減少させると同時に、活性炭濾紙とヨウ素の反応速度が増大するためと考えられる。この実験における流量率は 25 l/min（表面流速 21 cm/sec）であるから、活性炭濾紙と空気の接触時間は 0.01 秒である。したがって、温度を上げて、反応速度を速くした方が捕集効率はよくなる。

サンプリング空気を加熱すれば、高い湿度条件のときでも相対湿度は低下し、その変動も小さくなり、サンプリング空気の物理的条件は一定となる。したがって活性炭濾紙の捕集効率および再現性は改善され、よい精度でヨウ素の濃度評価が可能である。今後、実用できる加熱装置をモニタに取り付けその効果を観察することを予定している。

（成富）

参考文献

- 1) 福田整司その他：浮遊性ヨウ素サンプラーの試作とその特性，JAERI-Memo 2262 (1966)
- 2) FRANK, J. ACKERMAN et al: Mechanisms that affect the adsorption of methyl iodide on charcoal under humid condition. UCRL-14990 (1966)
- 3) K. ブラッツラー：吸着技術，55~59，広川書店

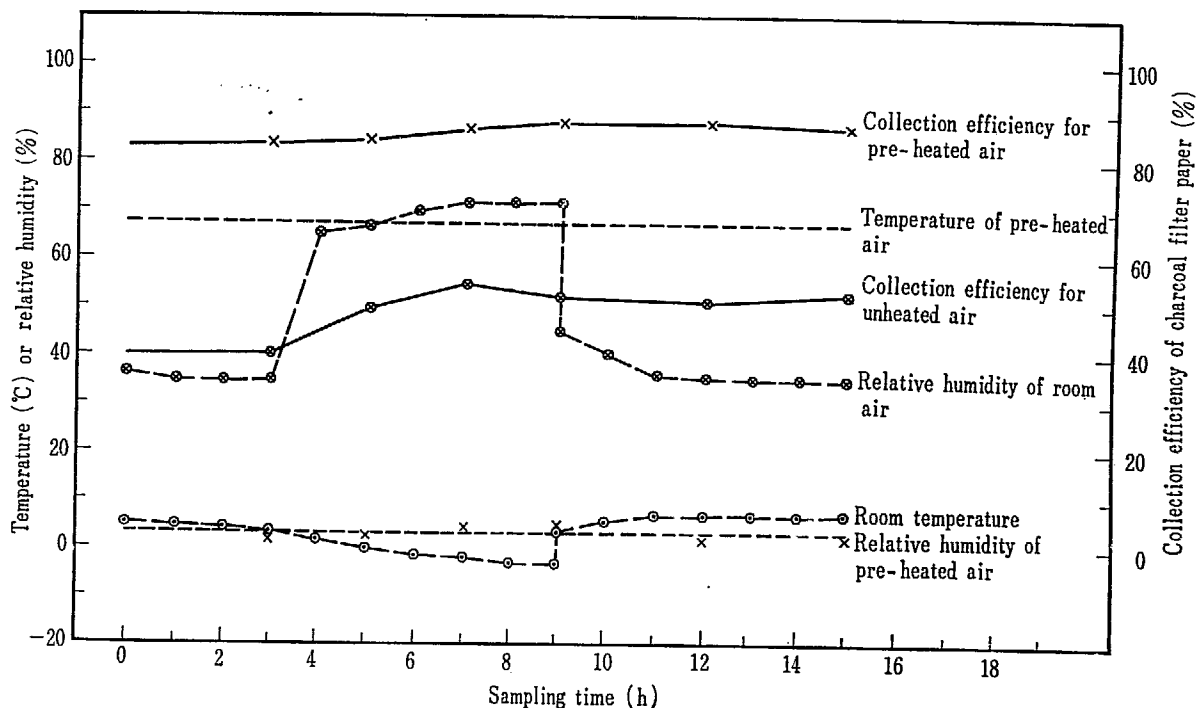


Fig. 3-30 Effect of relative humidity and temperature of sampling air on collection efficiency of charcoal filter paper

3.1.11 ホットラボ・ケープ中の塵埃粒子径の測定¹⁾

ホットケープ中の塵埃の性質を知ることはケープの負圧低下によるケープ外への塵埃の漏洩，床汚染の拡大，ケープ内作業時の放射線防護などを考慮する上で重要である。原子炉で照射した試料の加工を主目的とするダーティケープ中の背面 2 カ所にガムドペーパーをおき、それ

に付着した放射性塵埃の粒子径の測定をおこなった。ガムドペーパーは上下に 50 cm 間隔に 5 枚設置し、3 ヶ月間放置した。この間におこなわれた作業はダイヤモンドカッタによる UO_2 の切断，カプセルの開封，ミールングによる天然ウランの切断，ハックソーによるカプセル

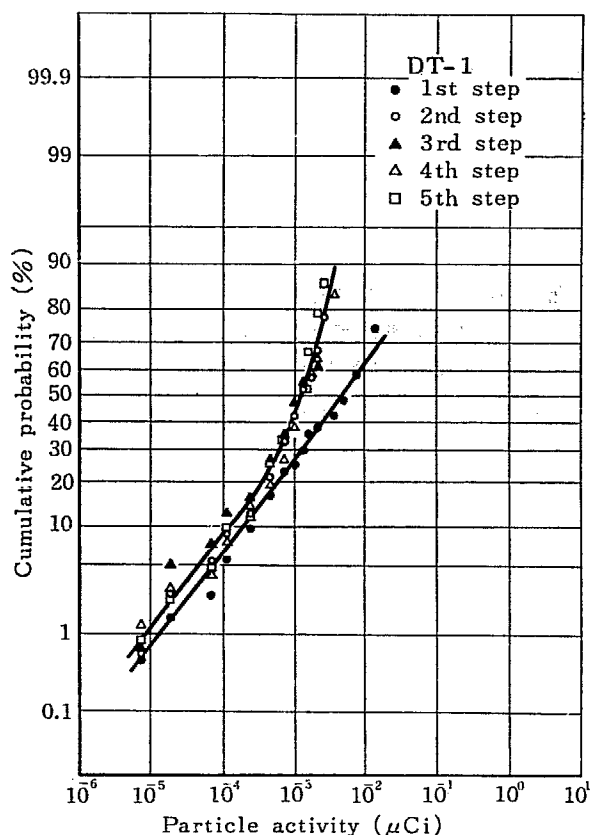


Fig. 3-31 Particle activity distribution in the cave

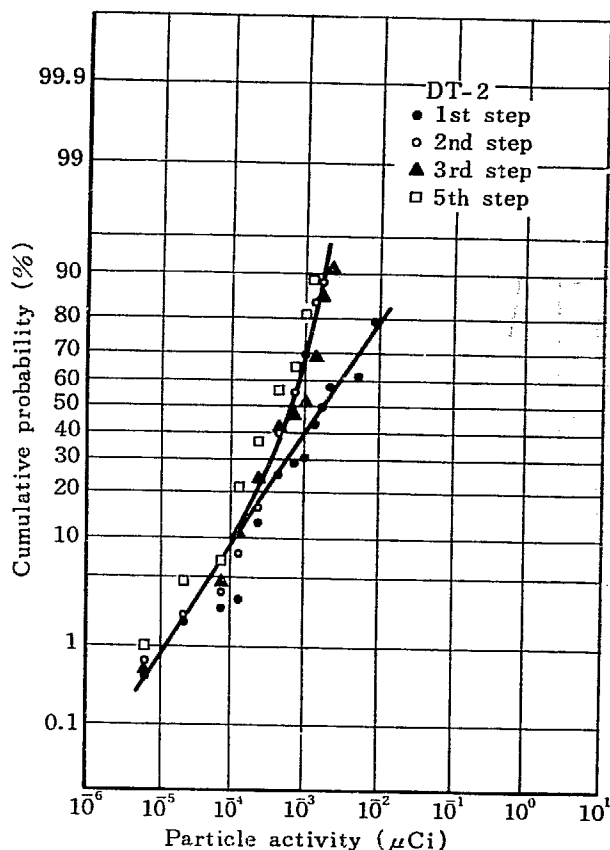


Fig. 3-32 Particle activity distribution in the cave

の開封などである。

ガムドペーパーに付着した放射性塵埃の解析は、サクラ R 工業用フィルムでオートラジオグラフィをとり、オートラジオグラフィ上の代表的な大きさの黒化スポット 20 個を抜き出し、このスポットの径を測微濃度計を用いて測定し、これを標準とした。この標準径とオートラジオグラフィ上の全スポット径を測定した。ガムドペーパーに付着している塵埃粒子はほとんどが FP を含んだ照射済ウランであり、抜き出したスポットに対応する塵埃粒子の放射能を測定してスポット径と放射能の関係を求め、スポット径の分布を塵埃粒子放射能の分布におきかえた。この内 7 コの塵埃粒子を金属顕微鏡下でサーベイメータを用いて抜き出し体積を測定した結果、その放射能と粒子の体積は直線関係にあることがわかった。ガムドペーパー上の放射能の分布は体積すなわち重量分布と考えることができる。各ガムドペーパー上の放射能分布を Fig. 3-31, Fig. 3-32 に示す。最下段の粒子の放射能の分布はほぼ log-normal 分布を示しているが、他の段のオートラジオグラフィのスポットの数が 200 前後であり、統計的にばらついた分布となった。この分布の中央値は $10^{-3} \mu\text{Ci}$ 程度であるが、これは 10μ 径の粒子に相当する。また各段の全放射能は大差なく、最下段のみが他の段の 2 倍あった。最下段の中央粒子径は 20μ である。これは Pu などの粒子径と比べて相当大きい。このオートラジオグラフィによる方法はサクラ R フィルムを使用して $10^{-5} \mu\text{Ci}$ 以上の粒子しか測定できないが、一般に

空気中に浮遊している粒子の大きさの分布は log-normal 分布をしていると考えられているので、 $10^{-5} \mu\text{Ci}$ 以下の放射能（それに相当する重量）をもつ粒子は全粒子の放射能に比べて無視できる程度である。

このオートラジオグラフィを用いてその放射性塵埃の粒子径を求める方法は

- 1) 放射性塵埃についてのみ着目して測定できる、
- 2) 全粒子を顕微鏡で測定する必要がない、
- 3) 低放射能の塵埃の測定ができる（工業用 Fuji No. 200 フィルムで $10^{-7} \mu\text{Ci}$ 以上が測定できる）、
- 4) 放射性塵埃の付着状態が一見してわかる、

などの利点があるが、以下に述べる欠点がある：

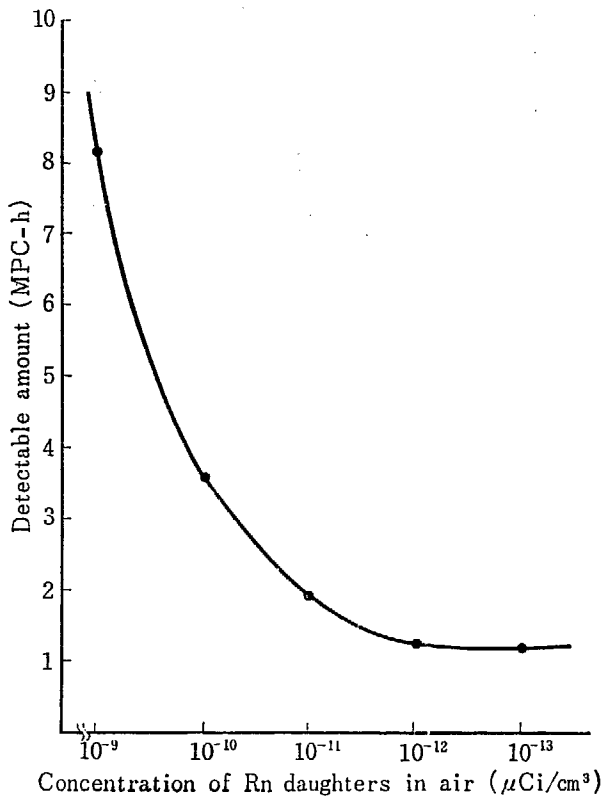
- 1) 異なる核種が混在しているときそれらを分離することが困難、
- 2) 代表的な塵埃を数個抜き出さなければいけない（特に極小の粒子に対して困難）、
- 3) 現像条件およびスポットが重なるほど多数のスポットがあるときスポット径の測定に注意を払う必要がある。

これらの欠点に対して測定上注意を払わなければならない。（山本）

参 考 文 献

- 1) 山本, 松井, 芹沢, 高橋: ホットラボ・ケープ中の塵埃粒子径の測定, 第 2 回保物協議会研究発表会 (1967)

3.1.12 プルトニウム用塵埃モニタの試作 (III)



Flow rate: 250 l/min
 Sampling period: 1 hour
 Overall counting efficiency for Pu: 6.1%
 Base line: 3.5 V
 Channel width: 2.5 V

Fig. 3-33 Detectability of the airborne plutonium monitor

1965年度に試作した α 線スペクトル分析型プルトニウム用塵埃モニタの概要は本誌 No. 8 にすでにのべた。今年度は試作した前記モニタの検出感度を詳細に検討した。

Fig. 3-33 は試作した α 線スペクトル分析型プルトニウムダストモニタの検出感度を MPC-h の単位で表わした結果である。図の横軸はラドン崩壊生成物の濃度であり、縦軸は検出感度である。検出感度はラドン崩壊生成物の濃度が $10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ のときで 2 MPC-h であるから、最初に目標とした感度 (8 MPC-h) を十分に期待できるとともにこのモニタの調節および使用法は非常に簡単であり、実際に十分に役立つことがわかった¹⁾。

(南)

参 考 文 献

- 1) 南, 渡辺, 福田, 成富: α 線スペクトル分析型 Pu 塵埃モニタ, *Radioisotope* (投稿中)

3.2 内部被曝

Internal Exposure

The following studies were performed in 1966.

- 1) Determination of fallout ^{137}Cs and ^{90}Sr in diets and excreta.
- 2) Effect of starve on the retention and excretion of ^{137}Cs in rats, and
- 3) Analytical method of ^{239}Pu in biological and environmental materials.

3.2.1 概要

内部被曝に関する技術開発は2つのサブテーマ 1) 排泄物 RI より体内 RI の推定, 2) 生体物質中に存在する放射性核種の分析法, からなっている. サブテーマ 1) では4人の特志者を対象として, 日常食, 排泄物中のフォールアウト ^{137}Cs および ^{90}Sr の定量をおこなった. この研究の目的の一つは, フォールアウトによってすでに排泄物中のバックグラウンドとして存在する ^{137}Cs と ^{90}Sr のレベルを知り, 放射能作業による汚染と区別するためである. また他の目的は, ^{137}Cs の生物学的半減期を求めたり, また糞と尿中の ^{137}Cs の存在比を求めることである. ^{90}Sr については, 体内汚染量は直接測定されないが, 放医研でおこなっている人骨中の ^{90}Sr 分析結果と摂取量, 排泄量の本研究の結果を結びつけ, 連続被曝におけるこれら三者の関係を知るためである.

^{137}Cs の定量結果によると, ^{137}Cs は1964年以降減少しはじめ, 1966年末には1日当りの摂取量, 排泄量とも約30 pCi/day となり, 1964年のピーク時の約1/4である. ^{90}Sr の1日当りの摂取量は月によって変動が大きい, 1966年には約10 pCi/day であって, 1964年のピーク時の約1/2である. また尿中のレベルは約1 pCi/day であって, これもピーク時の約1/2であった. ^{90}Sr の日常食および排泄物中のレベルの減少度は ^{137}Cs のそれに比べ遅く約1/2ということになる.

サブテーマ 1) でおこなったもう一つの研究は RI の体外排泄速度の変化に関するものである. 一般に RI の排泄の速さ(生物学的半減期)は普通の状態ではほぼ一定と考えられているが, ^{137}Cs について, 排泄速度におよぼす要因について研究した. ラットを絶食状態にすると生物学的半減期が著しく増加する. この時, 血漿中のレベルは食事を与えた普通の状態に比べあまり差がない. しかし尿中のレベルには著しい差がある. したがって, 腎臓のクリアランスが絶食状態では正常時に比べ著しく低下していることになる. また消化管への分泌が低

下していることが糞中への排泄の減少となって観察され, 腎臓のクリアランス低下と相まって, 絶食時には体外への排泄が少なくなることになる.

サブテーマの 2) である生体物質中に存在する放射性核種の分析法の研究については, α 崩壊核種の分析法研究に着手し, 本年度はその最初の元素としてプルトニウムを取り上げた. 本研究で対象となるプルトニウムのレベルは著しく低く, およそ1 dpm/試料であるため, 通常のレベルの分析とかなり異なった面を有する. このため, プルトニウムの化学的性質とくに分析において問題となるコロイド形成について, 現在までの文献を詳しく調査した. また分析の対象となる試料の種類が多く, 試料の処理方法がそれぞれ異なるので, この点についても合わせて調査をおこなった.

プルトニウム定量法の基本は, 試料を湿式あるいは乾式処理をおこなったのち, 共沈, 溶媒抽出, イオン交換などを利用してプルトニウムを第一次的に捕集し, ついで溶媒抽出, イオン交換により類似の性質を有する元素から分離する. つぎに分離したプルトニウムを金属の小円板に電着して放射能を測定するものであるが, プルトニウムには通常 3, 4, 5, 6 価の原子価状態があり, その化学的挙動が複雑であって, とくに4価のものはコロイドを形成しやすい. したがって試料処理から電着に至るまで, この事柄について検討する必要がある. 本年度はこのうち基本となるイオン交換と電着についての基礎的実験をおこなった.

イオン交換としては陰イオン交換樹脂を用い, 主として硝酸系について樹脂への吸着および溶離について検討をおこなった. この結果, 現在知られているところの比較的高濃度硝酸溶液において吸着させる方法では, 吸着に先だって原子価の調節をおこなわないと, かなり吸着しないものがあり, また吸着したものの樹脂からの溶離も良好とはいえなかった. これにはプルトニウムのコロ

イド形成がその一因となっていると考えられ引きつづき検討を進めている。

電着については、プルトニウム電着の前段階としてウラン、ランタン、セリウムについて pH、電流密度などと電着収率について検討し、この結果、ウラン、ランタ

ンについては定量的に電着する条件を決定した。セリウムについてはやや収率が低いのでこの点について引きつづき検討するとともに、プルトニウムの電着について着手した。

(藤田 (稔))

3.3 環境放射能

Environmental Radiation and Contamination

The work of the systematic completion of the site criteria and hazard analysis of the Takai site followed the preceding year and was performed for the most part in the end of this period. Wind analysis using a sonic anemometer, research of tracer technique for the atmospheric diffusion experiment, and development of the method of environmental gamma radiation measurement were carried out. The oceanographical group participated in the project on studies of marine contamination which started this year with construction of a atomic fuel reprocessing plant and made a part of the study on the oceanography and marine biology.

3.3.1 概要

障害解析法の開発については、前年度から引続いて環境における立地基準と障害解析を体系的にまとめるための作業を進めてきたが、この年度内にこれをほぼ完成した。調査開発テーマの中では、静穏時の拡散、被曝を解明するため、超音波風速計による風の解析、拡散実験のためのトレーサの研究、環境 γ 線の測定法の開発などがおこなわれた。また海洋関係では、この年度から発足

した原子燃料再処理施設にともなう海洋汚染調査プロジェクトに全面的に参加することになり、環境放射能課から海洋物理関係2名、海洋生物関係1名の専門委員を出している。開発研究の内容としては、これまでのデータ、アイデアにもとづく海洋拡散の総合的取りまとめ、および海洋生物の Zn, Zr 濃縮に関するものなどがおこなわれた。(伊藤)

3.3.2 大気拡散実験法の検討—空気中の Mn 濃度変化の測定

大気拡散実験法として、Mn をトレーサとして大気中に放出し、それを捕集したのち、放射化分析によって Mn を定量し、濃度分布をもとめる方法については、本誌 No. 8, p. 210 に記述してある。この方法を実際に用いるさいに問題になってくるのが、空気中に存在する Mn 量である。その Mn 量を知るために、空気中の Mn 濃度とその変動を測定した。

まず空気中の Mn の捕集であるが、ミリポアフィルタの使用できる連続集塵器を予定していたが納入が遅れていたため、スタプレックスの集塵器を用いた。ろ紙は東洋ろ紙 No. 7 である。これは Mn の捕集に対して、ミリポアフィルターと同程度の集塵効率があるとの報告がある。

集塵は気象観測塔の 10 メートルの高さの場所と、地上約 30cm の場所の 2 ヶ所で同時におこなった。ろ紙は 1 時間ごとにとりかえ、3 日間にわたって、9 時から 17 時までの間で集塵した。

ろ紙に捕集された Mn は、放射化分析で定量した。照射は、JRR-2 (中性子束は 10^{13} n/cm²/sec) で 5 分間

おこなった。照射後約 1 時間経ったろ紙を γ 線スペクトロメータで測定した。この照射条件では、 ^{56}Mn と ^{24}Na , ^{38}Cl が生成核種として大部をしめ、ほかの核種は、

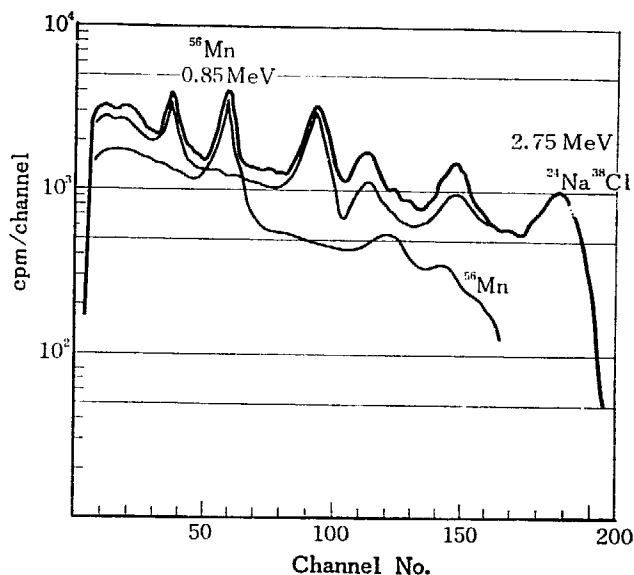


Fig. 3-34 γ ray spectrum of activated dust sample

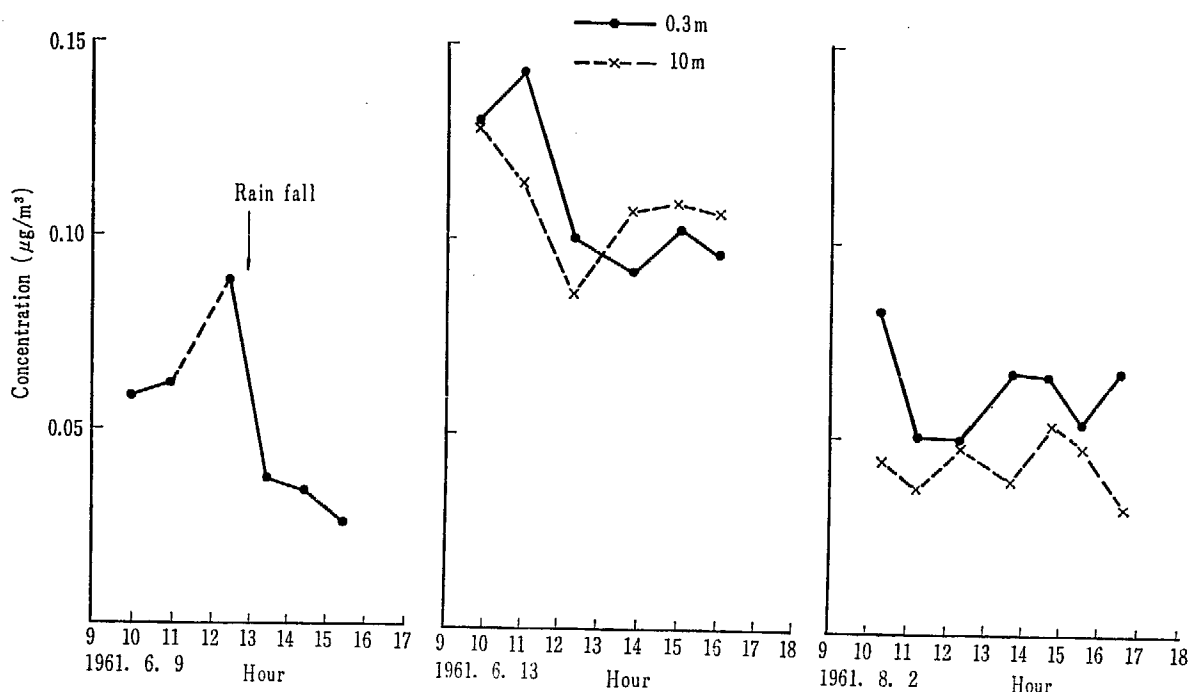


Fig. 3-35 Concentration of Mn in atmosphere

無視しう程度しか生成しない。それゆえ ^{56}Mn を定量する場合は、 ^{24}Na 、 ^{38}Cl の妨害のみで、その寄与を補正すればよく比較的簡単に ^{56}Mn を定量できる。その代表的なスペクトルを Fig. 3-34 に示した。

このようにしてもとめた Mn の空气中濃度とその変化を Fig. 3-35 に示した。6月9日の値は、途中から雨が降り出したため、位置を移動し気象観測の建屋の窓から集塵したもので、濃度が急激に減少しているのは、雨の洗浄効果によるものであろう。

6月13日と8月2日の値については、地上 30 cm と 10 m の所では多少濃度に差がある。しかしこれだけの

測定値だけでははっきりしたことはいえないが、Mn の濃度変化としては朝の方が夕方より高い傾向にありそうである。そして日の平均濃度としては $0.1 \mu\text{g}/\text{m}^3$ 前後である。

Mn の空气中濃度とその変化をみるためには、これだけのデータでは不十分であるため、今後 24 時間の連続サンプリングによって、日変化、季節変化をもとめ、さらにその変化と、ほかの核種たとえば Rn, Tn およびその娘核種などと比較する予定である。(笠井)

(第8回日本放射線影響学会にて口頭発表)

3.3.3 γ フィールドの照射量率分布とエネルギー分布の測定

1961年3月茨城県大宮町にある農林省放射線育種場から、 γ フィールド内の主として γ 線エネルギー分布の測定を依頼された。たまたま、 γ フィールドでは従来あった ^{60}Co 2,000 キュリーのを 3,000 キュリーに交換するため、照射用線源が撤去されていた。そのときを利用して、 ^{60}Co の小線源 3 種類を用いて γ フィールド内のエネルギー分布と照射量率分布をもとめた。

γ フィールドは直径 200 m の円形でその中心の位置に照射台があり、地上約 3 メートルの位置で照射するようになっている。測定点として線源の真下からの水平距離で 14 点を決めた。測定条件は次のとおりである。(1) 測定器: TMC-402 波高分析器, (2) クリスタル: NaI $2''\phi \times 2''$, (3) 測定位置: 地上約 80 cm, (4) ^{60}Co 線源, 1.7 mCi, 13 mCi, 80 mCi の 3 種類を距離によって使いわけた。(5) 線源の位置: 地上約 3 メートルである。このようにして測定したスペクトルからまず照射量率をも

とめるため、スペクトルを直接成分と散乱成分とに分解した。直接成分については、同一のクリスタルで標準の ^{60}Co 線源を測定して直接成分のみのスペクトルをもとめた。実際に得られたスペクトルからこれを差引けば、その残りが散乱成分のスペクトルとなる。そのスペクトルを Fig. 3-36 にしめた。

直接成分の照射量率は、標準線源の ^{60}Co からの照射量率があらかじめ測定してあるので、とくに問題なくもとめられる。散乱成分の照射量率は少々やっかいで、散乱成分のスペクトルをホトピーク相当部分 (P) とコンプトン相当部分 (C) をモデル化したものでさらに分解し、photo flux をもとめそれから照射量率 (R_{sc}) に換算した。すなわち次式によって計算した。

$$n_{ij} = N_i - \sum_j n_{ij} + 1 \quad (i=j) \quad (1)$$

$$R_{sc} = \sum_j \frac{n_{ij}}{\sigma_j \eta_j} k_j \quad (R/h) \quad (2)$$

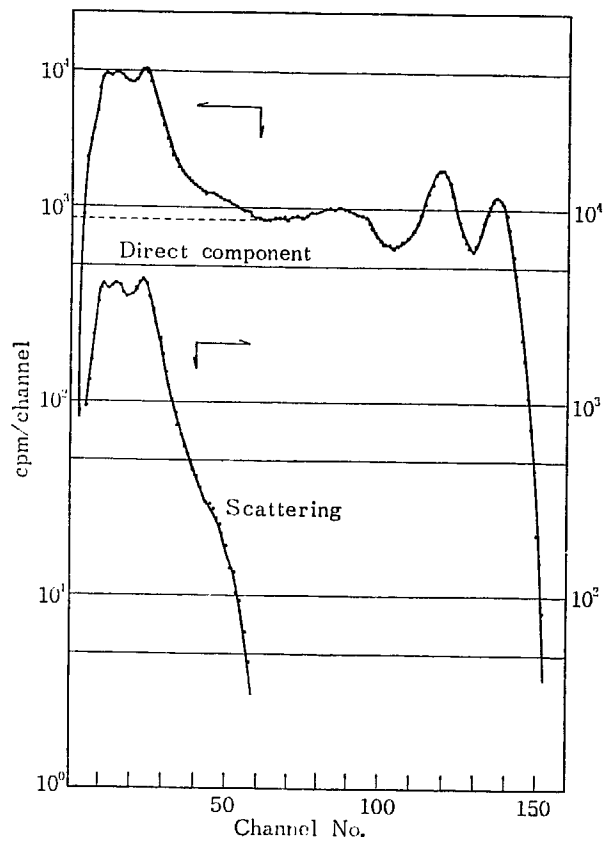
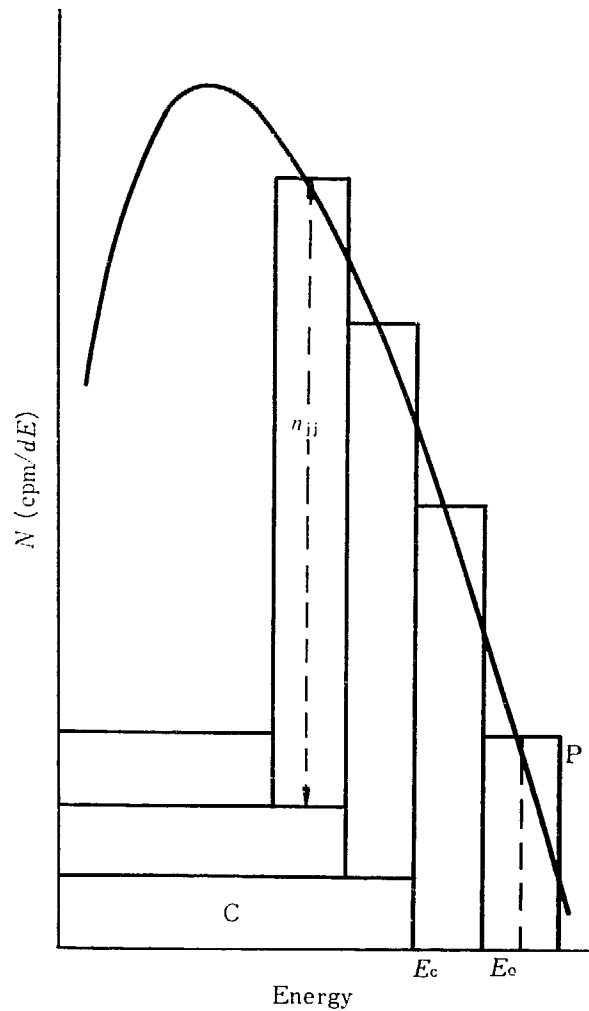


Fig. 3-36 Analysis of scattering and direct components in γ ray spectra



P: modelled photo-peak
C: modelled compton component
Fig. 3-37 Analysis of scattering component

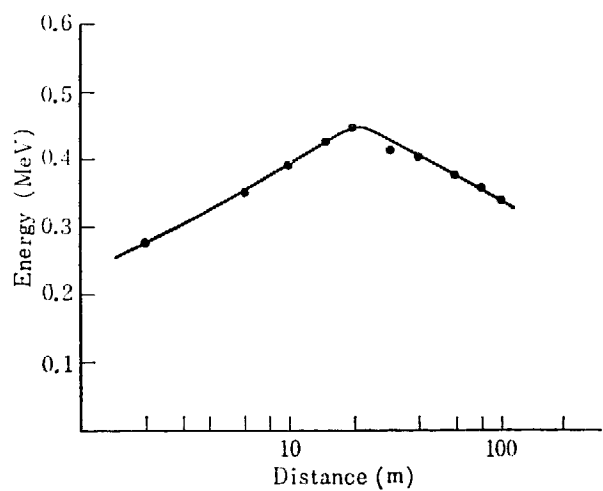


Fig. 3-38 Average energy of scattering exposure rate

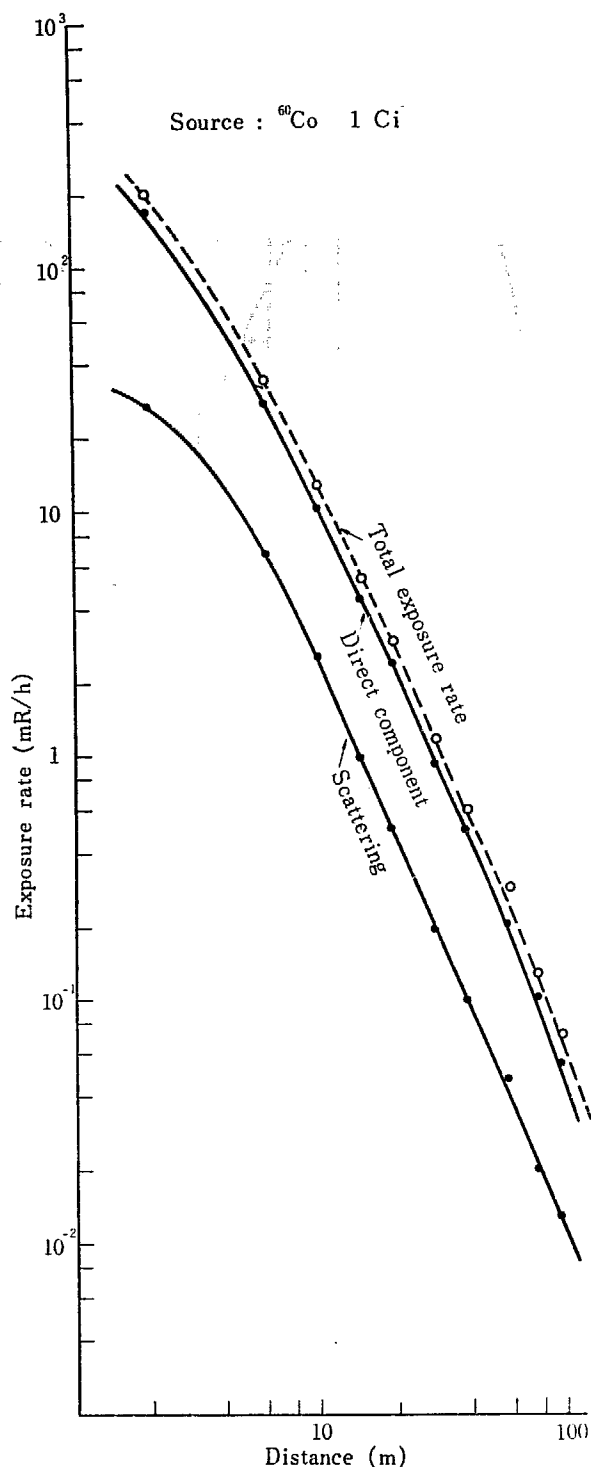


Fig. 3-39 Distribution of γ ray exposure rate due to ^{60}Co of one curie

ここで、 n_{Hj} は正味のホトピーク 相当部分の計数率、 N_t はコンプトン相当部分が含まれている計数率、 σ_i と η_i はクリスタルの interaction ratio と peak to total ratio

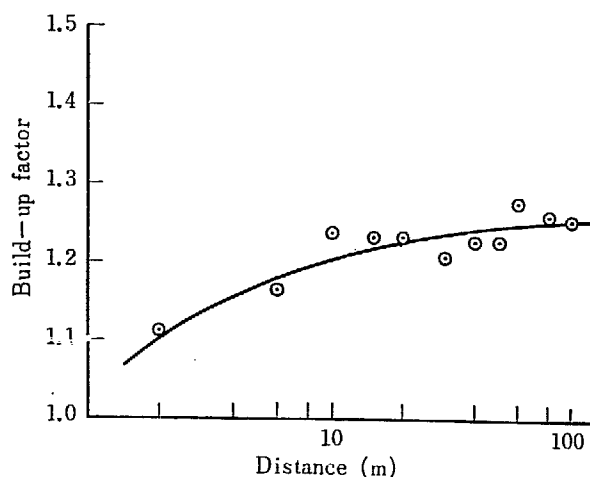


Fig. 3-40 Build-up factor

で、 k_i は照射量率への換算係数である。これを図示したのが Fig. 3-37 である。

このようにしてもとめた散乱成分の照射量率の平均エネルギーの、距離による変化をみると Fig. 3-38 のようになる。これで見ると、線源からの距離が約 20 m 前後のところの平均エネルギーの最大値がでている。これは散乱角の分布が、この 20 m 前後のところが一番高いエネルギーの入ってくる分布になるからであろう。すなわち、線源に近いところでは、後方散乱による寄与が大きいため低エネルギー部分が多く、逆に遠くなると多重散乱の成分がきいてくることによりエネルギーが低くなる。

以上のようにして各点の散乱成分の照射量率とエネルギー分布、および直接成分の照射量率をもとめたが、この値を使いやすくするため、13 mCi 線源からの値を基準にとって ^{60}Co 1 Ci からの照射量率として標準化した。それを Fig. 3-39 にしめた。

これによって、 γ フィールド内の照射線源のキュリー数と、線源の真下からの距離が決まれば、その点における各成分別の照射量率と散乱成分の平均エネルギーを知ることができる。この測定値は、作物のはえていない裸地での値であるが、それ以外の針葉樹林の中と、後方が高い石垣の前での値についてもはっきりした差は認められなかった。

最後に、直接成分と散乱成分の照射量率がもとめられているので、各点における build-up 係数をもとめられる。その build-up 係数の距離による変化を Fig. 3-40 にしめた。(笠井)

(第4回理工学における同位元素研究発表会にて口頭発表)

3.3.4 静穏時における ^{41}A 雲からの被曝

JRR-2 煙突から放出される ^{41}A ガスからの被曝の模様を調査するため、エネルギー特性改良型シンチレーション検出器(本誌 No. 8, p. 183 参照)を2台制作した

ので、これを使用して1966年12月から引続き測定を続けている。冬期の北西の卓越風を考慮して、検出器はJRR-2 煙突の南東側約50メートル、100メートルの2

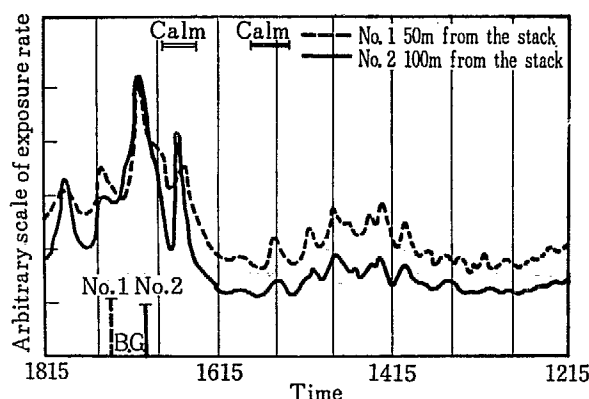


Fig. 3-41 A portion of the recording chart measured using improved energy dependence circuits with scintillation detectors. Dec. 7, 1966

点に配置し、レートメータ、記録計はトレーラ・ステー

ションの中に収容した。1965年度までに同じ目的で測定した GM 管検出器の場合に比べて、精度、感度とも非常に向上した。またエネルギー特性を平坦化した回路を使用したものと、しないものの2種の測定をおこなっている。リニアックその他異なった線源からの影響も容易に判別できる。測定記録を見ると、問題とされる静穏時に測定値も高くなっているが、両点とも最大のピークでもバックグラウンドの数倍程度であり、10 MW 運転時、 ^{41}A 放出率約 2.4 Ci/h の期間全体を通じて、両点とも平均照射量はバックグラウンドの2倍以下であった。なお静穏出現時の測定例を Fig. 3-41 に示す。

伊藤直次、森内茂、松下紘三：静穏時における放射性雲からの被曝について、1967年3月日本保健物理協議会第2回研究発表会で口頭発表。（伊藤）

3.3.5 沿岸付近の海洋拡散

東海村の原研沖 500~2,000 メートルのところおよび海岸線で放射性廃棄物の拡散希釈を推定するために、これまでに数多くの染料拡散実験がおこなわれた。このうち沖合のものについてはすでに以前に日本海洋学会誌に報告したが、今回は沖合および海岸線放出を合せて解析した。そして、沖合の瞬間点源放出による濃度分布は

$$\chi_s(x, y) = \frac{Q}{\sqrt{2\pi} U c x} e^{-\frac{y^2}{2c^2 x^2}}$$

海岸線での瞬間点源放出の場合は

$$\chi_s = \frac{Q}{\pi \sigma_v^2 t^2} e^{-\frac{r^2}{2\sigma_v^2 t^2}}$$

で系統的によく表現できることが結論された。ただし

χ_s : 染料の面積濃度

Q : 放出量

U : 一般流速

x : 流下方向距離

y : 流下軸に直角な水平距離

c : 無次元常数 $c = \sigma_v / U$

σ_v : 乱れの速度の標準偏差

r : 染料雲の中心からの距離（等方性）

t : 放出後の経過時間

なお詳細は次の論文で報告された。

N. ITO, M. FUKUDA and Y. TANIGAWA: Small-Scale Horizontal Diffusion near the Coast. Symposium on the "Disposal of Radioactive Wastes into Seas, Oceans and Surface Waters", IAEA (1966) (伊藤)

3.3.6 海洋生物中の亜鉛の存在量と行動

(1) 濃縮係数の推定

1966年度の報告で、海洋生物による ^{65}Zn の濃縮について実験室内でのトレーサ実験の結果を示した。この研究の結果の一部を要約すると、①飼育実験中水槽の海水の亜鉛濃度は空気中の塵埃汚染によって 0.1~0.18 $\mu\text{g Zn/l}$ の増加を示した。この実験中の環境の変化は海洋生物の代謝活動にも影響を与え、その変化量の大きい亜鉛のような元素の場合、生物による亜鉛の摂取や、生物体内での亜鉛の移行や行動を複雑にするだろう。②生物体中（主としてアサリ）で亜鉛は fixed-zinc と exchangeable-zinc の2つの形の存在が予想される。トレーサ実験のさいに、生物の摂取や移行に關与する ^{65}Zn はこの exchangeable-zinc に属する。したがって安定元素の亜鉛の化学分析による海洋生物の濃縮率はトレーサ実験による濃縮率より常に高い値を示す。

以上のことをさらに精しく検討するために2つの水槽

AとBにアサリを入れ、一定量の ^{65}Zn を加え、給気のみおこない35日間飼育した。この間適時に海水とアサリを採取し、海水とアサリの各部位（外套膜、閉殻筋、鰓、殻とその他の筋肉）について ^{65}Zn の放射能測定とともに stable-Zn の化学分析をおこなった。化学分析によるアサリ中の亜鉛の存在量と分布を Fig. 3-42 に示す。アサリは各水槽ごとに50個を入れ、毎回4~5個のアサリをとりあげ、これを1回の分析試料とした。この結果から、“その他の筋肉 (other viscera)” 以外の組織では毎回の測定値に著しい差が見られた。それらの平均値と標準偏差および最少値と最大値を見ると TABLE 3-4 のようである。この表に見られるように鰓、外套膜、閉殻筋において最小値と最大値の差が大きい。これについては次のように考えられる。外套膜は直接海水を入水管よりとり入れ、外套膜腔に入った海水の浮遊物は鰓を通して口部から摂取される。このさい、口部には食物の選



Fig. 3-42 Variation in Zn contents of various organs of shellfish (*Tapes japonica*)

摂性の機能はないが、鰓の繊毛による選択性は考えられ、たとえば余分の食物は繊毛の作用で体外に排除される。また亜鉛は海水中で粒子状で存在し海水中の浮遊物に付着しやすいので、外套膜より摂取された海水中の亜鉛は蓄積のみでなく体外に再び排除されるであろう。試料採取はこうした摂取、蓄積、排出といった過程でおこ

TABLE 3-4 Zn contents of various organs of shellfish (*Tapes japonica*)

Organs	Zn contents μg/g wet wt.	μg Zn/g wet wt.	
		Max.	Min.
Shell	5.6 ± 45%	11.8	3.1
Other viscera	20.9 ± 20%	27.6	11.1
Gill	34.9 ± 45%	103.0	10.6
Mantle	26.1 ± 46%	104.7	13.1
Adductor muscle	22.4 ± 48%	64.9	8.4

なわれ、かつ試料である外套膜や鰓の総重量が少ないために、これら組織中の亜鉛含量の標準偏差および最大値と最小値の差が大きくなる。ここでは消化系統はすべて“その他の筋肉”に含まれているので、亜鉛の消化系統への移行やそこでの行動については判らないが、消化系を通じて吸収された亜鉛量は外套膜や鰓のような著しい値の偏差はないと推定される。“その他の筋肉”の重量が外套膜や鰓に比べて多量なことも偏差の小さい原因となるだろう。

(2) 飼育実験による環境の変化

海から採取したチョウセンハマグリについてアサリと同じ組織に分類した部位の亜鉛の分析をおこなった結果、各組織中における亜鉛の含量の個体差は小さく24個体の試料の分析結果からの標準偏差は20%以下であった。その他の資料からも環境（たとえば海水）に著しい異常がない場合、海水中の亜鉛含量の変化も小さく、その環境の海洋生物中の亜鉛含量の個体差は小さいと推定される。したがって前述のように海洋生物を飼育する場合、環境水の諸条件（水温、pH、化学成分濃度など）の著しい変化によって、生物による元素の摂取、蓄積や排泄に大きな影響を与えることが判る。これまで水温、pHや光などの影響についての研究はおこなわれている。しかし海水と海洋生物体中の亜鉛濃度の関係やそれらの濃度変化を詳細に確めた実験はない。生物による元素の濃縮についてはEcologyの立場から環境の変化について詳細に知る必要が上記の実験から定量的に指摘できるだろう。

外套膜や鰓と消化系統との亜鉛の行動には上記のように著しく差があると思われるので、トレーサ実験のさい海洋生物による⁶⁵Znの濃縮について、これらの行動の差を考慮しないで論ずることは注意しなくてはならないだろう。

以上を放射線影響学会（第8回）で発表した。（亀田）

3.3.7 放出条件の環境被曝値におよぼす効果

環境における障害解析では、放出核種およびそれらの総放出量のほか、①放出率の時間変化、とくに放出継続時間、②放出源の空間分布、とくに放出点の高さが放出源

情報として必要である。そこで、放出総量が一定の場合、放出の時間・空間分布が環境被曝値にどのような影響をおよぼすかを、英国法大気拡散式について調べてみた。

まず、放出の時間変化では、想定事故が長時間放出の場合の安全評価がある。今までの障害解析例では、これを瞬間放出におきかえ、水平拡散幅を短時間放出に対する PASQUILL の値の 2～3 倍をとるとするような簡便法が多くとられている。外部、内部被曝の各タイプの被曝式を整理してこの近似を検討してみると、長時間放出と瞬間放出で被曝評価にもっとも大きく影響すると思われるのは、風向、風速、安定度などの“平均的”気象状態の平均期間による変化である。これにつぐのは水平拡散パラメータの値のとり方である。放出核種の実効半減期を考慮した内部被曝に対する放出継続時間の影響は、1 週間程度の放出継続時間では計算上は完全に無視しうることが判った。

つぎに放出源の空間分布では、地上放出に対して、煙突など高所放出による被曝減少効果が、評価の着目点に

よってどのようにかわるかを明らかにすることに重点をおいた。各種の被曝タイプにつき、①特定気象条件下の、環境の特定地点における被曝、②環境の特定地点における 1 年間の積算被曝、③環境の最大被曝地点における特定の気象条件下の被曝、④人口排除区域外の最大被曝のそれぞれの場合にわけて、放出高と被曝減少係数の関係を導いた。放出高効果で、常識的に“高さの逆 2 乗法則”とよばれる概算評価法があるが、これは前記③の場合の内部被曝には妥当であるが、放出高の被曝減少効果は被曝タイプおよび評価の着目点によって著しく異なることが明らかになった。

以上のとり扱いの方法および結果は、JAERI-Memo 2621 “放出条件による環境被曝値の変化（角田、飯嶋）”を参照されたい。（角田）

3.3.8 環境被曝評価法の検討

本誌 8 号（227 ページ）で記述したように、「日本原子力研究所の立地条件と放射線安全対策」（JAERI 6011）の改訂に関連して、本年度は環境汚染に伴う被曝の評価方法再統一のための検討をおこなった。

内部被曝に関しては、まず現在使用されている解析方法すべてに共通する基本仮定およびその近似性を吟味するために、現象に則した基本式の導入を試みた。評価方法は、放射性物質の放出事故時に問題となる短期間摂取の場合と、施設の平常運転時に対象となる長期間連続摂取の場合では異なる。ともに連続被曝ではあるが、前者については一生積算線量の推定（dose commitment）が要求され、後者の場合には年間線量のような線量率（annual dose, quarterly dose）が問題となる。したがって内部被曝の基本式をこのおのおのについて求めた。とくに dose commitment 算出式は、摂取期間が被曝期間に比べて十分短い場合（たとえば 50 年被曝期間に対して、1～2 週間程度の摂取期間）には、核種の実効半減期の長短に関係なく全量 1 回摂取の場合に近似できることを示した。また連続摂取の場合にしばしば濃度の平均化がおこなわれるが、線量率を求めるための適切な平均濃度は核種の実効半減期、摂取期間などにも依存するので環境条件（たとえば気象条件）のみで決定できない。そこで環境条件のみで得られる平均濃度を使う場合の近似性について検討をおこなった。

基本式を求めた結果、核種の媒体中濃度（空气中、食物中、飲料水中などの）を推定する問題が残されたが、

これは核種の移行過程（pathway）によって異なる。多くの pathway が考えられるが、このうち最も短い過程であり、したがってその効果も著しく大きいと考えられる呼吸摂取と、効果を比較するために農作物摂取の 2 つを対象として、濃度推定のための仮定を検討した。とくに農作物汚染の問題については、核種の直接沈着と土壌からの移行の両方を含む関係式を求め、それを解くためのモデルの吟味をおこなった。それらのうち、核種の土壌から農作物への移行率が土壌中蓄積量に比例することを仮定したモデルについて、短期間放出の場合の解を導き、¹³¹I 野外放出実験（実験名称 CERT-II、アメリカ国立原子炉実験場でおこなわれた；IDO-12047）のデータを使って移行率の程度を求めた。（第 8 回放射線影響学会で報告：飯嶋、角田「放射性物質の食物連鎖移行に関する一考察」）

以上の詳細は JAERI-memo 2622（飯嶋、角田「環境汚染に伴う内部被曝評価方法の考察」）にまとめられている。

外部被曝に関しても基本式から出発し、その仮定、近似性を検討したが（飯嶋「外部被曝線量算出法に含まれる仮定および近似について」JAERI-memo）、結局（a）ガンマ線の空气中再生係数（地表などの境界層による影響も考慮されたもの）の理論的解明と実験的裏付けが必要であること、（b）submersion-model による近似計算法の理論的根拠が不明確であることなどの問題指摘にとどまった。（飯嶋）

3.3.9 環境放射能の異常検出に必要なサーベイ地点数

環境放射能の測定地点が異なると種々の偶然的誤差が入り交じって測定値はばらつく。しかし平常時のばらつきは Fig. 3-43 に示すように正規分布と考えるので、サーベイ結果が平常値と異なるか否かを判定する場合には Student の t 分布が近似的に利用される。

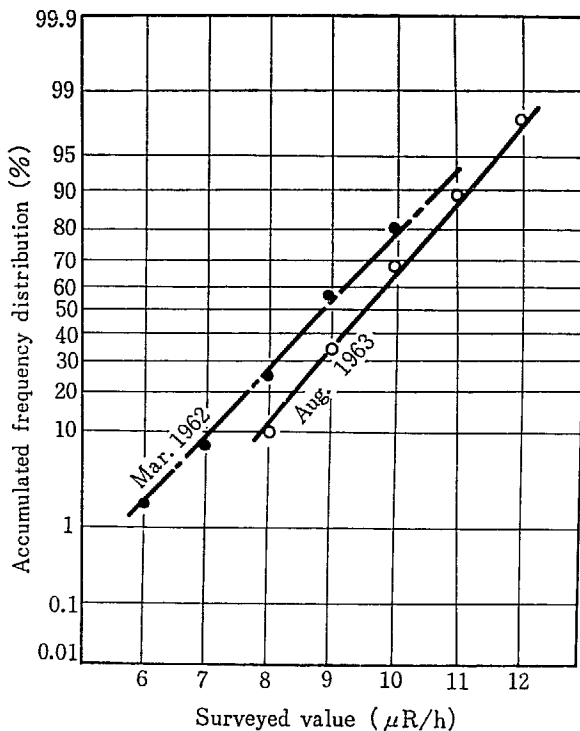


Fig. 3-43 Distribution of γ -ray surveyed values (at 48 points around JAERI-1)

Note: Plotted data run straightly on the normal distribution probability diagram

ところで通常は第1種の過誤（異常が無いにかかわらず汚染ありと誤る確率） α のみが取扱われているが、環境汚染の検索問題、とくにサーベイ地点の必要数を考える場合には、むしろ第2種の過誤（異常を見落す確率） β を考慮に入れなければならぬので、数学的に若干の厳密性を欠くが、次式²⁾を用いて必要地点数の目安を得ることを試みた。

$$\beta = 1 - \frac{1}{2^{i-1} \Gamma(i)} \int_0^\infty \left[\chi^{2i-1} \cdot \exp\left(-\frac{\chi^2}{2}\right) \right] \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \times \int_{t(2l, \alpha) \cdot \frac{\chi}{\sqrt{2l}}}^\infty \exp\left[-\frac{(u-\Delta)^2}{2}\right] du d\chi$$

ただし

$l = N - 1$ (N : サーベイ地域内の地点数)

ただし対照地域についても同数の地点数をとる。

Δ : サーベイ地域における母変動係数の逆数と対照地域におけるそれとの差

$\Gamma(l)$: ガンマ函数

$t(2l, \alpha)$: t 分布表における critical value.

結局 β は $N-1$, Δ および α の関数であるから、

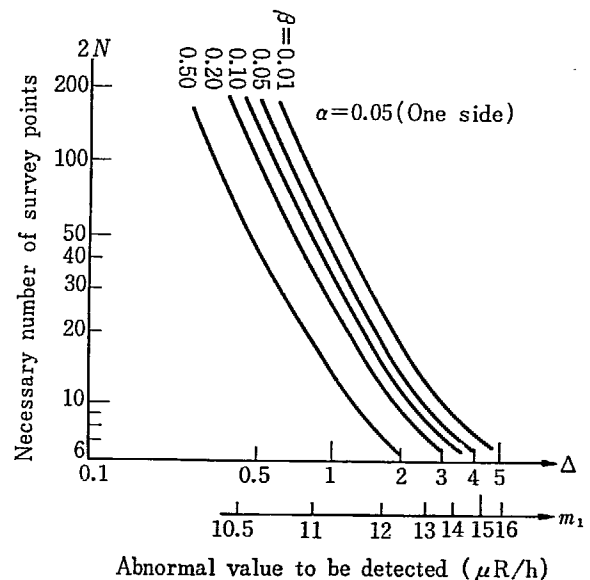


Fig. 3-44 Diagram to obtain the statistically necessary number of survey points

$\alpha = 0.05$ とした場合の Δ および β の関係³⁾を Fig. 3-44 に示す。また環境汚染レベルの警戒値を m_1 、平常時におけるバックグラウンド・レベルを m_2 (=約 $10 \mu\text{R/h}$)、その標準偏差を σ (=約 $1.2 \mu\text{R/h}$) とすれば、近似的に $\Delta = \frac{m_1 - m_2}{\sigma} \doteq \frac{m_1 - 10}{1.2}$ とみなしうるから、 Δ を m_1 に換算した数値も Fig. 3-44 の横軸に示した。(角川)

参考文献

- 1) 増山元三郎: 少数例のまとめ方 1, pp. 103~120 (1964)
- 2) 統計科学研究会編: 新編統計数値表, p. 180 (1952)
- 3) D. B. OWEN: Handbook of statistical tables, p. 42 (1962)

3.4 放射性汚染処理

Radioactive Waste Treatment and Decontamination

The following subjects have been studied ;

- (1) Mechanism of surface radioisotope contamination and decontamination.
- (2) Skin contamination by radioisotopes.
- (3) Waste treatment with ion-exchange membrane.
- (4) Decontaminability of large capacity waste incinerator.

3.4.1 概要

放射性汚染除去に関する技術開発では、汚染機構の解明と汚染除去法の開発をテーマとし、それぞれ各種固体表面と皮膚に大別して研究を進めている。固体表面の放射性汚染とその除去の機構については、各種の固体表面を浸透性固体表面と非浸透性固体表面に分け、界面化学的見地から実験検討をおこなった。皮膚の放射性汚染機構については各種 RI, U および Pu の水溶液汚染に関し生豚皮を用いて検討した。汚染除去法の開発研究では、前年度をもって一応完了した合成洗剤による除染法を整理したほか、汚染事故の処理実例および除染作業における技術上の問題点等をまとめ、Pu 取扱いに伴う皮膚除染法のマニュアル化について検討を進めた。コンサル

タントとしては大洗研放射性物質取扱い施設の塗料の除染試験、研究部からの白金板の除染試験などがあった。

廃棄物処理の技術開発では、旭ガラス(株)と共同研究のイオン交換膜装置の試験研究が本年度をもって一応終了した。核種別の試験結果では除染効率に差があり、膜自身の透析に選択性があること、多段処理方式でも核種によっては効率の低いことが明らかとなった。また前年度に完成した大型焼却炉の除染試験では、 ^{32}P を使用して各除染装置ごとの除染特性を調べたが、総括除染係数で 1.6×10^9 ときわめて除染効果の高いことが立証された。(山上)

3.4.2 固体表面の RI 汚染とその除去の機構

(1) 固体表面の RI 汚染の水洗による除去限界を、浸透性固体表面をもつものとして綿布を、非浸透性固体表面をもつものとしてステンレススチール板を用いて調べた。その結果、最初の短時間洗浄で攪拌条件によらず、水洗で除去されるものはほとんど除去されてしまうことが示された。

(2) 各種金属表面の H^+ による溶解性を、JRR-1 を利用して、中性子放射化分析と標準洗浄試験機による洗

浄で調べた。その結果は TABLE 3-5 に示されているが、確かに各金属とも pH 2 の塩酸酸性の 10 分間洗浄で溶解されていることがわかる。

(3) 大洗研施設用の塗料の RI 汚染性と除染性の試験を、エポキシ系塗料についておこなった。さらに、原研で使用されている RI 実験用薄手ゴム手袋について、RI の洩れの試験をおこなった。(和達)

TABLE 3-5 Solubilized quantities on metal surfaces by pH 2 water washing

Samples	Activation method	Neutron flux (n/sec/cm ²)	Activation period (min)	10 min. washing, 30°C			
				Radioactivities of samples (cpm)	Radioactivities of water (pH2) (cpm)	Ratios of radioactivities (sample/water)	Solubilized quantities of metals (mg/sample)
Fe	JRR-1 neumatic tube	3×10^{11}	120	2.35×10^6	5.00×10^2	2.12×10^{-4}	6.7×10^{-1}
				2.62×10^6	4.75×10^2	1.81×10^{-4}	5.7×10^{-1}
Cu	"	"	10	9.20×10^8	9.75×10^4	1.06×10^{-4}	4.0×10^{-1}
				9.25×10^8	8.02×10^4	8.42×10^{-5}	3.2×10^{-1}
Pb	"	"	120	1.14×10^6	7.28×10^3	6.39×10^{-3}	2.9×10^{-2}
				1.41×10^6	7.58×10^3	5.37×10^{-3}	2.3×10^{-2}
Brass	"	"	10	8.65×10^8	5.55×10^3	6.41×10^{-6}	2.3×10^{-2}
				6.75×10^8	6.78×10^3	1.00×10^{-5}	3.6×10^{-2}
Stainless steel (18-8)	"	"	120	1.54×10^7	9.75×10	6.33×10^{-6}	2.0×10^{-2}
				1.64×10^7	1.27×10^2	7.75×10^{-6}	2.5×10^{-2}

3.4.3 RI による皮膚汚染

(1) プルトニウムによる汚染*

(a) 汚染液の酸性度による変化

プルトニウムはその化学的性質が非常に複雑なのはよく知られていることであるが、このことがプルトニウムの皮膚汚染の問題をより複雑にしている。金属プルトニウムを濃塩酸に溶かして希釈し、その pH を苛性ソーダで変えて汚染させた場合の皮膚汚染性の pH による変化を Fig. 3-45 に示す。このグラフから、前に調べたプロメチウムやアンチモンと同様に、コロイド性物質の形成が皮膚汚染性に大きく関与していることがわかる。すなわち、陽イオンとして安定な汚染 RI ならばイオン交換吸

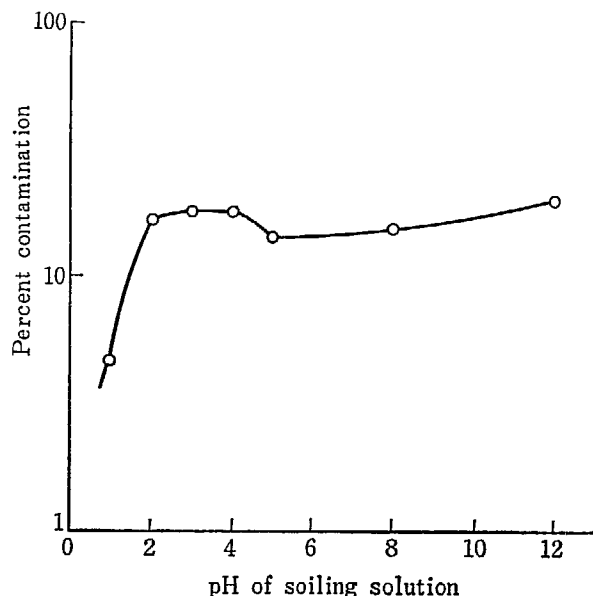


Fig. 3-45 The surface contamination of the pig skin soiled with plutonium in various acidities

着が汚染のおもな原因となり、酸性領域では汚染量は少ないはずであるが、プルトニウムの場合は pH 2 ~ 4 の間に皮膚汚染の極大値があり、これはコロイド性物質の形成によるものと考えられる。

(b) 汚染時間による変化

一般に RI の皮膚汚染は汚染時間が長くなれば汚染量も増大する。しかし、汚染中になんらかの原因でその化学的性質が変化する RI では、かならずしも単調に増大するとはかぎらない。アルカリ性 (pH 11.8) で汚染したプルトニウムの場合がこの例で、10 分まで増加した汚染量は 10 分から 30 分の間で減少し、中性領域の汚染曲線に漸近する傾向を示した。

(c) 内部への浸透

プルトニウムによる皮膚汚染に関する最大の課題は皮膚からの内部浸透の問題である。TABLE 3-6 は pH 1 のプルトニウム汚染液を 10 分間と 60 分間汚染させたときの内部への浸透率を示している。10 分汚染の場合はほとんど無視できるが、60 分汚染になると第 2 層すなわち 0.5 mm 以上の深さに 0.05% のプルトニウムが明らかに浸透していることがわかった。

TABLE 3-6 The contamination of the each layer of sliced pig skin soiled with plutonium in the soiling time of 10 min and 60 min

Number of sliced skin	10 min contamination		60 min contamination	
	cpm	%	cpm	%
1	224	0.88	1067	4.18
2	2.7	0.011	7.5	0.03
3	1.0	0.004	4.7	0.019
4	1.2	0.005	2.2	0.009
5	1.2	0.005	2.2	0.009

* 原子力学会 42 年年会に口頭発表。



Fig. 3-46 Autoradiograph of the pig skin surface soiled with plutonium

(d) オートラジオグラフィによる解析^{*1}

皮膚は皮野、皮溝、毛、毛根、汗腺、脂腺などから成り立っているので、皮膚汚染が皮膚のどの部分に生じているかを知ることは、その汚染の処置法を決めるためにも必要なことである。生豚皮にプルトニウムを汚染させ、そのオートラジオグラフを撮り、プルトニウムの汚染している位置を調べた。Fig. 5-46 はその写真で、毛の切口（先端）、毛幹、毛鞘、皮溝の部分に集中して附着していることがわかる。しかし、これらの部分的汚染機構の化学的説明は今後の問題として残された。

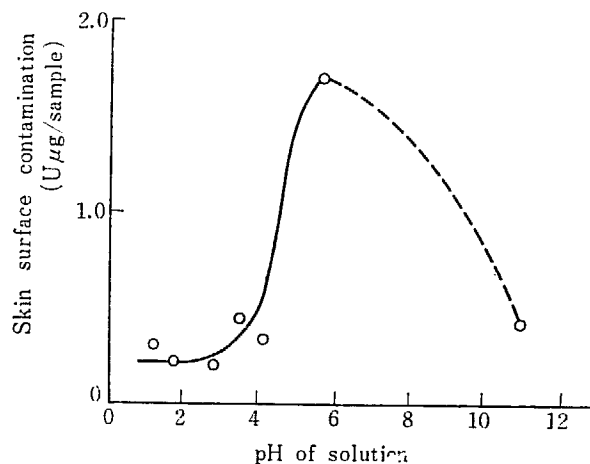


Fig. 3-47 pH-dependence of the skin surface contamination (soiling time; 60 min)

(2) ウランによる汚染^{*2}

アクチニド元素の中には、プルトニウムをその代表として危険な元素が多く含まれているが、その一つであるウランの皮膚汚染性を知ることはウラン自身の問題とともに、ほかのアクチニド元素の挙動を知る意味からも必要である。そこで、硝酸ウラニル ($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$) の皮膚汚染を、生豚皮を用いた皮膚汚染実験法により汚染時間の変化と汚染液の pH 変化について調べた。ウランの汚染量は、汚染した生豚皮を風乾ののち、JRR-2 で照射し、 $^{238}\text{U}(\text{n}, \gamma)^{239}\text{U}$ によってできる ^{239}U の娘核種である ^{239}Np の γ 線を 400 チャンネル波高分析器で測定することにより求めた。Fig. 3-47 はその pH 変化である。pH 4 以上で急激に汚染性は増大する。これはウランの水酸化物形成によるとみなされる。また、汚染時間による変化は 40 分までは増加するがそれ以後の汚染量は増加しないことがわかった。(田代)

3.4.4 イオン交換膜による廃液の処理^{*3}

交換膜による廃液の処理は、本誌 No. 8 に基礎実験として報告したように、今年も引き続き旭硝子株式会社との共同研究を実施した。今回はその実用的方法に基づいた開発研究の実験結果を報告する。

交換膜自体の除染能力が低く、膜単独で放射性廃液を処理することはとうてい不可能に近い状態である。それは、膜の透析が進むにしたがって希釈側と濃縮側の塩濃度差が拡大するとともに、電気抵抗を増し、電流効率は急速に低下するからである。しかし、これらの欠点を取り除くことができれば放射性廃液の処理に大きな希望がもたれてくる。そこで、放射性廃液処理の開発研究の一環として、イオン交換膜の実用化を考え、膜の除染効率を上げるための手段として多段連続処理の方式を開発研究した。

(a) 実験装置

この実験に使用した透析槽は実験用の小型装置で旭硝

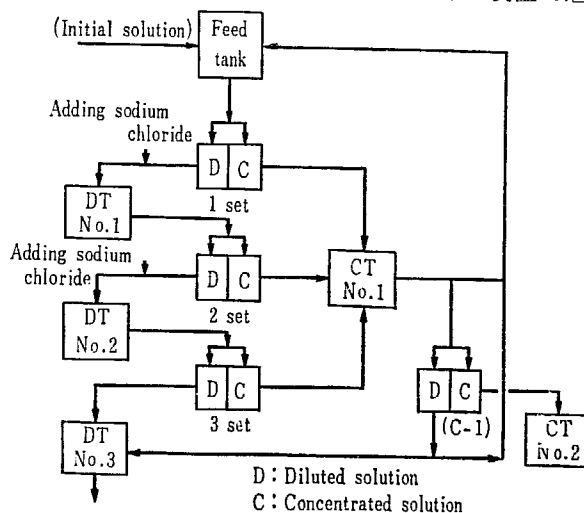


Fig. 3-48 Schematic flow diagram for volume reduction and decontamination

^{*1} 保健物理協議会第2回研究発表会に口頭発表。

^{*2} J. Nucl. Sci. Technol. に投稿中。

^{*3} 原子力学会42年年会に口頭発表。

子 KK 製の DU-Ob 型であるが、膜の構成およびその交換膜装置の通液系統図は本誌 No. 8 に報告してあるので、今回は省略する。

多段連続処理の方式とは、それら一連の施設一式を 1 セットとして 2～4 基直列に配置したものである。

(b) 試料の採取および分析

試料の採取は特別の場合を除いて、原液については実験開始時に、濃縮液は実験終了時に、また、希釈液は時間ごとに採取して、放射能濃度を測定し、必要に応じて γ 線スペクトル分析を行なった。試料分析については放射能濃度は 2π ガスフローカウンターで測定し、また塩濃度は蛍光分析装置を使用して測定した。

(c) 実験結果

除染効率を左右すると思われる大きな要素を上げてみると、まず第 1 に放射能レベルと除染効率の関係である。それは、相対的にいえることは Fig. 3-49 に示すよ

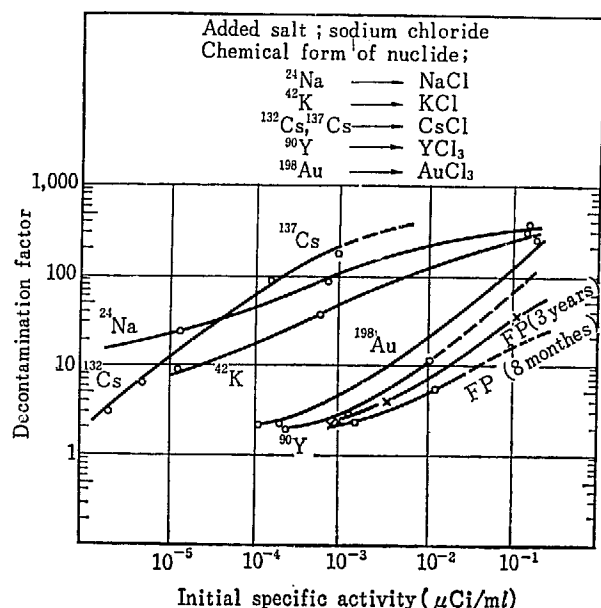


Fig. 3-49 Relationship between decontamination factor and specific activity of initial solution

うに放射能レベルが高い方が、放射能除染効率が大きいということである。特に、1 価イオンの場合は、脱塩効率と除染効率は比例関係にある。第 2 に膜自体の選択透過性を確認するために 1 価イオンとして Cs-137, Cs-132, Na-24, K-42, また 3 価イオンとして Au-198, Y-90 のおのおのについて実験した結果、1 価イオンは 3 価イオンに比べて透析されやすく、除染効率も非常に高い。また原液濃度により左右されず放射能レベルの低いところでも比較的高い。一方、3 価イオンは、低濃度ではきわめて透析されがたく、処理原液の放射能 10^{-2} $\mu\text{Ci/ml}$ オーダーでさえもその除染効率はわずか 10 程度かそれ以下にすぎない。

以上のように膜自体の特性はあるが、いずれにしても今日までの一般的な方法では除染能力に限界があり、これを打ち破る手段として、段階的に少量の塩を添加し

て、電流効率の低下を防ぎつつ 2 段、3 段と透析を続け除染効率を上げていく方法である。1 価イオンの Na-24 の除染効率については DF が 1 段目で 320, 2 段目で 80, 3 段目で 25 となり、総括除染係数は 3.5×10^5 に達した。一方 3 価イオンとして Y-90 (YCl_3), Au-198 (AuCl_3) の実験をおこなった結果、3 段処理の総括除染係数は、前者が 1.9×10^2 で後者が 3.5×10^3 の値を示し、3 価イオンは 1 価イオンに比べてかなり低い値を示している。

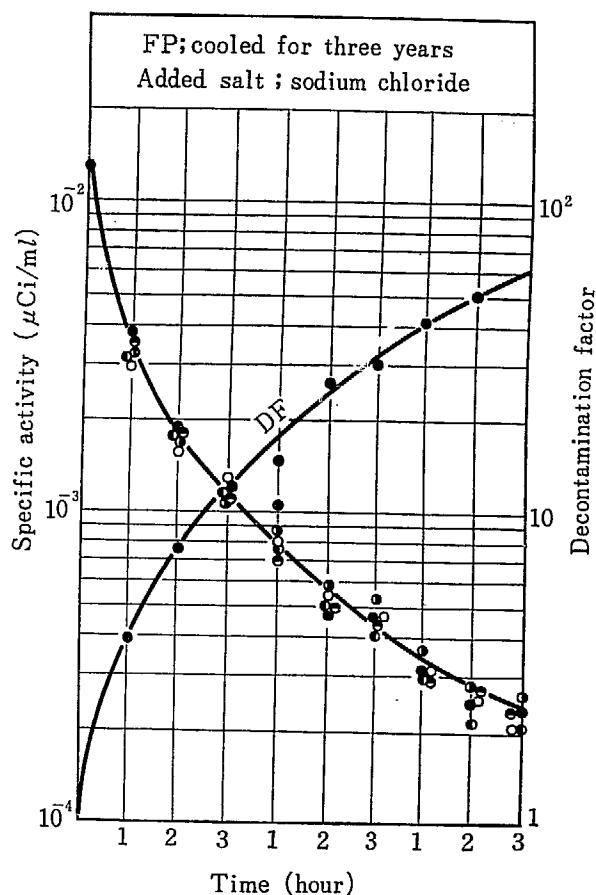


Fig. 3-50 Condition of decontamination by three-steps treatment method

FP の透析除染に関しては、FP 3 年冷却と 8 ヶ月冷却との 2 種類について実験した。それらの除染効率は FP 3 年冷却の場合は Fig. 3-50 に示すように（この図は 5 回の実験の希釈液濃度を示し、それらの平均的下降状況と DF の様子を示したものである）、3 段処理で総括除染係数が 60 程度であった。一方、FP 8 ヶ月冷却の除染係数は傾向はまったく同じであるが、これは若干低い値を示し、3 段処理で総括除染係数が 28 程度であった。すなわち、この除染係数の違いは膜固有の選択透過という観点から両者の構成核種の違いにより前者の Zr-95 に代って後者は Cs-137 が多量に含まれることに基づいている。

さらに減容比について述べると、透析処理でだされる放射性廃液の濃縮については、なおかつ 2 次的な処理をおこなわなければならないが、その減容比の増大を計る

ために Fig. 3-48 のようなフローシートに基づき実験をおこなった。すなわち、試料として FP 3 年冷却を使用し、放射能濃度 $1.3 \times 10^{-2} \mu\text{Ci/ml}$ 、NaCl 塩濃度 680 ppm の原液を 100 l 調整し、3 段処理試験ならびにその濃縮液の再処理試験をおこなった。処理原液は Set. 1 にかけて 3 時間処理したのち、その処理液はまとめてタンク貯蔵をおこない、塩を添加して Set. 2 にかけるものである。以上 3 セットまでの処理を終え各濃縮液の混合液、すなわち一次廃液は別のセットで処理するのである。それらの除染状況はすでに FP の除染で述べた通りである。

以上の実験方法により減容比を求めてみると、処理原液 100 l に対し、1 次廃液が 9 l であるから減容比は 11

となり、さらに 1 次廃液の再処理によって直接処分できるものとすれば、その減容比は 1 次廃液 9 l から 2 次廃液が 3 l になるものとして総括 33 になる。

(d) 実験考察

放射性廃液の処理法として、イオン交換膜を利用することは、たとえば樹脂処理と比較した場合、廃液中の溶存イオン量に左右されず、また減容比という面からみても処理方法によってはかなり大きな値を得ることができるという長所がある。今後交換膜利用にあたっては、膜自体の機械的・物理的強度からいって、前処理として十分な汙過を必要とするのは当然なことであり、特に未知の廃液処理の場合、前述したように膜自体の選択透過性からいって除染効率に限界があると思われる。(会川)

3.4.5 大型焼却炉における除染装置の性能試験*

この大型焼却炉は一般の可燃性固体廃棄物（カーボンボックス）のほかに動物屍体および使用済の各種フィルタ類も焼却処理するもので、焼却炉本体は耐火煉瓦構築の角型空気下方式である（フローシートは本誌 No. 8 に掲載しているので省略する）。

この施設には除染装置として、スプレー冷却器、サイクロン、電気集塵器、多段式布フィルタ、AEC フィルタがある。焼却炉で処理されたのちの燃焼排ガスはグレートの下部を通り 2 次燃焼室に入り、つぎにスプレー冷却器に入る。この除染装置で苛性ソーダを含む希塩基性溶液によって排ガスの洗浄、冷却および pH の調整などがおこなわれ、多量の比較的大きな粒子が除去される。さらに、排ガスはサイクロン装置に入り、ダストとミストを分離させたのち電気集塵器に入る。ここでは、コロナ放電によって排ガス中の粒子を帯電させ、集塵極側に附着させる。さらに、排ガスは多段式フィルタによって、大小の固形物の大部分を除去し、AEC フィルタを通して、極小微粒子の放射性ダストを除去したのち煙突から大気中に放出する機構になっている。今回は、定常運転に先立ち各除染装置の適性条件を見いだすため既知の核種を使用して性能試験をおこなったのでその結果を報告する。

(a) 試験方法

供試料として容量 20 l の紙筒に新聞紙を 1 kg ずつ充填し、2 mCi/50 ml ないし 20 mCi/50 ml の ^{32}P で汚染させ密封ののち 1 コずつ 10 分間隔で投入焼却した。ただし、炉はあらかじめ約 3 時間程度空焚きして定常状態にしておいてから実験を開始した。実験は、炉内温度および排ガス流量（通風量）電気集塵器の加電圧などの条件を変えておこなったものである。除染装置の除染能力は、その時の燃焼排ガスを各機器の前後でダストサン

プラーを使用して採取し、汙紙に附着したダスト中の放射能を 2π ガスフローカウンターを使用して測定した。

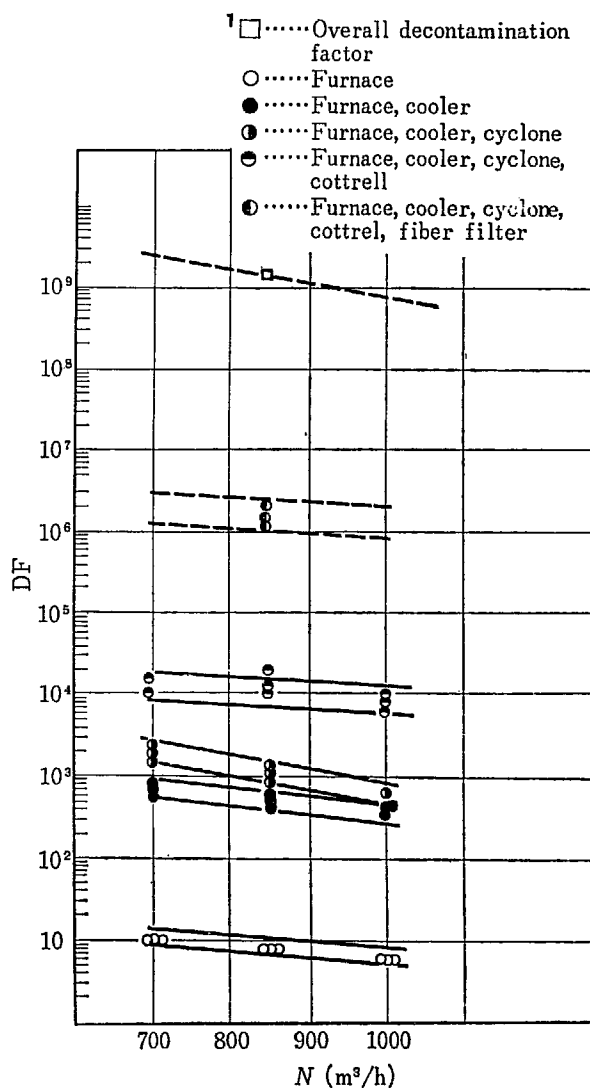


Fig. 3-51 Relationship between the flow rate of exhaust gas and decontamination factor

* 第4回理工学における RI 研究発表会に口頭発表。

TABLE 3-7 Decontaminability by the facilities.

Decontamination factor in each facility

	Furnace	Spray cooler	Cyclone	Electrostatic precipitator	Fiber filter	AEC filter
Decontamination factor	8.0	5.0×10	2.0	2.0×10	1.0×10^2	1.0×10^3
Over all —	8.0	4.0×10^2	8.0×10^2	1.6×10^4	1.6×10^6	1.6×10^9

Specific activity of exhaust gas

(unit $\mu\text{Ci/ml}$)

Place of sampling	Furnace out let	Spray cooler out let	Cyclone out let	E. P. out let	Fiber filter out let	AEC filter out let
Charged RI						
2 mCi	1.8×10^{-6}	3.6×10^{-8}	1.8×10^{-8}	9.0×10^{-10}		
20 mCi				1.8×10^{-7}	1.8×10^{-9}	1.8×10^{-12}

Experimental factors are as following: Exhaust gas flow rate; $850 \text{ Nm}^3/\text{h}$
 Temperature in furnace; $850 \sim 900^\circ\text{C}$
 Amount of RI charged; $2 \text{ mCi} \sim 20 \text{ mCi}$
 Electrostatic precipitator voltage; 35 kV

(b) 試験結果

供試料を焼却することによって ^{32}P の大部分が灰中に残るけれども、その一部はフライアッシュとなって排ガス中に混入する。系内各所における排ガスの放射能濃度や各機器の性能を TABLE 3-7 に示す。

焼却温度は $700^\circ\text{C} \sim 1,000^\circ\text{C}$ 内では、DF の変化はあ

まり認められなかったが、風量があまり増加すると炉の DF はかえって減少した (例. DF $10 \sim 700 \text{ Nm}^3/\text{h}$, DF $4 \sim 1,200 \text{ Nm}^3/\text{h}$)。一方、電気集塵器で放電極にかかる電圧は 25 kV 以上はあまり変化はみられなかった。

(桜井)

4 附 録

Appendix

4.1 外部投稿論文

発 表 者	題 名	投 稿 誌 名
森 内 茂 宮 永 一 郎	A Spectrometric Method for Measurement of Low-level Gamma Exposure Dose	<i>Health Physics</i> , 12, 541 (1966)
藤 田 稔 岩 本 順 子 近 藤 道 夫	Comparative Metabolism of Cesium and Potassium in Mammals-interspecies Correlation between Body Weight and Equilibrium Level	<i>Health Physics</i> , 12 (9), 1237 (1966)
森 内 茂 宮 永 一 郎	A Method of Pulse Height Weighting Using the Discrimination Bias Modulation	<i>Health Physics</i> , 12, 1481 (1966)
藤 田 稔 矢 部 明 赤 石 準 大 谷 曉	Relationship between Ingestion, Excretion and Accumulation of Fallout Cs-137 in Man on a Longterm Scale	<i>Health Physics</i> , 12 (12), 1649 (1966)
大 西 武	原研におけるプルトニウム研究棟の放射線管理	保健物理, 1, 8 (1966)
南 賢 太 郎 福 田 整 司	皮膚表面の汚染に関する管理基準	保健物理, 1, 20 (1966)
加 藤 仁 三 三 坂 侃	JPDR の放射性廃液管理	保健物理, 2, 55 (1966)
角 川 正 義 石 原 健 彦	特殊計算尺による原子炉災害の評価法	日本原子力学会誌, 8 (7), 361 (1966)
和 達 嘉 樹 川 野 幸 夫 穴 沢 豊 榊 原 茂 雄	放射性汚染事故の処理実例	日本原子力学会誌, 8 (9), 490 (1966)
田 代 晋 吾 和 達 嘉 樹 村 松 三 男*	皮膚の放射性アイソトープによる汚染 (IV)	日本原子力学会誌, 8 (12), 642 (1966)
立 田 初 巳	肺モニタ (私のノート)	日本原子力学会誌, 8 (12), 665 (1966)
洲 崎 輝 雄	化学実験室における放射線管理	日本原子力学会誌, 9 (1), 35 (1967)
吉 田 芳 和 北 野 匡 四 郎 福 田 整 司	A Practical Method for Evaluating the Neutron Dose Equivalent Rate	<i>J. Nucl. Sci. and Tech.</i> , 3 (11), 473 (1966)
今 井 和 彦 飯 嶋 敏 哲	External Exposure to ^{41}A Released from Multiple Sources	<i>J. Nucl. Sci. Technol.</i> , 3 (12), 521 (1966)
立 田 初 巳	中性子スペクトル測定 (技術ノート)	応用物理学会誌, 35, 6 (1966)
竜 福 広 立 田 初 巳 城 谷 孝	Application of Different Orthonormal Expansion Methods to Neutron Measurements I, II, III	<i>Japan. J. Appl. Phys.</i> , 5, 903 (1966)
竜 福 広 立 田 初 巳 城 谷 孝	Sensitivity of a Paraffin-Moderated BF_3 Proportional-Counter	<i>Japan. J. Appl. Phys.</i> , 5, 1039 (1966)
赤 石 準 笠 井 篤 藤 田 稔	Trends with Time of Fallout ^{90}Sr , ^{137}Cs and ^{95}Zr - ^{95}Nb in Total Diet and the Concentration in the Air	<i>J. Rad. Res.</i> , 7 (1), 8 (1966)
田 代 晋 吾 和 達 嘉 樹 村 松 三 男*	Effect of pH of Solution on the Contaminability by Radioisotopes to the Skin	<i>Radioisotopes</i> , 15 (5), 224 (1966)
伊 藤 直 次 福 田 雅 明 谷 川 芳 郎	Small-Scale Horizontal Diffusion near the Coast	Disposal of Radioactive Wastes into Seas, Oceans and Surface Waters, 471 IAEA (1966)

発 表 者	題 名	投 稿 誌 名
福 田 雅 明	東海村沿岸の海況	沿岸海洋研究ノート, 5 (2)
丸 山 吉 三	日本原子力研究所東海研における安全対策	安全, 18 (3), 45 (1967)
福 田 整 司	放射性物質による空気汚染の対策	空気清浄, 4 (5), 40 (1967)
坂 岸 昇 吉		
亀 田 和 久	水産生物中の微量元素の放射化分析の際の照射試料の調製に配慮すべき事例	京大原子炉実験所放射化分析法研究会報告書 1967
亀 田 和 久	ガンマ線 (含混合ガンマ線) スペクトル解析による定量の概説	京大原子炉実験所放射化分析法研究会報告書 1967
岡 本 利 夫		

4.2 研究所刊行物

発 表 者	題 名	レポ ー ト 番 号
加 藤 仁 三 大 内 正 房	トリチウムの放射線管理に関する文献調査	JAERI-memo 2230 (1966 年 3 月)
加 藤 仁 三 大 内 正 房	スライド型電離箱によるトリチウムの測定	JAERI-memo 2260 (1966 年 4 月)
加 藤 仁 三 山 本 峯 澄 三 坂 侃 高 橋 昭 雄 田 村 勝 裕	トリチウムの放射線管理に関する文献調査 (その1) 放射線防護の立場よりみたホットラボの施設について	JAERI-memo 2233 (1966 年 4 月) 所内刊行 (1966 年 4 月)
加 藤 仁 三 他	JRR-2 修復作業における放射線管理	JAERI-memo 2234 (1966 年 4 月)
笠 井 篤 森 内 茂 松 下 紘 三	東海村周辺のバックグラウンド放射線量の調査	JAERI-memo 2240 (1966 年 4 月)
環 境 放 射 能 課	海洋観測報告 No. 15	JAERI-memo 2264 (1966 年 4 月)
藤 田 稔	出張報告 (アメリカの原子力研究所における内部被曝の管理と研究)	JAERI-memo 2246 (1966 年 4 月)
安 全 業 務 課	放射線管理季報 No. 8, 9, 10, 11	JAERI-memo 2280, 2375, 2500, 2591 (1966 年 5, 8, 11 月, 1967 年 2 月)
福 田 整 司 成 富 満 夫 松 井 浩 治 井 沢 庄 治	ヨウ素捕集用サンプラーの試作とその性能	JAERI-memo 2262 (1966 年 5 月)
吉 田 芳 和 北 野 匡 四 郎 福 田 整 司 他	中性子線の等価線量率評価法	JAERI-memo 2318 (1966 年 5 月)
村 田 幹 生 福 田 整 司	プルトニウムによる外部被曝の防護に関する資料調査	JAERI-memo 2279 (1966 年 5 月)
動 力 炉 管 理 係	JPDR 運転および特性測定四半期 (No. 8) 第VI章	JAERI-memo 2274 (1966 年 5 月)
洲 崎 輝 雄	研究棟フードの調査	JAERI-memo 2303 (1966 年 6 月)
関 守 加 藤 仁 三 水 書 利 雄	JRR-4 の放射線管理	JAERI-memo 2349 (1966 年 6 月)
角 川 正 義 井 上 義 教	放射能火災の原因とその対策 (その1)——硝酸による火災その他——	JAERI-memo 2331 (1966 年 6 月)
角 田 道 生	降雨時の地表汚染評価法	JAERI-memo 2304 (1966 年 6 月)
赤 石 準	保健物理のためのプルトニウムの化学	JAERI-memo 2322 (1966 年 6 月)
加 藤 仁 三 大 内 正 房 関 昭 雄 遠 藤 清 志 佐 々 木 幸 男 小 倉 照 雄	トリチウムの放射線管理に関する文献調査 (その3)	JAERI-memo 2283 (1966 年 7 月)
福 田 整 司	密封線源の安全取扱	JAERI-memo 2336 (1966 年 7 月)
服 部 洋 司 郎 山 岸 英 雄	^{138}Cs , ^{88}Rb , ^{89}Rb の最大許容濃度の計算	JAERI-memo 2343 (1966 年 7 月)
飯 嶋 敏 哲 保健物理安全管理部	外部被曝線量算出法に含まれる仮定および近似(検討資料-1) 放射線安全取扱手引	JAERI-memo 2340 (1966 年 7 月) JAERI 6017 (1966 年 8 月)

発 表 者	題 名	レポ ー ト 番 号
赤 石 準 笠 井 篤	Bibliography on the Radiochemical Determination of Plutonium in Bioassay and Environmental Samples: Appendix: Electroplating Methods of Activities	JAERI-memo 2373 (1966 年 8 月)
伊 藤 直 次	出張報告 (IAEA シンポジウム出席とヨーロッパにおける海洋汚染調査視察)	JAERI-memo 2405 (1966 年 9 月)
竜 福 広	中性子スペクトルおよび等価線量率解析用直交展開コード ACOF	JAERI-memo 2399 (1966 年 9 月)
立 田 初 巳 城 谷 孝	肺中プルトニウムモニタの各国研究開発の現状と問題点	JAERI-memo 2426 (1966 年 9 月)
志 垣 康 展 杉 本 仙 市 古 平 登 河 村 貫 太 郎	使用済燃料所内輸送容器の放射性漏洩試験	JAERI-memo 2403 (1966 年 9 月)
廃 棄 物 処 理 係 動 力 炉 管 理 係	使用済燃料の貯蔵施設および所内輸送容器について JPDR 運転および特性四半期報告 No. 8 (1966 年 4 月～6 月)	JAERI-memo 2404 (1966 年 9 月) 所内刊行 (1966 年 10 月)
環 境 放 射 能 課	海洋観測報告 No. 16	JAERI-memo 2471 (1966 年 10 月)
加 藤 仁 三 藤 田 久 美 雄	トリチウムの放射線管理に関する文献調査 (その 2 トリチウムの測定)	JAERI-memo 2446 (1966 年 11 月)
卓 地 信 也 清 木 義 弘 丸 山 吉 三	吊り具の規格 (安全規格指定 I)	JAERI-memo 2490 (1966 年 11 月)
石 原 豊 秀 城 谷 孝 一 須 賀 新 初 巳	放射線モニタリングポストの建設と運転	JAERI 1119 (1966 年 11 月)
野 村 末 雄* 岡 川 誠 吾* 木 村 孝 孝* 古 平 登	原発東海炉燃料被覆材の貯蔵水槽中における腐蝕	原発受託研究成果報告 (1966 年 11 月)
石 原 豊 秀 三 戸 規 生 奥 山 登	大洗地区の保健物理安全管理に関する計画概要	JAERI-memo 2495 (1966 年 11 月)
保健物理安全管理部 建設部	大洗研敷地内の地下水放射能調査報告書	JAERI-memo 2502 (1966 年 11 月)
動 力 炉 管 理 係	JPDR 運転および特性四半期報告 No. 9 (1966 年 7 月～9 月)	JAERI-memo 2387 (1966 年 12 月)
奥 山 登	PD型ポケット線量計の性能試験	JAERI-memo 2585 (1967 年 1 月)
角 田 道 生 飯 嶋 敏 哲	想定事故に対する環境評価の手法について	JAERI-memo 2557 (1967 年 1 月)
福 田 雅 明 谷 川 芳 郎 国 谷 安 二 郎 黒 須 五 郎	東海村沖海洋調査報告	JAERI-memo 2556 (1967 年 1 月)
齊 藤 親 備 後 一 義 西 健 雄	原研における個人外部被曝線量の管理と線量評価法	JAERI-memo 2563 (1967 年 1 月)
放射性汚染処理課	放射性廃棄物の廃棄予定調査報告	JAERI-memo 2573 (1967 年 1 月)
放射性汚染処理課	中高レベルの廃棄について	JAERI-memo 2578 (1967 年 1 月)
保健物理安全管理部	東海研究所におけるモーガン博士講演抄録	JAERI-memo 2619 (1967 年 2 月)
角 川 正 義 井 上 義 教	放射能火災の原因とその対策 (その 2)——主として Pu 火災の発火原因に関する文献翻訳集	JAERI-memo 2533 (1967 年 2 月)

発 表 者	題 名	レポ ー ト 番 号
飯 嶋 敏 哲 角 田 道 生	環境汚染に伴なう内部被曝評価方法の考案 (検討資料-2)	JAERI-memo 2622 (1967 年 2 月)
角 田 道 生 飯 嶋 敏 哲	放出条件による環境被曝値の変化 (検討資料-3)	JAERI-memo 2621 (1967 年 2 月)
立 田 初 巳 竜 福 谷 孝	中性子組織線量	JAERI-memo 2588 (1967 年 2 月)

4.3 口 頭 発 表

発 表 者	題 名	発 表 学 会 名
加 藤 仁 三 大 内 正 房	研究用重水炉におけるトリチウムの放射線管理	原子力学会, 1966 年 3 月 (東京)
関 守 加 藤 仁 三 水 書 利 雄	JRR-4 の放射線管理	原子力学会, 1966 年 3 月 (東京)
和 達 嘉 樹 田 代 晋 吾 村 松 三 男*	皮膚の放射性汚染	第 3 回理工学における同位元素研究発表会, 1966 年 4 月 (東京)
高 田 和 夫 和 達 嘉 樹 村 松 三 男*	ラジオトレーサー法による油脂汚染布に対する洗剤の洗浄効果	日本化学会第 19 年年会, 1966 年 4 月 (東京)
森 内 茂 宮 永 一 郎	シンチレーションカウンタによる照射線量の測定	第 3 回理工学における同位元素研究発表会, 1966 年 4 月 (東京)
伊 藤 直 次 福 田 雅 明 谷 川 芳 郎	Small-Scale Horizontal Diffusion near the Coast	Symposium on the Disposal of Radioactive Wastes into Seas, Oceans and Surface Waters, IAEA, 1966 年 5 月 (Vienna)
角 川 正 義	環境汚染の異常検出に必要なサーベイおよびサンプリング地点数の統計学的検討	日本放射線影響学会第 8 回大会, 1966 年 9 月 (新潟)
藤 田 稔 岩 本 順 子 近 藤 道 夫	日常食および排泄物中のフォールアウト ^{137}Cs の日々の変動	日本放射線影響学会第 8 回大会, 1966 年 9 月 (新潟)
亀 田 和 久 岡 本 利 夫 他	海産生物による ^{65}Zn の摂取 (1) 濃縮係数の推定	日本放射線影響学会第 8 回大会, 1966 年 9 月 (新潟)
亀 田 和 久 加 藤 清 他	海産生物による ^{65}Zn の摂取 (2) 飼育実験による環境の変化	日本放射線影響学会第 8 回大会, 1966 年 9 月 (新潟)
飯 嶋 敏 哲 角 田 道 生	放射性物質の食物連鎖移行に関する一考察	日本放射線影響学会第 8 回大会, 1966 年 9 月 (新潟)
笠 井 篤 梁 瀬 芳 晃	放射化分析を用いた大気拡散実験法の検討	日本放射線影響学会第 8 回大会, 1966 年 9 月 (新潟)
沼 宮 内 弼 雄 押 野 昌 夫 大 谷 曉	10~50 KeV 電子線と固体との相互作用による放射 2 次電子のスペクトル (I)	日本物理学会 1966 年分科会, 1966 年 9 月 (名古屋)
竜 福 広	種々の直交展開法の中性子計測への応用	日本物理学会 1966 年分科会, 1966 年 9 月 (名古屋)
福 田 整 司 成 富 満 夫	ヨウ素捕集用サンプラーの特性	原子力学会炉物理炉工学分科会, 1966 年 10 月 (大阪)
加 藤 仁 三 大 内 正 房	防護用ポリマーフィルムのトリチウム (DTO) 透過率測定	原子力学会炉物理炉工学分科会, 1966 年 10 月 (大阪)
南 賢 太 郎 大 西 武 之 佐 藤 信 生 村 田 幹	GMシンチレーション併用型エリアモニタ	原子力学会炉物理炉工学分科会, 1966 年 10 月 (大阪)
南 賢 太 郎 渡 部 孝 三 大 西 武 司 福 田 整 司	プルトニウムダストモニタ	原子力学会炉物理炉工学分科会, 1966 年 10 月 (大阪)
三 戸 規 生 奥 山 登 他	ヨウ素モニタの試作とその性能	原子力学会炉物理炉工学分科会, 1966 年 10 月 (大阪)

発 表 者	題 名	発 表 学 会 名
立 田 初 巳	中性子個人モニタ	原子力学会炉物理炉工学分科会, 1966年 10 月 (大阪)
角 田 道 生 飯 嶋 敏 哲	原子炉障害解析における放出高の問題	原子力学会炉物理炉工学分科会, 1966年 11 月 (大阪)
立 田 初 巳 竜 福 広 孝 城 谷 孝	中性子レムカウンタ	応用物理学会, 1966 年 10 月 (名古屋)
立 田 初 巳 竜 福 広 孝 城 谷 孝	パラフィン減速型計数管の感度	応用物理学会, 1966 年 10 月 (名古屋)
福 田 雅 明	沿岸の海況	原子力施設と沿岸海洋シンポジウム, 1966 年 10 月 (東京)
伊 藤 直 次	東海地区の放射線管理の現況	東海地区放射線管理協議会報告会, 1966 年 10 月 (東海)
福 田 雅 明	茨城県沿岸水域の海洋微細構造	湖の台研究会, 1966 年 11 月 (仙台)
伊 藤 直 次	サーミスタ微風計について	日本気象学会大気乱流月例会, 1967 年 2 月 (東京)
加 藤 仁 三 南 賢 太 郎他	放射線管理における中性子測定法 (1)	日本保健物理協議会第 2 回研究発表会, 1967 年 3 月 (東京)
藤 田 久 美 雄 大 内 正 房 洲 崎 輝 雄 白 石 忠 男	放射線管理における中性子測定法 (2)	日本保健物理協議会第 2 回研究発表会, 1967 年 3 月 (東京)
加 藤 仁 三 大 内 正 房	トリチウム水に対する試料内部挿入型電離箱の特性	日本保健物理協議会第 2 回研究発表会, 1967 年 3 月 (東京)
大 内 正 房 加 藤 仁 三	研究用重水炉から排出するトリチウム	日本保健物理協議会第 2 回研究発表会, 1967 年 3 月 (東京)
山 本 峯 澄 松 井 浩 浩 芹 沢 正 彦 高 橋 昭 雄	ガムドペーパーによるホットラボケーブ中の放射性粒子径の測定	日本保健物理協議会第 2 回研究発表会, 1967 年 3 月 (東京)
三 坂 侃他	JPDR プラント内で発生した空気汚染の解析	日本保健物理協議会第 2 回研究発表会, 1967 年 3 月 (東京)
南 賢 太 郎	放射線管理における中性子測定法	日本保健物理協議会第 2 回研究発表会, 1967 年 3 月 (東京)
佐 藤 信 之 大 西 武	再処理施設のガスモニタ	日本保健物理協議会第 2 回研究発表会, 1967 年 3 月 (東京)
山 本 峯 澄 松 井 浩 浩 高 橋 昭 雄 春 田 秀 人 洲 崎 輝 雄	ホットケーブ除染作業時の放射線管理	日本保健物理協議会第 2 回研究発表会, 1967 年 3 月 (東京)
中 戸 喜 寄 遠 藤 清 志 安 中 秀 雄 藤 田 久 美 雄 中 村 力	JRR-2 使用済燃料プール水の核種分析	日本保健物理協議会第 2 回研究発表会, 1967 年 3 月 (東京)
服 部 洋 司 良 水 書 利 雄 藤 田 久 美 雄	JRR-4 の修復作業に伴う放射線管理	日本保健物理協議会第 2 回研究発表会, 1967 年 3 月 (東京)

発 表 者	題 名	発 表 学 会 名
大 和 田 忠 明 今 井 和 彦	東海5カ年の気象統計	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
松 下 紘 三 森 内 茂 篤 笠 井 篤 一 須 賀 新 一	自動車による環境のγ線サーベイ	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
伊 藤 直 次 森 内 茂 三 松 下 紘 三	静穏時における放射性雲からの被曝について	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
三 好 章 史 横 須 賀 昇 弘 清 木 義 弘	東海研究所の労働災害	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
関 卓 守 也 卓 地 信 也	ラジオアイソトープ使用施設等の安全審査	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
井 上 義 教 角 川 正 義	ウラン火災の事故例調査に基づく防護対策上の問題点	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
角 川 正 義 菊 池 栄 助 井 上 義 教	プルトニウム火災の事故例調査に基づく防護対策上の問題点	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
川 野 幸 夫 穴 沢 豊 雄 柿 原 茂 雄 和 達 嘉 樹	施設の放射性汚染除去に関する技術上の問題について	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
磯 崎 潤 照 沼 健 柿 原 茂 雄	日本原子力研究所東海研究所の放射線事故自動警報装置機構	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
立 田 初 巳 城 谷 孝 孝	肺モニタ比例計数管の試作	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
城 谷 孝 孝 奥 山 登 広 竜 福 田 初 巳	中性子レムカウンタの演算回路	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
矢 部 明 子 市 川 嘉 子 福 田 洋 卓 大 橋 卓 稔	^3H の個人内部被曝管理	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
泉 幸 男 矢 部 明 子 市 川 嘉 子 福 田 洋 卓 大 橋 卓 稔	^{131}I の個人内部被曝管理	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
杉 本 仙 市 山 上 保 展 志 垣 康 展	インパイルループの廃棄施設について	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
森 内 茂 郎 宮 永 一 郎	エネルギー特性改良型シンチレーションカウンタの諸特性	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)
田 代 晋 吾 黒 田 捷 雄	オートラジオグラフィーによるプルトニウム皮膚汚染の研究	日本保健物理協議会第2回研究発表会, 1967年3月(東京)

発 表 者	題 名	発 表 学 会 名
沼 宮 内 弼 雄 押 野 昌 夫 大 谷 曉	10~50 KeV 電子線と固体との相互作用による放射2次電子のスペクトル(Ⅱ)	日本物理学会, 1967 年 3 月 (仙台)
福 田 整 司 成 富 満 夫 井 沢 庄 治	Airborne Iodine Monitoring at the Radioisotope Test Production Plant, JAERI	第1回国際放射線防護学会, 1966 年 (ローマ)
吉 田 芳 和 北 野 匡 四 郎 村 田 幹 生	Comparison of Performance Characteristics of Some Filters using Thoron Daughters as Radioactive Aerosol	第1回国際放射線防護学会, 1966 年 (ローマ)

4.4 特 許 申 請

氏 名	テ ー マ	取 得 月 日
奥 山 登 藤 田 久 美 雄 藤 田 久 美 雄	窒息現象による指示値低下防止回路付き放射線計測器 エレクトロメータチューブ並列接続法による放射線測定器	1966年2月14日（出願番号 41-8403） 1966年8月31日（実用新案願番号 41-81659）
奥 山 登 竜 福 広 城 谷 孝 立 田 初 巳	中性子レム検出器	1966年10月22日 （出願番号 41-69441）

4.5 協 同 調 査 研 究

委 託 機 関	テ ー マ	担 当 課
原子燃料公社 気象庁, 水産庁 茨城県 東京大学, 東京教育大学他	放射性廃液海洋放出に伴う海洋調査	保健物理安全管理部
工業振興会（織田暢夫）	生物物理の分野からみた microdosimetry の問題点	線量計測課
茨城県水産試験場, 分析研究所	大洗研究所沖における海水および海底土の放射能測定	環境放射能課
分 析 研 究 所	海洋生物中の Zn と Zr の測定	環境放射能課
原子力行政連絡協議会	東海村周辺生活動態調査	環境放射能課
茨城県水産試験場（猿谷 倫）	大洗沖海流調査	環境放射能課
東海地区放射線管理協議会	平常時における環境放射能監視組織	環境放射能課
東京大学, 分析研究所	海洋生物中における Zn の濃縮と移行	環境放射能課
分 析 研 究 所	海洋生物中の Zr の存在量	環境放射能課

4.6 受 託 調 査 研 究

氏 名	テ ー マ	委 託 機 関
森 内 茂 笠 井 篤	放射性トレーサを用いた下水溝の欠陥調査報告書 γ フィールドのエネルギー分布と照射量率分布の測定	前田建設工業株式会社 農林省放射線育種場

委 員 会 名	設 置 機 関	委 員 名
障害解析委員会	保健物理安全管理部	伊藤直次, 角田道生
Pu による身体汚染に対する措置の検討委員会	保健物理安全管理部	飯嶋敏哲, 加藤仁三
部内図書委員会	保健物理安全管理部	藤田稔, 福田整司
		立田初巳, 田代晋吾
		村田幹生, 神原茂雄
		丸山誠三郎, 穴沢豊
		成富満夫, 赤石準
		笠井篤, 大谷曉
		志垣康展

4.8 所外講師招聘

氏 名	講 演 テ ー マ	期 間
I. A. Singer (BNL)	BNLにおける環境放射能の管理と研究	1966年9月1日～1966年9月2日
K. Z. Morgan (ORNL)	1. オークリッジにおける保健物理の最近の進歩 2. 放射線防護に関する基本的問題 3. ICRP 第2委員会の近況と内部被曝 4. 保健物理の今後の課題	1966年10月22日～ 1966年11月18日
村 松 三 男, 田 島 和 夫 (東京都立大学)	^3H の物理化学	1967年1月18日
武 安 義 光, 常 沢 秀 夫 佐 久 間 謙 司 (原子力局)	原子力施設の安全について	1967年2月15日
谷 村 富 男 (日本建鉄株式会社)	安全委員会・安全会議の運営について	1967年2月16日
炭 谷 不 二 男 (三菱石油株式会社)	技術的安全審査の方法と問題点について	1967年2月16日
本 田 行 世 (東京消防庁)	緊急計画と発動体制	1967年3月9日～ 1967年3月14日
吉 沢 康 雄 (東京大学)	放射線障害について	1967年3月16日

4.9 研究嘱託

氏 名	テ ー マ	派 遣 機 関
織 田 暢 夫	線量測定の研究	東京工業大学
村 松 三 男	放射性汚染および除染に関する基礎的研究	東京都立大学
井 上 頼 輝	大洗研における地下水調査の指導	京 都 大 学

4.10 教 育 訓 練

項 目	人 数
R I 研 修 所	4 名
原 子 炉 研 修 所	6 名
中途採用および新入職員訓練	8 名
放射線作業従事者訓練	18 名
高放射性物質取扱訓練	2 名
各職場における実習生訓練	4 名
防 護 隊 訓 練	10 名

4.11 外国出張および留学

氏 名	テ ー マ お よ び 出 張 先	期 間
伊 藤 直 次	I A E A主催：海洋と陸水への放射性廃棄物の放出に関するシンポジウム，ヨーロッパ各国	1966年5月12日～1966年6月13日
立 田 初 巳	プルトニウム医療調査団，アメリカおよびヨーロッパ各国	1966年5月28日～1966年6月25日
吉 田 芳 和	第1回国際放射線防護学会に出席し，併せて保健物理研究のためヨーロッパ各国	1966年8月22日～1967年8月31日
三 戸 規 生	材料試験炉の放射線管理についての視察，アメリカおよびヨーロッパ各国	1967年3月18日～1967年6月7日
石 原 豊 秀	I A E A主催：原子力発電所の格納容器と立地に関するシンポジウム，ヨーロッパ各国	1967年3月31日～1967年4月22日

編集後記

“保健物理安全管理部の活動”も今回で9号を数えることになったが、部内組織の拡張に伴う部内外における情報活動の増加のなかで、本誌の位置づけが必ずしも明確でなかったのも、保健物理安全管理部の現況と本誌の歴史的背景を考慮して、編集方針を年度内に行なわれた仕事の解説的な報告書とする Annual report に徹することにし、それに加えて内容の簡素化を計ることとした。すなわち、大項目に“管理技術”を加えて管理に伴う技術開発をこの項に収容し、利用の便を計り、

研究開発の項には論文文化されたものの解説を記載することによって質の向上を計った。さらに、前期委員との緊密な討議の結果、執筆要項の配布や附録の項の補充を行なった。これらの改正は今後さらに検討され発展されるものと思う。

おわりに、執筆者の協力と関係者の努力で例年になく早期に本誌を配布できるのは望外の喜びである。

編集委員会、宮永一郎（委員長）、仲本秀四郎（委員長代行）、飯島敏哲、国分守信、沼宮内秀雄、田代晋吾（幹事）、御手洗弘子（事務局）