

JAERI-M

6 2 2 4

保健物理と安全管理・No.17

(1974年度)

1975年9月

日本原子力研究所安全管理室  
東海研究所保健物理安全管理部  
高崎研究所安全管理課  
大洗研究所安全管理課放射性廃棄物処理課

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

保健物理と安全管理・No.17

(1974年度)

日本原子力研究所安全管理室，東海研究所保健物理安全管理部，  
高崎研究所安全管理課，大洗研究所安全管理課，放射性廃棄物処理課

(1975年8月4日受理)

本報は，1974年度における日本原子力研究所の「保健物理と安全管理」について，東京地区ならびに東海，高崎および大洗研究所の業務を管理，技術開発および研究の3部門に分けて集録したものである。

JAERI - M 6224

Health Physics and Safety in JAERI, No.17

(April 1, 1974 ~ March 31, 1975)

Office of Safety and Control, Tokyo, JAERI  
Division of Health Physics and Safety, Tokai, JAERI  
Safety Section, Takasaki, JAERI  
Health Physics and Safety Section, and Waste Management  
and Decontamination Section, Oarai, JAERI

(Received August 2, 1975)

In the annual report No.17 (fiscal 1974), the activities of health physics and safety in the Tokyo Office, Tokai Research Establishment, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment, and Oarai Research Establishment are described.

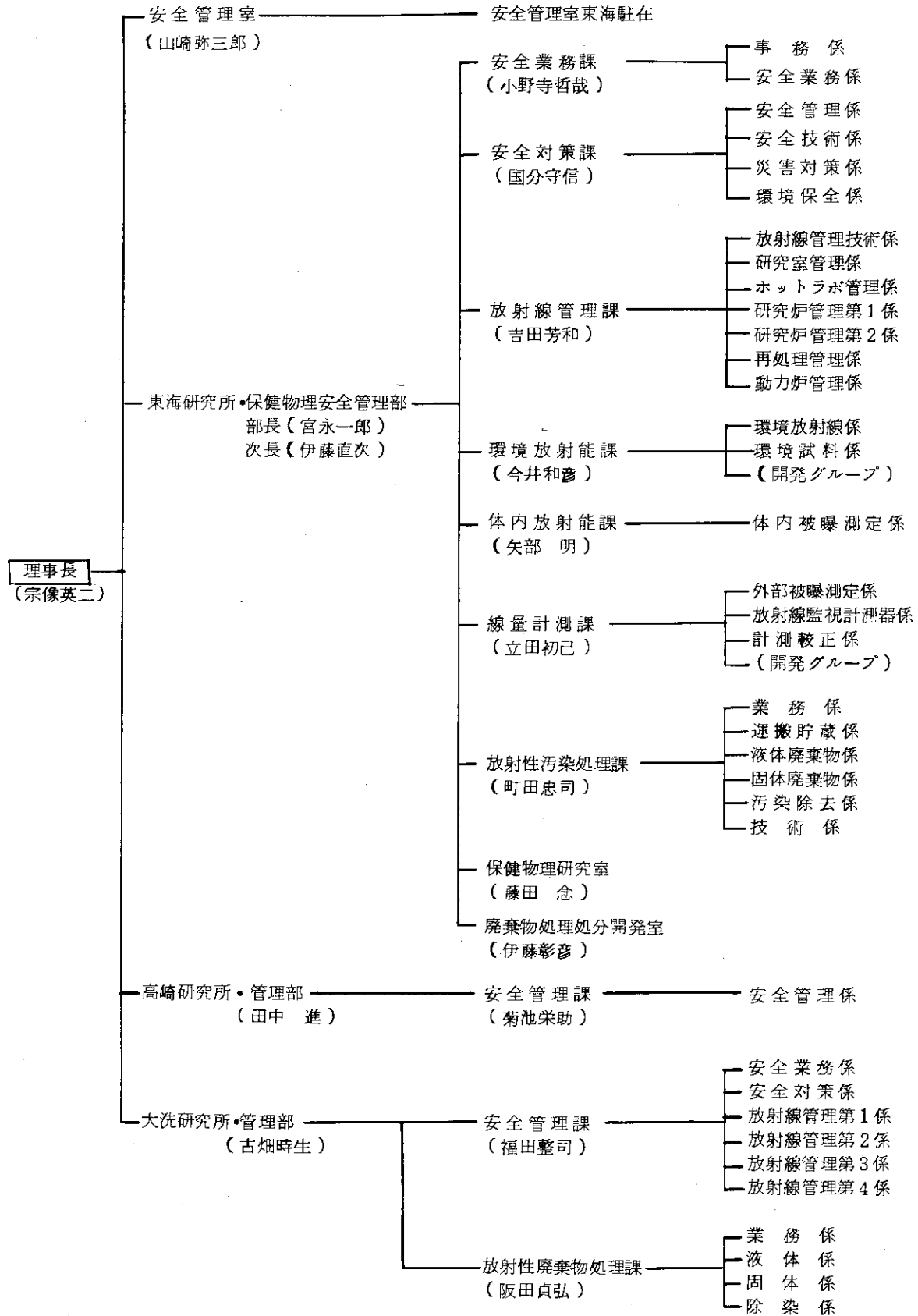
## まえがき

本書は1974年度の保健物理ならびに安全管理部門の業務の総括報告書である。この年度いわゆる“*As low as practicable*”に関する国の具体的方針の検討が最終段階に近づいたが、原研はこの検討において国に全面的に協力すると同時に、施設をもつ事業所の立場から、自身の周辺環境における被曝線量の再評価を行った。

1974年度は研究および技術開発面の業務は多岐にわたって推進され、とくに現実の要求に応える成果が多く得られたことは喜ばしい。管理業務もまた順調に遂行され特筆するような事故はなかった。前年度から継続して行っていた環境試料の放射能測定に関する受託業務は所内各方面の協力によって終了した。

保健物理と安全管理の組織

昭和50年3月31日現在



## 目 次

1 管 理 .....	1
1 A 東京本部 .....	1
1 A. 1 総括管理業務 .....	1
A. 1.1 概 要 .....	1
A. 1.2 許可, 認可および報告等 .....	2
A. 1.3 委員会の活動 .....	3
A. 1.4 安全管理総合調査 .....	5
1 A. 2 安全審査 .....	7
A. 2.1 概 要 .....	7
A. 2.2 原子炉等安全審査委員会 .....	7
A. 2.3 原子炉運転委員会 .....	8
A. 2.4 使用施設等運転委員会 .....	10
1 A. 3 東京地区の安全衛生管理 .....	11
A. 3.1 概 要 .....	11
A. 3.2 安全管理および衛生管理 .....	11
1 B 東海研究所 .....	12
1 B. 1 永全管理 .....	12
B. 1.1 概 要 .....	12
B. 1.2 管理業務 .....	12
(1)管理体制の整備 .....	12
(2)委員会等の活動 .....	13
(3)規程等の整備, 官公庁手続および点検検査等 .....	13
B. 1.3 安全啓蒙と安全教育 .....	14
B. 1.4 災害予防 .....	16
(1)安全パトロールと安全診断 .....	16
(2)設備機器の審査状況 .....	16
B. 1.5 災害対策 .....	17
(1)防護活動訓練 .....	17
(2)防護器材等の整備 .....	17
B. 1.6 災害事故発生状況 .....	19
(1)労働災害 .....	19
(2)放射性汚染および被曝 .....	19
B. 1.7 環境保全 .....	24
1 B. 2 個人被曝線量の管理 .....	25
B. 2.1 概 要 .....	25

B. 2.2	外部被曝線量の管理	25
	(1)全事業所統計	25
	(2)東海研究所統計	27
B. 2.3	内部被曝線量の管理	28
1 B. 3	施設の放射線管理	30
B. 3.1	概要	30
B. 3.2	排気および排水の管理データ	30
B. 3.3	100 MeVリニアックのモニタリング	33
B. 3.4	ホットラボにおける放射性空気汚染の管理経験	36
	(1)ケーブル内表面汚染の再浮遊係数	36
	(2)ケーブル内空気汚染のモニタリング	38
	(3)サービスエリアにおける空気汚染モニタリング	40
B. 3.5	JRR-2改修工事における放射線管理	42
	(1)制御棒等の廃棄作業	42
	(2)上下段遮蔽体などの取出し作業	44
	(3)He系配管変更工事	46
B. 3.6	JRR-3における作業員の外部被曝線量分布の解析	47
B. 3.7	プルトニウム研究1棟におけるプルトニウム汚染時の放射線管理	50
B. 3.8	圧縮処理装置の飛散率の測定	52
B. 3.9	JPDR配管検査時の被曝管理	54
B. 3.10	JPDRにおけるフィルムバッジ, ポケット線量計, TLDによる 被曝線量の測定結果の比較	56
1 B. 4	環境管理	58
B. 4.1	概要	58
B. 4.2	環境放射線のモニタリング	58
B. 4.3	環境試料測定によるモニタリング	60
1 B. 5	放射線計測器類の管理	65
B. 5.1	概要	65
B. 5.2	サーベイメータ校正および試料測定	65
	(1)サーベイメータ校正	65
	(2)試料測定	65
B. 5.3	放射線監視計測器の管理	66
1 B. 6	放射性廃棄物の処理および汚染除去	67
B. 6.1	概要	67
B. 6.2	廃棄物の管理	67
	(1)廃棄物の搬入	67
	(2)廃棄物の処理	68
	(3)放射性廃棄物の受入検討	70

(4) 保管廃棄 .....	71
(5) 処理施設の更新整備 .....	71
(6) 保管廃棄施設の増設および補修 .....	72
B. 6.3 汚染除去 .....	73
(1) 機器除染 .....	73
(2) 衣料除染 .....	74
(3) 施設除染 .....	74
1 C 高崎研究所 .....	76
1 C. 1 安全衛生管理 .....	76
C. 1.1 概要 .....	76
C. 1.2 安全衛生管理 .....	76
(1) 管理体制の整備 .....	76
(2) 委員会等の活動 .....	77
(3) 安全衛生教育訓練 .....	77
C. 1.3 安全管理 .....	80
(1) 災害予防 .....	80
(2) 災害事故発生状況 .....	81
C. 1.4 衛生管理 .....	81
(1) 健康診断等 .....	81
(2) 職場環境の改善 .....	81
C. 1.5 非常事故対策 .....	82
(1) 防護活動訓練 .....	82
(2) 防護器材等の整備 .....	82
1 C. 2 放射線管理 .....	84
C. 2.1 概要 .....	84
C. 2.2 個人被曝線量の管理 .....	84
C. 2.3 施設の放射線管理 .....	84
(1) 放射線量率の測定 .....	84
(2) 排気中の放射能濃度の測定 .....	84
C. 2.4 放射線計測器の管理 .....	85
C. 2.5 その他の放射線管理 .....	87
1 D 大洗研究所 .....	87
1 D. 1 安全衛生管理 .....	88
D. 1.1 概要 .....	88
D. 1.2 安全管理 .....	88
D. 1.3 災害対策 .....	91
D. 1.4 災害事故発生状況 .....	92
D. 1.5 衛生管理 .....	93



1 D. 2	個人被曝線量の管理	95
D. 2.1	概 要	95
D. 2.2	外部被曝線量の管理	95
D. 2.3	内部被曝線量の管理	97
1 D. 3	施設の放射線管理	98
D. 3.1	概 要	98
D. 3.2	排気および排水の管理データ	98
(1)	排出放射性塵埃およびガス	98
(2)	排水放射性廃液	99
1 D. 4	環境管理	101
D. 4.1	概 要	101
D. 4.2	環境放射線のモニタリング	101
D. 4.3	環境試料中の放射能測定	101
D. 4.4	一般排水溝における排水の監視	105
1 D. 5	放射線計測器の管理	106
D. 5.1	概 要	106
D. 5.2	サーベイメータ類の点検保守	106
D. 5.3	放射線監視機器の管理	106
1 D. 6	放射性廃棄物の処理および汚染除去	109
D. 6.1	概 要	109
D. 6.2	廃棄物の管理	109
(1)	廃棄物の搬入	109
(2)	廃棄物の処理	110
(3)	固化体の保管	112
D. 6.3	汚染除去	112
(1)	機器除染	112
(2)	施設除染	112
(3)	衣料洗浄	113
2	技術開発	115
2.1	個人被曝線量の評価	115
2.1.1	概 要	115
2.1.2	選別型ホールボディカウンタの特性	115
2.1.3	$^{147}\text{Pm}$ による体内汚染の測定	117
2.2	施設の放射線管理	120
2.2.1	概 要	120
2.2.2	$\beta$ 線皮ふ線量計算法の比較検討	120
2.2.3	短半減期塵埃の平均濃度の簡易算出法	123
2.2.4	J R R - 2排水モニタリング方式の変更	124

2.2.5	J P D Rから排出するF P希ガスの崩壊生成物による被曝 線量寄与の評価 .....	126
2.2.6	S L-1事故などで得られたスカイシャイン実測値と理論値 との比較 .....	128
2.3	放射線計測 .....	132
2.3.1	概要 .....	132
2.3.2	プルトニウム燃料板実在庫検証法の開発 .....	133
2.3.3	外挿電離箱の集電極面積と $\beta$ 線源の大きさとの関係 .....	135
2.3.4	サーベイメーター指示値からの $\beta$ 線吸収線量率の評価方法 .....	136
2.3.5	各種GM計数管のエネルギー特性 .....	139
2.3.6	ハンドフットモニタの $\gamma$ 線に対する計数効率 .....	140
2.3.7	バックグラウンド補償型プルトニウムエアモニタ .....	141
2.3.8	原研型レムカウンタ製作および性能試験 .....	142
2.4	放射性廃棄物処理および汚染除去 .....	146
2.4.1	概要 .....	146
2.4.2	$^3\text{H}$ 廃液中の $^{60}\text{Co}$ の除去試験 .....	146
2.4.3	有機廃液のセメント固化試験 .....	147
2.4.4	エマルジョンによる綿布の除去試験 .....	147
2.4.5	金属フェロシアン化物による $^{137}\text{Cs}$ 除去の化学処理試験 .....	148
2.4.6	焼却灰の固化試験 .....	151
2.4.7	固化体の貫通試験およびその関連試験 .....	154
2.4.8	ビチューメン固化体の浸出試験 .....	156
2.4.9	使用済燃料把手切断片の浸出試験 .....	159
2.4.10	多重構造固化体浸出試験 .....	161
2.4.11	固体集積保管場のブロック上部遮蔽効果の検討 .....	162
2.4.12	In-Pile Water Loop OWL-1循環系内の化学除染 方法の試験検討 .....	164
3	研究 .....	167
3.1	放射線計測 .....	167
3.1.1	概要 .....	167
3.1.2	EE線量計の開発(Ⅲ) .....	168
3.1.3	「むつ」BF <sub>3</sub> 検出器の校正 .....	168
3.1.4	反跳陽子飛跡の統計的細線抽出 .....	170
3.1.5	核分裂飛跡検出器上のエッチピットのパターン認識 (光学的空間荷重フィルタ法) .....	171
3.1.6	放射線場の $\gamma$ スペクトルの計算機処理 .....	171
3.1.7	NaI検出器型ガスモニタのレスポンス関数の計算 .....	172
3.1.8	光子エネルギー束型ガスモニタのバイアス変調波形と誤差 .....	172

3.2	身体放射能	174
3.2.1	概要	174
3.2.2	尿中の全アルファ放射能の簡易測定法	174
3.2.3	シンチカメラ型肺モニタの性能	175
3.2.4	X線被曝事故時の生物学的線量計測	175
3.3	空気汚染	176
3.3.1	概要	176
3.3.2	放射性ナトリウムエアロゾル中の放射性ヨウ素のモニタリング(II)	176
3.3.3	ハーウェル型粒度弁別サンプラーによる吸入性塵埃量の評価法	177
3.3.4	防護マスクの呼気弁の性能	178
3.3.5	防護マスクカートリッジの性能試験	178
3.4	環境放射能	180
3.4.1	概要	180
3.4.2	NaI(Tl)検出器における宇宙線寄与の評価	180
3.4.3	入射方向性の違いによる施設寄与 $\gamma$ 線とバックグラウンド放射線の弁別	182
3.4.4	大気拡散パラメータの季節変化	184
3.4.5	温度逆転層下の放射性雲からの $\gamma$ 線照射線量	186
3.4.6	放射性雲からの $\gamma$ 照射線量計算プログラムの改良	188
3.4.7	海水中の $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$ の分析測定法	189
3.4.8	大気中プルトニウムの分析法	191
3.4.9	沿岸海域における鉛直拡散(II)	192
3.4.10	沿岸への長期間放出による平均濃度の水平分布	193
3.4.11	海洋に放出される低レベル放射性廃液による国民線量の評価法	195
3.5	放射性廃棄物の処理処分	199
3.5.1	概要	199
3.5.2	廃液処理を考慮した除染法の開発	199
3.5.3	実大固化体高在RI浸出試験装置の整備と特性試験	200
3.5.4	破碎セメント固化体からの $^{137}\text{Cs}$ の浸出	200
3.5.5	高レベル廃液ガラス固化体の安全性試験—Csの浸出性	201
3.5.6	高レベル廃液ガラス固化予備試験	201
3.5.7	ポリエチレンによる使用済イオン交換樹脂の溶融固化	202
4	付録	205
4.1	外部投稿	205
4.2	JAERI-Mレポート	207
4.3	口頭発表	208
4.4	共同研究	213
4.5	受託調査研究	213
4.6	その他(発明発見等)特許申請	213

## Contents

	Page
1. Administration, Monitoring and Maintenance .....	1
1A Headquarters .....	1
1A.1 General Safety Administration .....	1
A.1.1 Abstract .....	1
A.1.2 Permission, Sanction and Report .....	2
A.1.3 Activities of Committees .....	3
A.1.4 Comprehensive Investigation on Safety Control .....	5
1A.2 Safety Investigation .....	7
A.2.1 Abstract .....	7
A.2.2 Advisory Committee on Nuclear Installation Safety ....	7
A.2.3 Reactor Operation Safety Committee .....	8
A.2.4 Nuclear Material Facility Operation Safety Committee ..	10
1A.3 Health and Safety Management in Headquarters and Radioisotope School .....	11
A.3.1 Abstract .....	11
A3.2 Health and Safety Control .....	11
1B Tokai Research Establishment .....	12
1B.1 Safety Management .....	12
B.1.1 Abstract .....	12
B.1.2 Safety Control .....	12
B.1.3 Enlightenment and Education for Safety .....	14
B.1.4 Accident Prevention .....	16
B.1.5 Emergency Control .....	17
B.1.6 Experience of Incidents .....	17
B.1.7 Environmental Integrity .....	24
1B.2 Personnel Monitoring .....	25
B.2.1 Abstract .....	25
B.2.2 Monitoring of External Exposure .....	25
B.2.3 Monitoring of Internal Exposure .....	28
1B.3 Radiation Monitoring in Nuclear Facilities .....	30
B.3.1 Abstract .....	30
B.3.2 Discharge of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes ...	30
B.3.3 Radiation Monitoring for 100 MeV Linac .....	33
B.3.4 Experiences on the Control of Radioactive Airborne Contamination in Hot Laboratory .....	36

B.3.5	Radiation Control and Monitoring for Repairing Works in JRR-2 .....	42
B.3.6	Analysis of Distribution of Personal Dose due to External Exposure in JRR-3 .....	47
B.3.7	Radiation Monitoring on Room Contamination by $^{239}\text{Pu}$ in the Pu-1 Laboratory .....	50
B.3.8	Measurements of the Dispersion Rate of Radioactive Dusts at the Baling Press Facility .....	52
B.3.9	Radiation Monitoring for Inspection of Primary Cooling Pipes in JPDR .....	54
B.3.10	Comparison among the Reading of Filmbadge, Pocket Dosimeter and Thermoluminescence Dosimeter .....	56
1B.4	Environmental Monitoring .....	58
B.4.1	Abstract .....	58
B.4.2	Monitoring for Environmental Radiation .....	60
B.4.3	Monitoring for Radioactivity in Environmental Samples..	65
1B.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters .....	65
B.5.1	Abstract .....	65
B.5.2	Calibration of Survey Meters and Counting of Samples ..	65
B.5.3	Maintenance of Monitors .....	66
1B.6	Waste Management and Decontamination .....	67
B.6.1	Abstract .....	67
B.6.2	Radioactive Waste Treatment .....	67
B.6.3	Decontamination .....	73
1C	Takasaki Research Establishment .....	76
1C.1	Health and Safety .....	76
C.1.1	Abstract .....	76
C.1.2	Organization of Health and Safety .....	76
C.1.3	Safety Control .....	80
C.1.4	Health Control .....	81
C.1.5	Emergency Control and Preparation for Emergency Countermeasure .....	82
1C.2	Radiation Monitoring .....	84
C.2.1	Abstract .....	84
C.2.2	Personnel Monitoring .....	84
C.2.3	Radiation Monitoring in Nuclear Facilities .....	84
C.2.4	Maintenance of Monitors and Survey Meters .....	87

C.2.5 Other Radiation Monitoring .....	87
1D Oarai Research Establishment .....	88
1D.1 Health and Safety .....	88
D.1.1 Abstract .....	88
D.1.2 Safety Control .....	88
D.1.3 Emergency Control .....	91
D.1.4 Experience of Incidents .....	92
D.1.5 Health Control .....	93
1D.2 Personnel Monitoring .....	95
D.2.1 Abstract .....	95
D.2.2 External Exposure .....	95
D.2.3 Internal Exposure .....	97
1D.3 Radiation Monitoring in the Facilities .....	98
D.3.1 Abstract .....	98
D.3.2 Discharge of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes ...	98
1D.4 Environmental Monitoring .....	101
D.4.1 Abstract .....	101
D.4.2 Monitoring for Environmental Radiation .....	101
D.4.3 Monitoring for Radioactivity in Environmental Samples ..	101
D.4.4 Monitoring of Water Quality in Drain .....	105
1D.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters .....	106
D.5.1 Abstract .....	106
D.5.2 Calibration of Survey Meters and Counting of Samples ..	106
D.5.3 Maintenance of Monitors .....	106
1D.6 Radioactive Waste Management and Decontamination .....	109
D.6.1 Abstract .....	109
D.6.2 Radioactive Waste Treatment .....	109
D.6.3 Decontamination .....	112
2. Development of Radiation and Operational Safety Technique ...	115
2.1 Personal Exposure .....	115
2.1.1 Abstract .....	115
2.1.2 Performance of Chair Counter for Routine Body Monitoring .....	115
2.1.3 Bioassay Method of Promethium-147 in Feces .....	117

2.2	Radiation Control .....	120
2.2.1	Abstract .....	120
2.2.2	Study of Methods for Calculation of Skin Dose due to $\beta$ Rays .....	120
2.2.3	A Method of Estimating the Average Concentration of Short Half Life Nuclides .....	123
2.2.4	Improvement of the Water Monitor in JRR-2 .....	124
2.2.5	Evaluation of Exposure due to Decay Products of Fission Rare Gases to be Released from JPDR .....	126
2.2.6	Verification of the Skyshine Estimation Formula with the Data of SL-1 Accident (1961) etc. ....	128
2.3	Radiation Instrumentation .....	132
2.3.1	Abstract .....	132
2.3.2	Development of Physical Inventory Verification Technique for Pu Fuel Plates .....	133
2.3.3	Relation between a Radius of Collecting Electrode and a Source Radius in Measurement of $\beta$ -ray Surface Dose with Extrapolation Chamber .....	135
2.3.4	Estimation of $\beta$ -ray Absorbed Dose Rate with Survey Meters .....	136
2.3.5	Energy Dependency of Sensitivity of GM-Tubes .....	139
2.3.6	Counting Efficiency for Gamma rays of Hand and Foot Monitor .....	140
2.3.7	Plutonium Air Monitor with Background Compensation System .....	141
2.3.8	Characteristics of JAERI-type Rem-Counter .....	142
2.4	Waste Management and Decontamination .....	146
2.4.1	Abstract .....	146
2.4.2	Removal of $^{60}\text{Co}$ Included in $^3\text{H}$ Liquid Wastes .....	146
2.4.3	Solidification Test of Organic Liquid Wastes with Cement .....	147
2.4.4	Decontamination of Cotton Cloth by Emulsion .....	147
2.4.5	Chemical Treatment Test for Removal of $^{137}\text{Cs}$ from Low-Level Liquid Waste with Metal Ferrocyanides .....	148
2.4.6	Solidification of Incinerator Ash with Cement .....	151
2.4.7	Penetration Test of Capping Part of Multi-stage Design Packages .....	154

2.4.8	Radioactivity Leaching Test on the Chemical Sludge Incorporated in Bituman Matrix .....	156
2.4.9	Radioactivity Leaching Test on and Piece Cut from JMTR Spent Fuel .....	159
2.4.10	Radioactivity Leaching Test on Solid Waste Packaged into Concrete Vessel .....	161
2.4.11	Attenuation Effect of Concrete Slabs for Sky-Shining Around the Stock Yard .....	162
2.4.12	Laboratory Test on Chemical Decontamination Methods ...	164
3.	Research .....	167
3.1	Radiation Dosimetry .....	167
3.1.1	Abstract .....	167
3.1.2	Development of TSEE Dosimeter (III) .....	168
3.1.3	Calibration of BF <sub>3</sub> Detectors Installed in Nuclear Ship "Mutsu" .....	168
3.1.4	Statistical Extraction of Thin Line from Recoil Proton Track .....	170
3.1.5	Pattern Recognition of Etch-pits on Fission Track Detector(Optical Spatial-Weighted Filter Method) .....	171
3.1.6	Computer Program for Gamma ray Spectrum in the Working Area .....	171
3.1.7	Calculation of Response Function for Stack Monitor with NaI(Tl) Detector .....	172
3.1.8	Bias Waveform and Measuring Error for Photon Energy- Flux Type Stack Gas Monitor .....	172
3.2	Body Radioactivity .....	174
3.2.1	Abstract .....	174
3.2.2	A Simplified Method for Determination of Gross Alpha Activity in Urine .....	174
3.2.3	Performance of a Scinticamera Type Lung Monitor .....	175
3.2.4	Biological Dosimetry for X-ray Exposure Accident .....	175
3.3	Radioactive Aerosol .....	176
3.3.1	Abstract .....	176
3.3.2	Selective Collection of Trace Level of Radio-Iodim in Radioactive Sodium Aerosol Utilizing an Are-Discharge Technique (II) .....	176



3.3.3	A Method for Evaluating Respirable Dusts with Harwell type Size-selective Sampler .....	177
3.3.4	Comparative Tests of Expiratory Valves of Respirators...	178
3.3.5	Performance Test of Respirator Cartridge .....	178
3.4	Environmental Radiation and Comtamination .....	180
3.4.1	Abstract .....	180
3.4.2	Estimation of Cosmic-ray Contribution Below 3 MeV Pulse in NaI(Tl) Probe .....	180
3.4.3	Discrimination of Plume Exposures from Natural Background with use of Characteristic Difference of Directional Distribution of Gamma Rays .....	182
3.4.4	Seasonal Change of Atmospheric Diffusion Parameters ....	184
3.4.5	Gamma Exposure to Radioactive Cloud Under Inversion Layer .....	186
3.4.6	Improvement of Computer Code "STDOSE" .....	188
3.4.7	Analysis of $^{137}\text{Cs}$ and $^{60}\text{Co}$ in Seawater .....	189
3.4.8	Analytical Method of Plutonium in Air .....	191
3.4.9	Vertical Diffusion of Sea Water in Coastal Areas (II) ..	192
3.4.10	Mean Horizontal Distribution of Long Continual Discharged Material in Coastal Area .....	193
3.4.11	An Estimation of Population Dose by Low Level Radioactive Waste Discharged to the Coastal Area .....	195
3.5	Radioactive Waste Management .....	199
3.5.1	Abstract .....	199
3.5.2	Development of Decontamination Method Considering Radioactive Waste Treatment .....	199
3.5.3	Installation and Performance Test of Leaching Experiment Apparatus for Full-size Sample .....	200
3.5.4	Leaching of $^{137}\text{Cs}$ from Crushed Samples of Cement-Waste Composites .....	200
3.5.5	Leachability of Cs in the Vitrified Products of Modified High-Level Radioactive Waste .....	201
3.5.6	Preliminary Tests for Vitritication of High-Level Radioactive Wastes .....	201
3.5.7	Incorporation of Spent Ion-Exchange Resin into Polyethylene .....	202

4. Appendix .....	205
4.1 Journal Papers .....	205
4.2 JAERI Reports .....	207
4.3 Oral Presentation .....	208
4.4 Collaborative Works .....	213
4.5 Entrusted Works .....	213
4.6 Miscellaneous .....	213

# 1. 管 理

---

Administration, Monitoring  
and Maintenance

# 1 A 東京本部

## 1 A.1 総括管理業務

### General Safety Administration

As in the preceding year, general safety administration of the whole JAERI was performed by Safety Control Office with the aid of technical and safety control personnel in the research establishments. Sweeping revision of the regulations on safety control was carried out in solidifying the regulations on health and safety, strengthening the safety investigation system and establishing the new environmental protections. Five applications for modifications of the reactor facilities were approved by the Science and Technology Agency.

#### A.1.1 概要

原研における安全管理体制の機構は、昨年と同じである。すなわち安全管理の責任は業務を執行するラインにあり、安全スタッフ部門である各地区の安全管理担当部課室および各種法令にもとづく原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、電気主任技術者は、それぞれのライン部門の安全管理について総括管理、調整および協力を行うことにより、研究所全体の安全確保を図っている。

また、原子炉、臨界実験装置および放射性物質取扱施設などの安全を確保するために、理事長および支部組織の諮問機関として、原子炉等安全審査委員会、原子炉運転委員会および使用施設等運転委員会が設置されており、その他の主要施設については安全衛生管理規程にもとづき、別途委員会を設置して安全審査を行い、施設の安全性を確認している。一方、放射線被曝の有無および態様、被曝線量、その他理事長が必要と認める事項について線量評価委員会が審議している。

特記事項として安全衛生全般に関する規程である従前の安全管理規程ならびに本部および各地区の同規則を全面的に改正し、1974年12月付け施行された。改正は、安全と衛生に関する規程の1本化、安全審査の強化および安全衛生管理組織の充実、環境保全に関する規程の新設を骨子とするもので、最近における新技術の発展、多様化に伴う新しい災害要因の増加に対処し職場における安全と衛生の確保に一層の充実と推進をはかることを目的としたものである。

また前年度の職場安全推進会議のフォローと科学技術庁からの安全総点検実施の要請と相まって、安全管理上の問題点特に諸監督官庁からの保安上の指摘事項等を総合的に調査検討するため安全総点検を各地区で一斉に実施し、調査点検の結果は1974年12月20日付け担当理事をもって原子力局原子力開発機関監理官室に報告を行った。

保安規程等の改訂については、改訂要綱を作成するための「保安規程等改訂要綱(案)作成臨時委員会」を設置し、本年度末まで7回にわたって委員会を開催し検討審議した。その間原子力局の関係課室(監理官室、規制課、核燃料課、放射能課)と2回打合せを行い改訂の基本

方針について意見の調整をはかり、1975年度において完了すべく改訂作業を実施した。

最後に、これらの管理体制のもとで原研内の放射線作業に従事した職員等(1802名)の被曝の状況は1B.2節(Table 1-15およびTable 1-16)に示してあることを付言する。

(竹内)

### A.1.2 許可・認可および報告書

原子炉等の設置変更等に関する許可申請は、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に基づき、内閣総理大臣あてに行っている。1974年度中に申請し許可を得たものはTable 1-1に示すとおりである。

また、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、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律および電気事業法に基づき、保安規程の認可申請および予防規程の届出を行っているが、認可および届出が行われて本年度中に理事長達をもって制定したものはTable 1-2に示すとおりである。

原子炉や使用施設において事故、故障などが発生した場合および科学技術庁長官ならびに原子力局長から指示命令があった事項などについて、科学技術庁長官又は原子力局長に報告したものはTable 1-3に示すとおりである。(竹内)

Table 1-1 変更許可申請 (1974年度)

題名	概要	申請月日	許可月日
日本原子力研究所大洗研究所の原子炉の設置変更(原子炉施設)について	動力炉・核燃料事業団から放射性廃棄物の受託処理に伴う既設の放射性廃棄物の廃棄施設を拡充し、補填するための変更	'73.12.11	'74.4.16
日本原子力研究所東海研究所の原子炉の設置変更(JRR-4原子炉施設の変更)について	JRR-4の利用効率を上げるための最大熱出力を2500kWから3500kWに変更するものである。	'73.11.20	'74.5.8
日本原子力研究所東海研究所の原子炉の設置変更(JPDR原子炉施設の変更)について	JPDR液体廃棄系の汚過物の分離用タンク1基及び貯蔵用タンク1基の増設に伴う変更	'74.7.16	'74.10.1
日本原子力研究所大洗研究所の原子炉の設置変更(JMTR原子炉施設の変更)について	OGL-1炉外部分にある加熱器の仕様変更	'75.1.17	'75.2.7
日本原子力研究所東海研究所の原子炉の設置変更(放射線管理施設の変更)について	屋外放射線管理施設であるモニタリングポスト老朽化のための取替え、さらに平常運転時に空間γ線量率の測定結果の常時記録のための変更	'75.1.14	'75.3.6

Table 1-2 安全に関する規定の整備 (1974年度)

達 番 号	題 名	制定月日	施行月日	概 要
48達第7号	JMTR保安規程の一部を改正する規程	73.12.21	74.4.5	JMTR炉プール廻りにγ線エリアモニタを1基増設また廃液タンクごとに5基増設に伴う変更
49達第17号	JMTR保安規程の一部を改正する規程	74.5.7	74.5.11	制御系電子回路の保護回路増設に伴う緊急停止連動装置の作動条件の変更
49達第23号	軽水臨界実験装置保安規程の一部を改正する規程	74.9.5	74.9.5	燃料貯蔵室の増設および保安区域の一部解除に伴う変更
49達第31号	JPDR保安規程(核燃料物質の使用)の一部を改正する規程	74.11.5	74.11.5	温水養魚用開発協会に対する温排水供給に伴う既施設および管理区域の変更
49達第33号	JRR-4保安規程の一部を改正する規程	74.12.2	74.12.2	熱出力の変更に伴う緊急停止連動装置および警報装置の作動条件の変更

Table 1-3 事故・故障などの報告 (1974年度)

題 目	宛 先	報告日付
JMTR微調整安全棒(SR-2)の故障について(第1回報告)	科学技術庁長官	6.4
" " (第2回報告)	"	9.2
" " (第3回報告)	"	9.13

### A.1.3 委員会の活動

#### (1) 線量評価委員会

〔委員長〕 山崎 弥三郎

〔委員〕 (組織順) 田村勝裕(東海研・放射線管理課) 熊沢蕃(東海研・線量計測課), 藤田稔(東海研・保健物理研究室), 白石忠男(東海研・原子炉研修所), 重松友道(高崎研・開発試験場)

〔事務局〕 安全管理室

本委員会は1974年度中に1回開催され、次の3件が審議された。

- (a) 1973年度以降における被曝管理の状況について
- (b) 東海研究所敷地内における環境放射線について
- (c) 線量評価委員会規則の改訂について(角川)

#### (2) 安全性研究会議・環境専門部会

〔専門部会長〕 山崎文男(安全担当理事)

〔専門委員〕 (組織順) 石川友清(安全管理室長), 石原豊秀(東海研・所長付), 伊藤直次(保健物理安全管理部次長), 今井和彦(環境放射能課長), 長崎隆吉(燃料工学部次長), 木谷進(FP研究室長), 上野馨(放射化学研究室長), 阪田貞弘(大洗研・放射性廃棄物処理課長), 榎本茂正(アイソトープ事業部)

〔幹事〕 丸山吉三（安全管理室）

〔事務局〕 角川正義（保健物理安全管理部兼安全管理室）

第5回安全性研究会議（1973年9月21日）に設置されたこの部会は、7つの小委員会の延48回にわたる精力的な調査と討論および13回にわたる専門部会の審議ののち、1974年6月10日に最終報告書を提出した。その内容は、1975年以降の原研における環境安全性の研究に反映される予定である。

なお、各小委員会の調査内容のうち技術的な事項は、「原子力開発における環境安全研究の現状と課題」という題名でJAERI-M 5903にまとめられた。（角川）

### (3) 安全会議

〔議長〕 村田 浩（副理事長）

〔議長代理〕 山崎文男（理事）

〔委員〕 石原健彦（企画室長）、石川友清（総務部長）、田嶋三郎（人事部長）、平井秀夫（財務部長）、山崎弥三郎（安全管理室次長）、林克彦（建設部長）、野沢俊弥（東海研副所長）、柴田長夫（高崎研所長）、本島健次（大洗研所長）、村越駿一（アイソトープ事業部長）

〔幹事〕 丸山吉三（安全管理室）、国分守信（東海安全対策課長）、伊勢幸正（東海技術業務課長）、菊池栄助（高崎安全管理課長）、福田整司（大洗安全管理課長）

〔事務局〕 竹内正志（安全管理室）、佐々木幸男（安全管理室）、成井正夫（東海安全対策課長代理）、岡田安弘（東海安全対策課）、泉沢誠一（大洗安全管理課長代理）

本会議は臨時に設けられたものであり、1974年12月から1975年1月の間に3回開催され、主に次の事項について検討を行った。

(a) 1975年度の理事長の安全衛生管理基本方針と安全衛生管理規程第11条の運用について。

(b) 規制法関係所内諸規程の改訂方針と主要改訂事項について。

(c) 安全管理総合調査結果の評価について

（佐々木）

### (4) 保安規程等改訂要綱案作成臨時委員会

〔委員長〕 野沢俊弥（東海研副所長）

〔委員〕 （順不同）吉田悦也（東海研・庶務課長）、遠藤功一（核燃料課長）、小野寺哲哉（安全業務課長）押野昌夫（放射線管理課長代理）、中野 熙（研究炉業務課長）、本間俊二（JRR-2管理課長）、新谷英友（動力試験炉業務課長）、伊勢幸正（技術業務課長）、金子義彦（炉物理実験研究室）、石井敏雄（反応度安全開発室）、斉藤 親（大洗研・安全管理課長代理）、佐藤雅幸（大洗研・原子炉第1課長）

〔オブザーバー〕（順不同）佐竹修造（総務課）、石原豊秀（東海研所長付）、国分守信（安全対策課長）、塚越亮一（大洗研・庶務課長代理）

〔幹事〕（順不同）成井正夫（安全対策課長代理）、田中 治（東海研・庶務課）、泉沢誠一（大洗研・安全管理課長代理）、竹口省三（動力試験炉部原子炉第1

課長), 関 守 (核燃料課)

[事務局] 丸山吉三, 佐々木幸男 (安全管理室)

本会議は1975年2月から3月の間に7回開催され, 保安規程等改訂要綱案を作成した。

保安規程等については, かねてより監督官庁からその全面的な見直しと改訂を強く要請されていた。また所内的にもその運用において若干の支障が生じていた。これに対処するため, 前記の安全会議において改訂の基本方針を固め, 本臨時委員会において要綱案を作成したものである。

(佐々木)

#### A.1.4 安全管理総合調査

1974年10月, 職場安全推進会議(1972年9月~1973年1月)のフォローとその後あらたに生じてきた安全衛生上の問題点, 特に諸監督官庁からの保安上の指摘事項等を総合的に調査検討するため, 安全管理室および各支分担組織の安全管理担当課によって安全管理総合調査が計画された。また同年11月に科学技術庁から安全総点検実施の要請もあったので, 総合調査は同総点検と重ねて一本化し, 各地区で一斉に実施された。

この調査結果の検討段階では, 1975年度の安全衛生管理の基本方針(安全衛生管理規程第11条), 管理体制, 予算等にかかわることであるので, 前記の安全会議で諸般の角度から周到に評価検討された。なお, 調査点検結果は, 12月末に理事会に報告され, その後原子力局監理官室に報告された。

調査結果のうち, Table 1-4 に安全管理総合調査総合統計を Table 1-5 に職場安全推進会議指摘事項の実施状況統計を示す。

(佐々木)

Table 1-4 安全管理総合調査総合統計数

地区		東京	東海	大洗	高崎	合計
		件数	件数	件数	件数	件数
職場安全推進会議	50年度計画	6	15	4	9	34
	51年度以降計画	0	17	5	8	30
安全管理室 等担当課	50年度計画	1	12	6	2	21
	51年度以降計画	0	13	4	4	21
官指 摘公・ 要庁望	50年度計画	4	20	7	0	31
	51年度以降計画	0	8	8	0	16
合 計	50年度計画	11	47	17	11	86
	51年度以降計画	0	38	17	12	67



Table 1-5 職場安全推進会議指摘事項の実施状況統計 (1974年11月現在)

実施状況		地区				
		東 京	東 海	大 洗	高 崎	合 計
指 摘 件 数		29	1124	283	177	1613
実施済 ( ) %		15 (51.7)	519 (46.2)	195 (68.9)	113 (63.8)	842 (52.2)
実施中 ( ) %		2 (6.9) (多0)	262 (23.2) (多143)	6 (2.1) (多0)	14 (7.9) (多3)	284 (17.6) (多146)
未 着 手	50年度 実施予定 ( ) %	2 (6.9) (多0)	64 (5.7) (多46)	11 (3.9) (多1)	23 (13.0) (多4)	100 (6.2) (多51)
	51年度以 降実施予定 ( ) %	4 (13.8) (多0)	74 (6.6) (多32)	18 (6.4) (多16)	9 (5.1) (多2)	105 (6.5) (多50)
その他 ( ) %		6 (20.7)	205 (18.2)	53 (18.7)	18 (10.2)	282 (17.5)

( )内の多は多年度計画で実施するもの。

## 1 A.2 安全審査

### Safety Investigations

Eight, fourteen and five meetings, respectively, were held of the Advisory Committee on Nuclear Installation Safety, Reactor Operation Safety Committee and Nuclear Material Facility Operation Safety Committee; a total of 179 items were examined.

#### A.2.1 安全審査

1974年度に行った原子炉等の安全審査は、原子炉等安全審査委員会が8回、原子炉運転委員会が14回、使用施設等運転委員会が5回それぞれ開かれ、原子炉等の安全性について審査を行い、その審査等件数は179件であった。

特記事項としては、原子炉等安全審査委員会では東海研に新設する燃料試験施設の建設に関する基本設計等の安全性について専門部会（部会長1名、専門委員14名）を設置し、3ヶ月にわたり十分な審議を行い理事長に答申したことと、その他同委員会に専門部会が3つ設置され原子炉の設置変更に係る安全性について審議を行ったこと、原子炉運転委員会では原子炉施設の設計および工事の方法に係る安全性について、安全審査件数34件のうち、10件行うなど、例年になく委員会活動は活発であったことである。また使用施設等運転委員会では、原研としてはじめての経験であるPu取扱用グローブボックスの多量廃棄に係る安全性について審議を行ったことである。

（巖淵）

#### A.2.2. 原子炉等安全審査委員会

「委員長」 山崎文男（理事）

「委員」 天野 昇（東海研副所長）、石川寛（動力炉開発管理室長）、石原健彦（企画室長）、石森富太郎（原子炉研修所長）、村主 進（安全工学部長）、高田 稔（燃料試験施設準備室長）、辻村重男（原子炉化学部長）、武谷清昭（動力炉開発管理室）、塚田甲子男（物理部長）、鳥飼欣一（動力試験炉部長）、長崎隆吉（燃料工学部）、野村末雄（燃料工学部長）、日高丘平（研究炉管理部長）、弘田実弥（原子炉工学部）、三井田純一（原子炉工学部長）、宮永一郎（保健物理安全管理部長）、八剣達雄（材料試験炉部長）〔50音順〕。

「事務局」 安全管理室

本委員会は、1974年度中に8回開催し、安全審査事項8件および報告事項は17件について安全性の審査などを行った。理事長に答申した事項はTable 1-6に示すとおりである。

（巖淵）

Table 1-6 原子炉等安全審査委員会から理事長への答申状況 (1974年度)

答 申 事 項	審査終了年月日
1. JMTR制御棒装置に関する安全性について	'74. 8. 22
2. JRR-4出力上昇試験に係る安全性について	'74. 11. 8
3. 原子炉安全性研究炉(NSRR)の初回臨界および出力上昇試験に係る安全性について	'74. 12. 2
4. JMTR OGL-1の一部変更に係る全安全性について	'75. 1. 17
5. 燃料試験施設の建設に係る安全性について	'75. 2. 5
6. JRR-4計装燃料の設計変更に係る安全性について	'75. 3. 5
7. JRR-2原子炉施設の設置変更に係る安全性について	'75. 3. 5
8. 東海研究所の線量目標値低減に伴う原子炉の設置に係る変更について	'75. 3. 5

## A.2.3 原子炉運転委員会

「委員長」 三井田純一(原子炉工学部長)

「委員」 石渡名澄(安全工学部燃料安全第2研究室長), 奥 達雄(燃料工学部黒鉛材料研究室), 黒井英雄(原子炉工学部高速炉物理研究室長), 小林岩夫(動力試験炉部開発室), 齊藤 親(大洗管理部安全管理課長代理), 桜井 裕(材料試験炉部照射第2課長), 鈴木一彦(研究炉管理部JRR-3管理課長代理) 田村和行(研究炉管理部JRR-3管理課), 古川芳徳(材料試験炉部原子炉第1課), 二村嘉明(動力試験炉部技術課長), 古田 悠(原子炉工学部遮蔽研究室), 宮坂靖彦(研究炉管理部JRR-2管理課) (50音順)

「事務局」 安全管理室

本委員会は, 1974年度中に14回開催し, 安全審査事項34件および報告事項23件について安全性の審査などを行った。各支分組織の長に答申した事項は, Table 1-7に示すとおりである。(佐々木)

Table 1-7 原子炉運転委員会から支分組織の長への答申状況 (1974年度)

支分組織	答 申 事 項	審査終了年月日
東海研究所	1. JRR-2炉心上部遮蔽体および立上りシールの設計および工事の方法に係る安全性について	1974. 5. 10
	2. JRR-2制御棒装置の設計および工事の方法に係る安全性について	5. 10
	3. 原子炉の運転状況報告書(48年度第4四半期)のレビューについて	4. 25
	4. 高速炉臨界実験装置(FCA)格子管集合体拡張の設計および工事の方法に係る安全性について	6. 13
	5. JRR-3垂直実験孔(VC-2)の改造に関する設計および工事の方法に係る安全性について	6. 13
	6. JRR-2燃料交換キャスクおよびスペーサ取扱いキャスクの設計および工事の方法に係る安全性について	6. 13
	7. JRR-2アルゴン-41低減化に関する設計および工事の方法に係る安全性について	6. 25

	8. JRR-2 円筒燃料の設計および工事の方法に係る安全性について	7.26
	9. JPDR プロセスダストモニタおよび廃液処理用流量計（一次漏洩検出装置）の設置に係る安全性について	7.26
	10. 原子炉の運転状況報告書（49年度第1四半期）のレビューについて	7.26
	11. NSRR 保安規程および運転要領の制定について	10.9
	12. JRR-2 保安規程の一部変更（管理目標値）について	9.12
	13. JRR-3 保安規程の一部変更（管理目標値）について	9.12
	14. JRR-4 保安規程の一部変更（管理目標値）について	9.12
	15. JPDR 保安規程の一部変更（管理目標値）について	9.12
	16. JPDR 格納容器排気系の高性能エアフィルタ装置の設置に係る安全性について	9.19
	17. JRR-2・SILのプレシペイターおよび管路の変更に係る安全性について	9.19
	18. JRR-3・LTFIの照射実験計画の安全性について	10.9
	19. JRR-4 炉心内照射筒の設置および照射キャプセルの設計に係る安全性について	10.17
	20. JRR-4 放射線モニタの一部変更にもなる設計および工事の方法に係る安全性について	10.17
	21. JRR-4 保安規程（出力増加）および運転要領（気送管改修）の一部変更について	11.5
	22. 東海研・原子炉の運転状況報告書のレビューについて（49年度第2四半期）	10.17
	23. JPDR-II 出力上昇試験再開に伴う JPDR 保安規程および運転要領の一部変更に係る安全性について	11.27
	24. JPDR・較正用炉内水位計の設置に係る安全性について	12.18
	25. 東海研・原子炉の運転状況（49年度第3四半期）	1975.2.12
	26. JRR-4 保安規程の一部変更（出力上昇試験後）について	2.12
大洗研究所	1. 原子炉の運転状況報告書（48年度第4四半期）のレビューについて	1974.4.25
	2. JMTR・OWL-1 ループキュービクル空気冷却装置の設計および工事の方法に係る安全性について	6.13
	3. JMTR・OWL-1 照射試験（74LF-23A）の設計および工事の方法に係る安全性について	6.25
	4. 原子炉の運転状況報告書（49年度第1四半期）のレビューについて	7.26
	5. JMTR 保安規程の一部変更（管理目標値）について	9.12
	6. 大洗研・原子炉の運転状況報告書のレビューについて（49年度第2四半期）	0.17
	7. 大洗研・原子炉の運転状況（49年度第3四半期）について	1975.2.12
	8. JMTR・OWL-1・1次イオン交換塔の一部改造に係る安全性について	3.12

## A.2.4 使用施設等運転委員会

「委員長」 宮永一郎（保健物理安全管理部長）

「委員」 青地哲男（ウラン濃縮研究室長），木谷 進（FP研究室長），国分守信（放射線管理課長代理），阪田貞弘（放射性廃棄物処理課長），鈴木恭平（検査課長），信坂真一（工務課長），長谷川正秀（技術業務課長代理），松本徳太郎（燃料試験施設準備室・計画班長）（50音順）

「事務局」 保健物理安全管理部・安全対策課

本委員会は、本年度中に5回開催され、安全審査事項22件および報告事項6件について安全性の審査などを行った。各支分組織の長に答申した事項はTable 1-8に示すとおりである。

Table 1-8 使用施設等運転委員会から支分組織の長への答申状況(1974年度)

支分組織	答 申 事 項	審査終了年月日
東海研究所	1. 各使用施設の運転状況（昭和48年度第4四半期）について	1974. 4.25
	2. J PDR・JRR-3 使用済燃料輸送容器の安全性について	6. 3
	3. 各使用施設の運転状況（昭和49年度第1四半期）について	7.23
	4. 放射化学Pu(Am) 溶液化学用グローブボックスの廃棄・新設に係る安全性について	7.23
	5. JRR-2 使用済燃料海外輸送に係る安全性について	7.23
	6. Pu 取扱い用グローブボックスの廃棄・新設に係る安全性について	10.22
	7. 各使用施設の運転状況（昭和49年度第2四半期）について	10.22
	8. ハルデン炉照射済燃料の構内輸送用キャスクの安全性について	10.22
	9. 各使用施設の運転状況（昭和49年度第3四半期）について	1975. 1.20
	10. 分析センタPu 取扱いグローブボックスの廃棄・新設に係る安全性について	1.20
大洗研究所	1. 各使用施設の運転状況（昭和48年度第4四半期）について	1974. 4.25
	2. 大洗研究所高レベルβγ貯蔵セルならびにα一時格納庫の設計および工事に係る安全性について	6. 3
	3. 各使用施設の運転状況（昭和49年度第1四半期）について	7.23
	4. 大洗研究所高レベルα固体貯蔵施設および放射線管理設備の設計および工事に係る安全性について	7.23
	5. 各使用施設の運転状況（昭和49年度第2四半期）について	10.22
	6. 大洗研廃棄物処理施設と動燃高速実験炉「常陽」間に敷設する廃液輸送管の安全性について	10.22
	7. 各使用施設の運転状況（昭和49年度第3四半期）について	1975. 1.20
RI事業部	1. 各使用施設の運転状況（昭和48年度第4四半期）について	1974. 4.25
	2. RI棟における <sup>99</sup> Mo 製造に係る安全性について	6. 3
	3. 各使用施設の運転状況（昭和49年度第1四半期）について	7.23
	4. 各使用施設の運転状況（昭和49年度第2四半期）について	10.22
	5. 各使用施設の運転状況（昭和49年度第3四半期）について	1975. 1.20

### 1 A.3 東京地区の安全衛生管理

#### Health and Safety Management in the Headquarters and Radioisotope School

No accidents occurred in the Headquarters and Radioisotope School. Medical examinations of the personnel revealed no occupational diseases.

##### A.3.1 概 要

東京地区の安全衛生管理組織は、安全衛生管理規定に基づき安全衛生管理総括者として理事長が、安全衛生管理主任として安全管理室長が職位指定されており、また安全衛生委員会、部課室安全衛生会議、部課室安全衛生管理担当者が置かれている。さらに本部衛生管理者、同安全運転管理者およびラジオアイソトープ原子炉研修所東京地区担当防火管理者、同電気主任技術者、同ボイラー取扱主任者、同危険物保安監督者が置かれており、特に安全衛生管理上問題となることはなかった。

(竹内)

##### A.3.2 安全管理および衛生管理

東京地区においては、1974年度特に問題となることはなかった。文京区本駒込にあるラジオアイソトープ原子炉研修所東京地区では、衛生管理の面においては全館冷房の工事を実施し、1975年度夏季までの間には完了する予定である。また同所の放射線作業従事者についての放射線被曝および特殊健康診断において特に異常は認められなかった。

(竹内)

# 1 B 東海研究所

## 1 B.1 安全管理

### Safety Management

To be important during the year, the Rules of Occupational Safety was sub-divided into rules of occupational safety and health and rules of safety inspection, to better the safety control system in occupational safety and health.

Concerning the safety education, (1) restoration of Safety Training Program for safety controllers, (2) preparation of Radiation Safety Slides for non-JAERI workers.

In improvement of the safety, (1) pointing out three major items on safety for each division, (2) hearing by chief of the Tokai Research Establishment, (3) plans of improvement on the items by chiefs of the respective divisions.

In environmental preservation, the plans for handling noxious chemical substances were prepared on the basis of reports made by an ad hoc committee. No remarkable radiation accidents occurred during the year, safety management proceeded according to the program.

#### B. 1.1 概要

1974年度の特色としては、規則等の改正により、安全衛生管理体制の充実が図られたことである。すなわち「東海地区安全管理規則」の全面改正を行い、これを「東海地区安全衛生管理規則」および「東海地区安全審査規則」として制定し、安全衛生管理体制の強化を図った。

安全教育訓練については、中断していた管理職者安全訓練を実施するとともに、外来業者のための放射線安全教育スライドを制作するなど成果を得た。

災害予防に関する特記事項としては、今期初めての試みとして、各部ごとに「安全確保上、最も重点的に解決を要する問題点」3件を選定させ、それらについて所長安全ヒヤリングを行い、各部長が問題点解決のための実施計画等について報告したことである。今後フォローアップを続けることにより、かなりの成果が期待される。

環境保全に関しては、有害物質処理処分委員会の答申を基に、有害物質管理の実施計画を作成し、その準備を進めた。

1974年度の放射線事故については、さいわい特記するほどのものはなかったが、一般災害については打撲・骨折等による休業災害が4件発生しており、より一層の努力が望まれる。

その他、防護活動訓練、防護器材の整備などの安全管理に関する定常業務は、ほぼ予定通り進行した。

(国分)

#### B.1.2 管理業務

##### (1) 管理体制の整備

東海地区安全管理規則を全面的に改正することにより、従来の安全管理組織に加えて、新たに共同利用建家における安全衛生確保のための「建家安全衛生連絡協議会」を、また

安全審査を強化するため「一般施設等安全審査委員会」を設ける等、安全管理体制の強化をはかった。

(2) 委員会等の活動

(a) 安全委員会

2回開催(第69回、第70回)し、主として東海地区安全管理規則の改正について審議した。

(b) 部安全管理担当者連絡会議

8回開催し、職場安全推進会議指摘事項のフォロー、所長安全ヒアリング、東海地区安全管理規則の改正等について連絡調整を行った。

(3) 規程等の整備、官公庁手続および点検検査等

(a) 規程等の整備

(i) 東海研究所放射線管理規程の整備

周辺公衆の被曝を「実現可能な限り低く」とするというICRP勧告の主旨に沿って、環境への放出放射能を実現可能な範囲で低減するため、線量目標値、管理目標値を新たに設定することなどを内容とする本規程の一部改訂を検討した。

(ii) 東海地区安全衛生管理規則および東海地区安全審査規則の制定

労働安全衛生法に基づく安全衛生管理規程の制定に伴い、東海地区安全管理規則の全面改訂について検討をすすめ、「東海地区安全衛生管理規則」および「東海地区安全審査規則」として制定した。

(iii) 放射性同位元素等の安全取扱いに関する通達の制定

(c)項の(i)に示すような官庁による総点検、立入検査の結果を含め、かつ、放射線、放射性同位元素および核燃料物質の安全取扱いについて、更に徹底を図るため、保健物理安全管理部長通達された。

(b) 官公庁手続

1974年度の対官公庁の許認可申請、性能検査受検および報告等の件数は、合計117件でその内訳は次のとおりである。

原子炉規制法関係：16件、放射能障害防止法関係：15件、ボイラ及び圧力容器安全規制関係：39件、クレーン等安全規制関係：19件、電離放射線障害防止規則関係：4件、高圧ガス取締法関係：19件、火薬類取締法関係：3件、毒物および劇物取締法関係：1件、大気汚染防止法関係：1件。

(c) 点検検査等

(i) 科学技術庁長官から放射性同位元素および放射線発生装置の取扱いに関する総点検の実施要請(1974年5月20日付49原第4704号)により、1974年6月に東海研究所内の関係施設について総点検を行い、その結果を科学技術庁原子力局長あてに報告した。また、放射線障害防止法に基づく科学技術庁水戸原子力事務所による立入検査(1974年6月6日から6月13日のうち4日間)および電離放射線障害防止規則に基づく水戸労働基準監督署による立入検査(1974年8月26日)がそれぞれ行われた。



## (ii) クレーン，圧力容器等の設置状況調査

3トン未満のクレーン，第1種および第2種圧力容器ならびに第1種および第2種高圧ガス製造施設について，東海研究所内の設置状況を把握するため，1975年1月に現品調査を行い，実態を把握するとともに管理の改善に関し有効な資料を得た。

(磯崎)

## B.1.3 安全啓蒙と安全教育

## (1) 安全ニュースの発行

4回発行(№53～№56)し，うち№55は特集として東海地区安全衛生管理規則・東海地区安全審査規則およびその解説を掲載した。

## (2) 安全教育スライドの制作

特に外来業者のための放射線作業従事者訓練用のスライドを放射線管理課等の協力を得て制作した。

## (3) 安全基準等の作成

警報設備の管理，使用，保全のための手引として，「東海研究所の警備設備」を，また，安全基準の参考に資するため「安全衛生関係の法令と所内基準の要旨」を作成した。

## (4) 安全週間行事

7月1日から7日までの全国安全週間に因み，安全講演，安全パトロール，優良事業所安全視察等を実施した。

## (5) 安全教育訓練

法令によって無資格者の就業が制限される業務に関し，その就業資格を得るための講習を重点に実施したほか，1965年度以来中断していた管理職者安全訓練(STP講座)も実施した。1974年度における安全教育訓練の実施状況はTable 1-9のとおりである。(坂本)

Table 1-9 安全教育訓練 (1974年度)

内 容	受講者数	実施月日
1. 免許試験受験準備講習		
2級ボイラー技士試験受験資格取得講習	5	4.8, 9, 21
2級ボイラー技士試験受験準備講習	5	5.7, 8
高圧ガス作業主任者製造第5(乙機械)講習	3	5.29~31
高圧ガス作業主任者(乙機械)試験受験準備講習	1	11.19, 21
高圧ガス作業主任者(第3種冷凍機械)試験受験準備講習	7	5.18, 19と11.16, 17
火薬類取扱保安責任者(乙種)試験受験準備講習	1	5.20, 21
X線作業主任者試験受験準備講習	4	7.10~12, 15~17
2. 技能講習		
玉掛技能講習	13	5.10~12と11.15~17
第1種圧力容器取扱作業主任者	10	6.6, 7
ガス溶接技能講習	11	8.26, 27, 29
フォークリフト運転技能講習	14	7.22, 27, 29, 30
3. 危険有害業務特別安全教育		
高圧電気取扱特別教育(学科)	6	5.29, 30
アーク溶接特別教育(学科)	11	9.27, 28
研削といし取替取扱特別教育(学科)	8	1.29, 30
5トン未満クレーン運転特別教育(学科)	11	2.3, 4
4. 管理職者安全訓練(STP)	11	3.4, 5
5. 放射線作業従事者訓練(下請業者を含む)	25	3.11~13
6. 新入職員安全教育		
所内教育	38	4.8
所外教育(労働基準協会)	10	5.20
7. 安全講演		
「石油コンビナート事故から学ぶ安全対策」 (労働省産業安全研究所 内藤道夫氏)	200	7.19
交通安全講演 (勝田警察署外勤交通課長 高野真一氏)		7.2
防火管理講演 (茨城県消防防災課 軍司尙四郎氏)		7.2
8. その他		
総括安全衛生管理者セミナー	1	8.6
高圧ガス保安講習	6	10.31
茨城県産業安全大会	18	7.9
全国産業安全衛生大会	4	11.6~8
産業公害防止技術スクール	1	(年間)

### B.1.4 災害予防

#### (1) 安全パトロールと、安全診断

夏の安全パトロールは、本年度の安全スローガン「みんなで考え、みんなで作ろう 安全な職場を」を基本として、「安全確保上もつとも重点的に解決を要する問題点」の解決促進を重点目標に、計画・実施した。

経過は、①課室ごとに、直面する重要問題とその解決策を、全員参加で討議し3件選定。②部長は、これを中心にパトロールして、実態を把握し、さらに部としての重要事項を3件に絞り、所見を付して所長に報告。③所長は、全部長からこれら問題点・対策の「安全とアリング」を行い、④安全スタッフラインが随行して、「所長安全パトロール」という、4段階で行われた。また④の段階では、「安全診断」も併せて実施した。提起された問題は、①の段階で、190件におよび、ソフトウェアも多く含まれていた。③と④では52件が対象になった。この52件の問題には、放射性廃棄物や、有害物質、一般廃棄物などの処理・処分に關するもの、モックアップ建家に代表される共用建家の整理と、安全管理体制の確立、あるいは化学実験室の排水管やフードの老朽化対策など、全所的に取組む必要があるものが少くなかった。この措置として、とくに所長通達<sup>注)</sup>で、関係部長宛に実施計画の作成、または実施状況の報告を求めた。これら資料をもとに一部は年度内に措置し、他は次年度に予算化、あるいはソフト面での改善検討を着手した。

このように、1974年度の夏季安全パトロールは、従来の部長安全パトロールとは異り、一口でいえば、「東海研究所における安全推進運動」といい得るかも知れない。即ち、全員参加の討議で問題点を提起し、最終的には所長が総括し、全組織が安全確保に参画したこと。

またその活動と、措置は次年度以降に継続されること。ソフトウェアにも正面から取組んだことなどが挙げられ、この一部は安全衛生管理規則の共同利用建家の管理体制制度化に導入されている。

年末の安全パトロールは、12月27日所内一斉に、「全員参加の整理整頓」「水・ガス・電気まわりの安全点検」を重点目標にして行い、指摘事項の措置は昨年度と同様、ラインによる自主解決を原則にして実施した。(岡田)

#### (2) 設備機器の審査状況

1974年度東海研究所で実施した審査は、技術部関係83件、安全対策課関係84件で、審査内訳は次の通りである。

電気工作物関係	83件
吊り具、クレーン	27件
高圧ガス、圧力容器	14件
工作機械および動力伝導装置	8件
構造強度	7件
放射線関係	5件
試薬類、その他	23件

注) 49東保安第59号 昭和49年9月20日「安全確保上重点的に解決を要する問題点の措置について」

このほか実験用電気設備、機器、配線等の設計段階での技術協力を行ったほか、高圧ガス、圧力容器の設置についての協議、酸化ベリウムの取扱いおよび除染などの問題を処理した。

(雨沢)

### B.1.5 災害対策

#### (1) 防護活動訓練

1974年度に実施した防護活動訓練は34回であった。訓練内容はTable 1-10に示すとおりである。

主な訓練として「再処理特研」を想定事故現場とする総合防護活動訓練が掲げられる。本訓練は全所員を対象とし、再処理特研関係職員および防護隊員による現場応急措置活動、防護活動本部員による防護活動全般の統括、事故現場周辺建家職員による退避行動およびその他の所員による指定場所における待機など、一連の防護活動を実施した。

本訓練および夜間時における無予告の通報・出勤訓練において、構内放送および東海村有線通報などによる通報から防護隊員が現場に到着するまでに要した時間は次のとおりであり、通報後、約10分間で防護隊の機動力をある程度発揮<sup>\*</sup>できるとわかった。(中村)

	非常体制設定	構内放送または有線通報	防護隊現場到着	出勤防護隊員数
「再処理特研」を想定事故現場とする総合防護活動訓練	13時40分	13時48分 (8分後)	非常体制設定後17分 構内放送後 9分	43名
夜間時における無予告の通報・出勤訓練	20時18分	20時24分 (6分後)	非常体制設定後18分 有線通報後 12分	33名 ※ (10名+警備員9名)

#### (2) 防護器材等の整備

1974年度は次の機器の整備を行った。

- a) 空気呼吸器更新3ヶ年計画の2年目としての更新整備を行った。また前年度に引継ぎ、現場および緊急車に配備してある空気呼吸器・防護器材などを定期的および必要に応じて点検し、老朽の著しい部分の交換などを行って性能の維持をはかった。
- b) 緊急車に積載してある無線機のケーブルを延長し、事故現場の状況に応じて50m程度緊急車から離れても本部との無線通信ができるようにした。
- c) 屋外放送設備の充実を図り、プルトニウム研究1棟前(3方向)および汚染除去場前(2方向)および汚染除去場(2方向)の2ヶ所に放送設備を増設した。これにより、今まで屋外に居た場合に放送の聞えなかったJRR-4、再処理特研、ウラン濃縮特研、廃棄物処理場およびJPDR方面がカバーされた。

(中村)

※通報後10分程度で現場に到着できる人数

Table 1-10 防護活動訓練状況(1974年度)

実施月日	訓練項目	訓練内容
'74. 4. 2	防護隊員訓練	防護隊班編成および通報連絡システムの説明
4. 6	同上	個人防護装備の確認および防護器材整備状況の説明
4.26	同上	年間訓練計画の検討
5. 8	同上	防護活動要領および防護活動マニュアルの解説
5.11	現場応急措置訓練(JRR-2)	放射能汚染した負傷者の救護訓練
5.17	防護隊員訓練	班別訓練
5.24	現場応急措置訓練(SHE)	夜間における通報・出動訓練
5.31	防護隊員訓練	無線機による通信訓練
6. 5	同上	早朝における無予告通報・出動訓練
6.14	同上	防護衣および空気呼吸器等の着脱訓練
6.20	現場応急措置訓練(図書館)	火災時の避難訓練
6.27	防護隊員訓練	映画による事例研究
7. 5	同上	消火器の取扱訓練
7.22	現場応急措置訓練(JRR-1)	夜間における通報訓練
7.30	防護隊員訓練	想定事故訓練
8. 6	同上	茨城県総合防災訓練視察
8.20	同上	想定事故班別訓練
9.11	所内総合防護活動訓練	再処理特研を想定事故現場とする全所員参加の総合防護活動訓練
9.30	防護隊員訓練	想定事故現場建家(ホットラボ)の状況把握
10.14	同上	防護衣および空気呼吸器等の着脱訓練
10.24~25	同上	所外訓練専門機関(いわき市鉾山保安センター)での訓練実習
11. 9	同上	夜間における無予告通報・出動訓練
11.11~30	現場応急措置訓練(R・I)	想定事故・机上訓練
11.27	防護隊員訓練	放射線量率測定訓練
'75. 1.28	同上	無線機による通信訓練
1.31	現場応急措置訓練(TCA)	火災時の防護活動訓練
2.26	同上 (JRR-3)	夜間における通報訓練
2.27~28	同上 (R・I)	警報発生時の措置および空気呼吸器等の着脱訓練
3. 6	防護隊員訓練	第12期および第13期防護隊引継訓練
3.13	現場応急措置訓練(JRR-2)	夜間における通報訓練
3.19	同上 (JRR-4)	原子炉停止時における停電措置訓練
3.25	総合防護活動訓練	ホットラボを想定事故現場とする総合防護活動訓練
3.26	現場応急措置訓練(JRR-4)	夜間における通報訓練
3.31	同上 (JRR-3)	防護衣および空気呼吸器の着脱訓練

## B.1.6 災害事故発生状況

## (1) 労働災害

1974年度の労働災害発生状況は、Table 1-11に示すとおりである。発生件数7件のうち4件は休業災害であり、総休業日数は84日である。(坂本)

Table 1-11 労働災害 (1974年度)

発生月日	発生場所	被災者所属	状 況	受傷部位 被災程度
5.16	第2研究棟	ホットラボ 管理室	γ線検出器用クライオスタートの製作中、コールドフィンガー部サポート用テフロン板にボール盤で孔あけ作業を行ったところ、テフロン板が回転し、このテフロン板により左手親指と人差し指の間に受傷した。 原因として、コールドフィンガーの形状が両端につばのある細長のためバイスで固定しにくいので左手でテフロン板を押えていたこと及び下孔(4φ)に対して径の大きい(10φ)のドリルを早送りしたため、切削抵抗が大でテフロン板の回転を押えきれなかったことがあげられる。	左手第1 指挫傷 (不休治療 1日)
5.21	JRR-2 炉室	JRR-2 管理課	JRR-2制御棟6水平軸の取出し作業中、作業場所(床面上高さ約1.6m)から床に降りた際、床面にあった廃棄物容器のボルトに左膝部を強打し、受傷した。当該作業は、放射線汚染を伴なりおそれがあったため作業域全面にビニールシートを敷いて実施した。廃棄物容器もシートに覆われていたため突起ボルトに気づきにくかったこと、昇降梯子などもビニールに覆われており作業性が悪かったことが原因である。	左膝打撲 裂傷 (休業4日)
5.22	浄水場	施設第1課	浄水筒補修作業中、ネジを切るため、ポンプ室へ行く際、芝生上に置いてあった配管工事のパイプをとびこえようとしてフランジに左足をぶつけ受傷した。	左下 切傷 (不休治療 1日)
6.4	構内食堂	厚生課	食堂事務室で自由食売り上げを集計中、自分の席をたつて向い側の机に行こうとした際、机の脇の床の上に置いてあった塩袋(10kg入り2袋)につまずいて転倒して膝を強打し受傷した。	膝蓋骨折 (休業25日)
10.1	JFT建家	核融合 研究室	JFT装置のバイスコイル極性交換作業中、リード線の被覆をナイフで削っている際、ナイフがすべり指を傷つけた。	左手第1指挫傷 (不休1日)
10.24	"	"	JFT-2冷却系の作動試験中に冷却ポンプを止める必要が生じたため、制御室へ連絡に赴く際、JFT-2とレザ-散乱電子温度測定装置の間を通り抜けようとして同装置架台の角に頭をぶつけた。JFT-2aが運転中であつたため、通路を通らず遮蔽板の裏側(通路の反対側)である上記の場所を通つたものである。	前頭部挫創 (休業1日)
11.14	原研道路 上	職員診療所	JRR-4浄化槽点検作業を終り、バイクで職員診療所に戻る途中、原研前郵便局附近の道路上で、横あいの道路からバックして出てきた小型トラックの後部に接触して転倒した。小型トラックが出てきた道路側に塀があり、見通しが悪いため、バイクと小型トラック相互の確認が遅れたことによるものと推定される。	右腕骨骨折、 右脚擦傷、 腹部打撲、左 下腿挫傷 (休業54日)

## (2) 放射性汚染および被曝

1974年度の放射性汚染および被曝の発生状況、原因、処理、対策についてTable 1-12に示す。(内田)

Table 1-12 放射線汚染および被曝

発生 年月日 発生 場所 発生 種類	発 生 状 況	汚 染 ・ 被 曝 な ど の 状 況	原 因	処 置	対 策	備 考
4. 3 (発見)	ホットラボ (排水槽)	4月3日15時頃、放射性廃液がコンクリートビッドから低レベル排水系に流出したおそれがあるため施設第1課ホットラボ機械室担当者から連絡があった。ただし放射線管理員が測定したところ屋外の管排み内の泥に汚染が検出された。	過去の一時期または時々パンプが閉状態で使用されたため低レベル排水系に放射性廃液が流出したと推定される。またパンプの構造、施工上の問題点があった。	①汚染泥の回収 ②パンプ部に管カバーの取付(リーク防止)	①低レベル排水槽および配管の標示 ②一般排水系に流出する経路をもつホット配管の撤去 ③コンクリートビッドとステンレスビッド間のリークの確認と構造上の調査	汚染状況等の調査結果、当日の除染作業によるものは認め難かったのので、当日までの作業者の作業歴を調査し、被曝量を安全側に評価した。
4. 2. 5 (発見)	ホットラボ	MTケーブ内のTTP-8型パワーマニプレータ除染作業に従事した作業員(ビル代行)について作業終了時に汚染チェックをしたところ右足甲部に汚染が見られた。	確認できなかった。	酸化チタンペイント等による除染により検出感度以下になった	作業員のサーベイの徹底	
5. 1. 3	アルトニウム 研究1棟 (107号室)	Pu 1棟においてグローブボックス撤去準備のための除染作業を続けていたところ、106号室と107号室との境界に汚染が検出された。	107号室から他室への空気の流れを防止するため、107号室に排気を増量するため、その措置を講じたが、それにより同室内の空気の劣化が生じ、グローブボックス周辺の汚染源が拡大したと推定される。	①汚染の追原因と考えられる107号室の排気を削減するため、フェイルターを閉鎖した。 ②107号室の出入口等を閉鎖化し、汚染空気の他室への漏洩を防止した。	107号室の空気汚染源を閉鎖した後、同室の除染作業を行う。	
6. 1. 8	第16研究棟 (FP研究室) (1-304号室)	照射ウラン試料(UO <sub>2</sub> 粉末500mg <sup>235</sup> U 0.2% 石英アンブル封入)を実験開始にあたって容器から移し換え作業中、石英アンブルが落下、破損し、床に試料が飛散した。	操作を誤って石英アンブルを落下させたため。	①全身を温水シャワーで除染 ②温水による鼻孔洗浄除去 ③実験室は閉鎖して減衰を待つ	放射能が少量でも粉末試料を扱うときはマスク等を使用する。	

発生日月 発見	発生場所 発見	事故の 種類	発生状況	汚染・被曝などの状況	原因	処置	対策	備考
8.14	ホットラボ (タービイク) サブ	放射性 物質の 排出	午前、11時からホットラボタービイクにおいて JAPCO燃料のマグネットボックス溶解を行ったところ、溶 解開始の11時頃からダストモニタが上昇し、11時 40分にアラーム(アラーム設定値10cps)が吹鳴 した。調査の結果、 <sup>135</sup> Sbが溶解開始の11時から 約4.5分間スタックから排出されたことが確認された。	核種 <sup>135</sup> Sb スタック濃度 $5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ (4.5分間平均) $1.5 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ (1日平均)	溶解時のクエン酸濃度が 従来の比較して高かった ためと推定される。	排気系をナヤコ -ルフィルタ 系に切替えた。	(1)クエン酸濃度の高 減(2.5w/v→1.5 w/v) (2)1回当りの溶解量 を減らす。 (3)排気系はナヤコ -ルフィルタ系を 通す。	
8.20 (発見)	蒸気輸送管 (JRR-3内) (却塔東側)	汚染	蒸気輸送管除去工事に伴う排土作業中に本管(Gr-メトラ ボ-処理場)とR1系との間のR-2バルブ付近に漏 水の痕跡が認められるとの報告が設備課員工事監督者 からあった。たまたらに放射線管理課員が測定したところ R-2バルブ近辺の砂の汚染が確認された。	核種 <sup>137</sup> Cs, <sup>134</sup> Co- <sup>144</sup> Pr 砂 $1.5 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{g}$ 汚染砂の量 約30g	蒸気輸送時の加圧により、 漏れ防止のために閉めて いたバルブから砂み出し 確認したものと推定され る。	汚染砂の回収	(1)放射線管理課への 連絡の徹底 (2)工事の事前連絡の 徹底 なお、蒸気輸送管の バルブ設置部分には 排水設備確認はつけ てあった。	輸送者の点検時に 漏れを見出し事前 に汚染のあること を工事依頼者は知 っていたが、放射 線管理課その他の 関係箇所へ連絡が なかったため、汚 染発見時に混入を 生じた。
9.17	JRR-3 (FFU室)	空気汚染	14時10分頃FFU室内ダストモニタのアラームが 吹鳴したので原因を調査したところ、同室内に設置し てあるDB-5(FFDプロア)が故障し、Heガスが 漏洩していることが判明した。	核種 <sup>85</sup> Rb 排出放射性ガス濃度最大 $8.3 \times 10^6 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 排出放射性塵埃濃度 $2.3 \times 10^6 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ FFU室内放射性ガス濃度最大 $9 \times 10^4 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ FFU室内放射性塵埃濃度 $8.7 \times 10^3 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	DB-5(FFDプロア) -1の故障	DB-5を DB-6に切 替えた。(正 常措置)	DB-5を除去し、 DB-6に切 替えた。正 常措置した。 (正 常措置)	(1)DB-5とDB-6 は交互に運転出来 るもので常に、切 換えられる状態に なっている。 (2)原子炉は10M Wを維持して如置 を行なった。
9.20 (発見)	廃棄物処理場 (低レベル保 管廃棄施設)	汚染	低レベル保管廃棄施設のコンクリート蓋上に野積され ていた処理済ドラム缶(約40本)を新設のL型保管 廃棄施設に収納した後、ドラム缶を野積した場所を汚 染検査した結果、コンクリート蓋上および土砂に汚染 が検出された。	核種 <sup>137</sup> Cs コンクリート蓋上最大 $1 \times 10^6 \text{dpm}/\text{g}$ 土砂の平均濃度 $4 \times 10^4 \text{dpm}/\text{g}$	野積みされていた処理済 ドラム缶のフタ部から放 射能が漏れ出たものと推 定される。	(1)汚染土砂の 回収 (2)汚染場所の 除汚および汚 染検存部のベ ンキ塗装	(1)野積方法の廃止 の検討または野積 方法の改善 (2)ドラム缶パッキ ン方法の改良	
9.25	JRR-2 (ボンプ室)	汚染 空気汚染	重水、He、熱しヤへの軽水サンプリングのため、熱 しヤへの軽水ポンプを運転した際、熱しヤへの軽水レ ベル計大気側ピエールホースから熱しヤへの軽水が約 100gボンプ室内に漏洩した。	核種 <sup>3</sup> H ボンプ室内濃度最大 $2 \times 10^6 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	重水貯蔵気系バルブを閉 じたままポンプを運転 したためボンプ室内に の圧力が上昇し漏洩した。	バルブによる除 染によりBG となった。	(1)連絡の徹底 (2)出稼作しても漏 洩しない系への改 良が必要である。	通常ピエールホー スはピット内に配 管されている。



発生日 発見	発生日 発見	発生場所 発見	事故の 種類	発生 状況	汚染・被害などの状況	原因	処置	対策	備考
10.7	JRR-2 (重水ボクシング)	汚染 空気汚染	重水ドレン時のDV-5, 7附近の積存量測定の際準備として、重水レベル計を重水系のドレンに接続するため、DV-40-78パルプの重水フランジのボルト1本をはずしたところ、約150 cm <sup>3</sup> の重水が漏出した。この時作業員1名の手の甲、顔の一部に重水が飛散した。	核種 <sup>3</sup> H 重水ボクシング室内濃度 $2 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 内面汚染濃度(尿検による) 体内組織に対する10mrem/1ife以下	DV-40-78パルプの弁座部が損傷していた。	①作業員はたばこを吸っていた。 ②DV-40-54パルプを閉めてドレンパルプを閉じて漏れをとめた。 ③ポンプ室内に飛散した重水を洗い流した。 (エアライナー・スチを差挿)	①汚染パルプの交換。 ②パルプの修理(交換)。		
11.29	ホットラボ (タンクヤード)	汚染	地下コンクリートピット内の廃液をDPPタンク底3区4へ排水中濃度が検出され、タンクヤードを汚染した。	核種 FP 溢水量 約2.4 m <sup>3</sup> 廃液濃度 $3 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ( $\beta$ ) $1.3 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ( $\alpha$ ) 汚染量 $10^8 \sim 10^9 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ (一水除染液)	①同時刻頃警報の動作テストを実施していたが、実際の汚染濃度を試験警報を確認した。 ②DPPタンクの受水可能量の予断を行わなかった。 ③常用の底水位コントロールが曲がり放塵していたため当日は高水位コントロール(約7 m)でポンプが自動運転した。	①溢れを吸い取りタンクに回収した。 ②1次除染および2次除染を行った結果 $500 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ となった。 ③タンクレベル計のアラームを施設課の居室へ設置する。	①警報機のテスト方法を改善する。 ②フロート故障を修理し(実測者)フロートスイッチの位置および動作を定期的に確認する。 ③タンクレベル計のアラームを施設課の居室へ設置する。		
11.29	J PDR (燃料罐室)	汚染	中性子線移動作業に従事した技術員2名のうち1名の靴汚染がハンドフットモニターで検出された。たばこ作業区域を汚染検査したところ、キャスタク、台車および床の汚染が検出された。	核種 <sup>137</sup> Cs 床表面汚染最大 $5 \times 10^4 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ 汚染面積 約0.1 m <sup>2</sup> キャスタク $1 \times 10^4 \text{ dpm}/30 \text{ cm}^2$	キャスタクの蓋の開閉動作不良のため、キャスタクを台から外し、2~3回開閉テストを行った結果、内部の汚染が床面等に広がった。	①燃料貯蔵プール蓋の一部を立入禁止した。 ②床面等の除染作業を行った。検出濃度以下となった。	作業担当課と放射線管理課との連絡を密にする。 対策がとられなかった。	今回の汚染は連絡が不十分だったため適切な汚染防止対策がとられなかった。	
12.10	ウラン濃縮 研究棟 (燃料プール内)	汚染 空気汚染	直員が定期パトロールのため、燃料プールのドアを開けようとしたところ、作業員の刺さりがしたため、 <sup>235</sup> Uが漏出してると判断し、直員はたばこに退出した。	核種 <sup>235</sup> U (天然ウラン) 床表面汚染 $2.8 \times 10^4 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ ( $\alpha$ ) $< 1.5 \times 10^4 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ ( $\beta, \gamma$ ) 燃料プール内濃度 $7.1 \times 10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ( $\alpha$ ) $< 7.5 \times 10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ( $\beta, \gamma$ )	UF <sub>6</sub> トラップの機能がなくなりポンプユニットからUF <sub>6</sub> が漏出した。	UF <sub>6</sub> トラップおよびオイル交換を完了した。	UF <sub>6</sub> 循環ループ常時4回作動試験のため12月2日から流動状態制御でプラントを稼働していた。		

発生日 発見	発見場所	事故の 種類	発生 状況	汚染・被曝などの状況	原因	処置	対策	備考
3.19	廃棄物処理場 (焼却炉)	表面汚染 空気汚染	焼却炉で可燃性廃棄物の焼却作業中(作業者が炉本体横排口で攪拌中)、廃ガスが攪拌口と廃棄物投入口から吹き出し、また廃液もコットレル用スラッシュタンクとコットレルドアの隙間から漏れ汚染が生じた。	核種 $^{60}\text{Co}$ (推定) 空気汚染 $2.1 \times 10^{-11} \mu\text{Ci-ly/cm}^3$ (積算濃度) 床表面汚染密度 $10^2 - 10^3 \text{ d.p.m./100 cm}^2$ 汚染面積 約 $3 \text{ m}^2$	コットレル内の電気漏洩によるスパークが廃ガスに引火し、内部で小爆発が起り、装置内が過圧になり廃ガス等が吹き出したものと推定される。	① 焼却炉の運転停止 ② 作業者の汚染検査(異常なし) ③ 内部被曝検査の結果、検出感度以下 ④ 煙室内の除染(除染後、検出感度以下)	① 原因の究明、対策後、焼却処理を行う。 ② 攪拌方法の改善、検討 ③ 攪拌時の防護方法の検討	
3.19	J P D R (タービン建家)	表面汚染	3/19日17時30分頃、タービン・オイル交換作業者4名の靴汚染がH.F.Mで検出された。ただちに、作業区域の汚染検査を行ったが、汚染は検出されなかった。翌3/20日同作業者1名の靴汚染が再度H.F.Mで検出されたので汚染検査をしたところ、過去に原子炉内に挿入したヨウ素ランプのカバーがはずれて露出している部分に汚染が検出された。	核種 $^{60}\text{Co}$ 靴底の表面汚染密度 最大 $1 \times 10^4 \text{ d.p.m./20 cm}^2$ Hot 作業室等の表面汚染密度 最大 $5 \times 10^4 \text{ d.p.m./100 cm}^2$ ランプ部の表面汚染密度 $3 \times 10^4 \text{ d.p.m./100 cm}^2$	① 汚染したヨウ素ランプのカバーがはずれて露出し、作業者が通行中に踏んだため、汚染が生じたものと推定される。 ② ヨウ素ランプのカバーが不完全であった。	① Hot 作業室とアンローディング室の立入を禁止した ② 退出時の汚染検査の徹底 ③ 各室と通路の除染(除染後、検出感度以下) ④ ヨウ素ランプは原子炉内に挿入した。	① ビニールカバー等による汚染拡大防止処置を一層徹底する ② 汚染・線量のあまる物品は担当者名汚染度等を標示する ③ アンローディング室には汚染物品を置かない ④ 管理作業機庫等の物品整理保管方法、除染ペットの位置の改善	

B.1.7 環境保全

(1) 有害物質処理処分体制の整備

有害化学物質の処理処分は、先に実施された職場安全推進会議により発足した有害物質処理処分委員会において審議し、1974年6月に答申された内容を基本に実施することになり同答申の発生源における処理処分を原則とした実施計画を検討、成案を得た。また実施計画とともに環境保全に関する業務を円滑に推進するため、所内の化学物質取扱有識者を主体とする有害物質管理委員会の設置について検討した。(雨沢)

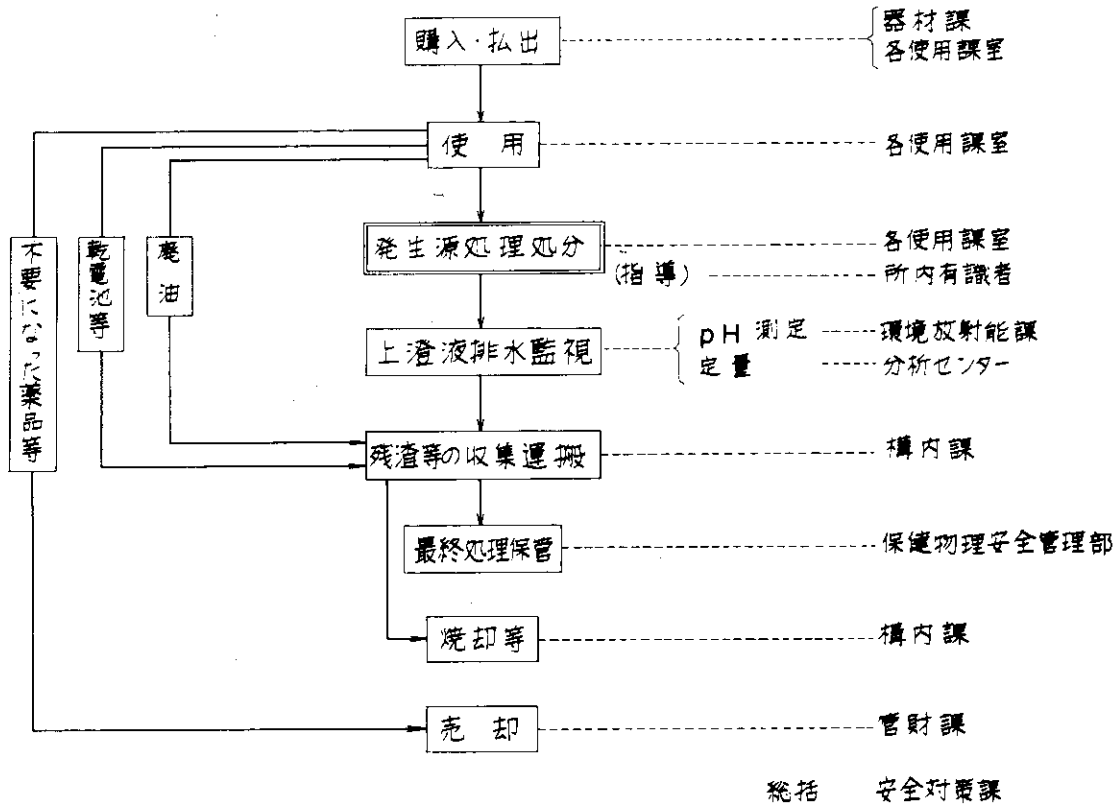


Fig. 1-1 有害物質処理処分フローシート

(2) 測定器の整備，測定監視

大気汚染防止法に基づくボイラー排ガス中の窒素酸化物分析計を整備し、硫黄酸化物、ばい煙濃度を合せて測定した。排気溝における排水の監視は、1973年度に引続き定期分析を分析センターに依頼し検査を実施した。その結果、pH値を除き総理府令に定められている水質基準を十分満足するものであった。

(3) 施設の届出等

水質汚濁防止法改正に伴い、試験研究機関が規制対象事業所となった。東海研究所も対象事業所に該当したので、化学薬品洗浄施設の調査を実施し、特定施設使用届出書を県に提出した。(雨沢)

## 1 B.2 個人被曝線量の管理

### Personnel Monitoring

In external exposure, the maximum and average annual exposure doses per person were 2.54 rem and 27 mrem, respectively, in the whole JAERI, and 2.54 rem and 35 mrem in Tokai Research Establishment.

In internal exposure, a newly-developed chair counter was introduced for routine whole-body examination. In the body monitoring, including that by the chair counter, no contamination was detected in the personnel. In bioassay monitoring, five persons were found to be contaminated with tritium and promethium-147; fifteen accidental cases were investigated but the doses were small with a maximum dose commitment of 15 mrem.

#### B.2.1 概 要

個人外部被曝管理について、職員等（職員、常用用員および長期外来者）1,802名と短期外来者延人員1,910名の被曝線量の測定管理を全事業所について実施した。全身および局部被曝とも、法律に定められた許容線量を超えた者はなかったが、全身被曝の要警戒以上の被曝（ $\gamma$ 線 1.450 mrem / 3ヶ月）が1名あった。職員等の年間平均全身被曝線量は27 mremで、1973年度（37 mrem）より27%減少した。また年間最大全身被曝線量は、上記要警戒通知者の2.540 mremである。

全身被曝の $\gamma$ 線量評価法を第3四半期より改訂した。短期外来者の評価も、10月1日より改訂評価法で実施した。改訂の主要な部分は、測定対象物理量を人体内最大線量とし、評価の基礎となるフィルム感度のエネルギー依存性として、人体模型にフィルムバッジを装着させて実際の着用状態に近似させた条件で求めたものを用いたことである。（立田）

個人内部被曝の管理については、定期検査として行っている全身計測で、前年度来開発していた椅子型の簡易ホールボディカウンタを実測定に使用し、測定を簡易化した。この切換で従来の大型ホールボディカウンタは、鉄室を共用する肺モニタによる定期胸部計測時に、 $\gamma$ 放射性核種の混合汚染を同時モニタするのに活用でき、 $\alpha$ 放射性核種の肺内沈着量定量の精度を向上させるのに役立つことができた。定期全身計測では、この管理測定能力の拡充に伴い、被検者の測定数を約1.7倍に増加させることができた。定期尿検査については1974年度は大きな変更はない。1974年度に実施したこれらの各種の定期検査で有意の体内汚染者は検出されていない。臨時検査は、排泄物検査、体外計測を合わせて年間15件50名について実施したが、排泄物検査の5件10名にのみ微小な体内汚染を検出した。内部被曝線量は、最も大きい汚染者でも、最高15 mrem / life（全身）にすぎず、被曝評価上問題となる被曝は、1974年度も発生しなかった。（矢部）

#### B.2.2 外部被曝線量の管理

##### (1) 全事業所統計

全事業所の外部被曝線量の管理対象者は、職員および長期外来者について、1973年度1,821名に対し、1,802名に減少した(年度末)。Table 1-13に作業者別のフィルムバッジおよびリングバッジの貸出数を、Table 1-14には、職員および長期外来者についての全身被曝線量分布(フィルムバッジ)を、四半期別と年度について示した。職員等の年間平均被曝線量(全身)は27mremであり、1973年度(37mrem)より27%減少した。Table 1-15に1957年からの年度別年間全身被曝線量の分布を示す。ここ5年ほど年間平均被曝線量は50ないし60mremであったが、1973年度および1974年度は、大幅に減少している。Table 1-16に職員および長期外来者の各事業所別全身被曝線量分布状況を示した。高崎研究所のほかは各事業所とも、1973年度に比べて年間平均線量は減少している。

Table 1-13 フィルムバッジおよびリングバッジの貸出数(全事業所:1974年度)

対象者 測定器 (名)	職員 (長期外来者も含む)	研修生	短期外来者	合計	管理期間
フィルムバッジ	1838	170	341	2349	第1四半期
	1809	203	571	2583	第2四半期
	1794	209	484	2487	第3四半期
	1802	85	514	2401	第4四半期
リングバッジ	91	0	18	109	第1四半期
	117	0	18	135	第2四半期
	82	0	40	122	第3四半期
	82	0	14	96	第4四半期

Table 1-14 職員等の全身被曝線量(全事業所:1974年度)

管理期間	職員数(名) 職員および 長期外来者	全身被曝線量分布(名)					平均被曝 線量 (mrem)	最大被曝 線量 (mrem)
		検出限界以下	$20 < D < 100$ *	$100 \leq D < 300$	$300 \leq D < 1000$	$1000 \leq D$		
第1四半期	1838	1660	147	23	8	0	8	530
第2四半期	1809	1628	136	36	8	1	9	1450
第3四半期	1794	1631	148	12	3	0	6	600
第4四半期	1802	1685	87	27	3	0	5	640
年度	1802	1482	173	107	38	2	27	2540

\* D:全身被曝線量(mrem/四半期または年度)

Table 1-15 職員等の年度別年間全身被曝線量 (全事業所)

年 度	職員数 (名)	全 身 被 曝 線 量 分 布 (名)					平均被曝 線 量 (mrem)	最大被曝 線 量 (mrem)
		検出限界以下	20<*D<100	100≤D<300	300≤D<1000	1000≤D		
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
1967	1704	1275	235	145	49	0	34	750
1968	1756	1233	246	193	74	10	57	3230
1969	1794	1271	272	186	59	6	45	1620
1970	1831	1134	384	216	84	13	62	1950
1971	1863	1177	385	222	70	9	53	1060
1972	1900	1305	303	192	87	13	58	2480
1973	1821	1402	222	143	46	8	37	2090
1974	1802	1482	173	107	38	2	27	2540

\* D : 年間全身被曝線量 (mrem/年)

Table 1-16 職員等の年間全身被曝線量 (事業所別: 1974年度)

事業所名	職員数(名) 職員および 長期外来者	全 身 被 曝 線 量 分 布 (名)					平均被曝 線 量 (mrem)	最大被曝 線 量 (mrem)
		検出限界以下	20<*D<100	100≤D<300	300≤D<1000	1000≤D		
東海研究所	1,261	991	142	91	35	2	35	2,540
高崎研究所	169	167	0	1	1	0	3	300
大阪研究所	23	23	0	0	0	0	0	0
RI研究所	19	17	2	0	0	0	5	60
大洗研究所	330	284	29	15	2	0	15	530
合 計	1,802	1,482	173	107	38	2	27	2,540

\* D : 年間全身被曝線量 (mrem/年)

## (2) 東海研究所統計

Table 1-17 に東海研究所についての職員および長期外来者の全身被曝線量分布を示す。管理対象人員 1,216 名の年間平均全身被曝線量は 35 mrem であり、1973 年度より約 27% 減少した。なお、年間最大被曝線量は、2,540 mrem であり、これは第 2 四半期の要警戒通知者の被曝である。

(西)

Table 1-17 職員等の全身被曝線量 (東海研究所; 1974年)

管理期間	職員数(名) 職員および 長期外来者	全身被曝線量分布(名)					平均被 曝線量 (mrem)	最大被 曝線量 (mrem)
		検出限界以下	$20 < D < 100$	$100 \leq D < 300$	$300 \leq D < 1000$	$1000 \leq D$		
第1四半期	1,286	1,130	132	17	7	0	9	480
第2四半期	1,279	1,130	113	27	8	1	11	1450
第3四半期	1,262	1,118	129	12	3	0	8	600
第4四半期	1,261	1,162	72	24	3	0	7	640
年度	1,261	991	142	91	35	2	35	2540

\* D : 全身被曝線量 (mrem/四半期または年度)

### B.2.3 内部被曝線量の管理

#### (1) 排泄物検査

定期検査では、年度内の被検者数を例年のとおり、年度当初に行う非密封放射性物質取扱い作業者の調査の結果にもとづいて定めたが、1974年度の東海研および大洗研、各事業所合せたその数は次のとおりであった。すなわち、 $\alpha$ 全放射能尿検査79名、 $\beta$ 全放射能尿検査13名、天然ウラン177名、トリチウム尿検査34名である。これを1973年度にくらべると、トリチウム尿検査の被検査者数の約5割の増加を除き、被検者数、被検者の所属課室数とも、大きな変化はなかった。これらの被検者についておこなった定期尿検査の年間の処理試料数は、 $\alpha$ 全放射能尿検査204、 $\beta$ 全放射能尿検査40、天然ウラン尿検査447、トリチウム尿検査105であった。これは、前記の被検者について、3ヶ月毎に1回の間隔で、年4回おこなった結果である。以上の各種の定期尿検査の結果、有意の体内汚染者はなかった。ただし、天然ウラン尿検査では1名、体内汚染が疑われ、再検査されたが、結果的には問題なかった。

放射性物質の事故時摂取など、必要に応じ、随時体内汚染の検出定量を目的としておこなった臨時の排泄物検査は、1974年度7件18名あった。この中で、体内汚染を検出したものは5件10名で、体内汚染核種は $^3\text{H}$ と $^{147}\text{Pm}$ であった。これらの被曝線量は最高で、 $15\text{mrem/life}$ にすぎず、他は $10\text{mrem}$ 以下の量で特に問題となるものはなかった。

#### (2) 体外計測

体外計測では、簡易型ホールボディカウンタによる定期検査を年4回、大型ホールボディカウンタと鉄室を併用している肺モニタによる定期検査を年度末に1回、それぞれ実施した。簡易型ホールボディカウンタおよび肺モニタは1973年度、1972年度にそれぞれ搬入および設置されたが、両者は1973年度内に調整および特性試験をほぼ終了し、1974年度から定期検査として本格的に使用を開始した。被検者は定期尿検査と同様、年度当初非密封放射性物質取扱い者の調査から定めたが、その被検者数は簡易型ホールボディカウンタによる検査で、100名、および肺モニタによる $^{239}\text{Pu}$ 汚染検査で47名で、前者は測定数で1973年度の約1.7倍に増加することができた。

1974年度実施した定期体外計測の結果、被検者中、有意の体内汚染と認められるもの

はなかった。また、第4四半期におこなった肺モニタによる体内汚染検査のさい、同時に同じ被検者の $^{137}\text{Cs}$ およびK体内量を測定したが、後者の $^{137}\text{Cs}$ 、K体内量測定のみを目的としておこなった5名を加えた52名の結果は、それぞれ、 $^{137}\text{Cs} = 1.4 \pm 0.5 \text{ nCi}$ 、 $K = 129 \pm 10 \text{ g}$ で、昨年度の値とほぼ同じであった。またこの値から得られた $^{137}\text{Cs}/K$ 、 $K/\text{body weight}$ の各比は、それぞれ、 $11 \pm 4 \text{ pCi/g}$ 、 $0.22 \pm 0.02\%$ であった。

臨時の体外計測は、1974年度10件35名であったが、有意な体内汚染を検出した者はなかった。

Table 1-18に1974年度実施した体内被曝線量測定のうち、臨時検査の結果を排泄物検査と体外計測を合せて示した。(山岸)

Table 1-18 1974年度の臨時検査一覧

件数 №	発生日	検査核種	被検者数	検出者数	*1	*2	決定臓器	被曝線量
					検査方法	観測された放射能		
1	1974.5.13	$^{239}\text{Pu}$	2	0	I	n.d.		
2	不明	Gross $\beta$ - $\gamma$	1	0	E, I	n.d.		
3	6.18	FP, $^{239}\text{U}$ , $^{239}\text{Np}$	1	0	I	n.d.		
4	5.21	$^3\text{H}$	5	1	E	尿に $2.1 \text{ nCi/ml}$	体組織	$15 \text{ mrem/life}$
5	7.10	$^{239}\text{Pu}$	10	0	I	n.d.		
6	8.20	$^3\text{H}$	2	2	E	尿に $0.9 \text{ nCi/ml}$ (最大)	体組織	$<10 \text{ mrem/life}$ (最大)
7	9.17	$^{88}\text{Rb}$	1	0	I	n.d.		
8	10.7	$^3\text{H}$	4	3	E	尿に $0.9 \text{ nCi/ml}$ (最大)	体組織	$<10 \text{ mrem/life}$ (最大)
9	5月~11月	$^{239}\text{Pu}$	12	0	I	n.d.		
10	11.29	$^{137}\text{Cs}$	2	0	I	n.d.		
11	12.10	nat-U	2	0	E	n.d.		
12	12.17	$^{170}\text{Tm}$	3	0	I	n.d.		
13	1975.2.7	$^{147}\text{Pm}$	2	2	E, I	便に $10 \text{ nCi}$	肺	$<10 \text{ mrem/life}$
14	3.15	$^3\text{H}$	2	2	E	尿に $1.4 \text{ nCi/ml}$ (最大)	体組織	$<10 \text{ mrem/life}$ (最大)
15	3.19	$^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	1	0	I	n.d.		

\*1 Eは排泄物検査法、Iは体外計測法を表わす。

\*2 n.d.は検出感度以下を表わす。



### 1 B.3 施設の放射線管理

#### Radiation Monitoring in Nuclear Facilities

Radiation monitoring was carried out extensively in nuclear facilities of the Tokai Research Establishment, with major efforts made to control of radioactive effluents from the facilities and personal exposures. Outstanding incidents in the year were: floor and air contamination of Pu-239 in the Pu-1 Laboratory, and release of Sb-125 from the Hot Laboratory. In all the radiation works performed, however, there were no personal exposures exceeding the maximum permissible level nor release of radioactive effluents beyond the working limits.

#### B.3.1 概要

1973年度に引続いて、原子炉施設、RI取扱施設等における日常の放射線管理を実施するとともに、管理の効率化と一層の充実をはかるため、放射線管理用機器の整備と各種管理基準の検討を行った。

1974年度も1973年度に引続いて排出放射能の低減化対策に重点がおかれ、JRR-2における $^{41}\text{Ar}$ および $^3\text{H}$ の排出低減化のための施設改修工事をはじめとし、関連する現場試験やデータの収集および低減化に伴う関連諸規程の改訂のための作業などを行った。

この他放射線管理の対象となった主な放射線作業としては、(1)プルトニウム研究1棟における室内除染作業およびグローブボックス廃棄作業 (2)JPDRにおける一次系配管検査および補修作業 (3)JRR-3における金属U燃料から $\text{UO}_2$ 燃料への移行作業、(4)JRR-4における出力上昇試験、および(5)廃棄物処理場における圧縮処理施設の改造および中レベル廃液輸送管の更新工事などであるが、放射線管理上特に問題となる被曝等はなかった。また、1974年5月13日プルトニウム研究1棟でグローブボックスからの $^{239}\text{Pu}$ 漏洩による床および空気汚染、8月16日ホットラボからの $^{125}\text{Sb}$ の異常放出などが発生したが、いずれも問題となるような被曝等はなかった。

なお、排気および排水に関しては、いずれの施設についても排出濃度は諸規程に定められている排出基準値以下であり、排出量についても1973年度に比して著しい変化はなかった。

(押野)

#### B.3.2 排気および排水の管理データ

##### (1) 排出放射性塵埃およびガス

1974年度に各施設から排出された放射性塵埃およびガスの年間平均濃度と年間排出放射能をTable 1-19に示す。各施設いずれも、その排出濃度は、保安規程(放射線管理規程)、障害予防規程に定められている排気の基準値以下である。また、前年度と比較して平均濃度および排出放射能とも著しい変化はなかった。

特記事項として、排出塵埃に関しては、ホットラボでは $^{131}\text{I}$ の排出はなくなったが、燃料溶解中 $^{125}\text{Sb}$ が異常に放出される(1.5mCi程度)ことがあった。研究3棟における $^{131}\text{I}$ 、

Table 1-19 排出塵埃・ガスの放射能濃度および放射能

(1974年4月~1975年3月)

施設名	排出塵埃			排出ガス		
	年間平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間排出放射能 ( $\mu\text{Ci}$ )	主核種	年間平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間排出放射能 ( $\text{Ci}$ )	主核種
第1研究棟 (東側)	$<1.6 \times 10^{-13}$	$1.5 \times 10^1$	$^{132}\text{I}, ^{133}\text{I}, ^{135}\text{I}$	-	-	
(西側)	$3.4 \times 10^{-11}$	$1.1 \times 10^4$	$^{14}\text{C}$	-	-	
第3研究棟	$<1.6 \times 10^{-13}$	$3.5 \times 10^1$	$^{131}\text{I}, ^{14}\text{C}$	-	-	
V. D. G (2MeV)	-	-		-	-	
(5MeV)	-	-		$5.8 \times 10^{-6}$	$2.8 \times 10^1$	$^3\text{H}$
セラミック特研	$<1.6 \times 10^{-13}$	$1.5 \times 10^{-1}$		-	-	
冶金特研	$<1.6 \times 10^{-13}$	$8.9 \times 10^{-1}$		-	-	
J R R - 1	$<2.1 \times 10^{-13}$	0		-	-	
ホットラボ (主排気口)	$\begin{cases} \alpha: <8.0 \times 10^{-15} \\ \beta\gamma: <8.5 \times 10^{-12} \end{cases}$	$\begin{cases} 3.6 \times 10^{-2} \\ 3.2 \times 10^2 \end{cases}$	$^{125}\text{Sb}, ^{137}\text{Cs}, ^{134}\text{Cs}, ^{58}\text{Co}$	$<1.0 \times 10^{-6}$	0	
(副排気口)	$<1.5 \times 10^{-13}$	$6.4 \times 10^{-2}$		-	-	
開発試験室	$<5.0 \times 10^{-11}$	$1.2 \times 10^3$	$^{138}\text{Cs}, ^{88}\text{Rb}$	-	-	
J R R - 2	$<2.9 \times 10^{-13}$	0		$<1.2 \times 10^{-6}$	0	$^{41}\text{Ar}$
				$4.9 \times 10^{-8}$	$2.2 \times 10^1$	$^3\text{H}$
J R R - 3	$<2.9 \times 10^{-13}$	$7.0 \times 10^{-1}$		$2.6 \times 10^{-6}$	$1.6 \times 10^2$	$^{41}\text{Ar}$
				$6.9 \times 10^{-8}$	$4.5 \times 10^1$	$^3\text{H}$
J R R - 4	$<2.0 \times 10^{-13}$	4.4	$^{38}\text{Cl}$	$<6.0 \times 10^{-7}$	0	
R I 製造棟 (200番台)	$<1.3 \times 10^{-12}$	$2.8 \times 10$	$^{131}\text{I}, ^{132}\text{I}, ^{135}\text{I}$	-	-	
(300番台)	$2.7 \times 10^{-11}$	$8.0 \times 10^3$	$^{32}\text{P}, ^{35}\text{S}, ^{51}\text{Cr}, ^{197}\text{Hg}, ^{203}\text{Hg}$ 等	$1.2 \times 10^{-12}$	$1.3 \times 10^{-4}$	$^{14}\text{C}$
(400番台)	$<1.3 \times 10^{-12}$	$4.9 \times 10^{-1}$		-	-	
プルトニウム研1棟 (中レベル区域)	$\begin{cases} \alpha: <5.7 \times 10^{-15} \\ \beta\gamma: <7.0 \times 10^{-14} \end{cases}$	0		-	-	
(高レベル区域)	$\begin{cases} \alpha: <5.7 \times 10^{-15} \\ \beta\gamma: <7.0 \times 10^{-14} \end{cases}$	0		-	-	
プルトニウム研2棟	$\alpha: <9.5 \times 10^{-13}$	0		-	-	
再処理特研 (排気口I)	$\begin{cases} \alpha: <7.0 \times 10^{-15} \\ \beta\gamma: <2.6 \times 10^{-14} \end{cases}$	$\begin{cases} 9.7 \times 10^{-3} \\ 5.9 \times 10^1 \end{cases}$	$^{103}\text{Ru}, ^{95}\text{Nb}$	-	-	
(排気口II)	$<2.6 \times 10^{-14}$	$3.1 \times 10^{-2}$		-	-	
再処理試験室	$\begin{cases} \alpha: <7.0 \times 10^{-15} \\ \beta\gamma: <2.6 \times 10^{-14} \end{cases}$	0		-	-	
		$3.8 \times 10^{-2}$		-	-	
弗素特研	$\begin{cases} \alpha: <2.1 \times 10^{-14} \\ \beta\gamma: <7.8 \times 10^{-14} \end{cases}$	0		-	-	
		0		-	-	
ウラン濃縮特研	$\alpha: <2.6 \times 10^{-14}$	$7.7 \times 10^{-2}$		-	-	
廃棄物処理場 (低レベル区域)	$<1.2 \times 10^{-13}$	0		-	-	
(中レベル区域)	$<1.2 \times 10^{-13}$	0		-	-	
(焼却炉)	$\begin{cases} \alpha: <3.1 \times 10^{-14} \\ \beta\gamma: <1.2 \times 10^{-13} \end{cases}$	$\begin{cases} 1.8 \times 10^{-3} \\ 9.0 \times 10^{-1} \end{cases}$	$^{137}\text{Cs}$	$6.0 \times 10^{-8}$	$8.9 \times 10^{-1}$	$^3\text{H}$
(圧縮施設)	$\begin{cases} \alpha: <3.1 \times 10^{-14} \\ \beta\gamma: <1.2 \times 10^{-13} \end{cases}$	$\begin{cases} 0 \\ 6.1 \times 10^{-1} \end{cases}$		-	-	
汚染除去場	$<7.8 \times 10^{-14}$	0		-	-	
F C A	$\begin{cases} \alpha: <3.0 \times 10^{-14} \\ \beta\gamma: <1.1 \times 10^{-13} \end{cases}$	0		-	-	
		0		-	-	
T C A	$<2.2 \times 10^{-13}$	0		-	-	
J P D R (主排気口)	$<1.5 \times 10^{-13}$	$9.7 \times 10^1$		$<4.0 \times 10^{-7}$	0	
(燃料建家排気口)	$<1.1 \times 10^{-13}$	8.9		-	-	

(注1)  $\alpha$ の記号のないものは $\beta\gamma$ 核種

(注2) 濃度および排出量は次のように算出した。

年間排出放射能: 検出限界濃度未満の排気は、排出量を0として集計した。

年間平均濃度: 年間排出放射能を、1年間連続して排気装置を運転した場合の年間総排気量で除した値で、その値が

検出限界濃度より低い場合は、" $<$ (検出限界濃度値)"と記入した。

$^{14}\text{C}$ の排出は0.035 mCi (前年度1 mCi)に減少した。研究1棟における $^{14}\text{C}$ の11 mCi, RI製造棟における $^{32}\text{P}$ ,  $^{197}\text{Hg}$ 等の8 mCiは, 前年度実績とほぼ同程度であった。

排出ガスに関しては, ほとんど前年度と同程度であり, JRR-2およびJPDRでは運転停止中のため $^{41}\text{Ar}$ などの希ガスの排出はなかった。

## (2) 放射性廃液

1974年度に東海研究所で発生した液体廃棄物について, 各施設から廃棄物処理場へ搬出または排水溝へ排出した放射能と各排水溝における平均濃度および排出放射能をTable 1-20に示す。排水溝における放射能濃度は, いずれも放射線管理規程(保安規程), 障害予防規程に定められている排水基準値以下であった。また, 排水放射能は前年度に比して多少減少している。

排水溝へ排出した放射能について, 核種ごとの放出割合を求めると $^3\text{H}$ がそのほとんどをしめている。 $^3\text{H}$ と $^{14}\text{C}$ を除いた放射性核種の放出割合は, 第1排水溝では未知核種が100%, 第2排水溝では $\alpha$ 核種: 2%,  $^{137}\text{Cs}$ : 29%,  $^{51}\text{Cr}$ : 10%,  $^{24}\text{Na}$ : 6%,  $^{60}\text{Co}$ : 5%, その他の $\beta$ ,  $\gamma$ 核種(未知も含む): 48%, 第3排水溝では $^{60}\text{Co}$ がほとんどである。これら3つの排水溝の合計では,  $\alpha$ 核種: 2%,  $^{60}\text{Co}$ : 24%,  $^{137}\text{Cs}$ : 23%,  $^{51}\text{Cr}$ : 8%,  $^{24}\text{Na}$ : 4%, その他の $\beta$ ,  $\gamma$ 核種(未知も含む): 40%となっている。

(井沢)

Table 1-20 廃棄物処理場および排水溝へ排出した放射能・  
廃液量と排水溝における平均濃度・排出放射能 (1974年4月-1975年3月)

項 目 施 設 名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排出		排水溝の濃度および排出放射能				
	放射能 (mCi)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	放射能 (mCi)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	排水 溝名	核 種	1日平均濃 度の最大値 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	3か月平均濃 度の最大値 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間排出 放射能 (mCi)
第1研究棟	4.6	$9.3 \times 10^1$	-	-	第 一 排 水 溝		*4) $1.2 \times 10^{-7}$	$1.1 \times 10^{-9}$	$3.9 \times 10^{-1}$
第3研究棟	4.1	$6.8 \times 10^1$	-	-					
セラミック特研	$3.1 \times 10^{-1}$	$2.4 \times 10^1$	$3.3 \times 10^{-4}$	$9.1 \times 10^1$					
冶金特研	3.3	$2.7 \times 10^1$	$5.3 \times 10^{-2}$	$1.2 \times 10^1$					
リニアック	-	-	$7.2 \times 10^{-3}$	2.0					
JRR-1	-	-	$2.7 \times 10^{-3}$	1.4					
所外施設	*1)	*1)	*2) $8.4 \times 10^{-4}$	*2) $4.2 \times 10^1$	第 二 排 水 溝		*5) $2.4 \times 10^{-7}$	$9.8 \times 10^{-9}$	$1.2 \times 10^1$
ホットラボ	{ $\alpha: 2.9$ $\beta\gamma: 7.7 \times 10^2$ }	$1.6 \times 10^2$	-	-					
開発試験室	-	-	$-6.7 \times 10^{-2}$	$3.4 \times 10^1$					
JRR-2	$8.0 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^1$	{ $\beta\gamma: 7.5 \times 10^{-1}$ $^3\text{H}: 4.0 \times 10^4$ }	$3.1 \times 10^2$					
JRR-3	{ $\beta\gamma: 5.1 \times 10^{-1}$ $^3\text{H}: 9.0$ }	$2.0 \times 10^1$	{ $\beta\gamma: 3.3$ $^3\text{H}: 7.2 \times 10^1$ }	$1.7 \times 10^2$					
JRR-4	$1.9 \times 10^{-1}$	$3.1 \times 10^1$	2.0	$6.0 \times 10^2$					
RI製造棟	$7.0 \times 10^1$	$1.5 \times 10^2$	$3.3 \times 10^{-2}$	$1.1 \times 10^1$					
ブルトニウム研1棟	-	-	{ $\alpha: 1.1 \times 10^{-1}$ $\beta\gamma: 8.2 \times 10^{-1}$ }	$4.1 \times 10^2$					
再処理特研	{ $\alpha: 3.9 \times 10^{-2}$ $\beta\gamma: 2.0 \times 10^{-1}$ }	9.7	{ $\alpha: 7.9 \times 10^{-3}$ $\beta\gamma: 9.9 \times 10^{-2}$ }	$1.3 \times 10^1$					
ウラン濃縮	-	-	{ $\alpha: 3.4 \times 10^{-2}$ $\beta\gamma: 1.3 \times 10^{-3}$ }	$1.4 \times 10^1$					
弗素特研	-	-	{ $\alpha: 2.1 \times 10^{-3}$ $\beta\gamma: 7.8 \times 10^{-3}$ }	8.6					
廃棄物処理場	{ $\alpha: 8.3 \times 10^{-1}$ $\beta\gamma: 3.4 \times 10^1$ $^3\text{H}: 3.5 \times 10^3$ }	$2.4 \times 10^2$	{ $\alpha: 1.6 \times 10^{-1}$ $\beta\gamma: 45$ $^3\text{H}: 5.6 \times 10^3$ }	$3.6 \times 10^2$					
汚染除去場	-	-	{ $\beta\gamma: 1.4 \times 10^{-1}$ $^3\text{H}: 2.9 \times 10^1$ }	$2.8 \times 10^2$					
所外施設	*1)	*1)	*3) $^3\text{H}: 1.7 \times 10^4$ $^{14}\text{C}: 7.6 \times 10^2$	*3) $4.3 \times 10^2$					
FCA	-	-	$4.7 \times 10^{-2}$	$2.2 \times 10^1$	第 三 排 水 溝		$5.3 \times 10^{-8}$	$4.7 \times 10^{-9}$	3.1
TCA	-	-	$6.5 \times 10^{-2}$	$2.5 \times 10^1$					
JPDR	$4.5 \times 10^{-2}$	$2.1 \times 10^1$	3.1	$8.2 \times 10^2$					
合計	$\alpha: 3.7$ $\beta\gamma: 8.9 \times 10^2$ $^3\text{H}: 3.5 \times 10^3$	$8.4 \times 10^2$	$\alpha: 2.8 \times 10^{-1}$ $\beta\gamma: 1.5 \times 10^1$ $^3\text{H}: 6.4 \times 10^4$ $^{14}\text{C}: 7.6 \times 10^2$	$1.2 \times 10^4$					$\alpha: 2.8 \times 10^{-1}$ $\beta\gamma: 1.5 \times 10^1$ $^3\text{H}: 6.4 \times 10^4$ $^{14}\text{C}: 7.6 \times 10^2$

\*1) アイソトープ協会より搬入されたものを除く

\*2) 東大原子炉からの排水

\*3) 第1化学薬品KKの廃液

\*4) 核種:  $^{238}\text{U}$

\*5) 核種:  $^{24}\text{Na}$ ,  $^{51}\text{Cr}$

(在1) 核種記号のないものは、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ を除く $\beta\gamma$ 核種

(在2) 濃度および排出放射能は次のように算出した。

排出放射能: 検出限界濃度未満の廃液は、検出限界濃度に相当する放射能が排出されたものとして集計した。

平均濃度: 排出放射能を排水溝の流量で除して得た値とした。

### B.3.3 100MeVリニアックのモニタリング

リニアックは、加速エネルギーを20MeVから100MeVに増力し、中性子発生用Taターゲットおよび核種生成用Ptターゲットを用いて1972年8月から定常運転を開始した。これ

に伴い放射線管理上必要なデータを得るため (1)ターゲットの誘導放射能による放射線量率 (2)生成放射性ガスの濃度 (3)漏洩X線量率などの測定を行った。以下にそのモニタリング結果の主なものを述べる。

### (1) 誘導放射能

ターゲットおよびその構成材が運転中に放射化され、ターゲット室は運転停止後もその誘導放射能によって高放射線場となっている。放射化される主な物質は、ターゲット (Ta, Pt) の他にターゲットの遮蔽 (鉛)、冷却水系 (ステンレス)、支持台 (鉄) などの構成材である。 $\gamma$ 線照射線量率はラドコンを用いて測定し、ターゲット斜前方約90 cmにおける線量率の時間的変化を求めた。その測定結果をFig 1-2に示す。この図から明らかのように、上記場所における $\gamma$ 線照射線量率は運転停止後1時間でTaターゲットの場合、約300 mR/h、Ptターゲットの場合、約150 mR/hになり、それ以後は顕著な減衰をしない。一方、 $\beta$ 線吸収線量率は1時間後で約15 mrad/hで、 $\gamma$ 線と比べて無視できる。したがって、運転停止後1時間を経過すれば作業内容等を考慮に入れ入室を可能としている。放射化生成核種の分析の結果、 $^{180}\text{Ta}$ 、 $^{197}\text{Pt}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{56}\text{Mn}$ 、 $^{62}\text{Cu}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{24}\text{Na}$ が誘導放射能の主成分となっていることがわかった。

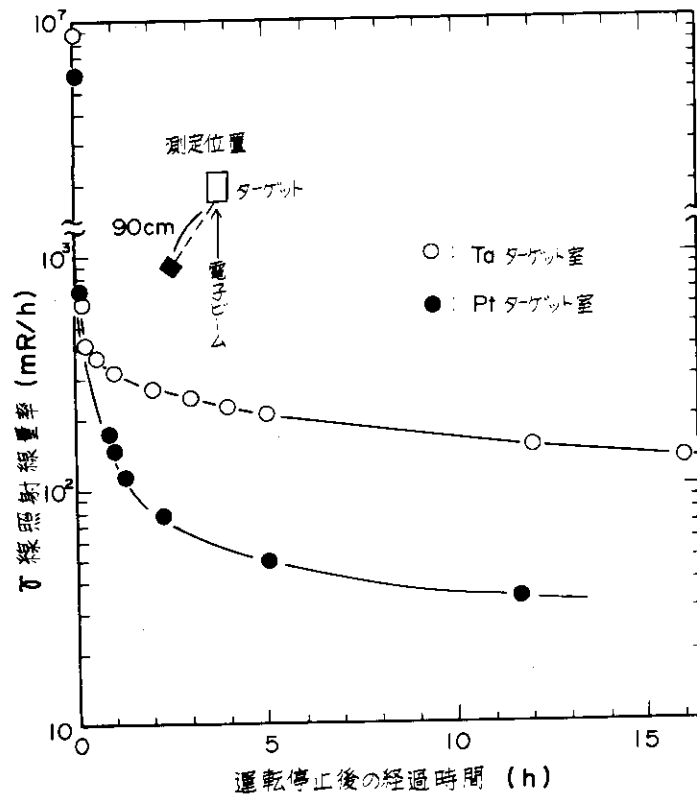


Fig 1-2 ターゲット室における運転停止直後からの $\gamma$ 線照射線量率の時間的変化

### (2) 生成放射性ガス

ターゲット近傍における空気の組成成分である酸素、窒素などの放射化や電離により、主に $^{13}\text{N}$ 、 $^{15}\text{O}$ のガスが生成されることが予想される。ターゲット室および排気口における空気中の放射性ガスの核種の分析およびその濃度の測定を行った。ガスサンプリング用

電離箱にガス試料を捕集し、振動容量型電位計による測定値から半減期を求めた。この結果  $^{13}\text{N}$ 、 $^{15}\text{O}$  が支配的であることを確かめた。チャコールフィルター (CP-20) に吸着したガス試料を NaI (T1) スペクトルメータで測定した結果  $^{38}\text{Cl}$ 、 $^{39}\text{Cl}$  が微量含まれていることがわかった。

ガス濃度は、 $^{15}\text{O}$ 、 $^{13}\text{N}$  については、電離箱に捕集したガスを振動容量型電位計で、 $^{38}\text{Cl}$ 、 $^{39}\text{Cl}$  については濃度が低いため  $\gamma$  スペクトロメータを使用して求めた。各ターゲット室および排気口におけるガス濃度、加速条件などを Table 1-21 に示す。

Table 1-21 ターゲット室内および排気口における放射性ガスの濃度

ターゲット	加速条件		ターゲット室		排気口	
	エネルギー (MeV)	平均電流 ( $\mu\text{A}$ )	核種	濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	核種	濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )
Ta	100	10.5	$^{15}\text{O}$	$2 \times 10^{-5}$	$^{15}\text{O}$	$2 \times 10^{-6}$
			$^{13}\text{N}$	$4 \times 10^{-6}$	$^{13}\text{N}$	$5 \times 10^{-7}$
			$^{38}\text{Cl}$	$9 \times 10^{-9}$		
			$^{39}\text{Cl}$	$5 \times 10^{-9}$		
Pt	40	17	$^{15}\text{O}$	$8 \times 10^{-6}$	$^{15}\text{O}$	$2 \times 10^{-6}$
			$^{13}\text{N}$	$4 \times 10^{-6}$	$^{13}\text{N}$	$1 \times 10^{-6}$
			$^{38}\text{Cl}$	$1 \times 10^{-9}$		
			$^{39}\text{Cl}$	$3 \times 10^{-10}$		

運転停止後のターゲット室における放射性ガス濃度は換気による希釈と壊変によって減衰し、10分後では (MPC)<sub>2</sub><sup>40</sup> の  $1/1000$  以下となり、内部被曝は無視できる。

### (3) 建家周辺の漏洩線量率

運転中におけるリニアック建家周辺の漏洩放射線の線量率分布の測定を行った。

線量率測定には電離箱型サーベイメータ、BF<sub>3</sub>型ニュートロンサーベイメータを使用し、GM型サーベイメータは  $0.1 \text{ mR/h}$  以下のX線を測定する場合に用いた。

線量率の測定結果は建家周辺では、 $0.2 \sim 4 \text{ mrem/h}$ 、中性子飛行管周辺では、 $0.02 \sim 1.0 \text{ mrem/h}$  であった。管理区域境界では、 $0.2 \text{ mrem/h}$  以下でリニアックは十分遮蔽されていることが確認された。建家周辺の線量率分布を Fig 1-3 に示す。

最後に主なモニタリング結果を、増力前の  $20 \text{ MeV}$  リニアックの場合と比較すると、誘導放射能による線量率は、中性子発生用ターゲットで約 100 倍、核種生成用ターゲットで約 10 倍である。ターゲット室および排気口における放射性ガス濃度は、ほとんど同じである。この主な原因は、換気率が 2.3 倍 (Ta室) と 4.0 倍 (Pt室) に増大したことによる。

(大村)

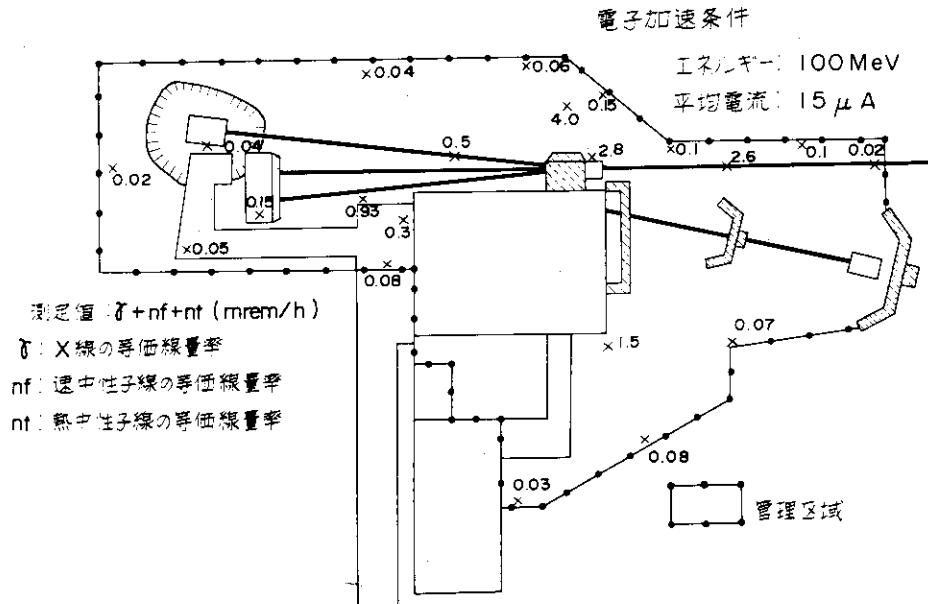


Fig. 1-3 リニアック建家周辺の放射線量率

### B.3.4 ホットラボにおける放射性空気汚染の管理経験

#### (1) ケーブ内表面汚染の再浮遊係数

照射後燃料および被覆材料等の冶金学的試験施設であるホットラボでは、そのケーブ内は、これらの試料の切断、研磨作業などによって発生する放射性微粉体により高度に汚染している。したがって、ケーブ内機器のオーバーホールに際しての除染作業においては、これら放射性微粉体の舞上りによって、比較的高い空気汚染が発生する。そこで、作業前のケーブ内における表面汚染度に関する情報から発生する空气中汚染濃度を予測できるようにするため、ケーブ内除染作業時の表面汚染密度と発生する空气中汚染濃度との関係、すなわち、再浮遊係数を過去3年間にわたって調査した。

除染作業時の条件としては、ケーブの換気率は、約80回/h(ケーブ寸法: 1.1 m<sup>2</sup> × 1 m ~ 328 m<sup>2</sup> × 4.4 m)であり、ケーブ表面材料の大部分は、ステンレスまたはエポキシ樹脂であった。そして、除染作業の大部分は、ぬれウェスによるふきとり法によって行われた。

空气中汚染濃度は、除染作業者の呼吸域付近にキャセラ型パーソナルエアサンプラー(流量率: 約2ℓ/min)を着用させることによって求めた。表面汚染密度は、作業開始前にケーブ内の床などを定性用濾紙を用いてスミヤすること(試料の実効径: 25 mmφ, 採取面積: 約100 cm<sup>2</sup>/ヶ, 採取数: 4~21ヶ/ケーブ)によって求めた。なお、測定器の校正は、空气中汚染濃度、表面汚染密度共にU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>線源によってなされている。

再浮遊係数を計算するにあたって、表面汚染密度の代表値を決定する必要がある。文献の多くは、表面汚染密度の平均値を用いているが、採取したスミヤ試料によるケーブ内床表面の汚染密度分布は、対数正規分布に近似できるという理由から中央値を代表値とした再浮遊係数についても求めた。そして、両者のバラツキ程度を比較したが、明確に優劣を

つけうる結果は得られなかった。そこで、本報では表面汚染密度の平均値から得た再浮遊係数について述べる。今回の調査は、32回の除染作業において行なわれ、平均表面汚染密度に対する再浮遊係数をFig. 1-4にプロットして示した。再浮遊係数の範囲は、 $4 \times 10^{-8} \sim 10^{-4} \text{ cm}^{-1}$ であり、平均再浮遊係数として、 $6 \times 10^{-6} \text{ cm}^{-1}$ を得た。

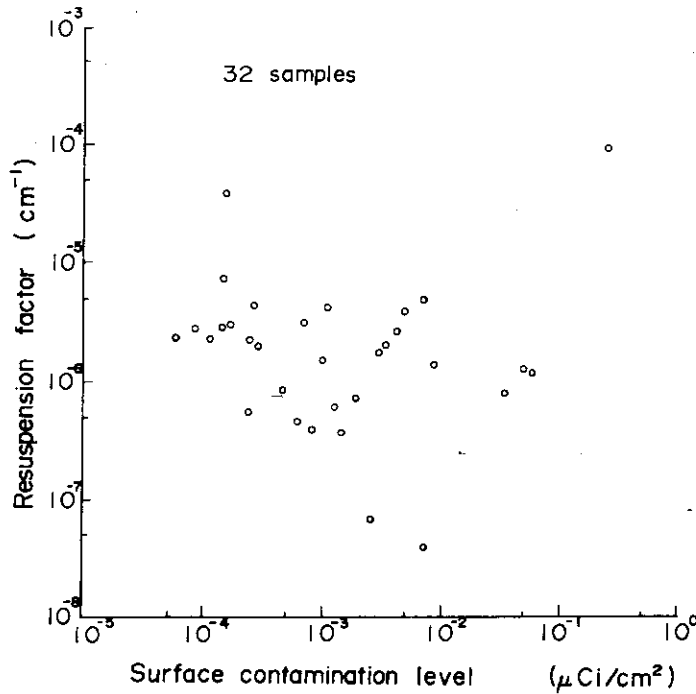


Fig.1-4 Relation between average surface contamination level and resuspension factor

過去において、再浮遊係数に関する調査研究は多くなされており、そのうちの主な文献<sup>1), 2), 3)</sup>値と本調査結果とをまとめてTable 1-22に示す。これより、今回の調査によって得られた再浮遊係数は、文献値と比較して1桁または2桁も大きい。この主因は、文献値の場合は表面汚染密度を直接サーベイ法で求めていることである。ケーブ内の表面汚染密度を直接サーベイ法によって評価することは、実際上きわめて困難なことであり、一般にはスミヤ法によってなされている。したがって、文献値を補正せずに適用すると発生する空気

Table 1-22 Summary of resuspension factors reported in the literatures

Investigator	Resuspension factor ( $\text{cm}^{-1}$ )
T. OKAMOTO et al.	$6 \times 10^{-6}$ ( $4 \times 10^{-8} \sim 10^{-4}$ )
H.J. DUNSTER et al.	$2 \times 10^{-8} \sim 4 \times 10^{-7}$
I.S. JONE & S.F. POND	$2 \times 10^{-10} \sim 5 \times 10^{-7}$
R.T. BRUNSKILL	$2 \times 10^{-6} \sim 10^{-5}$



中汚染濃度を過少評価する可能性がある。すなわち、本調査結果から、ケーブル内除染作業時に発生する空気中汚染濃度について、より信頼性の高い推定が可能となり、作業者の着用保護具のより適正な選定が可能となった。

なお、今回の調査において、予想以上に大きな再浮遊係数を生じた作業は、研磨作業を主業務とする鉛セル内除染の場合とケーブル架台のアーク溶接、溶断作業であり今後の内部被曝防護上有益な資料を得た。(岡本)

### 参 考 文 献

- 1) H. J. Dunster : Health Physics , 8 353-356 . ( 1962 )
- 2) I. S. Jones & S. F. Pond : AERE-R-4635
- 3) R. T. Brunskill : "Surface Contamination " 93-105

#### (2) ケーブル内空気汚染のモニタリング

照射燃料および材料の冶金学的試験を行なっているケーブル内は、これらの試験体の切削粉によって高度に汚染している。このようなケーブル内に入室し、汚染や内装機器類の点検補修作業などをする際には、高濃度の空気汚染が発生する。そのため、あらかじめ発生する空気汚染の濃度を推定し、それに応じた防護処置を講ずるが、作業中は、これらの処置が適切であったかどうか確認し、予測されない空気汚染を発見するために主として空気汚染モニタリングを実施している。ケーブル内の空気汚染モニタリングは、状況に応じて作業者の呼吸域の放射性塵埃を濾紙上に捕集し、作業終了後その濃度を測定評価する個人サンプラー、サンプリング端から配管を通して作業場の塵埃を濾紙上に捕集し、その塵埃中放射能を連続測定する定置モニタ、およびサンプリング端に装着された濾紙上に直接作業場の放射性塵埃を濾紙上に捕集し、一定時間後にその濃度を測定評価する定置サンプラーなどを用いて行なう。定置モニタおよび定置サンプラーのサンプリング端は、ケーブル内(床面積約8m<sup>2</sup>)の作業状況に応じて、それぞれ任意の場所に設置される。

これらのモニタリング法の使用経験から得られた空気中放射能濃度の測定結果を、それぞれ比較検討した。また適正サンプリング位置選定のための測定を行なった。なお、定置モニタに付属する配管には直径2.5cm、長さ5~10mのビニール管を使用した。吸引流量は、100~200ℓ/minの範囲で行ない、集塵濾紙は、セルローズ・アスベスト(HE-40)濾紙を用いて捕集した。以下に結果と考察を要約する。

- (a) 定置モニタと定置サンプラーによって測定評価された空気中放射能濃度を比較すると、定置モニタによる濃度は、全体的に低い値を示した。この原因は、主として定置モニタに付属する配管内にサンプリング中の放射性粒子が沈着するためと推定された。配管内の粒子の沈着実験では、Table 1-23に示すように、粒子径4~12μm(AMAD)で約95%の沈着率が認められた。また、高度に汚染した空気をサンプリングしたのちに、同じ配管を用いて再度サンプリングすると、前回に沈着した粒子が遊離し測定濃度が過大評価される現象があった。
- (b) 同一ケーブル内の作業者間における呼吸域の空気中放射能濃度を比較するため、2名の

Table 1-23 Deposition rate in sampling pipe

Sample No.	Concentration ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )		Deposition rate (%)
	Inlet	Outlet	
1	$1.2 \times 10^{-8}$	$1.8 \times 10^{-10}$	99
2	$2.0 \times 10^{-9}$	$1.1 \times 10^{-9}$	95
3	$5.3 \times 10^{-9}$	$1.4 \times 10^{-10}$	97
4	$2.8 \times 10^{-9}$	$1.8 \times 10^{-10}$	94
5	$9.7 \times 10^{-11}$	$1.3 \times 10^{-11}$	87
6	$4.5 \times 10^{-10}$	$3.7 \times 10^{-12}$	99

Flow rate : 120~200  $\ell/\text{min}$ .

Sampling pipe (gas pipe): 2.5 cm $\phi$ , 18 m in length

Particle size : 4~12  $\mu\text{m}$

作業者に着用させた個人サンプラーの濃度で比較したが、濃度の高いものと低いものの比は、3.3倍以内の範囲で一致した。これは、ケーブル内では作業内容などが多少異っても、一定時間内の呼吸域における平均濃度は、ほぼ一定になることを示している。

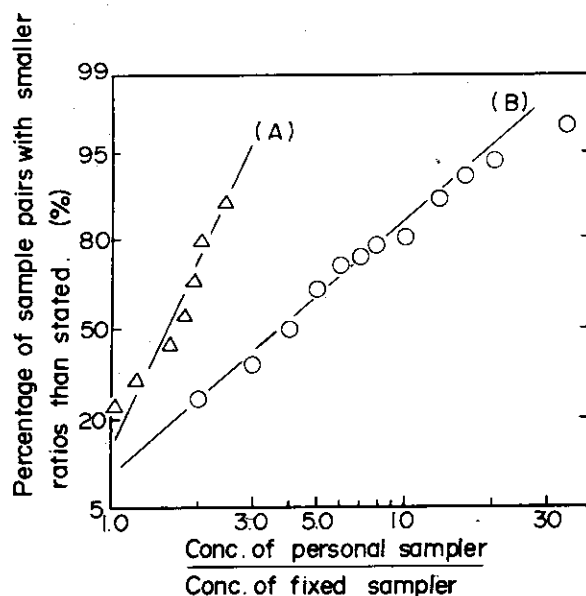
(c) 定置モニタまたは定置サンプラーを用いて、ケーブル内作業者の呼吸域の濃度を推定するために、個人サンプラーによる濃度と比較した。この結果、定置モニタによる濃度を9倍および30倍することによって、50%および85%の信頼度で作業者呼吸域の濃度が推定できることがわかった。定置サンプラーによって推定する場合は、これによる濃度を2倍すれば十分であった。定置モニタとサンプラーに対する乗数の違いは、主に(a)に示した配管沈着によるためと考えられる。次に、定置サンプラーに対する個人サンプラーの濃度比を、ICRP Publication 12で採用されているLos Alamos<sup>1)</sup>におけるH.F. Schulteらの実験結果と比較するとFig.1-5に示すように、50%値および85%値で、それぞれ約1/3および約1/5であった。この分布の違いは、H.F. Schulteらの実験は、比較的大きな部屋の排気グリル近傍に設置したサンプラーによる濃度と、作業者の呼吸域の濃度との比較であるのに対して、我々の場合は、比較的狭いケーブル内で比較したためであり、ケーブル内のような容積の小さい場での濃度の分布は、比較的均一であることを示している。

(d) 適正サンプリング位置を選定するため、垂直高さ方向3段階(床上0.5, 1.0, 1.5m)に設置した各サンプラー間の塵埃濃度について比較測定を行なった。この結果と、作業者の作業姿勢および呼吸域の高さを考慮すると、サンプリング端を床上0.5~1.0mの地点に設置することが望ましいとわかった。

定置モニタまたは定置サンプラーを用いて空気汚染のモニタリングを行なう場合、作業者の呼吸域の濃度を評価する必要性から、作業場所におけるそれらの相関関係を求めておくことが望ましい。定置モニタは、配管沈着などの影響のため、それによる濃度に対して、大きな補正乗数を必要とする。しかし、このモニタは、予測されない高濃度の空気汚染を迅速に検出するために、効果的である。ケーブル内のように比較的狭い場所では、

定置サンプラーによる濃度で、作業者の呼吸域の濃度を代表させてもよい。

(松井 智)



(A) : Ratio to fixed sampler

(B) : Ratio to fixed sampler at Los Alamos

Fig.1-5 Ratio of concentration measured by personal air sampler to that by fixed sampler.

#### 参 考 文 献

- 1) H. F. Schulte : Radiation Dose Measurements . ENEA, P. 495 (1967)

#### (3) サービスエリアにおける空気汚染モニタリング

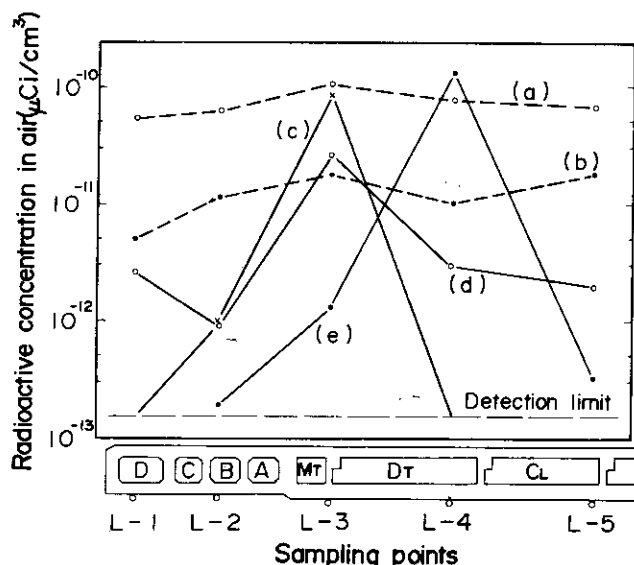
冶金サービスエリアは、ケーブルやセルの背面に位置し、ケーブル内作業に関連して空気汚染が比較的発生しやすい場所である。このエリアの空気汚染管理は、1967年からローカルサンプリング法によって行なってきた。5カ所の各サンプリング端（床上1.2~1.6 m、約10 m間隔）にフィルタを取付け、1台のロータリポンプで吸引した。

測定結果を次に要約する。(1)1968年度から6年間について、年間平均空气中放射能濃度の推移を見ると、1971年度前期までは測定した濃度の分布範囲も狭く、濃度がわずかに上昇する傾向にあった。そして同年度後期以降の平均濃度は、検出限界以下であった。

しかしこの期間に $10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以上検出した件数は、前期間の1例に比べて16例も認められ、その濃度分布の範囲も拡大していった。1971年を境界として分布の傾向が異なった要因は、同年において高燃焼度燃料の共同研究が終了し、その他の燃料の照射後試験の取扱量も最高であったこと、それに作業方法ならびに防護処置の改善があげられる。

(2)サンプリング5点間の濃度分布状況について、1カ所当り $10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以上検出した代表例について比較する。その分布は、エリア全域に空気汚染が拡大した場合と局所的

に高濃度の分布を示す2種類に大別できる。これらの分布状況は、いずれも作業位置と放射線作業内容に深い関係があることが確認できた。その空气中放射能濃度分布の代表例を Fig. 1-6 に示す。除染作業、廃棄物搬出入の頻度の多い  $M_T$  ケーブ背面に、1974年に設置された半恒久的な簡易アイソレーションルームは、サービスエリアの汚染拡大防止に役立っている。



- (a) Welding of a large cask behind the ST cave
- (b) Decontamination and repair of a shielding door on the ceiling of St cave
- (c) Carrying out a container with radioisotopes from  $M_T$  cave
- (d) Carrying out of cartridges with wastes from  $M_T$  cave
- (e) Taking out a large machine installed at  $D_T$  cave

Fig.1-6 Distribution of radioactive contamination of air in service area.

以上のように最近の傾向を見ると、通常は検出限界以下の低濃度の空気汚染であるが、時々しかも短時間に局所的な高濃度の空気汚染が発生している。この現象をより迅速、かつ確に濃度評価をする必要性から集中管理を検討、改善した。そのセントラルダストモニタリング方式による管理は、1974年5月から開始した。その構成を Fig. 1-7 に示す。この方式は、5カ所のサンプリング端から吸引した放射性塵埃を5 cm厚の鉛遮蔽容器内の1枚のフィルタに集塵し、検出器の指示を記録計に連続記録させるものである。設定した警報レベルに達すると測定室、サービスエリア両方で警報が発生する。

次にこのモニタリング上の検出限界を検討した。サンプリング中のバックグラウンドは、 $R_n$ 、 $T_n$ の影響により大きく変動するが、1日の最大値から検出限界を求めると、 $10 \text{ CPS} = 2.1 \times 10^{-10} \mu\text{Ci-h} / \text{cm}^3$  である。これを警報レベルに設定したが、過去ににおいてはこのレベル以上の濃度が年間数例検出された。この値は、ホットラボで発生する放射性塵埃の  $(\text{MPC})^{40} \cdot \text{h}$  とほぼ一致する。このモニタリング方式は、比較的高濃度の空気汚染の発生が予想される広範囲のエリアにおける空気汚染管理に有効である。(泉)

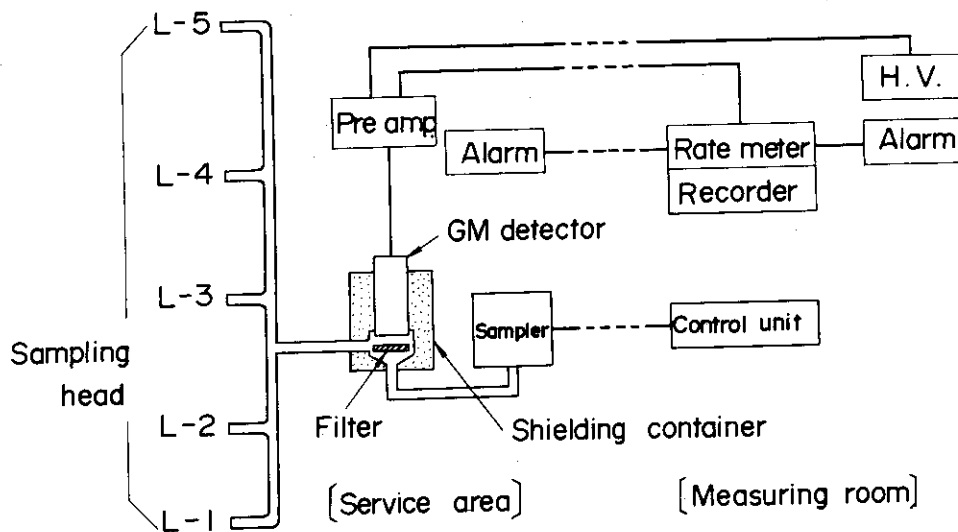


Fig.1-7 Block diagram of centralized air monitoring system.

### B.3.5 JRR-2 改修工事における放射線管理

1973年12月16日以降、JRR-2を停止して、重水の熱遮蔽軽水への漏洩対策、上下段遮蔽体の取りかえを主目的とした改修工事が実施されている。

1974年度においては、JRR-2炉上部遮蔽体解体工事が主体となり、(a)制御棒、水平駆動軸の取り出し、廃棄、(b)実験孔照射用シンプルの取り出し、廃棄、(c)実験孔気密化工事（Ar低減対策）、(d)上下段遮蔽体の撤去、廃棄、(e)He系配管の変更工事、(f)炉頂盤重上工事、(g)炉内寸法測定作業などが実施された。これらの作業実施前においては関係者間で作業方法について十分検討するとともに、過去の経験、詳細な事前のサーベイの結果をもとに計画をたて、重要な作業ではリハーサルをおこなった。これによって円滑に作業が進められ、いずれも計画被曝線量以内で作業が完了した。

特に放射線管理上問題となった、(a)制御棒、水平駆動軸の取り出し、廃棄作業、(b)上下段遮蔽体などの撤去、廃棄作業、(c)He系配管の変更工事について以下に述べる。

#### (1) 制御棒等の廃棄作業

JRR-2の改修工事として、まず最初に、水平駆動軸ならびに制御棒の撤去とそれらの廃棄作業が1974年5月9日から22日にかけておこなわれた。

作業は、水平駆動軸の撤去、廃棄と制御棒の撤去、廃棄に分けられる。水平駆動軸をクレーンで遠隔操作により炉内から1本ずつ引抜き、炉頂に用意した廃棄容器に収納し、合計6本収納して処理場のL型ピットに廃棄した。制御棒の廃棄には炉内の制御棒とSFボール内の制御棒との取り出し廃棄とがあり、制御棒1本1本をクレーンでキャスク内に吊り上げ水切りをおこなった後、全部で9本の制御棒を処理場のB型ピットに廃棄した。

この撤去、廃棄作業における放射線管理上の問題としては、

(a) 水平駆動軸および制御棒に付着した重水と孔内部に溜っている重水による空气中放射

能濃度の上昇

(b) 水平駆動軸は先端部が高放射化されているため、廃棄容器に挿入するときの空間線量率の上昇

(c) 制御棒をキャスクに挿入したときのキャスクからの漏洩放射線と廃棄物処理場への運搬、制御棒のピット収納時の汚染などである。水平駆動軸を廃棄容器に短時間で挿入するために数回におよぶりハーサルなどをして万全を期して作業を開始した。

水平駆動軸とデスコネクトの廃棄作業ではトリチウムによる内部被曝を防止するために事前に孔内の重水を回収した。さらに引抜き時に作業個所の空気を局所排気した。この結果作業区域では空気汚染はほとんど生じなかった。水平駆動軸の先端線量率は30～110 R/hであり、引抜いてから廃棄容器に挿入するまで1本あたり2分かかり、先端部が完全にはだかの状態であったのは約30秒であった。このとき炉頂より8 m離れたキャットウォークの線量率は5～8 mR/h、制御室で4～5 mR/hであった。廃棄容器に水平駆動軸を2本格納したときで表面線量率が最大600 mR/hに達したため一時作業を中止し、廃棄容器の遮蔽強化をおこなった。水平駆動軸6本全部を収納した状態でのキャスク表面の線量率は最大45 mR/hであった。

制御棒廃棄作業において以前に実施した作業経験からキャスクに制御棒を収納したとき、キャスク上部からの漏洩ビーム状放射線が数R/hにも達することが予想されたためキャスク上部に補強遮蔽体を設けた。この結果、キャスク本体と上部の補強遮蔽体との間隙からの漏洩線量率は最大で300 mR/hとなった (Fig.1-8)。廃棄物処理場

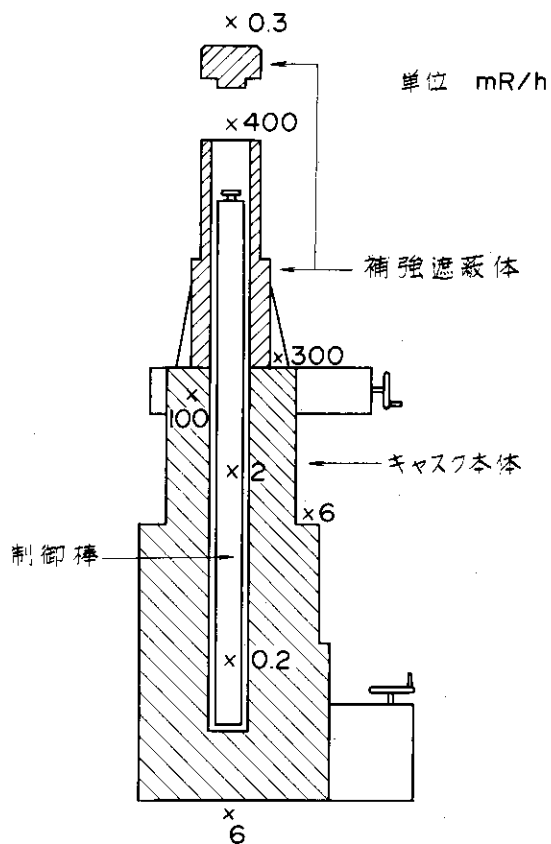


Fig. 1-8 制御棒引抜き時のキャスク表面の空間線量率

のB型ピットに収納したとき、ピット口で7.5 R/hに達したが、遮蔽蓋をすることにより10 mR/hとなった。制御棒つり上げのためキャスク内部を通したロープの表面で $1.8 \times 10^3$  dpm/100 cm<sup>2</sup>の表面汚染があったことと、キャスクの底部で $1.5 \times 10^3$  dpm/100 cm<sup>2</sup>程度の汚染があった。内部からの汚染水をキャスクの下においたアルミ箱で受けて汚染の飛散を防止したことなどにより汚染の拡大はなかった。

この作業による作業者の外部被曝線量はポケット線量計の値で水平駆動軸廃棄作業では平均2.1 mrem制御棒廃棄作業では平均6.2 mremであり、全作業期間をとおして282 man·mrem、最大59 mrem、平均8.1 mremであった。(菊池)

## (2) 上下段遮蔽体などの取出し作業

JRR-2改修工事の一環として、1974年12月3日から12月12日にかけて上下段遮蔽体の取出しおよびガイドボス取外し、内周ボルト交換作業が実施された。

今回の作業は大別して、上段遮蔽体の取出し、下段遮蔽体の取出し、炉内遮蔽(重水タンクと内周リング、ガイドボス、ボラルカーテンハウジング、サポートリングと外周リングの遮蔽)、ガイドボス取外し、内周ボルト交換作業があり、この順で実施された。

作業前に炉内の詳細な線量率を測定した。この結果、作業環境の線量率が高くなることが確認されたため次の対策をとった。

- (a) 下段遮蔽体下部のガイドアレイ、ガイドピンの照射線量率が $\sim 20$  R/hと予想されたので、下段遮蔽体取出し作業は、クレーンによる遠隔方法でおこなうことにし、上段遮蔽体によるリハーサルを行なった。また、下段遮蔽体廃棄容器の遮蔽体を一部補強した。
- (b) 上下段遮蔽体取出し後の炉内遮蔽体として、重水タンク上面を遮蔽する円板状遮蔽体と内周リング遮蔽体および種々の作業が容易にできるようになっているブロック状遮蔽体(ガイドボス、ボラルカーテンハウジング自体の遮蔽体、サポートリングと外周リングを遮蔽するブロック状遮蔽体)を用意し、設置のためのリハーサルを実施した。
- (c) ガイドボス、内周ボルト取外しには、廃棄容器と炉頂で作業が実施できる取外し用治具および炉頂作業位置の線量率を低減する目的で半円鉄板を準備した。

下段遮蔽体の線量率は、ガイドアレイ側面で15 R/h、1 m離れて1 R/hと高かったため下段遮蔽体が炉室1階廃棄容器上にあるとき、炉室外壁で最大50 mR/hになった。下段遮蔽体取出し後の炉内照射線量率は、ガイドボス上で $\sim 10$  R/h、内周ボルト上で $\sim 15$  R/h、ボラルカーテンハウジング上で3 R/h、重水面で5 R/h、炉頂中央で800 mR/hであった(Fig. 1-9)。炉内全面シールド後の放射線量率は、シールド表面で平均20 mR/h、最大60 mR/h、炉頂で4 $\sim$ 5 mR/hと約1/200に下がった。

12月9日からガイドボス3個の取外しおよび内周ボルト36本の取外しと新ボルト18本をボルト穴1本おきに取付ける作業が実施された。ガイドボス取外しは、当該位置の遮蔽体のみを取外して行なった。そのときの照射線量率をFig. 1-10に示す。ガイドボス取付ボルト表面で15 R/h、ガイドボス撤去後の穴で $\sim 4$  R/hであったが、炉頂にガイドボス(内周ボルト)取外し用治具が入る穴をあけた半円鉄板を炉頂に設置し、半円鉄板上に鉛ブロックをおいて作業したので作業位置照射線量率は、最大20 mR

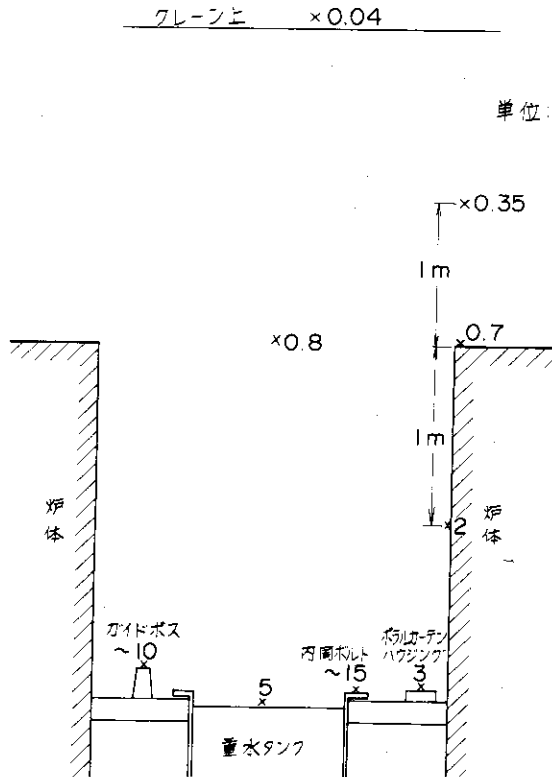


Fig. 1-9 下段遮蔽体取出し後の照射線量率

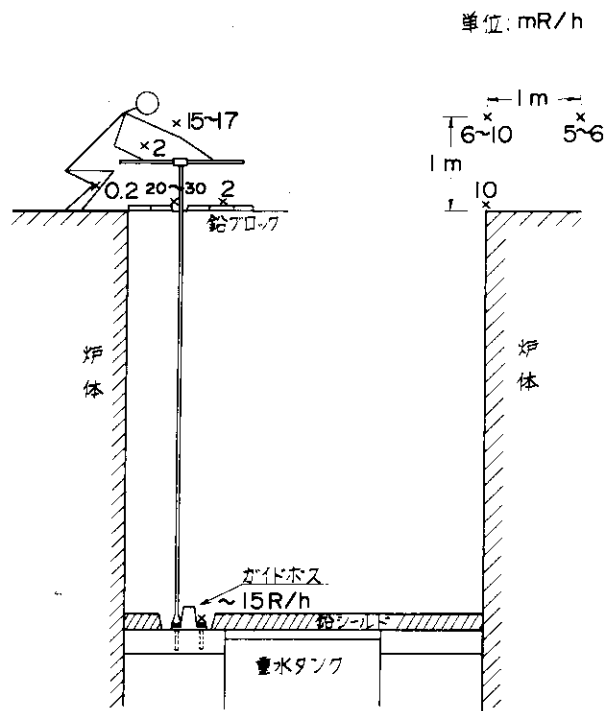


Fig. 1-10 ガイドボス取外し時の照射線量率

／h以下におさえることができた。内周ボルト交換作業は、ガイドボス取外し作業と同様な方法で実施した。内周ボルト交換作業時の線量率は、ガイドボス取外し作業とほぼ同じであった。ガイドボス、内周ボルト取外し後の照射線量率は、炉内シールド表面で平均2 mR/h、炉頂で0.4 mR/hであった。

炉内は高表面汚染の発生が予想されたので、バリヤーを2重に設け嚴重に汚染管理を実施した。すなわち、キャットウォーク入口でRI靴を履きかえ、炉内に入るときは、オーバーシューズを着脱させた。また、炉内は高線量率下のためスミヤ採取が困難であるので、遠隔スミヤ採取器を製作し炉頂で炉内スミヤを採取した。下段遮蔽体上面の表面汚染度は、平均1500 dpm/100 cm<sup>2</sup>、最大4500 dpm/100 cm<sup>2</sup>、炉内重水タンクフランジ、サポートリング面は10<sup>3</sup>～10<sup>4</sup> dpm/100 cm<sup>2</sup>であった。汚染核種は、原子炉構造物腐食物の放射化による<sup>60</sup>Coが支配的であった。

作業中における空気汚染モニタリングには、トリチウムモニタと放射性塵埃モニタ各2台を用い、炉頂と炉内を常時連続モニタリングした。炉心重水中トリチウム放射能濃度は、約1 mCi/cm<sup>3</sup>と高濃度のため、作業区域の空气中トリチウム放射能濃度は10<sup>-6</sup>～10<sup>-4</sup> μCi/cm<sup>3</sup>となった。

作業中は局所排風機などを利用して防護マスクなしでも作業できるように空气中トリチウム放射能濃度の低減に努めた。防護マスク着用基準は、作業環境の空气中トリチウム放射能濃度が1×10<sup>-5</sup> μCi/cm<sup>3</sup>以上になった場合とし、トリチウムの吸入、摂取に



よる体内被曝の防護には、エアラインスーツおよび空気送風マスクを使用した。作業終了後局所排風機および炉室換気が停止するため炉心重水飽和蒸気が凝縮し、翌朝の炉内空气中トリチウム放射能濃度は $\sim 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ と重水飽和蒸気中トリチウム放射能濃度に近くなったが、局所排風機および炉室換気の実施により濃度は減少した。

トリチウムを吸入、摂取したときあるいはそのおそれがあるときは、呼気測定をその都度行った。なお、放射性塵埃による空気汚染の発生は認められなかった。

この作業によるJRR-2管理課員の外部被曝線量は、合計550 man·mrem、平均21mrem、最大59 mrem（ポケット線量計）であった。各作業別での被曝線量は、作業場の照射線量率が高かった炉内遮蔽体設置作業が最も大きかった。トリチウムによる内部被曝は、尿検基準値（10mrem/life）以下におさえることができた。（宮本）

### (3) He系配管変更工事

He系配管の一部変更作業が1974年11月11日から12月26日にわたって外部業者により実施された。この工事は、燃料、制御棒および垂直実験孔の案内管などのヘリウムと重水面上のヘリウムを分離するための工事であり、現在設置されている配管の一部撤去と、新配管の取付け工事である。作業環境がポンプルーム内の狭い区域での作業であるため、作業時間がかかるとともに、放射線被曝上はもとより一般安全上からも十分な注意を必要とした。

この変更工事において特に放射線管理上問題となったことは、

- (a) 一時系配管の撤去時における配管内凝縮重水の漏洩によるトリチウムの内部被曝と、汚染の著しい配管の切断時の放射性塵埃による内部被曝
- (b) 作業の大部分が高線量率区域であるための外部被曝線量の増大であった。

一次系配管の撤去にあたっては、空气中トリチウムの防護対策として、配管内の重水を排出させ、これらの配管の取外しおよび切断などに際しては必ずビニール覆いをし、また局所排気をすることにより作業区域内の空气中トリチウム濃度の上昇をおさえ、汚染の著しい配管からの放射性塵埃の作業区域への舞いあがりを防止した。そのため常時トリチウムモニタと塵埃モニタで監視しながら作業を行なった。空气中トリチウム濃度が上昇した場合には送風マスクを着用させた。作業区域内の空气中トリチウム濃度は最大 $2 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、配管内の表面汚染密度は最大 $3 \times 10^4$  dpm/100 cm<sup>2</sup>（核種：<sup>60</sup>Co）であった。トリチウムの内部被曝線量チェックのために2～3名の作業者に対し、呼気測定をした結果いずれも10mrem/life以下であった。作業周辺の汚染として、重水タンクのつなぎこみ作業時に床面のビニールシートの上で最大 $3 \times 10^3$  dpm/100 cm<sup>2</sup>（汚染面積約10m<sup>2</sup>）の汚染が生じたが、ビニールシートの交換により汚染の拡大は防止できた。

ポンプルーム内は、重水中の<sup>60</sup>Coなどの放射性腐食物が機器および配管系内に沈積し、それらが放射線源となり最高300mR/h、平均18mR/hの線量率であった（Fig. 1-11）。

1.5ヶ月におよぶ作業期間を通して、旧配管の撤去切断および新配管の取付け作業が行なわれる関係上、外部被曝線量を増大させないために、ポンプルーム内での作業はできるだけ短時間に終了させ、配管の撤去はフランジ部を取外すのみにし、切断作業などの時間を要する作業

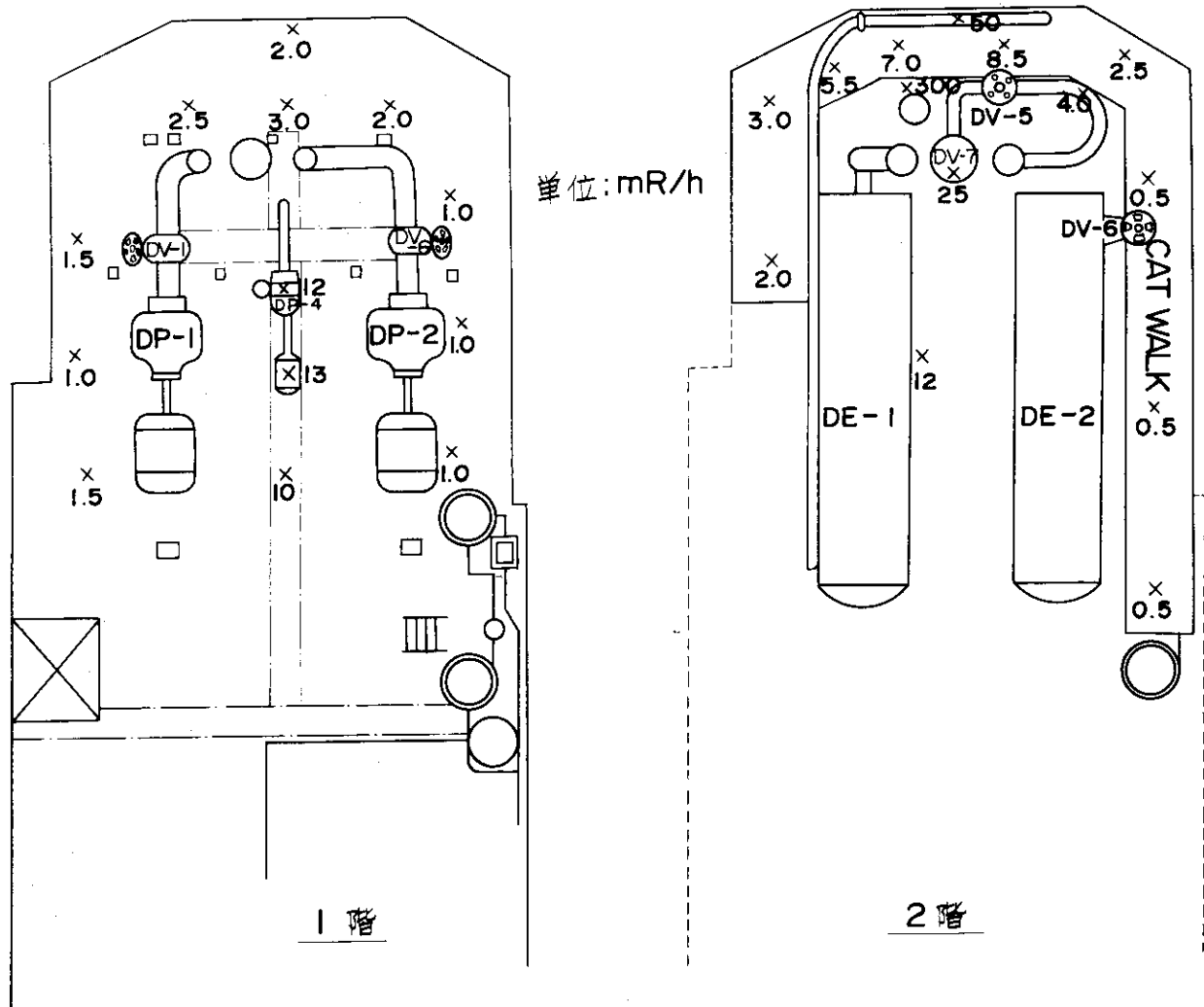


Fig. 1-11 ポンプルーム内の放射線量率分布

は低線量率区域で行なうようにした。毎日作業者の外部被曝線量をチェックし、被曝低減に必要な作業方法、内容などの助言を毎日作業前に行ない、注意を喚気しつつ作業を進めた。

計画被曝線量は、全身で200mremに設定した。新配管の取付作業では寸法違いなどのトラブルがあり、ポンプルーム内での寸法合せや手直しなど予想外のことがあった。しかし、実際の外部被曝線量は全作業期間をとおして、フィルムバッジの値で870man・mrem、最大160mrem、平均57mremであり、全員計画被曝線量の200mrem以下に抑えることができた。これは全員同一の作業を行なうことのないように、ポンプルーム内部と外部作業を分離して、それぞれ分担を明確にすることによって無用な被曝を少なくできたことによる。(岩本)

### B.3.6 JRR-3における作業者の外部被曝線量分布の解析

JRR-3では、最近施設の老朽化にともなって高放射線量率下での作業が頻繁に行なわれている。本報告では、これらの作業におけるこれまでの個人外部被曝線量の特徴とその要因となるものを、1968年度から73年度までについて解析した。

JRR-3において、これまで行なわれてきた主な作業内容を、その作業場所により次の三つに分類した。すなわち①炉頂部-燃料交換、制御棒調整、②FFD室-流量調整、流量計交換、

③冷却機器室—重水ポンプ交換および点検，重水フィルタ交換などである。これらの作業の中で最も被曝線量の大きい作業場所は冷却機器室で，総被曝線量の約70%を占め，次いでFFD室，炉頂部の順となっていた。

これらの作業によって1年間に作業者のうけた被曝線量を，その高い順に片対数紙に並べたものをFig.1-12に示す。参考値としてJRR-2の個人外部被曝線量についても同図に示す。また各作業ごとの外部被曝線量について同様な方法でまとめた結果をFig.1-13に示す。Fig.1-12およびFig.1-13から，ある作業を行なった作業者集団の受ける個人外部被曝線量とその順位とは，片対数紙上ではほぼ直線になるので次式で表わすことができる。

$$D_m = D_{\max} e^{-f(m-1)} \dots\dots\dots (1)$$

ここで  $D_m$  : 順位  $m$  の個人外部被曝線量 (mrem)

$D_{\max}$  : 最高個人外部被曝線量 (mrem)

$f$  : 係数

$m$  : 被曝線量の順位

Fig. 1-12から求めた係数( $f$ )を，年度別にTable 1-24に示す。この係数( $f$ )は，ある作業に関係した作業者集団の被曝線量分布を特徴づけるもので， $f$ の値が大きい場合は，少数の作業者だけが相対的に多くの被曝線量を受けていること，また $f$ の値が小さい場合は，多数の作業者が，ほぼ平均的に被曝していることを表わしている。また，被曝線量の大きさは，①作業件数，②放射線量率，③立入り時間，④経験年数，⑤作業分担などに関係して決まるものである。

作業者の総被曝線量 $\sum D$  (man·rem)は，(1)式から，次式のようになる。

$$\sum_{m=1}^{R_m} D_m = D_{\max} \frac{1 - e^{-R_m f}}{1 - e^{-f}} \dots\dots\dots (2)$$

ここで， $\sum_{m=1}^{R_m} D_m$  : 総被曝線量 (man·rem)

$R_m$  : 最少被曝線量を受けた作業者の順位

放射線作業の種類と，それに参加した作業者の個人被曝線量との関係を，種々の作業について，(1)，(2)式から整理蓄積しておくことにより，この分布式を，同種の作業に対する作業前の評価において，作業計画，計画被曝線量の設定などに役立てることができる。

(富居)

Table 1-24 被曝分布を表わす係数( $f$ )の推移

原子炉	年度 係数	1968	1969	1970	1971	1972	1973	平均
JRR-3	( $f$ )	0.079	0.051	0.079	0.100	0.092	0.192	0.099
JRR-2	( $f$ )	—	0.051	0.062	0.066	0.096	0.096	0.074

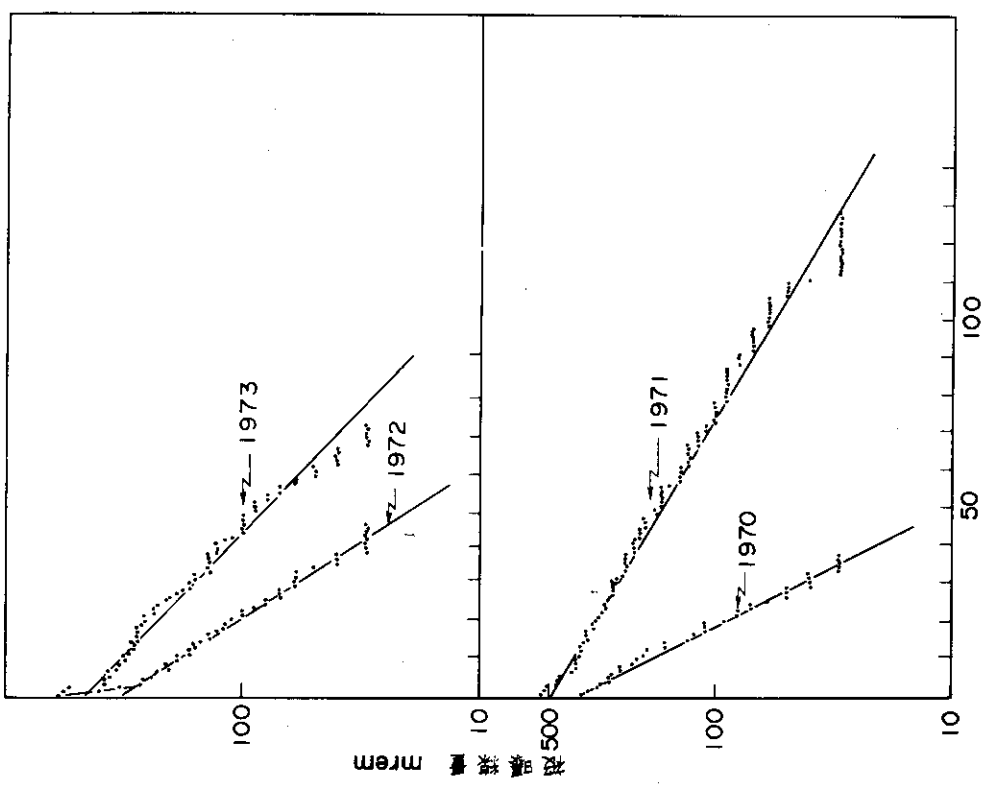


Fig. 1-13 各作業ごとの外部個人被曝線量分布

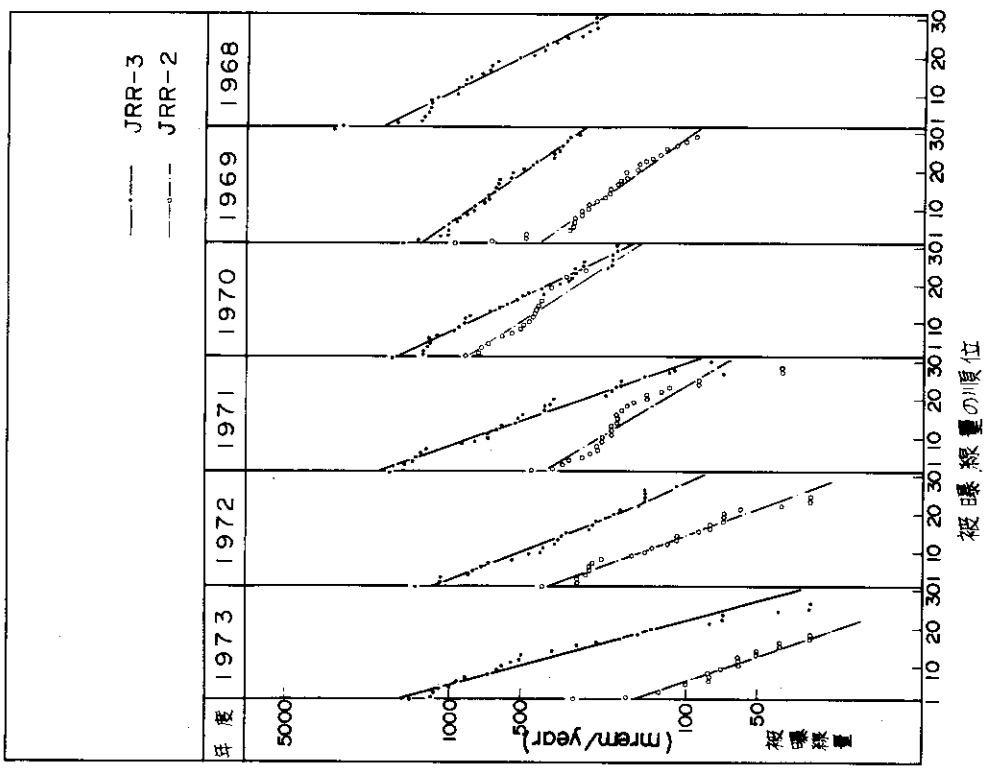


Fig. 1-12 JRR-2,3の年度別個人外部被曝線量分布 (1968年度～1973年度)

B.3.7 プルトニウム研究1棟におけるプルトニウム汚染時の放射線管理

1974年5月13日、プルトニウム研究1棟107号室で、表面汚染が発生しているのが発見された。汚染発生原因は次のようであった。本汚染より以前に発生したアーク炉グローブボックス(G・B)に付属している簡易フード周辺の汚染の本格的除染作業に先立ち、室内換気量の増量を目的として、G・B排気系ダクトにダミーフィルタを5月9日に取付けた。そのため排気ダクト末端に接続されていた簡易フードの負圧バランスに一時的に異常をきたし、簡易フードの欠陥箇所から汚染が漏洩したものと推定された。室内の空気汚染および表面汚染レベルをTable 1-25に、表面汚染分布状況をFig. 1-14に示す。その除染作業は約半年間費され、施設外への漏洩や被曝などの問題もなく、11月11日に終了した。

Table 1-25 空気汚染および表面汚染レベル  
汚染核種：<sup>239</sup>Pu

空気汚染濃度*	表面汚染密度
$1.6 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ $\sim 1.4 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 約100(MPC) <sub>a</sub> <sup>40</sup> $\sim 10$ (MPC) <sub>a</sub> <sup>40</sup>	$4.5 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2 \sim 4.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/100 \text{cm}^2$ $(1 \times 10^5 \text{dpm}/\text{cm}^2 \sim 1 \times 10^3 \text{dpm}/100 \text{cm}^2)$ 全汚染量 27 mg ( <sup>239</sup> Pu重量換算)

\* 室内ローカルサンプリング測定結果

(1974年5月7日~5月13日, 85時間サンプリング)

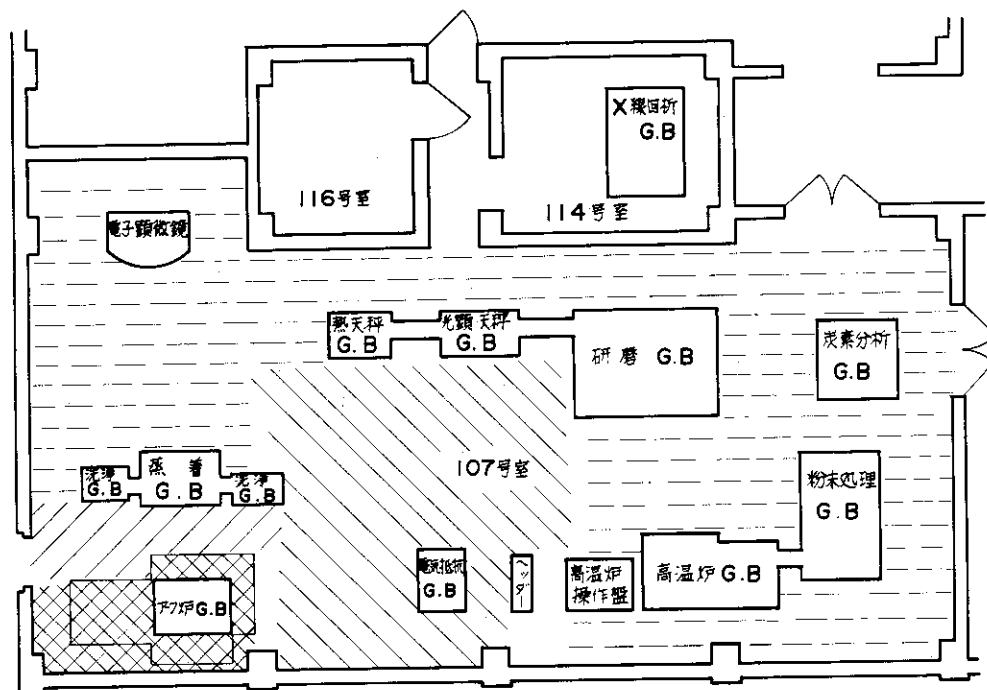
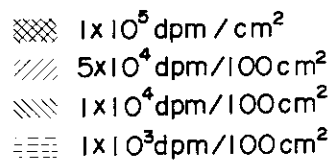


Fig.1-14 107号室表面汚染分布  
(1974年5月13日)



除染作業時の放射線管理においては、粒子状酸化プルトニウムによる高い表面汚染の再浮遊による空気汚染の発生を考慮して、内部被曝の防止に重点をおいた。そのための防護具として作業性、捕集効率等を考慮して、自給式防護服である「ハウエル型加圧服」を使用して除染作業を進めた。この防護服は使用に先立って、管理技術係において性能試験を実施した。その結果はTable 1-26に示すように、非常に良い捕集効率を有することが確認された。使用にあたってはフィルタ取付部の補強を行ない、バッテリーケースの接触不良、ファンモータへの電源コードの断線、および加圧服の損傷、劣化に対する注意をして使用した。

Table 1-26 ハウエル型自給式加圧服性能試験結果

試験条件	試験結果	
粒子: NaCl	作業状態	総括捕集効率(%)
粒径: $0.47 \mu\text{m}$ (MMD)	① 立位静止	99.99
濃度: $3 \sim 5 \text{ mg/cm}^3$	② 床作業	99.99
測定器: 炎光分光光度計	③ 服の裾を3~5回開ける	99.94~99.95
内部被曝線量評価時の捕集効率は99.95%とした。		

表面汚染は広面積で、しかも粒子状であり、その除染作業は汚染した室の床材がアスタイルであったため、通常行なわれる「ふきとり法」を用いると汚染が継目に入りこんでしまう。汚染固定のために市販の接着糊のついた壁紙を床面に貼り付ける方法を用いた。またこの方法は作業終了後それを床面からはがすことにより、汚染物が効率良く壁紙の糊面に付着されるため除染にも役立った。この種の粒子状の表面汚染に対する除染方法として、壁紙等による「接着紙法」は有効であることがわかった。

汚染漏洩箇所の密封作業は、作業内容と汚染レベルからみて、高濃度の空気汚染の発生が予想された。作業前の事前評価における空気汚染濃度の推定には、浮遊係数  $2 \times 10^{-6} \text{ cm}^{-1}$  <sup>1)</sup> を用いた。その値の妥当性を確認し、今後の管理に資する目的で作業時には浮遊係数を測定した。その結果をTable 1-27に示す。測定値はJones など <sup>2)</sup> の酸化プルトニウムの同程度の作業内容時における測定値  $1 \times 10^{-7} \sim 5 \times 10^{-7} \text{ cm}^{-1}$  とほぼ一致する。

(松下)

## 参 考 文 献

- 1) H. J. Dunster, Health Physics, Vol. 8, PP 353~356 (1962)
- 2) I. S. Jones & S. F. Pond: Surface Contamination PP83~92 (1964)

Table 1-27 浮遊係数 (K)

$$K = \frac{\text{空气中放射能濃度} (\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)}{\text{表面汚染密度} (\mu\text{Ci}/\text{cm}^2)}$$

核種: 酸化プルトニウム (PuO <sub>2</sub> )	浮遊係数 (K = cm <sup>-1</sup> )	粒 径
作業内容: ビニールテント内 (約 6 m <sup>3</sup> ) における 床面の汚染固定作業および汚染漏洩箇 所の封じ込め作業	① 7.0 × 10 <sup>-8</sup>	26 μm (MMD) σ <sub>g</sub> = 2.3
換気回数: 約 10 回/h 表面汚染密度: 4.5 × 10 <sup>-2</sup> μCi/cm <sup>2</sup> (1 × 10 <sup>5</sup> dpm/cm <sup>2</sup> ) 粒径 15 μm (MMD) σ <sub>g</sub> = 1.7	② 4.0 × 10 <sup>-8</sup>	—
空気汚染濃度: 作業者の胸に取付けたパーソナルサンプラ の測定による。	③ 1.9 × 10 <sup>-7</sup>	6.4 μm (MMD) σ <sub>g</sub> = 2.7

### B.3.8 圧縮処理装置の飛散率の測定

#### (1) はじめに

現在、不燃性の放射性廃棄物は、放射性廃棄物処理場の圧縮処理法により減容され、鉄製ドラム缶 (200ℓ) に封入されて保管廃棄されている。この圧縮処理作業中、圧縮処理装置フード内で処理中の廃棄物から飛散した放射性塵埃がフード外の作業室へ漏洩するためこれについての安全評価が必要である。ここでは圧縮処理中の廃棄物から飛散する放射能の割合 (以下「飛散率」とする。) およびフード内から作業室へ漏洩する割合 (以下「漏洩率」とする。) を測定し、放射線管理上の目安とするための値を求めた。以下、実験方法および結果を述べる。

#### (2) 圧縮処理装置

実験に使用した圧縮処理装置を Fig. 1-15 に示す。

装置の使用にともなって開閉する前面扉の位置 (Fig. 1-15 に示した (i), (ii)) での空気流速 (面速) は、圧縮機-I (タテ型 250 t プレス), 圧縮機-II (ヨコ型ベ어링プレス) の両装置を並列に運転したとき、(i) では 0.3 m/sec, (ii) では 0.6 m/sec であった。また、放射性塵埃のサンプリング位置は Fig. 1-15 に示した ①~⑦ である。

#### (3) 飛散率

当実験では、実際の固体廃棄物を使用したため、正確な放射能を求めることは困難であり、固体廃棄物に添付されている記録票に記載されている値の放射能を採用した。その結果、圧縮機-I については、フード内部の放射性塵埃濃度 (サンプリング位置 ②) 3.9 × 10<sup>-9</sup> μCi/cm<sup>3</sup>, 換気量 1.8 × 10<sup>3</sup> m<sup>3</sup>/h, 装置の稼動時間 4.0 h, 圧縮機-II については、フード内部の放射性塵埃濃度 (サンプリング位置 ④) 3.9 × 10<sup>-9</sup> μCi/cm<sup>3</sup>, 換気量 2.4 × 10<sup>3</sup> m<sup>3</sup>/h, 装置の稼動時間 4.0 h の測定値から飛散率を計算すると、圧縮機-I では

$$\eta = \frac{\text{飛散した放射能}}{\text{廃棄物中の放射能}} = \frac{2.8 \times 10 \mu\text{Ci}}{2.0 \times 10^5 \mu\text{Ci}}$$

$\approx 1.4 \times 10^{-4}$  となる。

同様に圧縮機-IIでは、 $3.7 \times 10^{-5}$  となる。

当実施中のスタック出口での放射性塵埃濃度は  $1.4 \times 10^{11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  であった。スタック換気量  $4.3 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{h}$ 、およびスタックのHEPAフィルタの捕集効率の実測値95%から飛散率を計算すると、スタックから排出された放射能は  $2.4 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}$ 、飛散した放射能は

$$\frac{2.4 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}}{(1 - 0.95)} = 4.8 \mu\text{Ci}$$

したがって飛散率は  $4.0 \times 10^{-8}$  となる。

以上これらの結果をTable1-28に示す。

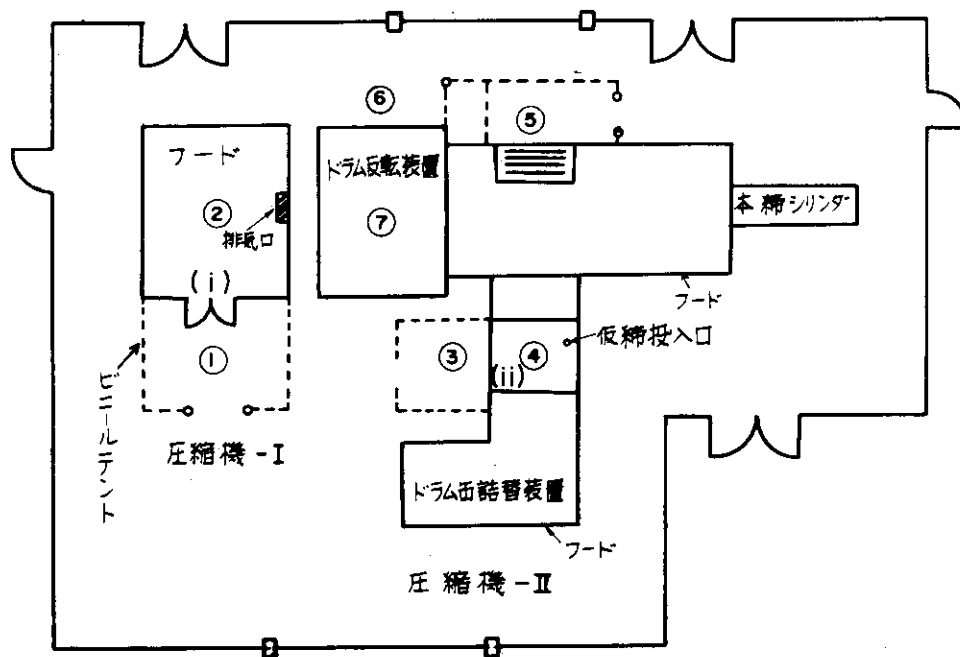


Fig. 1-15 圧縮処理装置平面図およびサンプリング位置

Table 1-28 放射性塵埃の飛散率

装置名称	廃棄物中の放射能 $\mu\text{Ci}$	飛散した放射能 $\mu\text{Ci}$	飛散率 $\eta$
圧縮機-I	$2.0 \times 10^5$	$2.8 \times 10$	$1.4 \times 10^{-4}$
圧縮機-II	$1.0 \times 10^6$	$4.0 \times 10$	$3.7 \times 10^{-5}$
スタック	$1.2 \times 10^6$	4.8	$4.0 \times 10^{-6}$



## (4) 漏洩率

圧縮処理にともなってフード内へ飛散した放射性塵埃がフード外（作業室）へ漏洩する割合は、放射性塵埃の濃度比を漏洩率とした。すなわち漏洩率(C)を

$$C = \frac{\text{フード外の平均空気中濃度} (\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)}{\text{フード内の平均空気中濃度} (\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)}$$

によって求めた。この結果をTable 1-29に示す。

Table 1-29 放射性塵埃の漏洩率（濃度比）

装置名称	測定位置	放射性塵埃濃度 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	漏洩率 C
圧縮機-I	① 前面扉	$7.3 \times 10^{-11}$	$1.9 \times 10^{-2}$
	③ 仮締室投入口	$3.8 \times 10^{-10}$	$1.0 \times 10^{-1}$
圧縮機-II	⑥ ドラム反転装置室外側	$3.5 \times 10^{-11}$	$8.9 \times 10^{-3}$
	⑤ カートンボックス投入口	$1.0 \times 10^{-10}$	$2.6 \times 10^{-2}$

(注1) フード内の放射性塵埃濃度は  $3.9 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

(注2) ○番号はFig-1に示されているサンプリング位置。

(注3) ③は扉が半開きの状態でサンプリングした。

## (5) 考 察

飛散率については、放射性塵埃のサンプリング位置を比較すると、フード内よりスタックの方が飛散の均一性がよいと考えられるため、本実験では、スタックから求めた値を十分考慮して飛散率として、 $\eta = 1 \times 10^{-5}$ を採用することとした。

漏洩率については、フードの性能が悪く、 $C = 1 \times 10^{-1}$ と高い値が見出された。 $(10^{-3})$ 以下であることが望ましい。)この対策としては、①フードの密閉化、②作業室の換気の実施、③装置フード内の換気量の増大化などが上げられる。現在、これら各項目の対策が十分取り入れられて圧縮処理装置の改造が行なわれている。(中村)

## B.3.9 JPDR 配管検査時の被曝管理

JPDR施設では、1972年度からひき続いて原子炉1次系配管検査およびそれに関連する作業が実施されてきた。配管検査は1973年度末に終了し、1974年度は配管補修作業および復旧作業が行なわれた。配管検査時の放射線管理の詳細についてはすでに前報で報告したので、<sup>1)</sup>本報では配管検査全作業期間中の作業者の被曝線量および被曝管理上の問題点について述べる。

Table 1-30に配管検査期間中のJPDR施設内作業者の被曝線量を示す。フィルムバッジの検出感度未満の被曝線量は無視した。作業者の総被曝線量は職員  $2.43 \text{ man} \cdot \text{rem}$ 、外来業者  $5.69 \text{ man} \cdot \text{rem}$ の計  $8.12 \text{ man} \cdot \text{rem}$ であった。また、平均被曝線量は職員  $150 \text{ mrem}$ 、外来業者  $61 \text{ mrem}$ 、最大被曝線量は職員  $1530 \text{ mrem}$ 、外来業者  $1310 \text{ mrem}$ であった。作業別被曝線量の最大は生体遮蔽内非破壊検査の  $7.2 \text{ man} \cdot \text{rem}$ 、作業別平均被曝線量の最大も同じ生体遮蔽内非破壊検査の  $420 \text{ mrem}$ であった。以下に被曝管理上の問題点について述べる。

Table 1-30 配管検査にかかわる作業者の被曝線量

(1972年9月から1975年3月)

		作業者数 (人)	総被曝線量 (man·rem)	平均被曝線量 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)
職員	検査担当課	46	11.5	250	1530
	その他の課室	116	12.8	110	900
	小計	162	24.3	150	1530
外来業者	検査業者	136	25.3	186	1310
	検査関連業者	200	21.5	108	610
	その他の業者	495	10.1	20	410
	小計	931	56.9	61	1310
合計		1093	81.2	74	1530

## (1) 作業者間の被曝線量の個人差

J P D Rにおけるこれまでの経験によれば、同一作業における個人の最大被曝線量は平均被曝線量の約3倍であり、最も大きな場合に6倍となっている。作業期間中は同一作業者間での被曝線量の個人差をできるだけ小さくするため、毎日の被曝線量と積算被曝線量をチェックし管理してきた。しかし、作業者の能力、熟練度などに差があり、契約上の問題もからんでいるため、ある程度はやむを得ないが、できるだけ小さくすることが望ましい。

## (2) 計画被曝線量

現在の計画被曝線量は越えてはならない線量として定められている。そのため事前の評価において、作業者間の個人差や作業時間の見積りを安全側に行なうので、計画被曝線量は実際の被曝線量よりかなり大きな値となっている。J P D Rにおける経験では、平均的にみて約2.5倍となっている。このことは外来者が作業をする場合、特に被曝線量から作業時間を制限しなくてはならない場合は、2.5倍の人件費が必要であるということを示している。この問題は、計画被曝線量にある程度の自由度をもたせることにより解決できるものと思われる。

## (3) 契約上、作業場の照射線量率を制限された場合

配管検査関連作業において、契約条項の中に作業場の照射線量率を500mR/h以下に保つという項があった。このため局部的に500mR/hを越える場所はあるが、作業時間などを考慮すれば特に問題はないと思われる作業についても仮遮蔽を設置する必要が生じた。仮遮蔽の設置および撤去に必要な被曝線量は、それにより低減できる被曝線量の約2倍と推定された。このように被曝線量とは別に放射線量率を契約上制限することは、場合によっては不必要な被曝を与えることになる。

## (4) 作業者の検査用線源取扱いについて

配管検査の1方法として放射線透過法を行なった。その線源取扱い時において、線源を検査のためコンテナからガイドチューブを使って検査場所まで移動させるとき、線源がガ

イドチューブ継手にひっかかることがあった。このとき線源をはずすため、ガイドチューブを手でゆすって外していた。この作業は照射線量率の低い生体遮蔽外での作業であるにもかかわらず、1日当りの被曝線量が50mremを越える作業者がいたことから発見した。この作業は同一業者が放射線量率の高い生体遮蔽内と並行して作業を進めていたため発見が遅れた。その後、線源を外すとき tong を使用させることにより過大な被曝は解消した。

#### (5) 種類が異なる個人被曝測定器による被曝線量の差

個人の被曝線量はフィルム・バッジで評価されるが、毎日の被曝線量と作業中の積算被曝線量はポケット線量計を用いて管理する。ところが、フィルム・バッジの測定値はポケット線量計の積算値に比べて平均1.5倍の線量を示した。そのため、日常の管理はポケット線量計の値を1.5倍して管理してきたが、たまたまポケット線量の積算値の2倍を示す値がでたため、計画被曝線量を越える作業員3名がでた。これは両測定器のエネルギー特性、方向依存性、校正法などの差によるもので、現在はすでに解決している。(国谷)

### 参 考 文 献

- 1) JAERI-M 5866, 保健物理と安全管理, 16, 50~53(1973)

#### B.3.10 JPDRにおけるフィルムバッジ, ポケット線量計, TLDによる被曝線量の測定結果の比較

放射線作業員が種類の異なる個人線量計を同時に着用した場合、それぞれの指示値に相違が生じ、現場における作業員の被曝管理のうえから問題となっている。実際に行なわれる放射線作業でこれらがどの程度であるかを定量的に把握するため、JPDRの配管検査<sup>1)</sup>および復旧作業時にフィルムバッジ(FB)、ポケット線量計(PD)および熱ルミネッセンス線量計(TLD)を同時に着用させ相互比較を行った。なお、FBはJAERI-IV型(一部にIII型)、PDはSEQ-5型、TLDはUD-<sup>7</sup>LiFでFBケース内に挿入したものをを用いた。

この補修作業時で得られた結果の約100例について、それぞれの線量計の指示値をFig. 1-16から-18に示す。PDの指示値に対するFBの指示値の平均値は $1.40 \pm 0.38$ 、TLDの指示値に対するPDの指示値のそれは $1.24 \pm 0.32$ 、TLDの指示値に対するFBの指示値のそれは $1.57 \pm 0.31$ であった。

人体に着用した個人線量計は人体からの後方散乱線の影響と人体の遮蔽効果を受ける。FBの指示値が高いのは人体からの低エネルギー散乱線がフィルム前後のフィルタの間隙から入射し、300KeV以下のエネルギー領域で他の線量計に比べて過大評価をするためである。<sup>2)</sup>TLDの指示値に対しPDの指示値が平均的に高くなっているが、人体模型に装着して行なった実験では、たとえば、水平回転照射時の662KeVにおけるTLDの指示値に対するPDの指示値の平均値は0.88、140KeVのそれは1.04、80KeVのそれは1.25となっており、エネルギーが低くなるにしたがってその比が大きくなっている。JPDRの作業区域のエネルギーは<sup>60</sup>Coおよびその散乱線であり、これらの結果から低エネルギー散乱線の影響が現われていると考えられる。(古田)

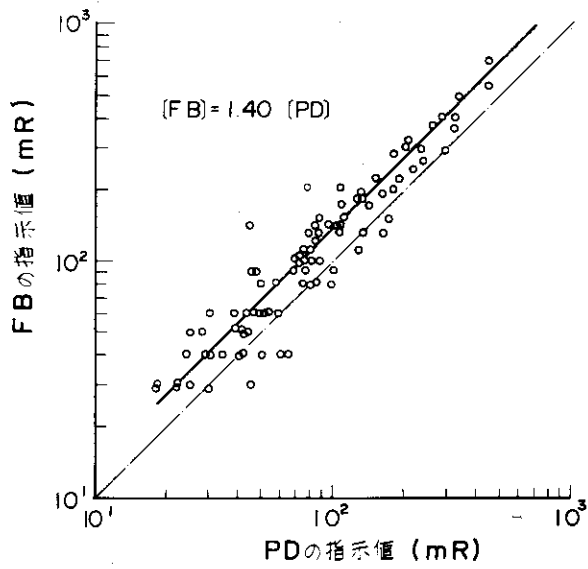


Fig. I-16 PDの指示値に対するFBの指示値

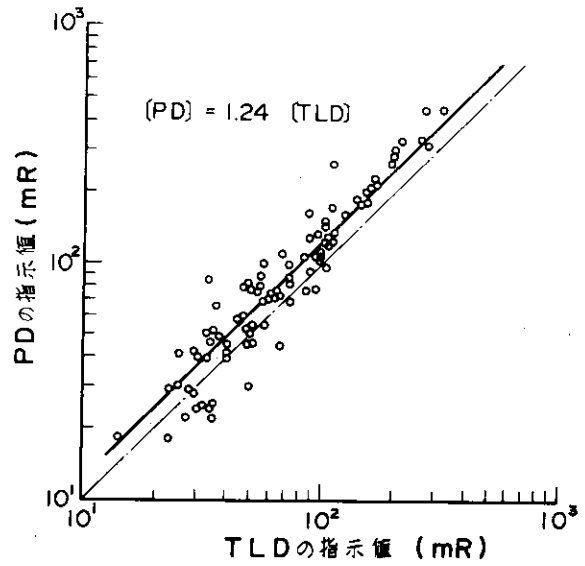


Fig. I-17 TLDの指示値に対するPDの指示値

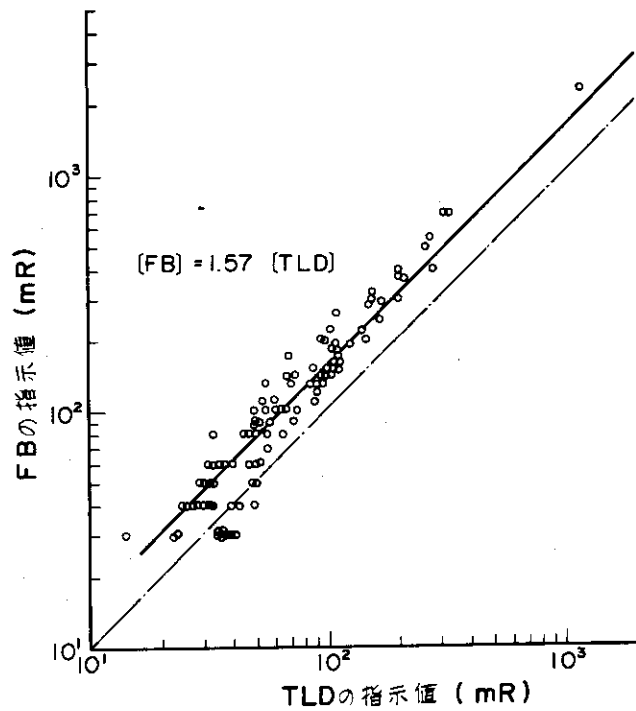


Fig. I-18 TLDの指示値に対するFBの指示値

参 考 文 献

- 1) JAERI-M 5866:保健物理と安全管理 No. 16, 50~53 (1973)
- 2) JAERI-M 5866:保健物理と安全管理 No. 16, 128~129 (1973)

## 1 B.4 環 境 管 理

### Environmental Monitoring

Radioactivities in the environmental materials and gamma-radiation in and around the site were monitored as in the previous years. No abnormal radioactivities due to effluents from the facilities were observed in the environment.

#### B.4.1 概 要

環境放射線中央監視システム更新計画第2年度として全モニタリングステーションの連続集塵装置および第2, 第3ステーションの $\gamma$ 線検出部の更新を行った。(1975年5月完成予定)すでに更新した中央のデータ自動処理部の試験運転とソフトウェア整備を1974年12月まで行ない1975年1月から定常監視を新装置に切換えた。

その他定地点および走行経路における空間放射線の連続および定期測定, 環境試料の定期採取, 排水試料連続採取および放射能測定, 東海研および大洗研における気象観測等の環境モニタリング定常業務は1973年度とほぼ同様に行われた。その結果, 施設放出に起因する異常は認められなかった。

東海研, 動燃東海事業所および原電東海発電所で構成する東海地区環境評価委員会は1974年度6回開催され監視計画の見直しおよび四半期ごとの監視結果の検討評価を行った。

(今井(和))

#### B.4.2 環境放射線のモニタリング

##### (1) モニタリングステーションによる監視

1973年度と同様, 東海研究所周辺4ヶ所, 大洗研究所2ヶ所で連続監視した。その結果, 施設放出放射能による異常は認められなかった。 $\gamma$ 線照射線量率, 大気塵埃中の $\alpha$ 放射能濃度,  $\beta$ 放射能濃度の月平均値をFig. 1-19に示す。照射線量率はGM管の壁材汚染の寄与および宇宙線の寄与を除いたものである。また塵埃濃度は,  $\alpha$ 放射能については集塵後7時間,  $\beta$ 放射能濃度については4.5時間それぞれ経過したものである。No.1, No.4ステーションの $\gamma$ 照射線量率が12月, 1月にやや不連続の傾向があるが, 原因は交換(定期点検で特性不良と判断されたため)した新GM管の製品不良のためである。10年をこえる連続運転のため, 各部の老朽化が著しく, 特にダストサンプラのポンプ, 汙紙送り部の故障が頻発した。 $\alpha$ 放射能および $\beta$ 放射能の変動は各ステーションとも類似しており, 4月, 5月, 11月に高い傾向は1973年度と同様で自然放射能の変動と見做せる。第3ステーションでの塵埃中放射能は例年同様他のステーションより高かった。

##### (2) モニタリングポストによる監視

警報レベル(50 $\mu$ R/h)を超える異常検出は皆無であった。誤警報は数件あったが原因が確認された。

従来警報レベルを超えた場合のみ記録紙上にアナログ記録を行っていたが, 環境放射線中央監視装置が完成したので1974年7月12日から試験的にポスト出力を計算機に導入し,

デジタル処理を行っている。

落雷による故障のためMP-21~23による監視が1週間停止した。

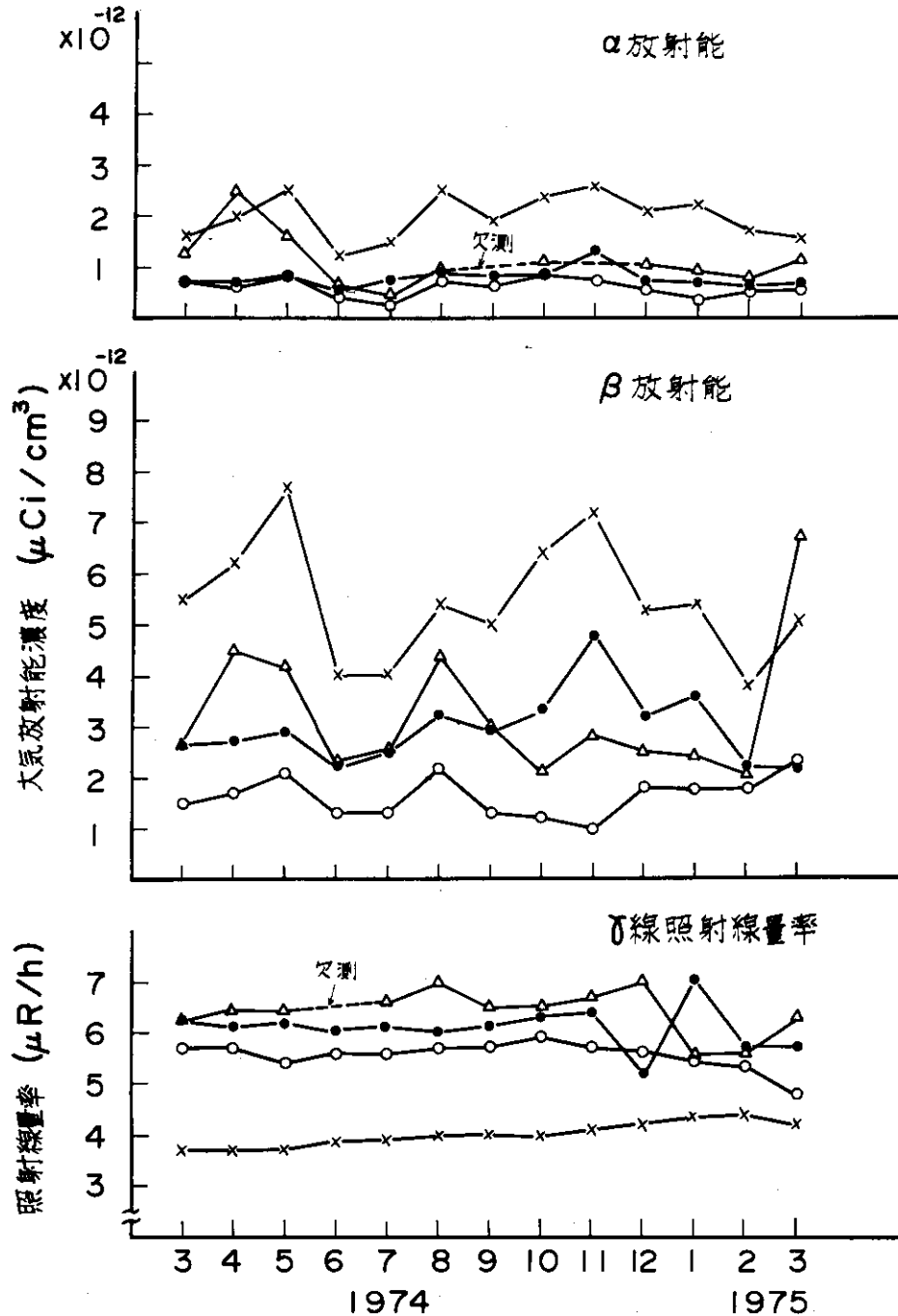


Fig.1-19 モニタリングステーションにおけるγ線照射線量および大気塵埃中放射能の月平均値

●NO.1 ○NO.2 ×NO.3 △NO.4

(3) 定点における $\gamma$ 線照射線量率測定

1973年度同様、測定点19点について5月と12月に定期サーベイを実施し、従来と同様の結果を得た。測定器の老朽化のため、動作が不安定であった。従来のデータの質を保つためには、測定器の更新が必要である。

## (4) 環境中積算線量の監視

1973年度同様、熱発光線量率(TLD:  $Mg_2SiO_4:Tb$ )により3ヶ月毎の積算線量を監視した。施設放出放射能による異常は検出されなかった。

(5)  $\gamma$ 線照射線量率の走行測定

1973年同様、緊急時サーベイの基礎データを保つために、定期サーベイを1974年3月に実施した。

## (6) 気象観測

東海研、大洗研とも、1973年度と同様に各気象要素について連続観測を行った。

## (7) その他

(a) 1973年度より線量計測課と協力して実施している中央監視装置およびモニタリングステーションのテレメータ装置の更新が1974年7月12日に完成し試運転に入った。試運転期間は1974年12月末までとり、この期間でソフトの不備の手直しを行なった。試運転期間中は計算機のダウンの頻度が多かったが、復帰するまでの時間を極力短縮する様配慮したので、監視上は支障なかった。

1974年度実施分のモニタリングステーションの検出部(第1、第4ステーションを除く)およびダストサンプラの更新を実施し、1975年5月に完成の予定である。

(b) 保管廃棄施設内の $\gamma$ 線放出核種(主として $^{60}Co$ ,  $^{137}Cs$ )からの空間でのエネルギー分布を調べるため処理課からの依頼により $\gamma$ 線スペクトル測定および線量率測定をおこなった。

(c) 温水養魚開発協会からの依頼により、養魚場取入口に設置してある排水モニタの特性を調べた。(片桐)

## B.4.3 環境試料測定によるモニタリング

(1) 環境試料の全 $\beta$ 放射能の測定

1974年度に行なった東海研敷地内および周辺環境試料中の全 $\beta$ 放射能の測定については、採取試料の種類、採取場所および頻度は1973年度と同様である。

各試料の測定結果はTable 1-31に示した。これらの値を1973年度の測定結果と比較するとほぼ同じ値となっており大きな差は認められない。一方水盤によって捕集した放射性降下物(フォールアウト)の月間降下量はFig. 1-20に示すよう変動を示している。4、5、6月に高い値を示しているのは、北半球中緯度地帯に現われるフォールアウトの季節変動(Spring peak)の影響によるものである。

## (2) 大気中塵埃の放射性核種濃度

大気塵埃中の放射性核種濃度は、モニタリングステーションで連続集塵した濾紙1カ月分を灰化し、 $\gamma$ 線スペクトル分析によってもとめた。核種は $^{95}Zr$ - $^{95}Nb$ ,  $^{103,106}Ru$ ,

$^{137}\text{Cs}$  であり、いずれも核爆発実験によって生じたフォールアウトである。これらの月平均濃度は Fig.1-21 に示した。 (人見)

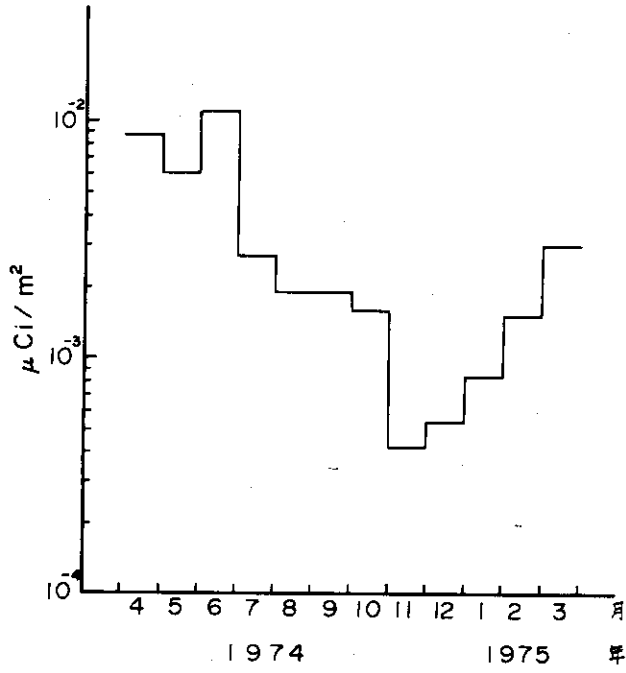


Fig.1-20 フォールアウトの全β放射能月間降下量

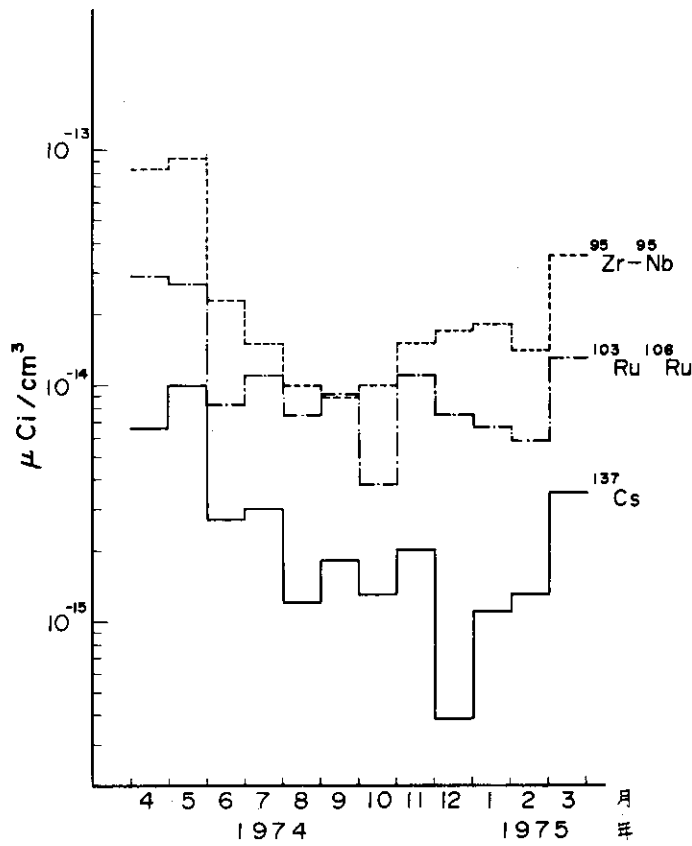


Fig.1-21 大気中塵埃中の放射性核種月平均濃度



Table 1-31 環境試料中の全β放射能測定結果(1974年)

試料・地点名	前期	後期	試料・地点名	前期	後期
土 壤	pCi/g乾土		長堀浄水場	1.4	<1.2
溝内第1ステーション	15.8	19.2	東小沢小学校	1.9	2.0
# JPDR	16.5	19.7	須和間	3.1	<1.2
照沼如意輪寺	9.4	11.1	前渡小学校	3.1	5.0
長砂	8.3	9.7	河 川 水	$\times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	
須和間第3ステーション	8.8	12.8	久慈川揚水取水口	2.8	4.5
" 住吉神社	10.0	7.3	" 留 橋	4.4	1.7
那 珂 湊 三 峰 神 社	10.7	12.2	" 豊 岡	<1.4	<1.7
勝田吉田神社	9.2	9.6	海 水	$\times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	
" 日製病院	8.0	14.5	原研沖 0.5 km	<1.4	<1.4
" 香取宮	10.5	9.8	5 km	<1.4	<1.4
那珂町上宮寺	12.8	11.8	農 産 物	pCi/g 生体	
内宿大山台	7.5	15.3	ほうれん草	4.0	4.8
幸久河合神社	22.6	21.5	キャベツ	1.6	
横堀	5.6	7.0	小 麦	2.9	
菅谷鹿島神社	8.2	11.1	ビール麦	2.9	
稲田今花島神社	12.6	8.2	水 稻(粳)	2.2	
亀下第4ステーション	16.5	22.7	陸 稻(粳)	2.2	
真弓明世神社	6.3	10.0	甘 藷	3.6	
石神住吉神社	15.0	17.4	牛 乳	1.1	0.8
海 底 土	pCi/g乾土		牧 草	4.8	5.4
原研沖 0.5 km	20.6	27.3	松 葉(指標植物)	2.2	2.9
5 km	16.8	13.1	海 産 物	pCi/g 生体	
排水口出口砂	pCi/g乾土		ひらめ(可食部)	4.6	3.3
第一排水溝	18.8	15.3	しらす	2.1	1.1
第二 "	16.8	14.7	わかめ	3.5	
第三 "	16.1	13.1	ひじき	13.2	
飲 料 水	$\times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$		イ 具(ブイ付着)	2.4	2.0
阿漕浦取入口	2.0	2.1			
荒谷台浄水場	1.7	1.2			
東海中学校	1.6	<1.2			

(3) 環境試料中の核種分析

(a) 土 壤

1974年に行なった丘砂と関東ローム層の代表的地質の土壤中の核種濃度の分析結果はTable 1-32に示した。

自然放射性核種の濃度は前年までの値と比べて差はなかった。フォールアウト核種の<sup>137</sup>Csについては同一地質内でもその変動は大きいがここ数年来の蓄積量は横ばい状態が続いている。

(b) 海水および海底土

海水と海底土は原研第二排水口沖合0.5 kmと5 kmの2点で採取したものについておこなった。測定結果はTable 1-33に示すが、海水の<sup>137</sup>Csは前年の値と比較しても大きな差はなかった。海底土については全βの値が例年より高かったため、核種分析をおこなったが天然核種の存在量が多いことに起因していることがわかった。

全期を通して1974年の環境試料の測定結果は例年の値と大差なく、一部の海底土についても自然放射性核種からの寄与によるもののみであった。

Table 1-32 土壤中の放射性核種濃度 (1974年)

種類 核種	採取月	丘 砂		関 東 ロ ー ム	
		5 月	11月	5 月	11月
<sup>232</sup> Th	pCi/g	0.41	0.52	0.39	0.40
<sup>238</sup> U	pCi/g	0.10	0.30	0.09	0.20
<sup>40</sup> K	pCi/g	20.5	21.4	3.8	3.9
<sup>137</sup> Cs	mCi/km <sup>2</sup>	3.8	3.4	1.17	6.9

Table 1-33 海洋試料中の放射性核種濃度 (1974年)

種類 核種	地 点	海 水	海 底 土		
		<sup>137</sup> Cs	<sup>232</sup> Th	<sup>238</sup> U	<sup>40</sup> K
		pCi/l	pCi/g		
	東海沖 0.5 km	0.21	6.6	4.1	8.9
	" 5 km	0.21	0.47	0.27	6.8

(4) 排水溝排水の放射能濃度

排水溝排水の放射能監視は、第一および第二排水溝では連続サンプラとNaI検出器によるモニタで行い、第三排水溝は排水出口で毎月4回の採水測定により行っている。放射能測定は、第一および第二排水溝については連続サンプラによって一週間分を貯留した中から1ℓを採取し、蒸発乾固法によって週平均濃度を算出している。

これらの測定結果はTable 1-34に示すが、いずれも未知核種の規制濃度(1 × 10<sup>-7</sup> μCi/cm<sup>3</sup>)以下であった。 (人見)

Table 1-34 排水溝における排水中の放射能濃度 (月平均)

年 月	地 点	第一排水溝 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	第二排水溝 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	第三排水溝 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )
1974.	4	$4.3 \times 10^{-9}$	$6.4 \times 10^{-9}$	$2.9 \times 10^{-9}$
	5	$4.2 \times 10^{-9}$	$6.7 \times 10^{-9}$	$< 1.4 \times 10^{-9}$
	6	$4.9 \times 10^{-9}$	$9.1 \times 10^{-9}$	$1.5 \times 10^{-9}$
	7	$3.9 \times 10^{-9}$	$6.7 \times 10^{-9}$	$< 1.4 \times 10^{-9}$
	8	$3.4 \times 10^{-9}$	$8.9 \times 10^{-9}$	$1.5 \times 10^{-9}$
	9	$4.0 \times 10^{-9}$	$5.2 \times 10^{-9}$	$< 1.4 \times 10^{-9}$
	10	$4.5 \times 10^{-9}$	$5.8 \times 10^{-9}$	$< 1.4 \times 10^{-9}$
	11	$4.5 \times 10^{-9}$	$5.1 \times 10^{-9}$	$3.3 \times 10^{-9}$
	12	$3.4 \times 10^{-9}$	$5.9 \times 10^{-9}$	$1.8 \times 10^{-9}$
1975.	1	$5.4 \times 10^{-9}$	$6.2 \times 10^{-9}$	*
	2	$6.1 \times 10^{-9}$	$6.6 \times 10^{-9}$	$< 1.4 \times 10^{-9}$
	3	$4.9 \times 10^{-9}$	$4.8 \times 10^{-9}$	$< 1.3 \times 10^{-9}$

\* 排水の放出なし

## 1 B.5 放射線計測器類の管理

### Maintenance of the Monitors and Survey Meters

Renewal of the radiation monitors and maintenance of the monitors and survey meters are described. The radiation monitors that form a part of the environmental monitoring system, the monitors installed in JRR-4, 13 survey meters and others were replaced by JAERI-type ones. Check and calibration of the monitors and survey meters were carried out periodically and defective ones were repaired as in the previous years.

#### B.5.1 概要

前年度に引続いて、いくつかの老朽化した放射線モニタを更新した。環境放射線監視システムは、前年度テレメータおよびデータ処理装置を更新したが、1974年度は4箇所のモニタリングステーションの測定装置を放射線管理用モニタ規格に準拠した装置で更新した。施設内の放射線モニタはJRR-4:13系統の更新と、廃棄物処理処分棟のモニタの新設工事を行った。サーベイメータは本年度13台を新しいものと交換した。

東海研究所放射線管理規程に基づいて、環境放射線監視システム、施設の放射線モニタおよびサーベイメータの定期点検・校正を行なうと共に、故障については速やかに措置を行ない、これらの装置の性能維持に努めた。

放射線モニタ、サーベイメータの更新計画の進捗状況、管理状況および放射線管理試料の放射能測定について以下に述べる。 (岸田)

#### B.5.2 サーベイメータ校正および試料測定

##### (1) サーベイメータ校正

東海研究所、高崎研究所およびRI研修所で使用しているサーベイメータの全機種について定期点検校正を、また大洗研究所で使用しているサーベイメータの一部について定期校正を実施した。1974年度の点検校正台数は延475台であり、故障修理台数は延347台であった。点検校正は年2回を目標として実施に努めた。老朽化により性能劣化の著しいサーベイメータおよび旧式化したサーベイメータについては年次更新計画にもとづいて新型サーベイメータによる代替えを行なった。1974年度に更新したサーベイメータは13台であった。とくに使用頻度が多く消耗が著しい $\beta$ 線表面汚染検査計および最小測定レンジ2.5mR/hの電離箱サーベイメータは今後大幅な更新を速やかに進める必要がある。

##### (2) 試料測定

前年度と同じく、各種放射線管理試料の放射能測定、核種分析定量および各種測定器の点検整備業務を行った。1974年度に計測した試料数はグロス測定で873個、核種分析定量測定で1271個であった。グロス測定関係では自動放射能測定装置が老朽化のため作動不能となったため迅速測定の能率が大幅に低下した。この装置は早急に更新する必要がある。 (須賀)

### B.5.3 放射線監視計測器の管理

1施設の放射線管理モニタの新設工事，4施設の放射線管理モニタ，環境管理データ処理システム，モニタリングステーションの放射線測定部およびモニタリングポストの更新工事を実施した。また，全放射線管理モニタ，環境放射線監視システムおよび放射線管理用測定器の定期点検，校正，故障の修理を実施した。

放射線管理モニタの新設は廃棄物処理処分開発棟のダストモニタ2系統とハンドフットモニタ1台である。更新はJRR-4の全モニタ13系統とハンドフットモニタ3台である。モニタの様子は原研型放射線管理モニタ規格に従い，工事の遂行方法などは前年度と同じである。JRR-4のモニタの更新が完了するのは原子炉運転の都合により1975年6月末の予定である。

環境管理データ処理システムは前年度より小型計算機2システムによる更新を進めてきたが6月末に入替工事が完成し，定常監視運転が支障なく行われている。このほかモニタリングシステム更新計画に沿い，1974年度はモニタリングステーション4局の放射線測定部12系統と全6局のダストサンプラーおよびモニタリングポスト構内1基の更新工事に着手した。ステーション装置は1975年5月末完成の予定である。モニタリングポストは従来のGM管検出器計数率計の方式からNaIシンチレーション検出器とDBMによるエネルギー特性補償回路，シングルチャンネルアナライザを併用する方式に改め，高感度高安定化を目指す。信号の伝送方法は同軸ケーブルによる直送方式から電話回線を利用するテレメータ方式とする。回線は中央監視室のデータ処理システムに接続し，ステーションのデータと同様リアルタイム処理を行なう。これら環境放射線監視システムの放射線測定部についても原研型放射線管理用モニタ規格を適用し，ほかのモニタ機器との互換性を持たせるとともに機種を統一した。

モニタの定期点検，校正は従来どおり年2回，業務委託により実施した。故障は179件発生した。故障は年々わずかながら減少している。

環境管理データ処理システムの保守管理はメーカーに常駐サービスを行なわせている。故障件数は運転開始から20件あり，稼働率はシステム完成後5カ月間で98.5%である。(間辺)

## 1 B.6 放射性廃棄物の処理および汚染除去

### Waste Management and Decontamination

The amount of low-level solid wastes carried into the Tokai waste treatment plant was the same as in the preceding year. But, only about 60 % could be processed because of long time required to repair the baling press facility. The quantity of liquid wastes treated was similar to that in the preceding year. By this treatment, 2448 containers were newly stored made of concrete. Three engineering works, i.e. replacement of the liquid waste pipe-line system, repair of the baling press facility and construction of low level liquid waste storage tanks were completed in the year. Design of an evaporator for low level liquid wastes was finished, with a for this construction concluded with Mitsui Ship Building Co. In routine decontamination, the number of items for decontamination increased due to increase of the repair and replacement works.

#### B.6.1 概要

東海研究所における放射性廃棄物の発生量は、低レベル固体廃棄物が1973年度に比しほぼ同様であったのに対し、低レベル液体廃棄物は減少した。所外からの搬入については、アイソトープ協会、原電からの固体廃棄物がともに減少し、全体として1973年度を下回った。これは圧縮処理装置の改造に伴い、処理装置の休止期間が長くなったためである。

これらの処理は、1973年どおり、低・中レベル用の処理装置によって処理が行われ、その結果2448本の低レベル処理済ドラム缶が発生した。

これら低レベル処理済ドラム缶および中高レベル固体廃棄物を廃棄する1973年度分の保管廃棄施設の建設が、遅れたため、9月に約2カ年分の処理済ドラム管を保管廃棄した。

廃棄物処理場の更新整備計画のうち1974年度に実施されたものは、廃液輸送管、低レベル廃液貯槽、液体処理建家の改修、圧縮処理装置の改造が完了した。このほか中レベル廃液貯槽、低レベル蒸発処理装置の更新については、仕様を検討し、発生を行った。

汚染除去は、機器除染、衣料除染、施設除染ともに業務は順調に行われた。このうち機器除染、施設除染の最近における傾向としては、機器および施設の老朽化に伴う補修、改造が多くなりつつある。しかも複雑な構造と多種におよぶ材料からなり、寸法、精度を維持するために、除染剤、除染方法が限定されることが多い。(町田)

#### B.6.2 廃棄物の搬入

##### (1) 廃棄物の搬入

##### (a) 液体廃棄物

1974年度における所内の低レベル廃液の搬入量は715.8 m<sup>3</sup>であり、1973年度の実績より336.5 m<sup>3</sup>下回った。この低レベル廃液の減少は、廃棄物処理作業に伴ない排出する2次廃液が1974年度は減少したためである。一方中レベル廃液の搬入量は129.6 m<sup>3</sup>で1973年度より16.8 m<sup>3</sup>少なかった。内訳は、ホットラボが約40 m<sup>3</sup>増加したが、一方ではRI製造、研究1棟では約75 m<sup>3</sup>少なくなった。

所外の液体廃棄物は、日本アイソトープ協会から9.7m<sup>3</sup>、放射線医学総合研究所（臨海実験所）の海水廃液290.6m<sup>3</sup>である。

(b) 固体廃棄物

所内の低レベル固体廃棄物の搬入量は、可燃物、不燃物、フィルタ、その他を含めて539.8m<sup>3</sup>で、1973年度に比し6%増加した。この増加はおもにJPDR、JRR-2からの廃棄物の増加などによる。これに対し所外からの固体廃棄物は、日本アイソトープ協会、日本原子力発電株式会社（東海）、およびその他の事業所から可燃物184.9m<sup>3</sup>、不燃物171.6m<sup>3</sup>、その他85.6m<sup>3</sup>である。

所内および所外からの放射性廃棄物の搬入量をTable 1-35およびTable 1-36に示す。

(森)

Table 1-35 所内廃棄物の搬入量

	低レベル液体廃棄物		中レベル液体廃棄物			低レベル固体廃棄物					中・高レベル固体廃棄物 (m <sup>3</sup> )
	搬入量 (m <sup>3</sup> )	RI量 (mCi)	搬入量 (m <sup>3</sup> )	RI量 (mCi)	有機 (m <sup>3</sup> )	可燃物 (m <sup>3</sup> )	不燃物 (m <sup>3</sup> )	フィルタ (m <sup>3</sup> )	その他 (m <sup>3</sup> )	puを含む固体 (m <sup>3</sup> )	
1973	1052.3	157.1	146.5	1525.8	0.104	102.8	259.4	44.6	102.7	27.2	20.3
1974	715.8	57.5	129.6	813.7	0.713	106.1	235.2	37.9	160.7	62.0	30.3

Table 1-36 所外廃棄物の搬入量

事業所名 種類	液体廃棄物				固体廃棄物				
	低レベル (m <sup>3</sup> )	中レベル (m <sup>3</sup> )	有機 (m <sup>3</sup> )	スラリ (m <sup>3</sup> )	可燃物 (m <sup>3</sup> )	不燃物 (m <sup>3</sup> )	フィルタ (m <sup>3</sup> )	その他 (m <sup>3</sup> )	中・高レベル (m <sup>3</sup> )
日本アイソトープ協会	0	5.6	2.1	2.0	148.6	92.5	31.2	49.2	0
日本原子力発電（東海）	0	0	0	0	22.4	11.6	0	0	0
放医研臨海実験所	290.6	0	0	0.4	1.1	3.9	3.4	0	0
原子燃料工業	0	0	0.3	6.4	0	0	0	0	0
三菱重工（株）	0	0	0	0	2.4	11.0	1.8	0	0.1
千代田保安（株）	0	0	0	0	10.4	52.5	0	0	0
東芝電気（株）	0	0	0	0	0	0.2	0	0	0
日立研究所	0	0.2	0	0	0	0	0	0	0
東大炉	0	0	0	0	0	0	0	0	0.4
合計	290.6	5.8	2.4	8.8	184.9	171.7	36.4	49.2	0.5

(2) 廃棄物の処理

(a) 液体廃棄物の処理

1974年度の各四半期における処理量を所内廃棄物、および所外廃棄物に分けてTable 1-37に示す。

また、各処理装置別の処理量、減容、稼動日数および固化済廃棄物の量などについて Table 1-38 に示す。

Table 1-37 液体廃棄物の処理実績 [ I ] ( 1974 年度)

単位 m<sup>3</sup>

分類 期間	所 内 廃 棄 物			所 外 廃 棄 物							
	低レベル	中レベル	有機廃液	R I 協 会			放 医 研			三 菱 重 工	原 燃 工
				中レベル	有 機	スラリー	低レベル	海 水	スラリー	中レベル	スラリー
第1四半期	96.4	25.5	0	1.0	2.2	0	0	64.0	0	0	0
第2四半期	193.1	32.7	0.1	0	0	0	33.2	31.0	0	0	5.9
第3四半期	256.7	46.7	0	0	0	2.0	0	97.0	0	0.2	0
第4四半期	176.1	28.1	0	1.2	2.1	0	1.0	64.0	0.4	0	0
合 計	722.3	133.0	0.1	2.2	4.3	2.0	34.2	256.0	0.4	0.2	5.9

Table 1-38 液体廃棄物の処理実績 [ II ] ( 1974 年度)

処 理 方 法 項 目		減 容 処 理			直 接 固 化	合 計
		低レベル 蒸発処理	低レベル 凝集沈殿処理	中レベル 蒸発処理		
処 理 量 (m <sup>3</sup> )	低レベル廃液	756.5	0	0	0	756.5
	中レベル廃液	0	0	131.8	0	131.8
	放医研海水廃液	0	256.0	0	0	256.0
	R I 協会瓶入廃液	0	0	0	8.5	8.5
	原燃エスラリー	0	0	0	5.9	5.9
	その他	0	0	0	2.0	2.0
	合 計	756.5	256.0	131.8	16.4	-
処理後の濃縮液 (m <sup>3</sup> )		7.1	2.2	0.7	-	-
固 化 前 の 減 容		1/110	1/110	1/190	-	-
固 廃 棄 物 化 物	200ℓ ドラム 罐 本 数	71	22	7	138	238
	容 量 (m <sup>3</sup> )	14.2	4.4	1.4	27.6	47.6
固 化 後 の 減 容		1/55	1/60	1/100	1/0.6	-
装 置 稼 動 日 数		117	30	30	-	-

Table 1-37, 1-38 に示すように、1974年度の液体廃棄物の処理状況は、1973年度とはほぼ同様であるが、特徴としては廃棄物処理施設において生じた2次廃液の量が、約225m<sup>3</sup>と1973年度にくらべて半減したことにより、低レベル廃液の処理量は減少した。

これは各処理施設において、廃液の発生量を極力おさえるよう施設面での改善、運転面での工夫がなされたこと、および圧縮処理装置が改造工事により約半年間運転を休止したためと思われる。  
(志垣)



## (b) 固体廃棄物の処理

1974年度における各四半期における固体廃棄物の処理量を所内廃棄物、および所外廃棄物に分けてTable 1-39に示した。

Table 1-39 固体廃棄物の処理実績 (1974年)

単位 m<sup>3</sup>

方法 期間	圧縮処理		焼却処理		固形化		処理済ドラム罐 (本)
	所内	所外	所内	所外	所内	所外	
第1四半期	85.21	77.39	21.36	36.06	0.701	12.0	543
第2四半期	17.92	110.17	38.715	55.60	0.64	—	304
第3四半期	—	—	30.925	56.80	2.385	27.8	281
第4四半期	—	—	19.84	40.7	0.24	—	97
合計	103.13	187.56	110.84	189.16	3.966	39.8	1,225

Table 1-39に示されるように、1974年度における低レベル固体廃棄物の処理は、圧縮処理により290.69 m<sup>3</sup> (所外分を含む)、焼却処理で300 m<sup>3</sup> (所外分を含む)、固形化43.77 m<sup>3</sup> (所外分を含む)を行った。これらの処理に伴い発生した処理済ドラム缶は、所内外で1,225本であり、減容比は、圧縮処理で1/26、焼却処理が1/44であった。

1974年度に行なった補修工事は、焼却処理装置の灰取出口、ダンパーおよび廃棄物投入口、攪拌口であり、圧縮処理装置は改造を行なった。処理装置の運転日数は焼却処理装置が128日であったのに対し、圧縮処理装置は58日にとどまった。(鈴木)

## (3) 放射性廃棄物の受入検討

(a) 放射性大型(異形)廃棄物および $\alpha$ 汚染廃棄物の廃棄予定調査

各施設において廃棄予定されている大型(異形)廃棄物および $\alpha$ 汚染(大型)廃棄物について、1974年10月調査を行った。その結果によると、ウラン濃縮研、JRR-2、JPDRおよび処理課など施設の解体および改造に伴う撤去機器類などが主体で、他の施設からのものも含めると、廃棄物の容積は426 m<sup>3</sup>となった。さらに、これらを容器に収納し、保管廃棄施設に収納する空間を考慮すると、約640 m<sup>3</sup>となる。この容積はL型ピット2.4基(約3基)分に相当する。一方、プルトニウムなどで汚染した大型廃棄物は主としてグローブボックスであった。1975年度に廃棄予定されているものは、プルトニウム燃料研16台、分析センタ9台および放射化学研4台など計34台である。これらを容器に収納したときの容積は約240 で、L型ピット1基分に相当する。さらに'76~'80年までに14台のグローブボックスが廃棄される予定になっている。

以上の調査資料を基にして、保管廃棄施設の増設計画およびこれらの廃棄物の処理施設の計画が進められている。

## (b) 特殊廃棄物の受入検討

(i) 使用済イオン交換樹脂の排出先は、主としてJRR-2(3系統)JRR-3(5系統)。

JRR-4, NSRRおよびJPDRである。JRR-2, JRR-3の重水系, およびJRR-3のSFプール系の高濃度トリチウム水汚染および高染量率( $>200\text{ mR/h}$ )については従来処理場において詰替作業を行っていたが, 安全に保管廃棄するためにカートリッジ方式を採用し, 直接高レベル保管廃棄施設に保管廃棄することになった。その他の低レベルイオン交換樹脂は, 均一セメント固化方式をとることになった。

- (ii) 特殊廃棄物の受入に際し, とくに技術的検討を行ったものとしては, 所内の廃棄物ではRI製造の $^{99}\text{Mo}$ 製造計画に伴う既施設の解体物品, ウラン濃縮研の $\text{UF}_6$ 循環ループ解体機器, 各施設からの核燃料物質, とくにプルトニウム燃料研における $\alpha$ 汚染グローブボックスとそれに伴う $\alpha$ 雑固体の廃棄方法などであった。所外のものとしては, トリチウム固形廃棄物(総量 $6.700\text{ Ci}$ ),  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ などの線源, およびJRR-2 HT8実験孔プラグなどの廃棄物であった。1974年度における特殊廃棄物の受入において技術的検討を行った件数は20件であった。

なお, 特殊廃棄物は, ほとんどが処理の対象とならず, 安全に保管廃棄することが技術的検討事項となっている。保管廃棄施設の廃棄基準は線量率のみで規制しているだけであるので, 今後種々の要因を考慮し, 安全に保管廃棄できる基準を整備する必要がある。(加藤)

#### 4) 保管廃棄

1974年度に保管廃棄を行った放射性廃棄物は, 低レベル固体廃棄物として, 処理済ドラム缶5128本(うち50ℓ:54本), その他(大型廃棄物)120.5 $\text{m}^3$ であり, 中レベル固体廃棄物24.6 $\text{m}^3$ , 高レベル固体廃棄物として5.7 $\text{m}^3$ であった。

このうちに, JRR-2の改造, JPDRの改修に伴い生じた廃棄物およびJRR-4からの遮蔽体廃棄物などが含まれている。なお処理済ドラム缶の保管廃棄に関しては, 1973年度分の保管廃棄施設の工事が遅延したため, 約2カ年度分の収納を1974年度に行なった。(住谷)

#### 5) 処理施設の更新整備

##### (a) 液体処理建家の改修

液体処理建家の改修は, 屋根の張りかえ, 壁の塗装, シャッタおよび防水工事等について1974年4月に着工し, 同年7月に完了した。なお, この工事期間中, 放射性液体廃棄物の処理は休止した。(小松)

##### (b) 低レベル廃液貯槽の増設

東海研究所廃棄物処理場の更新整備計画に基づく低レベル廃液貯槽の増設は, 1973年度に引続き行なわれ, 主として現場工事であった。工事は, 1974年2月に始まり, 土木工事, 鉄筋型枠組立て, コンクリート工事後, 槽内面に鋼板ライニング, ゴムライニングを施して, 1974年7月に工事を終了した。(長谷川)

##### (c) 廃液輸送管の更新

廃液輸送管の更新は, 分割実施であるが, 1974年度実施分については, 4月に着工し11月に終了した。その主なものは次のとおりである。

- (i) 各施設(ホットラボ, JRR-2, RI製造, JRR-3, JRR-4)から輸送

管が合流する箇所に、バルブ操作室を設け、バルブの集中操作を図った。

(ii) 廃棄物処理場側に中継タンク(15m<sup>3</sup>)を新設し、廃液輸送管内に残留する廃液をなくした。また、このほか、中継タンクから廃棄物処理場の廃液貯槽への配管を、低レベル系と中レベル系の2系統とした。

(iii) 廃液輸送管のうち、RI製造系および廃棄物処理場系の既設配管を撤去し、更新配管はステンレス管を用い、コンクリートU字溝内に敷設した。なお、今回更新ができなかった部分については、今後調査を行い、劣化している部分があれば改善を行う。

(森)

(d) 圧縮処理装置の改造

従来、固体廃棄物の圧縮処理は低レベル固体(表面線量50mR/h以下)のみを対象としてきたが、これを中レベル固体(表面線量200mR/h以下)までの処理ができるよう改造を行なった。改造の主要点は、換気量の増大、塵埃飛散防止のための装置のフード化、ドラム蓋締機構の設置である。なお圧縮処理装置の主要構造部である圧縮機本体には変更はないので、圧縮の方法および処理能力についての変更はない。

この改造工事は、9月に着手し12月に終了したが、使用前検査の受検は遅れ、1975年度に実施する予定である。

(鈴木)

(e) 中レベル廃液貯槽の増設

既設の中レベル廃液貯槽(5m<sup>3</sup>×3基)の老朽度を考慮し、あらかじめ増設することにより貯蔵能力を確保と増大を図るものである。

1974年度は貯槽建家、貯槽本体および付属設備(配管、ポンプ等)の設計、仕様の検討を行ない、原子炉規制法に基づく工事認可の申請を行った。

このうち、貯槽建家は建設課へ工事の依頼を行ない、貯槽本体は契約を実施した。なおこれらの工事は、1975年度に実施する。

(森下)

(f) 低レベル蒸発処理装置の更新

現在の低レベル蒸発処理装置は、設置後17年を経過しており、全体的に老朽化しているので、全面更新を行う予定であったが、物価高騰のため予算不足を生じ、部分更新にせざるを得なかった。すなわち、現在の装置のうち主要機器は更新するが、他の部分については最大限に利用することとした。

蒸発缶は、現行の標準型を採用するが、近い将来放射性廃液が増大することが予想されるので、処理能力を1m<sup>3</sup>/hから2m<sup>3</sup>/hに引上げた。装置は、蒸発缶本体のほか、ミスト類を分離する機器、蒸気を復水する機器、制御用機器、各貯槽類、配管およびポンプ等から構成され、装置の主要部はステンレス鋼材とする。

なお、この更新工事は、既設低レベル蒸発処理装置を撤去し、既設場所に設置するものとする。着工は工事認可取得後の1975年11月、完成は1976年2月を予定している。

(小松)

(6) 保管廃棄施設の増設および補修

保管廃棄施設の増設については、1973年度建設分の保管廃棄施設が1974年6月に完成し、原子炉法に基づく使用前検査を受けて合格した。1974年度建設分の保管廃棄施設については、L型6基、M型(旧名称D型)2基、MF型(旧名称C型)1基(20孔

分), H型300φ(旧名称A型)24孔, H型500φ(旧名称B型)54孔建設することになり, 1974年11月に原子炉規制法に基づく工事認可申請を行った。この保管廃棄施設は, 認可が大幅に遅れたため, 1975年4月に着工された。なお, この保管廃棄施設の構造については, H型の遮蔽蓋を従来のものより10cm厚くした点を除いたほかは従来のものと同様である。

つぎに, 保管廃棄施設の補修に対しては, 主として, 最初の保管廃棄施設建設(1961年)以来の塩害などで損傷した施設について補修することを目的に, つぎの事項を実施した。(1)M型(№1~№5)およびMF型(№1~№2)の防水蓋の更新, (2)H型200φ(№1~№28)H型500φ(№1~№98)の遮蔽蓋およびJ型(JPDR高レベル廃棄物用)の防水蓋の塗装, (3)I型(インパイル・ループ廃棄物用)およびL型(№19~№23)の防水加工, (4)稀釈槽の屋根の設置, (5)低レベル保管廃棄施設の出入口扉およびフィンスの更新, また, L型(№1~№18)上部コンクリートスラブ上において, 廃棄物の一時保管中に発生した表面汚染を固定するため, スラブ上の全面塗装を行った。

保管廃棄施設の補修については, 1975年度も引続き実施する予定である。(服部洋)

### B.6.3 汚染除去

#### (1) 機器除染

1974年度の機器除染件数および数量をTable 1-40に, また, 除染した機器品目の内訳をTable 1-41に示す。

施設別依頼状況は, 除染件数で見ると原子炉53.8%, RI事業15.4%, 汚染処理21.2%, その他9.6%となっている。このほか不用備品の除染可否判定は59件であり, その内訳は除染可28件, 除染不可31件であった。

1974年度の特徴は, ホットラボケープのマニプレータの分解除染であった。これは, 修理および調整のためであり, 複雑な構造, 多種類の材質, 高汚染(最大 $1.0 \times 10^8$  dpm/100 cm<sup>2</sup>)そして寸法, 精度を考慮した除去剤, 方法での除染は, 困難であったが, 目的値まで除染できた。その部品数は全除染個数の52%を占めている。また実験終了に伴い返納するための除染依頼が9件あり, 持出物品管理基準値以下まで除染できた。(守)

Table 1-40 機器除染の処理状況(1974年)

期間	処理	処理件数	処理数量	除染返還数量	除染不能数量
第1四半期		11	40	40	0
第2四半期		14	27	27	0
第3四半期		15	47	47	0
第4四半期		12	34	34	0
合計		52	148	148	0

## (2) 衣料除染

1974年度は9品目の衣料について除染(洗濯)を行った。その合計処理数量は、88.755点であり、1973年度より約25%増加した。四半期ごとの処理状況をTable 1-42に示す。

除染した衣料のうち除染不能で廃棄にまわしたものは皆無であり、除染不完全で一時保管としたものは0.19%であった。その結果回収率は99.81%であった。(讃井)

## (3) 施設除染

1974年度に実施した施設の除染状況をTable 1-43に示す。

施設別件数の内訳は、ホットラボ64.1%、原子炉15.4%、その他20.5%となっている。ホットラボケースの定常的な除染を除いては、施設、設備などの老朽化による改修工事に伴う除染が主であった。

1974年度の特徴は、FCAの格子管集合体の拡大工事を行うために、格子管集合体はじめ炉室全域の除染を行った。除染は、格子管集合体の複雑な構造、寸法精度を配慮し、そして材質などによる除去剤の制約下での作業は困難であったが、目標値( $<200 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ )まで除染できた。また、1973年度と比較して、件数、除染面積ともわずかに増加した。(川野)

Table 1-41 機器除染品目(1974年度)

第1四半期	個	第2四半期	個	第3四半期	個	第4四半期	個
実験用流し	1	ケミカルポンプ	2	フックリフト用荷台鉄板	2	マニプレータ部品	20
逆浸透装置	1	マニプレータ部品	13	RI運搬容器	11	HRキャスク	1
HRキャスク	1	高レベル廃棄物輸送容器	1	照射試料輸送容器	1	遠心沈殿機	1
マニプレータ部品	31	電動弁	1	ケミカルポンプ	1	制御棒微調整部品	8
RI運搬容器	1	RI運搬容器	2	カプセル開封器	2	真空ポンプ	1
廃液輸送管	4	UF <sub>6</sub> ループ配管	2	真空ポンプ	2	電気掃除機	1
中性子分光器用熱交換器	1	コンベヤ	1	カプセル用チャック	1	制御棒駆動装置遮蔽体	1
		台秤	1	炭酸ガスプロフ	1	LHTL1オン交換樹脂塔	1
		モータ	1	高レベル廃棄物用キャスク	1		
		減速機	1	マニプレータ部品	12		
		ピット蓋	1	ヘリウム系安全弁	1		
		マニプレータ爪	1	ドラム罐(SUS200 $\phi$ )	5		
				VR保護筒上部金具	2		
				ステンレスフランジ・網	5		
合計	40	合計	27	合計	47	合計	34

Table 1-42 衣料除染処理状況 (1974年度)

処理期間 分類	第1四半期			第2四半期			第3四半期			第4四半期			年			間
	処理量	除染	保管廃棄	処理量	除染	保管廃棄	処理量	除染	保管廃棄	処理量	除染	保管廃棄	処理量	除染	保管廃棄	
黄色実線衣	1,059	1,058	1 0	1,320	1,320	0 0	1,430	1,430	0 0	1,039	1,038	1 0	4,848	4,846	2 0	
旧特殊作業衣 (上)	1	1	0 0	0	0	0 0	0	0	0 0	3	3	0 0	4	4	0 0	
” (下)	1	1	0 0	1	1	0 0	0	0	0 0	3	3	0 0	5	5	0 0	
特殊作業衣	4,592	4,572	20 0	5,903	5,877	26 0	6,580	6,523	57 0	6,975	6,936	39 0	24,050	23,908	142 0	
汚染除去用防護衣 (上)	4	4	0 0	33	33	0 0	7	7	0 0	13	13	0 0	57	57	0 0	
” (下)	3	3	0 0	33	33	0 0	0	0	0 0	3	3	0 0	39	39	0 0	
特殊作業衣帽子	2,653	2,653	0 0	3,425	3,425	0 0	3,973	3,973	0 0	3,762	3,762	0 0	13,813	13,813	0 0	
靴カバー(長靴型)	0	0	0 0	0	0	0 0	0	0	0 0	0	0	0 0	0	0	0 0	
作業用手袋	506	506	0 0	606	600	6 0	888	881	7 0	959	954	5 0	2,959	2,941	18 0	
汚染除去用靴下	8,835	8,835	0 0	10,794	10,794	0 0	11,890	11,886	4 0	11,461	11,459	2 0	42,980	42,974	6 0	
合計	17,654	17,633	21 0	22,115	22,083	32 0	24,768	24,700	68 0	24,218	24,171	47 0	88,755	88,587	168 0	

Table 1-43 施設除染処理状況 1974年度

処理 期間	除染件数 (件)	除染面積 (m <sup>2</sup> )	作業人員 (人)	作業日数 (日)	固体廃棄物 (m <sup>3</sup> )
第1四半期	8	414	81	12	4.4
第2四半期	14	472	121	18	4.4
第3四半期	10	450	111	16	5.5
第4四半期	7	452	80	11	4.4
合計	39	1,788	393	57	18.7

# 1 C 高崎研究所

## 1 C.1 安全衛生管理

### Health and Safety

In health and safety of Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment, emphasis was placed on the following:

1. Proper handling of organic solvents, 2. repair of electrically hazardous points, 3. inspection on the facilities, 4. measures against the environmental pollution. There were no accidents and personal injuries, nor occupational diseases. Health and safety regulations were revised. Construction was started on a monitoring system for waste water.

#### C. 1.1 概要

1974年度の安全衛生管理においては、職場での休業災害の発生はなく、不休災害も前年度よりはふえたが例年より少なく推移した。人身災害に関係はなかったが、施設の正常な運転の阻害につながる事故が1件発生したので、今後の正常な運営に反映させるため検討が続けられている。

安全衛生管理規程の全面改正に伴って、高崎研究所安全衛生管理規則の全面改正を行い、管理体制等の整備をはかったほか、関連規則、要領の一部を改正した。

安全衛生委員会の運営、安全教育訓練の実施、安全審査、安全診断等の安全管理の業務は、いずれも順調に遂行され特に問題はなかった。年末に実施した安全総点検の結果、非常用電源の不備その他が指摘された。

健康診断、衛生巡視、保健指導その他の衛生管理も計画どおり進められた。

高崎研究所の実験排水に関し、1974年度から監視装置の設置が認められ工事を開始した。1975年8月に連続監視が開始される予定である。

局所排気の改善、コバルト棟の屋根の補修その他の職場環境の改善も精力的に行われた。しかし、施設の経年劣化は思いのほか進んでおり、今後早急な見直し、修復等を要するものと考えられる。

非常事故対策としては、放射線管理区域に係わる火災が最重点と考えられ、1974年度もこの点に関して諸施策が講じられた。(菊池)

#### C. 1.2 安全衛生管理

##### (1) 管理体制の整備

##### (a) 体制、組織

1974年度における安全衛生管理体制および組織は、12月に改正の上、施行された高崎研究所安全衛生管理規則により、新たに部安全衛生管理担当者を設け、環境保全に関する定めを採り入れたほか、大阪研究所にもこの規則を一括適用することに改めた。このほかは、1973年度と比較して大きな変更はなく、4月に安全衛生委員会委員、同専門部会委員、安全パトロー

ール専門隊員等の選任変更，また11月には，防護活動本部員，防護隊員の任期満了に伴う任命替えを行なった。年末年始の休日中には，安全確保のため，管理職者の自宅待機制を実施した。

このほか1号加速器の加速管損傷に関する安全上の事項について調査検討するため，安全衛生委員会の下部機関として加速管損傷原因調査専門部会を設け，委員の選任指名を行った。

(b) 規則等の整備

1974年度は，安全衛生管理規程の改正に伴い，高崎研究所安全衛生管理規則ならびに関連規則，要領の全部または一部改正を行い，12月20日から施行した。この規則等の内容の周知徹底をはかるため，課室安全衛生会議などを行わせた。

(2) 委員会等の活動

安全衛生委員会は7回開催した。低温注形重合装置の安全性および $^{85}\text{Kr}$ 線源によるフロンの放射線損傷に関する試験などの重要事項について審議した。また，1号加速器の加速管損傷に関する安全上の事項については，加速管損傷原因調査専門部会において審議され途中の結果が中間報告された。委員会ならびに専門部会の開催状況をTable 1-44 およびTable 1-45に示す。

(3) 安全衛生教育訓練

1974年度は，業務遂行上必要とする知識，技能については，前年同様職制の責任において業務の一環として計画的に実施するよう指導したほか，法に基づく資格取得のための講習等に重点的に参加させた。安全衛生教育訓練の実施状況をTable 1-46 およびTable 1-47に示す。(二階堂)



Table 1-44 安全衛生委員会開催状況(1974年度)

開催年月日	議 題
'74・4・22 (第1回)	(1) 1974年度安全衛生管理計画について (2) その他
'74・6・17 (第2回)	(1) $^{85}\text{Kr}$ 線源によるフロンの放射線損傷に関する試験 (2) 廃水処理について (3) 廃液の焼却処分について (4) その他
'74・8・9 (第3回)	(1) $^{85}\text{Kr}$ 線源によるフロンの放射線損傷に関する試験 (2) 四フッ化エチレンプロピレン共重合連続反応装置 (3) 低温注形重合装置 (報告事項) (1) 安全衛生委員の指名について (2) X氏フィルムパッチ被曝について (3) その他
'74・10・15 (第4回)	(1) 安全衛生管理規則の改正について (2) 安全審査規則の改正について (報告事項) (1) 労働衛生週間の実施状況について (2) 安全審査の実施状況
'74・11・11 (第5回)	(1) 安全審査規則の改正について (2) 1974年度防護活動の実施計画について (報告事項) (1) 安全に関する改善実施計画について (2) 1973年度安全衛生管理報告書について
'75・1・26 (第6回)	(報告事項) (1) 安全衛生管理規則の改正について (2) 安全衛生パトロールの実施状況 (3) 安全審査の実施状況 (その他) (1) 加速管損傷に関する安全上の事項について(諮問) (2) 1号加速器の故障の経過報告(照施課長)
'75・2・7 (第7回)	(1) 加速管損傷原因調査専門部会の中間報告 (2) その他 イ 安全改善実施計画について

Table 1-45 加速管損傷原因調査専門部会開催状況

開催年月日	内 容
'75・1・23 (第1回)	経過説明(照施設長), 現場調査・調査分担の決定
'75・1・28 (第2回)	調査分担事項の報告および検討
'75・1・30 (第3回)	白藤助教授(阪大), 中島助教授(名工大)からの事情聴取 および検討
'75・1・31 (第4回)	損傷原因推定検討
'75・2・3 (第5回)	中間報告について
'75・2・13 (第6回)	オゾンについての検討
'75・2・18 (第7回)	液体窒素照射実験
'75・2・24 (第8回)	再現実験(I) (液体窒素帯電の検討)
'75・3・4 (第9回)	再現実験(II) (ペリリアと有機物の検討)
'75・3・13 (第10回)	起爆因の検討
'75・3・17 (第11回)	オゾン爆発の検討
'75・3・28 (第12回)	爆発過程と対策

Table 1-46 安全衛生教育訓練

内 容	対 象 者	参加員	実 施 月 日
安全講演「電気事故防止」	職員一般	24名	'74・7・3
衛生講演「知的労働と消化器疾患」	〃	46名	'74・10・4
防災講演「火災の初期消防」	〃	25名	'74・11・25
救急法・水上安全法訓練	〃	22名	'74・7・2
全国産業安全衛生大会への参加	部安全衛生管理担当者	5名	'74・11・6~11・8
公害防止技術研修	担当課職員	2名	'75・2・27
ガン集団検診研修	衛生担当者	1名	'75・2・18
ボイラ水質管理技術講習	工務課職員	2名	'74・9・4
ボイラ安全推進監督者講習	〃	1名	'74・10・5
危険物取扱者保安講習	危険物取扱有資格者	14名	'75・3・3~3・4
安全衛生教育(放射線教育含む)	新入所員, 外来研究員等	14回	随次

Table 1-47 法定資格者養成講習等

講習・試験	受講・受験人員	実施月日
危険物取扱者試験準備講習	9名	'74・5・7・10・4
高圧ガス受験準備講習	4名	'74・6・17~6・19
クレーン実技教育訓練	3名	'74・8・8~8・31
クレーン運転士受験	3名	'74・9・18
フォークリフト運転士受験準備講習	5名	'74・9・8・9・23
防火管理者受験準備講習	1名	'74・10・22~10・23
第1種圧力容器取扱作業主任者受験準備講習	2名	'74・11・6~11・7
放射線取扱主任者受験	5名	'74・8・29
X線作業主任者受験	1名	'74・11・2

### C.1.3 安全管理

#### (1) 災害予防

##### (a) 安全審査

安全審査規則にもとづき、新規に購入する機器または、照射室などに設置する被照射装置ならびに設備、改修工事等の41件について安全審査を実施した。

##### (b) 安全診断

安全衛生管理規則で定められている安全診断は、全国安全週間行事の一環として6月に施設、装置をはじめ電気工作物、危険物の管理等の全般について各課室ごとに安全総点検を実施した。不安全箇所のうち簡易なものについては、各課室ごとに改善するよう指導した。また、11月には、安全改善計画の見直しを行い、新たに安全改善3カ年計画をまとめ安全改善の推進を図った。この結果1974年度は10件の計画のうち9件が改善された。また、オートクレーブの非破壊検査を実施した。受検した8台のうち7台に欠陥があり、修復して使用するよう指導した。

このほか、ボイラ、クレーンおよび高圧ガス製造施設等の官庁検査を受検したが異常のないことが確認された。

##### (c) 安全パトロール

専門隊による安全パトロールを、原則として毎月15日「安全の日」に実施したほか、必要に応じ、各課室において実施し、不安全箇所の指摘是正につとめた。また、6月期と12月期に各部長および所長のパトロールを実施した。

このほか、11月に所内全域について山崎理事による安全パトロールが行なわれた。

#### (b) 危険物の管理

有機溶剤等の危険物の管理については、1973年度と同様に実験室への持込量および保管量を極力制限するよう各課室を指導した。また、廃液の処分については、廃液焼却炉で焼却処分することを原則としているが、毒性の強い廃液については、廃液一時置場に保管させ時機を見て産業廃棄物処理業者に依頼し、一括処分している。

## (2) 災害事故発生状況

1974年度は、労働災害保険の対象となる災害は、4件のうち1件が、廃液缶腐蝕による床面への溶液漏出により、缶搬出の際に足が滑り転倒し捻挫したもの、他の3件は、ガラス細工中にガラス管が折れ手を切傷したものでいずれも3日から7日の不休労働災害であった。このほか、通勤時交通災害1件が発生した。(二階堂)

## C.1.4 衛生管理

## (1) 健康診断等

## (a) 有害業務従事者の特殊健康診断等

放射線障害防止法、電離放射線予防規則、有機溶剤中毒予防規則にもとづき、放射線作業従事者、管理区域随時立入者および有機溶剤取扱者に対して、年2回(皮ふについては4回)、血液、尿、眼、皮ふ、歯の検査を実施した。その結果、業務上の疾病として、接触性皮膚炎が1名みられた。なお一般職員についても同様の検査を年1回実施し、高血圧症が3名みられた。現在内服治療中である。

## (b) 血液検査

有害業務従事者に対して行った血液検査の内容は、赤血球数、白血球数、血小板数、血色素量、血球容積、網状赤血球数および白血球百分率である。

血球数の測定は、自動血球計数器を用いて計数した。血色素量は、シアンメトヘモグロビン法により光電比色計を用いて定量した。また血球容積測定は、血液をヘマトクリット毛細管にとり高速遠心機によるマイクロヘマトクリット法により計測した。

検査に際しては、日常生活条件下において午前中肘静脈より採血し、2時間以内に計数した。白血球百分率は群馬大学医学部付属病院血液検査室に依頼した。検査人員は、男子303名、女子22名(いずれも延人員)で、放射線作業その他の有害業務上の疾病は、認められなかった。Table 1-48は、1974年度の血液検査のうち白血球数について、放射線作業従事者、準従事者のグループと非従事者(一般職員)のグループに区分し、度数分布を比較したものである。

## (c) 日常の健康管理

1973年度に引続き、毎月2回嘱託医によるパトロールを行ない、有機溶剤取扱者等の指導と健康管理を実施したほか、2月に成人病予防対策の一環として胃の検診、40才以上を対象に血圧、心電図、コレステロール等の測定、嘱託医による健康相談を実施した。また、所員の疾病傷害の応急処置を607件取扱った。(青木)

## (2) 職場環境の改善

## (a) 廃クロム酸混液等の処理

廃クロム酸混液の処分については、各課室ごとに保管している保管量について調査し、1月30日に産業廃棄物処理業者に依頼し処分を行った。また、管財倉庫に保管中の不用化学薬品20種約300kgについても同様に処分を行った。

## (b) 排水およびばい煙の監視

1973年度に引続き、毎月1回所内から排出される廃水について水質検査を実施したが、

総理府令にもとづく有害物質の一般基準ならびにその他の一般基準の全項目の分析検査の結果からしても特に汚染源となるものは、検出されなかった。

なお、現在排水処理施設の建設が進められており、1975年度には、排水の連続監視モニタが設置される予定である。

ばい煙の監視は、常時監視のほか硫黄酸化物の測定を2回実施した。いずれも大気汚染防止法施行規則に定められている基準値以下である。

### (c) 局所排気の改善

1974年度は、研究棟およびモックアップ棟の化学実験室2カ所に換気装置を新設したほか、フードの移設を実施し、化学実験室等の局所排気の改善計画を推進した。(二階堂)

Table 1-48 白血球数の度数分布

性別 従事者区分 白血球数/mm <sup>3</sup>	男子		女子	
	放射線従事者	非従事者	放射線従事者	非従事者
10,000 以上	8	0	0	0
9,000~9,999	13	1	1	0
8,000~8,999	46	1	0	3
7,000~7,999	67	2	1	2
6,000~6,999	73	6	1	7
5,000~5,999	55	4	1	6
4,000~4,999	24	2	0	0
3,000~3,999	0	1	0	0
2,999 以下	0	0	0	0
受検者小計	286	17	4	18
合計	303		22	

### C. 1.5 非常事故対策

#### (1) 防護活動訓練

1974年度において、防護活動訓練は9回実施した。内容はTable 1-49のとおりである。

全所員を対象とした総合防護活動訓練は、「RI棟機械室」を想定事故現場として、防護活動本部員、防護隊員および所員が参加し、一連の防護活動を実施した。

本訓練の想定の子は、管理区域ならびに森林に隣接した施設の火災における拡大防止の措置で、一般消火活動のほか、線源類の措置、管理区域内での消火活動、施設の責任者がとるべき措置などについてきめ細かな訓練を行った。

#### (2) 防護器材等の整備

1974年度は、防護マスク面体などの補充を行ったほか、現場配置空気呼吸器ならびに消防器材、消火器(庶務課担当)等を定期的ないしは必要に応じて点検した。また、防護マスクについては吸収缶の交換を行って性能の維持を図った。(二階堂)

Table 1-49 防護活動訓練状況

実施月日	訓練項目	訓練内容
'74. 9. 3.	防護隊員訓練	群馬県総合防災訓練視察
'74. 11. 19~11. 25	消火器取扱訓練	消火器の取扱い実習
'74. 12. 9	救護班の訓練	救急法の習得・器材の整備
'74. 12. 12	工作班の訓練	想定机上訓練・器材の整備
'74. 12. 19	防護隊付ならびに各班長の訓練	各班間の連けいを主とした想定事故机上訓練
'74. 12. 20	防護活動本部員の訓練	新本部員教育, 机上訓練
'74. 12. 21	サーベイ班の訓練	想定事故机上訓練, 器材点検
'74. 12. 23	総合防護活動訓練	R I棟を想定事故現場とする全所員参加の総合防護活動訓練
毎月1回以上	消火班の訓練	消火用機器の取扱及び操作ならびに放水訓練

## 1 C.2 放射線管理

### Radiation Monitoring

Personal and atmospheric radiation monitorings were carried out in the irradiation facilities as in the previous years. There were no significant accidents during the year.

#### C.2.1 概要

1974年度には、前年度と同様に放射線管理上特記するような災害、事故の発生はなく、また問題となるような被曝も認められなかった。

新たに、 $^{85}\text{Kr}$ 線源によるフロンの放射線損傷に関する試験研究が計画されたのに伴ない放射線安全審査を実施した。 $^{60}\text{Co}$ 照射施設内に据付られる研究装置の建設に当たっても事前に安全審査を実施した。年度内に据付を終えた照射施設の漏洩放射線量率はバックグラウンドレベルで問題はなかった。

$^{85}\text{Kr}$ ガスの屋外排気については年間を通して放射線障害防止法で定められている基準値以下で行なわれ問題はなかった。

以上のほか、定期の放射線量率の測定、個人被曝の管理、測定器の保守管理、放射線安全取扱い訓練、官庁許可申請などを行ったが、いずれにおいても特に問題はなかった。(菊池)

#### C.2.2 個人被曝線量の管理

1974年度のフィルムバッジ(FB)による外部被曝線量の測定は定期に4回行ったが勧告値をこえた高被曝はなく問題はなかった。FB着用者のうち全身被曝で検出感度をこえたものは2名で、120mrem/年、300mrem/年であった。工事業者など所外の管理区域立ち入り者に対しては熱蛍光線量計(TLD)を着用させたが検出感度をこえた者はなかった。

(綿貫)

#### C.2.3 施設の放射線管理

放射線管理区域としては、前年度と同様であり、新たに設定、解除されたものはなかった。 $^{60}\text{Co}$ 線源については減衰補充用として7月に $10^5$  Ciが搬入された。Table 1-50およびTable 1-51に1975年3月末現在の高崎研究所の“放射線施設と放射性同位元素の種類および数量”“放射線発生装置等の種類と性能”を示す。

##### (1) 放射線量率の測定

Table 1-50およびTable 1-51に示した施設の人の立ち入る場所について毎月1回(加速器については3カ月に1回、X線装置等は6カ月に1回以上)放射線量率の測定を行った。その結果クリプトン室にて最高3mR/hであったが、人が常時立ち入る場所については、2mR/h以下になるように防護策を講じた。他の施設では最高でも0.3mR/hでほとんどはバックグラウンドレベルであった。また、線源搬入時やプール水抜き作業時の放射線量率の測定結果でも問題はなかった。

## (2) 排気中の放射能濃度の測定

高崎研の唯一の非密封線源である気体状の<sup>85</sup>Krは大型グローブボックス内で使用されているが、配管内の<sup>85</sup>Krガスのページなどのため若干が屋外に排出されている。Table 1-52は1974年度に排出された<sup>85</sup>Krガスの月別の濃度を示すが、いずれも排出基準（許容濃度（ $3 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ） $\times 1/10$ ）以下であり問題はなかった。（綿貫）

Table 1-50 放射線施設と放射性同位元素

1975. 3. 31現在

施設名	貯蔵能力または1日最大使用数量	核種および現有数量	備考
コバルト開発試験第1棟	<sup>60</sup> Co 500,000Ci	<sup>60</sup> Co 263,000Ci	
コバルト開発試験第2棟	<sup>60</sup> Co 500,000Ci	<sup>60</sup> Co 301,000Ci	
食品照射ガンマー線照射棟		80,000Ci	
コバルト開発試験第1棟 階上RI貯蔵室(I)	<sup>60</sup> Co 換算200Ci	<sup>60</sup> Co 17Ci	
		<sup>137</sup> Cs 70Ci	
		<sup>60</sup> Co 30Ci	
階上RI貯蔵室(II)	<sup>60</sup> Co 10Ci	<sup>60</sup> Co 8Ci	可搬式照射装置
RI工学試験棟	<sup>60</sup> Co 8,000Ci	<sup>60</sup> Co 4,000Ci	
コバルト・セシウム照射室	<sup>137</sup> Cs 4,800Ci	<sup>137</sup> Cs 3,850Ci	
クリプトン室	<sup>85</sup> Kr 1,000Ci	<sup>85</sup> Kr 500Ci	
RI貯蔵室	<sup>85</sup> Kr 1,000Ci <sup>60</sup> Co 換算 200Ci	<sup>85</sup> Kr 300Ci	
		<sup>90</sup> Sr 10Ci	
		<sup>60</sup> Co 1.6mCi	
		<sup>226</sup> Ra 2mCi	
		<sup>137</sup> Cs 300 $\mu$ Ci	
		<sup>3</sup> H 200mCi	
		<sup>90</sup> Sr 500mCi	
		<sup>241</sup> Am 1mCi	
		<sup>204</sup> Tl 50 $\mu$ Ci	
<sup>90</sup> Sr 500mCi			
研究棟 ガスクロマトグラフ室	<sup>3</sup> H 200mCi <sup>63</sup> Ni 15mCi	<sup>63</sup> Ni 15mCi	
研究棟 マススペクトル室	<sup>210</sup> Po 300mCi <sup>85</sup> Kr 30mCi		
2号加速器棟 コントロール室	<sup>90</sup> Sr 500mCi <sup>241</sup> Am 1mCi		



Table 1-51 放射線発生装置等の種類と性能

1975. 3. 31 現在

施設名称	種類および性能	台数	備考
1号加速器	共振変圧器型加速装置 2 MeV, 6 mA	1	
2号加速器	コッククロフトワルトン型加速器型 3 MeV, 5 mA	1	
3号加速器	照射用大出力X線発生装置 200KVp 1,000mA	1	
研究棟 フィバートロン室	高エネルギー電子線パルス発生装置 600KeV 12w/one pulse	1	規制対象外
研究棟 ESR室	X線発生装置 50KVp 50mA	1	
研究棟 X線回折室	X線回折装置 50KVp 50mA	1	
	X線回折装置 50KVp 50mA		
	X線回折装置 60KVp 100mA		

Table 1-52  $^{85}\text{Kr}$ ガスの排気口における排気中の放射能濃度

排出月	1日(8時間)平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	排出総量 (mCi)
1974.4	$2.9 \times 10^{-7}$	$2.4 \times 10^2$
5	$2.9 \times 10^{-7}$	$2.2 \times 10^2$
6	$2.6 \times 10^{-7}$	$2.6 \times 10^2$
7	—	0
8	—	0
9	—	0
10	—	0
11	$2.7 \times 10^{-7}$	$7.5 \times 10$
12	$2.8 \times 10^{-7}$	$5.6 \times 10$
1975.1	$2.5 \times 10^{-7}$	$4.9 \times 10$
2	$2.8 \times 10^{-7}$	$7.5 \times 10$
3	$2.8 \times 10^{-7}$	$7.8 \times 10$
計	—	$1.1 \times 10^3$

## C. 2.4 放射線計測器の管理

サーベイメータの校正は、四半期ごとに東海研線量計測課に依頼して所管する全台数につき1回/年の割で実施した。経年劣化したものの更新は年次計画に従いGMサーベイメータ8台、電離箱サーベイメータ4台の更新を実施した。TLDについてはデジタルプリンタを整備するなどして充実をはかった。(綿貫)

## C. 2.5 その他の放射性管理

## (1) 許可、届出

$^{85}\text{Kr}$  線源によるフロン損傷試験研究に係る変更および照射室の安全改善に係る変更申請を行なったが、いずれも申請どおり許可された。

申請年月日

1974.8.15	マススペクトル室における $^{65}\text{Kr}$ 年間使用量の変更申請。
" "	$^{85}\text{Kr}$ 照射装置の変更に係る申請。
" "	R I工学試験棟セシウム照射室インターロック変更に係る申請。

(綿貫)

# 1 D 大洗研究所

## 1 D.1 安全衛生管理

### Health and Safety

The following were performed during the year: (1) Review on curricula of radiation safety training for subcontractor workers of short-term assignment, and start of the training, (2) Laboratory-wide exercise to cope with emergency situations at the JMTR, (3) On the basis of the results of survey on the handling and storage of toxic chemicals, review of the safety procedures.

There were no major personal injuries nor property damages during the year.

#### D.1.1 概要

1974年度安全・衛生管理は、①外来者に対する放射線安全訓練の徹底、②有害物質の調査、の2項目を重点項目として実施した。職員および委託業者作業員に対しては1973年度作成したカリキュラムに従って安全訓練を実施した。1974年度は特に短期外来作業員に対する訓練方式の改善を行ない、管理区域に入室する外来作業員について管理区域内遵守事項の徹底を図った。1973年発足した委託業務安全協議会は定例的に開催され、委託業務実施に伴う安全確保について原研および委託業者間の意志の疎通を図った。防災活動訓練としては、JMTR機械室を想定事故現場として全所総合防災訓練を実施したほか、防護活動本部員訓練、夜間招集訓練等を実施した。

大洗研究所安全衛生管理規則の全面的な改訂作業を進め、1974年12月に所長通達により制定した。これを機会に、安全衛生管理規則について全所的な勉強会を適時開催し、内容の周知を図ることとした。環境への放射性廃棄物の放出低減化と関連して、放出管理目標値を定めるため、JMTR保安規程および放射線管理規程の一部改訂を行なった。

衛生管理の一環として、有害化学薬品および危険物の使用、保管状況について全所的な調査を行ない、管理方式について検討した。職員の健康管理については、看護婦1名の配属を得て、法定の健康診断の実施に加えて職員の日常の健康状況把握に努めた。(福田)

#### D.1.2 安全管理

##### (1) 規則などの整備状況

安全衛生管理規程の全面改正にあわせて、大洗地区安全衛生管理規則についても、全面的に改め、1974年12月20日から施行した。これらの規定の内容の周知徹底を図るため、全課室において勉強会を開催し、安全管理課員が分担してこれに参加した。

##### (2) 安全衛生委員会の活動状況

委員会は、14回開催した。1974年度は、JMTRの故障をはじめ、軽微な汚染・被曝事故が比較的多く発生し、これらについての調査・検討が委員会活動の中心となった。Table 1-53に委員会の開催状況を示す。

Table 1-53 1974年度安全衛生委員会開催状況

開催年月日	議 題
'74. 4. 24. (第 1 回)	(1) 労組推薦委員から提出された議題の取扱いについて (2) 1974年度安全・衛生管理実施計画について (3) 事故異常の職員への周知について
'74. 5. 16. (第 2 回)	(1) JMTR第27サイクル炉スクラムについて
'74. 5. 30 (第 3 回)	(1) JMTR制御系のトラブルについて (2) キャプセルからのリークについて (3) 課室安全会議の開催状況について (4) 有害物質等の調査について (5) その他
'74. 7. 12. (第 4 回)	(1) JMTRオーバーホール期間中の安全対策について (2) JMTR制御系のトラブルについて (3) 有害物質等の管理方法の改善について (4) 安全意識の高揚について
'74. 8. 28 (第 5 回)	(1) 安全衛生管理規程の制定について (2) JMTR制御系調査について (3) 管理区域内短期外来作業教育訓練について (4) その他
'74. 9. 30 (第 6 回)	(1) JMTR排風機モータ2次側ブラッシ部焼損について (2) JMTRのボイラー煙突の一部腐蝕について (3) RI棟ボイラー煙道内ガス爆発について (4) 燃料研究棟高圧ガス貯蔵所の安全審査について (5) 保安規程の改正について (6) 大洗地区安全衛生管理規則案について
'74. 10. 18. (第 7 回)	(1) 排風機モータの焼損について (2) 大洗地区安全衛生管理規則改正案について (3) その他
'74. 10. 28 (第 8 回)	(1) 大洗地区安全衛生管理規則の改正案について (2) 労組推薦委員から提出された議題の取扱いについて (3) その他
'74. 11. 21 (第 9 回)	(1) 燃料研究棟の安全性について (2) カナル気密扉の改造について (3) 大洗研究所安全衛生管理規則改正案について (4) 一般排水溝へ放射性廃液を放出する場合の手続きの改善について (5) RI棟ボイラー煙道爆発後の処置について

開催年月日	議 題
	(6) JMTRボイラー煙突の取替えについて (7) ボイラー煙突の倒壊防止について (8) JMTR排風機モータの焼損について
'74. 12. 18 (第10回)	(1) $^{170}\text{Tm}$ によるJMTR測定室等の床汚染について
'74. 12. 26 (第11回)	(1) ホットラボにおける外来作業員の転落について (2) $^{170}\text{Tm}$ によるJMTR測定室の床汚染について
'75. 1. 17. (第12回)	(1) プルトニウム燃料研究棟の安全性について (2) JMTR排風機モータ焼損について (3) 放射性廃棄物処理場第2期計画について (4) $^{170}\text{Tm}$ による汚染事故に係る安全対策について (5) ホットラボ放射線遮蔽窓ガラスの破損について (6) RI棟1ボイラー煙道内ガス爆発事故の原因と再発防止対策について
'75. 2. 12 (第13回)	(1) $^{147}\text{Pm}$ による汚染について
'75. 3. 28 (第14回)	(1) 1975年度安全衛生管理実施計画について

## (3) 安全パトロールの実施状況

安全管理主任、部長及び所長の安全パトロールの実施状況を Table 1-54 に示す。6月17日の安全管理主任のパトロールでは、科学技術庁長官からの指示を受けて、RI総点検を実施した。その結果、大洗研究所では、放射線障害防止法等に基づく特殊健康診断の項目のうち、皮ふ検査の実施回数が不足していることが判明し、是正した。また、今年度の新しい試みとして、大洗研究所に常時高圧ガスを納入している業者（巴商会）の安全診断を受け、現場での安全管理に有効ないくつかの指摘を受けたことが特筆される。

Table 1-54 1974年度安全パトロール実施状況

実施年月日	種 別	内 容
'74. 6. 17	安全管理主任	i) 放射性物質等の管理状況総点検, ii) 各種RI標識, 表示類の点検, iii) 関係法令, 規則等の遵守状況の点検
'74. 11. 8	安全担当理事・所長 及び安全管理主任	i) 有害化学薬品類の使用・保管・廃棄の現況点検, ii) 安全推進会議指摘事項の改善状況点検, iii) その他
'74. 12. 24	各部長	i) 整理整頓, ii) 通路の確保状況, iii) 凍結及び火災の防止対策の状況, iv) その他
'75. 3. 25	高圧ガス容器取扱い に関する安全診断	外部専門家（巴商会）による高圧ガスボンベの使用及び保管状況の安全診断

## (4) 安全教育訓練

1974年度は、8月のJ M T Rオーバーホール開始とともに全所的に、短期外来作業員に対する放射線安全訓練コース（管理区域内の遵守事項の周知徹底を目的としたもので30分～2時間程度のコース）の試験的实施に入った。このコースの設置をもって、1971年度から逐年すすめてきた放射線安全訓練の整備目標は一応達成された。

Table 1-55に大洗研究所が主催した安全教育訓練の実施状況を示す。このほか、法定の資格取得と技能の習得を目的とした所外講習会へも職員を多数参加させた。

なお、所内講習会には委託業者従業員も積極的に参加させ、また、所外講習会については必要な情報サービスを行うなど、委託業者の安全教育訓練の指導援助もあわせて行った。

Table 1-55 1974年度安全教育訓練実施状況 大洗地区

教育訓練名		実施年月日	参加者(人)	
			職員	委託業者
放射線訓練	放射線安全訓練	'74.10.29~'74.10.31	2	14
		'75.2.26~'75.2.28	2	7
	放射線作業従事者訓練	'74.6.24~'74.6.28	16	11
	管理区域内短期外来作業員訓練	'74.8.1以降実施	—	217
所内講習 一般会 安習 全会	クレーン運転士国家試験実技講習	'74.9.3~'74.9.7	5	0
	救急法訓練	'74.9.25~'74.9.27	17	3
	高圧ガス取扱者安全講習	'74.10.24	21	9
	有害物質の処理処分説明会	'75. 3. 18	25	0

## (5) 全国安全衛生週間行事

全国安全衛生週間の行事として各種ポスターの掲示、パンフレット類の配布等を行うとともに、衛生月間中に外部講師を招いて「高圧ガス講習会」（実演と講演）を開催した。（泉沢）

## D. 1.3 災害対策

## (1) 警報網設備

処理場Ⅱ期計画の進行に伴い、警報網に投入すべき警報の種類及び表示窓の数を検討し、さしあたって必要な窓数を増設することとした。また、窓の使用の実績にあわせて「放射線警報」と「その他警報」を交換し、「その他警報」の名称を「設備警報」に改めることとした。

## (2) 防護活動訓練

1974年度の総合防災訓練はJ M T R機械室の火災を想定し、予じめシナリオを知らせておき、防災規則、防護活動要領等に定められた行動要領の確実な履行と、行動要領の修得を目指した。Table 1-56に1974年度実施した防災活動訓練の実施状況を示す。

## (3) 防護資材の整備等

防護資材の定期点検整備を6月と12月に実施した。また研究所内の主要建家に被災者救出用の担架を5体配備した。（北野）

Table 1-56 1974年度防災活動訓練実施状況

訓練名	実施年月日	実施場所	参加者	内容
防護活動本部員訓練	'74・9・12	防護活動本部室	28	i) 各班の業務内容について ii) 防災活動訓練について iii) 防護器材の査察
本部員班別訓練	'74・10・14	"	(総括班)10	i) 班業務の分担の確認
	'74・10・23	"	(管理班)6	i) 管理班の掌握 ii) 活動要領の検討 iii) 班の防護活動について
	'74・11・7	中央防護器材棟	(管理班)6	i) 防護器材倉庫の査察及び防護器材の取扱訓練 ii) 防護器材車の塔載物品の査察 iii) ジープ及びトラック走行訓練
	'74・11・13	防護活動本部室	(情報班)9	i) 総合防災訓練について ii) 班業務の分担の確認 iii) 班用の器材・計器の取扱訓練
総合防災訓練	'74・11・18	JMTR機械室	職員 234 委託 8 業者	i) 事故現場における応急措置訓練 ii) 防護活動本部員訓練 iii) JMTR防護活動班訓練 iv) 消防活動訓練 v) 職員等の支援活動訓練
消火器・消火栓 取扱訓練	'74・11・21	JMTR地区	職員 23 委託 16 業者	i) 消火器取扱訓練
	'74・11・22	その他地区		ii) 屋内・屋外消火栓取扱訓練
夜間無予告呼出訓練	'74・12・12	事務棟大会議室	(防護活動本部員) 30	i) 無予告招集訓練 ii) 臨時の活動本部設定訓練
	'75・3・25	JMTR	(JMTR防護活動班員) 113	i) 班員招集訓練 ii) 班の編成訓練 iii) 消火及び支援活動訓練
	'75・3・26	処理場	(処理課員) 20	i) 無予告招集訓練 ii) 傘形通報系統通報訓練 iii) 消火器・消火栓取扱訓練

## D. 1.4 災害事故発生状況

## (1) 災害事故

労働災害は、不休災害1件(右下腿打撲裂傷)と休業災害1件(右脚首打撲、休業14日)が発生し、1974年度における災害事故の度数率; 3.05(不休災害を含む)、強度率; 0.021となった。

## (2) 放射線被曝および汚染

1974年度に発生した放射線被曝および汚染は2件あった。いずれも安全衛生委員会等の審議を得て必要な処置・対策がとられた。Table 1-57に発生状況、原因および処置・対策等を示す。(北野)

## D.1.5 衛生管理

## (1) 体制の整備

前年度は専任の看護婦の配属、血液検査等の外部委託及び大洗海岸病院を3本柱にした健康管理体制の基礎固めをした。1974年度は、これをもとに個人に着目した、きめ細かな管理を行うためのデータ集めに着手した。すなわち、全所員を対象にCMI調査表による健康調査を実施して一応の手掛りを得た。また、これをもとに次年度からは既往歴等についての個人調査を始め、必要なデータの収集・整理及び健康診断等における有所見者に対する経過観察についての体系化を進める予定である。

## (2) 健康診断

法令に基づき、春秋の2回、一般健康診断および特殊健康診断を実施した。特に監督官庁から指摘を受けた皮膚検査については、法定どおりに年4回実施した。また医師による内科検診についても力を注ぎ、異常者、要注意者のアフターケアについてかなりの成果をおさめることができた。

## (3) 日常の健康管理

毎週火曜日、嘱託医による健康相談を実施したほか、随時健康相談室利用者に対しては、必要な保健指導を行った。また、全職員に対する血圧測定を実施し、異常者に対しては経過観察および生活上の指導を行った。さらに38才以上の職員を対象にした成人病検診を実施した。

## (4) 職場環境調査

公害防止及び職場環境の改善のため、全所的に有害化学薬品類等の保管・使用・廃棄の状況調査を行い、あわせて各課室の化学薬品類の保有量(薬品名・最大量)の調査を実施した。この調査結果に基づいて有害な化学薬品等の管理の方策を検討し、公害防止の観点から廃棄量の低減化対策を進める一助とする。

なお、1973年度に実施した職場環境調査(騒音・採光・酸素量)に基づいて改善を必要とすると判断された9件について、処理場Ⅱ期計画時に改善を計画している1件をのぞいて1974年度に一応の解決をみた。(埴)



Table 1-57 放射線被曝および汚染の状況

発生日	発生場所 建室	異種の汚染	発生状況	汚染および被曝の状況		原因	処置と対策
				対象物	程度		
'74.12.7	JMTR 測定室	汚染	計画課員が退出時にハン ドフットモニタで靴汚染 を発見、汚染原因を調査 したところ、測定室床上 に出所不明のペレット (3mmφ×3mm)を 発見。核種分析の結果靴 底汚染及びペレットとも <sup>170</sup> Tmであることがわか った。	床	測定室床汚染 max 3.6×10 <sup>3</sup> dpm/100 cm <sup>2</sup> 靴汚染(全数検査で4足汚染 発見) max 1.0×10 <sup>5</sup> dpm/5 cm <sup>2</sup> 汚染核種 <sup>170</sup> Tm ペレット放射能 20mCi 作業者の内外部被曝なし	利用開発棟で <sup>170</sup> Tm密封線 源製作のため使用されたTm ペレットの内、残余のペレッ ト1ヶを高レベル廃棄物とし て廃棄した。処理場分類セル で同廃棄物を密封処理した。 後日分類セル内をサイクロン 付真空掃除機で除染した際、 サイクロンホース内にTmペ レットが帯留したまま JMTRに搬入された。'74 ・12・14JMTR測定室の 床張換工事後の清掃作業に同 サイクロンを使用、床上にペ レットが落ち汚染を起こした。	i) RI等の管理台帳を再検討する。 ii) 員数管理のできる程度の線源を廃棄 する場合には処理課長の意見をきいて 必要な処置を行う。 iii) 除染用の器機を使用する場合は処理 課除染係員の直接指導のもとに行う。 iv) 除染用器機は指定された場所に保管 するとともに注意票等を掲示し、施設 間の移動にあたっては放管上のチェッ クをする。 v) 管理区域内の物品であっても内部汚 染等により注意を要するものには標識 および取扱上の注意事項の添付を徹底 させる。
'75.2.7	RI利用開発放射化学 発棟 第2実験 室	汚染	<sup>147</sup> Pm0.79Ciを用いて 電着線源を製造するための 溶液の調整作業をグローブ ボックスにおいて行って いたところ、作業室内に設置 していた移動型室内ダスト モニタの警報が発報し空気 汚染の発生したことがわか った。	床 空気 人	酸化第2実験室床汚染 max 8.5×10 <sup>3</sup> dpm/100 cm <sup>2</sup> 汚染全量 約2μCi 空気汚染 4.8×10 <sup>-4</sup> μCi/cm <sup>3</sup> 放出時間 5min 鼻孔汚染 A氏 2800 dpm B氏 1500 dpm 肺の被曝線量(バイオアッセ イ) < 10mrem/life	グローブボックスを使用して作業を行 うときは、作業中にグローブボッ スの機能を損ねない方策で実施し、みだ りに前面扉などを開放しないようにす る。また、グローブボックスの機能を 保証する意味で負圧異常警報等の取り 付けを美態に即して検討する。	

## 1 D.2 個人被曝線量の管理

### Personnel Monitoring

In external exposure, the average and maximum annual doses for 256 persons in the Oarai Research Establishment were 10 mrem and 290 mrem, respectively; the maximum hand dose was 580 mrem. In internal exposure, no body contaminations were detected in routine monitoring. Though detected in two persons by bioassay after accidents, the estimated doses were less than 10 mrem / Life for the lungs.

#### D.2.1 概要

外部被曝管理における職員の対象者数は、1973年とほぼ同じで256人であった。その年間平均被曝線量および年間最高被曝線量はそれぞれ10 mremおよび290 mremであった。また、手先の局部被曝は、年間最高値で580 mremであった。

短期外来者の管理対象者数は、599人で1973年度に比べ約10%減少した。

内部被曝管理は、1973年と同様、尿検査（ $\alpha$ および $\beta$ 全放射能測定、天然ウランの測定）、肺モニタによる $\alpha$ 放射能（不溶性）の測定をおこなったが、定期検査においては、被検査者全員検出限界以下であったが、臨時検査（尿ふん検査）において、2名に汚染が検出されたが、その被曝線量は10 mrem/life（肺）以下であった。1974年度も、1973年度と同様、外部および内部被曝とも勧告の対象となった者はなかった。（奥山）

#### D.2.2 外部被曝線量の管理

フィルムバッジとリングバッジの使用状況をTable 1-58に示す。第2四半期および第3四半期の短期外来者のフィルムバッジ使用者数が増加しているのは、J M T R オーバーホール期間中のO W L - 1 およびO W L - 2 キュービクル内における各種作業、C R D 解体点検作業、ホットラボセル内除染作業、O W L - 1 キュービクルクーラ増設工事およびO G L - 1 キュービクル打設工事などが実施されたためである。また第4四半期の短期外来者は、O G L - 1 キュービクル打設工事、O W L - 1 キュービクル内除染作業およびR I 利用開発棟騒音対策第1期工事などによるものである。

第2四半期および第3四半期のリングバッジ使用者数の増加は、ホットラボセル内除染作業、処理場固体ケープ除染作業、O W L - 1, 2 主循環系ポンプ除染作業およびJ M T R C におけるフラックスモニタ取扱い作業などによるものである。

Table 1-59に職員のフィルムバッジ使用者の年間全身被曝線量の統計を示す。第2四半期は、内圧クリープ照射試験装置のヒータ管取出し作業およびO W L - 1 照射試料取出し作業などにより平均被曝線量が高くなっている。また、 $\beta$ 線および中性子線による被曝はなかった。手先の年間局部被曝線量は、職員で最高580 mremであった。

Table 1-60には、1967年度から職員の年間全身外部被曝線量分布の推移を示す。1974年度は平均被曝線量、最高被曝線量ともに今までの最低であった。（望月）

Table 1-58 フィルムバッジおよびリングバッジ使用者数(1974年度)

測定器	使用期間	職員	*1		合計
			長期外来者	短期外来者	
フィルムバッジ	1974年 4月～ 6月	265	65	67	397
	7月～ 9月	244	63	203	510
	10月～12月	254	73	179	506
	1975年 1月～ 3月	256	74	150	480
リングバッジ	1974年 4月～ 6月	3	0	1	4
	7月～ 9月	12	2	40	54
	10月～12月	8	2	25	35
	1975年 1月～ 3月	4	8	5	17

注) \*1 3ヶ月以上滞在する外来研究員, 外来業者など

\*2 3ヶ月未満の外来者で工事, 機器の点検などに従事

Table 1-59 職員の全身被曝線量分布(1974年度)

サービス期間	職員数	被曝線量(mrem)				平均被曝線量(mrem)	最高被曝線量(mrem)
		検出されず	* $D < 130$	$130 \leq D < 400$	$400 \leq D$		
1974年 4～ 6月	265	253	11	1	0	2.6	150
7～ 9月	244	223	20	1	0	4.9	140
10～12月	254	247	7	0	0	1.1	70
1975年 1～ 3月	256	251	3	2	0	2.2	220
1974年度	256	223	28	5	0	10.2	290

注) \* ; 全身被曝線量(mrem/四半期または年度)

Table 1-60 職員の全身被曝線量分布の推移(大洗研究所)

年度	職員数	被曝線量(mrem)					平均被曝線量(mrem)	最高被曝線量(mrem)
		検出されず	* $D < 130$	$130 \leq D < 400$	$400 \leq D < 1300$	$1300 \leq D$		
1967	140	126	11	2	1	0	12	590
1968	192	175	8	6	3	0	16	580
1969	224	197	23	3	1	0	11	590
1970	244	185	52	5	1	1	27	1640
1971	247	152	82	13	0	0	29	290
1972	255	180	59	14	2	0	26	470
1973	258	215	34	8	1	0	14	490
1974	256	223	28	5	0	0	10	290

注) \* ; 全身被曝線量(mrem/年)

## D. 2.3 内部被曝線量の管理

定期尿検査による $\alpha$ 放射能、 $\beta$ 放射能、天然ウランの測定およびホールボディカウンタによる $\beta(\gamma)$ 放射能の測定を3カ月に1回おこない、肺モニタによる不溶性 $\alpha$ 全放射能は年1回実施した。Table 1-61に内部被曝の定期測定者数を示す。この定期検査の結果、被検査者全員が検出限界以下であった。また、臨時に行なった内部被曝検査は2件5名であった。その検査結果をTable 1-62に示す。体内汚染を検出確認した者は1件2名であったが、その汚染から算定された被曝線量は10 mrem/life(肺)以下であった。(望月)

Table 1-61 内部被曝の定期測定者数(1974年度)

検査対象期間	尿 検 査			全身計測	肺モニタ
	$\alpha$ 全放射能	$\beta$ 全放射能	天然ウラン	$\beta(\gamma)$ (ホールボディカウンタ)	不溶性 $\alpha$ 核種
1974年 4~6月	4	3	7	19	—
7~9月	4	3	7	20	—
10~12月	4	2	6	17	—
1975年 1~3月	4	2	5	17	4

Table 1-62 1974年度の臨時検査一覧

件数/名	発生年月日	検査核種	被検者数	検出者数	検査方法	観測された放射能	決定臓器	被曝線量
1	1974 12.18	$^{170}\text{Tm}$	3	0	I	n. d.		
2	1975 2. 7	$^{147}\text{Pm}$	2	2	E, I	便 $\leq 17\text{ nCi}$ (最大)	肺	$< 10\text{ mrem/life}$

\*1 Eは排泄物検査法, Iは体外計測法を表わす。

\*2 n. d.は検出感度以下を表わす。

### 1 D.3 施設の放射線管理

#### Radiation Monitoring in the Facilities

Radiation monitoring was carried out in JMTR, Hot Laboratory, Waste Treatment Plant, etc. Surface contamination due to  $^{170}\text{Tm}$  pellets and air contamination due to  $^{147}\text{PmCl}_3$  solution occurred in the JMTR and the Radioisotopes Application and Development Laboratory, respectively; there were no significant exposures, however. The regulations on operating safety of the JMTR were revised, to lower the levels of radioactivities in gaseous and liquid wastes discharged to the environment. The amount of gaseous wastes discharged from the JMTR in the year was 520 Ci ( $^{41}\text{Ar}$ ) and the liquid wastes discharged into the sea were 4.6 mCi in gross  $\beta$  activity and 5.2 Ci in tritium.

#### D.3.1 概要

JMTR第27サイクルから第31サイクル(第28, 29サイクルは制御棒駆動装置の修理, 点検のため中止)についての運転とその定期点検作業およびホットラボ, 放射性廃棄物処理場, RI利用開発棟などにおける放射線作業に対する放射線管理を実施した。放射線管理の対象となった主な事項は, ①各施設の機器, 装置等のオーバーホール作業, ②JMTR制御棒駆動装置の点検, 修復作業, ③JMTRにおける $^{170}\text{Tm}$ ペレットによる床汚染, ④RI利用開発棟における $^{147}\text{Pm}$ 線源作製用電着液による空気汚染, ⑤ホットラボにおけるセルの破損遮蔽ガラス窓の交換作業, などである。

また, 環境放出放射能の低減化とその監視体制の整備を目的として, 排気, 排水についての放出管理目標値および境界周辺における被曝線量についての線量目標値の制定を含めた規定類改訂(案)の作成を実施した。

大洗研究所から排出された排気, 排水中の放射能の年間総量は, それぞれ520 Ci (JMTR施設よりの $^{41}\text{Ar}$ )および4.6 mCi (全 $\beta$ 放射能, 主要核種は $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ )であり, いずれも1973年度に比して減少している。また, その放射能濃度は, 年間を通して放射線管理規程および放射線障害予防規程に定められている基準値以下である。(斉藤)

#### D.3.2 排気および排水の管理データ

##### (1) 排出放射性塵埃およびガス

1974年度に各施設から排出された放射性塵埃およびガスの年間平均濃度と年間排出放射能をTable 1-63<sup>\*1</sup>に示す。排出放射性塵埃は, 各施設とも検出されなかった。また, 排出放射性ガスについても, JMTR運転時に $^{41}\text{Ar}$ の排出が認められた以外は, 他の施設からの排出は認められなかった。1974年度は制御棒の補修作業により運転期間が短縮されたため,  $^{41}\text{Ar}$ の年間総排出量は $5.2 \times 10^2 \text{Ci}$ と例年より半減している。(岡本)

\*1 年間排出放射能は, 検出限界濃度未満の排気濃度を0として集計した。年間平均濃度は, 年間排出放射能を, 1年間連続して排風機を運転した場合の年間総排気量で除した値であり, その値が検出限界濃度より小さい場合は, "<(検出限界濃度値)"と記入した。

Table 1-63 排出塵埃・ガスの放射能濃度および放射能(1974年度)

施設名 項目	排出塵埃		排出ガス		
	年間平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間排放射能 ( $\mu\text{Ci}$ )	年間平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間排放射能 (Ci)	主な核種
JMTR (炉室) (ホット実験室)	$< 4.6 \times 10^{-13}$ $< 4.7 \times 10^{-13}$	0 0	$5.5 \times 10^{-7}$ —	$5.2 \times 10^2$ —	$^{41}\text{Ar}$
ホットラボ	$\alpha$ ; $< 2.0 \times 10^{-14}$ $< 1.9 \times 10^{-13}$	0 0	$< 1.3 \times 10^{-7}$	0	
廃棄物処理場 (高レベル固体処理棟)*1 (低レベル固体処理棟) (廃液処理棟) (管理機械棟)	$< 9.8 \times 10^{-14}$ $< 9.8 \times 10^{-14}$ $< 9.8 \times 10^{-14}$ $< 9.8 \times 10^{-14}$	0 0 0 0	— — — —	— — — —	
RI利用開発棟 (RI棟) (FP棟)*2 安全管理棟	$< 6.0 \times 10^{-13}$ $< 6.0 \times 10^{-13}$ $< 6.0 \times 10^{-13}$	0 0 0	— — —	— — —	

\*1 貯蔵セル増設に伴う換気系統改装工事のため、1974年10月以降排出塵埃モニタリングを停止

\*2 1974年11月から排出塵埃モニタリングを開始

注)  $\alpha$ の記号のないものは、 $\beta(\gamma)$ 放射能

## (2) 排出放射性廃液

1974年度に各施設で発生した液体廃棄物の排水状況、ならびに排水溝における1日および3カ月間平均濃度の最大値と年間排放射能をTable 1-64に示す。

廃棄物処理場へ送水された放射能は $\beta$ : 1.4 Ci ( $^3\text{H}$ を除く)で、廃液量は $3.6 \times 10^3 \text{ m}^3$ であり、1973年度に比べて、放射能は44%、廃液量は33%各減であった。この廃液中に含まれる核種は $^{60}\text{Co}$ が支配的であり、その他の主なものとしては $^3\text{H}$ 、 $^{51}\text{Cr}$ 、 $^{58}\text{Co}$ 、 $^{95}\text{Zr}$ 、 $^{95}\text{Nb}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ — $^{106}\text{Rh}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{144}\text{Ce}$ であった。

排水溝へ排出された廃液の放射能は $\alpha$ : 5.4  $\mu\text{Ci}$ 、 $^3\text{H}$ : 5.2 Ci、 $^{51}\text{Cr}$ : 3.6 mCi、その他の $\beta$ : 4.6 mCiで、廃液量は $7.4 \times 10^3 \text{ m}^3$ であり、1973年度より放射能は $^3\text{H}$ : 53%、 $\beta$ : 65%、廃液量は12%各減であった。

排水溝における1日平均濃度の最大値は $\beta$ :  $6.6 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  ( $^3\text{H}$ を除く)で、主な核種は $^{60}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ であり、3カ月間平均濃度の最大値は $\beta$ :  $5.2 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  ( $^3\text{H}$ を除く)で、 $^3\text{H}$ :  $6.7 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。なお、この値は法令および規程等に定められた排水基準値を十分下回るものであった。(山田)

Table 1-64 廃棄物処理場へ送水、および排水溝へ排出した放射能と廃液量、ならびに排水溝における平均濃度と年間排出放射能 (1974年度)

施設名	廃棄物処理場へ送水		排水溝へ排出		排水溝		
	放射能 (mCi)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	放射能 (mCi)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	1日平均濃度の最大値 (μCi/cm <sup>3</sup> )	3月間平均濃度の最大値 (μCi/cm <sup>3</sup> )	年間排出放射能 (mCi)
J M T R	$1.4 \times 10^3$	$3.4 \times 10^3$	$4.9 \times 10^{-1}$	$5.2 \times 10^2$			
ホットラボ	( $5.6 \times 10$ ) <sup>*1</sup>	( $2.8 \times 10^2$ )	—	—			
RI利用開発棟	$3.0 \times 10^{-1}$	7.8	$1.6 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10$			
安全管理棟	2.8	$6.0 \times 10$	$2.2 \times 10^{-2}$	9.7			
廃棄物処理場	$7.0 \times 10^{-1}$	$7.4 \times 10$	$4.6 \times 10^{-1}$	$2.7 \times 10^3$			4.6
排水監視pond	—	—	3.5	$4.1 \times 10^3$	*2 $6.6 \times 10^{-3}$	$5.2 \times 10^{-9}$	$\alpha: 5.4 \times 10^{-2}$ $^3\text{H}: 6.7 \times 10^{-5}$ $^{51}\text{Cr}: 3.6$
動燃・東北大	9.7	$6.2 \times 10$	$1.0 \times 10^{-1}$ $\alpha: 1.9 \times 10^{-2}$	$9.2 \times 10$			
合計	$1.4 \times 10^3$	$3.6 \times 10^3$	4.6 $\alpha: 5.4 \times 10^{-2}$ $^3\text{H}: 5.2 \times 10^3$ $^{51}\text{Cr}: 3.6$	$7.4 \times 10^3$			

\*1 ホットラボからJMTRタンクヤードへ排出した廃液

\*2 主要核種  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$

(注)  $\alpha$ 等の記号のないものは $^3\text{H}$ を除く $\beta$ 放射能

## 1 D.4 環 境 管 理

### Environmental Monitoring

The results of gamma-radiation measurements by stationary monitoring devices and the total beta radioactivities in soil, sea water, crops, etc. are shown in tables. No abnormal radiations and radioactivities occurred during the year. A continuous water sampler operating proportional to the flow rates measured the average weekly concentrations of drain water. A committee meeting between JAERI and PNC was held every three months, to evaluate the environmental monitoring results.

#### D. 4.1 概 要

年度当初に作成した環境モニタリング計画に従い、予定通り監視測定業務を実施した。年間を通し、環境放射線レベルおよび環境試料中の放射能測定の結果、異常値は認められなかった。

大洗地区環境評価委員会は四半期ごとに定例的に開催して、環境監視結果の評価検討を行なって報告した。委員会は1974年度中に臨時も含めて5回開催した。

動燃・大洗工学センターの高速実験炉「常陽」にかかわるモニタリングポストの設置に関連して、原研、動燃間においてそれぞれのモニタリングポスト信号の相互表示が行なわれるようになった。また相互監視にともなう運営管理に関する覚書きが取り交わされた。(福田)

#### D. 4.2 環境放射線のモニタリング

前年度と同様に、モニタリングステーション2ヶ所およびモニタリングポスト10ヶ所により周辺監視区域近辺の空間 $\gamma$ 線のモニタリングを実施した。これらによる測定結果をTable 1-65に示す。いずれの値もGM管自体の汚染および宇宙線等の寄与を含めたものである。この間、放射能的異常は認められなかった。なおNa9ポストの最大照射線量率が1.3~2.2  $\mu\text{R}/\text{h}$  になっているのは動燃のDCA運転にともなうスカイシャインによる上昇である。

定点サーベイおよびTLDによる3ヶ月間の積算線量測定を実施したが、いずれも前年度と比較して異常は認められなかった。Table 1-66に定点サーベイの測定結果を示す。

(佐藤)

#### D. 4.3 環境試料中の放射能測定

大型水盤による放射性降下物の月間降下量の測定結果をFig. 1-22に示す。6月に高い値を示したのは、中国の第16回核実験のフォールアウトによる。また1974年4月および1975年2~3月の現象は、春に見られる季節的変動によるものである。

Table 1-67~Table 1-69に1974年度実施した環境試料中の放射能測定結果を示す。いずれも前年度と比較して異常は認められなかった。(佐藤)



Table 1-65 Environmental  $\gamma$ -radiation levels of monitoring stations and monitoring posts(Unit :  $\mu\text{R/h}$ )

Type of monitor	Location	1974										1975		
		Apr.	May	June	July	Aug.	Sept.	Oct.	Nov.	Dec.	Jan.	Feb.	Mar.	
Monitoring station	No.1 Ave.	7.8	7.7	7.5	7.6	7.8	7.5	7.1	7.3	7.2	7.1	7.1	7.1	
	Max.	8.0	7.8	7.8	7.8	8.1	7.6	7.2	7.3	7.4	7.3	7.1	7.2	
	No.2 Ave.	6.7	6.6	6.9	6.8	7.0	5.9	6.9	6.8	6.8	6.8	6.8	6.9	
	Max.	6.9	6.8	7.0	7.0	7.0	7.3	6.9	6.8	6.9	6.9	6.9	7.0	
Monitoring post	No.1 Ave.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	Max.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	No.2 Ave.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	Max.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	No.3 Ave.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	Max.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	No.4 Ave.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	Max.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	No.5 Ave.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	Max.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
No.6 Ave.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10		
Max.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10		
No.7 Ave.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10		
Max.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10		
No.8 Ave.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10		
Max.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10		
No.9 Ave. 1)	10	10	-	10	10	10	10	10	10	10	10	10		
Max.	22	10		10	10	15	10	10	10	10	13	13		
No.10 Ave.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10		
Max.	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10		

1) Including the  $\gamma$ -rays which leaked and scattered from the DCA

The background exposure rate of GM tube used in the monitoring post, which is shielded with 5 cm thick Pb, is 5 to 5.5  $\mu\text{R/h}$  as equivalent to radium exposure rate. This background is included in each value from the monitoring posts shown in the table. Data from monitoring stations also include 3.2  $\mu\text{R/h}$  of background exposure rate.

Table 1-66 Exposure rate measured by the bias modulation survey meter at selected locations near the Oarai site

Measured locations	Exposure rate ( $\mu\text{R/h}$ )	
	June 25, 74.	Nov. 21, 74.
Asahi-mura Tobisawa	2.9	3.3
Asahi-mura middle school	2.8	3.3
Kamishikada shonenzi	4.1	3.8
Oya-river	4.2	4.5
Gozinya	3.2	3.4
JAERI(J)	3.4	3.7
JAERI(P)	3.1	3.2
Ohba primary school	4.5	4.6
Nakaishizaki Jooh high school	2.8	2.8
Oarai shrine	3.8	3.9
JAERI kousei house	3.2	2.9
PNC ground	2.9	3.4

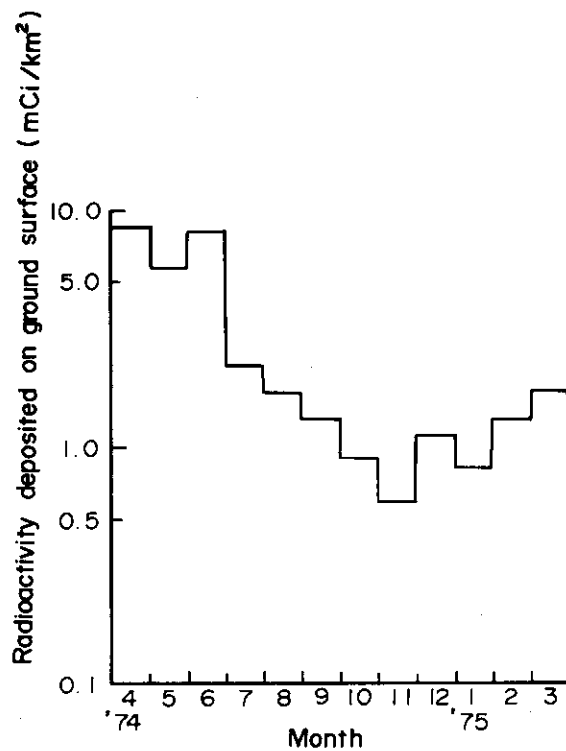


Fig.1-22 Monthly variation of gross  $\beta$ -activity of fall-out collected in a basin at Oarai site.

Table 1-67 Average monthly concentration of radioactivity in air measured in monitoring station

(Unit:  $\times 10^{-12} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )

Station No. Months	No.1	No.2	
	$\beta$	$\beta$	$\alpha$
'74 Apr.	2.0	1.9	0.8
May	2.8	3.0	1.1
June	2.2	2.4	1.0
July	2.5	2.1	1.0
Aug.	1.7	3.2	1.5
Sept.	3.6	2.7	1.5
Oct.	3.4	3.4	1.9
Nov.	4.4	3.8	2.0
Dec.	3.3	2.0	1.2
'75 Jan.	3.0	3.0	1.5
Feb.	2.4	1.9	1.1
Mar.	2.0	2.1	1.1

Table 1-68 Concentration of gross-radioactivity in the drain water

(Unit:  $\times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )

Months	First week	Second week	Third week	Fourth week	Fifth week
'74 Apr.	9.7	3.9	2.9	8.2	3.3
May	5.9	3.4	7.0	3.1	
June	3.1	7.6	6.2	3.1	
July	3.4	6.1	14	4.2	
Aug.	4.0	4.6	4.3	3.9	
Sept.	3.9	2.6	3.3	3.6	4.4
Oct.	4.1	4.0	3.0	3.2	
Nov.	3.9	3.3	8.4	3.5	
Dec.	4.5	13	6.8	2.8	10
'75 Jan.	-	5.2	6.9	3.9	
Feb.	6.3	4.2	3.1	5.6	
Mar.	2.5	3.0	3.4	7.4	3.2

Table 1-69 Gross-radioactivity in environmental materials in 1974

Samples		Locations	Unit	Activity	
				First	Second
Land samples	Water	Lake Natsumi	$\times 10^{-9}$ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	2.0	1.4
		Lake Hinuma	"	0.5	<0.5
		JAERI ground water	"	2.4	3.4
		Oarai-machi water	"	4.0	4.0
		Kitamatsukawa	"	14	18
	Soil	Sea sand near the drain	pCi/g dry	14.4	13.1
		Shorijo	"	10.1	
		Nitchuji	"	13.1	
		Shimoohta	"	13.3	
		Tobisawa	"	11.2	
	Unhulled rice	Asahi-mura Tazaki	pCi/g raw	2.1	
	Spinach	"	"	4.3	
	Vegetable (hakusai)	"	"	2.1	
Marine samples	Sea water	No.1 (300m)	$\times 10^{-10}$ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	<5.3	7.3
		No.2 (4km)	"	6.9	7.3
	Sand in the sea bottom	No.1 (300m)	pCi/g dry	16.8	15.1
		No.2 (4km)	"	15.8	15.2
	Young of sardine	Off Oarai site	pCi/g raw	3.6	3.4

## D. 4. 4 一般排水溝における排水の監視

1973年度に引続き一般排水溝の排水の水質検査を実施した。その結果、pHを除いて法に定められた水質基準を十分満足するものであった。pH異常の原因は、おもに処理装置の故障等によって排出したことによるものであり、監視の強化によって発生は減少している。有害物質については、1974年度中測定対象になるものがなかったので測定は行わなかった。

一般排水流量は月間あたり、最高  $1.7 \times 10^5 \text{ m}^3$ 、最低  $9.1 \times 10^4 \text{ m}^3$ 、平均  $1.3 \times 10^5 \text{ m}^3$  であった。(佐藤)

## 1 D.5 放射線計測器の管理

### Maintenance of Monitors and Survey Meters

Works on maintenance of the monitors and survey meters in the year were described. Radiation monitors installed in JMTR, Hot Laboratory and Waste management and Decontamination building operated satisfactory. Calibration of the survey meters for routine radiation monitoring was made as in the previous years.

#### D.5.1 概要

各施設に設置されている施設放射線モニタ類の保守管理を十分におこない、モニタの稼働率の向上に努めた。その結果、すべての施設モニタの稼働率は年間を通じて96%以上の良い成績を達成することができた。サーベイメータについてもモニタと同様、校正、保守、管理を十分に行ない、サーベイメータ利用者へのサービス向上に努力した。現在使用しているおもなサーベイメータの、この一年間の利用率は70.3%であり予備率は26.9%、故障率は2.8%であった。以下にサーベイメータ、施設放射線モニタ類の管理状況についてのべる。(南)

#### D.5.2 サーベイメータ類の点検保守

1974年度は燃料研究棟放射線管理用等としてサーベイメータ27台が補充され、大洗研究所におけるサーベイメータ類の現有総台数は232台で、その内訳をTable 1-70に示す。電離箱(可搬型 $\gamma$ 線エリアモニタを含む)および中性子サーベイメータは東海研究所線量計測課において校正を行い、その他のサーベイメータについては大洗研究所で実施した。点検校正実施件数は、Table 1-71に示すように376件で、1台当りの年間校正実施件数は約2回となった。この1年間を通して故障件数は比較的少なかったが、故障機器の主な修理箇所は、電離箱のシールドケース内湿気および前置増巾回路等であった。

SM-110型GMサーベイメータ全数にRESETボタンの取り付けを行ない迅速な測定ができるように改造した。TCS-201型 $\alpha$ 、 $\beta$ 測定用サーベイメータは $\alpha$ 線と $\beta$ 線の分離が困難で不確実な動作を行うので $\alpha$ 、 $\beta$ 同時検出用のZnS(Ag)塗布プラスチックシンチレータをZnS(Ag)塗布シンチレータに交換し、 $\alpha$ 線専用測定器に改造した。(清水)

#### D.5.3 放射線監視機器の管理

1974年度には燃料研究棟の放射線モニタリング設備の据付が完了した。モニタリング設備の概要は1973年度に報告した通りであるが、プルトニウムエアモニタは1974年度に新しく設計試作したものである。このモニタは450mm<sup>2</sup>の検出面積を有する半導体検出器を用い、 $P_U$ の約5MeVの $\alpha$ 線をシングルチャンネルPHAで選択的に計測し、 $P_U$ チャンネルに影響をおよぼす $P_U$ よりも高いエネルギーの $\alpha$ 線を放出する天然のラドン、トロン・のスペクトルのなまりに起因する $P_U$ チャンネルのバックグラウンドが、5.5MeV以上のラドン、トロン・の計数率と相関性があることを利用して $P_U$ チャンネルのバックグラウンドを消去する方式のプルトニウムモニタである。

既設のモニタリング機器の定期点検整備は、1973年度と同様外部委託により実施した。これらの機器の故障発生修理件数および年間稼働率をTable 1-72に示す。主な故障修理内容は $\gamma$ 線エリアモニタの絶縁劣化、警報回路のリレー接点不良、メータリレー不良等であった。(南)

Table 1-70 Survey meters in Oarai Research Establishment

Type of survey meters	Numbers
1 GM survey meter ( $\gamma$ -ray)	41
2 Ionization chamber	52
3 GM survey meter ( $\beta$ -ray)	38
4 $\alpha$ -ray survey meter	23
5 Neutron survey meter	9
6 Neutron rem counter	1
7 Scintillation survey meter	5
8 Pocket survey meter	4
9 Bell alarm meter	43
10 Portable $\gamma$ -area monitor	14
11 Gas flow survey meter	2
Total	232

Table 1-71 Number of calibration and repair of survey meters used in routine radiation protection

Type of survey meter	Number of calibration of survey meter	Number of failure of survey meter
G-M survey	147	58
Ionization	109	16
Neutron	4	4
Scintillation	12	1
Bell alarm	60	9
Pocket survey	8	0
$\alpha$ -ray survey	36	6
Total	376	94

Table 1-72 Number of repairs and availability of radiation monitors in,1974

Laboratory	Month	Repairs				Availability (%)
		1974			1975	
		4~6	7~9	10~12	1~3	
Radioisotope laboratory ( 4 ch)		4	4	5	5	96.6
JMTR (42 ch)		12	19	26	16	99.5
Hot laboratory (18 ch)		2	2	3	4	99.7
Health physics and safety building ( 2 ch)		0	2	1	0	97.9
Waste management buildings (17 ch)		0	4	6	8	99.3
Environmental monitor (16 ch)		8	8	2	3	96.2

## 1 D.6 放射性廃棄物の処理および汚染除去

### Radioactive Waste Management and Decontamination

The amount of radioactive wastes in the year was the same as in the preceding year, except decrease of the low-level liquid waste. In the treatment of the low-level liquid waste, a nickel-ferrocyanide method was introduced, in addition to the ferric hydroxide and the calcium phosphate methods, to remove also cesium. Other liquid wastes were concentrated with an evaporator. Low-level solid wastes were incinerated or otherwise compacted. Contaminated organic-solvents were burned in the incinerator. Treated wastes were stored in concrete-lined drums. Treatment of the high-level solid waste was suspended due to modification of the facility after a half-year operation. Decontamination of the equipments and installations became difficult because of the increase in clinging contaminations. Decontamination of the cloths showed good results, despite some trouble in steam supply.

#### D.6.1 概要

大洗研究所から発生し、放射性廃棄物処理課で受入れた放射性廃棄物の量は、1973年度に比し、液体廃棄物については減少したが、固体廃棄物については大差なかった。ただし高レベル固体廃棄物については貯蔵セル新設のため年度後半において引取りを停止したため、発生元において蓄積された状態となっている。所外からの搬入量は引続き増加の傾向を示している。

放射性廃棄物の処理のうち、低レベル廃液の化学処理にあつては、 $^{137}\text{Cs}$ の除去を目的としたフェロシアン化ニッケル処理を開始し、また以前から蓄積していた化学処理のスラッジは、その大部分をピッチューメン固化することができた。蒸発処理によって発生した濃縮液のピッチューメン固化も開始した。低レベル固体の処理については、焼却処理および圧縮処理による処理が順調に進み、特に焼却処理にあつては汚染有機溶媒の処理も行った。廃棄容器については、総重量3トン以下の小型コンクリートブロックを用いることとした。大洗放射性廃棄物処理第I期計画の施設の建設は、中レベル廃液貯槽（追加分）まわりの整備を最後として終了した。

放射性汚染除去については、汚染除去の困難な機器の増加を反映して、対象数はやや減少したものの、作業量は1973年より増大している。来年度予定されているOWL-1の系内除染の事前試験と検討を実施したことと、水ループのポンプや使用済燃料輸送容器の除染を行った。施設除染についても面積あたりの作業量が増加しており、ループキュービクル内の除染がこの代表的なものである。衣料除染にあつては、スチーム供給停止により、処理数は、やや低い数字に止まった。（阪田）

#### D.6.2 廃棄物の管理

##### (1) 廃棄物の搬入

##### (a) 液体廃棄物の搬入

所内発生の廃棄物の受入量は、低レベル廃液については主発生源であるJ M T Rでの廃液管理システムの改善、第28サイクル、第29サイクル運転停止等と相まって、J M T Rから3,368



m<sup>3</sup>，他施設から451 m<sup>3</sup>，全体としては，1973年度のほぼ70%にとどまった。

中レベル廃液の搬入量についても大幅に減少した。

所外の廃棄物の搬入量については，絶対量は少ないが1973年度と比し約40%増えており増加の傾向がみられる。

所内および所外からの廃棄物の搬入実績をTable 1-73に示す。(勝山)

(b) 固体廃棄物の搬入

固体廃棄物の搬入量は，所内所外ともに目立った変化はなく，前年度の年間の搬入量とほぼ同じであった。ただし，高レベル固体廃棄物については，第Ⅱ期計画による貯蔵セルの新設工事が開始され，第3四半期から引取りを中止したため，その後発生した廃棄物が排出元施設に保管され滞貨しているものと考えられる。

所内，所外からの廃棄物の搬入実績をTable 1-73に示す。(進士)

Table 1-73 廃棄物の搬入実績 (1974年度) (単位 m<sup>3</sup>)

			第1四半期			第2四半期			第3四半期			第4四半期			年度合計			
			所内		所外		所内		所外		所内		所外		所内		所外	
			動燃	東北大	動燃	東北大	動燃	東北大	動燃	東北大	動燃	東北大	動燃	東北大	動燃	東北大		
固体 廃棄物	第一類 核種 以外 第 類 核種	可燃	6.74	0.52	1.56	14.44	0.42	1.36	9.66	1.24	1.72	8.16	0.22	1.20	39.00	2.40	5.84	
		不燃	16.38	4.28	4.02	34.94	1.46	3.12	19.52	5.20	3.46	18.52	2.34	2.38	89.36	13.28	12.98	
		フィルタ	16.530	0	0	8.280	0.460	2.415	9.775	7.820	0	0	0	0	34.385	8.280	2.415	
	第二類 核種	高レベル	0.66	0	0	2.05	0	0.075	0.08	0	0	0	0	0	2.790	0	0.075	
		低レベル	0	1.84	0	0	0.24	0	0	1.04	0	0	0	0	0	3.12	0	
		高レベル	0	0.075	0	0	0.525	0	0	0.15	0	0	0	0	0	0.750	0	
液体 廃棄物	低レベル	12.40	10.8	8.5	477	14	0	813.1	13	7	1,288.9	0	9	3,819	37.8	24.5		
	中レベル	0	2.3	0	0	0	0	5.2	0	0	0	0	0	5.2	2.3	0		
	特殊	0.024	0	0	0.040	0	0	0.070	0	0	0.034	0	0	0.168	0	0		

(2) 廃棄物の処理

(a) 液体廃棄物の処理

低レベル廃液の処理については，そのほとんどを化学処理装置により処理した。処理方式は上半期にはこれまでと同じ水酸化第2鉄，リン酸カルシウムからなる連続二段処理を行い，下半期には廃液中の<sup>137</sup>Csの増加に伴い，第二段のリン酸カルシウム処理時にさらにフェロシアン化ニッケル塩を加える方法を採用した。

計2,936 m<sup>3</sup>を処理し，発生したスラッジ量は5.2 m<sup>3</sup>である。

中レベル廃液と一部の化学処理の困難な廃液119.7 m<sup>3</sup>については，蒸発処理を行った。濃縮液の発生量は0.8 m<sup>3</sup>である。

二次廃棄物については，1973年度下半期から実用化したビチューメン固化装置により，1973年度以前からの持越分を含めスラッジ(固形物約3 w/o)26.7 m<sup>3</sup>を処理するとともに，試験的に蒸発缶濃縮液0.4 m<sup>3</sup>についてもビチューメン固化した。発生したビチューメン固化体(D-50ドラム缶)は20本である。このビチューメン固化装置は，順調に稼動し，

蒸発缶濃縮液についても効率良く処理することができた。

貯槽残滓スラッジ類と蒸発缶濃縮液の残り計 2 m<sup>3</sup> はコンクリート固化した。発生したコンクリート固化体は 25 本である。

一方、処理済廃液の海洋放流量は 4,060 m<sup>3</sup>、R I 量として 3.5 mCi β(γ) であった。

この他、特殊廃液 (NaK を処理した溶媒、廃油等) については洗浄処理を行い、処理済溶媒 93 ℓ を焼却処理した。

1974 年度の各四半期における処理量を Table 1-74 に示す。「その他処理」欄は低レベル廃液については減衰処理を、特殊廃液については洗浄処理を示す。

なお第 I 期計画の最後の項目である追加中レベル廃液貯槽まわりの整備工事を終了し使用前検査を受けた。(勝山)

Table 1-74 液体廃棄物の処理実績 (1974年度) (単位 m<sup>3</sup>)

	第1四半期			第2四半期			第3四半期			第4四半期			年度合計		
	化学処理	蒸発処理	その他処理	化学処理	蒸発処理	その他処理	化学処理	蒸発処理	その他処理	化学処理	蒸発処理	その他処理	化学処理	蒸発処理	その他処理
低レベル	1,072	43.6	407	416	0	88	381	54.8	358	1,067	0	0	2,936	98.4	853
中レベル	0	19	0	0	0	0	0	2.3	0	0	0	0	0	21.3	0
特殊	0	0	0.06	0	0	0	0	0	0.03	0	0	0	0	0	0.09
計	1,072	62.6	407.06	416	0	88	381	57.1	358.03	1,067	0	0	2,936	119.7	853.09

(b) 固体廃棄物の処理

低レベル固体廃棄物の処理は、焼却処理装置と圧縮処理装置を稼働させて行い、可燃性固体、不燃性固体、フィルタ類いずれの廃棄物も 1974 年度に搬入された量をやや上回る処理を行った。一方高レベル固体廃棄物については、第2四半期まで定常処理を行い、この間の搬入量をすべて処理し、それ以降は貯蔵セル新設工事が開始されたため、処理業務も停止した。

1974 年度の処理実績を Table 1-75 に示す。

Table 1-75 固体廃棄物の処理実績 (1974年度) (単位 m<sup>3</sup>)

			第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年度合計
固体廃棄物	第一類核種以外	低レベル 可燃	27.06	0	22.28	5.46	54.80
		低レベル 不燃	15.68	50.50	12.88	40.08	119.14
		低レベル フィルター	17.135	7.015	13.225	12.650	50.025
	高レベル	0.66	2.125	0.08	0	2.865	
	第一類核種	低レベル	0	0	0	0	0
		高レベル	0	0	0	0	0

この他高レベル固体廃棄物の収納用として、現在使用している B-I 型コンクリートブロックに加え、B-I 型を小型にし、吊り方などを改良した B-III 型コンクリートブロック (総重量 3 トン以下) を開発し購入整備した。(進士)

## (3) 固化体の保管

各処理装置で発生する固化体は、処理施設内にある固体集積保管場に保管している。また1974年度はB-I型コンクリートブロック上部にスカイシャイン効果防止用コンクリート遮蔽スラブを設けると共に、ドラム缶固化体には表面スチールを保護する目的でシートカバーの講入を行った。

Table 1-76に1974年度発生した固化体の数と累積保管数を示す。(進士)

Table 1-76 固化体の発生数 (単位:個)

型 態 \ 四半期	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年度合計	備 考
200Lドラム	89	163	61	117	430(1,088)	
コンクリートブロック(B-I)	8	11	0	0	19(159)	
そ の 他	3	21	6	0	30(108)	高線量α (保管分)
計	100	195	67	117	479(1,355)	

( )内累計

## D. 6.3 汚染除去

## (1) 機器除染

1974年度に実施した機器除染処理状況をTable 1-77に示す。1973年度に比較して処理件数は1.04倍とあまり変わらず、処理点数では0.74倍に減少したが、所要作業員数では、難除染の機器の増加により1.35倍と大幅増になっている。

1974年度も、1973年度同様除染作業はJMT Rおよび照射設備関係のものがその大部分(件数64%、点数82%)を占めている。JMT R定期自主検査整備作業の他、JMT R制御棒トラブルや水ループ主循環ポンプの故障などに関連する除染作業はあったが、作業量は大きな変動なく年間を通じて平均化の傾向が出てきた。難除染機器の増加に加えて大部分の機器は、分解除染を必要とするだけでなく、補修や改造などの目的で所外工場等に搬出されるため、持出物品管理基準値以下の汚染レベルまで除染を要求され、除染作業の困難なものが大半を占めた。

1974年度の特徴として、OWL-1一次循環系内化学除染のための除去剤選定試験と除染方法の検討を行なったこと、高線量率(max. 130mR/h)、高汚染(max.  $1.6 \times 10^6$  dpm/100cm<sup>2</sup>)の水ループ主循環ポンプ2基および、使用済燃料輸送容器6基を除染したことなどがあげられる。(三嶋)

## (2) 施設除染

1974年度の施設・設備等の現場除染処理状況をTable 1-78に示す。

1973年度には、排水監視ポンドやJMT R第2排水貯槽等のライニング補修工事のために、除染処理面積および作業量などが増加したが、1974年度は、処理件数、およびのべ作業量は1972年度とほぼ同じであり、処理面積は約1/3に減少した。

1974年度は、OWL-1ループキュビクル関係のものが3件もあり、せまい複雑な場所で、手間のかかる作業の占める比率が、1973年度0.208人日/m<sup>2</sup>から1974年度0.286人日/m<sup>2</sup>と38%増と大きくなってきている。この中には、OWL-1ループ一次系内化学除

染のリハーサル等が含まれており、これらは、原子炉（BWR、PWR等）除染に共通類似するものとして、特筆されるべきものであると考えている。（安中）

Table 1-77 1974年度機器除染処理状況

	主要機器名	処理件数	処理点数	所要作業員数 (人・日)
第1四半期	OWL-2ポンプローター部および軸受部品 使用済燃料輸送容器、使用済燃料切断機 水力ラビット部品、OWL-1ボイラーヒーター等	12	78	100
第2四半期	制御棒駆動機構部品、示差熱天秤用支持棒 JMTR PC系出口フィルタ、ノッチワイヤフィルタ 高レベル固体処理ケーブ用部品、使用済燃料輸送容器等	15	71	96
第3四半期	アルミH棒、ノッチワイヤフィルタ、OWL-2主循環 №1ポンプ、OWL-1主循環№2ポンプ 制御棒駆動用リアクタンスモータ等	14	104	169
第4四半期	廃液移送用水中ポンプ、OWL-2主循環№2ポンプ キャプセル用ユニット・ハンドリングツール部品 使用済燃料輸送容器等	10	286	110
年度合計		51	539	475

Table 1-78 1974年度施設除染処理状況

	件名	件数	処理面積 (m <sup>2</sup> )	のべ作業 人数(人・日)
第1四半期	OWL-1ループボイラおよび架台	1	24	4
第2四半期	OWL-1ループ一次系内化学除染リハーサル 高レベル固体処理ケーブ除染他	2	169	108
第3四半期	衣料洗浄室DPタンク内スラッジ除染他	2	435	11
第4四半期	OWL-1キュービクル内除染 RI棟第2放射化学実験室除染他	3	396	58
年度合計		8	632.5	181

### (3) 衣料洗浄

1974年度の低レベル汚染衣料の洗浄処理状況をTable 1-79に示す。1974年度は第3四半期に、蒸気供給元であるJMTR機械室ボイラーの煙突建替え工事による70日間と、第4四半期に衣料洗浄設備用蒸気配管の補修工事による18日間が蒸気供給停止になり、衣料洗浄作業が一時停止となったため、衣料洗浄処理数量は、JMTR定期自主検査整備作業の最盛期に当たる第2四半期では、前年度比15%増であるにもかかわらず、第3四半期38.7%減、第4四半期22.9%減となり、結局年度合計で11%の減となった。

特殊作業服と黄色実験衣の中レベル汚染 ( $> 2 \times 10^4$  dpm/20cm<sup>2</sup>/着) 以上のものは、201着 (およそ3%) であって洗浄処理をせずに一時保管としている。

衣料洗浄廃液の放射能濃度はすべて検出限界 ( $7 \times 10^{-7}$   $\mu$ Ci/cm<sup>3</sup>) 以下で、排出総量は40.45m<sup>3</sup>/44回排出であった。(市川)

Table 1-79 1974年度衣料洗浄処理状況

四半期	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年度合計
特殊作業服洗浄除染	1,181 着	2,838 着	852 着	1,182 着	6,053 着
特殊作業服防水加工処理	862 "	1,918 "	576 "	604 "	3,960 "
黄色実験衣洗浄除染	270 "	301 "	107 "	186 "	864 "
下着(上・下)洗浄(特殊作業服 重量換算)	684 "	1,136 "	431 "	35.9 "	261 "
その他の洗浄( " )	1,941 "	3,199 "	1,298 "	1,998 "	8,436 "
合 計 ( " )	2,575.5 "	5,490.5 "	1,707.9 "	2,207.7 "	11,981.6 "

## 2. 技術開発

---

Development of Radiation  
and Operational Safety Technique

## 2.1 個人被曝線量の評価

### Personal Exposure

In external counting of the human body, the characteristics of a shadow-shielded chair counter were studied for its practical utilization in routine monitoring. The background counts for different types of the human body and the optimum window of a three-channel analyzer for gamma spectra were investigated. From the results, detection limits of the counter were found to be 26 nCi and 15 nCi for Cs-137 and Co-60 respectively. In bioassay, determination of promethium-147 in the feces was studied. In liquid scintillation, a toluene phosphor mixture combined with the HDEHP extraction showed good results with over 98 % recovery, and more than 3 pCi in daily outputs of the feces could be detected by this method.

#### 2.1.1 概要

内部被曝線量の評価に関係した技術の開発は、1974年度外部計測器による体内汚染計測に関するものおよびバイオアッセイに関するもの各1件について行ったが、いずれも前年度のテーマを継続し、内容を技術的に発展させたものであった。前年度試作された移動可能な簡易ホールボディカウンタについて、実際に人体測定を数十例実施し、シャドウシールド検出器によらず人体の散乱、遮蔽の効果を検討した。3チャンネル波高分析器を用いるときのチャンネル設定値、 $^{137}\text{Cs}$ や $^{60}\text{Co}$ の実用的な検出限界など測定の使用条件をこれらの結果から明らかにしている。排泄物分析では、 $^{147}\text{Pm}$ のバイオアッセイで、前年度、液体シンチレータに抱水量の大きいINSTA-GELを用いた簡易分析法を検討したが、1974年度は主として糞便試料につき、HDEHPを用いる溶媒抽出法とトルエン系シンチレータによる計数法とを組み合わせた分離定量法を検討した。 $^{147}\text{Pm}$ 添加試料の回収率は約98%で、1日排泄量3 pCi（糞便）がこの方法で充分検出できることがわかった。なお実際に $^{147}\text{Pm}$ 自発光塗料を塗布した製品を扱っていた人の排泄物試料について分析し、汚染を検出したので体内汚染を評価している。

(矢 部)

#### 2.1.2 選別型ホールボディカウンタの特性

1973年度に試作した選別型簡易ホールボディカウンタ<sup>1),2)</sup>を用いて、日常モニタリングを行った。そのデータをもとに、実際の人体計測における、このカウンタの特性を検討した。計測部は3チャンネルの波高分析器を用い、エネルギー範囲を次のように設定した。

チャンネル1 : 0.23 ~ 0.69 MeV

チャンネル2 : 0.62 ~ 1.14 MeV

チャンネル3 : 1.02 ~ 1.90 MeV

これらは前報<sup>1)</sup>の設定値と比較すると若干異なっている。すなわち、チャンネル1のディス

クリミネーションレベルを前報の値 0.1 MeV から 0.23 MeV と変更している。変更理由の 1 つに、低いエネルギー領域において、人体の体格差による計測値への影響が大きいことがあげられる（体格の違いが、バックグラウンド放射線の人体による散乱の違いを引き起こし、計測値のばらつきを大きくしている）。第 2 の理由に、これ以下の低エネルギー  $\gamma$  線は、測定対象にならないことがあげられる。

非体内汚染者 67 人の人体計測により得た各チャンネルの計数率を縦軸に、体重を横軸にとり、その分布をプロットしたのが Fig. 2-1 である。チャンネル 2 およびチャンネル 3 では計数率と体重の間に若干の負の相関がみられるが、チャンネル 1 では相関はみられない。

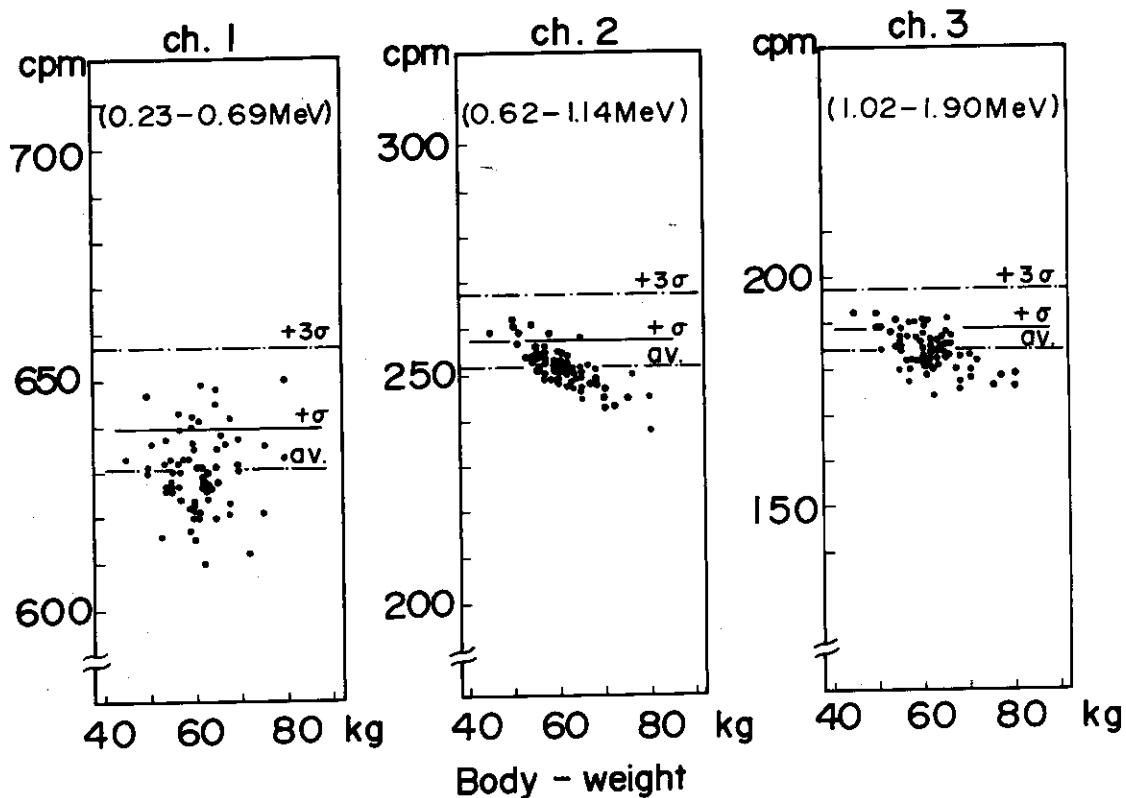


Fig. 2-1 Plots of gamma ray counting rate versus body-weight in three energy ranges.

ここに見られる計数値の分布の広がりには、バックグラウンド放射線の体格の相違による散乱程度の大小が大きく影響している。この分布の平均値の  $3\sigma$  上限値をもって実用検出限界とすると、その値は、30分計測で  $^{137}\text{Cs}$  および  $^{60}\text{Co}$  についてそれぞれ 2.6 nCi, 1.5 nCi の値になる。

この影響が大きい理由の 1 つに、椅子部の遮蔽の不十分さがあげられる。Fig. 2-2 に、検出部の遮蔽および椅子部の遮蔽に対するバックグラウンドの減少割合の様子を示す（ただし、これは計算による推定値である）。この図より、人体の体格差によるバックグラウンド放射線の散乱度の影響を十分に低下させる実用上の遮蔽は、検出部を 3.8 cm 厚さの鉛遮蔽、椅子部を 2.5 cm 厚さの鉛遮蔽にそれぞれするのが適当であると結論づけられる。



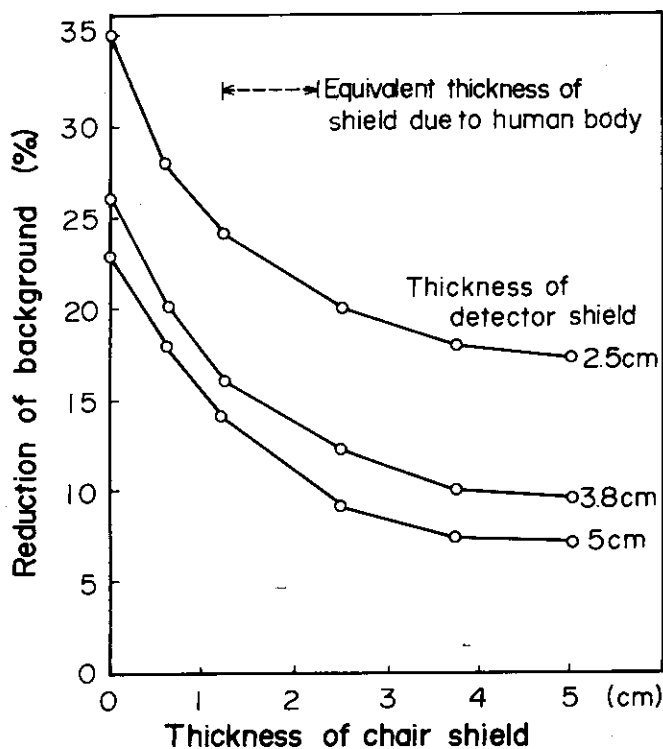


Fig. 2-2 Reduction of background.

人体計測により得られる計測値の、より一般的な解析法、カウンタの周辺条件の変化に対する評価上の問題点、等は今後の検討事項である。(水下)

### 参 考 文 献

- 1) 水下: JAERI-M 5866, 保健物理と安全管理, No 16, p117~118 (1973)
- 2) 山岸, 水下, 矢部: 保健物理, 10, 1, p1~7 (1975)

### 2.1.3 $^{147}\text{Pm}$ による体内汚染の測定

インスタゲルを用いた $^{147}\text{Pm}$ の排泄物分析法については、1973年度に報告<sup>1)</sup>したが、1974年度さらにHDEHP (2-Ethylhexyl Phosphoric Acid) を用いた溶媒抽出法による分析法を検討した。また $^{147}\text{Pm}$ による体内汚染者について被曝評価をした。

#### (1) HDEHPによる分析法

インスタゲルを用いる分析法では尿、糞便試料ともいったん酸性溶液に調製したのち、試料中に含まれるリン酸を利用してその塩基性Ca, Mg 塩沈殿に $^{147}\text{Pm}$ を共沈させ、そののち、沈殿を希塩酸で溶解してインスタゲルと混合、液体シンチレーション・カウンタで測定している。しかし、この方法では糞便試料の場合、1日排泄試料中に含まれるリン酸塩が多く、沈殿量が多量になるためクエンチングが大きくなる。この影響を小さくするため大容量100mℓのバイアルを用いた。そこで、通常液体シンチレーション・カウンタに用いられている20mℓバイアルを使ってもなお、十分な検出量が得られる方法として、HDEHPによる溶媒抽出法を糞便試料について検討した。分析法は、試料を電気炉で灰化したのち、塩酸浸出を行い、蒸発乾固し

てから硝酸で酸化，不溶性のケイ酸を除いて0.3規定の塩酸溶液に調製する。次に，試料溶液300mlに対して30mlの0.5F HDEHP-トルエン溶液で，3回の前抽出を行う。この操作でフォールアウトのベータ核種である $^{90}\text{Sr}$ ， $^{90}\text{Y}$ ， $^{137}\text{Cs}$ 等の大部分が除かれる。次に溶液のpHを2に調整したのち，0.5F HDEHP-トルエンシンチレータ溶液（4g PPO，100mg POPOP/l）10ml，5ml，5mlの3回抽出操作を行い，溶媒層を20mlバイアルに入れて液体シンチレーション・カウンタで測定する。実際の糞便試料に $^{147}\text{Pm}$ を添加してこの分析法で行った収率実験で， $98 \pm 3.2\%$ という全回収率が得られた。インスタゲルを用いた分析法でもほぼ同様な値が得られてはいるが，最小検出量は1日排泄量あたり60分測定で3 pCi（2 $\sigma$ ）と，通常の20mlバイアルを用いてもなお，数倍の感度が得られた。

#### (2) $^{147}\text{Pm}$ の体内被曝評価

実際に $^{147}\text{Pm}$ を扱っていた人について，排泄物を分析し，体内汚染を検出した。糞便試料は前述のHDEHPによる分析法で，尿試料はインスタゲルを用いる分析法で行った。次にこの体内被曝評価を記す。

被検者は， $^{147}\text{Pm}$ の自発光塗料塗布製品を1年から5年間取扱っていた成人女子8人であった。分析用の試料は尿と糞便で，いずれも同製品の取扱いを中止してから20日から30日経た時点で2ないし3日の間隔をおいて2回採取した。測定の結果，尿については3名に1日あたり10~30 pCi程度検出した。糞便には，試料の提出のなかった1人を除いて7名に検出され，測定値の最大は同じく1日あたり270 pCiであった。 $^{147}\text{Pm}$ の取扱いを止めてから25日以上経過しているにもかかわらず $^{147}\text{Pm}$ が糞便に多く検出され，尿中にもわずかに見出されているということから，また，取扱っていたプロメチウムが不溶性の酸化物の形であったということなどから，吸入による $^{147}\text{Pm}$ の呼吸器沈着が考えられた。肺などの呼吸器管に沈着したプロメチウム化合物の微粒子が，その後呼吸器管のせん毛運動や粘液輸送によって糞便中に排泄され，また一部は，呼吸器管から直接血中に吸収され，尿中にも排泄されたと推定される。この体内汚染が $^{147}\text{Pm}$ 取扱い期間中1回の摂取によるものか，あるいは期間中の数回にわたる摂取によるものか，過去の摂取状況が不明であった。これらのいずれであるかを推定する方法として，被検者それぞれが同じような作業内容であったということから， $^{147}\text{Pm}$ の取扱い年数と糞便中排泄量との関係を調べてみた(Fig. 2-3)。

この結果，作業経験年数と排泄量の間に関係が全くないという仮説は棄却でき，何んらかの関係があるということが示唆された。経験年数の長い人ほどプロメチウムの排泄量が多いとすると， $^{147}\text{Pm}$ の取扱い期間中，慢性的にこれらの物質を吸入し呼吸器に蓄積したと考えられる。(福田)

#### 参 考 文 献

- 1) JAERI-M 5866, 保健物理と安全管理, No16, # 116~117 (1974)



Fig. 2-3 Plots of the excreted  $^{147}\text{Pm}$  activity versus the periods of employment of subjects.

## 2.2 施設の放射線管理

### Radiation Control (Radiation Monitoring Techniques)

To improve the radiation monitoring for radioactive waste, the following studies were made: (1) A simple method of estimating the average concentrations in air of short-lived radionuclides such as  $^{88}\text{Rb}$  and  $^{138}\text{Cs}$  based on the recording by a dust monitor, (2) Comparison between various methods of calculating skin dose due to beta rays, both in the cases of skin contamination and submersion in a radioactive cloud, (3) Contributions of decay products of fission noble gases such as Rb and Cs to the exposure due to noble-gas radioactive cloud released from JPDR, (4) A method of measuring the radioactive concentration in liquid wastes with the detector immersed in them, (5) Comparison in exposure due to the gamma sky shine between measurement in the SL-1 accident and theoretical calculations (in one, the multiscattering components are considered).

#### 2.2.1 概要

環境へ放出される放射性廃棄物による被曝線量の評価精度の向上ならびにモニタリング方式の改善のための検討が行われた。

$^{88}\text{Rb}$ ,  $^{138}\text{Cs}$  などのような短半減期核種で、その濃度が変動する場合に塵埃サンプリング用モニタの指示値からその平均濃度および排出量を算出するための簡便法が考案された。

皮ふ汚染およびサブマージョンモデルの場合の $\beta$ 線による皮ふ被曝線量の算出法に関しては、 $\beta$ 線の平均エネルギーに質量吸収係数を乗じて吸収線量を求めるという簡便法と最近発表された方法との比較検討が行われた。

軽水型原子炉から放出される核分裂生成希ガスの雲による照射線量に対する、崩壊生成物 ( $\text{Rb}$ ,  $\text{Cs}$ ) の寄与をJPDRの場合について検討し、廃ガス貯留タンク等により減衰後放出される場合はその寄与が無視できることがわかった。

従来の廃液モニタリング方式の欠点である長期間使用によるバックグラウンド計数率の上昇を防止し、かつ廃液の平均濃度を測定できるようなモニタリング方式が検討され、JRR-2の排水モニタリングに採用された。

$\gamma$ 線のスカイシャインによる線量の評価に関し、SL-1事故などによる実測値と理論値との比較がなされ、 $\gamma$ 線の多重散乱成分を組み込んだ計算方式が実測値とよく一致することが認められた。(吉田)

#### 2.2.2 $\beta$ 線皮ふ線量計算法の比較検討

$\beta$ 線による皮ふの吸収線量の算定は、エネルギーが連続スペクトルであるため簡単ではない。そのため、放射線管理においては、 $\beta$ 線の平均エネルギーに質量吸収係数を乗じて吸収線量を求める方法<sup>1)</sup> (以下、吸収係数法という) をマニュアル化し、利用してきた。

その後、Cross<sup>2)</sup>, Berger<sup>3), 4)</sup> らは、Spencer<sup>5)</sup> の理論  $[r(T) = \int_0^T dT' \left(\frac{dT'}{dr}\right)^{-1}$  で

で算出される飛程  $r$  をパラメータとして、 $J(x) = \int_0^{r_0} I_0(Z, r) \left( \frac{dT}{dr} \right) (r) dr$  で吸収線量を求める方法] をもとに、点や平面形状における  $\beta$  線源からの吸収線量を計算し、その結果を表として発表している。

ここでは、従来からよく用いられている Loevinger<sup>6)</sup> の式をも含め、これら  $\beta$  線吸収線量を計算する諸方法について、放射線管理への適用という観点から比較する。

Fig. 2-4 は、皮膚汚染時の  $\beta$  線吸収線量率 (皮膚表面から  $7 \text{ mg/cm}^2$  における) の上記各方法による算定値について比較したものである。従来からの吸収係数法は、吸収線量の定義に則し、精度よく計算されている Cross の算出値に比べ、 $\beta$  線最大エネルギーが  $0.5 \text{ MeV}$  をこえる範囲で過大評価になり、 $2 \text{ MeV}$  では約 2 倍に高く見積ることになる。Loevinger 方式は、Cross による値にはほぼ近くなっているが、吸収係数とは逆に高エネルギー域で低く、低エネルギー域で高くなる傾向にある。なお、点線源についても、これら平面線源の場合と同じ関係がみられる。

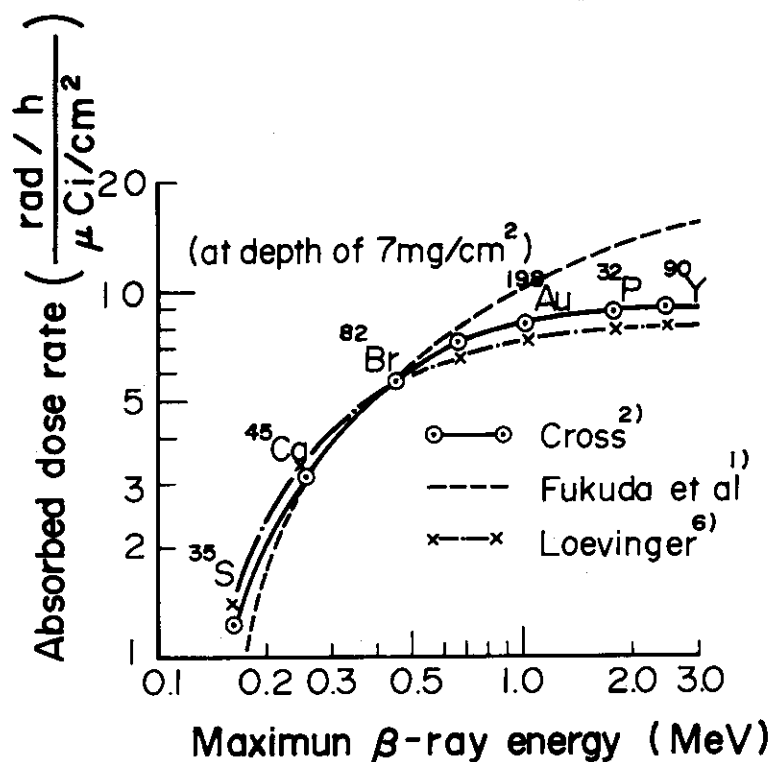


Fig.2-4 Comparison of calculated  $\beta$ -ray doses from plane source (skin contamination).

Fig. 2-5 は、放射性希ガスのサブマージョンについて、皮膚に対する  $\beta$  線の吸収線量率を示したものである。Berger の場合は、組織表面からの電子の“にげ”をモンテカルロ法により計算し、補正している。図からもわかるように、Berger 方式と Loevinger 方式とは、その吸収線量の値は、ほぼ等しくなっている。しかし、<sup>86</sup>Kr に対する値について、Hendrickson<sup>7)</sup> の算定値は、Loevinger 方式で計算しているが、吸収係数の値が違っているため、他に比べ低くなっている。

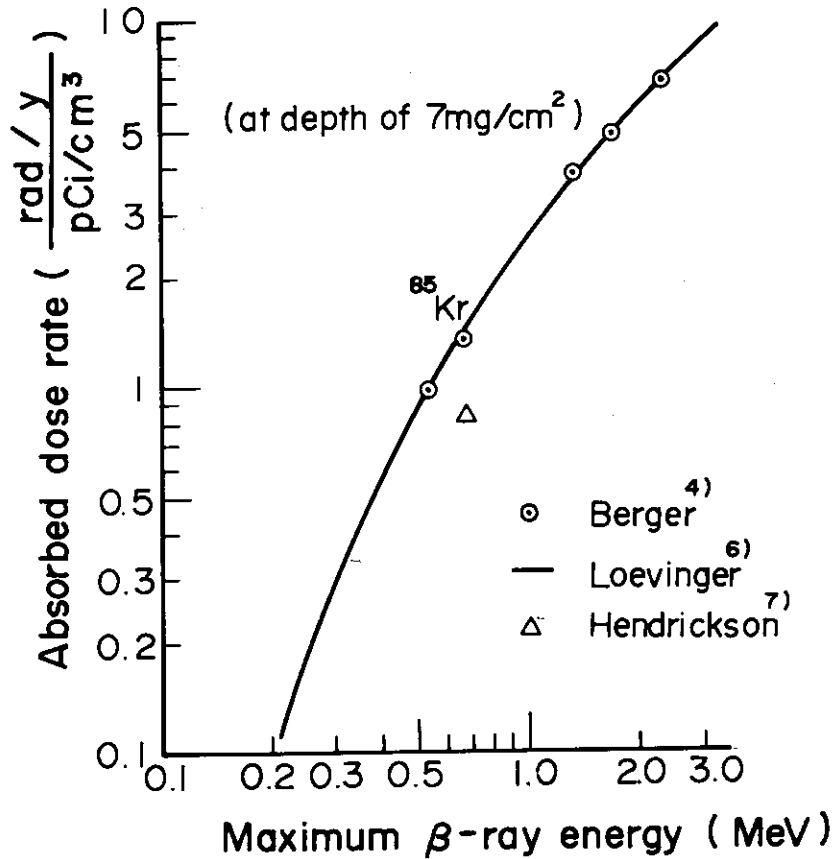


Fig.2-5 Comparison of  $\beta$ -ray doses in tissue (skin) immersed in a radioactive cloud.

以上の比較を要約し、まとめとする。

- ① ある程度の誤差（例えば、2倍位までの差異）がゆるされる条件下では、吸収係数法<sup>1)</sup>は結果が図表化されており、放射線管理上の簡便法として有用である。しかし、点および平面の線源形状についていえば、Cross<sup>2)</sup>によってもその線量の計算結果が表として示されており、これを用いることによって、皮ふ線量を精度よく評価することができる。
- ② Loevinger<sup>6)</sup>の経験式を用いる方法は、計算結果ではCrossやBergerとほぼ同じ値が得られる。しかしながら、この方法は、結果が一般化された形で示されており、放射線管理の実際面での使用という点では不便がある。その上吸収係数法と同じく、吸収線量を平均エネルギーと吸収係数の積として求めていることに難点がある。
- ③ 放射性希ガスのサブマージョン計算は、Berger<sup>4)</sup>の表を使うことによって簡単におこなえる。この方法は計算方式においても妥当性があり、結果が表として示されているので、放射線管理上使用するのに適していると考えられる。また、<sup>85</sup>Krに対するものとして、Hendricksonの値を用いることは、過少に（皮ふ $7\text{mg}/\text{cm}^2$ 下で約 $1/2$ ）評価することになる。（井沢）

## 参 考 文 献

- 1) 福田など：JAERI-1065 (1964)
- 2) W. G. Cross : AECL-2793 (1967)
- 3) M. J. Berger : J. Nucl. Med. 12, 5 (1971)
- 4) M. J. Berger : Health Physics 26, 1 (1974)
- 5) L. V. Spencer : Physical Review 98, 1597 (1955)
- 6) R. Loevinger : Radiation Dosimetry (1961)
- 7) M. M. Hendrickson : IAEA-SM-146/12 (1970)

## 2.2.3 短半減期塵埃の平均濃度の簡易算出法

スタックから排出する塵埃状放射性物質の濃度の測定は、固定濾紙式ダストモニタでおこなっている。

長半減期核種に対する排出平均濃度の算定は、天然に存在する<sup>220</sup>Rn, <sup>222</sup>Rnの娘核種の減衰する3日後にGMスケーラなどによって再度濾紙上の捕集放射能を測定しておこなっているが、短半減期核種の排出平均濃度はこの方法で算出できず、集塵中のモニタ指示記録から求めることになる。

短半減期核種の排出濃度が一定のときには、次式から濃度C ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )を求めることができる。

$$C = \frac{N \times \lambda}{3.7 \times 10^4 \times \eta \times F \times 10^3 \times (1 - e^{-60 \times \lambda T})} \quad (1)$$

ここで

- N : 正味の計数率 (cps)
- $\lambda$  : 短半減期核種の崩壊定数 ( $\text{min}^{-1}$ )
- $\eta$  : 計数効率
- F : 集塵空気流量 ( $\ell/\text{min}$ )
- T : 集塵時間 (h)

しかし、排出放射性物質の濃度は常に一定であるとは限らず、濃度が変化しているときには(1)式で濃度を算出することができない。濃度の変化があっても平均濃度が算出できる方法を考えてみた。

今、短半減期核種の濃度C (t)のときの、モニタ指示値N (t)の変化率は次式で表わされる。

$$\frac{dN(t)}{dt} = 3.7 \times 10^4 \times F \times 10^3 \times \eta \cdot C(t) - \lambda \cdot N(t) \quad (2)$$

$3.7 \times 10^4 \times F \cdot \eta$ は集塵条件が変わらない限り一定の値であり、これをKとおき、C (t)について整理すると、

$$C(t) = \frac{1}{K} \frac{dN(t)}{dt} + \frac{\lambda}{K} N(t) \quad (3)$$

となる。

T時間集塵したときの平均濃度 $C_{ave}$ は、(3)式を積分して時間平均したものであり、次式と

なる。

$$C_{ave} = \frac{1}{T} \int_0^T C(t) dt = \frac{1}{60 \times k \cdot T} \left\{ N(T) - N(0) + \lambda \int_0^T N(t) dt \right\}$$

$N(T)$  は、 $T$  時間集塵直後の指示値であり、 $N(0)$  は、集塵前の指示値である<sup>(4)</sup>。

$\int_0^T N(t) dt$  は、正味の指示値を積算した値であり、天然に存在する $^{220}\text{Rn}$ 、 $^{222}\text{Rn}$ の影響を除いた積算値である。この積算値は、ダストモニタのレコーダの記録から、あるいはレートメータの計数パルススケーラで連続計数して求めることができる。この計数値を $S_T$ とし、(4)式を整理すると次式になり、短半減期核種の排出平均濃度を求めることができる。

$$C_{ave} = \frac{4.5 \times 10^{-10}}{F \cdot \eta \cdot T} \left\{ N(T) + 1.2 \times 10^{-2} \times \frac{S_T}{T_{1/2}} \right\} \quad (5)$$

ここで $T_{1/2}$  は短半減期核種の半減期 (min) である。

$N(T)$ 、 $S_T$ とも天然の $^{220}\text{Rn}$ 、 $^{222}\text{Rn}$ の娘核種によるバックグラウンドを差し引いた値であり、通常状態におけるバックグラウンドをあらかじめ求めておく必要がある。

現在、この算出方式を用いて、開発試験室のSHEから排出する $^{138}\text{Cs}$ 、 $^{88}\text{Rb}$ の短半減期核種の平均濃度、排出量を算定している。(山本)

#### 2.2.4 JRR-2 排水モニタリング方式の変更

JRR-2 管理区域から排出する廃液の放射能濃度をこれまで排水管の途中に設けられた水モニタによって連続監視し、管理基準値 ( $1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) 以下のときはそのまま一般排水し、管理基準値以上のときは貯留タンク (以下DPタンクという) に貯留していた。これまでのモニタには、排水管途中に設けた水モニタのバックグラウンドが排水管内の汚染によって上昇してきたこと、計数効率が低いこと、またトリチウムの排出管理が十分にできないなどの欠点があった。この測定方法にかわって、全廃液を一旦DPタンクに貯留し、満水になった時点で濃度を測定して排出する方式に改めた。DPタンク内の放射能濃度の測定は、一般に蒸発乾固法でおこなわれているが、測定頻度の多いことから水モニタを採用することにした。同時に遠隔操作でサンプリングできるように改善した。

水モニタの設計にあたっては、これまでの水モニタの問題点を検討し、次の設計条件を設定した。

- (a) 検出感度は  $1 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  以下とする。
- (b) 汚染しにくく、汚染しても除染が容易にできる。
- (c) DPタンク内廃液の水位などで指示値の変動がない。
- (d) 濃度が迅速に測定できる。
- (e) バックグラウンドの変動が少ない。
- (f) DPタンク中の廃液の平均的な濃度が測定できる。
- (g) DPタンクより離れた測定室でも廃液のサンプリングができる。

これらの条件を満足させるために、Fig. 2-6に示した測定方式を考えた。DPタンクの下の排水管の途中から廃液を約  $30 \text{ l}/\text{min}$  でサンプリングし、 $30 \text{ l}$  の容積をもつ検出槽内の



廃液中の $\gamma$ 線放出放射能濃度を $1\frac{1}{2}'' \phi \times 1''$ のNaI(Tl)シンチレーション検出器で測定する。廃液のサンプリングは自吸式タービンポンプでおこない。再びDPタンクに戻す方式である。検出槽内の液は約5分間で廃液と入れかわり、約15分間廃液を循環させることによって、約 $0.5\text{ m}^3$ のDPタンク内の廃液の平均濃度を求めることができる。

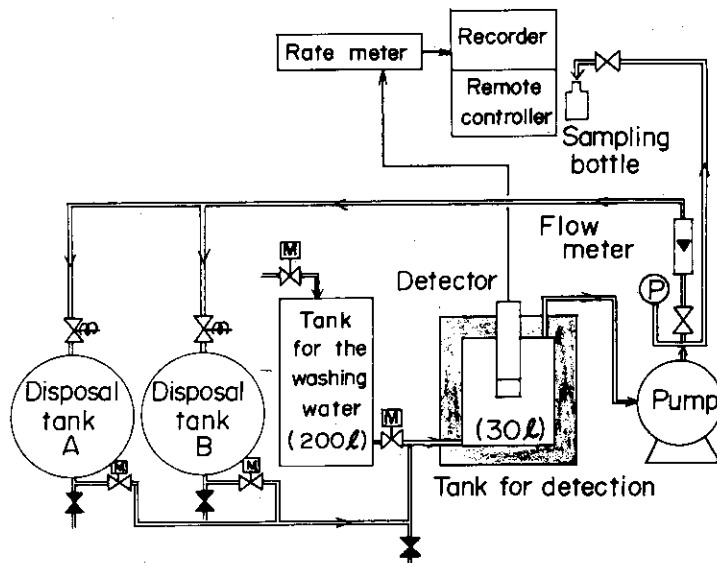


Fig. 2-6 Schematic diagram of the JRR-2 water monitor.

検出槽が大きいかほど検出感度はよくなるが、検出槽の容積に比例してはよくなり、 $1 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の濃度の測定が目標であることから、検出槽の容積は $30\text{ L}$ とした。検出槽は汚染の少ないこと、強度を必要とすることからSUS306の $2\text{ mm}$ 厚とし、周囲は厚さ $50\text{ mm}$ の鉛で遮蔽した。検出槽の内部の除染が可能ないように上部はフランジ構造とした。配管中での汚染物の沈着を少なくするために配管は硬質塩化ビニール管(VP管)にした。

検出槽内、配管内の汚染の沈着を防止するため、廃液測定後には、洗浄水を流通させて除染する方式をとった。洗浄水として浄水を使用し、洗浄水用タンクに一旦貯留して流す方式とした。給水管と検出槽を直結した場合、給水断水時に廃液が浄水管に逆流することが考えられ、洗浄水用タンクを設けることにした。廃液濃度測定後、約15分間洗浄水を流通させることによって、測定前のバックグラウンドにすることができる(Fig. 2-7)。なお、洗浄後の液は、測定しているDPタンク内の廃液の放射能濃度を薄めることのないように、他方のDPタンクに流し込むようにした。

濃度測定の間、DPタンクから約 $30\text{ m}$ 離れた測定室に廃液試料を約 $3\text{ L}/\text{min}$ で送ることができ、トリチウム濃度測定用、核種同定用試料を、測定サンプリング終了直前に採取することができる。

電動バルブ、電磁バルブ、ポンプはシーケンス回路の組まれた制御装置で作動し、指定した時間、自動的に、濃度測定のための廃液の循環、洗浄、洗浄水の給水が実行できる。

$^{24}\text{Na}$ 、 $^{56}\text{Mn}$ を用いてモニタ指示値を校正した結果、 $2.0 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cps}$ の校正定数が得られ、バックグラウンドが $6\text{ cps}$ であるところから、 $4 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の濃度の検出が可能である。(山本)

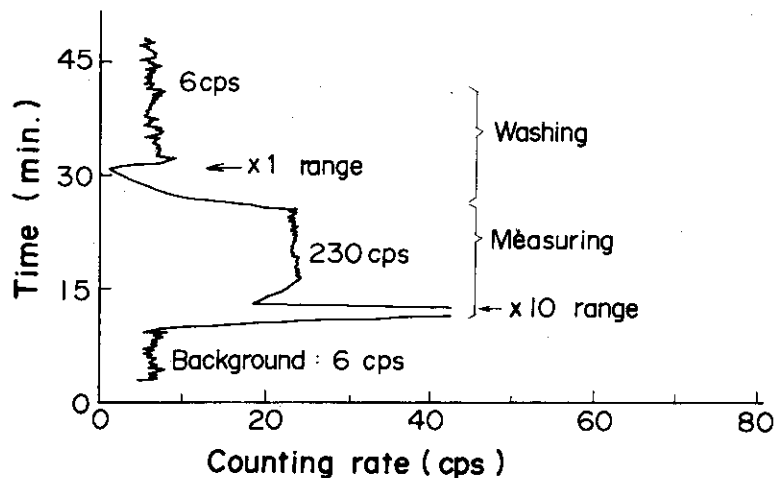


Fig. 2-7 Record of reading of the water monitor.

### 2.2.5 JPDRから排出するFP希ガスの崩壊生成物による被曝線量寄与の評価

軽水炉で原子炉水中に漏洩したFP希ガスは、減衰したのち、環境へ排出される。この希ガスの崩壊生成物核種の照射線量率が、希ガスの照射線量率に寄与する割合を、JPDRの場合について計算した。

JPDRの廃ガス貯留タンクを通過するガスが、排気口に達するまでの所要時間は、0.5時間である。そこで、半減期が比較的長い $^{88}\text{Kr}$ および $^{138}\text{Xe}$ の娘核種である $^{88}\text{Rb}$ および $^{138}\text{Cs}$ に注目して検討した。そのほかは無視できる。

(1)  $^{88}\text{Rb}$ および $^{138}\text{Cs}$ の希ガスに対する放射能比

排気口から排出して一定時間経過後の $^{88}\text{Rb}$ および $^{138}\text{Cs}$ の希ガスに対する放射能比は、次式で求めることができる。

$$\frac{A_{di}(t+T)}{A_R(t+T)} = \frac{A_{pi}(t+T)}{A_R(t+T)} \times \frac{A_{di}(t+T)}{A_{pi}(t+T)} \quad (1)$$

ここで

$A_{di}$  : 希ガス*i*核種崩壊生成物 ( $^{88}\text{Rb}$ または $^{138}\text{Cs}$ )の放射能

$A_{pi}$  : 親核種 ( $^{88}\text{Kr}$ または $^{138}\text{Xe}$ )の放射能

$A_R$  : 希ガスの放射能の和

$t$  : 排気口に達するまでの所要時間 (h)

$T$  : 排気口を出てからの経過時間 (h)

(1)式の右辺第1項の計算で、FP希ガスの炉水中への放出型態は、拡散型 ( $A_R = Y \lambda^{0.5}$ ) を使用した<sup>1)</sup>。また、右辺第2項の計算で、排気口に達するまでの間に生成した粒子状核種は、排気口のフィルタで、すべて除去されるものとする。 $^{88}\text{Rb}$ と $^{138}\text{Cs}$ の希ガスに対する放射能比の計算結果は、排気口出口での希ガス放射能に規準化して、Fig. 2-8に破線で示す。

(2)  $^{88}\text{Rb}$ および $^{138}\text{Cs}$ の希ガスに対する照射線量寄与

1崩壊あたりの照射線量は、実効エネルギーに比例するとして、 $^{88}\text{Rb}$ および $^{138}\text{Cs}$ の希ガスに対する照射線量比は、次式で求めることができる。

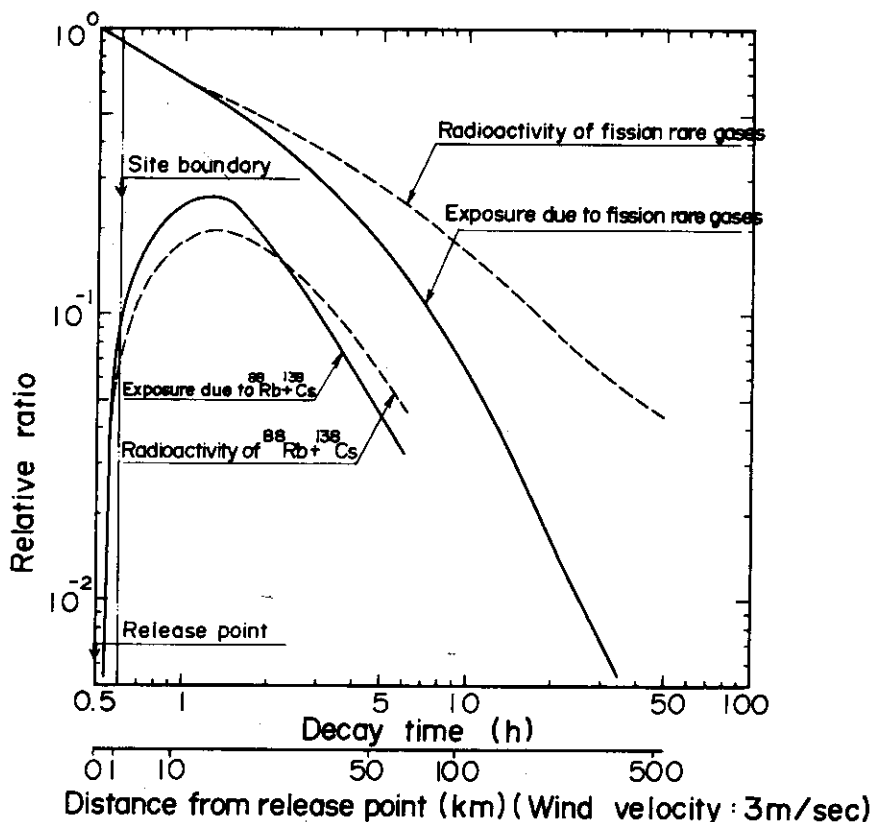


Fig. 2-8 Change of relative ratio of exposure and radioactivity with time after release.

$$\frac{D_{di}}{D_R} = \frac{A_{di}(t+T)}{A_R(t+T)} \times \frac{E_{di}}{E_R(t+T)} \quad (2)$$

ここで

- $D_{di}$  :  $^{88}\text{Rb}$  または  $^{138}\text{Cs}$  による照射線量
- $D_R$  : 希ガスによる照射線量
- $E_{di}$  :  $^{88}\text{Rb}$  または  $^{138}\text{Cs}$  の実効エネルギー
- $E_R$  : 希ガスの実効エネルギー<sup>2)</sup>

$^{88}\text{Rb}$  および  $^{138}\text{Cs}$  の希ガスに対する照射線量寄与の計算結果は、Fig. 2-8 に実線で示す。

(3)  $^{88}\text{Rb}$  および  $^{138}\text{Cs}$  の希ガスに対する敷地境界での照射線量寄与

敷地境界での、 $^{88}\text{Rb}$  および  $^{138}\text{Cs}$  の希ガスに対する照射線量寄与は、(2)式により計算した。ここで、排気口を出てから敷地境界に達するまでの時間  $T$  は、平均風速  $3\text{ m/sec}$ 、排気口から敷地境界までの距離  $1.1\text{ km}$  とすれば、 $0.1$  時間となる。また、排気口から排出するときの、FP希ガスの減衰時間は、廃ガス貯留タンクに貯留しない場合の  $0.5$  時間と、貯留した場合の  $1$  時間および  $24$  時間の3通りについておこなった。結果をTable 2-1に示す。

(4) まとめ

廃ガス貯留タンクに貯留せず排気口から、FP希ガスを排出した場合、 $^{88}\text{Rb}$  と  $^{138}\text{Cs}$  の放射能濃度は、Fig. 2-8に示すように、約50分後に最大となる。このときの放射能濃度は、排気口での希ガス放射能濃度の20%となる。また、照射線量は、排気口での希ガスによる照

射線量の26%になる。ただし、 $^{88}\text{Rb}$ と $^{138}\text{Cs}$ の最大濃度地点では、排気口での値に比較して、希ガスの放射能濃度が58%、照射線量が56%に減衰しているの、合計では排気口での値を上回ることはない。したがって、排出にあたっては、排気口で評価しておけば十分であることがわかった。また、 $^{88}\text{Rb}$ および $^{138}\text{Cs}$ の敷地境界における照射線量寄与は、Table 2-1に示すように、0.5時間減衰ガスを排出した場合、希ガスによる線量の10%に相当する。1時間減衰ガスを排出した場合は、 $^{88}\text{Rb}$ および $^{138}\text{Cs}$ の照射線量寄与は、ほぼ同程度で、希ガスによる線量の約7%に相当する。また、長時間減衰ガスを排出した場合は、希ガスの照射線量に対して無視できることがわかった。たとえば、24時間減衰ガスを排出した場合は、 $^{88}\text{Rb}$ の寄与だけになり、希ガスの照射線量の約0.6%である。

なお、FP希ガスの炉水中への放出形態は、本計算では拡散型 ( $A_R = Y\lambda^{0.5}$ ) を用いたが他の文献<sup>3)</sup>によると、( $A_R = Y\lambda^{0.4}$ ) という結果も報告されている。(松野)

Table 2-1 Exposure contribution ratio of  $^{88}\text{Rb}$  and  $^{138}\text{Cs}$  for fission rare gas

Decay time (t)	0.5 h		1 h		24 h	
	$^{88}\text{Rb}$	$^{138}\text{Cs}$	$^{88}\text{Rb}$	$^{138}\text{Cs}$	$^{88}\text{Rb}$	$^{138}\text{Cs}$
Nuclide						
Activity ratio ( $\frac{A_{di}}{A_R}$ )	0.039	0.033	0.049	0.014	0.014	0
Effective energy ( $\frac{E_{di}}{E_R(1+0.1)}$ )	$\frac{0.57}{0.86}$	$\frac{2.1}{0.86}$	$\frac{0.57}{0.85}$	$\frac{2.1}{0.85}$	$\frac{0.57}{0.13}$	$\frac{2.1}{0.13}$
Exposure ratio ( $\frac{D_{di}}{D_R}$ )	0.026	0.078	0.033	0.034	0.0064	0
Total	0.10		0.067		0.0064	

## 参 考 文 献

- 1) 井沢, 吉田, 佐々木: 保健物理, Vol. 7, 85~91 (1972)
- 2) JAERI-M 5866, 保健物理と安全管理, No.16, 125~127 (1974)
- 3) J. M. Skarpelos, R. S. Gilbert: Technical derivation of BWR, 1971 design basis, radioactive material source terms. NEDO-10871 (1973)

### 2.2.6 SL-1事故などで得られたスカイシャイン実測値と理論値との比較

$\gamma$ 線のスカイシャインの計算については、モンテカルロ法 (Lynch 1958) に始まり<sup>1)</sup>、Nishina-Klein の式を積分する微視的方法<sup>2), 3)</sup> (Trubey 1961, Kitazume 1968) および代数的扱い方をした巨視的方法<sup>4)</sup> (Kadokawa 1965) が報告されている。このうち

Trubey<sup>2)</sup>とKitazume<sup>3)</sup>は計算値をLynchのデータ<sup>1)</sup>と比較しているが、線源からの距離がいずれも100フィート(約30m)未満の範囲しかチェックされていない。数100mの場合に果して妥当性があるかどうかは未解明であった。

筆者は、SL-1事故(1961年)に関して報告されたデータ<sup>5),6)</sup>とガンマ・フィールドの値<sup>7)</sup>(Soyon 1957)を用いて、それらの理論値との比較を試みた。

SL-1では、事故現場から約320mまでの4つの方向(NE, SE, SW, NW)に合計24カ所の観測点を設けて、Juno型サーベイメータおよびフィルムバッジで継続的に測定した値が報告されている<sup>5),6)</sup>。その測定値<sup>5)</sup>に基づいてγ線レベルの等値線を地図上に描くと、約100m以遠では事故現場を中心とする同心円状となっており、建物等の遮蔽物の影響がほとんど現われていない。これはγ線の水平方向に伝播する成分よりスカイシャイン成分のほうが相対的に大きいと解釈できるが、この関係はKadokawaの式<sup>4)</sup>によって説明できる。

次に、例えばNE方向におけるγ線の照射線量率(大部分がスカイシャイン)の距離による減少の傾向を調べると、実測値はほぼ指数関数の傾向を有し(Fig. 2-9)、勾配はKadokawaの計算値<sup>4)</sup>とほぼ一致している。これに対して、Trubey<sup>2)</sup>, Kitazume<sup>3)</sup>らの

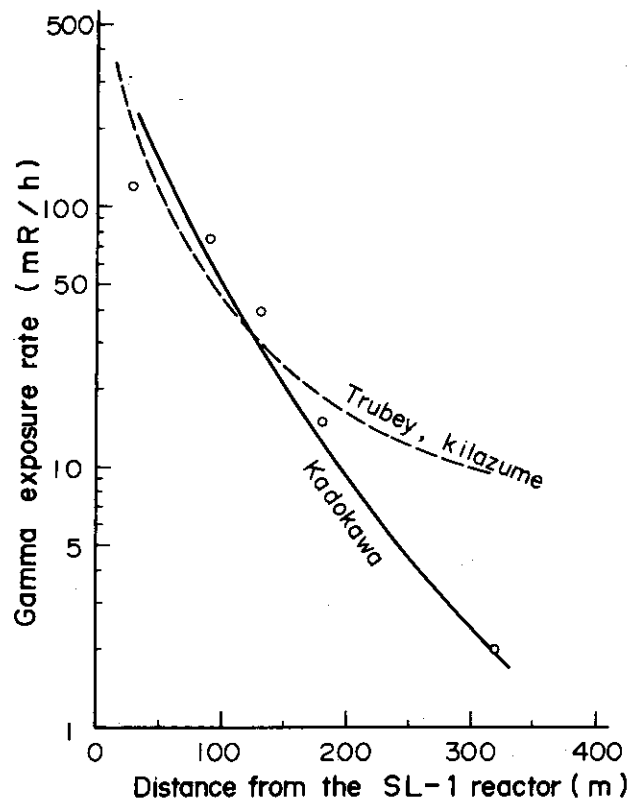


Fig.2-9 Gamma-exposure rates observed in the SL-1 accident in 1961, and comparison of the attenuation with calculation.

- Notes: ○ Observed values immediately after the SL-1 accident.  
 — Calculation by the Kadokawa's method, with  $2 \times 10^5$  Ci fission products (0.7 MeV)  
 --- Calculation by the Trubey's or Kitazuma's method, with  $2.2 \times 10^5$  Ci fission products (0.7 MeV)

理論値は距離の逆数の関係となっており、傾向の一致が認め難い。SL-1事故では線源の強さ(FPの量)が不明であるので、 $\gamma$ 線のレベルを比較することができない。そこで線源の強さが既知(2000Ci)の $^{60}\text{Co}$ 線源をガンマ・フィールドに置いて、 $\gamma$ 線レベルの分布を測定したSorin(1957)の実測値と比較したところ、約100m以遠においてKadokawaの式は距離的变化の傾向とともに、そのレベルも10%以内の精度で一致することが確かめられた。しかし、Trubey<sup>2)</sup>, Kitazume<sup>3)</sup>らの理論値は実測値よりもたとえば100mにおいて1/4程度低く、また距離的变化傾向も一致しない(Fig. 2-10)。

Kadokawaの式が実測値と良く一致する理由としては、 $\gamma$ 線の多重散乱成分を計算式の中に組みこんでいるためと解釈できる。(角川)

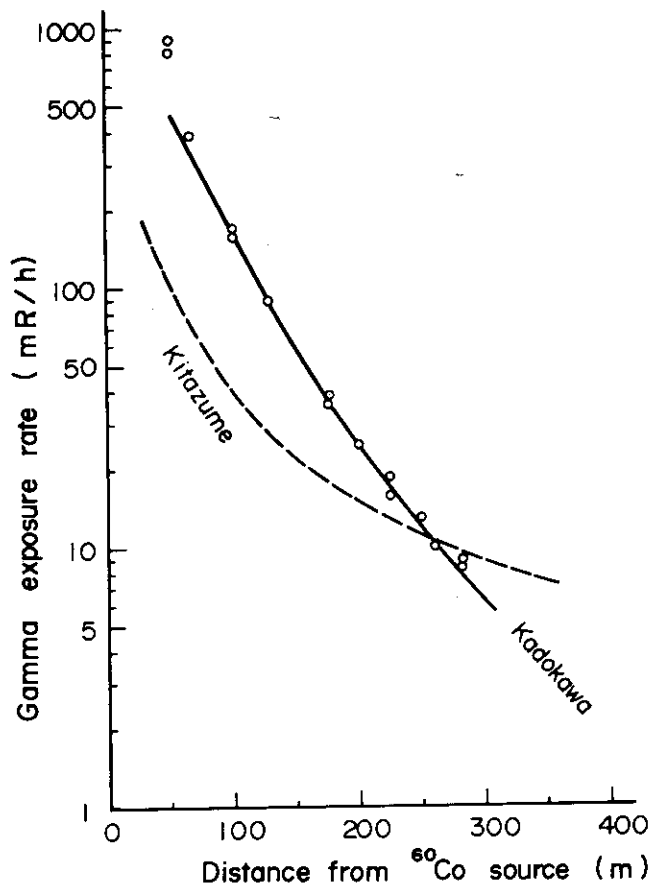


Fig. 2-10 Comparison of gamma-exposure rates in the BNL Gamma Field with calculation.

- Notes
- Measured values by S.R. Sorin et al. (2000 Ci of  $^{60}\text{Co}$ )
  - Calculation by the Kadokawa's method (2000 Ci of  $^{60}\text{Co}$ )
  - Calculation by the Kitazuma's method (2000 Ci of  $^{60}\text{Co}$ )

## 参 考 文 献

- 1) Lynch R. E. et al. : ORNL-2292, 1 (1958)
- 2) Trubey D. K. : Nucl. Sci. Eng. , 10 102~116 (1961)
- 3) Kitazume M. : J. Nucl. Sci. Technol. 5 (9), 464~471 (1968)
- 4) Kadokawa M. : JAERI 1193, P. 5 (1971)
- 5) USAEC : IDO-19302 (1962)
- 6) Horan J. R. et al. : Nucleonics, 19 (12), 43~46, (1961)
- 7) Soron L. R. et al. : NYO-2065 (1957)

## 2.3 放射線計測

### Radiation Instrumentation

The physical inventory verification instruments using a non-destructive technique were developed for inspection of Pu fuel plates contained in the birdcage. Measurements of the  $\beta$ -ray surface dose were performed with an extrapolation ionization chamber and a correction factor which depends on the relation between radius of collecting electrode and source radius was obtained. Absorbed dose rates of  $\beta$ -rays at the bottom of the epidermis were estimated with GM- and chamber-type survey meters. The energy dependence of sensitivity of GM tubes was studied in the energy range of 55 keV to 1.25 MeV. The sensitivity at 70 keV was three times higher than that at 1.0 MeV, so the filters such as Cu and Al were used to minimize the sensitivity difference. In the study on energy dependence of detection efficiency of the hand foot monitors, the relation between distance from the source and energy of  $\gamma$ -rays was clarified. A high-efficiency Pu air monitor was developed, which compensates for the background caused by  $\alpha$ -rays emitted from radon and thoron. A portable rem counter was developed. The counter consists of four  $\text{BF}_3$  tubes, moderator and electronics system, and can measure the counting rate, flux density and rem dose for both intermediate and fast neutrons.

#### 2.3.1 概要

非破壊検査法によるプルトニウム燃料板実在庫検証法を開発した。これにはプルトニウムから放出される自発中性子を検出する方法と、 $\gamma$ 線の強度変化を測定する方法とが用いられる。これにより、実在庫検証のための安全性を向上し、所要時間を大幅に短縮することができた。

外挿電離箱を用いた金属ウランなど $\beta$ 放射体の表面線量測定法を検討した。一般的に外挿電離箱を用いる場合は、集電極の大きさに比して線源は充分大きくする必要があることがわかった。また、 $\beta$ 線用サーベイメータで、 $\beta$ 線による皮膚不感層直下の吸収線量を求める方法を検討した。電離箱型サーベイメータの場合はメータ指示値と換算係数を用いて吸収線量を求めることができる。しかし、GM型サーベイメータの場合は換算係数が $\beta$ 線のエネルギーに依存することがわかった。

サーベイメータ、各種のモニタなどに使用するGM計数管のエネルギー依存性を調べた。計数管管壁がガラス、アルミニウムなどの場合、70 keV付近の感度が1 MeVの3倍も高い。そのため、銅などで管壁を覆いエネルギー依存性を少なくすることを検討した。

ハンド・フットモニタの足検出部の $\gamma$ 線検出効率のエネルギー依存性を調べた。線源と検出器との距離が変るとエネルギー依存性も変るので、その校正曲線と検出限界を求めた。

プルトニウムから放出される5.2 MeVの $\alpha$ 線計測では、これ以上のエネルギーの $\alpha$ 線を放出するラドン、トロンに起因するバックグラウンドの影響が大きいため、後者を消去してプルトニウムの検出効率を高めたプルトニウムエアモニタを開発した。

携帯型レムカウンタを開発した。4本の $\text{BF}_3$ 計数管と減速材を用いた検出部と計数演算装置とで構成されており、高速、中性子の計数率、線束密度および組織等価線量を測定することができる。(沼宮内)



### 2.3.2 プルトニウム燃料板実在庫検証法の開発

1973年度に引き続き、バード・ケージに収納されているプルトニウム燃料板の非破壊検査法による実在庫検証法の開発を進め、以下の結果を得た。

$\gamma$ 線による方法：コリメータと検出器をバード・ケージ上部に固定し、バード・ケージを回転させる。コリメータは幾何学的分解能を良くするため傾斜型にし、測定時間を短縮するため3組のスリットをつけた。検出器はNaI(Tl)を用い、散乱線を除くため、60～65keVの $\gamma$ 線を検出した。バード・ケージは1回転60秒で回転させた。濃縮率92%英国製燃料板の $\gamma$ 線強度は低いいため、6回転させる必要があるが、他の燃料板は1回転で充分である。バード・ケージを回転させて $\gamma$ 線の強度変化を測定すると、燃料板が収納されている位置では強度が著しく増大し、鮮明なピークが現われる。このピーク数から燃料板数量を計数することができる。測定結果のうち、濃縮率81%英国製燃料板の $\gamma$ 線強度変化をFig. 2-11に示した。

中性子による方法：燃料板の自発中性子放出率は、その型（濃縮率、製造国など）によって異なり、それぞれの燃料板のアイソトープ組成から放出率を求めることができる。したがって、中性子を検出することにより、燃料板収納数量を計数することができる。検出器は円筒型パラフィン減速材に4本のBF<sub>3</sub>計数管を挿入したもので、これをバード・ケージ上部におき測定した。測定結果のうち、濃縮率92%英国製燃料板の収納数量と、計数值との関係をFig. 2-12に示す。

これらのいずれの方法でも実在庫検証は可能であるが、 $\gamma$ 線または中性子線源で燃料板をおきかえられる場合が想定されるので、2つの方法を併用するか、交互に使用することが望ましい。（沼宮内）

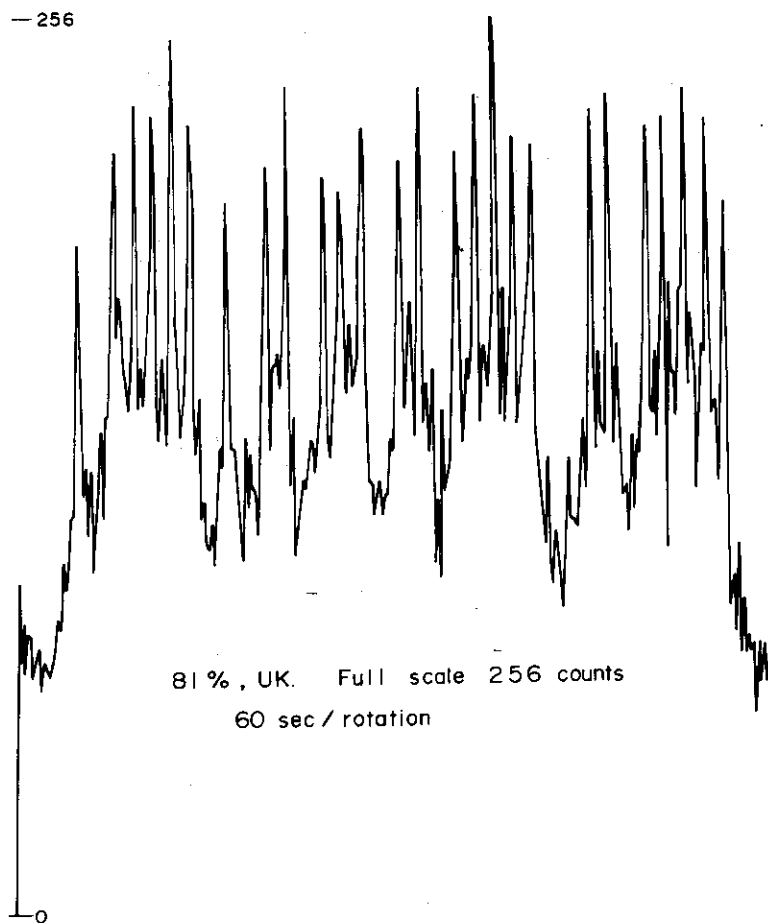


Fig.2-11 The intensity change of  $\gamma$ -rays of plutonium fuel plates.

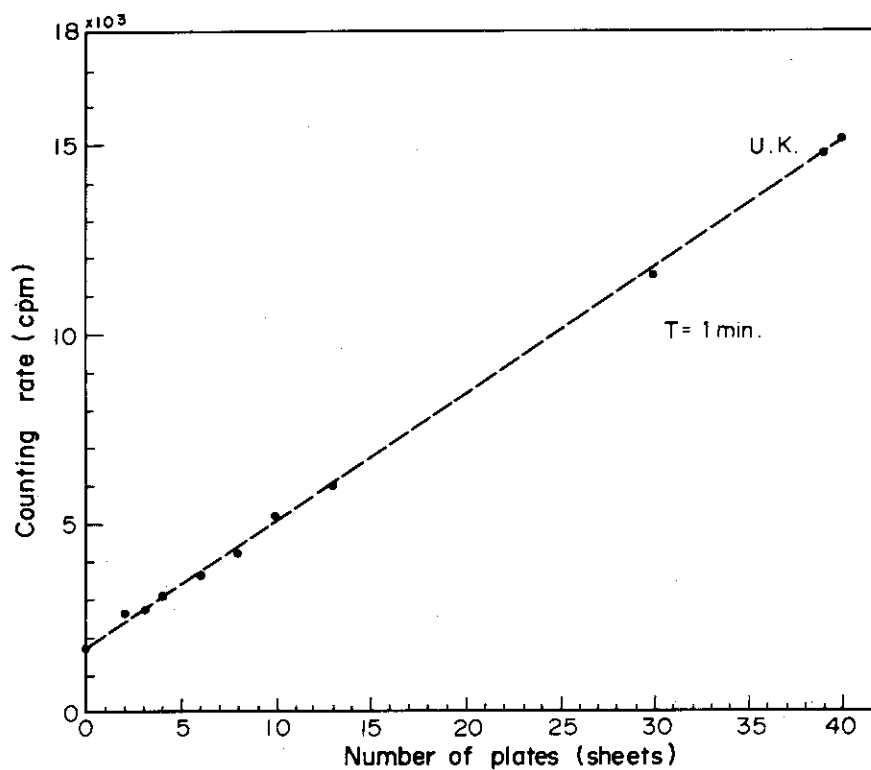


Fig.2-12 Linear relation of counting rate to number of 2-2-1/16 (92%) plates.

### 2.3.3 外挿電離箱の集電極面積と $\beta$ 線源の大きさとの関係

集電極が30mm $\phi$ 、ガードリングの外径が70mm $\phi$ 、内径が31mm $\phi$ の円筒型外挿電離箱を用いて、 $^{198}\text{Au}$ 、金属ウラン（天然）の表面線量率の測定を行った。 $^{198}\text{Au}$ 線源は、ポリエステルフィルム（0.6 mg/cm<sup>2</sup>）に金蒸着し、JRR-4で中性子照射し作成した。線源の大きさは40mm $\phi$ である。 $^{198}\text{Au}$ 以外の放射能のないことを、 $\gamma$ 線スペクトルの測定および $\beta$ 線の減弱曲線から確認した。金属ウラン線源の大きさは、40mm $\phi$ 、厚さは3mmである。 $\beta$ 線の飛程からみて、この厚さは無限大と考えてよい。

電極間隔0.4, 0.9, 1.4mmの測定結果から外挿して求めた金属ウランの表面線量率は、183 mrad/hであった。この値は、Bassらの測定結果<sup>1)</sup>にくらべ約2割低い。測定結果が低かった原因として、外挿電離箱の集電極の大きさにくらべ、使用した線源が小さいことが考えられるので、オートラジオグラフィにより放射線強度の分布を調べた。ポリエチレンおよびポリエステルフィルム（厚さ7 mg/cm<sup>2</sup>）で被覆した40mm $\phi$ および75 $\times$ 65mmの2種類の金属ウラン線源を使用した。密着照射の場合は、両線源とも一様な黒化度を与える。線源フィルム間隔が1mmの場合（外挿電離箱測定では電極間隔約2mmに対応）は、Fig. 2-13で示されているように線源の大きさによって黒化度分布が異なる。縦軸は密着照射の場合の黒化度を1として規格化した。長方形ウランの場合は密着照射とほぼ等しく、ほぼ一様な黒化度である。一方、40mm $\phi$ 線源では、中心部での黒化度が4%小さく、ガードリング部位に対応する周辺部でさらに黒化度が小さくなる。この結果から、集電極30mm $\phi$ の外挿電離箱の場合、線源の大きさとして40mm $\phi$ では小さすぎるのがわかり、表面線量率の測定結果が低いことの原因が解明できた。このため、大きな線源が測定できるように外挿電離箱を改造することにした。

外挿電離箱を用いて金属ウランの $\beta$ 線表面線量率を求める場合、集電極の直径 $d_0$ が30mm以下のときは、線源の直径が60mm以上、 $d_0$ が30mm以上のときは線源の直径は $(d_0 + 30)$ mm以上であることが望ましい。 $^{198}\text{Au}$ の場合は、 $d_0$ が20mm以下のときは線源直径40mm以上、 $d_0$ が20mm以上のときは $(d_0 + 20)$ mm以上であることが必要である。  
(備後)

### 参 考 文 献

- 1) H. Bass, H. DiGrovani and H. D. Levine : AECD-2753 (1949)

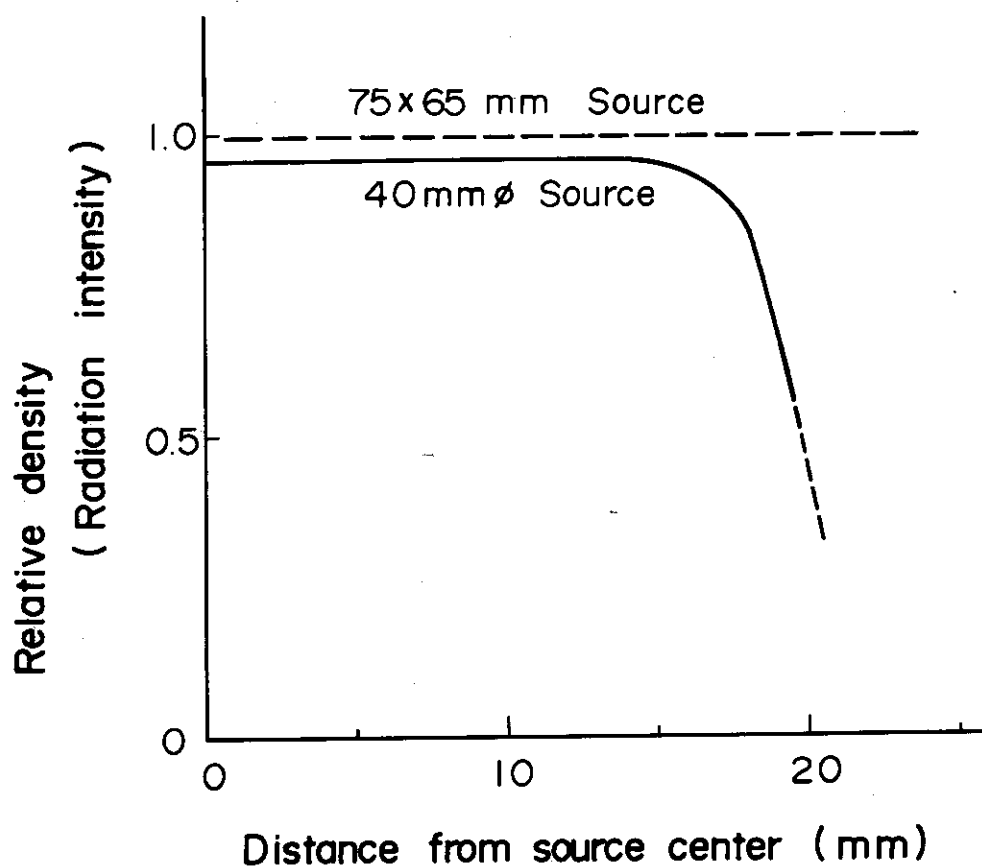


Fig. 2-13 Relative intensity of radiation.  
(Source to detector distance 1mm)

#### 2.3.4 サーベイメーター指示値からの $\beta$ 線吸収線量率の評価方法

$\beta$ 線検出用の窓を持ったサーベイメータを用いて、照射線量率を読み、その値から皮膚の不感層 ( $7 \text{ mg/cm}^2$ ) の直下における $\beta$ 線の吸収線量率を評価する方法が従来より当部で行われて来た。最近サーベイメータの機種が新しい型に変わり、 $\beta$ 線吸収線量率への換算係数が従来の放射線管理マニュアルに載っていない場合が多い。そこで、現在多く使用されている形式の電離箱サーベイメータおよびGMサーベイメータについて再測定を行った。

##### (1) 測定方法

$\beta$ 線源として次のような $^{198}\text{Au}$ および天然ウラン(金属)線源を用いた。

##### イ) $^{198}\text{Au}$ 線源

$0.6 \text{ mg/cm}^2$  のダイアフィルムの基材上に金を円形に真空蒸着したものをJRR-4で中性子照射したもの。半径5, 11.3, 20, 40, 79.4mmの5種であって、外挿電離箱およびフィルムによって皮膚不感層(約 $7 \text{ mg/cm}^2$ )直下の吸収厚の場合の $\beta$ 線吸収線量率が値づけされた。

ロ) 天然ウラン線源

上面を研磨して金属ウランを露出させ、微量のシリコングリースを塗布した上にダイアフィルム ( $0.6 \text{ mg/cm}^2$ ) で被覆し酸化を防止したもの。大きさは半径 23, 40, 59, 78.8 mm の 4 種であった。これらの天然ウラン線源による皮膚不感層直下の  $\beta$  線吸収線量率は文献<sup>1)</sup>を参照するとともに前節に述べられたことを勘案し、 $230 \text{ mrad/h}$  とした。

供試サーベイメータの機種、台数は次のものである。

イ) 電離箱サーベイメータ

SBI-52101 B 2台, DR-3 3台, ICS-203 2台, NDR 13101  
2台, ICS-202 2台

ロ) GMサーベイメータ

NSM 150 (旧名 SM-150) 4台

$^{198}\text{Au}$  および天然ウラン線源ともにダイアフィルムとポリエチレンの  $5 \text{ mg/cm}^2$  の膜を適当に組み合わせて、吸収層約  $7 \text{ mg/cm}^2$  をつくり、それをサーベイメータとの間に介在させて測定した。GMサーベイメータについては先端のキャップをとり除き、電離箱サーベイメータについては半円形の窓を開いて測定した。サーベイメータのプロブ先端面と線源面との距離を 1 cm にとり、これら 2 つの面を平行に保って、相対位置を変化させ、照射線量率の指示値が最大になるところを探して、その指示値を読みとった。読みとった指示値には「 $\gamma$  線についての」校正定数を乗じた。

(2) 結果および考察

Fig. 2-14 に電離箱サーベイメータについて、線源の直径と皮膚不感層直下の吸収線量率への換算係数との関係を示した。線源が  $^{198}\text{Au}$  (最大エネルギー  $0.96 \text{ MeV}$ ) であっても天然ウラン (最大エネルギー約  $2 \text{ MeV}$ ) であっても、またサーベイメータの機種が異なっても、上記の関係はここに示したグラフの  $\pm 30\%$  の範囲内で合致していた。

GMサーベイメータでは線源の直径と換算係数との関係は Fig. 2-15 のようになった。 $\beta$  線の最大エネルギーの差が換算係数に大きく影響を及ぼし、 $^{198}\text{Au}$  と天然ウランとでは換算係数の値の間に約 3 倍の開きがあった。換算係数が大きい方が安全側の評価になるので、 $^{198}\text{Au}$  に対するグラフを採った方が当面は良いと考えられるが、他のエネルギーの  $\beta$  線源について換算係数がどのように変わるかは残された問題になると考える。(須賀)

参 考 文 献

- 1) Radiological Health Handbook (1970) p. 204

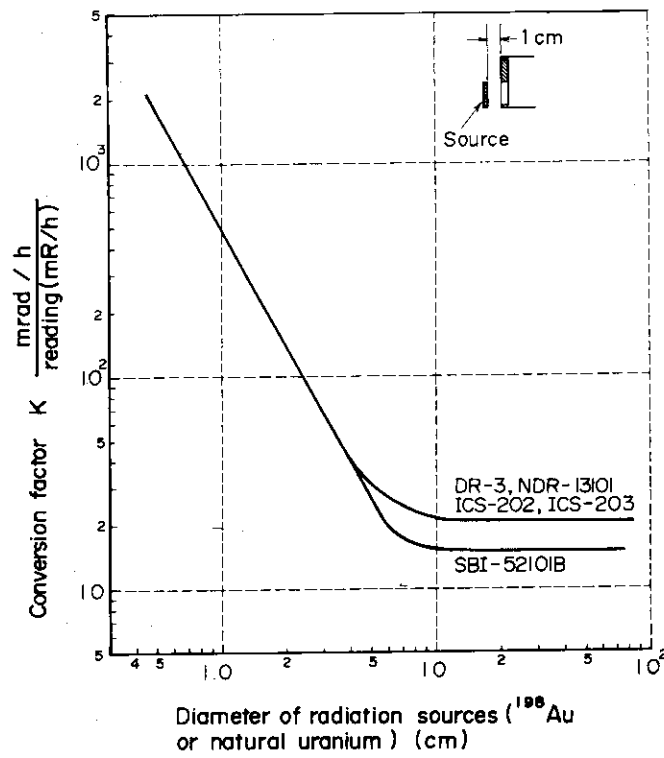


Fig.2-14 Response of ionization chamber survey meters to  $\beta$ -ray dose rate under  $7\text{mg/cm}^2$  of tissue (the skin dose).

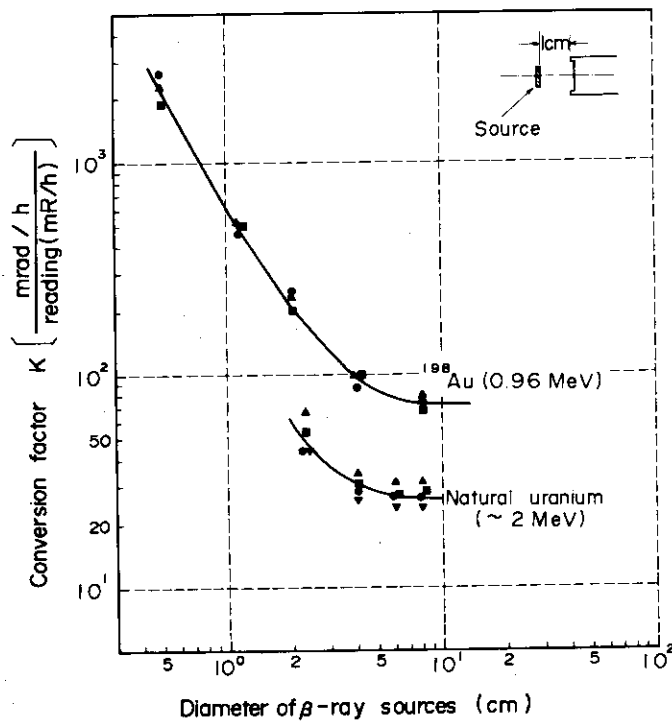


Fig.2-15 Response GM tube survey meter (type NSM 150) to the dose rate under  $7\text{mg/cm}^2$  of tissue.

## 2.3.5 各種 GM 計数管のエネルギー特性

東海研究所では放射線管理のための空間線量率測定用として種々の型式の GM 計数管式サーベイメータおよびモニタが用いられている。それらの検出器である GM 管の感度は X 線,  $\gamma$  線のエネルギーによって異なるので, GM 管のエネルギー特性を把握するため測定を行った。

## (1) 測定方法

実効エネルギー 55 keV, 75 keV, 105 keV の X 線は 2"  $\phi$   $\times$  2" の NaI (T $\ell$ ) のシンチレータでスペクトル分布を測定し, できるだけスペクトルの光電ピークが鋭くなるようにアルミニウム, 銅などのフィルタの種類とその厚さを変えて得た。320 keV, 660 keV, 1250 keV のエネルギーの X 線,  $\gamma$  線はそれぞれ  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$  によって得た。照射線量率は容積 500 cc の球形電離箱を用いて測定した。エネルギー特性は GM 管を収納するカバーの材質によって異なるので, 裸の GM 管, 1 mm 厚アルミニウムで包んだ GM 管, 1 mm 厚銅で包んだ GM 管の 3 通りの場合について測定を行った。

## (2) 測定結果および考察

測定結果についての詳細は JAERI-M レポートにまとめる予定であるが, 1 例として  $\gamma$  線空間線量率測定用の NSM 150 (旧名 SM-150) 形 GM サーベイメータ等に用いられている NGM H9212-4 (旧名 GM 9111H) の測定結果を Fig. 2-16 に示した。70 keV 付近に感度の極大点があって, 1 MeV の場合の感度の 2~3 倍になっている。カバー材質がアルミニウムの場合のエネルギー特性は裸の場合のそれとほぼ同じであるが, 銅の場合にはエネルギー特性が改善される。今後は現在のアルミニウムの GM 管ケースは材質を変更して, エネルギー特性を改善する方向をとりたい。(須賀)

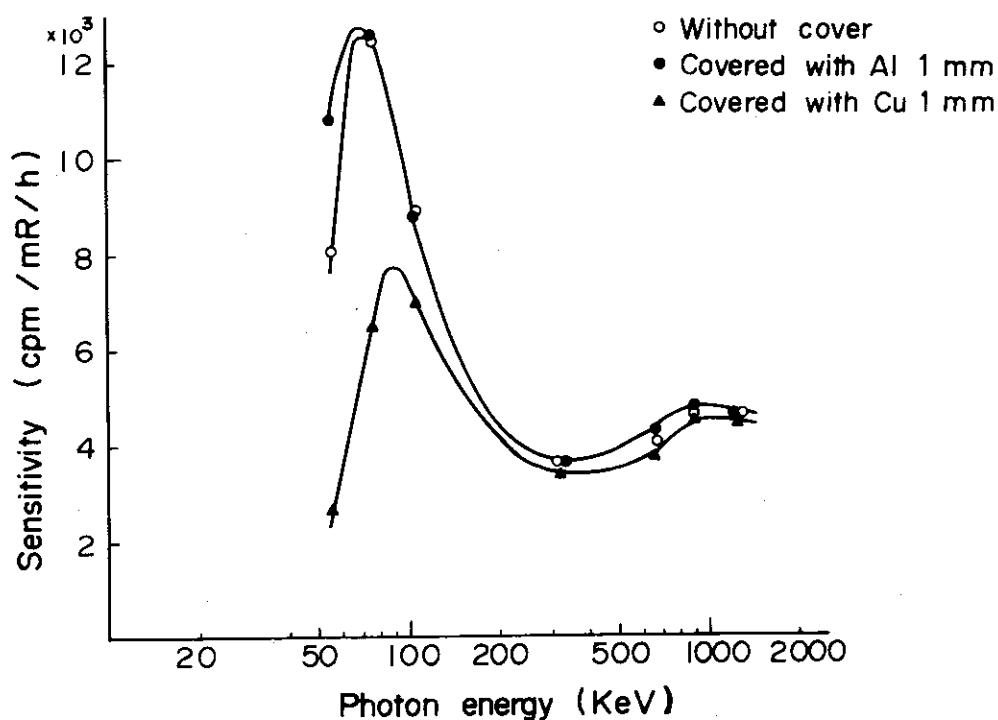


Fig. 2-16 Energy dependence of sensitivity of GM tube NGM H9212-4.

### 2.3.6 ハンドフットモニタの $\gamma$ 線に対する計数効率

#### (1) 概要

ハンドブックモニタはホットエリア内で作業者が汚染されたか否かを検査する測定器の1つである。この測定器は本来、手部および足部の汚染の有無を調べるためのものであるが、GM管方式のハンドフットモニタは $\beta$ 線および $\gamma$ 線に感度を有するので、衣服等に付着した $\gamma$ 線を放出する放射性物質も検出することができる。そこで作業衣に汚染があった場合を想定し、足検出部に関して、光子検出効率の光子エネルギー依存性と検出限界との関係について調査を行った。

#### (2) 実験

実験に使用したハンドフットモニタは東芝製6089S型で、手部、足部、衣服部の3チャンネル方式のものである。検出器は直径5cmの端窓型GM管5004(Aloka)を足部に片側3本ずつ6本、手部に8本、衣服プローブに1本の合計15本を使用している。実験に用いた線源は8核種( $^{241}\text{Am}$ ,  $^{57}\text{Co}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{22}\text{Na}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{88}\text{Y}$ )で、IAEAおよびRCCの校正用線源である。実験はFig. 2-17のように線源を足検出器の上部空間に細い木製の棒を介して固定し、高さを変え、それぞれの位置での足チャンネル増幅器の出力信号をスケータで計数した。また、作業者の内側、床面より42cmの位置に前述の線源を装着して普通の汚染検査を行う姿勢で立ち、各核種について計数率を測定した。作業者はRI作業靴、ズボン下、作業ズボンを着用していた。

#### (3) 実験結果

##### (a) 検出効率の光子エネルギー依存性

検出器の光子エネルギー依存性の測定結果をFig. 2-17に示す。縦軸は $3.7 \times 10^4$  photons/secの光子当りの計数率を表わし、横軸は光子エネルギーである。パラメータは足検出器上面からの高さである。光子エネルギーは各核種のうち、互いに接近した2つ以上のエネルギーの光子を放出するものは、そのエネルギーと放出率を考慮した平均エネルギーを用いた。また、エネルギーが大きく異なる2つの光子を放出する核種については、一方をエネルギーの近い他の核種の検出効率を用いて補正する方法をとった。

##### (b) 線源を脚に装着した場合の検出限界

一般に検出限界計数率 $n_n$ は自然計数率を $n_b$ 、測定器の時定数を $\tau$ とし、標準偏差の3倍を検出限界とすると

$$n_n = \frac{3}{2} \left\{ \frac{3}{2\tau} + \sqrt{\left(\frac{3}{2\tau}\right)^2 + \frac{4n_b}{\tau}} \right\} \quad [\text{cps}]$$

で表わされる。検出しようとする量は $n_n$ を $1 \mu\text{Ci}$ 当りの正味計数率で割った値である。今回の実験では $\tau = 10 \text{ sec}$ で $n_b = 6.4 [\text{cps}]$ であった。したがって $n_n = 2.6 [\text{cps}]$ となる。この値から求めた膝の位置での検出限界は $^{241}\text{Am}$ :  $31.0 \mu\text{Ci}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ :  $3.6 \mu\text{Ci}$ ,  $^{60}\text{Co}$ :  $0.75 \mu\text{Ci}$ であった。(岩田)



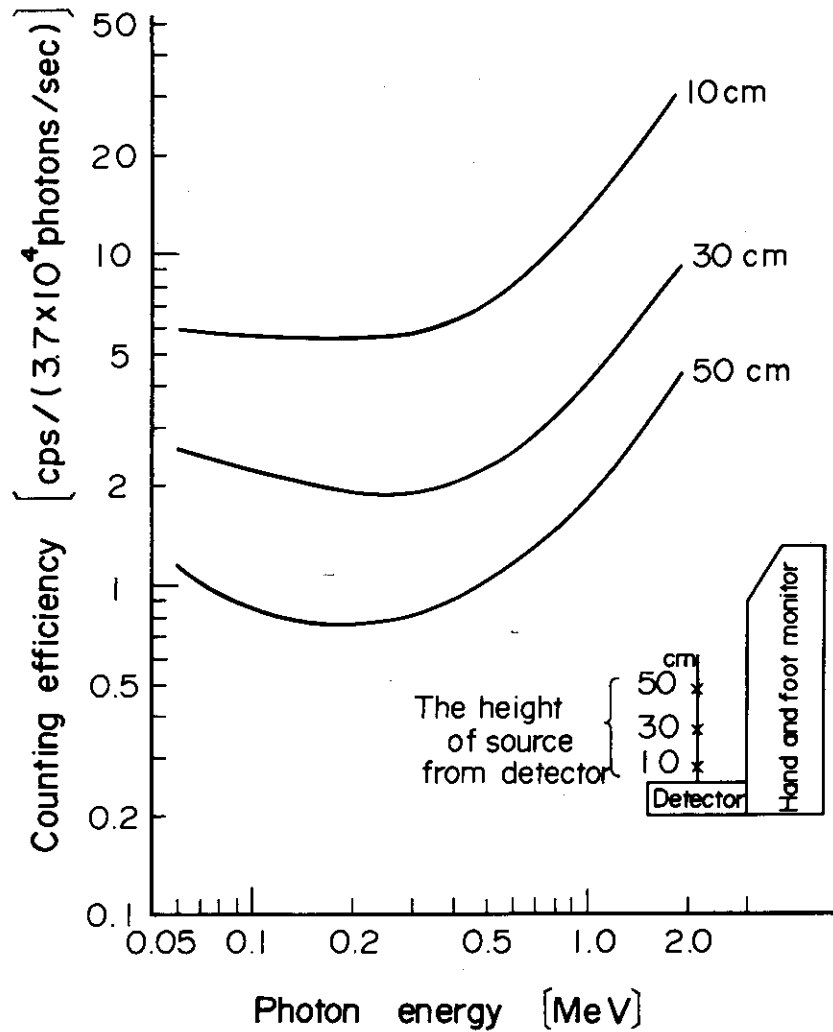


Fig.2-17 Photon energy dependence of counting efficiency.

### 2.3.7 バックグラウンド補償型プルトニウムエアモニタ

大洗研究所燃料研究棟で使用するプルトニウムエアモニタを設計試作した。空气中塵埃はHE-40 濾紙に集塵し、これを450 mm<sup>2</sup>の検出面積を有する半導体検出器を用いて $\alpha$ 線の検出を行う。プルトニウムの5.2 MeVの $\alpha$ 線はシングルチャンネル波高分析器により選択的に計測する。このプルトニウム計測チャンネルに影響をおよぼすプルトニウムよりも高いエネルギーを放出する自然のラドン、トロン、のスペクトルのなまりに起因するプルトニウム計測チャンネルのバックグラウンド計数率は、5.5 MeV以上のラドン、トロンの計数率と相関性があることを利用して、プルトニウムチャンネルのバックグラウンド計数率を消去する方式のプルトニウムエアモニタである。

プルトニウム計測チャンネルのバックグラウンドを $N_b$  (cps) とし、5.5 MeV以上の計数率を $N_u$  (cps) とした場合、 $N_u$ と $N_b$ は相関係数 $a$ を用いて、 $N_u = a N_b$ で示される。したがってプルトニウム計測チャンネルのバックグラウンド差引信号は $N_u$ を $1/a$ に周波数分周

することによって得ることができる。 $N_u$ はランダムパルスであり、したがってランダムパルス任意分周器が必要であるが、これはFig. 2-18の(B)に示すように、可変パルス発生器とモノステーブルマルチバイブレータおよびアンチコインシデンスゲート(1)を用いて $N_u$ を処理することによって行う。次にプルトニウム計測チャンネルのバックグラウンドの差引はFig. 2-18(C)に示すF.F回路とアンチコインシデンスゲート(2)を用いて、プルトニウム計測チャンネルの計数率 $N_b + N_p$  ( $N_p$ は $P_u$ の計数率)を処理することによって $N_b$ を消去できる。なお消去を、より確実にこなうには4 bit 程度のアップダウンカウンタとアンチコインシデンスゲートを組合せて行えばよいが、このプルトニウムモニタの場合は、前述の消去法で十分であった。以上のような信号処理を行った後に得られるプルトニウムの計数率 $N_p$  (cps)はログレートメータで出力指示を行い、レコーダで記録する。警報回路はD.Cコンパレータを用いてログレートメータの出力レベルを任意に比較し、トリップ回路を用いて警報信号を得る。

以上のごとき回路構成による本プルトニウムエアモニタの回路の特徴は、ランダムパルスを任意に分周し、差引演算を行うことである。したがってこの方式は、 $N_u$  および  $N_b + N_p$ を、それぞれ独立なレートメータにより計数し、これらのレートメータのD.C出力を利用してバックグラウンド消去を行なう方式よりも、回路的に簡単で、しかも調整が容易である。(南)

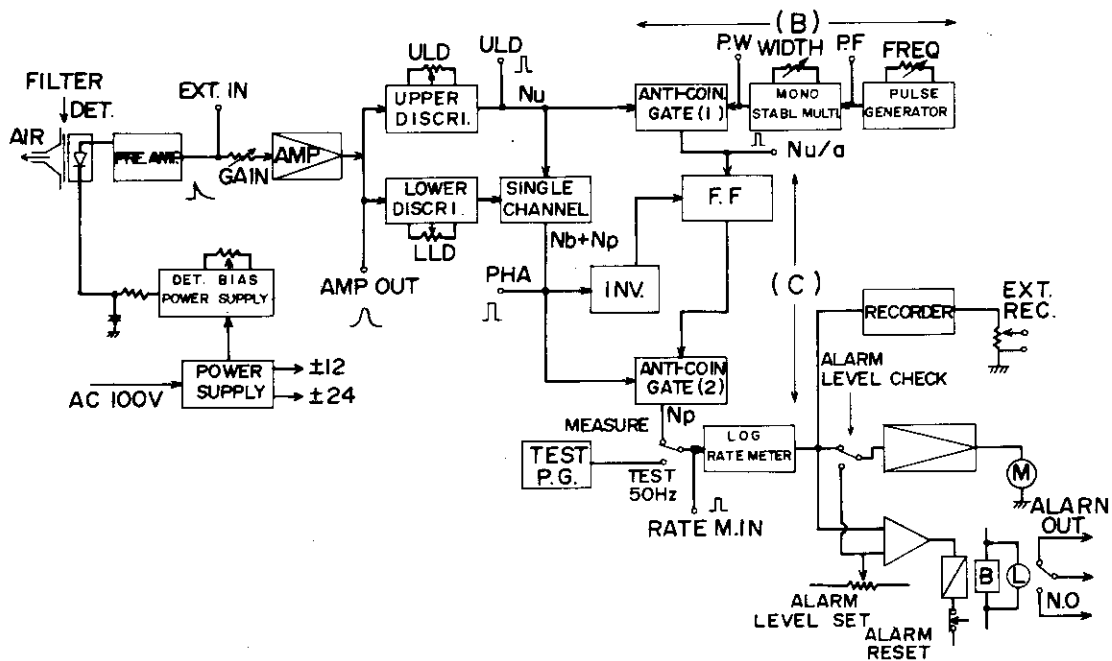


Fig.2-18 Block diagram of the new plutonium air monitor.

### 2.3.8 原研型レムカウンタ製作および性能試験

この中性子線用レムカウンタは、先に報告されている理論<sup>1)</sup>をもとに、電気回路に高精度な集積回路を使用し、安定性、および理論式に忠実に動作するよう設計製作したものである。パネル面に、速中性子線計数率、中速中性子線計数率、およびその比、速中性子線束密度、中速

中性子線束密度，組織等価線量率などを表示することができる。携帯型にするため，乾電池による使用も可能にしてある。当レムカウンタの外形写真をFig. 2-19に示す。

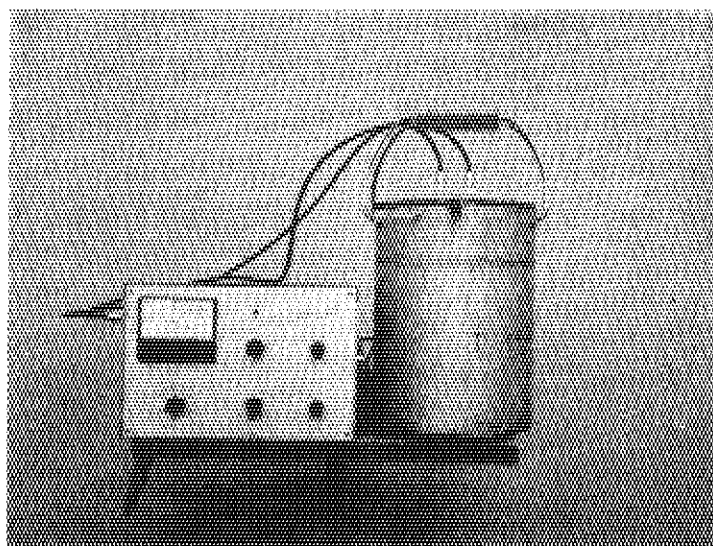


Fig. 2-19 Rem-Counter

回路は高精度な演算を行なわせるため，電源はすべて定電圧化されている。また高圧電源は，十分な容量を持たせてある。回路は2系統の測定回路を有し， $N_c$ ， $N_s$ ，の各測定値の比 $R$  ( $=N_s/N_c$ )を検出し， $R > 4.8$ ，および $R < 4.8$ に対するそれぞれの演算回路を有する。ここに $N_c$ は，規定の寸法の円筒形モデレータの中心に配置されたBF<sub>3</sub>計数管の計数率， $N_s$ はこのモデレータ内の側方に配置された3本のBF<sub>3</sub>比例計数管の合計計数率である。 $R > 4.8$ の場合，組織等価線量率 $D$ は，

$$D = C N_c \times 10^{-2} \text{ (mrem/h)}$$

の演算を行う。ここに $C$ は理論的に定まる定数である。 $R < 4.8$ の場合は，

$$D = 1.23 \left( N_c - \frac{1}{5.34} N_s \right) \times 10^{-2} \text{ (mrem/h)}$$

の演算を行う。また

$$\phi_f = 1.02 \left( N_c - \frac{1}{5.31} N_s \right) \times 10^{-1} \text{ (n/cm}^2 \cdot \text{sec)}$$

$$\phi_s = 1.86 \left( -N_c + \frac{1}{3.10} N_s \right) \times 10^{-1} \text{ (n/cm}^2 \cdot \text{sec)}$$

の演算を行う。 $\phi_f$ は速中性子束密度， $\phi_s$ は中速中性子密度である。各定数に対する調整範囲は， $\pm 50\%$ の余裕を見てある。以上のような， $N_s$ ， $N_c$ ， $R$ ， $\phi_f$ ， $\phi_s$ ， $D$ の6項目の測定と演算を行う。メータ目盛を見やすくするため，メータの表示は，二重目盛にしてある。また高電圧出力の表示は，計数目盛を共用し，2倍することによって読み取れる。 $N_c$ と $N_s$ の比が最大5になることを考慮し，レートメータの回路は測定設定レンジの10倍まで直線性を持つように設計した。測定器の測定レンジを誤まって設定した場合，レンジエラーランプが点滅する。

計数率が著しく低いときに指示の読み取りが容易なように適当な時定数回路を有する。回路の動作が正常に行われているかどうかの点検に試験信号発振器を有し計数回路、R、D等の点検が可能になっている。計数率の測定にスケアラ、レコーダ等を使用することを考え、これらの信号が外部に取り出せるようにした。

この測定器のブロック図をFig. 2-20に示す。性能試験については、 $^{252}\text{Cf}$  および  $^{241}\text{Am}$  -Be 中性子線源により試験した。その結果と計算値との比較をTable 2-2に示した。試験の結果より、放射線管理に使用する上で、性能的に問題ないと思われる。この測定器の製作に当り、エレクトロニクス課、および放射線管理課、押野昌夫氏の協力を得た。(上沢)

参考文献

- 1) 城谷孝ほか：JAERI-M 3311 (1968)

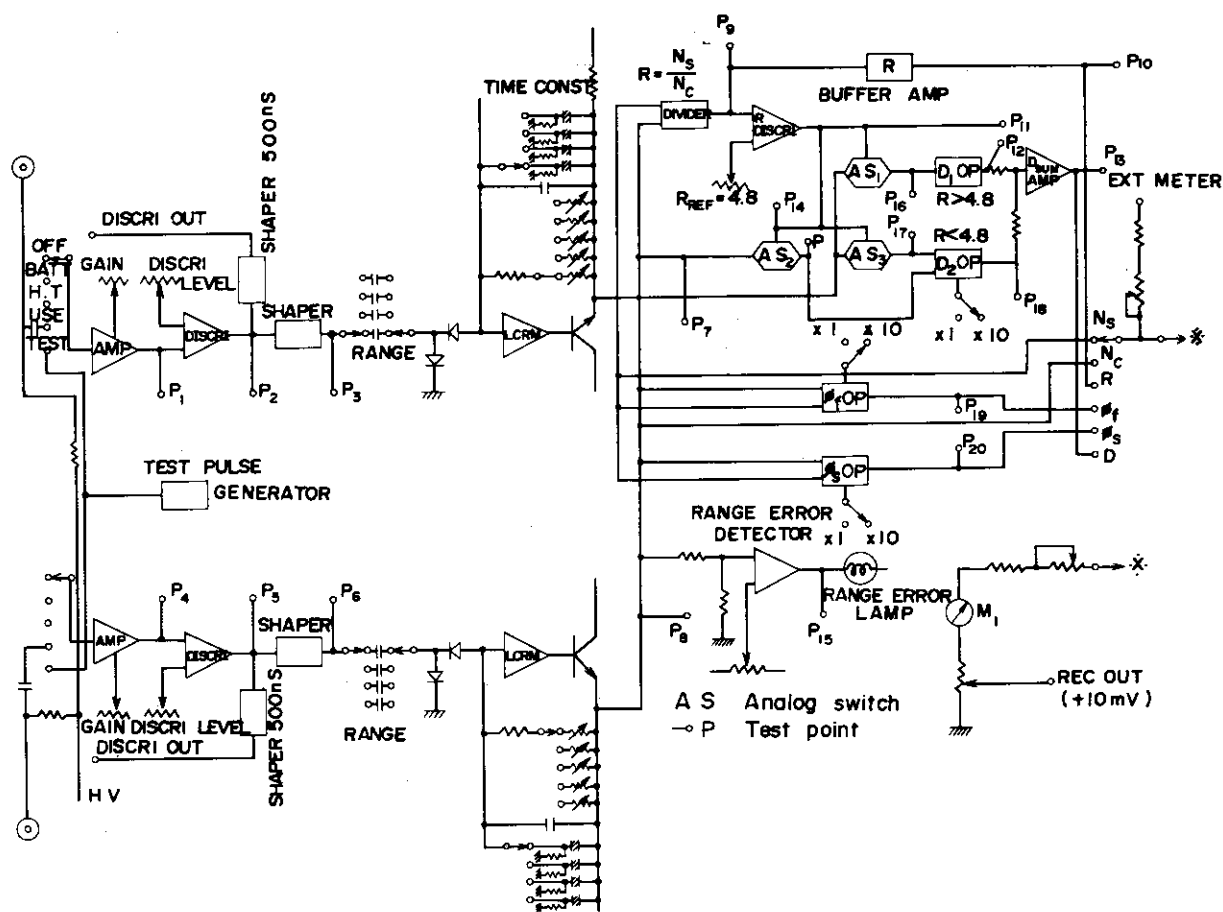


Fig. 2-20 Block diagram of rem-counter circuit.

Table 2-2 Comparison of meter readings and calculated values from the pulse counting rates

Source	Distance	* Center counter(Nc)			Side counter(Ns)			R(Ns/Nc)		Fast neutron flux		Inter mediate neutron flux		Dose Eq. Rate	
		Meter Reading	Pulse Output	Meter Reading	Pulse Output	Meter Reading	Cal.	Meter Reading	Cal.	n/cm <sup>2</sup> ·sec	Meter Reading	Cal.	n/cm <sup>2</sup> ·sec	Meter Reading	Cal.
Am-Be 1 Ci	cm	c/m	c/m	c/m	c/m					n/cm <sup>2</sup> ·sec	n/cm <sup>2</sup> ·sec	n/cm <sup>2</sup> ·sec	mR/h	mR/h	
	40	2000	2005	5600	4708	2.9	2.85	90	94.9	0	0	0	12	11.5	
	50	1300	1329	3700	3756	2.8	2.83	64	63.4	0	0	0	8	7.7	
	70	680	697	2000	2016	3.9	2.89	32	32.4	0	0	0	4	3.9	
	100	370	373	1100	1104	3.4	2.96	16	16.8	0	0	0	2	2.0	
	140	210	233	660	677	3.2	3.04	6.2	9.7	0	0	0	1	1.2	
	200	130	133	420	425	3.0	3.2	4.2	5.4	0	0	0.76	0.5	0.66	
	A	520	553	1600	1688	3.3	3.17	22.0	21.9	0	0	2.1	3	2.7	
	B	780	790	2500	2616	3.4	3.31	30	30.3	10	10.0	10.0	4	3.7	
	C	250	281	1000	1037	4.5	3.69	10	8.7	0	10.0	10.0	1.0	1.1	
252Cf 5 µg	40	6000	6140	18000	18715	3.2	3.05	260	266.8	0	0	0	32	32.4	
	50	3800	3918	12000	11976	3.2	3.06	160	169.6	0	0	0	21	20.6	
	70	2000	2076	6000	6343	3.5	3.06	88	89.6	0	0	0	13	10.9	
	100	1000	1102	3200	3419	3.3	3.1	46	46.7	0	0	0.17	5.8	5.7	
	140	610	633	2000	2041	3.5	3.23	21	25.4	0	0	4.9	3.3	3.1	
	200	360	376	1200	1249	3.7	3.23	12	14.4	0	0	5.0	2.0	1.8	
	A	1600	1650	5200	5361	3.3	3.34	60	60.7	25	23.1	23.1	7.2	7.4	
	B	2300	2329	8200	8380	4.2	3.60	70	76.6	50	69.5	69.5	10	9.3	
	C	600	626	2600	2666	4.4	4.26	12	12.6	41	43.5	43.5	2.0	1.6	

\* See JAERI-M 5886 P170

## 2.4 放射性廃棄物処理および汚染除去

### Waste Management and Decontamination

The following studies were made in the Tokai Research Establishment.

$^{60}\text{Co}$  removal from liquid wastes containing F.P. and  $^{60}\text{Co}$ , solidification of organic solvents with cement decontamination, and decontamination of the cotton clothes emulsion.

The studies carried out in the Oarai Research Establishment are chemical treatment to remove  $^{137}\text{Cs}$  from the low-level liquid waste with metal ferrocyanides, solidification of the incinerator ash with cement, penetration resistance of the cappings of multi-stage packages, radioactivity leaching from the bitumen matrices incorporated with the chemical sludge, radioactivity leaching from the end pieces of the JMTR spent fuels, radioactivity leaching from the concrete vessels packed with solid wastes, and attenuation of the sky-shining with concrete slabs in the waste storage.

#### 2.4.1 概要

東海研究所においては、(1) $^3\text{H}$  廃液中の  $^{60}\text{Co}$  の除去試験、(2)有機廃液のセメント固化試験、(3)エマルジョンによる綿布の除染試験を行った。(1)は $^3\text{H}$  廃液を希釈放出できるよう廃液中の  $^{60}\text{Co}$  をイオン交換樹脂を用いて除去する試験である。(2)は有機廃液を界面活性剤により乳化してセメント固化する方法に関する試験で、(3)は油溶性汚染と水溶性汚染を同時に除去するための新しい媒体の開発に関する試験である。(町田)

大洗研究所においては、以下の技術開発を行った。低レベル廃液中に増加してきた  $^{137}\text{Cs}$  を除去するためフェロシアン化ニッケル処理の検討を行い、定常処理化できる結果を得た。低レベル固体の焼却によって生ずる灰のセメント固化試験を非放射性的の灰を用いて行い、圧縮強度の大きな配合組成を見出した。ドラム缶固化体について貫通試験を行って、後打ち部の仕様が適切であることを確めた。化学処理から発生したスラッジのビチューメン固化体からの放射能浸出、高レベル固体廃棄物の一例としてのJMTR使用済燃料把手切断片からの放射能浸出、高レベル固体廃棄物を充填したコンクリートブロック固化体からの放射能浸出の、それぞれ試験を行っている。集積保管場からのスカイシャイン効果の低減のための遮蔽板の効果を測定した。OWL-1の一次循環系内のクラッド汚染の除去試験を行った。(阪田)

#### 2.4.2 $^3\text{H}$ 廃液中の $^{60}\text{Co}$ の除去試験

原子炉の使用済イオン交換樹脂が廃棄される場合、樹脂塔から廃棄容器への詰替作業が行われる。このときに、水エジェクタ法により詰替を行うため、約  $1\text{ m}^3$  の放射性廃液が発生する。とくに、重水系イオン交換樹脂の場合には、多量の  $^3\text{H}$  の他に、FPあるいは  $^{60}\text{Co}$  などが含まれる。今回発生した廃液には、 $^3\text{H}$  および  $^{60}\text{Co}$  を含み、その放射能濃度は、それぞれ  $30\ \mu\text{Ci}/\text{ml}$ 、 $5.7 \times 10^{-3}\ \mu\text{Ci}/\text{ml}$  で、ともに水中許容濃度を上まわっている。 $^3\text{H}$  廃液の希釈放出を行うためには、 $^{60}\text{Co}$  を除去することが必要である。そこでイオン交換樹脂を用いて、 $^{60}\text{Co}$  の除去試験を行った。

除去試験には、陽イオン交換樹脂 (Dowex 50W-8X H型) 10mℓ をカラムにつめたものを用いた。初めに、廃液を濾紙濾過したのち、pH3 (HCl調整) および pH7 (廃液) の 2.000mℓ を、先に準備したカラム中の樹脂に通し、pH効果およびその処理能力について調べた。

その結果、廃液中の固形物を濾紙濾過することにより、除染係数 (DF) 28の値を得た。さらに、イオン交換樹脂の除去試験のpH効果では、pH3でDF50 (処理済液  $3.9 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{mℓ}$ ) および pH7でDF28 (処理済液  $7.2 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{mℓ}$ ) の値を得た。一方、処理能力は、pH3およびpH7ともに、樹脂量 (10mℓ) の200倍にあたる2.000mℓの廃液を処理したが、ともに飽和には達しなかった。

以上をまとめてみると、固形物の分離および廃液量の $1/200$ 以下の陽イオン交換樹脂で、 $^3\text{H}$ 廃液中の $^{60}\text{Co}$ の量を、廃液のpH7の場合で $1/790$ 以下、またpH3の場合で、 $1/1460$ 以下に除去できるという結果を得た。(長岡)

#### 2.4.3 有機廃液のセメント固化試験

有機廃液の固化方法の検討として、有機廃液を乳化剤で乳化し、これをセメント固化する予備試験を行った。

試験方法は、乳化剤として界面活性剤を用い、試験廃液を乳化し、これをセメントと混練し固化する方法である。乳化剤には、非イオン界面活性剤 (Tween-80) の1%水溶液を用いた。一方、試験廃液には、可燃性溶剤のトルエン、不燃性溶剤のトリクレンおよび機械油のシリンダ油を使用した。

乳化液は、試験廃液30mℓと、乳化剤20mℓを攪拌機で攪拌して得た。この乳化液をビーカー内で、普通ポルトランドセメント100gと混練して作成した。また、乳化剤とセメント急結剤を混合したものについて固化試験を行った。

その結果、それぞれの試験廃液について、ある程度の強度を有する固化体を得ることができた。また、乳化剤とセメント急結剤で乳化した場合には、機械油についてのみ、乳化剤だけのときよりも固化体の表面状態は良い結果を得た。なお、今後、これらについての圧縮強度試験などを行う予定である。(長岡)

#### 2.4.4 エマルジョンによる綿布の除去試験

合成洗剤を含む洗濯廃液の処理は、種々検討されているが大部分稀釈放出に頼っているのが現状である。

非水系の洗濯法、すなわちドライクリーニングは、洗濯廃液の処理装置を具備し廃液の放出を少なくすることができるが、この洗濯法による水溶性汚染の除去は期待できない。非水溶剤と洗剤水溶液のエマルジョンシステムによる洗濯法が、水溶性汚染、および油溶性汚染の除去には有望視されている。そこで、このエマルジョンシステムによる洗濯法が、綿布の放射性汚染の除去におよぼす有効性について試験した。

水溶性汚染試料には、綿布 (100%) に  $^{60}\text{CoCl}_2$ ,  $^{144}\text{CeCl}_3$ , および  $^{106}\text{Ru}$  クロロ錯塩の塩酸酸性 (pH2) 水溶液を滴下汚染させたものを、油溶性汚染試料には、 $^{60}\text{CoCl}_2$  で汚

染させたグリースを綿布に一定量塗布させたものを用いた。

汚染除去試験は、標準洗浄試験機を用いて行い、除去剤は、非水溶剤のトリクロロエチレンと洗剤水溶液のドデシル硫酸ナトリウム (SDS) 0.5% 水溶液のエマルジョンを用いた。トリクロロエチレンに対する SDS 水溶液の添加量の変化が、水溶性汚染、および油溶性汚染の除去におよぼす影響について調べた結果を Fig. 2-21 に示す。

水溶性汚染に対し、SDS 水溶液の添加量の効果は、10% を超すと、 $^{60}\text{Co}$  汚染、 $^{144}\text{Ce}$  汚染、および  $^{106}\text{Ru}$  汚染の除去で、SDS 水溶液のみと比較しても顕著に現われている。また、トリクロロエチレンのみの除去効果は、現われていない。一方、油溶性汚染に対しては、SDS 水溶液の添加量が増加することによって除去率は減少し、SDS 水溶液 100% の場合は、低い除去率 (30%) を示した。

このことから除去率、および廃液処理の観点から、トリクロロエチレンに対する SDS 水溶液の添加量は 15% のエマルジョン除去剤が最適であると考えられる。(讚井)

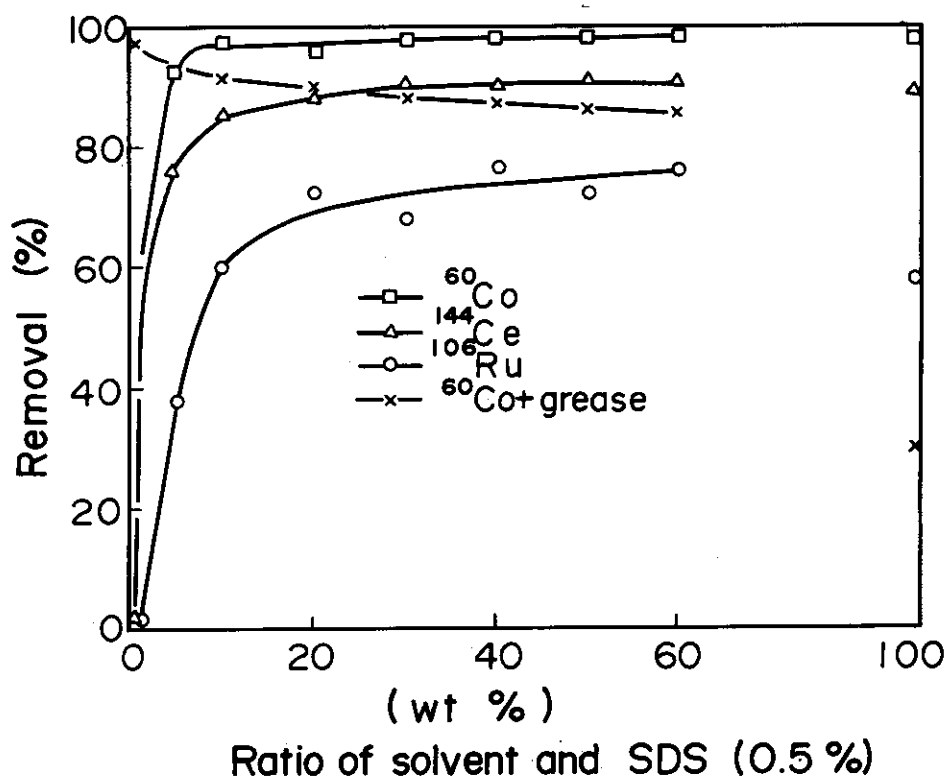


Fig.2-21 Effect of SDS concentration on removal.

#### 2.4.5 金属フェロシアン化物による $^{137}\text{Cs}$ 除去の化学処理試験

大洗研究所で発生する低レベル廃液中には  $^{51}\text{Cr}$ 、 $^{58}$ 、 $^{60}\text{Co}$  等の他、最近  $^{137}\text{Cs}$  を含む割合が多くなってきている。現在低レベル廃液処理は水酸化第2鉄およびリン酸カルシウムによる連続二段処理を行っているため、 $^{137}\text{Cs}$  については補集効率が悪い。これまでに放射性廃液中の  $^{137}\text{Cs}$  の処理に関してはフェロシアン化銅<sup>1)</sup>、フェロシアン化ニッケル<sup>2), 3), 4)</sup> などの報告がある。



本試験は現在行っている処理方式に適用するため、 $^{137}\text{Cs}$ の除去が可能ないくつかの金属フェロシアン化物を調製し、種々の薬注処方について、そのpH及び添加量を異にした場合の除染係数(DF)を比較検討した。ここでフェロシアン化銅については、良好な除染効果を示すpH範囲がせまいため試験を除外した。

#### 1. 調製した金属フェロシアン化物

- i) フェロシアン化ニッケル粉末： $\text{Ni}_2[\text{Fe}(\text{CN})_6]$
- ii) フェロシアン化コバルト粉末： $\text{Co}_2[\text{Fe}(\text{CN})_6]$
- iii) フェロシアン化ニッケルセシウム粉末： $\text{Ni}_{2-x}\text{Cs}_{2x}[\text{Fe}(\text{CN})_6]$  ( $x=0.1$ )

調製は常法にしたがい沈殿を生成熟成し、濾過乾燥後、100~200メッシュに粒度調整した。

#### 2. 試験方法および結果

試験廃液には水道水に $^{137}\text{Cs}$ を $\text{CsCl}$ の形態で加えた模擬廃液を用いた。試験はジャーテストを使用し廃液に種々の金属フェロシアン化物を添加して、高分子凝集剤存在下でのpHおよび薬剂量を変化させて比較検討したもので、Fig. 2-22は各金属フェロシアン化物の各pHにおけるDFを示す。図によると、沈殿(フロック状)および従来から行われている廃液中にフェロシアン化カリと金属塩とを加えて沈殿を生成させて処理した場合はいずれも少なくともpH 5~11の範囲で良好な除染効果を示し、粉末を加えて処理した場合はpH 10以上においてのみ高い除染効果を示した。

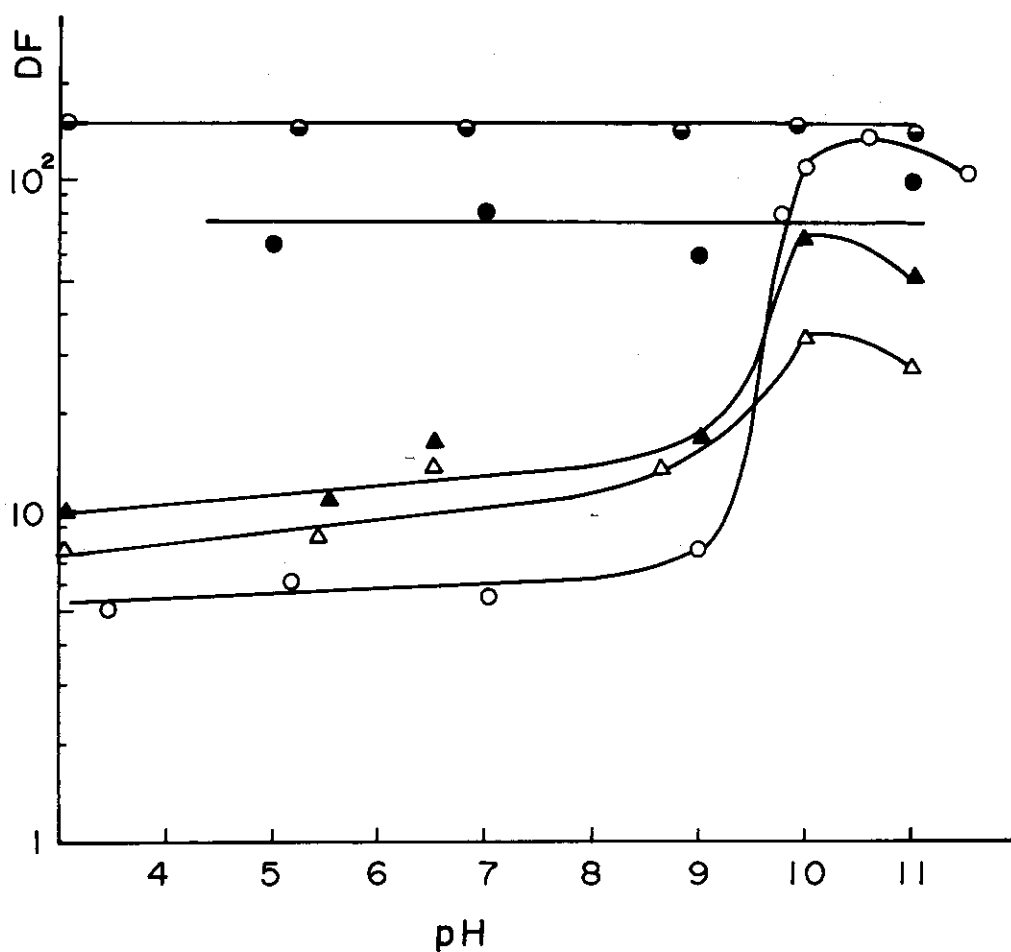
またpH 10以上において、添加量を変えて除染効果を比較したところ、いずれの金属フェロシアン化物で処理した場合でも10ppm添加でDF約20、60ppm添加ではDF約100が得られた。

次いで、化学組成が一定で薬剤の注入操作が容易な粉末フェロシアン化物を選び、pH 10において水酸化第2鉄およびリン酸カルシウムを共存させ、 $^{137}\text{Cs}$ の除去におよぼすこれらの凝集沈殿剤の影響を検討した結果、水酸化第2鉄共存時は若干DFが低下したが、リン酸カルシウムについては全く影響がみられなかった。

以上のことから、 $^{137}\text{Cs}$ を約 $10^{-6}$   $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ の濃度で含む実廃液の化学処理工程で二段目のリン酸カルシウムとともに10ppmの割合で粉末フェロシアン化ニッケルを加えて処理した結果、 $^{137}\text{Cs}$ についてDF: 10~30を得ることができた。(会川)

#### 参 考 文 献

- 1) 桜井明, 長岡幸男, 森下悟, 和達嘉樹: 日本原子力学会誌, 17, No. 1 (1975).
- 2) 古屋中芳男: KURRI-TR-73, (1970).
- 3) 木村捷二郎, 筒井天尊: 日本原子力学会, 秋の分科会予稿集〔I〕, (1974).
- 4) CEA-N-1241, No. 7, p. 90 (Decembre 1968-Mai 1969).



Symbol	Reagents	Dose rate (PPM)
○—○	Nickel ferrocyanide (powder)	60
△—△	Cobalt ferrocyanide ( ' )	60
▲—▲	Nickel cesium ferrocyanide ( ' )	60
●—●	Nickel ferrocyanide (precipitate)	30
●—●	Potassium ferrocyanide, nickel (as solution)	60

Fig. 2-22 Relationship between decontamination factor (<sup>137</sup>Cs) and pH.

#### 2.4.6 焼却灰の固化試験

大洗研における低レベル固体廃棄物焼却処理装置は完成以来約2年を経て、その間83 m<sup>3</sup>の廃棄物を焼却し、約240 kgの灰を回収した。この灰はすべてバッグアウト方式で炉から取出し、乾燥状態で保管してきた。今回、これらの灰の固化要領を検討するために非放射性の灰による固化試験を行った。

まず、実際の灰の固化はコンクリート内張ドラム缶(D-50)内で直接攪拌し、また固化したものは海洋投棄処分にも適するものであることを条件とし、セメントによる固化を行うことにした。

試験に用いた灰は実際の灰と同一性状とみなしうるものとして、上記焼却装置のコールド試運転時に回収した灰を用いた。この灰はかさ比重0.34で、その色などからはほぼ完全燃焼しているものと思われる。セメントは普通ポルトランドセメントを使用した。

試験はまず第1段階として、乾燥灰を取扱う際の飛散防止や攪拌の難易度などの作業性および固化後の体積増加の極少化に着目した攪拌試験を行った。その結果、あらかじめ灰に水を吸収させて約1時間放置した後、それにセメントミルクを注入し攪拌する手順で、 $W/A+C$ が70%程度、 $A/C$ が50%以下で比較的良好な作業性が得られた。ここに $W$ は灰に吸収させた水量とセメントミルクに用いた水量の和、 $A$ は灰の量、 $C$ はセメントの量をあらわす。

そこで第2段階として、 $W/A+C$ を70%に固定し、 $A/C$ を10から60%まで変化させ、それぞれについて体積の増加度、フロー値(JIS-R5201による)、練上り比重、約6ヶ月後の気乾比重および4週圧縮強度(テストピース:  $100\phi \times 200\text{mmH}$ )を測定した。その結果をTable 2-3およびFig. 2-23に示す。これらから、 $A/C$ が10から50の間でフロー値は一様に減少しているが $A/C$ が50と60のときではほとんど差がないことがわかる。また、 $A/C$ の値が大きいほど、均一になるまでに要する攪拌時間が長い(正確な時間は測定しなかった)。また、攪拌後1日以内の観察では、 $A/C$ が小さいほどブリーシング量の大きいことが認められたのに対し、逆に $A/C$ が大きいほど、練上り比重に対する気乾比重の低下が大きいことがわかった。これは、灰に吸収された水はほとんどセメントとの反応に寄与せず、時間の経過と共に蒸発乾燥するためと思われる。しかしながら $A/C$ が10から60の範囲では、いずれも気乾比重で1.3以上であった。圧縮強度については、 $A/C$ の変化に対して、一様な変化を示さず、 $A/C$ が30%付近でピーク値となった。この現象については、まだ解析していないが、比較的再現性のあることを追試により確認している。

以上から、実際の灰は $W/A+C$ を70%、 $A/C$ を30%で固化することにし、これに従って、1975年3月、240 kgの灰を固化し、10本のドラム缶固化体を作成した。これらの固化体の記録をTable 2-4に示す。なお、今回は比較的少量の灰であり、以上の試験結果だけで固化したが、今後、調合比による浸出性の検討やより高い圧縮強度の確保、さらには固化剤選定の再検討など、固化方法の改良を行っていく方針である。(阿部, 高橋)

Table 2-3 Data of cement-incorporated ash  
(non-radioactive)

A/C %	10	20	25	30	35	40	50	60
体積増加度	3.89	2.12	1.74	1.52	1.35	1.21	1.03	0.92
フロー値 mm	247	-	-	213	-	190	178	179
比重	練上り	1.63	1.62	1.63	1.64	1.64	1.65	1.65
	気乾	1.49	1.40	1.40	1.41	1.38	1.39	1.33
4週圧縮強度 kg/cm <sup>2</sup>	142	107	117	170	74	72	75	95

$W/A+C = 70\%$ 

 体積増加度 =  $\frac{\text{練上り体積}}{\text{灰の乾燥体積}}$

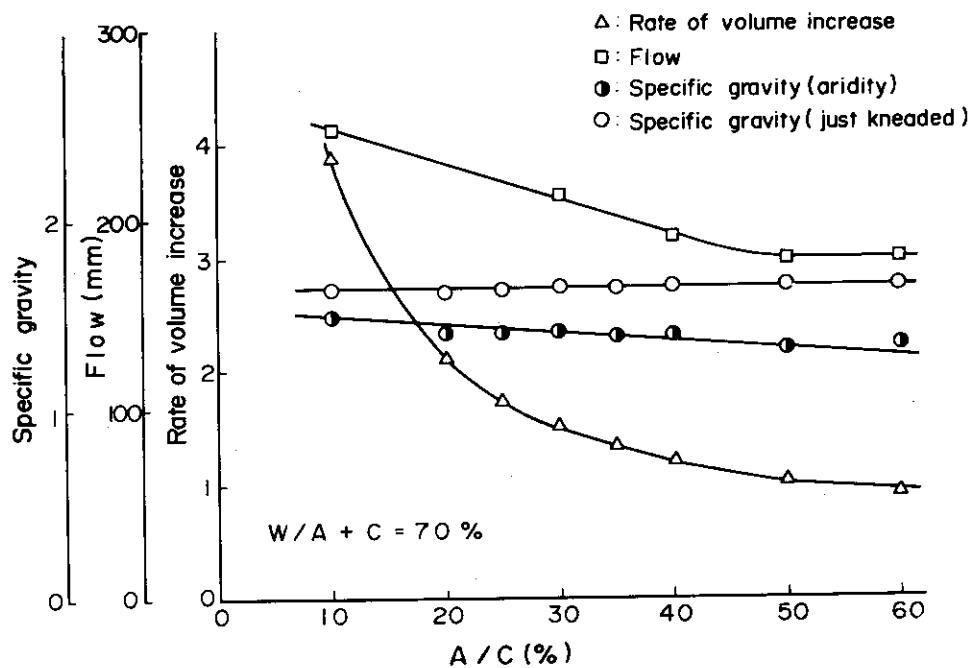


Fig. 2-23 Characteristics of cement-incorporated ash as a function of A/C.

Table 2-4 Data of cemented ash in concrete  
lined drums (radioactive)(1973.4~1975.3.15の間に)  
発生した灰

ドラム缶 No.	灰投入量 kg	灰のセメント固化体		固化済ドラ ム缶重量 kg	ドラム缶表面線量率 mR/h		
		重量 kg	体積 l		上 面	側 面	底 面
S753001	24.3	173	100	435	0.1	1.5	1.2
S753002	25.1	162	100	448	0.1	1.5	0.8
S753003	25.3	187	100	440	0.15	3.0	4.5
S753004	23.5	180	100	448	0.05	0.65	0.75
S753005	25.2	186	100	437	0.15	0.9	0.4
S753006	23.7	184	100	453	0.07	7.0	7.5
S753007	23.3	175	100	457	0.05	1.5	0.7
S753008	22.9	176	100	446	0.1	2.0	2.0
S753009	22.0	164	100	450	0.05	0.85	0.6
S753010	23.1	175	100	450	0.2	5.0	5.0

## 2.4.7 固化体の貫通試験およびその関連試験

大洗研廃棄物処理施設で発生する多重構造固化体に関する安全性評価試験の一つとして、貫通試験およびその関連試験を行った。試験対象固化体は、発生量が最も多くしかも衝撃に対して弱いと考えられるものとして、200 $\phi$ ドラム缶サイズのものを選んだ。これは、コンクリートを内張りしたドラム缶に処理済廃棄物を入れ、その上にコンクリートを流し込み封入した固化体で、後からコンクリートを流し込んだ部分を、キャッピング部と呼んでいる。この固化体が落下物により衝撃を受け破壊したとき、内容物が散乱する可能性が最も大きい箇所は、上部キャッピング部である。従って試験は、キャッピング部を模擬した鉄筋コンクリート製円盤を作り、これを供試体として行った。貫通試験の方法は、1973年IAEAの安全輸送規則714号に提唱されている要領に従った。その要約は以下のとおりである。

- 1) 重量6 kgで直径3.2 cmの棒を、その半球形の先端を下にして長軸を垂直にし、十分深く貫通した場合には、密封された内容物にあたるように、供試体の最も弱い部分に落下させること。
- 2) 供試体の上面から棒の最下端までの落下高さは、1 m以上であること。
- 3) 供試体は、試験中動きにくく、かつ固くてなめらかな水平面上に置くこと。
- 4) 試験に用いる棒は、試験によって著しく変形するものでないこと。

試験は、最初にキャッピング部の最も弱いと思われる位置を選定する衝撃点選定試験を行い、次に上記要領に従った貫通試験を行い、更に破壊に至るキャッピング厚みと落下高さの関係をみる衝撃破壊試験の順序で行った。供試体としたキャッピング部模擬円盤は、25 mmから75 mmまで5 mmごとに厚さを変えたもの11種で、すべて鉄筋入りとした。(Fig. 2-24(a)) 供試体のコンクリートの一軸圧縮強度は、340 kg/cm<sup>2</sup> (4週)程度である。供試体架台として、固化容器の内張コンクリート部を模擬した、厚さ50 mm・内径465 mm・高さ150 mmの鉄筋コンクリート製円筒を製作した。衝撃棒は、SUS304製・32 mm $\phi$ ・6.50 kgのものを製作した。また、衝撃棒を1 mの高さから供試体上面に垂直に落下させるために、落下装置を作製した。(Fig. 2-24(b))

まず、衝撃点選定試験として、弱い部分であろうと思われる次の3箇所 (Fig. 2-24(a))を選んだ。A) 円盤中央部、B) 内周鉄筋および放射状鉄筋によって囲まれた三角形の中央、C) 内周鉄筋外周鉄筋と放射状鉄筋によって囲まれた台形の中央。この3点に対し、厚み25 mmのものに1 mの高さから衝撃を加えた結果、A点は亀裂は発生するが貫通することはない、コンクリートの脱落も少ない、B点はコンクリートの脱落は認められるが、鉄筋の間隔が狭いため貫通しにくい、C点は全数にわたって貫通することがわかったので、C点を最も弱い部分として衝撃点を選んだ。

貫通試験は、供試体の中心点をはさんで対称となる2点を衝撃点とし、それぞれ1回加撃することにより行った。結果の判定は、加撃によって生じた貫通・陥没・脱落・亀裂を目視によって観察し、内容物が散乱するような状態に達したとき、破壊と判断することにした。その結果、1 mの高さからの落下衝撃によって破壊するのは、厚さが35 mm以下のものであり、40 mmから45 mmのものでは、亀裂は発生するが封入された内容物が散乱する可能性はなく、そ

れ以上の厚さのものでは、ヘアクラック程度の亀裂しか発生しないことがわかった。

衝撃破壊試験は、1種類の供試体が破壊するまで落下高さを増して行った。その結果を(Fig. 2-25)に示す。これから、1mの高さからの落下衝撃で破壊に達する恐れのあるものは厚さが40mm以下のものであり、それ以上の厚さのものは破壊に達することはないことが判明した。

当廃棄物処理施設で製作している固化体は、キャッピング部の厚さを75mm以上としているので、上記試験の結果から、IAEAの安全輸送規則を満足するものであると判断することができる。(佐藤)

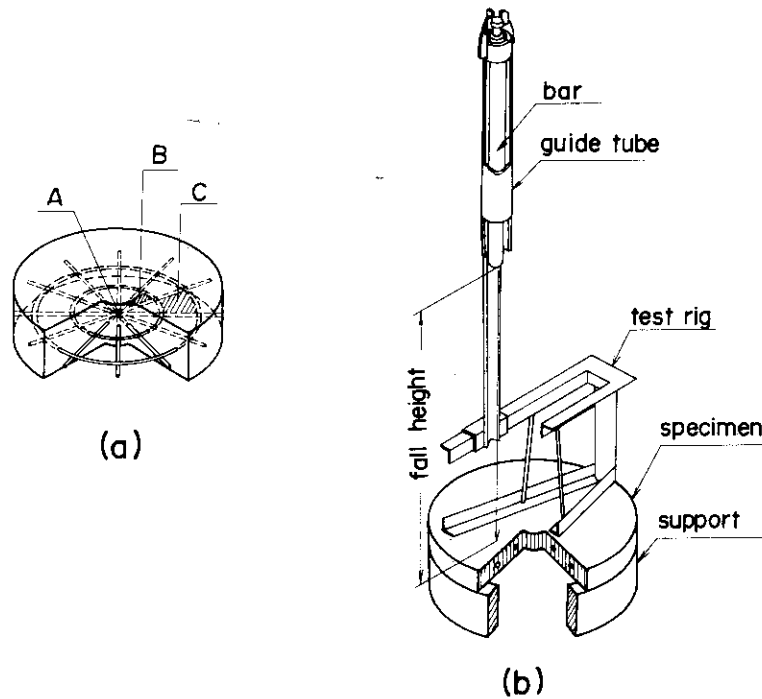


Fig.2-24 Specimen and test assembly.

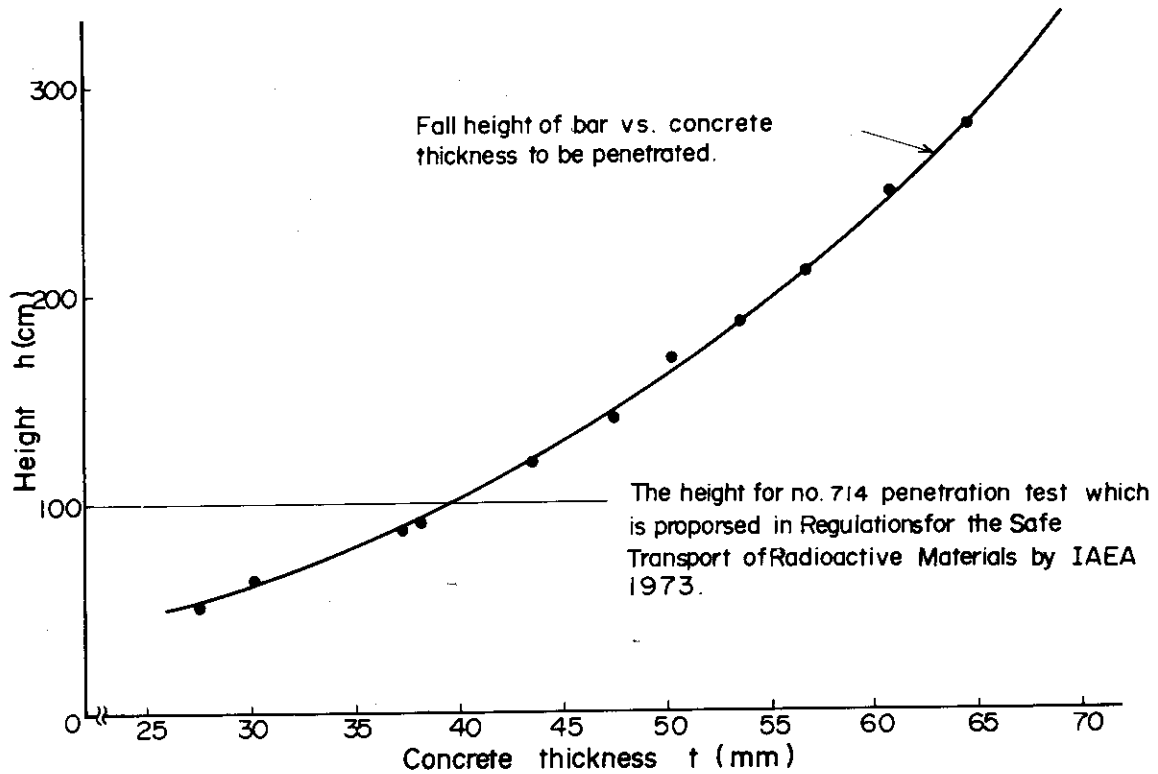


Fig. 2-25 The relation between fall height of bar and penetrated concrete thickness.

#### 2.4.8 ビチューメン固化体の浸出試験

前回の報告\*に引き続いて、化学処理装置から発生するスラッジをビチューメン固化装置により固化を行っているが、固化体の安全性評価の1つとして小規模のビチューメン固化体の浸出試験を行ったので報告する。

Table 2-5に示したビチューメン固化体を台付2ℓポリエチレン製瓶を用いて蒸留水1ℓ(常温)に浸漬した。サンプリング(試料No.1については浸出初期に毎日、10日後から1週間ごとに行ったが浸出量が非常に少ないので1ヶ月後、3ヶ月後というにサンプリングした。試料No.1の結果から、試料No.2から試料No.6については1ヶ月、1ヶ月半、2ヶ月といった不規則に行った)ごとに浸出量全量を交換し、浸出水を蒸発乾固し、GM計数管で計測を行った。常温での試験のため一部試料に変形がみられたので浸出率は積算浸出量で表わし、浸出時間積算浸出量の関係で整理した。

Fig. 2-26に浸出試験結果を示す。ただし、浸出液中の放射性物質濃度が低いために放射能計測においてGM計数管のバックグラウンド(約35cpm)より5cpm以上高い場合に放射性物質が浸出したとして算出した。

図から試料No.6は浸出量が増加傾向にあるが、低い値を示していることがわかる。他の試料についてはビチューメンの種類、スラッジ組成および混合比を変えてもあまり変わっていない。放射能3.2 $\mu\text{Ci}$ の固化体(試料No.1)では、浸出時間約1年で浸出量は $1.6 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}$ となり飽和に達したように思われる。他の固化体(放射能1.0~1.1 $\mu\text{Ci}$ )は浸出時間約8ヶ月が経過し、浸出量は増加傾向にあるが積算浸出量は約 $1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}$ に達するよう思われる。



この結果から、化学処理装置から発生したスラッジをピチューメン中でのスラッジ含有率 4.4w/o 以下でピチューメン固化した場合、固化体 1 ケあたりの放射エネルギーのうち 0.005~0.01 %が浸出するように思われる。

スラッジのピチューメン固化体に加えて、濃縮液のピチューメン固化体の浸出試験も開始している。

\* : JAERI-M 5866 保健物理安全管理部の活動No.16 157~161 (1974) (福田)

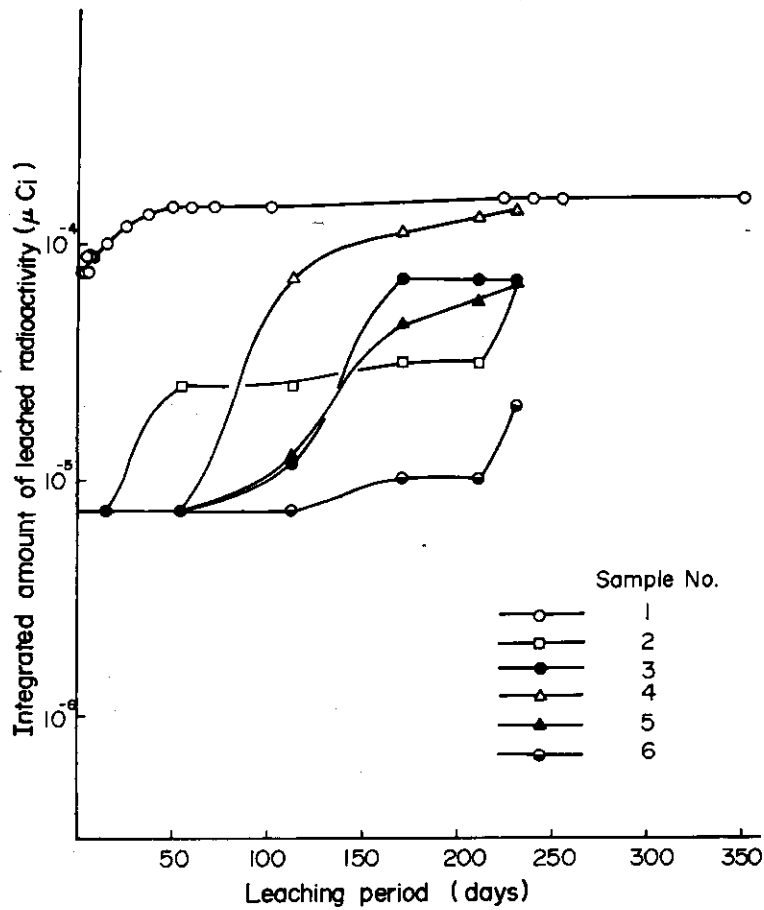


Fig. 2-26 Leaching of radioactivity from bitumen blocks incorporated chemical sludge.

Table 2-5 Data of bitumen blocks to be tested

	1	2	3	4	5	6
Sample No.	1	2	15	16	17	13
Run No.	2	14	15	16	17	13
Bitumen used	Straight asphalt 60/80	Straight asphalt 60/80	Straight asphalt 60/80	Straight asphalt 80/100	Straight asphalt 80/100	Straight asphalt 60/80
Sludge incorporated	Chem. sludge	Chem. sludge	Chem. sludge	Chem. sludge	Chem. sludge	Chem. sludge
Fe(OH) <sub>3</sub> :Ca <sub>3</sub> (PO <sub>4</sub> ) <sub>2</sub>	34:57	40:70	29:71	31:69	43:57	33:67
Size (mm)	45φ×44	35φ×44	43φ×44	45φ×43	48φ×36	44φ×41
Weight (g)	96.4	96.7	94.6	98.7	98.1	98.1
Incorporation ratio (B:S)	59:41	53:47	57:43	56:44	46:44	56:44
Total radioactivity (μCi)	3.2	1.1	1.0	1.1	1.1	1.1
Main radionuclide	<sup>60</sup> Co	<sup>60</sup> Co	<sup>60</sup> Co	<sup>60</sup> Co	<sup>60</sup> Co	<sup>60</sup> Co

#### 2.4.9 使用済燃料把手切断片の浸出試験

JMTRでは、使用済燃料を冷却したのち、使用済燃料の把手部およびend adapter 部を切断しmeat 部を再処理プラントへ送っている。把手およびend adapter は放射性固体廃棄物として放射性廃棄物処理課で受入れている。

放射性廃棄物処理課では当廃棄物をコンクリート固化し、集積保管場に保管している。

本報告では、この把手について小規模の浸出試験を行ったので報告する。

Fig. 2-27の写真に示したように把手（材質：アルミニウム第三種，組成比：銅0.2%以下，ケイ素と鉄の量1.0%以下，マンガン0.1%以下，亜鉛0.1%以下，残りアルミニウム，試験開始時放射能量：約3 mCi/ケ，表面積：451 cm<sup>2</sup>/ケ，重量：185 g/ケ）をそれぞれ4種類の浸出液（蒸留水，水道水，海水，模擬海水）に浸漬し，30日ごとにサンプリング（浸出液全量交換）し，放射性物質濃度を測定した。測定は浸出液全量を蒸発乾固し，GM計数管で計測した。結果は浸出時間—積算浸出量の関係で整理した。

Fig. 2-28に把手のγ線スペクトル（測定器：日立505形1024チャンネルGe (Li) 波高分析器）を示す。

Fig. 2-29に浸出試験結果を示す。ただし，浸出液中の放射性物質濃度が低いために放射能計測においてGM計数管のバックグラウンド（約35 cpm）より5 cpm以上高い場合に放射性物質が浸出したとして算出した。

この結果から，浸出液を変えても浸出量としては大差なく，把手1ケあたり海水の場合で $2.3 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}$ （浸出率：約 $8 \times 10^{-5} \%$ ），蒸留水で $4.1 \mu\text{Ci}$ （浸出率：約 $1.5 \times 10^{-4} \%$ ）の放射性物質が浸出したことがわかる。浸出液のγ線スペクトルを測定したが，放射性物質濃度が低いために核種の同定をすることはできなかった。（福田）

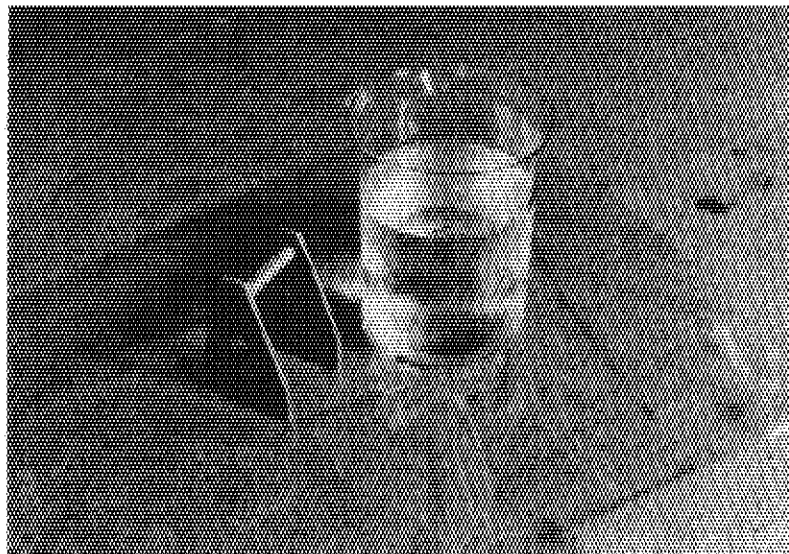


Fig. 2-27 Leaching vessel

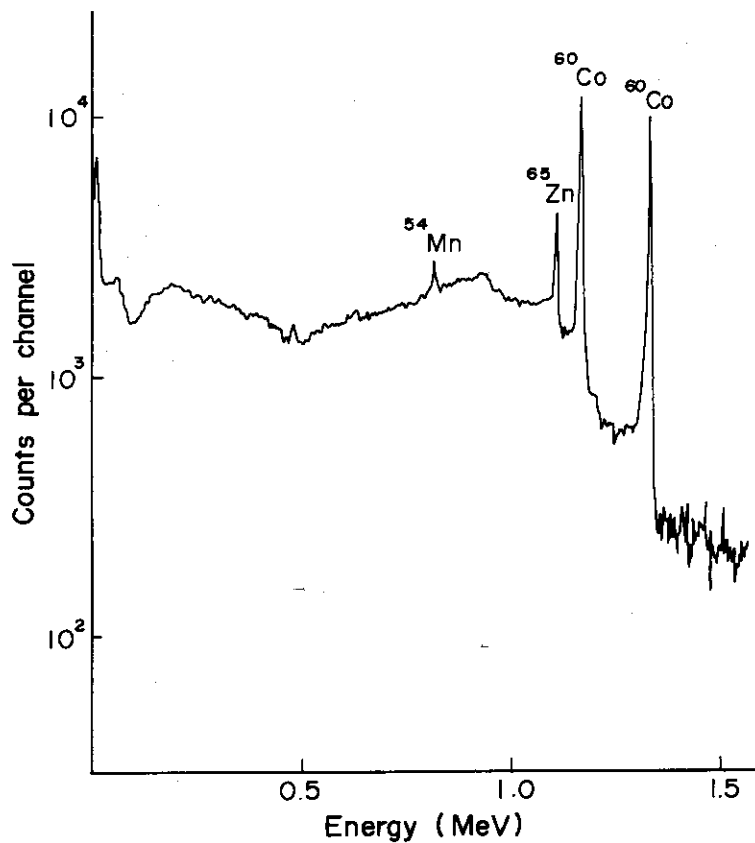


Fig.2-28  $\gamma$  spectrum of end piece cut from JMTR spent fuel.

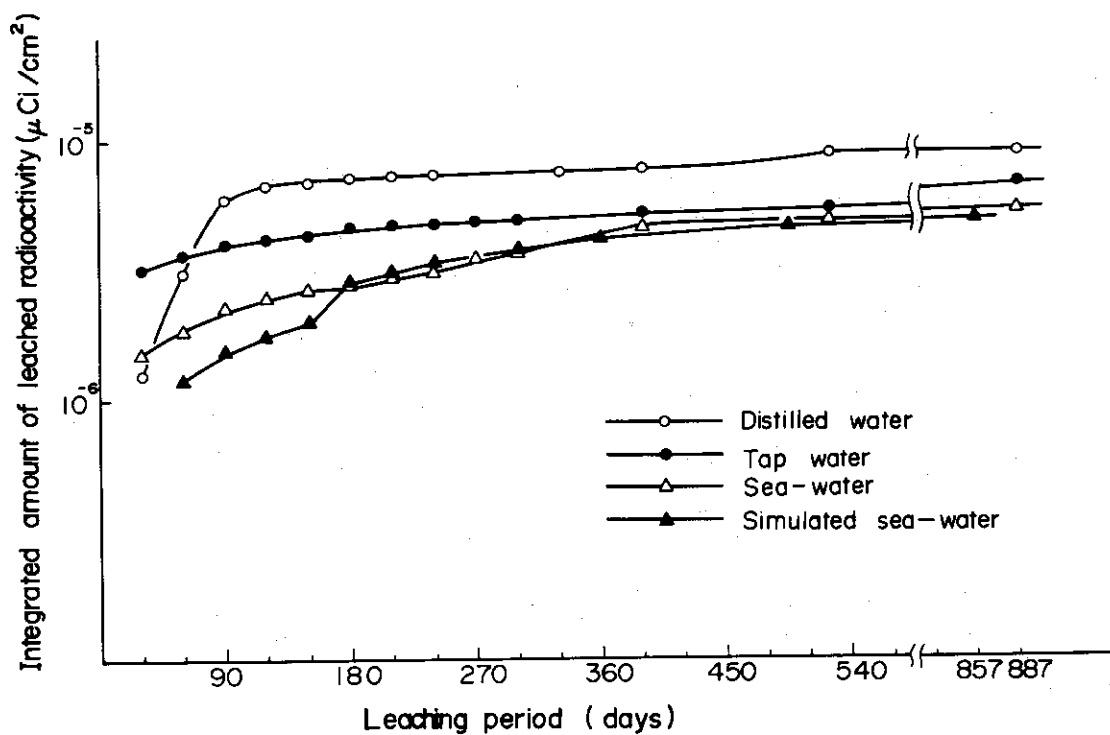


Fig.2-29 Activity leached from end piece of JMTR spent fuel.

## 2.4.10 多量構造固化体浸出試験

前報<sup>1)</sup>で、大洗研の廃棄物固化容器による固化方法・安全性評価のための一試験として、200ℓドラム缶サイズの固化体を用いて常圧浸漬槽における放射性物質の浸出試験を開始したことを報じた。今回これに続いて、高レベル固体廃棄物を封入固化したコンクリートブロックからの浸出試験を、同目的により開始した。

供試体は、大洗研ホットラボから排出された高レベル固体廃棄物（SUS材、A<sub>2</sub>材、25ℓスチールキャン入り）をコンクリートブロック内に封入し、コンクリート固化したものである。補充遮蔽体としては鉛遮蔽体を用いた。封入した廃棄物および供試体の性状をTable 2-6に示す。

Table 2-6 Basic data on concrete block to be tested

内 容 物	主要廃棄物名	SUS, A <sub>2</sub> 材(キャプセル外筒, 試験片)	
	廃棄物量	18.5 kg (キャン7.2 kgを含む)	
	放射能レベル	最小400R/h 最大500R/h(50cm位置)	
	主要核種	<sup>60</sup> Co	
	推定放射能量	85.5 Ci	
供 試 体	線量率分布	上 面	50 mR/h
		側 面	45 mR/h
		下 面	55 mR/h

コンクリートブロックは、胴部厚さ42cmの鉄筋コンクリート製容器で、使用コンクリートは比重2.34、一軸圧縮強度平均337kg/cm<sup>2</sup>(4週)、水-セメント比48%である。表面は、タール系塗料による塗装を施してある。後打ちコンクリートは磁鉄鉱を骨材としたもので、比重3.04、一軸圧縮強度平均406kg/cm<sup>2</sup>(4週)、水-セメント比40.7%、打設量は約115ℓである。ドラム缶サイズ供試体作成と同様、コンクリートブロック作成日と後打ちコンクリート打設日の間には4週間以上の日時経過をとり、打継部も特に処置は行っていない。

後打ちコンクリート打設後4週経過してからFig. 2-30に示す様な形態で浸漬槽に浸漬した。浸漬槽は、普通鋼製の上蓋付常圧浸漬槽である。

サンプリング法・放射性物質濃度測定は、ドラム缶サイズ固化体の要領に従った。

開始後すでに10ヶ月経過し、これまでに10<sup>-1</sup>μCi/月程度の浸出放射能量が検出された。しかしながら、ドラム缶サイズ固化体の浸出率と比較した場合、供試体の各種条件の違い(廃棄物自体が放射化し、かつ表面汚染していること。廃棄物から固化体表面までの距離や想定される水路の長さ。コンクリートブロック表面処理など。)もあり、長期間の継続を必要とすると思われる。

なお、ドラム缶サイズ固化体の浸出試験も継続中である。(山崎)

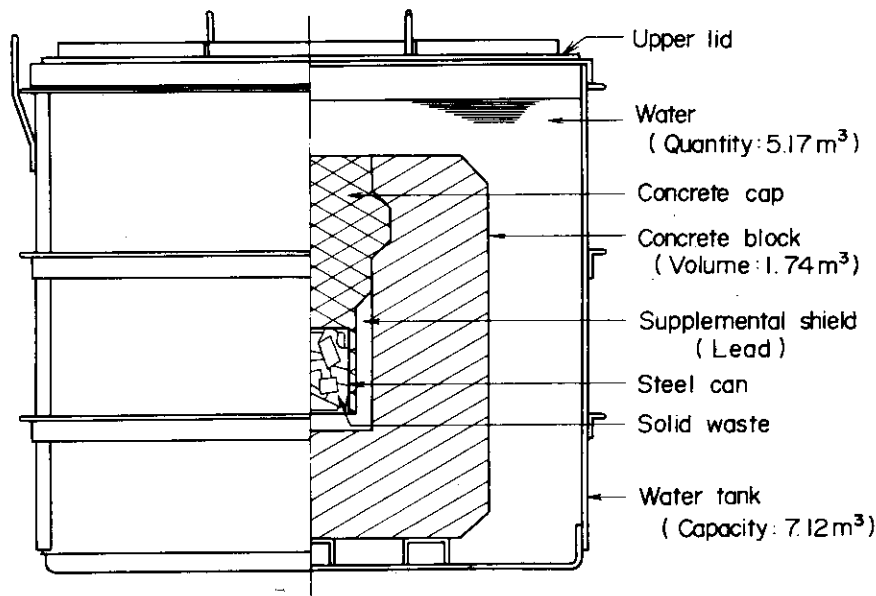


Fig. 2-30 Sectional view of test assembly.

## 参 考 文 献

- 1) JAERI-M 5866, 保健物理と安全管理, No. 16, 155~157, (1974)

## 2.4.11 固体集積保管場のブロック上部遮蔽効果の検討

前回に引き続き、固体集積保管場からのスカイシャイン効果の測定を行った。

その結果、前報<sup>1)</sup>の試験でコンクリートブロック全部の上に未使用のコンクリートブロックを1段積んで遮蔽し、ブロック胴部は特に遮蔽しない状態で線量率測定を行いスカイシャインの影響が少なくなることを確かめたので、今回未使用のコンクリートブロックに変えて、コンクリートブロックが置かれている場所の上面全域を厚さ20cmの普通コンクリート製スラブで覆い、線量率測定を行うことにより遮蔽効果を判断した。

遮蔽スラブ概要図をFig. 2-31に示す。また、コンクリートブロック胴部側面は未使用のコンクリートブロックを2段積みにして遮蔽した。

特に、N方向(約80m先に周辺監視区域境界がある方向)のフェンス位置での直接測定を行っても線量率の微小変化の検出は困難と思われるので、保管場北壁直上の線量率を前報と同様な測定法で測定を行った。

測定結果をFig. 2-32に実線曲線で示す。

ここで、コンクリートブロック置場の線量率が平均化されているのは、コンクリート上面はもちろんコンクリートブロック胴部側面からの影響を押えたためと考えられる。コンクリートブロック置場とドラム固化体置場の間のピーク値が下がったのは、コンクリートブロック側部を未使用のコンクリートブロックで遮蔽したためである。また、ドラム固化体置場における線量率が平均的に高くなっているのは、コンクリートブロック上面遮蔽なしの時の測定後、かなり高い表面線量率のドラム固化体が新しく追加された影響である。

今、外周フェンス位置における保管場からのスカイシャインの影響は北壁一帯全域の線量率に対比できると考えられるため、北壁直上で測定した線量率を北壁の全長にわたって積分した。積分線量値 (mR・m/h) で比較してみると、ブロック上面をスラブで遮蔽した場合は、無遮蔽の時の約 1/4 に、未使用ブロックで遮蔽した場合の約 1/2 にまで低減している。敷地境界の位置においてもほぼこの割合で低減していると考えられる。

今後、発生するコンクリートブロックの保管管理も今回同様に遮蔽スラブでコンクリートブロック上面を覆うことにより、スカイシャイン効果の抑制が得られるものと判断している。  
(丸山)

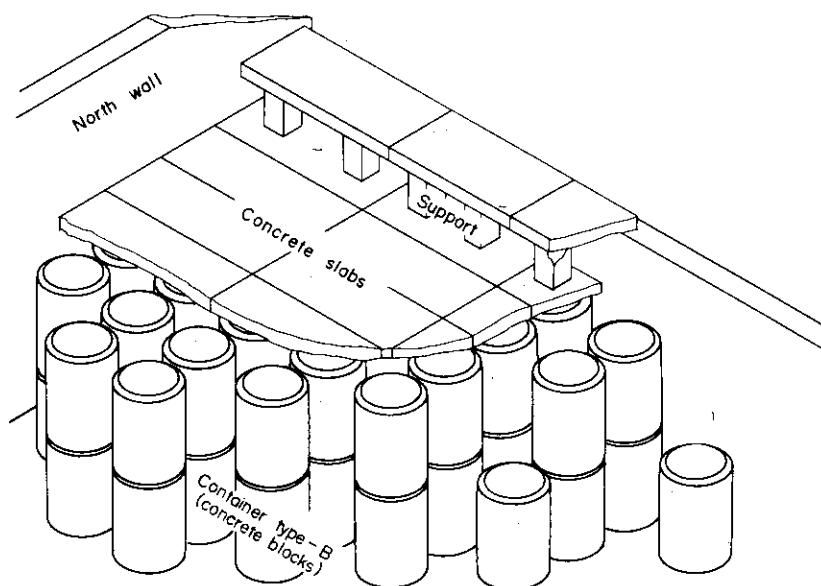


Fig. 2-31 Concrete slabs on the waste packages for reducing the sky-shine effect.

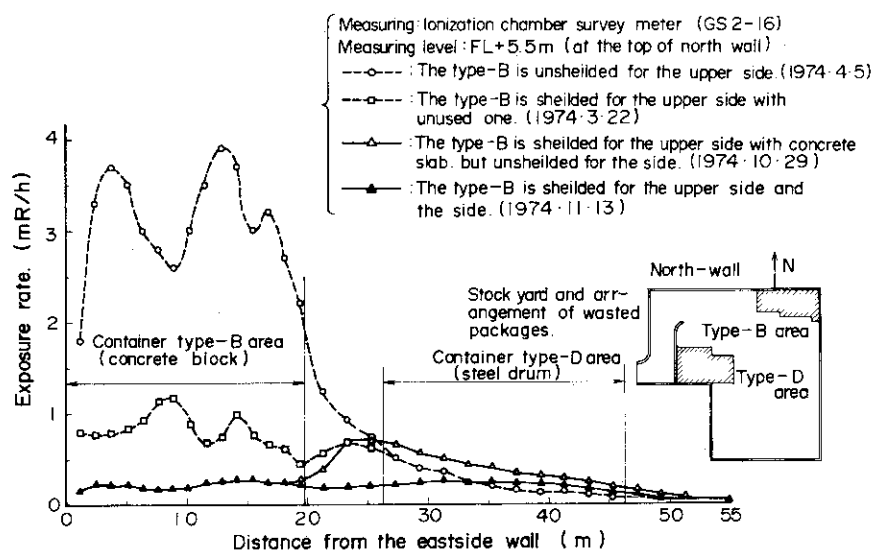


Fig. 2-32 Exposure rate at the top of north-wall.

#### 2.4.12 In-Pili Water Loop OWL-1 循環系内の化学除染方法の試験検討

J M T Rの水ループOWL-1の一次循環系機器、および配管等の内面には、放射性腐蝕性生成物が付着して、いわゆるクラッド(Crud)汚染を生じ、ループキュビクル内の空間線量率を高め、ループの運転および保守整備作業時の被曝の原因となる。このため、ループ一次循環系内の化学除染方法について試験検討を行った。除染試験の供試体には、1972年12月にOWL-1の炉外テストセクションから取出された整流管(SUS316, 43mm $\phi$ , 長さ約1m)を50mmの長さに切断したものを使用した。

試料の汚染は、OWL-1系内における高温(最高320 $^{\circ}$ C)高圧(最大150kg/cm $^2$ G)軽水の循環によって生ずる一次循環系内の放射化された腐蝕生成物で、酸化鉄を主要成分とするスケール状付着汚染である。このスケールは、1ミクロン以下の微粒子の集合した被膜状態で、ほぼ85%程度の磁化成分(マグネタイト, Fe $_3$ O $_4$ など)を含んでいる。汚染量は、試料を研磨除染した結果、 $^{60}$ Coを主としたもので1個あたり2.0 $\mu$ Ciであった。平均汚染密度は、 $1.55 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ である。

試験は、ステンレス・スチール・クラッドに対する除去効果が期待できるものとして、Table 2-7に示す8種類の除染方法について行った。

試験方法は、90 $\pm$ 5 $^{\circ}$ Cに温度調節したオイルバスに、除染液260mlを入れた容量500mlのビーカーを浸し、定温になったところで、あらかじめ汚染度が測定された試料を除染液に浸漬したのち、一定時間攪拌することで行った。

攪拌速度は、除染液流速が2cm/sec $\sim$ 5cm/secの範囲になるように保持し、また、除染液はサンプリングおよび蒸発による減少分を、その都度補充して常に一定量を維持するようにした。試験前後の汚染度は、各試料の表面汚染密度、表面線量率および各除染液の放射能濃度を測定して得た。

試験結果をTable 2-8に示す。これから明かなように、テストNo.1 $\sim$ No.3, No.5およびNo.6の2種の除染液を用いる2ステップ除染方法とテストNo.4の3種の除染液を用いる3ステップ除染方法では相当の除去効果を有する。その中特に高い除去効果を示しているものとしてテストNo.1とNo.4があげられる。しかし、No.4の方法については、除去効果は高いが、除染液の塩濃度が非常に高いため、僅かな温度低下でも塩の析出、沈澱等が見られる欠点がある。また、一方の1液除染方法によるテストNo.7およびNo.8では、その除去効果はほとんど期待できないことが判った。

さらに試験前後のスミヤ汚染度測定でのルーズ汚染に対する除去評価をTable 2-8に参考附記した。

また、テストNo.1の場合の各ステップ除染の経過時間効果をFig. 2-33に示す。除染時間は各ステップ除染ともに少なくとも30分間を必要とするが、1時間以上各ステップ除染を継続しても除去効果はほとんど変わらない、除去効果の高いのは、第2除染液による2ステップ除染時と、それに続く水洗時であることが判る。

以上の結果から、実際の装置での取扱上の問題も考慮して、テストNo.1の除染方法を選び採用することとした。

なお、実際の除染作業は1976年に実施の予定である。(三嶋, 安中)



Table 2-7 Decontamination reagents

Test No.	Chemical reagent composition		
No.1	1st. reagent	sodium hydroxide potassium permanganate	AP solution 10.00 % 3.00 % aq. solution
	2nd. reagent	ammonium citrate oxalic acid ferric sulfate diethylthiourea	5.00 % 2.50 % 0.20 % 0.10 % aq. solution
No.2	1st. reagent	AP solution	
	2nd. reagent	ammonium citrate oxalic acid ferric sulfate diethylthiourea	0.25 % 0.50 % 0.02 % 0.01 % aq. solution
No.3	1st. reagent	AP solution	
	2nd. reagent	ammonium oxalate	10.00 % aq. solution
No.4	1st. reagent	AP solution	
	2nd. reagent	EDTA.2Na	20.00 % aq. solution
No.4	3rd. reagent	sulfamic acid EDTA.2Na hydrazine hydrate hexamethyleneteramine	20.00 % 5.00 % 5.00 % 3.50 % aq. solution
	1st. reagent	AP solution	
No.5	2nd. reagent	ammonium citrate	5.00 % aq. solution
	1st. reagent	AP solution	
No.6	2nd. reagent	ammonium citrate EDTA.2Na	5.00 % 0.50 % aq. solution
	1st. reagent	ammonium citrate EDTA.2Na phenylthiourea	10.00 % 0.04 % 0.45 % aq. solution
No.7	1st. reagent	ammonium citrate EDTA.2Na phenylthiourea	10.00 % 0.04 % 0.45 % aq. solution
	1st. reagent	sulfamic acid EDTA.2Na hexamethylenetetramine hydrazine hydrate	2.50 % 0.35 % 0.10 % 0.50 % aq. solution
No.8	1st. reagent	sulfamic acid EDTA.2Na hexamethylenetetramine hydrazine hydrate	2.50 % 0.35 % 0.10 % 0.50 % aq. solution

Table 2-8 Decontamination factor (DF) obtained in chemical decontamination

Test No.	Surface dose rate (mR/h, $\beta\cdot\gamma$ )		DF	Removal activities ( $\mu\text{Ci}$ )	DF with smear of loose contamination
	Before decontamination	After decontamination			
No.1	18	1.5	12	1.51	20
No.2	8	1.5	5.3	0.55	11
No.3	35	11.0	3.2	0.51	4
No.4	22	0.5	44	1.00	53
No.5	15	4.0	3.8	0.91	13
No.6	14	4.5	3.1	0.62	7
No.7	25	23.0	1.1	0.02	1.5
No.8	13	8.5	1.5	0.26	1.1

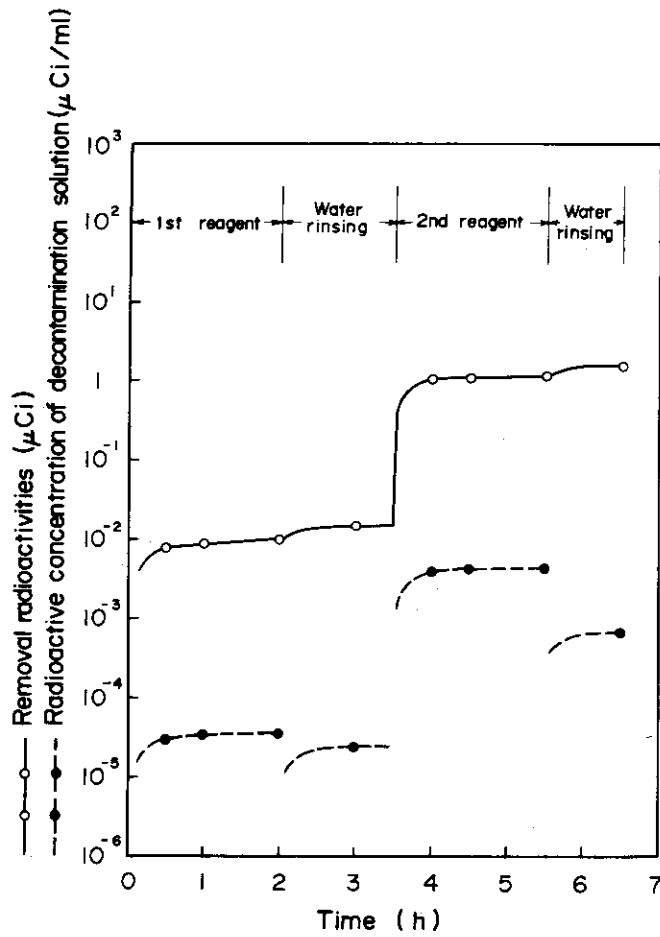


Fig.2-33 Decontamination time course observed in test No. 1.

# 3 . 研 究

---

Research

### 3.1 放射線計測

#### Radiation Dosimetry

The powder-type element of BeO doped with Na was developed as a TSEE dosimeter which can measure the exposure dose down to 0.01 mR. The ceramic-type element is under development. The BF<sub>3</sub> counters used for measurements of the neutrons in nuclear ship "Mutsu" were calibrated in order to obtain the flux density and dose equivalent for fast neutrons. The results agreed with those by calculation. A method for automatic counting of the recoil proton tracks on film was developed on the basis of statistical extraction of the thin lines, and its validity was confirmed by applying to the microscopic photographs of the proton tracks. A similar automatic counting method was developed by applying an optical spatial-weighted filter to the pattern recognition concept. A computer program was prepared for the purpose of obtaining the energy spectrum, exposure dose and dose equivalent of  $\gamma$ -rays from the data of measurement by NaI. The response function for stack monitor using a NaI detector was calculated applying the data obtained with point sources. The relation between bias waveform and the mean energy of  $\gamma$ -rays for the photon-energy flux type gas monitor was studied. In the case of nuclear reactor, the mean energy of  $\gamma$ -rays can be estimated within the error of a few percent.

#### 3.1.1 概要

エクソ電子放射線量計の開発においては、BeOにNaをドーピングした粉末状素子を開発し、0.01mRまで測定が可能になった。ルーチン用としてセラミック状素子を開発中である。

原子力船"むつ"の漏洩中性子線測定に使用したBF<sub>3</sub>計数管を、速中性子線束密度および線量当量を評価するために校正した。校正によって求めた結果は2次元輸送コードで求めた結果と良く一致した。

中性子線量計測用の反跳陽子飛跡を自動計測するため、雑音の多い画像から細い線状図形だけを効率よくとりだす統計的細線抽出法を検討した。これを反跳陽子飛跡の顕微鏡写真に応用し計算機処理し、良好な結果を得た。また、核分裂片飛跡検出器上のエッチ・ピットを自動計測するため、空間的荷重フィルタを用いたパターン認識の手法を検討し、識別誤りが少なく、精度の良い方法を開発した。

放射線作業環境における $\gamma$ 線のエネルギースペクトル、照射線量、線量当量などを、コリメータ付NaI検出器の波高分布測定結果から、計算機処理によって求めるプログラムを作成した。また、ガスモニタに応用するため、気体状線源に対するNaI検出器のレスポンス関数を、点線源を用いた波高分布の測定データから計算機処理で求めた。光子エネルギー束型ガスモニタのバイアス変調波形と光子平均エネルギーの測定誤差との関係を検討した。その結果、0.05~2MeVの単色 $\gamma$ 線に対して $\pm 20\%$ 、原子炉から放出が予想される核種の $\gamma$ 線に対して数%以内で平均エネルギーを求めることができた。(沼宮内)

### 3.1.2 EE線量計の開発(Ⅲ)

48年度に引続きエクソ電子放射を利用した高感度線量計の開発を行った。

まず、測定データの処理を合理化するため、紙テープにパンチされたTSEEグロー曲線のデータを解析するプログラムを作成した。これは、

- 1) 紙テープに記録されたデータを1組ずつU-200を通してFACOM 230/60に読み込み、コード・エラー有無のチェック、チャンネル数および総計数値の記録、
- 2) 計数管による計数落しの補正、
- 3) グロー・ピークに相当する計数値、またはグロー曲線を任意に分割した各部分の計数値の積算、
- 4) ラインプリンタによるグロー曲線の表示、
- 5) パンチカードへのグロー曲線の記録、

などを行うもので、上記2)～5)の必要な演算のみを選ぶことができ、線量とTSEE計数値との関係を求めるためのものである。

これまで試験した粉末状TSEE試料の中でBeO:Naは安定な特性を示し、0.01mRの低線量まで測定可能であることが明らかになった。試料取扱上の便利さからは粉末試料より固形試料の方が有利である。セラミック状のBeOは高絶縁体であり、エクソ電子放射による試料表面の帯電および計数管内陽イオンの試料表面への蓄積のため、電子放射の変動と計数管特性の変動を生じエクソ電子の測定が不可能となる。実験の結果、試料表面に黒鉛を添加するか、金などの導電性物質を蒸着することによって試料表面の帯電を防止することができ、セラミック試料も粉末試料と同様に安定なTSEE特性を示すことがわかった。試料間の特性のバラツキを少なくするため素材と導電物質とが均質であることが望ましい。そこで、実用的なTSEE素子として、BeOにモル分率0.2%のNaイオンとそれに重量比14%の黒鉛とを添加混合し、12mmφ×0.5mmの円板セラミック素子を作製した。現在、TSEEが表面現象であることを利用して、この素子と含水素物質との組合せによる高感度速中性子線量測定法を検討中である。(大谷)

#### 参考文献

大谷 暁・河合勝雄・沼宮内弼雄, JAERI-M 5863 (1974)

### 3.1.3 「むつ」BF<sub>3</sub> 検出器の校正

原子力船「むつ」の漏洩中性子源の測定はTLD、フィルムバッジ、ポケットチェンバーなどによって行なわれたが、特に速中性子線を測定する目的でFig. 3-1に示すポリエチレン減速型BF<sub>3</sub> 比例計数管方式の検出器を作成し、1974年9月10日に実測が行なわれている。この検出器は外径49mmφ、肉厚3mm、長さ1940mmの鉄パイプに30mmの厚さまでポリエチレン・シートを巻きつけ、その表面を0.5mm厚のCd板を二重に巻きつけたものである。さらに片方の端から1300mmの区間にはポリエチレン板により厚さ20mmの被覆を行ない、残りの部分はそのままにした。鉄パイプの中には有感部の50mmの長さを残して1mm厚のCd板で覆ったBF<sub>3</sub> 比例計数管(外径24mm, 全長250mm, 有効長120, ガス圧150mmHg)

を挿入し、鉄パイプ内を自由に移動できるように工夫された。このようにして作られた検出器を「むつ」原子炉一次遮蔽上方に固定し、鉄パイプの中のBF<sub>3</sub>比例計数管を順次移動させながら、各点における計数率を求めた。

「むつ」帰港後これらの測定値より線量当量率および速中性子束密度を評価するために以下の方法により検出器の校正を行なった。

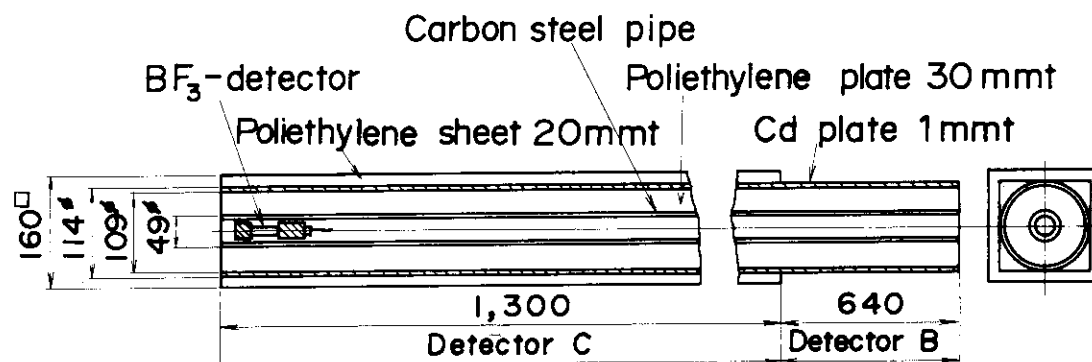


Fig. 3-1 BF<sub>3</sub> detectors installed in nuclear ship "Mutsu".

まず、「むつ」で用いた検出器を解体し、原研東海研究所に移し、Fig. 3-1 に示す検出器BおよびCの二つの部分に対応して二個の検出器を別々に、できるだけ再現するように、組み立てた。両検出器を<sup>252</sup>Cf中性子線源および軽水臨界実験装置TCAによる減速中性子場の中に置き、計数率を求め、さらに後述の標準検出器により線量当量率および中性子束密度を評価することにより校正定数を求めた。

<sup>252</sup>Cf線源は<sup>235</sup>U核分裂スペクトルに近いスペクトルを有する中性子線源としてよく用いられる。本校正では、<sup>252</sup>Cf線源(0.78×10<sup>8</sup>n/sec)を床から1500mm、壁より1200mm離れた所にアルミ支持台を用いて固定し、被校正検出器および標準検出器の位置を線源より600~7700mmとし、この範囲で検出器の位置を変えることにより、<sup>252</sup>Cf線源からの直接中性子線と壁または床等による散乱中性子線の割合を変え、種々のエネルギー・スペクトルをもつ減速中性子場を得た。

TCAは炉心が2.6%、濃縮UO<sub>2</sub>燃料棒と軽水から構成されたもので、軸方向への速中性子のもれを増大させるため中央に外径152.0mmφ、肉厚3.0mm、高さ1690mmのアルミニウム製中空円筒タンクを挿入した。中性子場の強度は運転用CICモニターを用いて規格化した。

標準検出器としては、厚さ4.5cmと8.5cmのパラフィン材をBF<sub>3</sub>比例計数管に交互に被せる形式のものを用いた。この標準検出器の特性は本誌<sup>1)</sup>に既に報告してある。

校正結果をFig. 3-2, 3-3に示した。横軸は検出器Bの計数率に対する検出器Cの計数率の比を表わす。縦軸の値に検出器Bの計数率を乗ずると線量当量率ないし速中性子束密度が得られる。「むつ」での実測により、 $R_{\text{Mutsu}} = 0.48 \pm 0.03$ と評価できるので、図より校正定数を求めて「むつ」漏洩速中性子線に対する線量当量率を評価した。その結果は2次元輸送コ

ードにより求めた値と比較して、極めてよく一致することが分った。

本研究は動力試験炉部小林岩夫ほかの各氏と共同で行われた。(龍福)

参考文献

- 1) JAERI-M 5866 保健物理と安全管理, No.16 p.170. (1973)

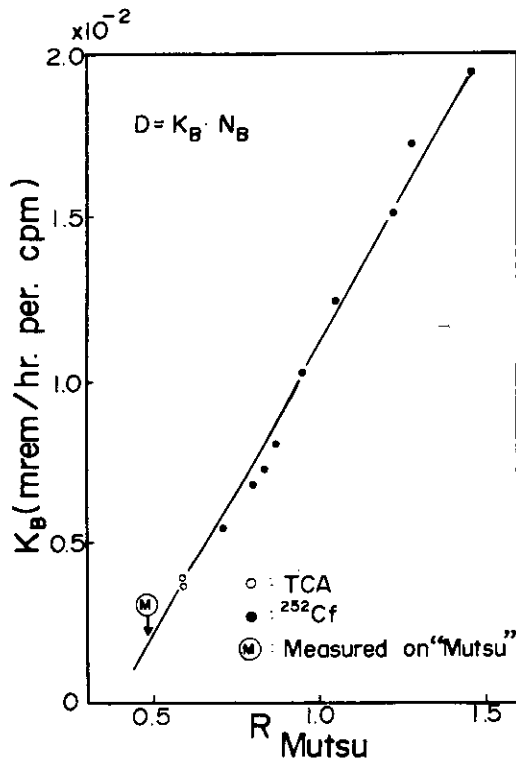


Fig.3-2 Dose sensitivity of detector B.

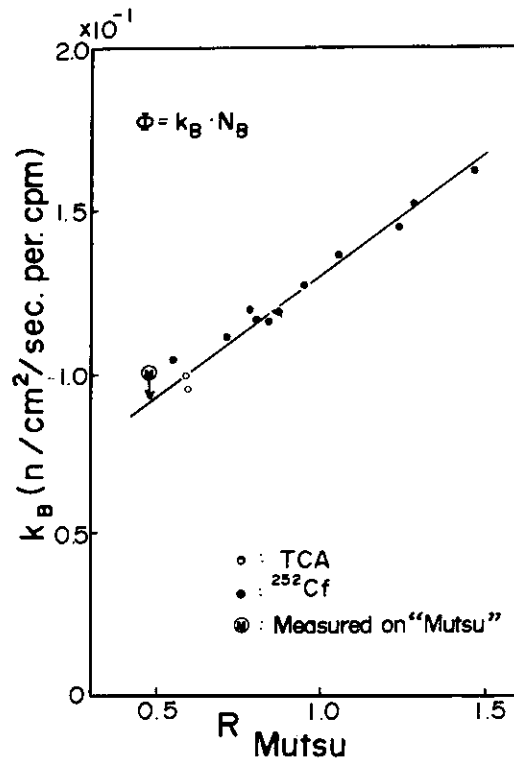


Fig.3-3 Neutron flux sensitivity of detector B.

3.1.4 反跳陽子飛跡の統計的細線抽出

中性子線量計測用の反跳陽子飛跡を自動的に計測するには、雑音の多い画像中から飛跡信号を能率よく抽出する必要がある。このため、細い線状以外の図形を大幅に除去する統計的細線抽出法を検討した。

画像中の飛跡の太さより幾分小さい面積要素を画素とする、ある画素Pとそのまわりの画素との濃淡レベルの差の絶対値を180°方向ごとに加えた $l$ 方向の量 $d_l$ と、画素Pに関して互いに180°方向にあるまわりの画素同志の濃淡レベルの差の絶対値で $l$ 方向の量 $u_l$ を求める。これらの量をそれぞれ小さい順位に並べ $d(1) \leq d(2) \leq \dots \leq d(n)$ ,  $u(1) \leq u(2) \leq \dots \leq u(n)$ とする。画素Pが飛跡上であればその方向の $d_l$ は小さく、 $d(1)$ から $d(r)$ を占め、その方向以外の $d_l$ は大きく、 $d(r+1)$ から $d(n)$ を占める確率が高い。そして後者の平均 $\bar{d}_b$ と前者の平均 $\bar{d}_t$ の差 $d = \bar{d}_b - \bar{d}_t$ は大きくなる。画素Pが均一な濃淡レベルの画像上であれば $d$ は小さくなる。しかし、画素Pが階段状とか坂状の濃淡レベル変化の画像上にあるとき $d$ は大きくなるが、これは線分要素ではない。これを防ぐには画素Pのまわりの画素値変化の特徴を $u_{(n-p+1)}$ から $u_{(n)}$ の平均 $u$ で表わし、 $y = d - u$ を計算する。このとき、画素Pが $y > \delta$ ならば線分要素、 $y$

$\leq \delta$  ならば非線分要素という条件をほぼ満すように  $\delta$  を決めることができる。

反跳陽子飛跡の顕微鏡写真を用いた計算機処理の結果この方法は飛跡信号を能率よく抽出することが示された。(熊澤)

#### 参考文献

- 1) 熊澤 蕃, H. Koch, 沼宮内弼雄: 昭和50年度電子通信学会全国大会12-3. 情報・制御 C No.1213 (1975.3.27)

#### 3.1.5 核分裂飛跡検出器上のエッチピットのパターン認識(光学的空間荷重フィルタ法)

エッチピットの自動計測方式には様々の提案がある。これは、先に"エッチピットの識別"として報告した方式<sup>1)</sup>が光学的空間荷重フィルタ法として、簡単にしかも廉価に実現することを計算機でシミュレートしたものである。内容は、ピット面密度と識別問題の定式化、スキャン方式によるエッチピットの観測位置ずれとその識別への影響、光学的空間荷重フィルタの最適設計、入力信号の一様変動によるシステムへの影響などが検討されている。エッチピットの形を楕円で近似し、その平均長軸が  $3.5 \mu$  くらいで、ピット密度が  $10^4$  個/cm<sup>2</sup> のオーダーくらいならば、"エッチピットか否か"の二類識別問題として取扱え、しかも、これは熱中性子のレムオーダの線量に相当することが示されている。

二類識別は上記のフィルタで実現でき、一つの例として、36個の空間要素をもつフィルタの設計例が示されている。スキャン方式がフィルタ寸法と同じ距離ごとに光像を入力する場合、フィルタの使用によってエッチピットを見のがす誤りは半分に、また背景その他をエッチピットとする誤りは四分の一くらいに減少することが判った。(熊澤)

#### 参考文献

- 1) JAERI-5021, 保健物理安全管理部の活動, No.11, 107~108 (1969).

#### 3.1.6 放射線場の $\gamma$ スペクトルの計算機処理

放射線作業環境における  $\gamma$  線スペクトルやその方向分布を知ることは、作業者の被曝管理上重要である。しかし、方向分布まで含めると測定データの数は大幅に増大するので、計算機による処理プログラムを開発した。

プログラムの内容はバックグラウンドの差引き、エネルギー換算したチャンネル幅の変更(この場合は100keV)、レスポンス行列の逆行列によるエネルギースペクトルの計算、各エネルギーごとの照射線量および線量当量の計算が行なえる。

使用した検出器は、直径224mm、長さ460mmの円筒状の鉛の中に2"×2" NaI検出器を入れ前方に40mm $\phi$ の穴を開けたものである<sup>1)</sup>。<sup>137</sup>Cs, <sup>60</sup>Co, <sup>22</sup>Naなどの線源を用いた実験結果<sup>1)</sup>は、W. F. Miller等のモンテカルロ計算結果<sup>2)</sup>のうち平行ビームによる例と比較的よい一致を示すので、Miller等の結果からレスポンス関数を得た。

波高分布、エネルギースペクトル、照射線量、線量当量は表またはグラフとして出力される。(熊澤)



## 参考文献

- 1) 神永博史：private communication.
- 2) W. F. Miller, W. J. Snow, ANL-6318 (1961.2).

3.1.7 NaI 検出器型ガスモニタのレスポンス関数の計算<sup>1)</sup>

従来、排気ガスを監視するNaI 検出器型ガスモニタの $\gamma$ 線に対するレスポンス関数を求めた例はほとんど見られない。これは、ガス状の $\gamma$ 線標準線源を種々のエネルギーごとに用意するのが難しいためと思われる。そこで点線源による波高分布データをもとに計算機でガスをシミュレートし、それによりレスポンス関数を求めた。

モニタは、2"×2" NaI を中心に配置した鉄内張りの円筒形の鉛容器で、その内部寸法は半径124mm、高さ251mmである。測定点は半径方向約31mm、高さ方向約50mm ほどの27点で、使用核種は各点とも<sup>57</sup>Co, <sup>137</sup>Cs, <sup>60</sup>Co, <sup>22</sup>Na, <sup>88</sup>Y の5つである。<sup>22</sup>Na, <sup>88</sup>Yは無視できない2つの光子エネルギーから成立しているため、それらの分離は、<sup>22</sup>Na は<sup>60</sup>Coを、<sup>88</sup>Yは<sup>22</sup>Naを用いて行なった。内挿は3次のスプライン補間で行なって、5mm 間隔ごとの格子点で値を得た。ガスは均一と見なし内挿値を積分することにより求めた。この均一ガスに対するレスポンス関数はNaI 検出器の真横で内壁から半径の5分の1の位置に置いた点線源のそれと相似であることが知られた。(熊澤)

## 参考文献

- 1) 熊澤 蕃, 岸田昌美, 間辺 巖, 立田初己：日本原子力学会秋の分科会予稿集(I)  
p83 (1974.10)

## 3.1.8 光子エネルギー束型ガスモニタのバイアス変調波形と誤差

スタックから放出される放射性気体によって地上にもたらされる線量率を推定することが、環境管理上要求されている。このためスタックガスモニタとして光子束を測定する従来の方式と異なるものが必要であり、その一つの試みとして、すでに森内ら<sup>1)</sup>が発表している光子エネルギー束および光子平均エネルギーを測定するバイアス変調型ガスモニタがある。この方式のモニタのバイアス変調波形と、光子平均エネルギーの測定誤差との関係を検討した。

本実験に使用した検出部は3.1.7項の実験に使用したものと同一の1.6ℓの円筒型容器の中心に2"φ×2"のNaI (Tℓ)シンチレータを置いたものである。この検出系のレスポンス関数は、前項に示された方法により求めた。このレスポンス関数を用いて、シンチレータから得られる波高分布に加重して光子エネルギー束を求めるための光子エネルギー束換算係数を計算し、さらにこの換算を忠実に実施するために必要なバイアス変調波形を求める。この波形を比較的回路の簡単な、充電特性と直線波の組合せによって発生させることを試みた。即ち

$$v(t) = a \{ 1 - \exp(-t/\tau) \} + bt$$

で表わされる波形によって近似させた。ここで、a, bは定数、 $\tau$ は充電回路の時定数、tはバイアス変調波の繰返し周期を単位とした時間である。

上に示した近似によるバイアス変調波形を用いた場合光子平均エネルギーは0.05~2.5 MeVの単色光子線に対して±20%以内の誤差で測定することができる。これは単色光子線に対する誤差であるが、一般に実際にスタックから放出される核種からの光子線は単色ではない。原子炉からの放出が予想される核種のスペクトルに対して計算した結果、平均エネルギーを誤差数%以内で求めることができた。バイアス変調波形は、レスポンス関数から計算された波形に、主として低いチャンネル側で忠実に一致する様な波形で近似すれば、比較的簡単な回路で光子平均エネルギーを測定することができる<sup>2)</sup>。(岸田)

#### 参考文献

- 1) 森内, 宮永: 日本原子力学会誌, Vol. 15, 509 (1973).
- 2) 岸田, 熊澤, 間辺, 立田: 原子力学会分科会B 4 2 (1974).

## 3.2 身体放射能

### Body Radioactivity

The following were studied: (1) A simple method of determining gross alpha activity in the urine, (2) Performance of a scinticamera-type lung monitor, (3) Biological dosimetry for X-ray exposure accidents.

#### 3.2.1 概要

項目(1)は尿中のアクチニド元素を微量のCa・Mgリン酸塩沈殿に共沈させ、それをメンブラン・フィルタに捕集し、そのまま $\alpha$ -計測する簡便迅速な方法についての開発である。本分析法の実用にあたって必要な基礎データを実験により求めている。項目(2)は肺中に沈着したウランまたはプルトニウムの定量および肺内分布決定のためのシンチカメラ型肺モニタの性能に関する研究である。必要な校正係数を求めた。項目(3)は不時の場合、人体の被曝線量を末梢血液中のリンパ球の染色体異常発生率から推定する、いわゆる生物学的線量計測法の研究の一環であって、本年度はX線被曝に関するデータを示している。(藤田)

#### 3.2.2 尿中の全アルファ放射能の簡易測定法

尿中のアクチニド元素をガラス繊維濾紙を用いて捕集し、 $\alpha$ -計測する方法につき検討を行ってきたが、これらの元素が濾紙に捕集されるのは従来考えられていたような吸着によるものではなく、微量に生成しているCa・Mgリン酸塩沈殿に共沈し、この沈殿がガラスセイン濾紙に捕集されるものであることが判った。このため、(1) アクチニド元素のCa・Mgリン酸塩沈殿への共沈、(2) アクチニドを共沈しているCa・Mgリン酸塩沈殿の捕集法、につき検討し、全アルファ放射能の簡易測定法の開発を試みた。

Pu(IV), (IV), Am(III), U(VI), Np(IV), (V)につき、Ca・Mgリン酸塩沈殿への共沈率と、溶液のpH、沈殿の濃度、共存する $\text{NH}_4\text{NO}_3$ 、種々の有機物などとの関係を調べた。この結果、量的には微量であってもCa・Mgリン酸塩沈殿が生成するとこれら元素の共沈は、ほぼ完了することが示された。試料中の有機物の存在の有無により、沈殿生成時のpHが異なった。すなわち、灰化処置などを行なって有機物を除いた試料溶液では、pH 3~4において沈殿の生成が認められたが、灰化処置を行わない試料溶液における沈殿生成は、pH 7~7.5において認められた。アクチニドがCaとMgのリン酸塩のどちらに共沈するかについては $^{45}\text{Ca}$ を用いて実験中である。

アクチニドを共沈している微量のCa・Mgリン酸塩沈殿の捕集材として、メンブランフィルタを用いた。この結果、ガラスセイン濾紙の場合より高い捕集効率が得られた。濾紙に捕集した沈殿の $\alpha$ 放射能をそのまま計測することを検討した結果、 $\alpha$ 線の自己吸収はほとんどないことが示された。このことは、 $\alpha$ 放射能計測のための試料の調製を行う必要がないことであり、分析必要時間を大巾に縮少できることを示している。詳細については引きつづき検討中である。(赤石)

### 3.2.3 シンチカメラ型肺モニタの性能

3%と20%濃縮ウランに対するシンチカメラ型肺モニタの感度校正実験と肺内放射能分布推定に関する基礎実験を行なった。分布推定の実験は、昨年<sup>241</sup>Am線源を用い画像1/4分割計数法によって行なったが、今回は20%濃縮ウランを用い1/2と1/4分割計数法によって行なった。この分割計数法による分布推定は、計数効率の低下を避けるため、コリメータを用いずに行なっているが、実際の線源位置と測定で得られる1/2あるいは1/4分割計数率比がどの程度の確かさで対応しているか検討する必要がある。そこで今回は、新たに分割計数法専用の特別なコリメータを製作し、それを用いてより正確な分割計数率比を求め、コリメータを使用しない場合のデータと比較検討した。その結果、コリメータを使用すればより明確に線源位置の推定が可能となるが、使用しなくとも、どの分割領域に線源が存在するかの判定は十分可能であることが確かめられた。(城谷)

### 3.2.4 X線被曝事故時の生物学的線量計測

X線被曝事故時の被曝線量の評価を行なうために、X線線量と末梢血リンパ球染色体異常発現率との関連を求める実験を行なった。

血液試料(5mℓ)の照射は、X線装置を用いて簡易ファントム(直径30cm、高さ31.5cmのポリエチレン瓶に37±1℃の温水を入れたもの)中で行なった。照射条件は、装置 島津製作所製信愛号、結線様式 グライナッヘル方式、管電圧 180kV、実効電圧 90kV、管電流 5mA、濾過板 1.99mmAl+0.99mmCu、半価層 1.35mmCu、焦点-試料間距離 40cm、線量率 10.5r/minであった。

血液試料の培養はMoorheadの改良法を用いた。

細胞あたりの二動原体染色体+環状染色体の発生率は10r照射で0.002, 25r照射で0.020, 0.022, 0.004, 50r照射で0.032, 0.032, 100r照射で0.100, 0.093, 200r照射で0.315であった。得られた結果は他の研究者(佐々木, E. SCHMIDら)の結果とよく一致していた。(井上)

### 3.3 空気汚染

#### Radioactive Aerosol

Concerning the radioactive aerosol monitoring for LMFBR, detection limit and applicability of the method of sampling radioiodine in the radioactive sodium aerosol by an arc discharge technique were studied. In the test with uranine methylene blue particles, the particle size-deposition characteristics of a size-selective air sampler developed at Harwell agree with the lung model deposition curve within a factor of two. Performances of the outlet valve and cartridge of a respiratory protection mask were examined. Leakage at the outlet valve is less than that between mask and face. Optimum design of the filter paper for respiratory masks is discussed.

#### 3.3.1 概要

高速炉における空気汚染モニタリング技術については、放射性ナトリウムエアロゾル中の放射性ヨウ素を、アーク放電によって分離捕集する方法で放射性ヨウ素の検出限界と適用範囲を調べた。

ハーウェル型粒度弁別サンプラーの吸入性塵埃捕集特性を1~17 $\mu$ mのウラニンメチレンブルー粒子を用いて調査した結果、吸入性塵埃の捕集特性はICRPの肺モデルと係数2以内で一致することがわかった。

防護マスクに関しては、呼吸弁の性能およびカートリッジの特性について調査した。正弦波空気流に対する呼吸弁の性能試験結果、弁からの漏洩率は、マスク面体と顔面との隙間からの漏洩率より小さいこと、および弁カバーは漏洩率と通気抵抗に影響を与えることがわかった。カートリッジについては、濾材の表面積有効利用率と通気抵抗との関係から最適条件を検討した。(吉田)

#### 3.3.2 放射性ナトリウムエアロゾル中の放射性ヨウ素のモニタリング(II)

アーク放電管中で起る(Na+NaI)エアロゾルの分解とそれに続く化学反応を利用したナトリウムと微量ヨウ素の分離捕集は、放射性ナトリウムエアロゾル中に含まれる微量の放射性ヨウ素の検出感度を上げ、定量を容易にすることを報告した<sup>1)</sup>。

本研究では、この方法が適用できるナトリウムエアロゾルの濃度範囲をアーク放電により同時に生成される窒素酸化物濃度との関係で調べ、ナトリウム冷却炉で発生するエアロゾルに用いたとき放射性ヨウ素が検出・定量できる範囲について検討した。その結果、次のことが明らかになった。

(1) 生成される窒素酸化物濃度が空気の0.7%になる放電条件でナトリウムエアロゾルをサンプリングすると、 $10^{-8}$  g Na/cm<sup>3</sup> Air以下のエアロゾル濃度に対してヨウ素の分離捕集効率は80%以上になる。

(2) (MPC)<sub>a</sub><sup>40h</sup> (=  $10^{-6}$   $\mu$ Ci<sup>24</sup> Na/cm<sup>3</sup> Air)の濃度の放射性ナトリウムエアロゾルを15 l/minの流量で1時間サンプリングすると、冷却材、燃料のウラン汚染によって生ずるバツ

クランドの放射性ヨウ素 (約  $2 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \text{ Air}$ , このうち  $^{131}\text{I}$  の濃度は  $2 \times 10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \text{ Air}$ ) が検出できる。

(3) 1次冷却材のナトリウム試料を加熱蒸発し、その蒸気を  $10^{-8} \text{ g Na}/\text{cm}^3 \text{ Air}$  の濃度のエアロゾルにしてヨウ素の分離捕集を行なうと、バックランドのヨウ素が短時間 (1分間以内) のサンプリングによって検出される。このことは、ナトリウム冷却炉における燃料破損が非常に低いレベルまで検出でき、この方法が燃料破損のモニタリングに応用できることを意味している。(成富)

#### 参考文献

- 1) NARITOMI, Mitsuo, MURATA, Mikio, YOSHIDA, Yoshikazu :  
J. Nucl. Sci. Technol. 11[8] 345 (1974)

#### 3.3.3 ハーウェル型粒度弁別サンプラーによる吸入性塵埃量の評価法

吸入によって体内に摂取されうる塵埃量を推定する目的で、「吸入性塵埃」(Respirable dust) を捕集する粒度弁別サンプラー (Size selective dust sampler) が開発されている<sup>1)</sup>。中でも、ハーウェル研究所で開発されたサンプラー<sup>2)</sup> は、他のサンプラーと比較して、実用上の長所を有している。ここでは、本サンプラーの校正試験を実施し、その試験結果を基に、本サンプラーによってもとめられる吸入性塵埃の捕集精度を数値解析により検討した。

校正試験は、スピニング・デスク・粒子発生器で作られた  $1 \sim 17 \mu\text{m}$  のウラン・メチレンブルー粒子を用い、サンプラーの吸引流量範囲  $6 \sim 50 \text{ l}/\text{min}$  に対して、サンプラーの各部位ごとに捕集された塵埃量を蛍光光度計で測定することによっておこなった。その結果、サンプラーの吸引量  $33 \text{ l}/\text{min}$  の捕集特性は ICRP・肺モデルの呼吸量  $750 \text{ cm}^3/\text{回}$  の肺沈着特性に、吸引量約  $50 \text{ l}/\text{min}$  の特性は呼吸量  $1450 \text{ cm}^3/\text{回}$  にほぼ一致することがわかった<sup>3)</sup>。

ICRPの肺モデルでは、呼吸量  $750 \text{ cm}^3/\text{回}$  の肺沈着率が他の呼吸量における肺沈着率よりも高いことから、呼吸量  $750 \text{ cm}^3/\text{回}$  に対応する吸入性塵埃量 (サンプラーの吸引量  $33 \text{ l}/\text{min}$ ) を求めれば、他の呼吸量に対しても安全側に評価される。したがって、サンプラーの捕集精度は、吸引量  $33 \text{ l}/\text{min}$  の場合を対象として、サンプラーで捕集される吸入性塵埃の場合 (Re) と ICRP・肺モデルの肺部に沈着する塵埃の割合 (Rp) との比 (Re/Rp) を数値解析によって調べた。解析にあたっては、空气中塵埃の粒度分布を対数正規分布と仮定した。

その結果、本サンプラーの濾紙中心部に捕集される割合すなわち吸入性塵埃の割合は、空気力学的質量中央径 (MMAD)  $\leq 10 \mu\text{m}$  の粒子に対して、ICRP・肺モデルの肺部に沈着する吸入性塵埃の割合を、係数2以内の精度でもとめられることがわかった<sup>3)</sup>。(大畑)

#### 参考文献

- 1) M. Lippmann : Ame. Ind. Hyg. Assoc. J., 31, 138 (1970)
- 2) D. C. Stevens and J. Stephenson : J. Aerosol Sci., 3, 15 (1972)
- 3) 大畑, 松井, 吉田, 本郷 : 日本原子力学会 49年度分科会予稿集, p17 (1974)

### 3.3.4 防護マスクの呼気弁の性能

防護マスクの性能は、主にカートリッジ（またはキャニスタ）、マスク面体と顔面との密着性（フィットネス）および呼気弁の3つの性能に影響される。カートリッジとフィットネスの性能については、既報<sup>1)2)</sup>で述べた。本実験では、現在市販されている6種類の呼気弁の漏洩率と通気抵抗を空気流量（仕事率）の関数として測定した。弁の取付け方向と弁カバーの有無の影響についても調べた。

チェンバー内に標準カートリッジ（捕集効率：99.99%以上）を2個備えた実効体積約180 cm<sup>3</sup>の死積模擬容器を設け、その容器表面に対し試験弁と弁座とともに取付けた。弁の開閉は、呼吸装置から各種仕事率（0, 208, 415, 622, 830 kg-m/min）相当の正弦波空気流を容器へ送入または吸引することにより行なった。このチェンバー内へは、ネブライザーによって発生させた粒径0.47 μm (MMD)のNaClエアロゾルを導入した。呼気弁の漏洩率はチェンバー内のNaCl濃度と呼気弁からの漏洩NaCl濃度を炎光分光光度計によって測定し、その測定値の比から求めた。呼気弁の通気抵抗は、チェンバー内と模擬容器内との差圧を微差圧測定器で連続測定した。試験に供した呼気弁は国産品、輸入品ともに3種類である。

試験結果は弁の型によって大きく異なるが、主な結果をまとめると次のようになる。

(1) 漏洩率は流量の減少に伴って増加する傾向にあるが、すべての仕事率において0.1%以下と比較的低い値であった。通気抵抗は仕事率415 kg-m/min（約30 ℓ/min）で平均通気抵抗3～6 mmH<sub>2</sub>Oの範囲で弁の種類によって変化した。

(2) 弁の取付け方向の影響については、下方向の漏洩率が最も大きく上方向の場合の5倍以上になるものがあった。下方向の場合の通気抵抗は、上方向の場合と比べて約5～25%減少した。

(3) 弁カバーを取付けた場合、漏洩率は20～80%減少し、これに伴って通気抵抗は20～50%増加し、1種類のみ約3倍になるものがあった。

以上の正弦波空気流に対する呼気弁の性能試験の結果、弁からの漏洩率は、マスク面体と顔面とのフィットネスに起因するものよりも比較的小さく、濾材の透過率とほぼ同程度であることがわかった。しかし、カバーを取付けることにより漏洩率が最低1/5に減少する弁の存在する一方、通気抵抗がカバーを取付けない場合の3倍も上昇する弁が存在した。今後この面での設計上の考慮が望まれる。（池沢）

#### 参考文献

- 1) JAERI-M 5866, 保健物理と安全管理, No 16, 181 (1974)
- 2) 同上, 180～181 (1974)

### 3.3.5 防護マスクカートリッジの性能試験<sup>1)</sup>

高い捕集効率を維持しながら、カートリッジの空気抵抗をどの程度まで低くすることが可能であるかを知るために、カートリッジの空気抵抗を決定する諸因子の値とその範囲について、実用されている国産、輸入品の7種類の高性能カートリッジ（30 ℓ/minの空気流で99.95%以上の効率を有するもの）を用いて調べた。

その結果、濾材の成型法はプリーツ型、円形プリーツ型と繊維濾層型に大別でき、しかもこれらの空気抵抗は主として濾材自身の固有抵抗、濾材の実表面積、表面積有効利用率の3因子で決定されることがわかった。これらの主な特性を下記に示す。

(1) 濾材自身の固有抵抗(R)は平面状の濾材を空気が通過するときの空気抵抗値で、その値は材質自身に依存する。例えば1.2 cm/secの面速で測定した抵抗の平均値は材質によって5～11 mmH<sub>2</sub>Oであった。この差は濾材の繊維径、充填率の違いによって生じたものである。(2) 濾材の実表面積(S)はカートリッジに内蔵されている濾材の実際の表面積で、その値は140～870 cm<sup>2</sup>にわたり濾材の成型法に大きく依存している。(3) 濾材を成型することによって空気が均一に濾材を通過しない部分が生じ、みかけ上表面積が減少したと同じ効果を生じる。この程度を示すものとして〔平面状の濾材の空気抵抗〕／〔成型した濾材の空気抵抗〕を表面積有効利用率(K)と定義して用いた。この値は成型法によって異なり、繊維濾層型で1.0、円形プリーツ型で0.8～0.9、プリーツ型で0.65～0.8であった。SとKの積が有効な表面積となる。

本試験により、現在市販されているカートリッジの大きさ(体積、重量、径など)と捕集効率が実用上許容できるものとすれば、空気抵抗の最も小さい濾材を用い、実表面積(S)と表面積有効利用率(K)の積が最も大きくできる成型法を用いることによって、カートリッジの空気抵抗を約4 mmH<sub>2</sub>O程度にまで低くできる可能性が示された。(村田)

#### 参考文献

- 1) 村田ほか：日本原子力学会保物分科会要旨集 No. B 3 4 (1974)



### 3.4 環境放射能

#### Environmental Radiation and Contamination

An NaI(Tl) gamma exposure dosimeter with lead shielding for natural gamma-radiation from ground surface was developed, and its field tests were performed. The apparent contribution of cosmic rays measured by an NaI(Tl) scintillation dosimeter was studied with the data of cosmic-ray measurements at sea surface and at altitudes up to 10 km. continuous long-period measurements of the fluctuations in vertical wind velocity were made for each season. The quantitative determination of  $^{137}\text{Cs}$  and  $^{60}\text{Co}$  in large volume samples of seawater was studied in coprecipitation method of ammonium phosphomolybdate and cobalt sulfide. Analysis of the air dust for plutonium was studied in solvent extraction, electrodeposition and  $\alpha$ -spectrometry. A computer code for evaluation of the environmental dose due to an accidental release was prepared, and the subcode STDOSE was revised. The gamma exposure in fumigation was estimated. The horizontal distribution maps of concentration of radioactive liquid wastes in the sea areas off JAERI were made on the basis sea-current data. The population doses due to radioactive liquid wastes via sea foods were estimated. The vertical diffusion and deposition in coastal seas were investigated.

#### 3.4.1 概要

排気筒から放出される放射性希ガスによる $\gamma$ 線被曝線量のモニタリング方法として下側鉛遮蔽付NaI(Tl)照射線量測定器につき測定実験を行なった結果、自然放射線によるバックグラウンド変動幅を極めて小さく出来ることが判った。

NaI(Tl)照射線量測定に対する宇宙線感度を評価するため高空および海上において宇宙線観測を行なった。

海水中 $^{137}\text{Cs}$ および $^{60}\text{Co}$ の分析測定法、大気塵埃中のプルトニウムの溶媒抽出・電着・測定法等の検討を行なった。

1973年度に引続き大洗研気象観測塔において鉛直変動風速の長期連続測定を行ない年間各季節につき良好なデータを得て解析した。

想定事故時における周辺環境中の被曝線量評価コードEEDARの開発を行なった。放射性雲からの $\gamma$ 線被曝線量計算コードSTDOSEの改良を行なった。またいわゆるフューミゲーション時の $\gamma$ 線被曝線量の計算を行なった。

東海村沿岸海域の過去の海流観測データを総合し放出放射性廃液の海水中濃度の水平分布図を作成した。また東海村沿岸をモデルに既存資料に基づき海産物摂取による国民線量の評価方法を研究した。

1973年度に引続き沿岸海域における鉛直拡散に関する研究を行なった。(今井和)

#### 3.4.2 NaI(Tl) 検出器における宇宙線寄与の評価

NaI(Tl) 検出器を用いて照射線量を測定、評価する方法として、スペクトル測定による方

法やエネルギー特性を改良して照射線量に比例した情報が直接得られる測定器によって直接、線量相当値を得る方法などが一般的でよく使われる方法である。NaI (TL) 検出器による方法は感度が非常に高い、宇宙線による線量寄与を容易に除ける、検出器自体の汚染による寄与が小さいなどの理由で特に環境の低レベルの $\gamma$ 線の測定に広く用いられてつある。

NaI (TL) 検出器で測定される宇宙線のパルス波高分布は数十 MeV 程度までの広い範囲におよび、 $\gamma$ 線における 3 MeV 相当以下のエネルギーのパルスによる照射線量相当値は非常に低い値となることが知られている。

米国の北緯 45 度附近の湖上で観測された例では 3 MeV 相当以下のパルスによる照射線寄与は  $0.15 \mu\text{R}/\text{h}$  であるが、東海研沖合の海上で観測した結果では  $0.2 \mu\text{R}/\text{h}$  を越す値が得られている。宇宙線の強度は低緯度になる程低くなるということはよく知られた事実ではあるが、例にあげた 2 者の関係はこの事実と反した結果となっている。

以上述べた問題点を明らかにするために宇宙線の観測計画をたて、まず 1974 年 12 月に、理化学研究所の飛行機による宇宙線観測実験に便乗し宇宙線の高度分布の測定をおこない、ついで東海研沖合 10 km の海上で同じく宇宙線の観測実験をおこなった。飛行機観測では用いた測定器は  $3" \phi \times 3"$  NaI (TL) シンチレータを用いた DBM 式照射線量測定器と 3 MeV 以上のパルスを選択的に取り出す波高弁別器の 2 つで、データは 2 者同時に一定時間間隔で積算値をプリンタで自動記録させた。海上観測では波高分析器によるスペクトル測定と、Rn 濃度を得るためのダストサンプラーによるダスト放射能測定を併用した。

自然環境における電離放射線の分布は、宇宙線、地殻からの $\gamma$ 線、大気中の Rn の娘核種からの $\gamma$ 線などによって地上高、陸上・海上等の場所の違いなどによって変化する。また検出器には光電子増倍管が使われるが、このガラス材から $^{40}\text{K}$ の $\gamma$ 線の自己汚染寄与が存在し、宇宙線寄与の正確な値を求めるためにはこれに関連して考慮しなければならないいろいろの問題が関連する。

このような問題を回避するために飛行機観測でおこなった測定評価は、高度別の前 2 つの測定系による高度別の測定値の相関関係を用いて地上における波高弁別器による測定値から、地上 1 m で NaI (TL) 検出器で検出される 3 MeV パルス波高以下の宇宙線寄与 ( $\mu\text{R}/\text{h}$  相当) を導き出す方法でおこなった。この方法によると非常に精度よく地上値を得ることができる。

Fig. 3-4 は下降時の観測データにおける 2 者の相関を示したもので、これによると高度の違いによる粒子成分比の変化から予想されるような回帰曲線の大きな曲りはなく、非常によい一次の相関で、北緯 35 度 (東京近辺) 地上値として  $0.23 \mu\text{R}/\text{h}$  が得られた。

海上観測データについても別に解析を進めており、この場合は上にのべた方法とは異なった解析方法がとられている。これらの結果が得られ次第違った 2 つの方法による評価結果を比較検討し、3 MeV  $\gamma$ 線相当以下の宇宙線寄与を決定する予定である。(森内)

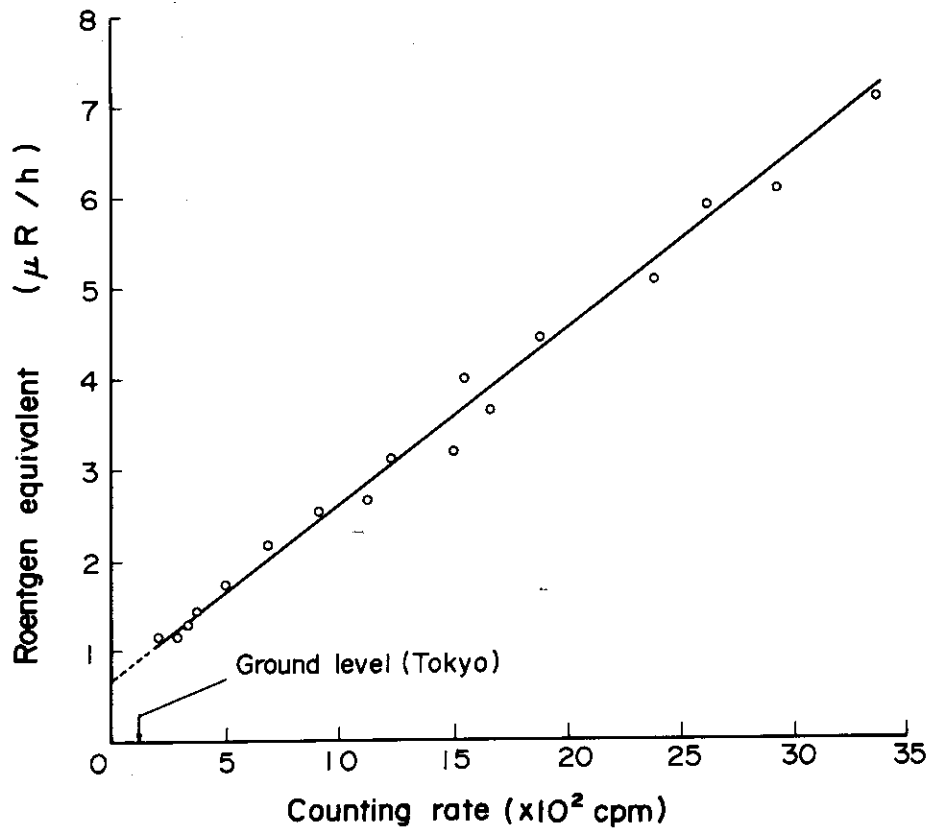


Fig. 3-4 Correlation between roentgen equivalent ( $\leq 3$  MeV pulse height) and counting rate of high energy pulses ( $\geq 3$  MeV) measured by  $3' \times 3'$  NaI(Tl) DBM scintillation exposure meter at high altitude.

### 3.4.3 入射方向性の違いによる施設寄与 $\gamma$ 線とバックグラウンド放射線の弁別

施設寄与  $\gamma$  線とバックグラウンド放射線のエネルギースペクトル分布の違いを利用して、微量の施設寄与分をバックグラウンドから分離評価する方法について実測実験を進めてきた。

1974度は、その方法に加えて、それぞれの  $\gamma$  線寄与の入射方向性の違いを利用して、下方  $2\pi$  からの放射線を適当な鉛遮蔽体で遮蔽し、 $2\pi$  上方向空間からの成分に対する相対効率を高めて分離精度を改善する方法を試み、良好な結果を得た。

バックグラウンド放射線のうち、地殻中の  $^{238}\text{U}$ 、 $^{232}\text{Th}$  系および  $^{40}\text{K}$  に起因する  $\gamma$  線の地上 1 m における入射方向分布は、水平方向に近い角度からのものが最も強い。上方  $2\pi$  空間からの成分は、エネルギーの低い散乱  $\gamma$  線と大気中の主として  $^{222}\text{Rn}$  の娘核種による成分しかないので、検出器の下方を適当な遮蔽材で覆うことによって、バックグラウンド放射線を減少させ、上方  $2\pi$  空間より入射する放射性希ガスからの成分を効率的に検出し、弁別精度を上げること

ができる。鉛遮蔽によるバックグラウンド放射線の減衰は、幾何学的な構造により異なる。Fig. 3-5 に示す  $2\text{''}\phi \times 2\text{''}$  NaI (TL) の DBM 式エネルギー特性平坦化シンチレーションカウンタ用の鉛遮蔽装置では、上方  $2\pi$  空間からの放射性希ガス成分をほとんど減衰させないで、バックグラウンド放射線の  $\gamma$  線成分のみは、遮蔽しない場合と比して  $1/3$  程度に減衰する。

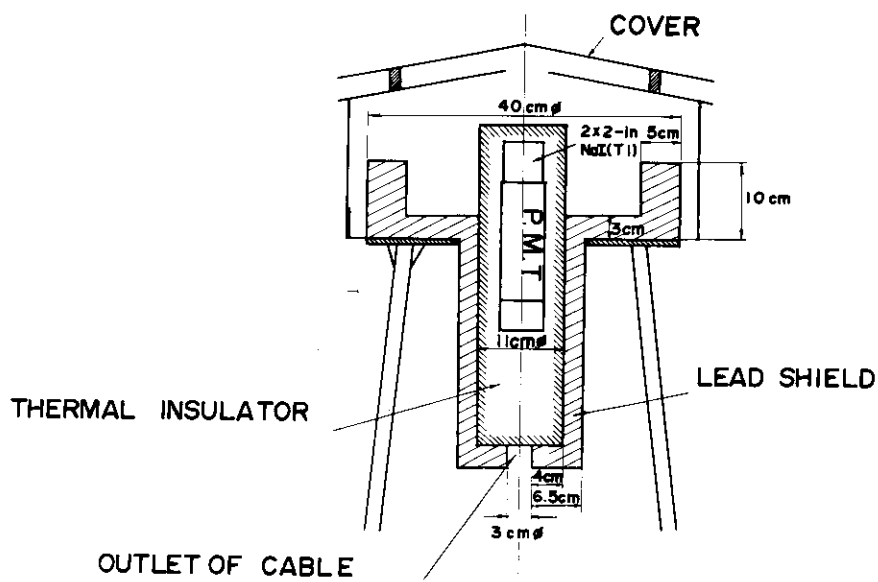


Fig. 3-5 Arrangement of scintillation probe and concave Pb-shield for reducing B G gamma radiation.

この鉛遮蔽方式を使用すれば、バックグラウンド放射線の変動幅が小さくなるため、特にバックグラウンド放射線の変動分を評価しなくても、その変動分の寄与による誤差は無視し得る程度になり、また、原理的に気象データなどの他の情報がなくても分離が行なえる特徴がある。また、この方法は、宇宙線に対する感度の低い NaI (TL) 検出器を用いた場合には効果が大きい。宇宙線に対する感度が高くて体積の大きい他の検出器では、あまり大きな効果は期待できない。

この鉛遮蔽方式とエネルギースペクトル分布の差異を利用した弁別法とを併用して測定した照射線量率から電子計算機により施設寄与分を分離評価した 1 例を Fig. 3-6 に示す。約  $4 \mu\text{R}/\text{h}$  のバックグラウンド放射線レベル（宇宙線を除く）が遮蔽により  $1 \mu\text{R}/\text{h}$  程度に減少し、施設寄与分として、 $0.2 \sim 0.3 \mu\text{R}/\text{h}$  程度も明確に識別されている。

この実測結果から、施設寄与  $\gamma$  線とバックグラウンド放射線を分離評価する計算を、電子計算機で機械的に行なえる方法を検討し、その見通しを得た。（小林）

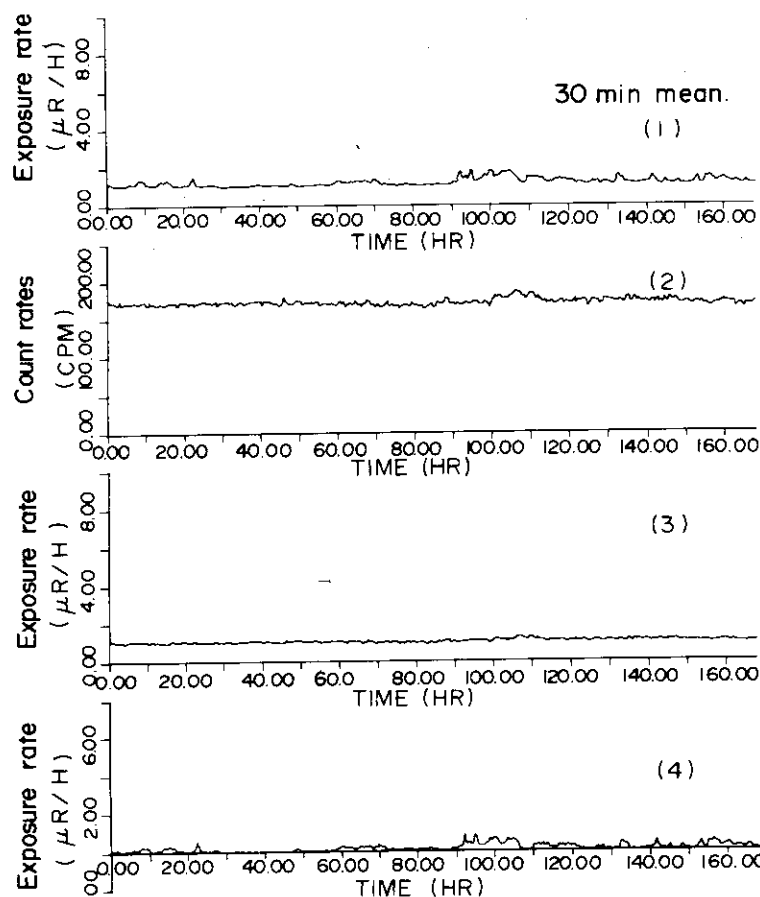


Fig.3-6 Records of exposure rate and count rates by two channel system with Pb shield.

(1) Total exposure rate, (2) Count rates of gamma rays more than 1.65 MeV, (3) Exposure rate of natural radiation obtained from (2), (4) Net exposure rate from nuclear facilities ((1)-(3))

#### 3.4.4 大気拡散パラメータの季節変化

平均風向に直交する水平・鉛直の風速成分変動値は、大気拡散を予測する直接的なパラメータと考えられる。大洗気象観測塔の地上20mおよび90mの2高度の鉛直変動風速 $\sigma_w$ の夏季の観測値によると、日中の海風時に大気の乱れが下層で発達するのに対し上層で小さく、単一層拡散モデルでは扱えない状態がしばしば現われることを本年報前号で報告した。これは海風接地混合層の形成によるものと推定されたが、沿岸地域の煙突放出物による年間被曝評価にあたり、この種の混合層の形成条件、頻度、構造を確かめることは重要であると思われた。この目的で、1973年8月から、2高度の $\sigma_w$ の年間データを得るための連続観測を行ったが、1974年6月までの観測結果が整理され、いくつかの知見を得た。

Fig. 3-7に $\sigma_w$ の時刻別月平均値を示すが、冬季には上下層がほぼ同じ日変化であるのに対し、夏季日中には上層の乱れが発達せず、両高度の日変化に特徴的な相異がみられる。平均値における上下層のこのようなちがいは、4月には明瞭にあらわれ、少くも年間の半分の季節では接地混合層の考慮が必要であるように思われる。つぎに、実用式として普及しているPasquillの濃度評価法に用いられる安定度分類と、乱れの強さの関係を調べた1例をFig.

3-8に示す。 $\sigma_w/\bar{u}$ は近距離におけるプルームの鉛直拡がり角に対応する量であるが、図では各気象型に属する分布の中央値をとった。比較のため付した内陸平坦地のSavannah Riverの地上92mにおける年間値が、A-Fに対応して単調に減少しているのに対し、大洗の場合、8月の90m高の値が地上安定度にはほとんど依存しない点が注目される。上下層の拡散のちがいが、統計的にも無視し得ないことが明らかになったが、この種の成層状態が簡易に測定できるパラメータと定量的に関係づけられれば、管理上都合が良い。沿岸と内陸（水戸気象台）の地上気温の差は、この種のパラメータとして役に立ちそうなことが今回の統計期間のデータからうかがえた。なお、夜間の、とくに低層において乱れが普通いわれるよりも大きな値になっているなど、さらに検討を要する問題点が残されている。（角田）

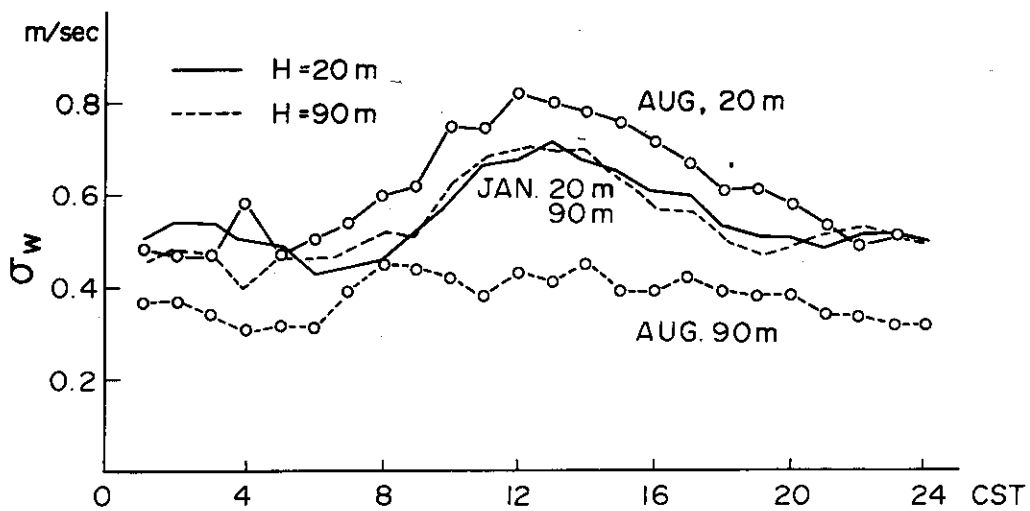


Fig. 3-7 Diurnal variations of monthly mean  $\sigma_w$  in January and August.

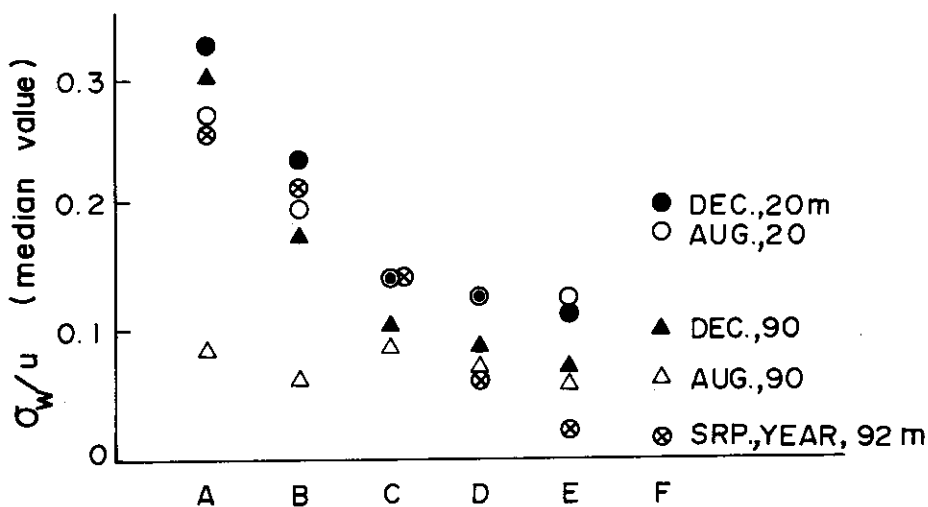


Fig. 3-8 Median values of turbulent intensity for Pasquill's stability categories.

## 3.4.5 温度逆転層下の放射性雲からのγ線照射線量

大気中の気温分布が上方程高い場合を逆転と言う。逆転している層での拡散は安定しているから、もし逆転層が排気筒の上空をおおった場合、上方への拡散が阻止されるために、地上に高濃度が出現する。この場合の照射線量の評価はまだ確立した方法はない。そこで次の様子を考えて計算を行なった。高さH(m)から気体廃棄物が放出される。放出高と同じ高さに逆転層が存在し、放出物は地表面と高さHの逆転層下面までの空間を拡散する。拡散のしかたは、まず煙突から放出した物質はパスキルのモデルで拡散する。そして地表面あるいは逆転層下面まで達してからは、拡散物質はその面で完全に反射するものとする。これは反射面を中心にイメージソースを考えた事になる。そこで、風速・放出率およびγ線エネルギーで標準化し、また放出高を100(m)とした場合について計算を行なった。式<sup>1)</sup>で示すと次のようになる。

$$D = K \iiint \frac{B(E, r)}{\sigma_y \sigma_z r^2} \cdot \exp(-\mu r) \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \sum_{-\infty}^{+\infty} \left[ \exp\left\{-\frac{(Z-H+2nh)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(Z+H+2nh)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] dy dz dx$$

Dは照射線量、Kは変換定数である。B(E, r)は線源からr[m]離れた地点での、γ線エネルギーEの時のビルドアップ係数、μは吸収係数、σ<sub>y</sub>、σ<sub>z</sub>は、YおよびZ方向の煙の拡散幅である。Hは放出高、hは逆転層下面の高さである。

計算をすると次のようになる。Fig. 3-9は風下中心軸上の照射線量を風下距離に対して示した。大気安定度Aの場合風下500(m)で、逆転時は普通状態に比べ1.8倍、大気安定度Dの場合風下2kmで1.5倍、大気安定度F、風下距離10(km)で2倍になる。Fig. 3-10では風下中心軸の横方向の照射線量率を示した。横方向では、中心軸上の逆転時とそうでない時の比がほぼ同じく分布している。大気安定度Fでは上下方向の拡散幅が小さいために、逆転層下面の高さが少しでも放出高よりも高くなるとその効果は小さい。(林、ミヅフ)

## 参考文献

- 1) G. T. Csanady; Turbulent Diffusion In The Environment, D. Reidel Publishing (1972)

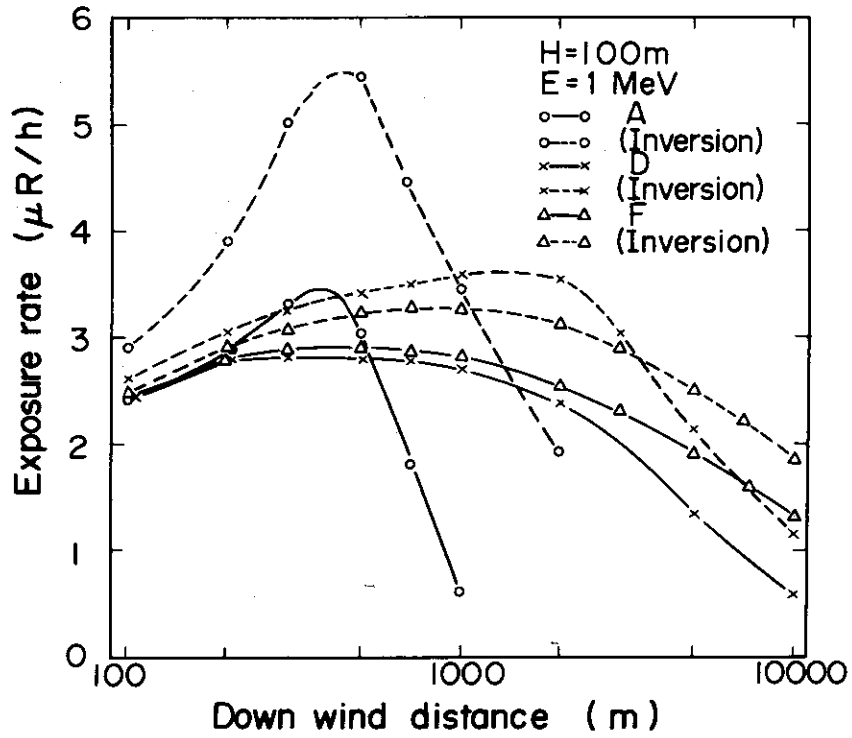


Fig. 3-9 Exposure rate under inversion as a function of down wind distance.

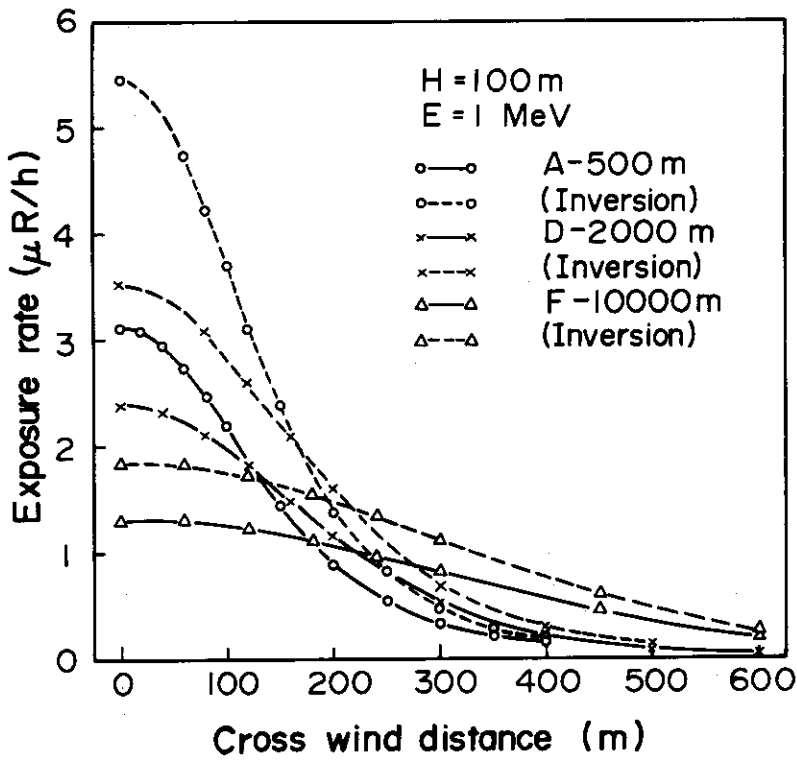


Fig. 3-10 Exposure rate under inversion as a function of cross wind distance.



3.4.6 放射性雲からのγ照射線量計算プログラムの改良

大気中に放出される放射性気体廃棄物による原子力施設周辺の被曝評価は、住民への放射線防護のため必要であるが被曝評価のための照射線量の計算は、現在STD $\bar{D}$ OSE<sup>1)</sup>によって行なわれている。このプログラムはパスキルの煙の拡散モデルをもとに、煙突から放出される放射性雲からのγ照射線量の計算を行なっている。計算においては合理的な変数変換で簡単に行なっているが、放出点と評価地点の2つの特異点のうち後者については適切な考慮がなされていなかった。そのために、鉛直拡散幅が放出高に比較して大きい場合はとびはなれた結果を得る事があった。これをなくすために次の様な改良を行なった。

特異点が放出点と評価地点にあるために、風下方向(X軸)に対する評価地点への照射線量寄与は、Fig. 3-11のa, b, cの3ケースが考えられる。風下中心軸と垂直な方向(Y, Z軸)に対してはd, eの2ケースが考えられる。これらの照射線量寄与の積分は、特異点から他の特異点までの有限区間をガウス・ルジャンドル積分法<sup>2)</sup>、特異点から無限遠点までの積分をガウス・ラゲール積分法<sup>2)</sup>で行なった。ビルドアップ係数はG・E・Chabotの式<sup>3)</sup>を用いた。

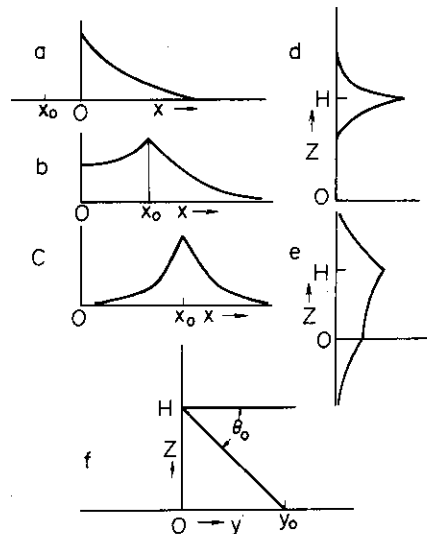


Fig. 3-11 Contribution to exposure for some receptor-cloud arrangements.

a--- $X_0 \leq 0$     b--- $0 < X_0 \leq X_L$     c--- $X_0 > X_L$   
 d--- $H > S_L$     e--- $H \leq S_L$      $\theta_0 = \arctan\left(-\frac{H \cdot \delta y}{Y_0 \delta z}\right)$   
 $X_L$   $S_L$  : Distance beyond which the contribution be comes nearly zero.

参考文献

1) Kazuhiko Imai and Toshinori Iizima : Assessment of gamm-exposure due to a radioactive cloud released from a point source.

Health Physics, 1970, vol. 18 pp. 207-216

2) 山内二郎, 他 : 電子計算機のための数値計算法Ⅲ 培風館

3) George E. Chabot, Jr. and etc. : Notes on Buildup Factors and Utilization of a Power Function Analytical Representation of the Buildup Factor., Health Physics, 1971 vol. 21(Sept.) pp. 471-474

### 3.4.7 海水中の $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{60}\text{Co}$ の分析測定法

原子力船開発事業団から委託された「むつ」定係港周辺のバックグラウンド調査の一環として海洋試料中の核種分析を行なった。その中で海水中の $^{137}\text{Cs}$ と $^{60}\text{Co}$ の分析については、フォールアウトレベルの必要とされる検出感度が得られる $\gamma$ 線スペクトル分析による方法が十分に確立されていなかった。したがってその方法を確立する必要があり、海水にトレーサとして $^{137}\text{Cs}$ と $^{60}\text{Co}$ を加え共沈、分離状態および回収率などの検討を行なった。

従来一般に用いられている海水中の $^{137}\text{Cs}$ と $^{60}\text{Co}$ の $\gamma$ 線スペクトル分析による方法は海水20ℓ以下に対して適用されるものであるため、検出感度は現在のフォールアウトレベルには十分ではない。現在の沿岸海水中の $^{137}\text{Cs}$ 濃度は平均的な値として0.3 pCi/ℓである。一方使用したGe(Li)検出器の検出感度は $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{60}\text{Co}$ で10 pCiである。したがって $^{137}\text{Cs}$ の0.3 pCi/ℓを検出するには最低50ℓの海水を処理する必要がある。この50ℓ海水から $^{137}\text{Cs}$ と $^{60}\text{Co}$ を共沈させる基本的な方法として、 $^{137}\text{Cs}$ はリンモリブデン酸アンモニウムで、 $^{60}\text{Co}$ は硫化物沈殿としてそれぞれ共沈させる方法の両者を組合せ、同一試料から $^{137}\text{Cs}$ と $^{60}\text{Co}$ を測定できるようにした。方法の概要は次の通りである。

海水50ℓを塩酸酸性(～0.06N)にし、これにキャリアとしてCs 100mg, Co 500mg, Fe 100mg, Mn 100mgを加える。あらかじめ十分に乾燥したリンモリブデン酸アンモニウム50gを加え、20分間攪拌する。沈殿が沈降するまで放置した後、上澄液はCo用として別の容器へ移し、沈殿を乾燥させ $^{137}\text{Cs}$ の測定試料とする。(  $^{137}\text{Cs}$ のみを測定する場合はここまででよい) 上澄液をアンモニア水でpH9にして約90℃に加熱する。これに1ℓの水に溶かしたチオアセトアシド50gを加え、90～95℃で2時間加熱後、放置する。硫化物沈殿を測定用試料とする。この硫化物沈殿を生成させるためにチオアセトアシドを用いたのは均一に沈殿を生成させるためである。方法の手順をFig. 3-12に示した。

この方法が十分に実用となるかどうかを検討するため、50ℓの海水に $^{137}\text{Cs}$ 標準溶液463 pCi,  $^{60}\text{Co}$ 標準溶液46.0 pCiを加え、本方法で分析測定した。その結果はTable 3-1に示すとおりである。 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{60}\text{Co}$ とも良い結果となっている。一方加えたキャリアの回収率も95%以上になっており、また再現性も非常に良い結果となっている。一方Ge(Li)検出器で測定したデータの解析はBOB73の計算コードを用いて行なっておりこの解析は他の試料と共通したものである。

以上の検討結果から、本方法は十分に実用的な方法とし用いられることが判ったので、原船団受託の海水中の $^{137}\text{Cs}$ と $^{60}\text{Co}$ の分析は本方法を用いて行なった。その結果1974年6月から8月にかけてむつ湾内で採水した表面海水14試料の分析結果は、 $^{137}\text{Cs}$ については0.19 pCi/ℓ～0.35 pCi/ℓの範囲であり、その平均値は0.25 pCi/ℓであった。一方 $^{60}\text{Co}$ については検出限界を $^{60}\text{Co}$ の1.333 MeVのエネルギー領域の計数率標準偏差の3倍値をとった。そうすると $^{60}\text{Co}$ はすべてこの検出限界以下であり、その検出限界濃度は0.03 pCi/ℓ～0.06 pCi/ℓの範囲であった。つまり $^{60}\text{Co}$ はこの濃度以下と云うことができる。

なお本方法にキャリアとしてRu, Ce, Znを加えることにより、 $^{108,106}\text{Ru}$ ,  $^{141,144}\text{Ce}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ も硫化物沈殿として定量的に共沈することが判っているため、海水中にそのような核種が存在する時の分析法としても本方法をそのまま適用することも可能である。

したがって、本方法は原子力発電所および再処理工場から海水中へ放出された放射性核種の分析方法としても用いることができる。(笠井)

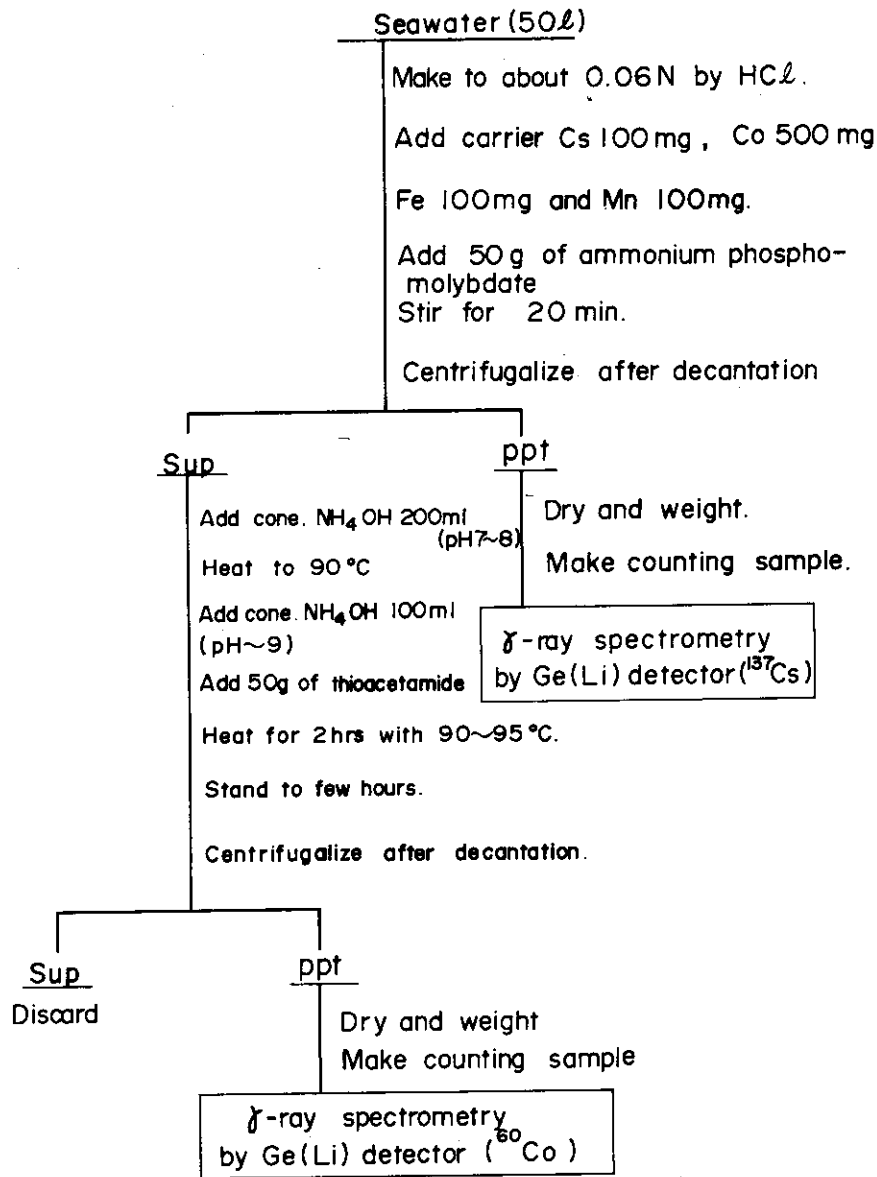


Fig. 3-12 Procedure for analysis of <sup>137</sup>Cs and <sup>60</sup>Co in seawater

Table 3-1 Recovery of <sup>127</sup>Cs and <sup>60</sup>Co in sea water

	<sup>137</sup> Cs	<sup>60</sup> Co
Added activity	46.3 pCi	46.0 pCi
Analyzed activity	49.7 pCi	44.6 pCi
Recovery (%)	107	97

3.4.8 大気中プルトニウムの分析法

原子力開発の進展にともなって、原子力発電によって生成するプルトニウムの貯蔵・保管および核燃料サイクルへの利用が重要な課題となっている。環境安全の点から、非常に毒性の強い $\alpha$ 放射体、プルトニウムによる環境汚染は重大な問題であり、その評価のためには、環境中におけるフォールアウトによるバックグラウンドレベルを正確に把握しておく必要がある。

東海研の環境放射能課では、環境モニタリングの一環として大気中塵埃の放射能濃度を連続測定している。大気中塵埃を連続集塵した1ヶ月分の沓紙（大気容量約10,000m<sup>3</sup>）から、大気中のプルトニウム（主に<sup>239</sup>Pu）をTOA-Xyleneを用いた溶媒抽出法によって放射化学的に分離精製し、 $\alpha$ -スペクトロメトリーによりその定量を試みた。

分析操作をFig. 3-13に示す。試料を2ℓのビーカーに取り、収率補正のために<sup>236</sup>Puを加え、8N硝酸で加熱浸出を2回繰り返す。浸出液を蒸発乾固し、濃HNO<sub>3</sub>で有機物を分解後残渣を8N硝酸に溶解する。不溶残渣は遠心分離で除き、8N硝酸溶液を50mlの栓付ガラス遠沈管に移してトリオクチルアミン（TOA）でPuを溶媒抽出する。有機相を8N硝酸と10N塩酸で洗浄し、U、Thなどの他の $\alpha$ 放射体を除去し、0.1N塩酸（あるいは6N塩酸-0.2Nフッ酸）でPuを水相へ逆抽出する。水相をキシレンで洗浄後、濃硝酸と濃過塩素酸を加えて蒸発乾固し有機物を完全に分解する。痕跡量の蒸発残渣を電解溶液に溶解し、白金線を陽極に用いてステンレス円板上に約100mA/cm<sup>2</sup>の電流密度で約3時間電着する。

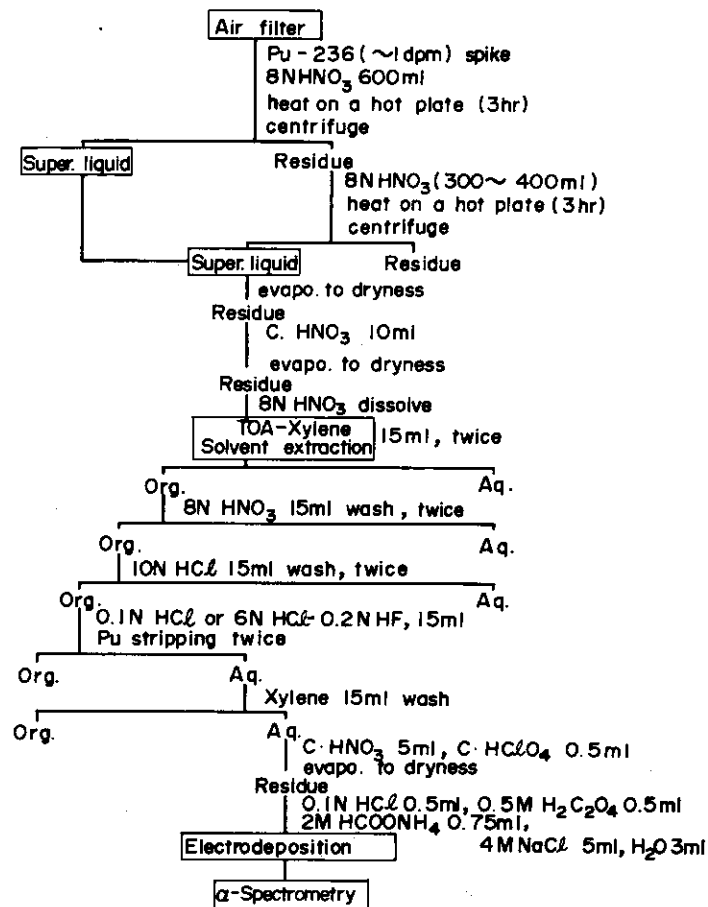


Fig. 3-13 Analytical procedure for plutonium in surface air.

$\alpha$ -スペクトロメトリーは、ORTEC製950mm<sup>2</sup> Si(Au)半導体検出器-HITACHI 400 channel波高分析器を用いて行なった。得られる $\alpha$ -スペクトルの<sup>239,240</sup>Pu ( $E_{\alpha}=5.15\text{MeV}$ )と<sup>238</sup>Pu ( $E_{\alpha}=5.75\text{MeV}$ )のピーク面積比より<sup>239,240</sup>Pu濃度を決定する。測定時間は約1日を要する。

1973年7月分の集塵濾紙の分析から、大気中の<sup>239,240</sup>Pu濃度として、 $1.9 \times 10^{-17} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ の値が得られた。分解能の良い検出器を用いれば、<sup>238</sup>Puの定量も可能である。今後は迅速分析の点から、溶媒抽出法とともにイオン交換法も検討し、<sup>90</sup>Sr, Pu, <sup>241</sup>Amの逐次分析法の検討も行なう。また水盤によってPuの降下量を測定し、大気中濃度と比較して、大気中におけるPuの沈着・挙動を調べ、他の環境試料中のPuの定量を行ない被曝評価に資する。(今井 利)

#### 参考文献

- 1) T. Imai and M. Sakanoue : J. Oceanog. Soc. Japan, 26, 76 (1973)

#### 3.4.9 沿岸海域における鉛直拡散(II)

海底堆積懸濁粒子の海中における鉛直濃度分布から海底近くの鉛直拡散と底質粒度分布を推定する方法を1974年度開発した<sup>1)</sup>。この方法を用いて、1969年から4年間にわたり東海沖において海中濁度計(Beam transmittance meter)で観測を行った理化学研究所海洋物理研究室の測定データから、この海域の海底近くの鉛直拡散係数と底質の粒度分布を推定した。

南北約8 km, 東西約5 kmの海域で海底から5 m以内の鉛直拡散係数が海底からの高さに比例するものと仮定し、その比例定数Mの累積出現頻度分布がFig. 3-14のように得られた。これを見ると鉛直拡散係数は意外に大きい値が多い。

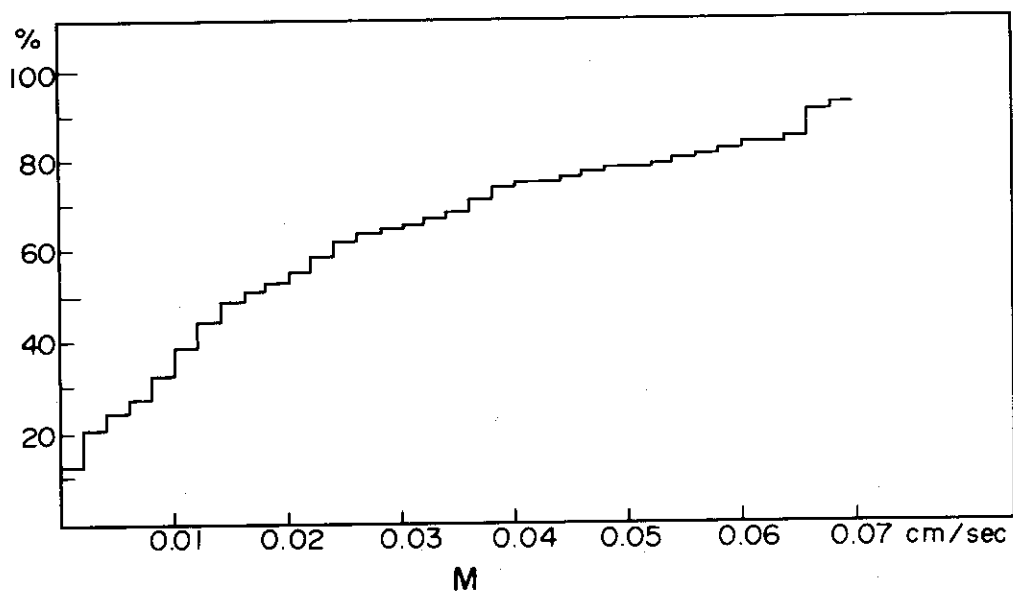


Fig. 3-14 Cumulative frequency polygon of M.

底質の粒度分布は、粒度の分布型が対数正規分布でその幾何平均径の値を求めるもので、その値が0.1 mmを越える値が出現する海域を△、越える値が70%以上出現する場合に△の印をつけるとFig. 3-15のようになる。

同図に東大海洋研、茨城県水試の底質調査による分布を印した。岩盤や礫の所ほど△、△が多く両者の関係が予想され得る。(福田雅)

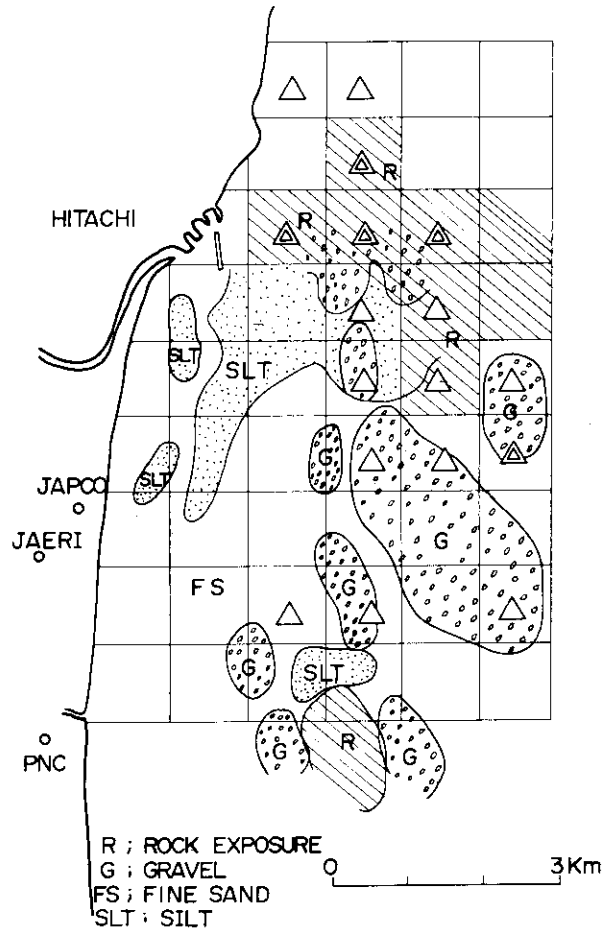


Fig.3-15 Grain-size distribution pattern of the shelf sediments off Tokai-mura.

参考文献

1) FUKUDA M. ; 1974 Vertical diffusion in coastal areas-I.  
 Jour. Oceanog. Soc. Jap. 30. 2 67-76

3.4.10 沿岸への長期間放出による平均濃度の水平分布

長期間放射性廃液を海洋に放出した場合の平均濃度分布は、国民線量、水産生物の平均被曝線量などの評価のために、それを推算することが必要になる。いままでに、河川水の沿岸における分布から実験式を導いて来たが、理論的推定で実験とどの程度合うかを試みた。短期間放出物が流れに沿って拡散するとき、流速 (u cm/sec) の関数として拡散式が次式で表わされるものとする。

$$\chi(x, y) = f(u)$$

この海域の流向 (dir), 流速頻度分布  $P(\text{dir}, u)$  がわかっている場合, 短時間の拡散分布をそれぞれの頻度について重ね合わせたものを累積濃度分布 ( $\chi_s$ ), 重ね合せの回数で割った分布を長期平均分布 ( $\bar{\chi}$ ) と云うことができる。すなわち

$$\chi_s(x, y) = \sum_{\text{dir}}^N \chi(x, y) \cdot P(\text{dir}, u)$$

$$\bar{\chi}(x, y) = \chi_s(x, y) / N$$

である。

東海村沖で原研が測定したデータを基に  $\chi_s$  の分布図を季節毎に画いたのが Fig. 3-16 である。これは, 東海村沖における久慈川河川水の季節毎の平均分布 Fig. 3-17 と非常に良くその分布の傾向が一致している。(福田 雅)

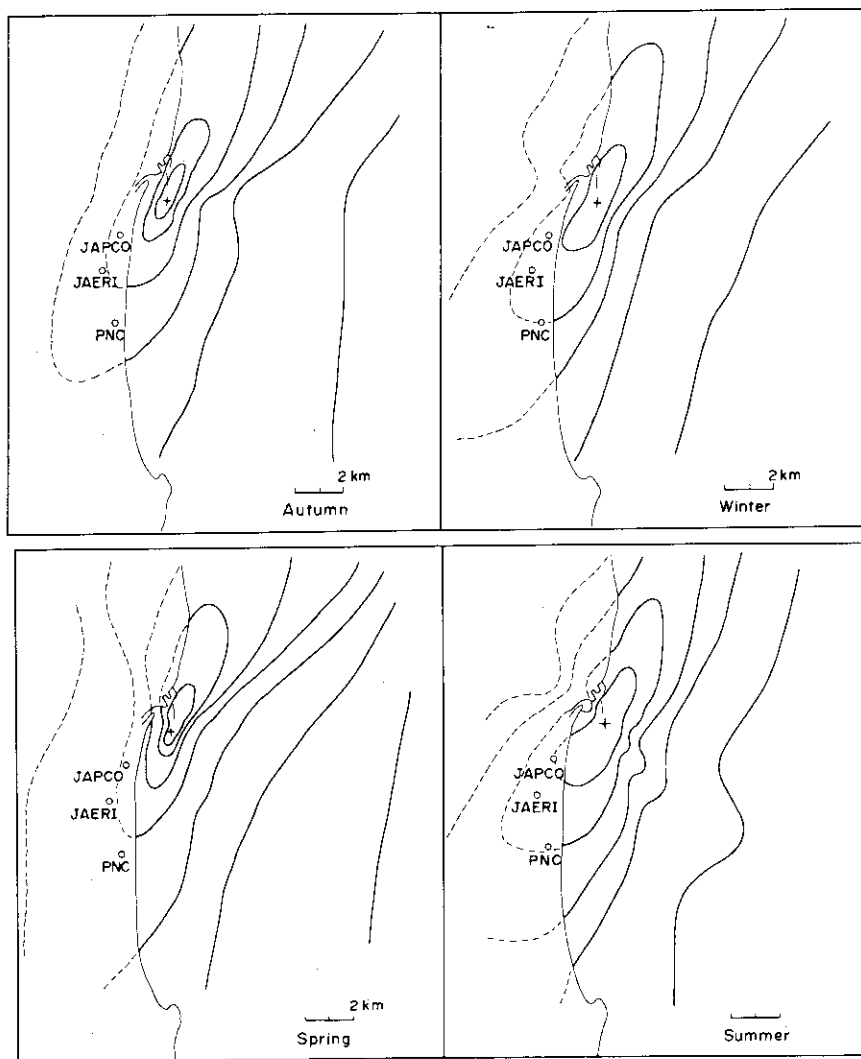


Fig.3-16 Seasonal mean distribution of chlorinity in surface water off Tokai-mura (Computation).

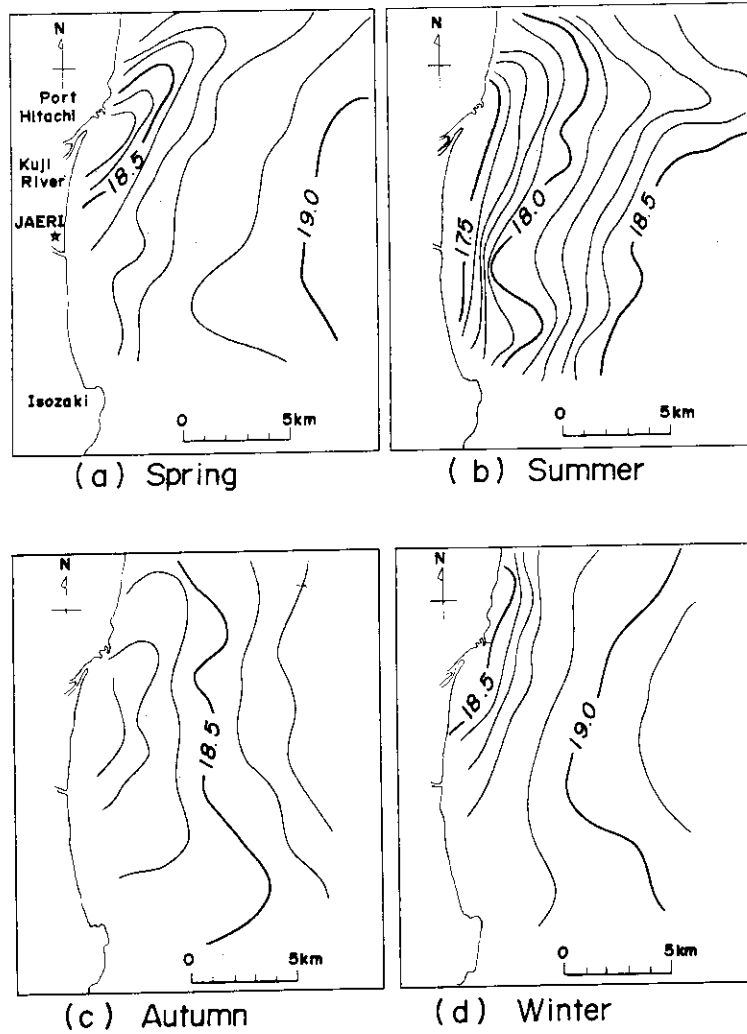


Fig. 3-17 Seasonal mean distribution of chlorinity influenced by river water (Measurement).

#### 3.4.1.1 海洋に放出される低レベル放射性廃液による国民線量の評価法

沿岸海域に放出された放射性核種がフードチェーンを通して国民にどれだけの内部被曝をもたらすかを推算する方法を開発した。これはCritical Pathwayの推算ではないので、平均的データを用いたが、生物による核種の濃縮係数は生物種、生育度、実験法など多くの違いを含んでいるので平均値は採らなかった。

評価のための実例として東海村新川沖約1 km沖から放出される再処理工場の放射性核種を用いた。放射性核種の種類とその量は、海放特委<sup>1)</sup>のものを用いた。放出された放射性核種の拡散はJAERI-M 5370 3.4.1.1の方法に地形による変形をとり入れたものを用いて計算した。この中には放射性核種の減衰も計算されている。水産生物の漁場は東海区水産研究所の調査報告書<sup>2)</sup>を用いた。生物は、漁法によって漁場が違っているので漁法毎に生物を分類しデータとして入れた。また、生物により生息深度の違い、漁獲季節の違いからそれぞれの場所の海水中の核種濃度を計算した。水産物の漁獲量は、大津港から鹿島港までとし、1965年から1969年



までの5ヶ年の平均をとった。漁獲物としては、しらす、えび、いわし、かれい、ぶり、海藻、貝等主な16種を選び、それらの各々について核種毎に計算し、それら全部を集めると言う方法をとった。計算のフローチャートをFig. 3-18に示す。

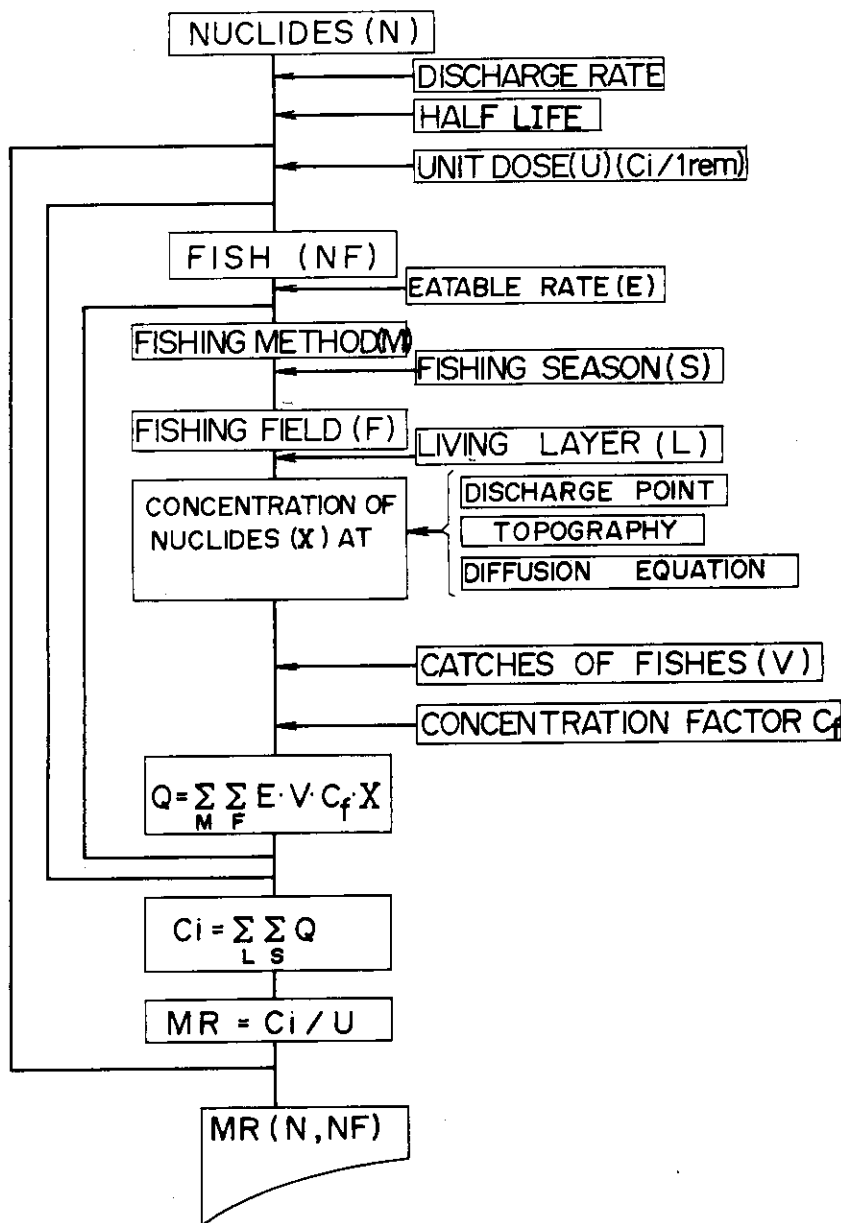


Fig. 3-18 Flow chart on the estimation of population dose through the food chain of marine products.

濃縮係数として海放特委<sup>1)</sup>の値をとり、平均拡散の楕円の長軸と短軸の比を2.5とし、鉛直方向に冬は10m、夏は5mの深さまで一様に混合するものとし、夏は5m以下の層は上層の1/10の濃度になるものと仮定すると、全国民の全身被曝線量はTable 3-2のようになる。このほか消化管の被曝、骨髄の被曝等も計算される。この被曝線量は50年間水産物を摂取し続けた人のものを計算しているので、短かい間の摂取の場合は、<sup>90</sup>Sr、<sup>239</sup>Puなどについてこれより低い値が予想される。

計算結果を見ると、魚種では、いわし、海藻、しらすがいずれの器官にも最大の寄与をし、次に全身では回遊魚、消化管であわび、たこ、えび等、骨ではその両方の魚種が被曝に寄与をしている。核種では、 $^{90}\text{Sr}$  が大きく、その他の核種、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^3\text{H}$  がそれに次いで被曝寄与がある。特に消化管では  $^{144}\text{Ce}$  の寄与が大きい。(福田 雅)

#### 参考文献

- (1) 放射性廃液の海洋放出調査特別委員会：5ヶ年研究成果報告書，原子力安全研究協会（1972）
- (2) 水産庁東海区水産研究所：茨城県東海村周辺の海洋調査（中間報告）（1970 May）

Table 3-2 An assessment of population dose through the food chain of marine products by the nuclides discharged from the reprocessing plant in Tokai-mura

	Ru-106	Sr-90	Cs-137	Zr-Nb-95	Ce-144	Y-90+RE	Pu-239	H-3	OTHERS	TOTAL (FISH)
SHIRASU	5.2E-2	1.1E-1	6.3E-1	2.5E-3	4.1E-2	1.7E-7	7.0E-4	4.2E-1	3.1E-0	1.5E 1
SHRIMP	7.3E-4	1.2E-1	3.6E-2	5.2E-5	3.9E-4	1.2E-9		2.4E-2	1.8E-1	3.6E-1
SARDINE	3.0E-1	6.1E-1	3.6E-0	1.4E-2	2.4E-1	1.3E-6	4.0E-3	2.4E-0	1.8E 1	8.5E 1
FLATFISH	2.6E-4	2.1E-1	1.7E-1	2.9E-7	2.3E-5	2.2E-10	2.4E-5	1.4E-2	1.1E-1	5.0E-1
MACKEREL	6.2E-4	5.4E-1	4.3E-1	5.5E-7	5.4E-5	1.1E-12	6.0E-5	3.6E-2	2.7E-1	1.3E-0
BONITO	1.0E-4	9.1E-2	7.3E-2	8.4E-8	8.9E-6	1.5E-13	1.0E-5	6.0E-3	4.5E-2	2.2E-1
YELLOWTAIL	1.5E-3	1.3E-0	1.0E-0	1.8E-6	1.4E-4	1.9E-9	1.4E-4	8.4E-2	6.3E-1	3.0E-0
PERCH	3.4E-4	2.7E-1	2.2E-1	4.2E-7	3.0E-5	4.5E-9	3.0E-5	1.8E-2	1.4E-1	6.5E-1
CROAKER	8.4E-5	6.9E-2	5.5E-2	1.1E-7	7.5E-6	1.0E-9	7.6E-6	4.6E-3	3.4E-2	1.6E-1
HERRING	1.2E-4	9.9E-2	8.0E-2	1.6E-7	1.1E-5	1.4E-9	1.1E-5	6.6E-3	5.0E-2	2.4E-1
HORSE MACKEREL	5.5E-4	4.4E-1	3.6E-1	6.9E-7	4.9E-5	9.1E-9	4.9E-5	3.0E-2	2.2E-1	1.1E-0
SEA BREAM	5.7E-4	4.6E-1	3.7E-1	7.0E-7	5.0E-5	7.5E-9	5.2E-5	3.1E-2	2.3E-1	1.1E-0
OCTOPUS	7.9E-3	2.2E-1	1.6E-1	1.8E-5	1.4E-3	5.8E-10		4.3E-2	3.2E-1	7.5E-1
WAR SHELL	7.8E-2	2.1E-2	4.2E-3	9.8E-7	2.8E-4	2.7E-10		4.2E-3	3.1E-2	1.4E-1
SEAWEEDS	2.5E-1	1.8E 1	4.8E-1	2.8E-3	6.5E-3	2.1E-7	6.6E-3	4.0E-2	3.0E-1	1.9E 1
BLACK ROCKFISH	3.9E-5	3.3E-2	2.6E-2	4.3E-8	3.5E-6	4.0E-11	3.6E-6	2.2E-3	1.6E-2	7.7E-2
TOTAL (NUCLIDE)	6.9E-1	9.3E 1	7.7E-0	2.0E-2	2.9E-1	1.7E-6	1.2E-2	3.2E-0	2.4E 1	1.3E 2

### 3.5 放射性廃棄物の処理処分

#### Radioactive Waste Management

A laundry method for the protective clothings contaminated with radioactive particulate matter was developed, taking consideration of easy treatment of the liquid wastes after decontamination. A large-scale test apparatus for leaching of radioactive waste-cement composites under high pressure was installed, and its "cold" operation was carried out. The properties of a polyethylene - spent ion-exchange resin composite were examined, including irradiation effect, weathering resistance and absorbed dose; they were found to be sufficient for its practical utilization. Leaching was investigated of Cs from the vitrified product of high-level radioactive wastes using zeolite as the raw material. The leachability was comparable with or even better than the known borosilicate-solid.

#### 3.5.1 概要

放射性粒子状汚染防護衣の新しい洗濯法をその廃液処理を容易にすることを考慮して開発した。

海洋投棄の安全評価のための実大固化体高圧 R I 浸出試験装置を完成し、その試運転を終えた。これと併行してセメント固化体の破碎試料からの  $^{137}\text{Cs}$  の浸出性などの小規模試験をおこない基礎データを集積した。

ポリエチレンによる使用済イオン交換樹脂の溶融固化については、固化体の耐放射線性、耐候性、吸収線量の評価をおこない、上記についてポリエチレン固化体は実用上、十分な性質を有することを明らかにした。

高レベル廃液ガラス固化については、廃液の前処理などの予備試験および Cs, Na, Si の浸出試験をコールドで行ない、ゼオライトを素材とした固化体は廃棄物固化体として適合していることを確めた。(伊藤)

#### 3.5.2 廃液処理を考慮した除染法の開発

原子力施設における洗濯では、従来合成洗剤とキレート形成剤を組合せた配合洗剤が用いられてきたが、除去率は一般に低く、かなりの量のせんい製防護衣が除染不能として廃棄処分にまわされているのが現状である。その原因が放射性粒子状汚染にあることは以前から考えられていたことであり、事実、洗濯後の回転型乾燥機による乾燥段階で、防護衣からの汚染の脱離を経験している。それゆえ、除染法の開発は、放射性粒子状汚染の除去を目的として行われた。すなわち、原子炉 (J M T R) の除染作業で得られた誘導放射能に  $^{60}\text{Co}$  を有するステンレススチールクラッドを用い除染実験を行った。

得られた結果および廃液処理に逆浸透法を考慮することにより、従来の方法に代って粒子状汚染にもイオン状汚染にも共通に適合しうる以下のごとき実用的なせんい製防護衣の洗濯法を提案するに至った。

洗剤濃度： { ドデシルベンゼンスルホン酸ナトリウム：0.05～0.1 Wt %  
キレート形成剤：0.1～0.2 Wt %

洗浄液酸性度：中性

洗浄液温度：50～60℃

洗浄時間：20～40 min

すすぎ：3回，各3 min

洗浄負荷比：≈ 10

(和達)

### 3.5.3 実大固化体高圧RI浸出試験装置の整備と特性

低レベルセメント固化体の海洋処分を行なうにあたって多くの安全性試験項目があげられるが、その1つに固化体からの放射性核種の浸出性がある。セメント固化体からの浸出性については、すでに小規模で検討がなされてきたが、実規模でかつ処分環境に近い条件での浸出試験はいまだ行なわれていない。実規模での浸出性を評価するため、およそ2年前から標記装置の整備を進め、1975年1月末に同装置の完成をみた。

この装置は200ℓドラム缶サイズのセメント供試体を用いて、深海5,000mの条件（圧力500 kg/cm<sup>2</sup> G、温度2℃、および流速2～3 cm/sec）の下で浸出試験ができる。50ℓドラム缶サイズの供試体を用いて行った特性試験では、

1. 平均昇圧速度；14 kg/cm<sup>2</sup>/min
2. 圧力保持精度；500 kg/cm<sup>2</sup> G ± 5 kg/cm<sup>2</sup> G
3. サンプルング（1ℓ/1回）時の圧力変動は、上記の圧力保持精度の範囲内
4. 流速；0.92 cm/sec ± 0.01 cm/sec

（流速の調整範囲0→1 cm/sec）

(関)

### 3.5.4 破碎セメント固化体からの<sup>137</sup>Csの浸出

海洋投棄の安全性を検討するため、破碎セメント固化体からの<sup>137</sup>Csの浸出性を調べた。浸出過程は次の拡散式で示される。

$$U(t) = 1 - \frac{6}{\pi^2} \sum_{n=1}^{\infty} \frac{1}{n^2} \exp(-n^2 B t)$$

ここで、 $U(t)$ は平衡到達度、 $B = D \pi^2 / r^2$ 、 $D$ は拡散係数および $r$ は試料の粒径である。

<sup>137</sup>Csの浸出比は、2～0.5 mmの範囲で試料の半径の増加にともなって減少する。さらに粒径が小さくなると、浸出比は飽和する傾向となり、ポルトランドセメント固化体では約0.8、高炉c種セメント固化体では0.5となる。ゼオライトの添加により<sup>137</sup>Csの浸出比は著しく減少し、ポルトランドセメント-ゼオライト（25%）では0.01、高炉c種セメント-ゼオライト（25%）固化体では0.002となる。ゼオライト添加固化体の場合、浸出の粒度依存性はほとんど見られない。このことは、海洋投棄の過程で固化体が破損し破碎状態に至るような場合でも、ゼオライト添加固化体は、高い安全性を保つことを示す。（松鶴）

### 3.5.5 高レベル廃液ガラス固化体の安全性試験—Csの浸出性

わが国における高レベル廃棄物の処理処分体系の確立に寄与するため、固化体の安全評価を中心とした高レベル廃液のガラス固化についてのコールド試験を進めている。その一環としてゼオライト溶融固化体中のCsの浸出性を調べ、他のホウケイ酸塩ガラスの固化体と比較した。また、低溶融性、低浸出性固化体の探索、さらに、廃棄物中に含まれるCsとガラスの構成成分であるNa, Siの浸出性の相異について検討した。

模擬廃液は、照射済軽水炉燃料をPurex法で再処理したとき生ずる高レベル廃液(1AW)を模擬して調製した。作成した固化体の浸出試験はJIS-R3502に準拠した粉体簡易浸出法で行なった。Csの浸出量は原子吸光分析によって求め、浸出率〔(浸出量/固化体中含有量)×100w/o〕を算出した。

その結果、Csの浸出性においてゼオライト溶融固化体が高レベル固化体として適合していることを確認すると同時に下記の知見を得た。

廃棄物の含有量を増加してもSiとNaの浸出率はあまり変わらないが、Csのそれは増加する。溶融温度を下げるにはCaOの添加が有効であり、1200℃でも良質なガラス固化体を得ることができる。融剤としてのB<sub>2</sub>O<sub>3</sub>の効果は、添加量9%以上で顕著であり、特にCsの浸出性の低下をもたらす。(田代)

### 3.5.6 高レベル廃液ガラス固化予備試験

高レベル廃液固化体の安全評価試験を進めるにあたって、固化体の製造試験は、単に試験用固化体を得るためだけでなく、固化体の性質に影響を与える製造過程の情報を得るためにも必要である。そこで、高レベル廃液ガラス固化予備試験として、この固化体製造試験を行なう場合に最も問題が多いと考えられるプロセスを3ヶ所取り出して検討した。

#### (1) 廃液の前処理とオフガスの分析・捕集

ガラス固化を前提とした廃液の硝酸分解とそれによって発生するガスの分析、捕集法を調べたもので、実験方法は、使用済軽水炉燃料のピュレックス法による再処理から発生する高レベル廃液の含有核種を参考にして調製した模擬廃液(200ml)を義酸またはホルマリンを用いて100℃で硝酸分解し、分解試薬量、滴下方法、滴下時間、反応時間等の影響を調べた。発生ガスの捕集は500mlのガス洗浄瓶で行ない、その前後のガスを分析(Porapax-Q充填カラム(3mmφ×3m)付ガスクロマトグラフ使用)して、洗浄液の濃度などの影響をも調べた。

義酸(34ml)に廃液を50～60分で滴下し、反応時間を120～150分とする方法が処理後の酸濃度(pH2.3～2.6)で最も良い結果を得た。廃液に義酸、廃液にホルマリンを適下する方法は酸濃度についてはあまり良くないが、操作上の簡単さから考慮するに値する。発生ガスはN<sub>2</sub>O, NO<sub>2</sub>, CO<sub>2</sub>などが主で、これらの捕集で比較的良い結果を得た吸収液は、エタノール(N<sub>2</sub>O), 硫酸酸性硫酸第一鉄溶液(NO<sub>2</sub>), 10%水酸化ナトリウム液(CO<sub>2</sub>)であった。

#### (2) 溶融ルツボ材料選定試験

ガラス固化プロセスにおいて、中心となる溶融ルツボの材料は、高周波誘導加熱炉の使用を考えた場合耐熱耐食性導体でなければならない。この試験では現在我国で入手可能な6種類の耐熱耐食性合金(Inconel-600, Hasteloy X, UMo-50, Haynes Alloy No 25,

Incoloy-800, KRIMAX, KRIMAX+Zr 溶射) を取上げ, ガラス溶融物中における耐熱耐食試験を行なった。

試験方法は, 加熱炉内のアルミナ製ルツボ中の溶融ガラスにテストピースを挿入し, 不活性ガス雰囲気 (Ar, N<sub>2</sub>) 中での試験はルツボ上部に約 50 l/min のガスを吹き込む方法をとった。ガラスはゼオライトを主成分とするホウケイ酸ガラスとこれに模擬廃液を添加したものを使用し, 試験温度は 1100, 1200 および 1300°C, 浸漬時間は 10 時間とした。

試験結果は 1) 各サンプルとも浸漬部より気液境界部の腐食が大きい。2) 模擬廃液添加ガラスの方が腐食性大である。3) 不活性ガス雰囲気中のものは腐食性が少ない。4) 総合的に判断すると, Inconel-600, UMC0 50, 不活性ガス中での KRIMAX などが良好な結果を示した。

### (3) エアリフトポンプによる高粘度懸濁液の輸送試験

懸濁液となった前処理済廃液, または固化素材混合廃液の溶融ルツボへの移送手段として構造が簡単で故障の少ないエアリフトポンプを取上げ, その適用性を空気吹出口の形状, 揚液管径, 浸液深さ, 粘度, 懸濁液濃度等と揚液量の関係から検討した。

実験方法は, 空気吹出口として単孔ノズルおよび T 字管を, 揚液管にはガラス管 (内径 8.0, 10.0, 12.5 mm) を設けた装置を用い揚液管長を一定 (166 cm) として, 浸液深さと空気流量を変化させてその時の揚液量を求めるというものである。輸送液には, 懸濁液としてゼオライト混合液を粘度との関係を調べるために水ガラスを用いた。

空気流量と揚水量の関係を単孔ノズル (A type), T 字管 (B type) の場合について Fig. 3-19 に示す。最大揚液量は A-type の方が大きく, この差は高懸濁, 高粘度の液ほど著しくなる。A-type を用いれば, 懸濁液に対して 450 g-zeolite/l-water までの濃度で, また水ガラスのような高粘度液体については 2 poise 程度まで, 現在考えている固化装置に適用可能であることがわかった。(馬場)

### 3.5.7 ポリエチレンによる使用済イオン交換樹脂の溶融固化

原子力発電所などから排出される使用済イオン交換樹脂の処理方法として, ポリエチレンによる溶融固化が有効であることを本年報前号および前々号で報告した。今回は引き続きその安全評価の一環として, 固化体の耐放射線性, 長期被曝線量の評価, 耐候性について検討した。

(1) 耐放射線性; 固化体数百 mg を真空中, <sup>60</sup>Co 線源で  $r$  線照射を行ない, 発生する水素量および全ガス量を分析した。その結果, ポリエチレンからの発生ガスは水素が主で, その生成 G 値は 2.1 であった。しかしながらイオン交換樹脂を固化した場合, 著しく水素の発生量が減少した。これはイオン交換樹脂表面または固化体内に若干酸素が残っているためと考えられる。イオン交換樹脂 50 w/o を含む固化体の発生ガス量は, 10<sup>9</sup> rad の吸収線量で 10 ml/g 程度であった。(Fig. 3-20)

(2) 長期被曝線量の評価; 16.4 g の陽イオン交換樹脂に 15.9  $\mu$ Ci の <sup>137</sup>Cs を吸着させ, 60 g のポリエチレンで溶融固化した後, 固化体内に TLD を挿入して吸収線量を測定し, 長期的に受ける被曝線量の評価を行なった。その結果, 放射線源 S (個/cm<sup>3</sup>·sec) が固化体内に均一に分布していると仮定すると,  $r$  線による吸収線量率は  $S \lambda E \mu$  ( $\lambda$ : 衰弱距離, E: エネルギー

一、 $\mu$  : エネルギー吸収係数) で与えられ、実測値とよく一致した。 $\beta$  線は飛程が短いのでその全量が吸収されると仮定すると、 $\beta$  線による吸収線量率は2倍程度の誤差で実測値と一致した。このことから無限時間の保管を仮定すれば、全吸収線量は  $2.0 \times 10^5$  rad となり、このポリエチレン固化体が既に報告した如く  $10^8$  rad の吸収線量に耐えるとすれば、3 mCi/g の放射能濃度 (放射性核種は  $^{137}\text{Cs}$  と仮定) を有する使用済イオン交換樹脂を固化しても、安全上支障のないものと結論できる。

(3) 耐候性; イオン交換樹脂 50 w/o を含んだポリエチレン固化体について、ウエザーメーターにより 1500 時間紫外線照射を行ない、照射後の衝撃強度、圧縮強度を測定した。その結果、衝撃強度および圧縮強度におよぼす紫外線照射の影響はほとんどなく、機械的強度は放射線による効果に支配されることが明らかとなった。これは、紫外線が固化体の表面で吸収されるため表面のみに効果をおよぼし、内部まで影響をおよぼさないためであろう。(土尻)

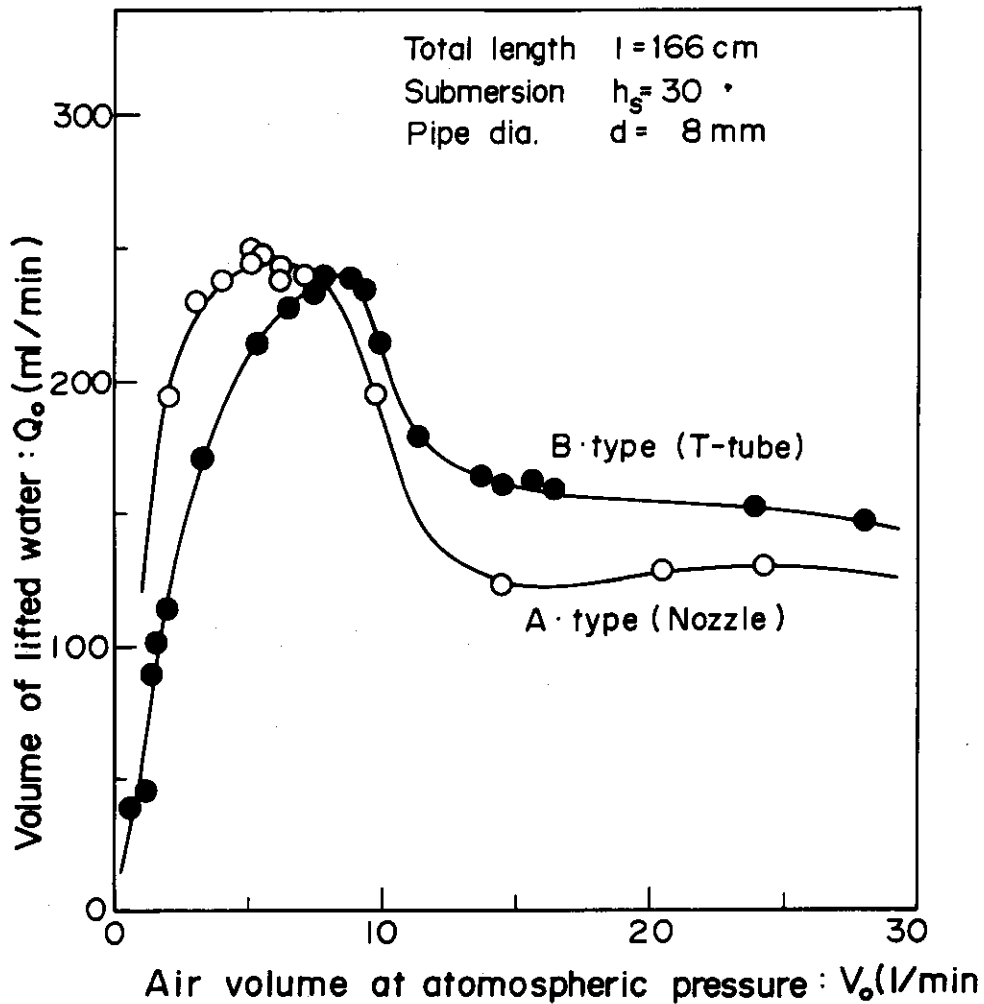


Fig. 3-19 Water flow rate vs. air flow rate for air lift.



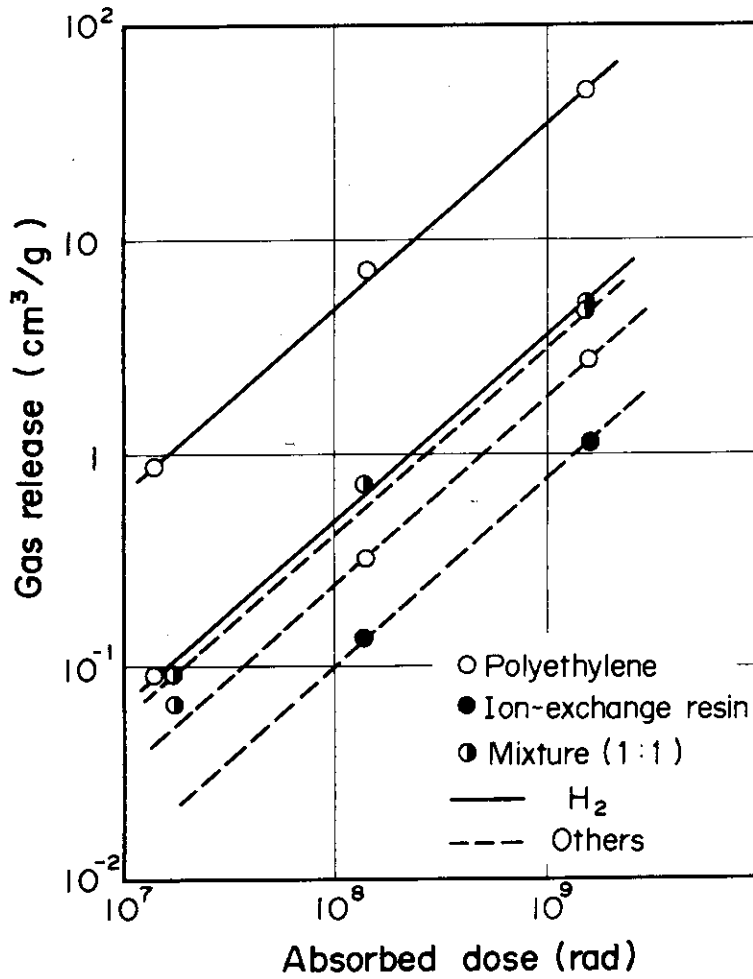


Fig.3-20 Radiolysis gases from polyethylene, cation exchange resin and polyethylene product containing 50 w/o of resin.

# 4 . 付 録

---

Appendix

## 4.1 外部投稿

氏名	標 題	誌 名
松井 浩 大畑 勉 吉田 芳和	種々のサンプリング用水平直線管内のエアロゾル沈着率	保健物理 9, 143 (1974)
和達 嘉樹 小島 克己	原子力施設における逆浸透法処理	保健物理 9, 173 (1974)
林 隆	年間の照射線量の評価における風向頻度分布の結果	保健物理 9, 205 (1974)
木谷 進* 池沢 芳夫 (*燃工部)	軽水炉事故時における放射性ヨウ素の捕集	保健物理 9, 223 (1974)
吉田 芳和 成富 満夫	放射性ヨウ素のモニタリング	保健物理 9, 233 (1974)
青木 敏男 北村 孝 鶴賀 治夫 矢部 明	環境汚染に伴う海陸産物摂取に由来する甲状腺被曝線量の評価法	保健物理 9, 259 (1974)
笠井 篤 今井 和彦 森内 茂	原子力施設周辺環境モニタリング技術の展望	保健物理 10, (1975)
吉田 芳和 成富 満夫 村田 幹生	LMFBRにおける放射性ナトリウムとFPによる空気汚染モニタリング技術	日本原子力学会誌 16, 478 (1974)
桜井 明 長岡 幸男 森下 悟 和達 嘉樹	放射性汚染海水の凝集沈殿処理 (II)	日本原子力学会誌 17, 27 (1974)
岡本 利夫 池沢 芳夫 大内 正博* (*JMTR HL)	ホットラボの設計と管理	日本原子力学会誌 3, 107 (1975)
桜井 明 長岡 幸男 森下 悟 和達 嘉樹	放射性汚染海水の凝集沈殿処理 (II) 実験の処理について	日本原子力学会誌 17, 1 (1975)
松井 浩 吉田 芳和 村田 幹生	Measurement of deposition fraction of aerosol particles in a horizontal straight metal pipe	J. Nucl. Sci Technol 11, 300 (1974)

氏 名	標 題	誌 名
大 畑 勉		
成 富 満 夫 村 田 幹 生 吉 田 芳 和	Selective Collection of trace amounts of radioiodine in radioactive sodium aerosol utilizing arc discharge technique	J. Nucl. Sci Technol. 11, 345 (1974)
大 畑 勉 松 井 浩 村 田 幹 生 成 富 満 夫 池 沢 芳 夫	Calibration of cascade impactor by two-stage methods	J. Nucl. Sci Technol. 11, 510 (1974)
矢 部 明 福 田 洋	放射性物質取扱い作業者に対する身体汚染モニタリング, 各論	原安協報告
藤 田 稔 赤 石 準 国 分 守 信 城 谷 孝 矢 部 明	個人内部被曝モニタリングの指針 —各論—	原安協報告 1975年3月
阪 田 貞 弘	海外におけるRI廃棄物管理の現状と動向	Isotope News 3, 2-5 (1975)
和 達 嘉 樹	放射性汚染除去	Radioisotopes, 23, 723 (1974)
沼 宮 内 弼 雄	マイクロドジメトリー	Radioisotopes, 28, 8 (1974)
森 内 茂	施設寄与分とBG変動の分離 (評価)	原子力工業 5, 19 (1974)
一 柳 勝 晤 江 村 悟	再処理高レベル廃棄物利用上の問題点	原子力工業 20, (1974)
松 鶴 秀 夫 和 達 嘉 樹	キレート樹脂における極低濃度プルトニウム (IV) のイオン交換吸着	日本化学会誌 617, (1974)
阪 田 貞 弘 松 元 章	放射性廃液の処理技術とその問題点	公害と対策 11, 37-46 (1974)
笠 井 篤	環境放射線の局地的分布	放医研刊行物 NIRS-M-7 (1975)
森 内 茂	バックグラウンド放射線測定器の正確さ, 精度, 再現性 (シンチレータ, GM管関係)	"
森 内 茂	バックグラウンド放射線測定の実際と問題点 (カーボン固定式等の測定器に関して)	"
片 桐 浩	大気中の自然放射能濃度の変動	"

氏名	標 題	誌 名
M. MIZUMA* M. KAKUTA *京大	An observational study of land and sea breeze in Tokai area.	J. Met. Soc. Japan 52, 417 (1974)
阪田貞弘 他1名(動燃)	プルトニウムで汚染された放射性固体 廃棄物の管理に関する国際会議	OHM. 1, 24-26 (1975)
阪田貞弘 松元章 他2名(動燃)	Management of Plutonium- Contaminated Solid Waste at The Oarai Site.	"Management of Plutonium- Contaminated Solid Wastes" p 96-106, OECD/NEA (1975)

## 4.2 JAERI-Mレポート

氏名	標 題	レポートNo.
江村 悟 松鶴 秀夫 比佐 勇 関 普	放射性廃棄物セメント固化体の安全評 価 1. セメント固化体からの <sup>137</sup> Csの浸出	JAERI-M 5779 (1974)
城谷 孝	プルトニウム肺モニタとその校正法の 研究の現状と問題点	JAERI-M 5798 (1974)
大洗研・ 安全管理課	JMTRの放射線モニタリング	JAERI-M 5827 (1974)
大谷 暁 河合勝雄 沼宮内弼雄	BeO:Naエクソ電子線量計 1. BeO:Naのγ線に対するレスポンス	JAERI-M 5863 (1974)
竜福 広	中性子計測における多検出器法の応用 に関する研究	JAERI-M 5875 (1974)
石原豊秀 今井和彦 榎本茂正 木谷進 阪田貞弘 丸山吉三	原子力開発における環境安全研究の現 状と課題	JAERI-M 5903 (1974)
角川正義	環境放射能監視のあり方に関する基礎 的考察	JAERI-M 5957 (1975)
松井 浩 大畑 勉 吉田 芳和	サンプリング用直線配管内のエアロゾ ル沈着率計算図	JAERI-M 6004 (1975)

## 4.3 口 頭 発 表

氏 名	標 題	学 会 名
村 田 幹 生 池 沢 芳 夫 吉 田 芳 和	防護マスク用カートリッジの各種性能の比較	日本原子力学会 1974年10月(秋田)
池 沢 芳 夫 村 田 幹 生 吉 田 芳 和	防護マスク排気弁の性能の比較試験	"
大 畑 勉 松 井 浩 吉 田 芳 和 本 郷 昭 三* (* 放医研)	ハーウェル型粒度弁別サンブラの校正と肺沈着率の評価法について	"
森 内 茂 小 林 秀 雄 J. Mizov	環境 $\gamma$ 線モニタにおける施設寄与分とバックグラウンド変動の弁別評価法の検討	"
熊 澤 蕃 岸 田 昌 美 間 辺 巖 立 田 初 己	NaI検出器型ガスモニタのレスポンス関数	"
岸 田 昌 美 熊 澤 蕃 間 辺 巖 立 田 初 己	光子エネルギー束型ガスモニタのバイアス変調波形と誤差	"
西 健 雄 伊 藤 精 竜 福 広 立 田 初 己	フィルムバッジによる $\gamma$ 線量の推定法とその誤差	"
備 後 一 義	円筒型ファントム中の中性子深部線量測定	"
町 田 忠 司 加 藤 清 内 藤 和 夫	湿式焼却処理におけるトリチウム水の捕集効率	"
森 山 昇 土 尻 滋 江 村 悟	プラスチックによる使用済イオン交換樹脂の溶融固化(Ⅲ)	"
田 代 晋 吾 馬 場 恒 孝	高レベル廃液ガラス固化予備試験, 廃液の前処理とオフガスの分析捕集	"

氏 名	標 題	学 会 名
松 鶴 秀 夫 比 佐 勇 関 普 江 村 悟	低レベル放射性廃棄物のセメント固化体 に関する安全評価 (II) $^{137}\text{Cs}$ の浸出 性改善	日本原子力学会 1974年10月 (秋田)
福 田 整 司 南 賢 太郎 佐 藤 信 之	流量比例排水サンプラ	"
竜 福 広 押 野 昌 夫 立 田 初 己 吉 田 芳 和	減速中性子場における線量当量率の測定 — 多検出器法の応用 —	日本原子力学会 1975年3月
福 田 雅 明	水系における拡散沈着	日本原子力学会 「環境被曝線量評価」 研究専門委員会 1974年12月 (東京)
福 田 雅 明	海洋に放出される低レベル放射性廃液に よる国民線量の評価法	保健物理学会 1975年1月 (東京)
大 村 英 昭 松 井 智 明 泉 幸 男 池 沢 芳 夫 押 野 昌 夫 服 部 洋 司 良	原研リニアックの放射線管理	保健物理学会 1975年2月 (東京)
岡 本 利 夫 * 服 部 洋 司 良 泉 幸 男 松 井 智 明 池 沢 芳 夫 上 島 正 好 * ( * 大洗安管課 )	ホットラボにおける放射性空気汚染の管 理経験 (I) — ケーブ内表面汚染の浮遊 係数 —	"
松 井 智 明 岡 本 利 夫 泉 幸 男 服 部 洋 司 良 池 沢 芳 夫 田 辺 勇 美 * ( * 東芝総研 )	ホットラボにおける放射性空気汚染の管 理経験 (II) — ケーブ内空気汚染の測 定 —	"
泉 幸 男 岡 本 利 夫 大 村 英 昭	ホットラボにおける放射性空気汚染の管 理経験 (III) — サービスエリアにおける 空気汚染モニタリング —	保健物理学会 1975年2月 (東京)

氏 名	標 題	学 会 名
池 沢 芳 夫 田 辺 勇 美* (* 東芝総研)		
穴 沢 豊 井 沢 庄 治 村 田 幹 生 泉 幸 男 原 田 康 典 岩 本 克 己 松 下 紘 三 佐々木 幸 夫* (* 安全管理室)	原研における表面汚染の経験	保健物理学会 1975年2月(東京)
穴 沢 豊 富 居 博 行 水 書 利 雄 井 沢 庄 治 熊 澤 蕃	J R R - 3 における作業者の外部被曝管理の検討	"
松 下 紘 三 関 昭 雄 早 坂 寿 夫 中 村 力	プルトニウム汚染に対する放射線管理経験	"
押 野 昌 夫 国 谷 安 二 古 田 敏 城 小 倉 照 雄* (* 大洗安管課)	J P D R 1 次系配管検査時の放射線管理の経験	"
井 沢 庄 治 吉 田 芳 和	$\beta$ 線被曝線量算出法の比較検討	"
福 田 洋 服 部 隆 充 矢 部 明	プロメチウム-147による体内汚染例について	"
水 下 誠 一 山 岸 英 雄 矢 部 明	選別型簡易ホールボディカウンタの特性	"
赤 石 準 福 田 洋 服 部 隆 充	尿中の全アルファ放射能の簡易測定法 (第1報)	"
服 部 隆 充 福 田 洋 赤 石 準	尿中の全アルファ放射能の簡易測定法 (第2報)	"



氏 名	標 題	学 会 名
赤 石 準 福 田 洋 服 部 隆 充	尿中の全アルファ放射能の簡易測定法 第1報 Ca,Mg リン酸塩沈殿への二, 三の アクチニドの共沈	保健物理学会 1975年2月(東京)
赤 石 準 服 部 隆 充 福 田 洋	尿中の全アルファ放射能の簡易測定法 第2報 メンブランフィルタによる二, 三の アクチニドの捕集	"
城 谷 孝 藤 田 稔 水 下 誠 一	シンチレーションカメラ型肺モニタの開 発	第11回理工学にお ける同位元素研究発 表会 1974年6月(東京)
城 谷 孝 藤 田 稔 水 下 誠 一	シンチレーションカメラ型肺モニタの現 状	"
安 中 秀 雄 福 田 信 三* (*大日本塗料KK)	原子力施設およびRI取扱施設用塗料の RI汚染除去試験方法の問題点について	"
備 後 一 義	固体飛跡検出器の事故時線量測定への応 用	京大専門委員会 1974年7月
熊 澤 蕃	飛跡パターンの識別について	"
福 田 雅 明	沿岸海域における鉛直拡散(II)	日本海洋学会 1974年4月(東京)
福 田 雅 明	沿岸への長期放出による平均的水平分布	日本海洋学会 1974年10月(仙台)
矢 部 明 福 田 洋 服 部 隆 充	人の排泄物中のプロメチウム-147分析法 の検討	日本放射線影響学会 1974年10月(徳島)
沼宮内 弼 雄	微小標的中のエネルギー吸収	"
松 井 浩 大 畑 勉 吉 田 芳 和	The optimum conditions for aerosol sampling through the pipe in air monitoring	IRPA 第1回アジア 地域放射線防護会議 1974年12月(インド)
矢 部 明 泉 幸 男 福 田 洋	Observation of Effective Half-Lives of Some Radionuclides After Incidental Incorporation in Man	"
今 井 和 彦	環境モニタリング(施設者としての)	環境放射能研究会 1974年9月(東京)
笠 井 篤	陸上における内部被曝の決定経路	環境放射能研究会 1975年3月(水戸)
角 田 道 生	放射性物質の大気放出と拡散希釈	"
森 内 茂	日常監視における5mrem/y(外部被曝) の測定可能性	"

氏名	標 題	学会名
大谷 暁	エクソ電子線量計——その特徴と問題点	電気学会原子力計測 専門委員会 1974年4月
大谷 暁 河合 勝雄 沼宮内 弼雄	BeO:Naのエクソ電子放射特性	応用物理学会 1974年4月
角田 道生 須賀 新一 林 隆	塔による海風逆転の観測例	日本気象学会 1974年5月(東京)
竜福 広 沼宮内 弼雄 ほか	Analysis of Track Structure due to S-ray	第5回ICRR 1974年7月(シアトル)
大谷 暁	エクソ電子線量計について	日本電気計測器工業 会・電気機械工業会 放射線測定器合同委 員会1974年7月
笠井 篤	環境モニタリングのための放射能測定	京大原子炉・原子力環 境安全管理専門研究 会1974年8月(熊取)
今井 和彦	希ガス被曝評価モデル	“ 1974年11月
飯嶋 敏哲	積算線量計による環境モニタリング	原子力安全協会 1974年11月(東京)
森内 茂	NaI(Tl)測定器による環境モニタ リング	“
角田 道生 須賀 新一 林 隆	沿岸地域における拡散パラメータの高さ による差	大気汚染研究協議会 1974年11月(千葉)
熊澤 蕃	放射線量測定および放射性同位元素の安 全取扱い	茨大農学部 1974年11月
町田 忠司	原子力の平和利用と廃棄物の処理	熊山短期大学 1974年11月
今井 和彦	原子力施設周辺環境における放射能評価 の研究	第2回安全性研究成 果報告会 1974年12月(東京)
大谷 暁	原研保物のエクソ電子線量計の研究	京大・短期研究会 1975年1月
福田 雅明	東海沖の海況・海流について	放医研, 環境セミナ 1975年2月(千葉)

氏名	標 題	学会名
池 沢 芳 夫 村 田 幹 生 吉 田 芳 和	マスクの呼気弁の性能	日本保安用品協会 呼吸保護具研究会 1975年3月
村 田 幹 生 池 沢 芳 夫 吉 田 芳 和	カートリッジおよびキャニスタの捕集効率	“
熊 澤 蕃 H. Koch 沼宮内 弼 雄	反跳陽子飛跡の統計的細線抽出	電子通信学会 1975年3月

## 4.4 共同研究

相手方	標 題	実施課室
動力炉・核燃料開発事業団	アスファルトダミー固化体の高水圧下における圧縮試験	廃棄物処理処分開発室
新潟鉄工所	プラスチックによる使用済イオン交換樹脂の連続溶融固化試験	“

## 4.5 受託調査研究

相手方	標 題	実施課室
動力炉・核燃料開発事業団	放射性ナトリウムによる空気汚染の測定に関する研究 (IV)	放射線管理課
関西電力株式会社	原子力発電所における個人被曝線量評価法の改善に関する技術開発	放射線管理課 線量計測課
日本原子力船開発事業団	原子力船“むつ”に係る放射能監視にともなう核種分析 (I), (II)	環境放射能課
動力炉・核燃料開発事業団	大洗地区の気象観測および資料作成に関する業務 (V)	環境放射能課
日本原子力発電株式会社	エネルギー・キュリー積分型ガスモニタの開発	線量計測課
動力炉・核燃料開発事業団	中性子線量測定器の線量当量校正に関する業務	線量計測課
ダイセル	逆浸透法による放射性汚染合成洗剤廃液の処理効果に関する調査	廃棄物処理処分開発室
動力炉・核燃料開発事業団	大洗地区の環境放射能監視業務	安全管理課

## 4.6 その他 (発明発見等) 特許申請

氏名	標 題	申請月日
森 内 茂	シンチレーション計数器のエネルギー特性平坦化回路	1975年1月10日 (登録, 西ドイツ)

編 集 後 記

「保健物理と安全管理」は原子力各機関において、われわれと同じような仕事に携っている人々に資料として参考にされているようであるが、安全問題に世間の関心が集まっている折でもあり、今後も広く利用されて行くものと思われるので、そのことを念頭において編集にあたった。

編集方針は従来と変りはないが、「管理」の項で従来東海研、大洗研などで同一の小項目番号が出て来る不都合があったため、小項目番号の付け方を変えた。

今後本誌を更に充実させるため、関係各位の忌憚のない御意見を承りたい。

(岸田記)

編 集 委 員 会

伊藤直次（委員長）、中村 力、中戸喜寄、中村清宣、今井利夫、高橋美枝、藤崎説男、城谷 孝、松鶴秀夫、角川正義、西沢市王、佐藤信之、二階堂昭二（委員）、岸田昌美（幹事）、亀井和夫、窪木信吾（事務局）