

JAERI-M

7 2 9 2

保健物理と安全管理・No.19  
(1976年度)

1977年11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  
環境安全研究室，保安管理室  
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.

JAERI-M 7292

保健物理と安全管理・No.19

(1976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，  
環境安全研究室，保安管理室，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

(1977年8月26日受理)

本報は、1976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 7292

Health Physics and Safety in JAERI, No.19

(April 1, 1976~March 31, 1977)

Office of Safety and Control, Tokyo, JAERI  
Division of Health Physics and Safety, Tokai, JAERI  
Environmental Safety Research Laboratory, Tokai, JAERI  
Office of Operational Safety Administration, Tokai, JAERI  
Safety Section, Takasaki, JAERI  
Health Physics and Safety Section, and Waste Management and  
Decontamination Section, Oarai, JAERI

(Received August 26, 1977)

In the annual report No.19 (fiscal 1976), 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、1976年度の保健物理・安全管理部門の業務の総括報告書である。この年度はとくに放射線管理の基本となる放射線管理用計測器の面で研究および技術開発が進んだこと、東海研究所の廃棄物処理関係施設の拡充計画に関する業務が具体的に開始されたことなどが注目される。

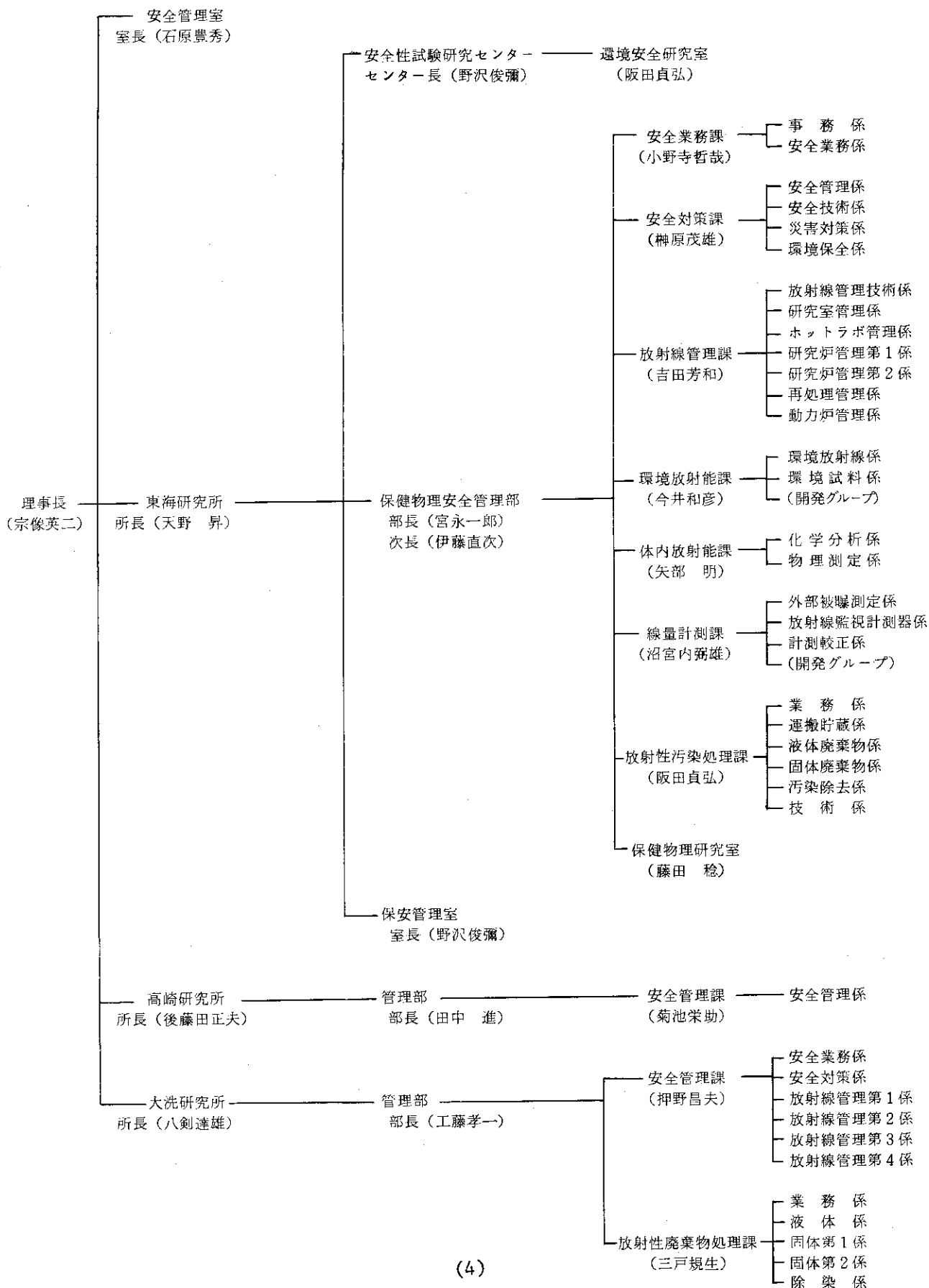
一般管理業務は順調に行われ、特筆するような事故はなかった。

(伊藤直次)

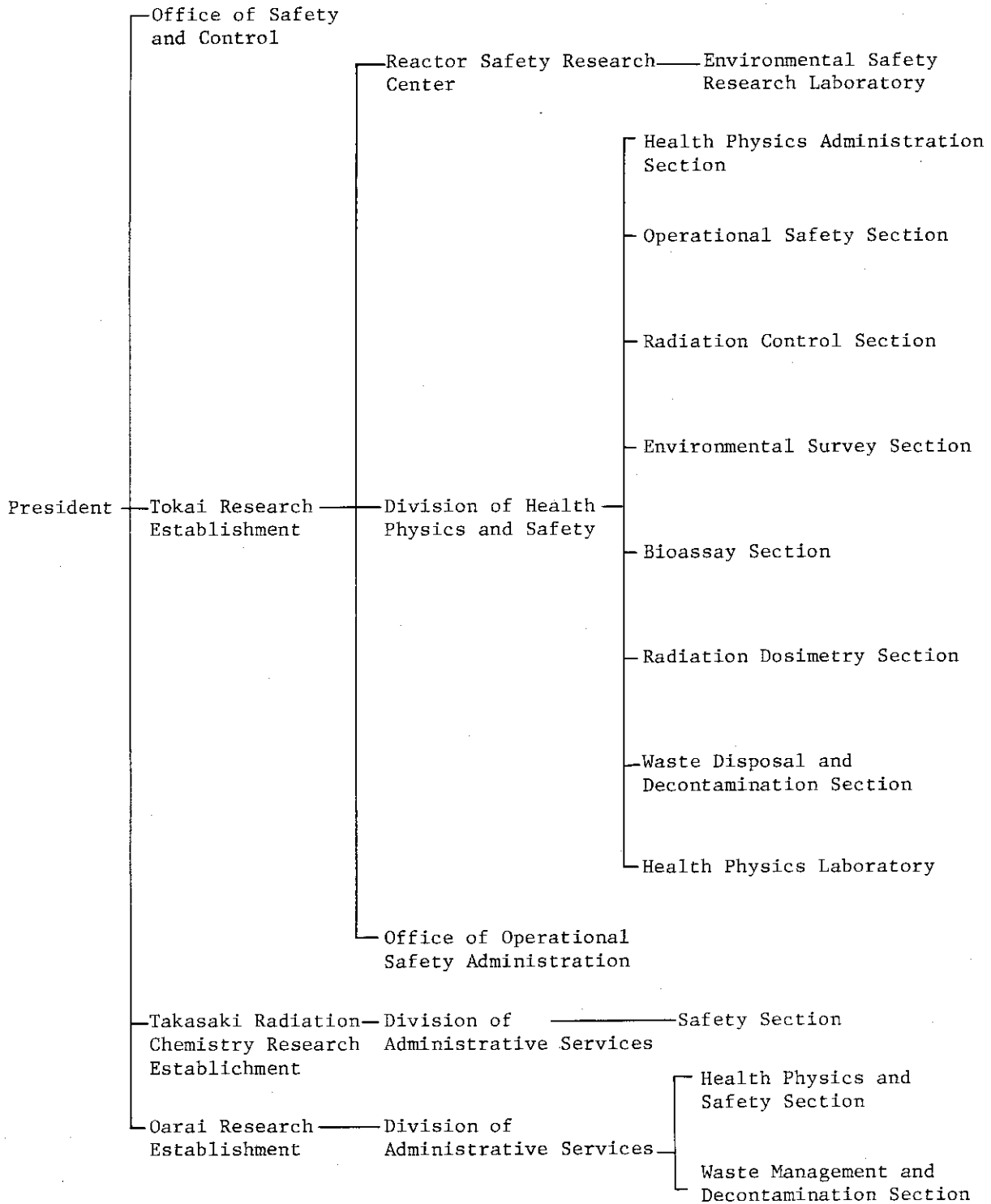


保健物理と安全管理の組織

1977年3月31日現在



### Organization of Health Physics and Safety



## 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 許認可, 報告書及び通達	2
A.1.3 委員会の活動	2
1 A.2 安全審査	6
A.2.1 概 要	6
A.2.2 原子炉等安全審査委員会	6
A.2.3 原子炉運転委員会	7
A.2.4 使用施設等運転委員会	8
1 A.3 東京地区の安全衛生管理	10
A.3.1 概 要	10
A.3.2 安全管理および衛生管理	10
1 B 東海研究所	11
1 B.1 安全管理	11
B.1.1 概 要	11
B.1.2 保安全管理室の設置	11
B.1.3 管理業務	12
(1) 委員会等の活動	12
(2) 規程等の整備, 官公庁手続きおよび点検検査等	12
B.1.4 安全啓蒙と安全教育	13
B.1.5 災害予防	15
(1) 安全パトロールと安全診断	15
(2) 設備機器の安全審査	15
B.1.6 災害対策	16
(1) 防護活動訓練	16
(2) 防護器材等の整備	16
B.1.7 災害事故発生状況	17
(1) 労働災害	17
(2) 放射性汚染および被曝	17
B.1.8 環境保全	25

1 B. 2	個人被曝線量の管理	26
B. 2. 1	概 要	26
B. 2. 2	外部被曝線量の管理	27
B. 2. 3	内部被曝線量の管理	30
1 B. 3	施設の放射線管理	32
B. 3. 1	概 要	32
B. 3. 2	排気および排水の管理データ	33
B. 3. 3	ホットラボ排水設備更新作業時における放射線管理	37
B. 3. 4	リニアック建家周辺の漏洩線量率の測定	39
B. 3. 5	ホットラボにおける $\alpha$ ・ $\gamma$ インナーセル廃棄作業時の放射線管理	40
B. 3. 6	JRR-2 スタックから排出される $^{41}\text{Ar}$ 低減後の排出率について	43
B. 3. 7	JRR-2 における熱遮蔽軽水漏洩復旧作業時の放射線管理	46
B. 3. 8	単結晶シリコン試験照射時の放射能の測定	47
B. 3. 9	「むつ」遮蔽実験に伴う放射線管理 (II)	50
B. 3.10	Pu 研 1 棟における排気フィルタユニット更新作業	51
1 B. 4	環境管理	54
B. 4. 1	概 要	54
B. 4. 2	環境放射線のモニタリング	54
B. 4. 3	環境試料測定によるモニタリング	57
1 B. 5	放射線計測器類の管理	63
B. 5. 1	概 要	63
B. 5. 2	サーベイメータ校正および試料測定	63
(1)	サーベイメータ校正	63
(2)	試料測定	64
B. 5. 3	放射線監視計測器の管理	64
(1)	放射線モニタ装置の維持管理	64
(2)	環境および放管モニタ装置の更新	65
1 B. 6	放射性廃棄物管理および汚染除去	66
B. 6. 1	概 要	66
B. 6. 2	放射性廃棄物の管理	66
(1)	廃棄物の搬入	66
(2)	廃棄物の処理	68
(3)	特殊廃棄物の受入検討	70
(4)	保管廃棄	70

B. 6. 3	汚染除去	71
(1)	機器除染	71
(2)	衣料除染	71
(3)	施設除染	73
B. 6. 4	処理装置等の増設および更新整備	73
(1)	液体廃棄物処理施設	73
(2)	固体廃棄物処理装置	75
(3)	保管廃棄施設	75
<b>1 C</b>	<b>高崎研究所</b>	77
1 C. 1	安全衛生管理	77
C. 1. 1	概 要	77
C. 1. 2	管理体制の整備	77
C. 1. 3	委員会の活動	78
C. 1. 4	安全衛生教育訓練	79
C. 1. 5	災害予防	80
C. 1. 6	災害事故発生状況	82
C. 1. 7	環境保全	82
1 C. 2	健康管理	83
C. 2. 1	概 要	83
C. 2. 2	一般健康管理	83
C. 2. 3	特殊健康診断等	83
(1)	血液, 尿検査	83
(2)	産業医パトロール	84
1 C. 3	放射線管理	86
C. 3. 1	概 要	86
C. 3. 2	個人被曝線量の管理	86
C. 3. 3	施設の放射線管理	86
(1)	放射線量率の測定	86
(2)	排気中の放射性同位元素濃度	87
C. 3. 4	放射線計測器の管理	87
C. 3. 5	その他の放射線管理	88
1 C. 4	非常事故対策	89
C. 4. 1	概 要	89
C. 4. 2	防護活動訓練	89

C. 4. 3	防護器材等の整備	89
<b>1 D</b>	<b>大洗研究所</b>	<b>90</b>
1 D. 1	安全管理	90
D. 1. 1	概要	90
D. 1. 2	安全管理	90
D. 1. 3	災害対策	94
D. 1. 4	災害事故発生状況	95
D. 1. 5	衛生管理	95
1 D. 2	個人被曝線量の管理	97
D. 2. 1	概要	97
D. 2. 2	外部被曝線量の管理	97
D. 2. 3	内部被曝線量の管理	99
1 D. 3	施設の放射線管理	100
D. 3. 1	概要	100
D. 3. 2	排気および排水の管理データ	100
(1)	排出放射性じん埃およびガス	100
(2)	排出放射性廃液	100
1 D. 4	環境管理	104
D. 4. 1	概要	104
D. 4. 2	環境放射線のモニタリング	104
D. 4. 3	環境試料中の放射能測定	105
D. 4. 4	一般排水溝における廃水の監視	108
1 D. 5	放射線計測器の管理	109
D. 5. 1	概要	109
D. 5. 2	サーベイメータ類の点検保守	109
D. 5. 3	放射線監視機器の管理	110
1 D. 6	放射性廃棄物の管理および汚染除去	112
D. 6. 1	概要	112
D. 6. 2	放射性廃棄物の管理	112
(1)	廃棄物の搬入	112
(2)	廃棄物の処理	113
(3)	固化体の保管	115

D. 6. 3	汚染除去	115
(1)	機器除染	115
(2)	施設除染	116
(3)	衣料除染	116
(4)	皮ふ除染（応急除染キットの整備と皮ふ除染実習）	117
<b>2</b>	<b>技術開発</b>	<b>119</b>
2. 1	個人被曝線量の管理	119
2. 1. 1	概要	119
2. 1. 2	椅子型簡易ホールボディカウンタシステムの検討	120
2. 1. 3	NaI (TI) / CsI (TI) 検出器によるプルトニウム傷口モニタの試作	121
2. 2	施設の放射線管理	123
2. 2. 1	概要	123
2. 2. 2	$^{125}\text{Sb}$ に対する活性炭含浸濾紙の捕集性能	124
2. 2. 3	放射化鋼板の放射能濃度測定に対するサーベイ検出器の感度	126
2. 2. 4	シリカゲルに吸着されたトリチウム濃度の簡易測定法	129
2. 2. 5	炉水中放射性コバルトの砂層による濾過実験	133
2. 2. 6	JPDR 機器ドレン水漏洩時の放射性物質の砂層による捕集	134
2. 3	放射線計測	136
2. 3. 1	概要	136
2. 3. 2	校正用 $\beta$ 線源の線量率測定	137
2. 3. 3	サーベイメータの $\beta$ 線特性	137
(1)	皮ふ汚染の線量評価	137
(2)	作業環境の線量率測定	140
2. 3. 4	6.13MeV 単色エネルギー $\gamma$ 線源の強度試験	141
2. 3. 5	6.13MeV 単色エネルギー $\gamma$ 線源の不純物測定	143
2. 3. 6	広レンジ型 $\gamma$ 線検出器の開発	143
2. 3. 7	バックグラウンド補償型プルトニウム・エアモニタの性能	145
2. 3. 8	$\alpha$ 固体処理棟の放射線モニタリング設備	147
2. 4	放射性廃棄物の処理および汚染除去	152
2. 4. 1	概要	152
2. 4. 2	廃液セメント固化体の強度試験	152
2. 4. 3	セメント固化体の放射線量率の検討	154
2. 4. 4	ぬれウェスおよび難燃物の焼却試験	155
2. 4. 5	廃液輸送管の調査	155

2.4.6	使用済イオン交換樹脂のアスファルト固化	157
2.4.7	洗剤濃縮廃液の薄膜蒸発処理と高周波乾固法—実用規模試験—	161
2.4.8	原子力施設における洗剤廃液の処理システムと大洗研究所の 洗濯廃液処理装置の開発	164
2.4.9	大洗研の除染施設(その1) 建家建設整備と内装整備計画の概要	168
2.5	環境放射能	176
2.5.1	概要	176
2.5.2	東海研における環境放射線監視システム	176
2.5.3	気象データの自動処理	177
2.5.4	排水監視データの自動処理	180
2.5.5	TLDの国際比較	180
2.5.6	TLD配置箱内の改良	182
2.5.7	TLD環境モニタリングにおける棄却検定	182
2.5.8	中国核実験の影響	184
2.5.9	原乳中の $^{131}\text{I}$ による甲状腺被曝線量	189
2.6	安全衛生管理	192
2.6.1	概要	192
2.6.2	照射室における二酸化炭素消火設備の放出試験	192
3	研究	197
3.1	放射線計測	197
3.1.1	概要	197
3.1.2	セラミック型エキソ電子線量計素子の開発(II)	197
3.1.3	直読式 $\beta$ 線吸収線量率測定器の開発(II) ディスクリミネーターフィルタ併用法	199
3.1.4	飛跡自動測定装置	200
3.1.5	$\text{O}^{8+} + \text{H} \rightarrow \text{O}^{7+} + \text{H}^+$ 電荷移動断面積の計算	201
3.1.6	離散型球面調和関数の展開	202
3.2	身体放射能	204
3.2.1	概要	204
3.2.2	メンブラン濾紙を用いる尿の全アルファ放射能の迅速測定法	204
3.2.3	$\text{Pu } \frac{\alpha}{\alpha}$ 比測定用検出器の試作	205
3.2.4	生体内 $^{242}\text{Cm}$ に対するCaDTPAおよびZnDTPAの除去効果	205
3.2.5	ウサギ末梢血リンパ球培養法	206



3.3	空気汚染	207
3.3.1	概要	207
3.3.2	太陽光によるヨウ化メチルの性状変化	207
3.3.3	防護マスクの着用時における防護性能	208
3.3.4	曲管内におけるエアロゾル粒子沈着の計算	209
3.4	環境放射能	210
3.4.1	概要	210
3.4.2	大気中 <sup>239</sup> Puの呼吸による被曝線量の推定	211
3.4.3	大気中の <sup>7</sup> Be濃度とその変動	212
3.4.4	環境試料中の <sup>90</sup> Sr, <sup>137</sup> Cs, <sup>239</sup> Puの系統的分析法	212
3.4.5	環境γ線連続測定結果の解析	213
3.4.6	環境γ線の特性解析	215
3.4.7	NaI(Tl)シンチレータ用G(E)関数の計算に用いる 標準スペクトルの作成	216
3.4.8	係留気球による海風境界層の観測	217
3.4.9	温度の高くない排気の上昇	219
3.4.10	沿岸海況の変動	220
3.4.11	軽水型発電炉の平常運転時における環境中被曝線量評価コードの開発	220
3.4.12	放射性固体廃棄物の海洋投棄に伴う公衆の年間被曝線量の推定	224
3.4.13	放射性物質の移行評価に用いるパラメータの偏差の検討	224
3.5	放射性廃棄物の処理処分	225
3.5.1	概要	225
3.5.2	放射性核種の地中挙動	225
3.5.3	実大セメント均一固化体の高圧浸出試験	227
3.5.4	セメント固化体からの <sup>90</sup> Srの浸出	228
3.5.5	セメント固化体からのトリチウム水の浸出	229
3.5.6	ポリエチレンによる粉末樹脂の固化	229
3.5.7	アスファルト固化実験装置の概要	230
3.5.8	高レベル廃棄物固化試験装置の整備	231
3.5.9	高レベル廃棄物ガラス固化体の安全性試験	232
4	付録	235
4.1	外部投稿	235
4.2	JAERI-Mレポート	240
4.3	口頭発表	240
4.4	共同研究	244

4.5	受託調査・研究	244
4.6	講師（外人）招へい	245
4.7	所外研修コースへの協力	245
4.8	所内研修コースへの協力	246
4.9	外部兼職	250
4.10	その他（発明発見等）特許申請	256

## Contents

1	Administration, Monitoring and Maintenance .....	1
1A	Headquarters .....	1
1A.1	General Safety Administration .....	1
A.1.1	Summary .....	1
A.1.2	Permission, Sanction and Report .....	2
A.1.3	Activities of Committees .....	2
1A.2	Safety Assessment .....	6
A.2.1	Summary .....	6
A.2.2	Advisory Committee on Nuclear Installation Safety ....	6
A.2.3	Reactor Operation Safety Committee .....	7
A.2.4	Nuclear Material Facility Operation .....	8
Safety Committee .....	8	
1A.3	Health and Safety Management in the Headquarters and Radiation School .....	10
A.3.1	Summary .....	10
A.3.2	Health and Safety Control .....	10
1B	Tokai Research Establishment .....	11
1B.1	Safety Management .....	11
B.1.1	Summary .....	11
B.1.2	Office of Operational Safety Administration .....	11
B.1.3	Safety Control .....	12
B.1.4	Enlightment and Education for Safety .....	13
B.1.5	Accident Privement .....	15
B.1.6	Emergency Control .....	16
B.1.7	Experience of Incidents .....	17
B.1.8	Environmental Integrity .....	25
1B.2	Personal Monitoring .....	26
B.2.1	Summary .....	26
B.2.2	Monitoring of External Exposure .....	27
B.2.3	Monitoring of Internal Exposure .....	30
1B.3	Radiation Monitoring in Nuclear Facilities .....	32
B.3.1	Summary .....	32
B.3.2	Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes ....	33
B.3.3	Radiation Monitoring in for Renewal of Drainage Equipments in Hot-Laboratory .....	37

B.3.4	Measurements of Radiation Leakage around the JAERI Linac .....	39
B.3.5	Radiation Monitoring for Disposal of $\alpha$ - $\gamma$ Inner Cell in the H.L .....	40
B.3.6	Reduction of $^{41}\text{Ar}$ Release Rate from the JRR-2 .....	43
B.3.7	Radiation Monitoring in Repaire Work of the Shielding Light Water Pipe .....	46
B.3.8	Measurement of Induced Radioactivity in Single Crystal Silicon at Ito Irradiation Test .....	47
B.3.9	Radiation Monitoring in Shield Experiment of Nuclear Ship "Mutsu" (II) .....	50
B.3.10	Radiation Monitoring in Renewal of Exhaust Filter Systems in the Plutonium Laboratory .....	51
1B.4	Environmental Monitoring .....	54
B.4.1	Summary .....	54
B.4.2	Monitoring for Environmental Radiation .....	54
B.4.3	Monitoring by Radioactivity Measurement of Environmental Samples .....	57
1B.5	Maintenance of Monitors and Servey Meters .....	63
B.5.1	Summary .....	63
B.5.2	Calibration of Survey Meters and Radiation Counting of Samples .....	63
B.5.3	Maintenance of Monitors .....	63
1B.6	Waste Management and Decontamination .....	66
B.6.1	Summary .....	66
B.6.2	Radioactive Waste Treatment .....	66
B.6.3	Decontamination .....	71
B.6.4	Radioactive Waste Treatment Facilities Construction .....	73
1C	Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment .....	77
1C.1	Safety and Hygiene .....	77
C.1.1	Summary .....	77
C.1.2	Consolidation of the Organization .....	77
C.1.3	Activities of Committees .....	78
C.1.4	Health and Safety training .....	79
C.1.5	Accident Privention .....	80
C.1.6	Experience of Incidents .....	82
C.1.7	Environmental Monitoring .....	82

1C.2	Health Control .....	83
C.2.1	Summary .....	83
C.2.2	Health Control .....	83
C.2.3	Health Examination for Occupational Diseases .....	83
1C.3	Radiation Monitoring .....	86
C.3.1	Summary .....	86
C.3.2	Personal Monitoring .....	86
C.3.3	Radiation Monitoring in the Facilities .....	86
C.3.4	Maintenance of Monitors and Survey Meters .....	87
C.3.5	Other Radiation Monitoring .....	88
1C.4	Emergency Measures .....	89
C.4.1	Summary .....	89
C.4.2	Protection Training for Emergency .....	89
C.4.3	Improvement of Protective Facilities .....	89
1D	Oarai Research Establishment .....	90
1D.1	Health and Safety .....	90
D.1.1	Summary .....	90
D.1.2	Safety Control .....	90
D.1.3	Emergency Control .....	94
D.1.4	Experience of Incidents .....	95
D.1.5	Health Control .....	95
1D.2	Personal Monitoring .....	97
D.2.1	Summary .....	97
D.2.2	External Exposure .....	97
D.2.3	Internal Exposure .....	99
1D.3	Radiation Monitoring in the Facilities .....	100
D.3.1	Summary .....	100
D.3.2	Discharge of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes ...	100
1D.4	Environmental Monitoring .....	104
D.4.1	Summary .....	104
D.4.2	Monitoring for Environmental Radiation .....	104
D.4.3	Monitoring by Radioactivity Measurement of Environmental Samples .....	105
D.4.4	Monitoring of the Drains .....	108
1D.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters .....	109
D.5.1	Summary .....	109
D.5.2	Calibration of Survey Meters and Radiation Counting of Samples .....	109

D.5.3	Maintenance of Monitors .....	110
1D.6	Radioactive Waste Management and Decontamination .....	112
D.6.1	Summary .....	112
D.6.2	Radioactive Waste Treatment .....	112
D.6.3	Decontamination .....	115
2	Development of Radiation Measurement and Operational Safety Techniques .....	119
2.1	Personal Exposure .....	119
2.1.1	Summary .....	119
2.1.2	Study of Portable Chair-type Whole-body Counter .....	120
2.1.3	Performance of Plutonium Wound Monitor with NaI(Tl)/ CsI(Tl) Detector .....	121
2.2	Radiation Monitoring Techniques .....	123
2.2.1	Summary .....	123
2.2.2	Collection Performance of Charcoal Loaded Filter Papers for $^{125}\text{Sb}$ .....	124
2.2.3	Lower Detection Limit of Surveyometers for Activated Products in Steel .....	126
2.2.4	Simple Method of Measuring Radioactivity of Tritiated Water Absorbed in Silicagel .....	129
2.2.5	Filtration of Radiocobalt in Reactor Coolant by Sand Colume .....	133
2.2.6	Distribution in Sand Layer of Radioactive Cobalt of JPDR Clean Drain Water .....	134
2.3	Radiation Instrumentation .....	136
2.3.1	Summary .....	136
2.3.2	Absorbed Dose Rate Measurement of $\beta$ -ray Sources for Instruments Calibration .....	137
2.3.3	Response of Survey Meters in $\beta$ -ray Absorbed Dose Rate ..	137
2.3.4	Intensity Calculation of Monoenergetic 6.13 MeV Gamma-ray Source .....	141
2.3.5	Measurement of Radioactive Impurities in Monoenergetic 6.13 MeV Gamma-ray Source .....	143
2.3.6	$\gamma$ -ray Detector for Wide Range of Exposure Rate .....	143
2.3.7	Performance of Background Compensation Type Plutonium Air Monitor .....	145
2.3.8	Radiation Monitoring System for the Alpha-Waste Treatment Facility .....	147

2.4	Waste Management and Decontamination .....	152
2.4.1	Summary .....	152
2.4.2	Compressive Strengths of Cement Composites .....	152
2.4.3	Radiation Levels of Cement Composites .....	154
2.4.4	Incineration Test for Wet Clothes and Hard Combustibles .....	155
2.4.5	Survey on Leakage of Radioactive Liquid Waste Pipelines .....	155
2.4.6	Containment of Ion Exchange Resin in Asphalt .....	157
2.4.7	Film Evaporation Treatment and High-Frequency Radio wave Drying of Concentrated Detergent Wastes ...	161
2.4.8	Treatment System for Detergent Wastes of Nuclear Power Facilities, and Laundry Wastes Treatment in Oarai Research Establishment .....	164
2.4.9	Decontamination Facility in Oarai Research Establish- ment (Part 1) .....	168
2.5	Environmental Monitoring .....	176
2.5.1	Summary .....	176
2.5.2	Environmental Radiation Monitoring System in Tokai Research Establishment .....	176
2.5.3	On-line Data Processing in Routine Meteorological Observation .....	177
2.5.4	On-line Data Processing in Monitoring of Radioactive Liquid Waste Discharge .....	180
2.5.5	Participation in the 2nd International Intercomparison of Integral Dosimeters .....	180
2.5.6	A TLD Box for Environmental Monitoring .....	182
2.5.7	Rejection Test in TLD Environmental Monitoring .....	182
2.5.8	Investigation on fallout of the 19th Chinese Nuclear Weapon Test .....	184
2.5.9	Thyroid Dose Due to Fallout $^{131}\text{I}$ Via Milk .....	189
2.6	Health and Safety .....	192
2.6.1	Summary .....	192
2.6.2	Test of $\text{CO}_2$ Extinguishers in Irradiation Cells .....	192
3	Research .....	197
3.1	Radiation Dosimetry .....	197
3.1.1	Summary .....	197
3.1.2	Development of Ceramic TSEE Dosimeter .....	197

3.1.3	Energy Independent $\beta$ -ray Absorbed Dose Rate Meter (II) .....	199
3.1.4	Automatic NTA Film Reader .....	200
3.1.5	Calculation of Cross Sections in Charge Transfer Process $O^{8+} + H \rightarrow O^{7+} + H^+$ .....	201
3.1.6	Expansion of Discrete Spherical Harmonics .....	202
3.2	Body Radioactivity .....	204
3.2.1	Summary .....	204
3.2.2	Rapid Determination of the Gross Alpha Activity in Urine Using Membrane Filter .....	204
3.2.3	X-ray-Alpha Coincidence Counter for Plutonium .....	205
3.2.4	Effectiveness of Ca DTPA and Zn DTPA in Removing $^{242}\text{Cm}$ from the Body .....	205
3.2.5	Rabbit Peripheral Lymphocytes Culture .....	206
3.3	Radioactive Aerosol .....	207
3.3.1	Summary .....	207
3.3.2	Decomposition of Methyl Iodide by Sunlight .....	207
3.3.3	Protection by Respirator .....	208
3.3.4	Calculation of the Deposition Fraction of Aerosol Particles in a Bent Pipe .....	209
3.4	Environmental Radiation and Contamination .....	210
3.4.1	Summary .....	210
3.4.2	Estimation of the Dose due to Inhalation of Fallout $^{239}\text{Pu}$ .....	211
3.4.3	$^7\text{Be}$ Concentration in the Lower Atmosphere and its Variation .....	212
3.4.4	Systematic Analysis of $^{90}\text{Sr}$ , $^{137}\text{Cs}$ and $^{239}\text{Pu}$ in an Environmental Sample .....	212
3.4.5	Analysis of Continuous Monitoring Results by Automatic Computer Analysis Code .....	213
3.4.6	Analysis of Environmental Gamma Radiation Characteristics .....	215
3.4.7	Standard Spectrum for Calculation of G(E) Functions for NaI(Tl) Scintillator .....	216
3.4.8	Observation of Thermal Boundary Layer in Seabreeze with a Tethered Balloon .....	217
3.4.9	Field Experiment of Cold Plume Rise .....	219



3.4.10	Spectral Analysis of the Sea Conditions off JAERI ..	220
3.4.11	Development of a Code for Assessing Environmental Doses from Radioactive Wastes of Light-water-cooled Power Reactors .....	220
3.4.12	Assessment of Annual Doses of the General People Due to Dumping of Radioactive Solid Wastes at Sea ...	224
3.4.13	Study on Deviations of Parameters in Radionuclides Transfer Through a Food-Chain .....	224
3.5	Radioactive Waste Management .....	225
3.5.1	Summary .....	225
3.5.2	Subsurface Behavior of Radionuclides .....	225
3.5.3	Hydraulic Leaching Test of Full-Size Cement Monolithic Solids .....	227
3.5.4	Leaching of $^{90}\text{Sr}$ from the Cement Composite .....	228
3.5.5	Leaching of Tritiated Water from the Cement Composite .....	229
3.5.6	Containment of Powdered Spent Resin in Polyethylene .	229
3.5.7	Asphalt Solidification Apparatus .....	230
3.5.8	Solidification Test Apparatus for High-level Wastes .	231
3.5.9	Safety Evaluation of Vitrified Products of High-level Wastes .....	232
4	Appendix .....	235
4.1	Journal Papers .....	240
4.2	Papers Published as JAERI Reports .....	240
4.3	Oral Presentations .....	240
4.4	Joint Works .....	244
4.5	Entrusted Works .....	244
4.6	Lectures by Outside Persons .....	245
4.7	Contributions in External Training Courses .....	245
4.8	Contributions in Internal Training Courses .....	246
4.9	Positions in other Organizations .....	250
4.10	Miscellaneous .....	256

# 1 A 東京本部

Headquarters

## 1 A. 1 総括管理業務

### General Safety Administration

As in the preceding year, general safety administration of the JAERI was carried out by Safety Control Office with the assistance of technical and safety control personnel in the three research establishments of JAERI.

Features are the following:

- (1) commencement of safety evaluation of facilities using nuclear materials.
- (2) consolidation of physical protections and accountancy of nuclear materials.
- (3) reinforcement of safety regulations in transport of nuclear materials and radioisotopes.
- (4) revision of the regulations of reactor facilities.

#### A. 1. 1 概要

日本原子力研究所における安全管理体制は、1976年5月、東海研究所に保安管理室が設置された以外には、基本的な変更はない。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基づく原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、電気主任技術者等は、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、各地区の安全確保を図っている。研究所全般の安全管理は理事長が統括し、スタッフ部門として安全管理室が補佐している。

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、理事長および支分組織の長の諮問機関として「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」に基づき、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は「線量評価委員会」が審議している。

なお、保安管理室は、東海地区における原子炉等の保安管理の総括、保安管理システム、体制等に関する調査、検討を行うため、東海研究所に1976年5月臨時に設置された組織である。

近年、原子力関連施設に対する安全確保の要請はますます嚴重なものとなり、1976年度においては、

- 1) 核燃料使用施設に関する安全審査の実施

- ii) 核物質防護ならびに計量管理体制の改善
- iii) 核燃料ならびに放射性物質の輸送に関する規制の強化
- iv) 統一保安規定の整備

などの要請が規制当局から次々と打出され、原研は原子力研究開発に関する先駆的研究機関として、このような事態に迅速かつ、積極的に対応することが強く要請された。

このうち、核燃料使用施設の安全審査については1976年6月原子力委員会核燃料安全専門審査会の発足にともなって実施に移され、原研の施設についても、東海研究所RI製造棟の<sup>99</sup>Mo製造施設が当所初の審査対象案件として、同専門審査会の審査を経ることとなり、1977年3月審査に合格している。また、核物質の防護に関しては、1977年1月「核物質防護検討委員会」（委員長江藤理事）が発足し、核物質防護体制の整備につき、更に検討を進めることとなった。核物質の計量管理については、東海研核燃料課、大洗研経理課の協力のもとにIAEA基準による計量管理システムの導入が進んでいる。

核燃料放射性物質の輸送の規制強化に関しては、科学技術庁と、運輸省に対し、上記物質の輸送の実態を説明し、法規改正を実情にあったものとするよう協力するとともに、輸送用キャスク類に関する総合調査を行って改正にそなえた。

統一保安規定の整備に関しては、大洗研核燃料物質使用施設等保安規定を1976年9月20日東海研核燃料物質使用施設等保安規定を1976年12月10日それぞれ規制当局の認可を得て施行した。

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（1942名）の被曝の状況は1B.2（Table B.2.2-3およびTable B.2.2-4）に示してあることを付言する。

（伊加利）

### A.1.2 許認可、報告書および通達

「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1976年度中におこなった原子炉施設、核燃料使用施設等に関する設置又は変更の許可申請はTable A.1.2-1に示すとおりである。

「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、1976年度中に認可または届出を行い、理事長達によって制定した規程類はTable A.1.2-2に示すとおりである。

また、原子炉施設や核燃料使用施設に関し発生した事故、異常などにつき、科学技術庁長官に提出した報告はTable A.1.2-3に示すとおりである。

（江頭）

### A.1.3 委員会の活動

#### (1) 線量評価委員会

- 〔委員長〕 石原豊秀
- 〔委員〕 雨沢博男（大洗研・原子炉第1課），清水堅一（JRR-2管理課），  
藤田 稔（保健物理研究室），古田敏城（放射線管理課），  
三戸規生（大洗研・安全管理課） （50音順）
- 〔事務局〕 安全管理室

Table A. 1.2 - 1 原子炉施設、核燃料使用施設変更許可申請一覧表（1976年度）

区分	件名	概要	申請年月日	許可年月日
原子炉施設	東海研究所の原子炉設置変更（原子炉安全性研究施設の変更）	NSRRで高圧水カプセル、流動水カプセルに関する実験を行うため炉心の熱的制限値等を変更する。	51. 4. 30	51. 11. 9
	東海研究所原子炉施設設置変更	(1) 敷地の面積および形状 (2) JRR-3 使用済燃料貯槽の貯蔵能力の増加 (3) JRR-2, 3, 4 の使用済燃料の再処理委託先の変更等	51. 8. 4	51. 8. 24
	東海研究所の原子炉施設の設置変更（JRR-2 原子炉施設および平均質臨界装置の変更）	(1) JRR-2 燃料貯蔵庫の増設 (2) SIL の撤去 (3) SHE 燃料貯蔵施設の増設 (4) SHE にサンプ昇温装置を増設等	51. 11. 26	51. 12. 14
	東海研究所原子炉設置変更（放射性廃棄物処理場の変更）	(1) 中・高レベル廃液蒸発処理装置ならびに固体処理装置の新設 (2) アスファルト固化装置の新設 (3) 乾式焼却処理装置の新設 (4) イオン交換樹脂処理装置、固体廃棄物貯蔵庫の撤去	51. 3. 11	手続中
	大洗研究所原子炉施設設置変更（使用済燃料の処分の変更）	JMTR および JMTRC の使用済燃料の再処理委託先に米国 ERDA を追加	51. 3. 15	手続中
核燃料使用施設	東海研究所核燃料物質の使用の変更（ラジオアイソトープ製造棟）他 16 件	RI 棟 311 ~ 312 号室 02 ケーブを $^{99}\text{Mo}$ 製造用に改造する件他	51. 10. 16 (左記 RI 棟分)	52. 3. 7 (左記 RI 棟分)

Table A.1.2-2 新設または改訂した安全関係規程類(理事長達・1976年度)

達番号	題名	制定月日	施行月日	概要
51達第14号	JRR-4保安規程の一部を改正する規程	51. 4. 2	51. 5. 10	大型重量廃棄物の貯蔵・輸送等の手続追加
51達第20号	電気工作物保安規程の一部を改正する規程	51. 6. 4	51. 6. 5	施設2課長分掌事項等の変更
51達第8号	JMTR保安規程の一部を改正する規程	51. 3. 27	51. 6. 20	大洗研核燃料使用施設保安規定の制定にともなり変更等
51達第9号	JMTRC保安規程の一部を改正する規程	51. 3. 27	51. 6. 20	
51達第10号	大洗研究所放射線管理規程の一部を改正する規程	51. 3. 27	51. 6. 20	
51達第11号	原子炉等の安全審査に関する規程の一部を改正する規程	51. 3. 27	51. 6. 20	
51達第7号	大洗研究所核燃料物質使用施設等保安規定	51. 3. 27	51. 9. 20	事業所統一保安規程
51達第27号	電気工作物保安規程の一部を改正する規程	51. 9. 17	51. 9. 20	施設2課長分掌事項の変更
51達第34号	大洗研究所の原子炉施設等に係る核燃料物質の管理および防護について	51. 9. 20	51. 9. 20	計量管理要領, 防護基準の作成他核燃料管理体制の整備等
51達第33号	JRR-4保安規程の一部を改正する規程	51. 10. 18	51. 11. 20	熱出力増加にともなりスクラム条件等の変更
51達第26号	東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定	51. 9. 16	51. 12. 10	事業所統一保安規程
51達第39号	東海研究所の原子炉施設等に係る核燃料物質の管理および防護について	51. 12. 9	51. 12. 10	計量管理要領, 防護基準の作成他核燃料管理体制の整備
51達第35号	JRR-2保安規程の一部を改正する規程	51. 11. 4	52. 2. 5	JRR-2利用施設管理班の設置他
51達第36号	JRR-3保安規程の一部を改正する規程	51. 11. 4	52. 2. 5	FFD測定班の廃止他
51達第37号	JMTR保安規程の一部を改正する規程	51. 11. 17	52. 2. 5	OGL-1の設置に関する変更
51達第38号	大洗研究所核燃料物質使用施設等保安規定の一部を改正する規程	51. 11. 17	52. 2. 5	OGL-1の設置に関する変更

Table A.1.2-3 事故，異常等に関する報告一覧表（1976年度）

件名	報告先	提出年月日
J P D R クリーンドレンサンプからの放射性ドレン水の漏洩	科学技術庁長官	51. 4. 9
J R R - 3 燃料体冷却管の折損（第2報）	〃	51. 4. 27
J P D R ダンプコンデンサー減温管の損傷	〃	51. 5. 14
J P D R クリーンドレンサンプからの漏洩（第2報）	〃	51. 7. 31
研究1棟東側排気系フィルターの故障（第2報）	〃	51. 8. 31
J P D R ダンプコンデンサー減温管の損傷（第2報）	〃	51. 9. 24
J P D R クリーンドレンサンプからの漏洩（最終報）	〃	51. 12. 27
J R R - 3 燃料冷却管の折損（最終報）	〃	51. 1. 14
J P D R 廃ガス再結合器配管溶接部の故障	〃	52. 3. 19

線量評価委員会は1976年8月30日に開催され，次の件が審議された。

- (a) 1975年度以降における被曝管理の状況について
- (b) 要警戒勧告を受けた作業に関する被曝線量等について

(角川)

(2) 安全会議

〔議長〕 村田 浩（副理事長）

〔議長代理〕 江藤秀雄（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），阪田貞弘（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），榊原茂雄（東海研安全対策課長），  
伊勢幸正（東海研技術業務課長），菊地栄助（高崎研安全管理課長），  
三戸規正（大洗研安全管理課長）

〔事務局〕 佐々木幸男（安全管理室）

本会議は臨時に設けられたものであり，1976年4月30日に，主に次の事項について検討を行った。

- (a) 1975年度の安全総点検の結果に基づく今後の対策について
- (b) 1976年度安全衛生管理基本方針および1977年度安全衛生管理に関する基本的考え方に基づく具体策について

(佐々木)

## 1A.2 安全審査

## Safety Assessment

Advisory Committee on Nuclear Installation Safety, Reactor Operation Safety Committee and Nuclear Material Facility Operation Safety Committee had seven, eight and seven meetings respectively. A total of 75 items were examined.

## A.2.1 概要

1976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5回、原子炉運転委員会が8回、使用施設運転委員会が7回それぞれ開かれ、原子炉等の安全性について審査等を行い、その件数は75件であった。

特に、原子炉等安全審査委員会では「原子炉安全性研究炉（NSRR）の設置変更に係る安全性について」、原子炉運転委員会では「動力試験炉（JPDR）サンプルピット類の改修に係る安全性について」、使用施設等運転委員会では「モデル格納容器スプレイ効果試験施設設置に係る安全性について」、十分な審議を行った。（巖淵）

## A.2.2 原子炉等安全審査委員会

〔委員長〕 江藤秀雄（理事）

〔委員〕 石川 寛（東海研副所長），武谷清昭（動力炉開発・安全性研究管理部長），中村熙栄（安全解析部長），村主 進（安全工学部長），宮永一郎（保健物理安全管理部長），弘田実弥（主任研究員，原子炉工学部，部長待遇），野村末雄（燃料工学部長），長崎隆吉（主任研究員，燃料工学部，部長待遇）塚田甲子男（物理部長），辻村重男（原子炉化学部長），日高丘平（動力試験炉部長），鳥飼欣一（原子炉工学部長），高田 稔（材料試験炉部長），石森富太郎（主任研究員，アイソトープ事業部付，部長待遇），深沢邦武（研究炉管理部長）

〔事務局〕 安全管理室

本委員会は、1976年度中に5回開催し、安全審査事項7件および報告事項10件について審議等を行った。理事長に答申した事項はTable A.2.2-1に示すとおりである。（巖淵）

Table A.2.2-1 原子炉等安全審査委員会から理事長への答申状況（1976年度）

答 申 事 項	審査終了年月日
1. 原子炉安全性研究炉（NSRR）の設置変更に係る安全性について	1976. 5. 6
2. JRR-2燃料貯蔵庫の移設に係る安全性について	" 7. 18
3. 平均質臨界実験装置（SHE）の設置変更に係る安全性について	" 7. 18

4. サンプビット等の設置指針(案)について	7. 18
5. JRR-4 B型燃料を用いての出力上昇試験について	10. 8
6. OGL-1 照射試験に係る安全性について	12. 16
7. 燃料試験施設のアルゴンガス循環精製装置の安全性について	1977. 2. 24

### A.2.3 原子炉運転委員会

〔委員長〕 石川 寛 (原子炉工学部長, 1976年4月~9月)

鳥飼欣一 (原子炉工学部長, 1976年10月以降)

〔委員〕 飯島 勉 (高速炉物理研究室), 石渡名澄 (燃料安全第2研究室長), 伊丹宏治 (大洗研・照射第2課長, 1976年10月以降), 植田脩三 (構造強度研究室), 小川 豊 (材料工学研究室), 桜井 裕 (大洗研・照射第2課長, 1976年4月~9月), 佐野川好母 (伝熱流動研究室長), 白井英次 (JRR-3 管理課主査・課長代理待遇), 白石健介 (材料物性研究室長), 原 昌雄 (原子炉制御研究室長), 二村嘉明 (動力試験炉技術課長), 古川〔市橋〕芳徳 (大洗研・原子炉第1課長代理, 1976年 月市橋と改姓), 古田 悠 (蔽遮研究室), 星 蔦雄 (反応度安全研究室), 山本峯澄 (環境放射能課長代理) (50音順)

〔事務局〕 安全管理室

本委員会は, 1976年度中に8回開催し, 安全審査事項24件および報告事項9件について審議を行った。各支分組織の長に答申した事項は Table A.2.3-1 に示すとおりである。

Table A.2.3-1 原子炉運転委員会から支分組織の長への答申状況(1976年度)

支分組織	答 申 事 項	審査終了の年月日
東 海 研 究	1. JRR-3の運転再開のために採るべき対策に係る安全性について	1976. 4. 22
	2. JRR-4 エクспанション・ジョイントの製作に係る安全性について	4. 22
	3. 東海研究所における原子炉の運転状況について(1975年度第4四半期)	4. 22
	4. JRR-3 使用済燃料貯蔵施設の変更に係る安全性について	7. 7
	5. JRR-3 中性子分光器の撤去に係る安全性について	7. 7
	6. JRR-2 ナトリウム・インパイル・ループの撤去に係る安全性について	7. 7
	7. 東海研究所における原子炉の運転状況について(1976年度第1四半期)	7. 7
	8. JRR-2における核燃料物質の使用の変更に係る安全性について	8. 25
	9. JRR-4 プール水精製装置の設置に係る安全性について	8. 25
	10. JPDR サンプ類の改修に係る安全性について	9. 13
	11. JRR-4 保安規程の一部変更について	9. 13
	12. JRR-3 二酸化ウラン燃料体の変更に係る安全性について	10. 13
	13. JRR-3 保安規程の一部変更について	10. 13



所	14. JPDR ダンプコンデンサの改修工事に係る安全性について	" 10. 13
	15. NSRRの気体廃棄設備（セミホットケープ系）の予備系統の設置に係る安全性について	" 10. 13
	16. 東海研究所における原子炉の運転状況について（1976年度第2四半期）	" 10. 13
	17. NSRR用SUS-304製大気圧水カプセルの最大実験条件を変更することに係る安全性について	1977. 2. 15
	18. 東海研究所における原子炉の運転状況について（1976年度第3四半期）	" 2. 15
大 洗 研 究 所	1. 大洗研究所における原子炉の運転状況について（1975年度第4四半期）	1976. 4. 22
	2. 大洗研究所における原子炉の運転状況について（1976年度第1四半期）	" 7. 7
	3. JMTR保安規程等の一部変更に係る安全性について	" 8. 25
	4. OGL-1照射試料（76LF-16A）の製作に係る安全性について	" 10. 13
	5. 大洗研究所における原子炉の運転状況について（1976年度第2四半期）	" 10. 13
	6. JMTRアルミニウム反射体F型要素の製作に係る安全性について	" 11. 30
	7. JMTR・74F-9Jキャプセルの2重内筒の設計変更に係る安全性について	" 12. 15
	8. 大洗研究所における原子炉の運転状況について（1976年度第3四半期）	1977. 2. 15

#### 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〕 押野昌夫（放射線管理課長代理）、木谷 進（安全工学第3研究室長）、栗原正義（プルトニウム研究室長）、佐々木吉方（研究炉技術課長）、立川克浩（製造技術課・課長代理待遇）、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・課長相当）、三戸規生（安全管理課長）

〔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7回開催され、「モデル格納容器スプレイ効果試験施設設置に係る安全性について」他11件についての審査事項と、16件の報告事項について審議等を行った。各支分組織の長に答申した事項はTable A.2.4-1に示すとおりである。

なお、本委員会等における安全審査の効率的実施をはかるため、「放射性物質使用施設等安全審査説明資料記載要領」の策定に着手し、ほぼ成案を得た。（三坂）

Table A.2.4-1 使用施設等運転委員会から支分組織の長への答申状況(1976年度)

支分組織	答 申 事 項	審査終了年月日
東海 研 究 所	1. 使用施設等の運転状況(1975年度第4四半期)について	1976. 4. 22
	2. 使用施設等の運転状況(1976年度第1四半期)について	1976. 9. 8
	3. 使用施設等の運転状況(1976年度第2四半期)について	1976. 12. 16
	4. 使用施設等の運転状況(1976年度第3四半期)について	1977. 1. 18
	5. モデル格納容器スプレイ効果試験施設設置に係る安全性について	1977. 2. 16
大洗 研 究 所	1. 使用施設等の運転状況(1975年度第4四半期)について	1976. 4. 22
	2. 使用施設等の運転状況(1976年度第1四半期)について	1976. 9. 8
	3. 使用施設等の運転状況(1976年度第2四半期)について	1976. 12. 16
	4. 使用施設等の運転状況(1976年度第3四半期)について	1977. 1. 18
R I 事 業 部	1. 使用施設等の運転状況(1975年度第4四半期)について	1976. 4. 22
	2. 使用施設等の運転状況(1976年度第1四半期)について	1976. 9. 8
	3. RI製造棟02ケープの改造に係る安全性について	1976. 9. 8
	4. 使用施設等の運転状況(1976年度第2四半期)について	1976. 12. 16
	5. 使用施設等の運転状況(1976年度第3四半期)について	1977. 1. 18

### 1A.3 東京地区の安全衛生管理

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

No accidents occurred in the Headquarters and Radioisotope School in the year.

Medical examinations of the general personnel and special examinations of the radiation workers showed no occupational diseases.

#### A.3.1 概 要

東京地区においては、1976年度は、

- (1) 健康診断の内容の充実
- (2) 安全衛生週間行事の実施

を重点項目として、安全衛生管理計画を立案した。このうち、前者については、従来の一般健康診断に加え、成人病診断、体カテスト等を実施した。また、後者については、RI 研修部門で、安全関係映画の上映等の若干の行事を行った以外には、スケジュールの都合等もあり、従来と比較して新しい行事をおこなうことができなかった。(伊加利)

#### A.3.2 安全管理および衛生管理

1976年度を通じ、東京地区における労働災害、職業性疾病の発生件数は0であった。

法定の一般健康診断は7月16日と12月16日に実施し、放射線作業従事者に対する特殊健康診断は、8月11日と12月16日に実施した。その他、1976年度から、成人病検診を年一回おこなうこととし、12月16日に実施した。また体力測定を、10月15日に試験的に実施した。

放射性物質を取り扱うラジオアイソトープ研修部門においても、汚染被曝などの事故はなかったが、安全管理をより一層強化するため、安全パトロールの定例化、安全管理に関する部門会議の定例化に努力している。懸案の事故異常時の連絡系統の整備については、連絡一覧手帳を作成し配布した。また化学物質の管理を強化するため、化学物質安全管理ワーキング・グループを発足させ、検討を進めている。(伊加利)

# 1 B 東海研究所

Tokai Research Establishment

## 1 B.1 安全管理

### Safety Management

1. Office of Operational Safety Administration was set up in Tokai Research Establishment to strengthen reactor and nuclear fuel facilities.
2. A Committee of Physical Protection was formed; principles of P.P. were studied.
3. Safety regulations of nuclear-material facilities in Tokai Research Establishment were set up.
4. Safety education and on-the-job training for prevention of accidents were carried out.
5. About 60% of the safety problems pointed out were resolved.
6. Safety inspection of waste disposal facilities was carried out.
7. Water leakage from a clean drain sump of JPDR was the only incident; no contamination was caused, however.
8. Safety management was carried out as scheduled.

### B.1.1 概要

東海地区における原子炉施設および核燃料使用施設等の保安管理を強化するため、臨時組織として「保安管理室」が設置された。

東海研究所核物質防護対策臨時委員会を発足させ、核物質の防護に関する基本方針を検討した。東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定が制定された。

安全教育訓練については、法令によって就業が制限される危険有害業務の就業資格取得を目的とした講習会等を重点的に進めた。

1975年度に引きつづき、「安全確保上もっとも重点的に解決を要する問題点」のフォローを実施し、約60%解決済であることを確認した。

排気、排水設備の安全性確認を重点的に実施した。

事故、異常では、JPDR クリンドレンサンプラからの漏水があったが、大事には至らなかった。

(Table B.1.7-2 参照)

その他安全管理の定常業務は予定どおり実施できた。

(成井)

### B.1.2 保安管理室の設置

東海地区における原子炉施設および核燃料使用施設等の保安管理を強化するため、1976年5月10日、理事長達(51達第16号)をもって、約1カ年の臨時組織として「保安管理室」が

設置された。

保安管理室は、東海地区において次のような業務を行うことにより、設置の目的に沿って一定の成果を収めた。

- (1) 原子炉等の保安管理の総括に関すること。
- (2) 保安管理システムの調査に関すること。
- (3) 保安管理体制の検討に関すること。

なお、保安管理室は次のように若干特異な人負構成がとられた。室長・東海研究所安全担当副所長（職位指定）、室員5名（うち3名は他部兼務）、このほかに原子炉主任技術者（8名）、電気主任技術者（2名）、放射線取扱主任者（1名）および核燃料取扱主任者（1名）の計12名が保安管理室兼務として発令された。（丸山）

### B.1.3 管理業務

#### (1) 委員会等の活動

##### (a) 安全委員会

3回（第72回～第74回）開催し、1976年度東海地区安全管理実施計画等について審議した。

##### (b) 使用施設等運転委員会

7回（第88回～第94回）開催し、「モデル格納容器スプレイ効果試験施設設置に係る安全性について」ほか27件について審査等を行った。

##### (c) 一般施設等安全審査委員会

4回（第5回～第8回）開催し、「軽水炉一次冷却系配管試験装置に係る安全性について」ほか1件の審査を行った。

##### (d) 東海研究所核物質防護対策臨時委員会

当臨時委員会は、東海研究所の核物質防護対策を検討するため、1976年10月1日に東海研究所安全担当副所長を委員長として、発足した。1976年度内に5回開催され、核物質防護に関する基本方針、関係諸規定などを検討するとともに、関係組織の業務の調整などを行った。

##### (e) 部安全管理担当者連絡会議

3回開催し、安全パトロール等について連絡調整を行った。

（坂本，大内）

#### (2) 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) 保安規程の改正

東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定とその下部規定（原子炉施設にも適用される。）としてあらたに制定されることとなった東海研究所核燃料物質計量管理要領および東海研究所核燃料物質防護基準（所長通達）が、1976年12月10日に施行された。これは、各施設ごとに制定されている東海研究所の各施設の保安規程を原子炉施設保安規定と核燃料物質使用施設等保安規定に統合一元化するとともに、放射線管理および廃棄物管理に関する規定をも包括させる作業の一環として行われたものである。なお、原子炉施設保安規定の統合一元化作業は、1977年度完了を目途にして進められている。（佐々木）

## (ii) 一般高圧ガス危害予防規程の整備

現行の高圧ガス作業主任者に代えて、高圧ガス保安統括者、同保安管理技術者および同保安係員等を設置し高圧ガス保安管理体制の強化を主眼とする高圧ガス取締法令の改正

(1975年9月法、1976年2月規則)に伴ない、一般高圧ガス危害予防規程の全面的な改正作業を進め、1977年2月に茨城県庁あて改正案を提出し、認可のために必要な審査を受けている。(磯崎)

## (b) 官公庁手続

1976年度の対官公庁申請、性能検査受検、報告等の件数は、合計182件であり、その内訳は、次のとおりである。

原子炉等規制法関係：66件、放射線障害防止法関係：16件、ボイラーおよび圧力容器安全規則関係：42件、クレーン等安全規則関係：14件、電離放射線障害防止規則関係：3件、高圧ガス取締法関係：25件、大気汚染防止法関係：2件、毒物および劇物取締法関係：1件、火薬類取締法関係：4件、原子力施設の安全確保および環境保全に関する協定関係：7件。

なお、1976年11月1日付け51安局(核規)第4号および1976年12月20日付け51安局第447号による科学技術庁原子力安全局長の通達により、核燃料物質使用規則第7条第4項の規定に基づく放射線管理報告書のほかに従事者の被曝線量を、また原子炉設置、運転規則第28条第3項の規定に基づく放射線管理等報告のほかに原子炉施設の放射線廃棄物等の管理状況を、それぞれ1976年度から四半期および年度ごとに同局長あて報告すべきこととされ、これに応じて所要の報告を行った。

## (c) 点検検査

1976年度に実施した官公庁による立入検査等は次のとおりである。

- (i) 6月1日～6月2日……………科学技術庁原子炉規制課による1975年度廃棄物処理場保安規程遵守状況調査
- (ii) 11月1日～11月18日(9日間)……………科学技術庁水戸原子力事務所による放射線障害防止法に基づく立入検査
- (iii) 11月24日……………水戸労働基準監督署による特定化学物質等障害防止規則に基づく立入検査
- (iv) 12月16日……………科学技術庁原子炉規制課による1976年度放射線管理規程遵守状況調査(10,000KW以上)
- (v) 3月20日……………茨城県庁による火薬類取締法に基づく立入検査
- (vi) 3月31日……………科学技術庁水戸原子力事務所による1975年度放射線管理規程遵守状況調査(10,000KW未満) (磯崎)

**B.1.4 安全啓蒙と安全教育**

## (1) 安全ニュースの発行

3回(No.61～No.63)発行した。

## (2) 安全週間行事

7月1日から7日までの全国安全週間にちなみ、安全放送、安全パトロール、安全講習等を実

施した。

(3) 安全教育訓練

法令に基づく就業資格取得のための教育訓練を主体に実施した。また、保安規定適用施設の関係者を主な対象として、1975年度に引続き、安全管理技術講演会を開催した。1976年度における安全教育訓練の実施状況は、Table B.1.4-1のとおりである。 (丸山, 坂本)

Table B.1.4-1 安全教育訓練(東海研究所 1976年度)

内 容	受講者数	実施月日
1. 免許試験受験のための講習	名	
高圧ガス製造第5(甲機械)講習	2	5月7,8,10日
"  第6(乙機械)講習	2	5月24~26日
"  第4(丙化学)講習	6	6月24~26日
第3種冷凍機械製造保安責任者受験準備講習	2	5月22,23日
ボイラー実技講習	3	4月13,14,17日
1級・2級ボイラー技士受験準備講習	4	5月13,14日
クレーン運転士受験準備講習(学科)	3	6月8,9日
"  (実技)	3	8月21,28日
移動式クレーン運転士受験準備講習(学科)	1	6月14,15日
作業環境測定士(放射線)受験準備講習	10	6月28,29日
公害防止管理者受験準備講習	1	7月27,28日
2. 資格認定講習(技能講習等)		
玉掛技能講習	6	4月28,30日,5月1日
フォークリフト運転技能講習	7	5月12,13日
普通第1種圧力容器取扱作業主任者技能講習	5	7月14,15日
公害防止管理者資格認定講習	2	8月25~27日
作業環境測定士(放射線)指定講習	4	1月17~21日 1月24~28日
3. 危険有害業務特別安全教育		
低圧電気取扱業務特別安全教育	7	6月19日
アーク溶接業務特別安全教育	5	7月16,17日
研削砥石取替および試運転業務特別安全教育	9	9月11日 2月25,26日
4. 資格者講習		
高圧ガス製造保安係員講習	7	1月20日
5. 新入職員放射線安全教育訓練		
大卒(研究系)	28	4月8~10日
高卒(技術系)	19	4月12~14日
6. 安全管理技術講演会		
第2回(セーフティ・アセスメントの基本的考え方)	80	6月11日
第3回(予防から信頼性管理へ)	90	9月8日

7. その他		
電気保安講習	60	6月 24日
安全管理者実務研修	1	7月 14日
ゼロ災推進討議研修	1	7月 29日
全国産業安全衛生大会	4	10月 27, 28日
第5回放射線安全管理講習	3	11月 4日
高圧ガス保安技術講演	4	11月 10日
安全工学研究会	4	12月 2日
公害防止技術講習	3	2月 1日

### B.1.5 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、1974年夏季安全パトロールで指摘された①「安全確保上もっとも重点的に解決を要する問題点およびその後各課室から提起された安全上重要な問題点の総点検」、②「排気・排水設備の安全確保の確認」、③「電気工作物保安規程が適用される施設、設備等の整備状況」、④「整理整頓、とくに不用品の処分」を重点目標にして実施した。

経過は、1975年同様まず各課室毎に、上記各項目について計画、実施。次に部長がこれを中心にパトロールをして実態を把握し、所見を付して所長に報告した。措置状況の結果は、①については1975年度の42%に対し60%の完了をみた。②については、(イ)排気設備については、とくに指摘事項はなく、(ロ)排水設備については、健全性上問題があると指摘のあったタンク・ピット等16基のうち、5基(内2基措置済)に重点的改修、補修を要するものがあった。また、12月23日には安全スタッフ・ラインが随行して「所長安全パトロール」を実施した。

年末の安全パトロールは、12月15日～24日の10日間にわたり、所内一せいに「整理整頓」、「水・ガス・電気まわりの安全点検」を重点目標にして実施した。なお、指摘事項の措置は例年とおり、ラインによる自主解決を原則とした。(舟生)

#### (2) 設備機器の安全審査

一般施設等安全審査委員会による安全審査は、計4回開催され、「軽水炉一次冷却系配管試験装置に係る安全性について」ほか1件の安全審査を行った。また、ラインにより実施した安全審査は、技術部関係114件、安全対策課関係421件で、審査内容は次のとおりである。

電気工作物関係	114件
吊り具、クレーン	42件
高圧ガス、圧力容器	20件
動力伝導工作工具	1件
構造強度	30件
放射線関係	12件
試薬類、その他	316件

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および、高圧ガス、圧力容器、新築建家の空調、給排水設備等の設置について協議した。(舟生)



## B.1.6 災害対策

## (1) 防護活動訓練

1976年度は防護活動訓練を計 33 回実施した。訓練内容は Table B.1.6-1 に示すとおりである。 (内田)

## (2) 防護器材等の整備

1976年度は次の機器の整備を行った。

- (a) 空調呼吸器更新5カ年計画の初年度として、更新および整備を行った。1975年度に引続き、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、交換などを行って性能の維持をはかった。
- (b) 各現場屋上に耐久性のある矢羽根式の風向表示計を7台設置した。次年度以降も各現場について漸次更新していく予定である。 (前沢)

Table B.1.6-1 防護活動訓練状況(東海研究所1976年度)

実施月日	訓練項目	訓練内容
'76 4. 1	防護隊員訓練	個人防護装備の確認・装着訓練
4. 14	"	班別訓練
5. 14	"	防護装備の装着訓練
5. 28	現場応急措置訓練 (NSRR)	消火訓練
5. 31	防護隊員訓練	出動・隊列編成・各班基本行動訓練
6. 7	現場応急措置訓練 (NSRR)	非常事故呼出訓練
6. 18	防護隊員訓練	防護マスクの種類と使用条件の解説
6. 30	"	防護装備の装着訓練(発煙筒で火災を模擬)
7. 23	"	消火訓練(油、木材で火災を模擬)
7. 30	"	無線通信訓練
8. 30	"	無予告夜間出動訓練
9. 17	"	放射線量率測定評価訓練
"	現場応急措置訓練 (研究炉利用課)	消火器・消火栓取扱訓練
9. 24	現場応急措置訓練 (廃棄物処理場)	消火訓練(油で火災を模擬)
10. 1	現場応急措置訓練 (JRR-2)	人身事故の救急・トリチウム汚染の措置訓練
10. 8	防護隊員訓練	非常事故想定訓練
10. 22	現場応急措置訓練 (JRR-3)	非常事故無予告呼出訓練
11. 9	防護隊員訓練	茨城県総合防災訓練の見学
11. 18	現場応急措置訓練 (研究炉利用課)	連絡通報訓練
11. 30	防護隊員訓練	想定事故現場建家の状況把握(再処理特研)
12. 24	"	防護器材の取扱いおよび点検
'77 2. 28	防護隊員訓練	想定事故現場建家の状況把握(JRR-3)
3. 9	現場応急措置訓練 (SHE)	非常連絡および空気呼吸器の取扱訓練

3. 16	防護隊員訓練	総合防護活動訓練の予備机上訓練
3. 17	〃	新防護隊員に対する業務内容解説
〃	現場応急措置訓練 (JRR-4)	夜間無予告出動訓練
3. 28	防護隊員訓練	班別訓練
〃	現場応急措置訓練 (ホットラボ)	非常連絡訓練
3. 29	現場応急措置訓練 (TCA)	火災発生時の応急措置訓練
〃	防護隊員訓練	総合防護活動訓練の予備実施訓練
3. 31	防護隊員訓練	総合防護活動訓練
〃	現場応急措置訓練 (JRR-4)	地震発生時の措置訓練
〃	現場応急措置訓練 (JRR-3)	総合防護活動訓練

### B.1.7 災害事故発生状況

#### (1) 労働災害

1976年度は、不休災害12件(1975年度8件)、休業災害3件(休業延べ日数37日)(1975年度1件8日)計15件の労働災害が発生した。また、災害率は度数率0.88(1975年度0.31)、強度率0.01(1975年度0.0025)である。1976年度における労働災害の発生状況をTable B.1.7-1に示す。(前沢)

#### (2) 放射性汚染および被曝

1976年度の放射性汚染および被曝の発生状況、原因、処置、対策についてTable B.1.7-2に示す。(内田)

Table B.1.7-1 労働災害発生状況(東海研究所 1976年度)

発生日	発生場所	被災者所属	状 況	部位・傷名・被災程度
1976年 4.20	ホットラボ (黒鉛試験室)	黒鉛材料研究室	黒鉛試験室内の測定装置を廊下へ搬出する際、ドアのところで装置を傾けた(ドアの高さよりも装置の方が高いため)ところ、装置の上に放置されてあった鉄板(約2.5Kg)がずり落ち作業者の頭部に当たった。	頭部打撲 (不休)
6. 4	NSRR (外側パーソナルドア)	NSRR管理室	カプセル運搬のため、運搬用台車を原子炉棟から搬出し、共同作業者がパーソナルドアを閉じた際、被災者の指がドアに触れていたため、ドアにはさまれた。	左手第3指挫傷 (不休)
7.29	JPD R使用 済燃料貯蔵建家	動力試験炉技術課	使用済燃料輸送容器18トンを送るため、コンクリートキャスク4.2トンを搬出作業中、フォークリフトの荷台の鉄枠が正規の位置からずれたので、元に戻そうとして指をはさまれた。	右手第3、4指挫滅創及び第4指手骨折(不休)

7. 29	NSRR 炉室 1階	NSRR管理 室	実験物取扱架台設置工業請負業者の作業員が炉室1階の壁に立てかけておいたアルミ製ハシゴを運ぼうとしたとき、足をすべらせて転倒し、近くにいた当所職員の頭部と首部にハシゴが当たった。	頭部打撲、頸推捻挫（休業27日）
8. 16	JFT-2実 験室	プラズマ実験 研究室	旋盤でデルリン棒を加工中、刃物レバーを操作したところ回転していたチャックに触れた。	右手、第2指爪裂傷（不休）
9. 10	JFT-2a 実験室	炉心工学研究 室	JFT-2a 装置のフランジ取付作業中、足場（椅子）が倒れて転倒した。	胸部打撲（不休）
9. 28	RI製造	製 造 課	鉛容器をホットセル中で上蓋を開ける作業中、蓋のストッパーが摩耗していたため、蓋（約20kg）がすべり落ち、鉛容器をさへていた右足にあたった。	右下腿部挫傷（不休）
10. 22	研究1棟	燃料安全研究 室	照射済UO <sub>2</sub> ペレット試料を硝酸-塩酸混合液に溶解作業中溶液が突沸して左手に軽火傷を負った。	左手第1指局部火傷（不休）
11. 15	ホットラボセ ル操作室	ホットラボ	通路の工事用塩ビ管でつまづいて、転倒し、整理棚のガラスで左手首を切傷した。	左手首切傷（不休）
11. 17	事務1棟玄関 前	庶 務 課	自動車に乗車しようとして、水溜りですべって、転倒し右手の指を骨折した。	右手第4指骨折（休業9日）
12. 17	構内食堂	厚 生 課	給食作業準備中、アルミ製食籠につまづき転倒し、そばのステンレステーブルの脚部で前頭部を切った。	前頭部挫傷（休業1日）
12. 22	研究1棟	分析センター	秤量ピンを洗浄中ガラスで右手を切傷した。	右手第2指切傷（不休）
1977年 1. 7	JFT-2実 験室	核融合装置技 術管理室	照明器具の点検作業中、工事現場の床に出ていたアンカーボルトを踏んだ。	右足底部刺傷（不休）
1. 18	JRR-3炉 室	JRR-3管 理課	鉛キャスクをクレーンで吊り上げ作業中、ハッチを通過する時ワイヤーを押えて誘導していたため、滑車ではさまれた。	左手、第4指第2関節および第5指第1関節環指挫滅症（不休）
2. 21	放射性汚染処 理課除染ホー ル	放射性汚染処 理課	ホースから約80℃の熱湯をステンレス容器に立てかけて注水していたが、ホースが倒れて、近くに居た被災者の足にかゝり火傷した。	右足部火傷（不休）

Table B. 1.7-2 放射性汚染および被曝 (東海研究所 1976年度)

発生年月日 発生発見	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
1976年 4/1	JPDR (クリー ンドレン サンプ)	漏水	原子炉補給水の造水量が通常に比して増加していることが、3月13日に認められたため、原因調査を進めていた。クリーンドレンサンプ(CDS)の自動排水ポンプの汲み上げ回数が減少していることから、同サンプに異常があるのではないかと疑いがもたれ、詳細検査の結果、3月24日に同サンプ内張り鋼板底部すみ肉溶接部に破損が生じていることが発見された。しかし、外側にコンクリート槽があるの で、他のサンプ等に異常がないかどうかを調査するため、当該破損箇所を仮補修して検査を実施した。その結果、4月1日に至り、CDSの他の箇所及び他のタンク類には異常のないことが確認され、補給水の増加の原因は、CDS内張り鋼板底部溶接部の破損箇所から外側のコンクリート槽を通して砂中に漏洩したものと判断された。	核種 <sup>60</sup> Co, <sup>58</sup> Co サンプ内の水中の放射能濃度 <sup>60</sup> Co ; 4.3 × 10 <sup>-8</sup> ~ 3.4 × 10 <sup>-6</sup> μCi/cm <sup>3</sup> <sup>58</sup> Co ; 4.0 × 10 <sup>-7</sup> ~ 3.1 × 10 <sup>-5</sup> μCi/cm <sup>3</sup> 漏洩 RI 量 (推定量) <sup>60</sup> Co ; 1.4 mCi <sup>58</sup> Co ; 13 mCi 漏洩水量 : 960 トン (推定) 漏洩の発生時期は、同サンプの流入水量と排水量の差及びプラント全体の水パランスの評価の結果、50年1月以降と判断され、漏洩水量は最大に見積って推定された。	○内張り鋼板すみ肉溶接部の破損原因 昭和43年2月の鋼板内張り施工の際、板厚の選定が適切でなく、かつ、作業環境が悪かったため、溶接施工が不十分となり、さらに、内張り鋼板がコンクリート槽に密着していなかったため、鋼板外側に生じた溜り水による長期間の腐食によって鋼板外側底部が腐肉し、これにサンプ水の流入、流出の反復による過大応力の繰り返し疲労が加わったため、破損に至った。 ○コンクリート槽からの漏洩の原因 昭和42年7月の流入配管経路変更工事の際に施工したコンクリート槽側壁の補修工事が十分でなかったため、流入配管貫通部の一部に亀裂が生じ、加えて、コンクリート槽側壁の流入配管貫通部のいわゆる箱抜き施工時には、クリーンドレンサンプ建設当時における	①同サンプの破損箇所を溶接し、仮補修した。 ②漏洩放射能の評価	○漏洩防止対策 (JPDRサンプ類) ① コンクリート槽は、所要の整備を行ったうえで、ドライビッドとして使用し、内部に鋼製容器を設置するとともに、流入配管は、サンプ水を同容器上部から流入しうるように経路を変更する。さらに、コンクリート槽の底部に漏洩検出器を設け、鋼製容器から漏水があった場合は、直ちにこれを検出しうるように整備する。 ② 運転、保守及び技師管理面の改善を行うこととし、定期検査時には水張りテスト等によりサンプ類の健全性を確認するほか、巡視点検、サンプ類への水の流入状況のチェック及び運転データのチェックを克明に行い、漏水の再発防止を図ると	4/15日付 JPDR漏水事故調査委員会が設置された。 同調査委員会にサンプ等対策専門部会が設置された。

発生 年月日 発生	発生 場所 発生	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
4/16	処理処分 開発棟 (小実験 室)	表面汚 染	放射線管理課による定期表 面汚染検査で、小実験室床面 及びフード内の表面汚染が検 出された。	核種 $^{137}\text{Cs}$ 表面汚染密度 フード：最大( $\beta$ ) $1 \times 10^3$ dpm/100cm <sup>2</sup> 床：最大 $1 \times 10^3$ dpm/100cm <sup>2</sup> RI作業靴： $1 \times 10^3$ dpm 汚染面積：約5m <sup>2</sup> 内部被曝検査の結果被曝はな かった。	コンクリートの充填不良 によって生じた間隙があっ たため、内張り鋼板の破損 箇所から漏水した水が、こ れらの亀裂箇所と間隙を通 して外部に流出した。	①除染作業の実 施（検出感度以 下となった） ②内部被曝検査 の実施。	① RI 取扱い時の基本 の遵守 ② 実験者間の連絡を密 にする	
4/26 4/27	研究1棟 (049室)	被 曝	X線発生装置を使用して測 定器の校正中、エックス線シ ャッタが開いた状態であった のに、誤まって照射室に入り	被曝線量 700 mrem (推定) フィルムバッジ現像結果は 340 mrem であったが、同様 な作業を2回行っており、うち	①照射室に入る時にエック ス線シャッタが閉じている かどうかの確認をしなかつ た。	臨時フィルムバ ッジの現像及び 被曝線量の評価	シャッタと連動したイ ンターロックを設ける。	

発生月日 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
5/10	廃棄物処理場 (低レベル 廃液排水 管)	汚 染	一時貯蔵施設の新設工事に 障害となる圧縮処理施設の底 レベル廃液排水管を撤去した ところ、埋設排水管周囲の砂 に若干の汚染が発見された。	核種 <sup>137</sup> Cs, <sup>60</sup> Co 砂の汚染濃度 最大 $5 \times 10^{-4} \mu\text{Ci/g}$ 平均 $5 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/g}$ 汚染砂の量 0.6 m <sup>3</sup>	排水管の継目等から廃液が 滲み出た。	①汚染した上砂 を回収した。 ②排水管、料を 撤去した。 (上記作業は5 月10日に実施 した。	①不要排水管の早期撤 去を実施する。 ②配管の一部などを撤 去した場合は、残存部 の表示、記録を行い、 廃液が漏洩しないよう に措置する。	
6/10	JRR-2 (ポンプ 室入口)	被 曝	He 流量計内に溜った重水 をドレーンするため、ストロ ークポンプで作業中、同ポン プに使用していたホースが破 れ、作業者、立合の放管員の 顔、服等に重水が飛散した。	核種 <sup>3</sup> H 空气中濃度 $3 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/cm}^3$ (飛散5分後の値) 床に流れた重水の量 ~100 cm <sup>3</sup> 内部被曝検査結果 A: 体組織 12 mrem(life) B: " 13 C: " 10 以下	ストロークポンプに使用す るホースの使用前の点検が 不十分であった。	①身体等の汚染 チェック ②身体汚染の除去 ③飛散した重水 の回収及び除去 (エアラインマ スク着用) 発生 後10分以内に 作業は終了した。	①ホースの使用前点検 を確実に行うよう徹底 する。 ②ストロークポンプの 使用法についても再検 討する。	
7/29	Pu研1棟 (101号室)	空気汚 染	101号室のローカルサンブ リングフィルタの測定結果、 放射能が検出された。	核種 <sup>243</sup> Cm, <sup>244</sup> Cm 空气中放射能濃度 $2.5 \times 10^{-11} \sim 1.1 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}$ -h/cm <sup>3</sup> (積算濃度) 内部被曝量の推定 不斉(肺) ~ 10 m rem未満	Cm約70 $\mu\text{g}$ をグローブボ ックス内で白金属に焼付作 業を行った後、グローブボ ックスから白金属を取り出 し、石英アンプルに挿入の 際、空気汚染が発生したも	①尿、便による 内部被曝検査 ②肺モニタによ る測定の実施 ③モニタリング方法の 検討	①試料取扱量取出方法 等の検討 ②防護マスク着用の徹 底 ③モニタリング方法の 検討	

発生月日 発生	発生場所 発見	事故の 種類	発生状 況	汚染・被曝等の状況	原因	処置	対策	備考
9/9	JPDR 格納容器 内地下2, 3階	溢水	燃料プールに水張りをやって いたところプール水がオーバー フローし、格納容器内地下2, 3階に浸水して床汚染が生じ た。	汚染・被曝等の状況 排泄物(尿,便)全身計測の 結果 検出感度以下  核種 $^{60}\text{Co}, ^{60}\text{Co}$ 溢水したプールの放射能濃 度 gross $\beta$ 約 $10^6 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 溢水量 約 $8 \text{ m}^3$ 表面汚染密度 最大 $3 \times 10^3 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ 平均 $4 \times 10^2 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$	燃料移動時に水位計を停止 して作業をした。作業後、 水位計を復帰しないので水張 りを行ったためアラームが 吹鳴せず、水位確認ができ なかった。	①一時立入禁止 ②汚染区域の除 染(9月10日実 施、検出感度以 下となった)	①操作の事前検討の徹 底 ②水張り時は十分な監 視のもとに行う。 ③燃料プールの水位計 の復帰を確実にを行う。	
10/1	廃棄物処 理場	汚染	放射線管理課の定期管理区域 周辺サーベイでグレイプヤー ド大型建へい体廃棄設備付近 の地表面の汚染を検出した。	核種 $^{137}\text{Cs}$ ①汚染密度の高い部分 $10^6 \text{ dpm}/5 \text{ cm}^2$ $1 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{g}$ 面積 $\sim 500 \text{ cm}^2$ 深さ $\sim 10 \text{ cm}$ ②汚染密度の低い部分 (面積約 $5 \text{ m}^2$ ) $10^3 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$	高濃量率の廃棄物を搬入し た際に汚染が発生したもの と推定される。	①汚染区域への 立入禁止 ②汚染土砂の回 収(10月4日 終了)	作業終了後の汚染検査 を徹底する。	
10/21	研究1棟 (309号 室)	汚染	放射線管理課の定期スミヤで 放射化学研の実験室に床汚染 を検出した。詳細に調査した ところ、廊下、ズボン折返し 部、RI靴が汚染していた。	核種 $^{140}\text{Ba}-^{140}\text{La}$ 汚染密度 309号室床最大 $6.5 \times 10^4$ dpm/100 cm <sup>2</sup> 平均 $6.9 \times 10^3$ " 廊下 最大 $2.5 \times 10^4$ " 平均 $5.6 \times 10^3$ "	照射 $\text{UO}_2$ を入れたカラ ムをドラフトから装置へ移 す際カラムに付着した粉末 の一部が飛散し汚染した。 廊下の汚染はRI靴で拡げ たものである。	①汚染区域への 立入禁止 ②除染作業の実 施(10月21日除 染済検出感度以 下となった。)	①カラムの端をふさい で、移動時の粉末飛散 を防止する。 ②カラム移動時の汚染 検査の実施	

発生日	発生場所	事故の種類	発生状況	汚染・被曝等の状況	原因	処置	対策	備考
10/22	研究1棟 (319号 室)	汚染被曝 (左手 指部)	250ccピーカーの蓋を置いた状態で、F Pを王水に溶解した。溶解後、蓋を外し、溶液の入ったピーカーを振り混ぜてから、再びその蓋をピーカーの上に置いたところ、溶解中に同蓋の裏に付着した水滴が溶液中に落下した。そのとき、溶液が突沸し周囲に飛散し、実験者の身体、室内床面に汚染が生じた。	核種 $^{137}\text{Cs}$ 汚染密度 両手指先 $4 \times 10^2 \mu\text{Ci}/5\text{cm}^2$ 衣服 $3 \times 10^3 \mu\text{Ci}/5\text{cm}^2$ 床 最大 $3 \times 10^4 \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 平均 $5 \times 10^6 \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 室内空気中濃度 検出感度以下 ( $< 5.3 \times 10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) 外部被曝 左手指部 490 mrem/life 内部被曝 全身に 10 mrem/life 以下	蓋の裏の水滴中に過酸化水素が残っていて、それが落下し、硝酸の分解を促して突沸を招いたものと推定される。	①汚染区域への立入禁止 ②両手指先等の除染 ③左手指部軽火傷の治療 ④正確な被曝量の算定 ⑤汚染区域の除染(10月23日済) 検出感度以下となった)	化学薬品の組合せ使用には突沸防止対策等十分な措置を講じたのち行う。	
1977年 1/17	第2研究棟(固体物理第1研究室)	汚染	放射線管理課の定期スミヤで041室等に汚染が検出された。詳細に汚染の範囲を調査したところ、廊下、階段などの非管理区域にも拡大していた。	核種 $^{134}\text{Cs}$ 汚染密度 047室 最大 $10^5 \text{dpm}/5\text{cm}^2$ 平均 $2 \times 10^4 \text{dpm}/100\text{cm}^2$ 041, 043室 最大 $10^4 \text{dpm}/5\text{cm}^2$ 平均 $4 \times 10^3 \text{dpm}/100\text{cm}^2$	照射カプセルから石英アンブル ( $\text{Li}_2\text{O}_2$ ) を取り出し、測定用金属容器に移し変えた際、石英アンブルが破損し照射物が漏れた。	①内部被曝検査 ②汚染区域の除染	①今までと異なったRRIを取扱う場合は事前協議を放射線管理課と行う。 ②外来研究者に対する教育訓練を徹底する。	



発生日 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
1/21	研1	内部 被曝	ヒューマンカウンタによる定期測定の結果、放射化学研究室2名の体内汚染が検出された。	地下廊下西側半分最大 $3 \times 10^3$ dpm/100cm <sup>2</sup> 実験者靴 $1.5 \times 10^4$ dpm/5cm <sup>2</sup> スボン約 $10^5$ dpm/5cm <sup>2</sup> 内部被曝検査結果 検出感度以下	白金板に <sup>249</sup> Am ~ <sup>252</sup> Cf を焼き付けた照射試料を溶解、焼付操作をした際、白金の不純物である <sup>192</sup> Ir が飛散し、吸入した。	定期検査により体内被曝が検出されたので、精密測定を実施した。	焼き付けをドラフト内で行う。	ドラフト内で焼付操作を行う予定であったが装置がドラフト内に入らなかった。
2/21	R I 棟 (405号室)	被 曝	粉末試料(希土類元素)をガラスアンブルから取出し、硝酸で溶解する操作を行った後手の汚染検査をしたところ汚染が検出された。放射線管理課が調査した結果、実験衣、床、フード、鼻孔等も汚染していることが判明した。	核種: <sup>152</sup> Eu, <sup>153</sup> Gd 等 11 核種 汚染密度 右指 $1.5 \times 10^4$ dpm/cm <sup>2</sup> ひら $9 \times 10^3$ " " 左指 $3 \times 10^3$ " " ひら $3 \times 10^3$ " " 床 $9 \times 10^3$ dpm/100cm <sup>2</sup> 平均 $1 \times 10^3$ " " 鼻孔スミヤ $1.6 \times 10^{-4}$ $\mu$ Ci 人差指の被曝線量 14.1 rem ビーカーの上端から溶液の上面に指が出ていたと仮定して計算によって評価した値である。	①粉末試料がガラスアンブルから取出す操作の際、ビニール袋等を使用して飛散防止を行わなかったためである。 ②試料(放射線量)の取扱前の評価が不十分であった。 ③指の被曝はビーカーを持った際にビーカーの上端から内側(溶液の上面)に指が出ていたためである。	①手の汚染除去 ( $10^2$ dpm 以下になった) ②ぬれウエスによる床の汚染除去 ( $200$ dpm/100 cm <sup>2</sup> ) 以下となった。 ③ビーカーの上端から出ていた人差指の被曝評価	①粉末試料の取扱方法の改善(グローブボックス、ビニール袋等の使用) ②取扱放射線の低下 ③トンダ等の使用 ④事前評価システムの確立	

### B.1.8 環境保全

#### (1) 排水およびばい煙の監視

東海研究所の一般排水溝から排出する排水について、毎月1回水質検査を実施した。その結果、水質汚濁防止法に定められている排水基準を満足するものであったが、連続監視によるpH値が基準値を超えたことが数十時間あり、その原因の大半は判明できなかった。

ばい煙発生施設から排出するばいじん量等について測定を実施したが、いずれも大気汚染防止法に定められている基準値以下であった。

#### (2) 有害廃棄物の管理

1975年度に実施した有害廃棄物保管量の調査結果に基づき、PCB含有物、使用済金属水銀および水銀乾電池等について委託処理処分を前提として回収した。

このほか産業廃棄物処理法令の規制強化に伴い、関連法令の調査および東海研究所における産業廃棄物の排出について調査を実施した。 (雨沢)

## 1 B.2 個人被曝線量の管理

### Personnel Monitoring

In external exposures, the maximum and average doses in the whole body per person were 1380 mrem/yr and 21 mrem/yr respectively, and the maximum dose for the hand was 14100 mrem/yr.

In internal exposures, the method of selecting persons for routine monitoring was altered. Among workers handling various non-sealed radioactive materials the persons for internal contamination monitoring were selected according to the types of work based on toxicity of handled nuclides and risk of the absorption to the body and also to the degree of difficulty in detecting internal contaminations and the occurrence probability of contamination events shown by the preceding five-year statistics.

Two persons contaminated with iridium-192 were found by routine chest monitoring, but the estimated doses of the two were the same and as small as 54 mrem/life time. Eleven other cases were examined by special monitoring but all the doses were below 13 mrem.

#### B.2.1 概 要

個人外部被曝管理について、全事業所の職員、常用用員および長期外来者（以下職員等という）1,942名、短期外来者延2,171名および研修生延611名の被曝線量測定と記録の保管を実施した。全身被曝は問題なかったが、局部被曝で要警戒以上の被曝（手；14,100 mrem/4日）が1名あった。職員等の年間平均全身被曝線量は、21 mremで1975年度（18 mrem）より約17%増加した。また年間最大全身被曝線量は1,380 mremであった。

新被曝線量記録処理コードは、出力部分を除いて完成した。この新処理コードにしたがって、前年度に引きつづき1957年度からの全被曝線量記録の点検整備を実施した。この作業は次年度9月末までに終了させる。（沼宮内）

1976年度の個人内部被曝管理においては、東海研究所内の組織変更にもなつて、尿検査、体外計測検査の対象となる被検者の指定について、再検討する必要が生じた。またこれを機会に従来ややあいまいであった被検者の抽出基準も客観性のあるものに改正し、これによって被検者の総数、各課室への割当数を決定した。

また当該年度に実施した定期計測から、2名の有意な体内汚染者を検出した。

臨時検査は、排泄物検査、体外計測を合わせて、年間12件19名について実施した。このうち体内汚染を検出したものは4件7名であった。定期計測で検出したイリジウム-192の吸入汚染の2名については、臨時計測としてさらに精密測定を反復して残留汚染を追跡した。被曝線量は両者とも54 mrem(life)と推定されるにとどまった。この線量は年度内に発生して観測された被曝の最高値で、他は、被曝評価上問題となる高い被曝ではなかった。（矢部）

## B.2.2 外部被曝線量の管理

### (1) 全事業所統計

全事業所における外部被曝線量の管理対象者は、職員等 1,942 名（1976 年度末）で、1975 年度末の 1,874 名より 68 名増加した。フィルムバッジおよびリングバッジの貸出数を、作業別および四半期別に Table B.2.2-1 に示す。職員等の全身被曝線量分布を、四半期別と年間に分け、それぞれの平均被曝線量と最大被曝線量を Table B.2.2-2 に示す。職員等の年間平均全身被曝線量は 21 mrem であり、1975 年度（18 mrem）より約 17% 増加した。年間最大全身被曝線量は 1,380 mrem で、FCA における作業被曝である。

1957 年度からの職員等の年度別年間全身被曝線量分布、平均および最大被曝線量を Table B.2.2-3 に示す。ここ 3 年間の被曝統計では、年間 100 mrem 以上の被曝者数に大きな変化はない。しかし、検出限界線量以上から 100 mrem 未満の被曝者数は、1975 年度に比較して約 100 名増加しており、年間平均全身被曝線量は、ほぼ 1975 年度と変化ないことから、被曝の平準化の傾向がうかがえる。

各事業所別の職員等の年間全身被曝線量分布、平均および最大被曝線量を Table B.2.2-4 に示す。大阪研究所には、検出限界線量以上の被曝者はなかった。その他の事業所における年間平均全身被曝線量は、大洗研究所のほかは各事業所とも 1975 年度に比較して、多少増加した。

### (2) 東海研究所統計

東海研究所の職員等の全身被曝線量分布を四半期と年間に分け、それぞれの平均および最大被曝線量を Table B.2.2-5 に示す。管理対象人員は 1,390 名（1976 年度末）で 1975 年度末より 64 名の増加であった。また年間平均被曝線量は 24 mrem で、1975 年度より 20% 増加した。年間最大全身被曝線量は 1,380 mrem でこれは、FCA における作業被曝である。（西）

Table B. 2.2-1 フィルムバッジおよびリングバッジの貸出数

（全事業所：1976 年度）

測定器 \ 対象者	職員および 長期外来者 (名)	研修生 (名)	短期外来者 (名)	合計 (名)	管理期間
フィルムバッジ	1,943	134	350	2,427	第1四半期
	1,907	156	587	2,650	第2四半期
	1,928	127	720	2,775	第3四半期
	1,942	194	514	2,650	第4四半期
リングバッジ	62	0	7	69	第1四半期
	89	0	18	107	第2四半期
	87	0	9	96	第3四半期
	91	0	26	117	第4四半期

Table B. 2.2-2 職員等の全身被曝線量（全事業所：1976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 線量未満	$D^* < 100$	$100 \leq D < 300$	$300 \leq D < 1000$	$1000 \leq D$		
第1四半期	1,943	1,774	159	7	3	0	5	820
第2四半期	1,907	1,764	118	17	8	0	6	890
第3四半期	1,928	1,718	185	23	2	0	6	520
第4四半期	1,942	1,772	159	6	5	0	5	440
年間	1,942	1,555	271	93	21	2	21	1,380

\*D: 全身被曝線量 (mrem/四半期または年間)

Table B. 2.2-3 職員等の年度別年間全身被曝線量（全事業所 1957~1976年度）

年度	職員等 (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 線量未満	$D^* < 100$	$100 \leq D < 300$	$300 \leq D < 1000$	$1000 \leq D$		
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	1,145
1962	775	344	361	54	15	1	44	1,820
1963	942	519	360	48	15	0	30	915
1964	1,036	657	243	107	25	4	44	1,485
1965	1,160	671	299	120	63	7	61	2,060
1966	1,245	944	149	119	32	1	34	1,110
1967	1,704	1,275	235	145	49	0	34	750
1968	1,756	1,233	246	193	74	10	57	3,230
1969	1,794	1,271	272	186	59	6	45	1,620
1970	1,831	1,134	384	216	84	13	62	1,950
1971	1,863	1,177	385	222	70	9	53	1,060
1972	1,900	1,305	303	192	87	13	58	2,480
1973	1,821	1,402	222	143	46	8	37	2,090
1974	1,802	1,482	173	107	38	2	27	2,540
1975	1,874	1,598	172	87	14	3	18	1,900
1976	1,942	1,555	271	93	21	2	21	1,380

\*D: 年間全身被曝線量 (mrem/年)

Table B. 2.2-4 職員等の年間全身被曝線量 (事業所別: 1976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 線量未満	D* < 100	100 ≤ D < 300	300 ≤ D < 1000	1000 ≤ D		
東海研究所	1,390	1,084	215	71	18	2	24	1,380
高崎研究所	156	152	3	1	0	0	2	110
大阪研究所	22	22	0	0	0	0	0	0
RI 研修所	18	16	2	0	0	0	6	60
大洗研究所	356	281	51	21	3	0	18	470
全事業所	1,942	1,555	271	93	21	2	21	1,380

\*D: 年間全身被曝線量 (mrem/年)

Table B. 2.2-5 職員等の全身被曝線量 (東海研究所: 1976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 線量未満	D* < 100	100 ≤ D < 300	300 ≤ D < 1000	1000 ≤ D		
第1四半期	1,371	1,219	142	7	3	0	6	820
第2四半期	1,302	1,196	87	11	8	0	6	890
第3四半期	1,365	1,204	141	18	2	0	7	520
第4四半期	1,390	1,252	128	5	5	0	5	440
年間	1,390	1,084	215	71	18	2	24	1,380

\*D: 全身被曝線量 (mrem/四半期または年間)

### B.2.3 内部被曝線量の管理

#### (1) 排泄物検査

定期検査を実施するにあたり、毎年、年度始めに非密封放射性物質取扱い作業者の実態を調査している。1975年度にプルトニウム燃料研の大洗への移動、ウラン濃縮研の解散など、東海研の内部組織に変更があったため、1976年度の調査結果では非密封放射性物質取扱い作業者の所属、作業内容等に若干の変更が示された。定期検査では、対象となる被検者として非密封放射性物質を常時取扱っている作業者の中から、試料処理または測定可能な数を勘案し、実際の数を選んでいる。従来このようにして各課室に割り当てる被検者の数は、必ずしも一定の基準によったものではなかった。すなわち、各課室に配布する被検者の数について、特定の課室から強い実施要請があったとき、割当数の増加によって対応する場合がしばしばあった。1976年度は、作業者の状況に変化が見られたのを機会に、従来、体内汚染発生の経験や核種の一般的な危険性などを基礎に、定期的に、またやゝ恣意的に定められていた被検者数の割当を改善する試みを行った。すなわち、取扱い核種の危険度、体内吸収の難易、作業環境への放出の程度等の全般的観点から作業場を着目し、それに関係する作業者をまず分類する方針をとった。そして、この結果、分けられた作業者群に、分析測定法による検出の難易や過去5年間の臨時検査による体内汚染検出の統計によって重みづけられた1または1未満の係数を割り当て、対象となる作業者数にこの係数を乗ずることによって、被検者数が示されるようにした。このような方式の導入により、一様な視点から被検者を選択できるように道を開いたが、1976年度は、各課室に割り当てた被検者の総数は、結果的に、1975年度に比べ約17%の減少となった。しかし、一方、従来、60～70%であった受検率の向上に努めたので、定期検査全体の分析測定数は、1975年度より却って24%の増加となった。1976年度の東海研および大洗研、各事業所を合わせた年度当初の被検者数は次のとおりである。すなわち、 $\alpha$ 全放射能尿検査60名、 $\beta$ 全放射能尿検査19名、天然ウラン尿検査107名、トリチウム尿検査50名である。また、これらの被検者について実施した年間の試料処理数は、 $\alpha$ 全放射能尿検査219、 $\beta$ 全放射能尿検査68、天然ウラン尿検査369、トリチウム尿検査175であった。これらはいずれも各種尿検査を3カ月間隔で年間4回反復した結果である。これらの各種の定期尿検査から有意の体内汚染者の検出はなかった。

必要に応じ随時体内汚染を検出定量する目的で実施する臨時検査は、尿試料のほか、便試料も集めて分析する排泄物検査によって行われるが、この件数および被検者数は、1976年度、6件9名であった。体内汚染を検出したものは、このうち、2件4名である。体内汚染者の内訳は、トリチウムによるもの3名、 $^{137}\text{Cs}$ によるもの1名であるが、被曝線量は、前者が最も高く評価されたもので13mrem(life)、後者が10mrem以下(life)に過ぎず、微量であった。

#### (2) 体外計測

定期計測は、定期尿検査同様、前に記した、非密封放射性物質取扱い作業者調査にもとづく、新しい割当方式により被検者を定め、簡易型ホールボディカウンターによる全身計測を3カ月間隔で年4回、肺モニタによる胸部計測を年度後期に1回実施した。年度当初に割り当てた被検者の数は、東海研と大洗研を合わせ、全身計測84名、胸部計測34名で、これは結果的に、昨年度と比べ総数で約12%程度少ない数となっている。なお、計測数は、全身計測が267、胸部計

測が 37 であった。年間行ったこれらの定期体外計測の結果、1976 年度は汚染を疑われたものが 5 名であった。この 5 名は、いずれも胸部計測のさいに疑われたもので、うち 2 名は胸部計測と同時にを行った全身計測の測定結果に、また他の 3 名は胸部計測の測定結果にそれぞれ異常な計数値を示した。しかし、前の 2 名は、その後の測定から、 $^{192}\text{Ir}$  の摂取による体内汚染と判断されたが、後の 3 名は、再測定および調査の結果、体内汚染に起因する異常値でないことが判明した。なお、胸部計測の定期計測では、肺モニタと同じ鉄室内に設置してあるホールボディカウンタを利用して、胸部計測の被検者の  $^{137}\text{Cs}$  およびカリウム体内量を測定しているが、前記の  $^{192}\text{Ir}$  体内汚染者 2 名を除き、さらにこの目的のため、放射性物質取扱い作業による汚染がないと認められた数名を加えた 39 名が、その計測の対象となった。測定結果は次のようであった。すなわち、カリウム体内量および体重に対するカリウム体内量の比は、それぞれ、 $135 \pm 9 \text{ g}$ 、 $0.22 \pm 0.02 \%$  の平均および標準偏差を示し、1975 年と同様な値であったが、 $^{137}\text{Cs}$  の体内量は、被計測者の約 3 分の 1 が検出限界 (約  $0.5 \text{ nCi}$ ) 以下の量を示し、検出限界以上の 29 人についての平均および標準偏差も  $1.0 \pm 0.5 \text{ nCi}$  で、1975 年度の値  $1.5 \pm 0.5 \text{ nCi}$  に比べ、減少した値を示した。なお、この結果、体内における  $^{137}\text{Cs}/\text{K}$  の比も減少し、 $7.1 \pm 3.4 \text{ pCi/g}$  の値を示した。

随時、体内汚染を検出定量する目的で行っている臨時の体外計測は、1976 年度、11 件 16 名あった。これから体内汚染を検出定量したものは 3 件 4 名で、このうち 1 件 2 名は、前に記した定期計測によって検出した汚染者である。この 2 名は残留汚染定量のため、改めて臨時計測の対象としたもので、汚染の追跡測定を継続した結果両名とも肺に同線量の  $54 \text{ mrem}(\text{life})$  の被曝が推定された。他の 2 件 2 名の体内汚染は、それぞれ  $^{60}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$  によるもので、被曝は前者が  $12 \text{ mrem}(\text{life})$  (肺)、後者が  $10 \text{ mrem}(\text{life})$  以下 (全身) の線量と見積られた。

Table B.2.3-1 に 1976 年度に実施した内部被曝管理のための体内汚染測定のうち、臨時検査結果を示す。(矢部)

Table B.2.3-1 臨時検査一覧 (東海研究所, 1976 年度)

件数 No	発生日	検査 核種	被 検 者 数	検 出 者 数	*1 検査方法	観測された放射能*2	決定器官	被曝線量
1	1976.4.16	$^{137}\text{Cs}$	2	0	I	n. d.		
2	5. 7	$^{60}\text{Co}$	1	1	I	肺に $1.9 \text{ nCi}$	肺	$12 \text{ mrem}(\text{life})$
3	6.10	$^3\text{H}$	3	3	E	尿に $3 \text{ nCi/m}^3$ (最大)	体組織	$13 \text{ mrem}(\text{life, 最大})$
4	7.29	$^{243}\text{Cm}$	2	0	E, I	n. d.		
5	7.29	$^{141}\text{Ce}$	1	0	I	n. d.		
6	10.22	FP	1	1	E, I	全身に $^{137}\text{Cs}$ が $4.9 \text{ nCi}$	全身	$< 10 \text{ mrem}(\text{life})$
7	1977.1.17	$^{134}\text{Cs}$	1	0	I	n. d.		
8	不明	不明	2	0	E, I	n. d.		
9	1976.10.5	$^{192}\text{Ir}$	2	2	E, I	肺に $3.7 \text{ nCi}$	肺	$34 \text{ mrem}(\text{life})$
10	1977.2.28	$^{137}\text{Cs}$	2	0	I	n. d.		
11	2.21	FP	1	0	E, I	n. d.		
12	不明	不明	2	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. は検出限界以下を表わす。



## 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 in the Tokai Research Establishment, efforts were made to improve effectiveness of the radiation monitoring program and system.

Clean drain water of JPDR leaked into the sand layer due to a defective sump. The leakage radioactivity was estimated to be about 11 mCi of  $^{60}\text{Co}$  and 150 mCi of  $^{58}\text{Co}$ . A survey of the radioactivities in the sand layer, however showed that the radioactive material was mostly trapped in the sand layer within several meters from the leakage point.

In the radiation works performed, there were no personal exposures exceeding the maximum permissible level, nor releases of radioactive gases and effluents beyond the working limits.

#### B.3.1 概要

前年度に引続いて、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更新整備、各種管理基準の検討および管理データの整理等を行った。

原子炉施設および核燃料使用施設の保安規定の改訂およびその作業に関連して、管理区域の区分、適用に関する基準など、放射線管理方式の検討を実施した。また作業環境測定法に基づく作業環境測定の実施に備え、サンプリング配管の増設、必要な作業環境測定士の養成ならびに放射線管理技術上の検討を行った。

本年度の特記事項としては、(1)JRR-2における熱遮蔽軽水漏洩復旧のための改修工事および $^{41}\text{Ar}$ 放出率低減化工事後の $^{41}\text{Ar}$ 放出率の測定評価を含む特性試験、(2)JRR-4の、むつ遮蔽実験に使用された供試体の解体、除染および廃棄処分、(3)JRR-2、JRR-3、ホットラボ、Pu研究棟、廃棄物処理場、再処理特研などにおける実験施設の解体や排気・排水系施設など諸施設の更新、(4)RI製造棟における $^{99}\text{Mo}$ の試験製造、(5)JRR-4の3.5 MW出力上昇試験などに伴う放射線管理であったが、最大許容線量を超えるような被曝はなかった。

JPDR クリーン dren サンプからの dren 水の サンプ 周辺 砂 層 中 への 漏 洩 が 発 見 さ れ、漏洩放射能は、 $^{60}\text{Co}$  約 11 mCi、 $^{58}\text{Co}$  約 150 mCi と推定された。これに伴い、環境、特にサンプ周辺砂層中の放射能調査が行われ、漏洩中放射性物質は漏洩箇所付近の砂層(数m)中に捕集されていることがわかった(2.2.1参照)。また、単結晶シリコン半導体素子の試験照射による単結晶内放射化生成物の測定評価と素子搬出時の放射線管理方式の検討が行われた。

なお、モデル格納容器実験棟、20 MV タンデム 加速器 建 家、燃料 試験 施設、第 1 廃棄物 処理 棟 など、新 増 設 建 家 対 する 放 射 線 管 理 設 備 の 仕 様 の 作 成 お よ び 管 理 方 式 の 検 討 が 行 わ れ た。

1976 年度に東海研究所原子力施設からの排出放射能に関しては、いずれの施設についても排気、排水ともその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った。また、排出総量についても前年度に比して著しい変化はなく、放出管理目標値以下であった。(吉田)

### 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

1976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 B.3.2-1 に示す。各施設共、その排出濃度は保安規定、障害予防規定に定められている排出基準以下である。

前年度と比較すると、運転が行われたJRR-2では、放射性塵埃およびガスともに排出放射能が増加している。その他、塵埃に関しては、RI製造棟300番台からの $^{35}\text{S}$ 、 $^{197}\text{Hg}$ 等の放出量4 mCiは前年度の約40分の1であり、他の施設では、平均濃度、排出放射能とも著しい変化はなかった。

排出ガスに関しては、JRDRが運転停止中で排出がなかったことおよび前述のJRR-2を除いては前年度と比較して著しい変化はなかった。

#### (2) 放射性廃液

1976年度各施設から発生した液体廃棄物について、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 B.3.2-2 に示す。 $\beta \cdot \gamma$ 核種の内訳については、月間の排出放射能が $50 \mu\text{Ci}$ を超える施設で、排水のつどまたは月間でまとめてその施設からの排水を代表していると考えられる水試料について、核種分析を行い組成を決めたものである。

排水溝における放射能濃度はいずれも保安規定（放射線管理規定）、障害予防規程に定められている排水基準値以下である。

前年度と比較して、JRR-3からのトリチウム排出量が10 Ci(前年度比約60倍)と増加しているが、これは再生不可能な重水を廃棄したためである。その他の施設では、前年度と比較して著しい変化はなかった。

#### (3) 放出管理目標値との比較

1976年度における原子炉施設からの放射性希ガスの排出量および全原子力施設からの液体廃棄物の排出量を、それぞれの管理目標値と比較して Table B.3.2-3 および Table B.3.2-4 に示す。排出量はいずれも放射管理目標値を十分に下回っている。 (大久保)

Table B.3.2-1 排出塵埃・ガスの放射能濃度および放射能

(東海研究所, 1976年4月~1977年3月)

項目 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)	$6.9 \times 10^{-13}$	$2.0 \times 10^3$	$^{131}\text{I}$	-	-	
(西側)	$1.6 \times 10^{-10}$	$4.9 \times 10^4$	$^{14}\text{C}$	-	-	
第3研究棟	$6.2 \times 10^{-13}$	$1.9 \times 10^6$	$^{131}\text{I}$	-	-	
V. d. G (2 MeV)	-	-		-	-	
(5 MeV)	-	-		$1.7 \times 10^{-6}$	8.4	$^3\text{H}$
セラミック特研	$< 1.5 \times 10^{-13}$	$1.8 \times 10^{-1}$		-	-	
冶金特研	$< 1.5 \times 10^{-13}$	1.4		-	-	
JRR-1	$< 1.7 \times 10^{-13}$	$3.3 \times 10^{-1}$		-	-	
ホットラボ (主排気口)	$\alpha: < 8.0 \times 10^{-15}$ $\beta, \gamma: < 1.2 \times 10^{-11}$	$1.5 \times 10^1$ $4.5 \times 10^3$	$^{125}\text{Sb}$	$< 1.0 \times 10^{-6}$	0	
(副排気口)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	2.0		-	-	
開発試験室	$< 9.6 \times 10^{-11}$	$6.3 \times 10^2$	$^{86}\text{Rb}, ^{137}\text{Cs}$	-	-	
JRR-2	$2.2 \times 10^{-11}$	$9.2 \times 10^3$	$^{88}\text{Cl}, ^{80}\text{Br}, ^{82}\text{Br}, ^{137}\text{Cs}$	$1.9 \times 10^{-6}$ $3.5 \times 10^{-7}$	$9.6 \times 10^2$ $2.0 \times 10^1$	$^{41}\text{Ar}$ $^3\text{H}$
JRR-3	$< 3.7 \times 10^{-13}$	$2.2 \times 10^{-1}$		$9.3 \times 10^{-7}$ $2.2 \times 10^{-8}$	$5.5 \times 10^2$ $1.3 \times 10^1$	$^{41}\text{Ar}$ $^3\text{H}$
JRR-4	$< 2.5 \times 10^{-13}$	2.2	$^{88}\text{Cl}, ^{137}\text{Cs}, ^{86}\text{Rb}$	$< 2.2 \times 10^{-7}$	$1.1 \times 10^{-1}$	$^{41}\text{Ar}, ^{133}\text{Xe}, ^{89}\text{Kr}$
RI製造棟 (200番台)	$1.3 \times 10^{-12}$	$1.2 \times 10^2$	$^{131}\text{I}, ^{133}\text{I}$	-	-	
(300番台)	$1.4 \times 10^{-11}$	$4.0 \times 10^3$	$^{35}\text{S}, ^{197}\text{Hg}, ^{203}\text{Hg}$	-	-	
(400番台)	$< 1.1 \times 10^{-12}$	0		-	-	
プルトニウム研1棟 (スタック I)	$\alpha: < 9.2 \times 10^{-15}$ $\beta, \gamma: < 8.3 \times 10^{-15}$	0		-	-	
(スタック II)	$\alpha: < 9.2 \times 10^{-15}$ $\beta, \gamma: < 8.3 \times 10^{-15}$	$1.2 \times 10^{-2}$		-	-	
プルトニウム研2棟	$< 9.2 \times 10^{-15}$	0		-	-	
再処理特研 (排気口 I)	$\alpha: < 6.1 \times 10^{-15}$ $\beta, \gamma: < 5.7 \times 10^{-15}$	$6.3 \times 10^{-2}$ 1.6	$^{133m}\text{Te}$	-	-	
(排気口 II)	$< 5.7 \times 10^{-15}$	$4.8 \times 10^{-1}$		-	-	
再処理試験室	$\alpha: < 6.1 \times 10^{-15}$ $\beta, \gamma: < 5.7 \times 10^{-15}$	0 $1.9 \times 10^{-1}$		-	-	
弗素特研	$\alpha: < 2.8 \times 10^{-14}$ $\beta, \gamma: < 2.6 \times 10^{-14}$	0 $1.0 \times 10^{-1}$		-	-	
ウラン濃縮特研	$< 5.7 \times 10^{-16}$	$5.2 \times 10^{-3}$		-	-	
廃棄物処理処分開発棟	$< 1.7 \times 10^{-14}$	$1.2 \times 10^{-1}$		-	-	
廃棄物処理場 (低レベル)	$< 2.6 \times 10^{-14}$	$3.7 \times 10^{-1}$	$^{76}\text{Se}$	-	-	
(高レベル)	$< 2.6 \times 10^{-14}$	$1.8 \times 10^{-1}$	$^{76}\text{Se}$	-	-	
(焼却炉)	$\alpha: < 2.8 \times 10^{-14}$ $\beta, \gamma: < 8.8 \times 10^{-14}$	0 $9.2 \times 10^{-1}$	$^{76}\text{Se}$	$2.5 \times 10^{-7}$	3.8	$^3\text{H}$
(圧縮施設)	$\alpha: < 2.8 \times 10^{-14}$ $\beta, \gamma: < 2.6 \times 10^{-14}$	0 4.3	$^{76}\text{Se}$	-	-	
汚染除去場	$< 1.7 \times 10^{-14}$	$3.0 \times 10^{-1}$		-	-	
FCA	$\alpha: < 3.0 \times 10^{-14}$ $\beta, \gamma: < 1.0 \times 10^{-13}$	0		-	-	
TCA	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0		-	-	
JPDR (主排気口)	$< 1.5 \times 10^{-13}$	$3.6 \times 10^1$		$< 1.1 \times 10^{-5}$	0	
(燃料建家)	$< 1.1 \times 10^{-13}$	$9.3 \times 10^1$		-	-	
NSRR (原子炉棟)	$< 3.2 \times 10^{-13}$	0		$< 6.8 \times 10^{-8}$	$6.3 \times 10^{-2}$	$^{41}\text{Ar}$
(燃料棟)	$< 1.8 \times 10^{-13}$	0		-	-	
リアック	-	-		$3.1 \times 10^{-7}$	$3.3 \times 10^1$	$^{18}\text{O}, ^{18}\text{N}$

(注1)  $\alpha$ 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 " $<$ (検出限界値)" と記入した。

Table B. 3.2-2 廃棄物処理場および排水溝へ排出した放射能・廃液量及び排水溝における平均濃度・排出放射能

(東海研究所1976年4月~1977年3月)

施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排出		排水溝名	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> )		核種	1日平均濃度の最大値 (μCi/cm <sup>3</sup> )	3ヶ月間平均濃度の最大値 (μCi/cm <sup>3</sup> )	年間排出放射能 (mCi)
第1研究棟	4.2×10 <sup>1</sup>	1.0×10 <sup>2</sup>	-	-	第一排水溝	β, γ	8.0×10 <sup>-8</sup>	4.2×10 <sup>-9</sup>	2.2
第3研究棟	2.2×10 <sup>1</sup>	9.3×10 <sup>1</sup>	-	-					
セラミック特研	7.2×10 <sup>-1</sup>	1.1×10 <sup>1</sup>	3.0×10 <sup>-1</sup>	7.1×10 <sup>1</sup>					
冶金特研	1.1×10 <sup>-1</sup>	6.0	5.4×10 <sup>-2</sup>	1.1×10 <sup>1</sup>					
リニアック	-	-	-	-					
JRR-1	-	-	3.5×10 <sup>-2</sup>	1.9×10 <sup>1</sup>					
NSRR	7.2	8.0×10 <sup>-1</sup>	1.8	8.4×10 <sup>2</sup>					
所外施設(1)*1)	-	-	4.3×10 <sup>-4</sup>	6.5×10 <sup>1</sup>					
ホットラボ	{ α : 3.5 β, γ : 9.5×10 <sup>2</sup>	1.7×10 <sup>2</sup>	-	-	第二排水溝	α β, γ <sup>60</sup> Co <sup>137</sup> Cs <sup>24</sup> Na <sup>51</sup> Cr その他 <sup>3</sup> H <sup>14</sup> C	9.7×10 <sup>-9</sup> 3.3×10 <sup>-7</sup> 2.2×10 <sup>-9</sup> 2.1×10 <sup>-7</sup> 3.3×10 <sup>-8</sup> 4.3×10 <sup>-6</sup> 7.9×10 <sup>-4</sup> 4.3×10 <sup>-6</sup>	1.7×10 <sup>-10</sup> 8.7×10 <sup>-9</sup> 5.0×10 <sup>-11</sup> 2.9×10 <sup>-9</sup> 1.4×10 <sup>-9</sup> 2.2×10 <sup>-9</sup> 2.3×10 <sup>-5</sup> 9.7×10 <sup>-7</sup>	2.3×10 <sup>-1</sup> 9.5 3.4×10 <sup>-2</sup> 3.1 9.3×10 <sup>-1</sup> 1.9 3.5 2.9×10 <sup>4</sup> 9.4×10 <sup>2</sup>
開発試験室	-	-	9.3×10 <sup>-2</sup>	5.2×10 <sup>1</sup>					
JRR-2	-	-	{ β, γ : 1.1×10 <sup>-1</sup> <sup>3</sup> H : 7.0×10 <sup>3</sup>	2.1×10 <sup>2</sup>					
JRR-3	{ β, γ : 5.3×10 <sup>-1</sup> <sup>3</sup> H : 7.1×10 <sup>1</sup>	1.2×10 <sup>1</sup>	{ β, γ : 1.2 <sup>3</sup> H : 1.0×10 <sup>4</sup>	5.0×10 <sup>2</sup>					
JRR-4	2.0	3.4×10 <sup>2</sup>	4.0	2.6×10 <sup>3</sup>					
RI製造棟	4.8×10 <sup>1</sup>	1.4×10 <sup>2</sup>	2.5×10 <sup>-1</sup>	7.2×10 <sup>1</sup>					
プルトニウム研1棟	-	-	{ α : 2.7×10 <sup>-2</sup> β, γ : 2.9×10 <sup>-1</sup>	1.5×10 <sup>2</sup>					
再処理特研	{ α : 1.4×10 <sup>-3</sup> β, γ : 4.8×10 <sup>-1</sup>	6.5	{ α : 8.3×10 <sup>-3</sup> β, γ : 6.9×10 <sup>-3</sup>	2.2×10 <sup>1</sup>					
ウラン濃縮	-	-	3.3×10 <sup>-3</sup>	3.0					
弗素特研	-	-	{ α : 4.2×10 <sup>-4</sup> β, γ : 6.9×10 <sup>-3</sup>	6.6					
廃棄物処理処分開発棟	1.6	3.0×10 <sup>1</sup>	3.9×10 <sup>-4</sup>	2.1×10 <sup>1</sup>					
廃棄物処理場	{ α : 5.7×10 <sup>-2</sup> β, γ : 1.3×10 <sup>1</sup> <sup>3</sup> H : 6.3×10 <sup>2</sup>	1.3×10 <sup>2</sup>	{ α : 1.9×10 <sup>-1</sup> β, γ : 2.9 <sup>3</sup> H : 2.7×10 <sup>3</sup>	3.4×10 <sup>3</sup>					
汚染除去場	{ α : 3.2×10 <sup>-2</sup> β, γ : 7.6 <sup>3</sup> H : 9.7	2.1×10 <sup>2</sup>	{ β, γ : 9.9×10 <sup>-2</sup> <sup>3</sup> H : 8.1	9.0×10 <sup>1</sup>					
所外施設(2)*2)	-	-	{ <sup>3</sup> H : 8.2×10 <sup>3</sup> <sup>14</sup> C : 9.4×10 <sup>2</sup> β, γ : 3.8×10 <sup>-1</sup>	1.0×10 <sup>3</sup>					
FCA	-	-	5.1×10 <sup>-2</sup>	3.0×10 <sup>1</sup>					
TCA	-	-	8.1×10 <sup>-2</sup>	4.8×10 <sup>1</sup>					
JPDR	-	-	1.6×10 <sup>1</sup>	2.3×10 <sup>1</sup>					
合計	{ α : 3.6 β, γ : 1.1×10 <sup>3</sup> <sup>3</sup> H : 6.4×10 <sup>3</sup>	1.2×10 <sup>3</sup>	{ α : 2.3×10 <sup>-1</sup> β, γ : 2.8×10 <sup>1</sup> <sup>60</sup> Co : 4.6 <sup>137</sup> Cs : 3.1 <sup>24</sup> Na : 9.3×10 <sup>-1</sup> <sup>51</sup> Cr : 2.4 <sup>58</sup> Co : 8.3 その他 : 6.7 <sup>3</sup> H : 2.9×10 <sup>4</sup> <sup>14</sup> C : 9.4×10 <sup>2</sup>	1.2×10 <sup>4</sup>	{ α : 2.3×10 <sup>-1</sup> β, γ : 2.8×10 <sup>1</sup> <sup>60</sup> Co : 4.6 <sup>137</sup> Cs : 3.1 <sup>24</sup> Na : 9.3×10 <sup>-1</sup> <sup>51</sup> Cr : 2.4 <sup>58</sup> Co : 8.3 その他 : 6.7 <sup>3</sup> H : 2.9×10 <sup>4</sup> <sup>14</sup> C : 9.4×10 <sup>2</sup>				

\* 1) 東大原子炉からの排水

\* 2) 第1化学薬品K・Kの廃液

(注1) 核種記号のないものは、<sup>3</sup>H, <sup>14</sup>Cを除くβ, γ核種

(注2) 排出放射能: 検出限界未満の廃液は、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。

Table B. 3.2-3 気体状廃棄物の放出管理目標値との比較

(東海研究所 1976年4月~1977年3月)

		管理目標値		排 出 率		排出率 管理目標値
JRR-2	希ガス	1日平均	0.8 Ci/h	0.63 Ci/h		0.79
		3月平均	0.5 Ci/h	0.14 Ci/h		0.28
		1年平均	0.4 Ci/h	0.11 Ci/h		0.28
	<sup>3</sup> H	3月平均	0.03 Ci/h	$3.0 \times 10^{-3}$ Ci/h		0.10
JRR-3	希ガス	1日平均	0.8 Ci/h	1.08 Ci/h		1.35
		3月平均	0.5 Ci/h	0.19 Ci/h		0.38
		1年平均	0.4 Ci/h	$6.3 \times 10^{-2}$ Ci/h		0.16
	<sup>3</sup> H	3月平均	0.05 Ci/h	$1.7 \times 10^{-3}$ Ci/h		$3.4 \times 10^{-2}$
JRR-4	希ガス	1日平均	0.02 Ci/h	$3.5 \times 10^{-3}$ Ci/h		0.18
		3月平均	0.004 Ci/h	$3.9 \times 10^{-5}$ Ci/h		$9.7 \times 10^{-3}$
		1年平均	0.003 Ci/h	$1.3 \times 10^{-5}$ Ci/h		$4.3 \times 10^{-3}$
JPDR	希ガス	1日平均	4.7 Ci·MeV/h	0 Ci·MeV/h		—
		3月平均	1.5 Ci·MeV/h	0 Ci·MeV/h		—
		1年平均	1.2 Ci·MeV/h	0 Ci·MeV/h		—
	<sup>131</sup> I	3月平均	50 μCi/h	0 μCi/h		—
NSRR	希ガス	1日平均	0.38 Ci·MeV/h	$1.2 \times 10^{-3}$ Ci·MeV/h		$3.2 \times 10^{-3}$
		3月平均	0.07 Ci·MeV/h	$3.5 \times 10^{-5}$ Ci·MeV/h		$5.0 \times 10^{-4}$
		1年平均	0.035 Ci·MeV/h	$9.2 \times 10^{-6}$ Ci·MeV/h		$2.6 \times 10^{-4}$
	<sup>131</sup> I	3月平均	30 μCi/h	0 μCi/h		—

(注) 1日平均および3月平均については年間の最大値である。

Table B. 3.2-4 液体廃棄物の放出管理目標値との比較

(東海研究所1976年4月~1977年3月)

核 種		管理目標値 (Ci/年)	排 出 量 (Ci/年)	排出量 管理目標値
<sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C	総量	0.5	$2.8 \times 10^{-2}$	0.056
	以外の核種			
	<sup>60</sup> Co	0.1	$4.6 \times 10^{-3}$	0.046
	<sup>137</sup> Cs	0.1	$3.1 \times 10^{-3}$	0.031
<sup>3</sup> H		$7 \times 10^2$	$2.9 \times 10^1$	0.041

### B.3.3 ホットラボ排水設備更新作業時における放射線管理

ホットラボの地階排風機室に設置されている排水設備の老朽化に伴い、廃液移送配管（DP No. 1～6）の更新作業が1977年1月19日から約80日間に渡って実施された。

この作業における被曝管理上の問題点としては、貯留槽周辺の放射線レベルが20～60 mR/hと高くかつ作業が長期間に渡ることがあげられた。この作業計画時に更新作業者の被曝線量を見積ると約6 man・remとなり、計画被曝線量（週当たり100 mrem, 作業期間当たり200 mrem）以下にするためには現状の放射線レベルを少なくとも1/10以下にする必要があった。そのため、作業者の被曝低減策として、貯留槽内の除染が実施された。以下に、更新作業と除染作業について、その経過と作業者の被曝状況を述べ、放射線管理上特記される点をあげる。

除染は、薬液を回転ジェットで貯留槽内壁にふきつける機械的および化学的方法を併用して行われた。しかも、できるだけ作業者の被曝を低減するため遠隔で行われた。

この結果、貯留槽の表面線量率は0.2～1.5 mR/hで除染前の1/50～1/300に、作業環境の空間線量率は0.2～0.6 mR/hで除染前の約1/20に低減された。

更新作業は、(a) 旧配管の切断・撤去、(b) 新配管、手動および自動バルブ、水位計等の取付け、(c) 塗装、電気配線作業などで、配管更新関係と電気配線関係に大別される。なお、この作業にあたって、外部被曝の低減とともに撤去配管の切断時には、仮設フードにより局所排気するなど空気汚染拡大の防止に留意した。また作業者には、半面または全面マスクを着用させた。

このようにして行われた配管更新および除染作業時の作業者の被曝線量を Table B.3.3-1 に示す。

Table B. 3.3-1 ホットラボ排水設備更新作業時の被曝線量

(東海研究所, 1976年度)

	配管更新作業*1	除染作業
総被曝線量 (man・rem)	0.64	0.31
作業人数 (人)	23	5
平均被曝線量*2 (mrem)	28	65
最大被曝線量*2 (mrem)	120	100

\*1 除染を実施しない場合の配管更新作業に対する推定は、作業者数20名として、総被曝線量は6.0 man・rem, 平均被曝線量は300 mremであった。

\*2 計画被曝線量は、100 mrem/week, 200 mrem/作業期間である。

配管更新と除染作業時の総被曝線量を合計したものは約1 man・remとなり、低減対策前に見積った線量の1/6となった。また、作業者の個人別被曝線量の最大は120 mremであり、計画被曝線量以下であった。

作業の進行に伴う被曝線量の推移を示すものとして、配管更新および除染作業時の被曝線量の状況をそれぞれ Fig. B.3.3-1 と Fig. B.3.3-2 に示す。

Fig. B.3.3-1 において、配管更新作業者の平均積算被曝線量は、電気配線作業者に比べ約5倍高くなっている。作業の種類として最も被曝の多いのは配管撤去で、新配管を取付ける段階で

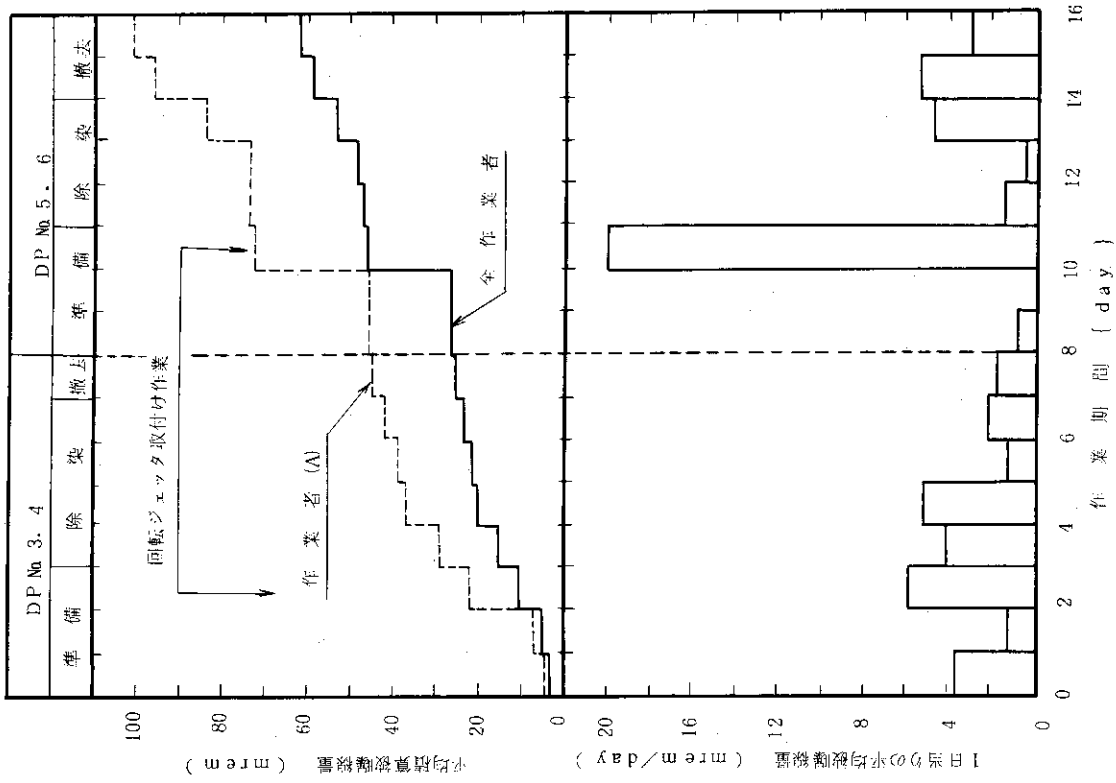


Fig. B. 3.3-2 貯留槽除染作業における被曝線量

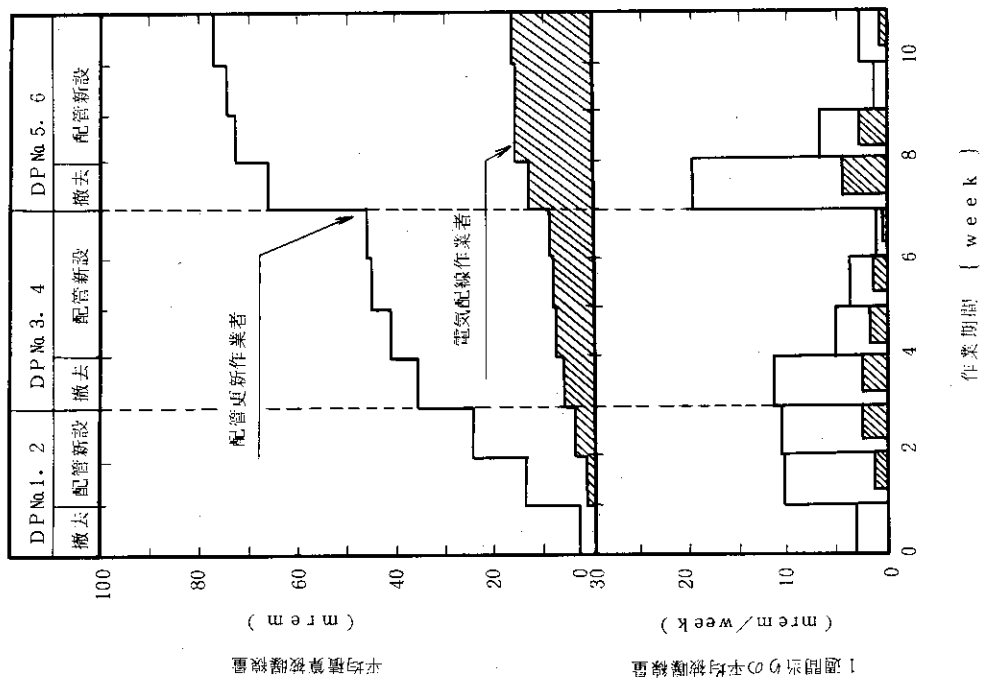


Fig. B. 3.3-1 更新作業における被曝線量

は減少する傾向にあった。

Fig. B.3.3-2 の除染作業では、遠隔除染であったので、全般的に低い被曝線量であったが、回転ジェットターの取付け作業時に最も多く被曝した。また、作業員Aの被曝線量は他の作業員に比べて高く、作業全般に渡ってその傾向にあった。これは作業員個人の行動性に起因したものとされる。

このように、今回の作業ではあるグループや個人に被曝が集中するといった被曝管理の上からの問題点はあったが、線量率および被曝の低減化対策ということでは貴重な経験であった。すなわち、汚染源の除去により作業環境の放射線レベルを減少させ更新作業員の被曝低減をはかったこと、除染は遠隔方式を採用させて除染作業員自身の被曝をも最小にしたことである。

本改修作業によって、廃液設備のバルブの操作が遠隔で出来るようになった。このため、今までバルブ操作などで比較的多かった施設担当課員の被曝線量を低減できることが期待される。

(黒沢)

#### B.3.4 リニアック建家周辺の漏洩線量率の測定

100 MeV リニアック<sup>1)</sup>の運転が開始されてから、約5年を経過した。運転初期における漏洩線量率の測定結果は、1975年に報告されている<sup>2)</sup>。その後、これまで未使用であった中性子回折用ターゲットの本格的な運転、加速管の一部更新、モジュレータ室に機器搬出用扉の新設など、設備、建家にいくつか変更があった。また、建家周辺の線量率測定で、管理区域の基準値0.6 mrem/h (30 mrem/weekに相当)を超える値が得られた。このため建家周辺に漏洩する放射線できるだけ低減させること、必要箇所の管理区域の拡大を行うこと、の2つの対策を立て、漏洩X線のエネルギー分布と漏洩放射線の線量率分布の測定を実施した。以下に、この測定と低減対策の結果を報告する。

測定は、X線と中性子線について実施した。X線の基準測定器には電離箱型サーベイメータ、補助測定器には約1 mR/hの範囲内でGM型サーベイメータを使用した。中性子の測定には、アンダーソン型レムカウンタを使用した。また、漏洩X線のエネルギー分布を得るため、 $2^{\circ}\phi \times 2^{\circ}\text{Na I (Tl)}$  検出器を用いて測定を行った。

これらの測定におけるリニアックの運転条件は、次の通りである。なお、この条件は、通常運転時の最大である。

	加速エネルギー	電流	パルス巾	パルスの繰り返し
(a) Ta ターゲット(I) (中性子発生用)	90 MeV	300 mA	0.8 $\mu\text{sec}$	150 pps
(b) Ta ターゲット(II) (中性子回折実験用)	93 MeV	300 mA	0.7 $\mu\text{sec}$	150 pps
(c) Pt ターゲット (短寿命核種生成用)	60 MeV	400 mA	1.0 $\mu\text{sec}$	150 pps

漏洩X線のエネルギー分布の測定結果を Fig. B.3.4-1 に示す。図中のAは、Taターゲット(I)運転時で、ターゲット前方約18 m離れた地点での、図中Bは、Taターゲット(II)運転時で、ターゲットの前方左90度で約9 m離れた地点での漏洩X線のエネルギー分布を示す。このX線のエネルギー分布は、ターゲットに対する方向に依存する傾向があり、Aはターゲットから直達したX線と散乱X線、Bは散乱X線から構成されているといえる。なお、Ta(I)およびTa(II)ターゲットの運転条件と測定位置における線量率は、ほぼ同一である。



次に、漏洩放射線の測定結果について示す。第1回目の測定で分った主な問題点は、次の通りである。なお、以後測定値は、X線と中性子線との線量当量率の合計で示す。Taターゲット(I)の運転時は、ターゲット室と中性子飛行管の分岐部で、建家の北側は420 mrem/h、南側は680 mrem/h、放射線ビームを直接受ける東側遮蔽体の壁面では8.8 mrem/hであった。また、管理区域の境界の最大は、建家の北側は1 mrem/h、南側は5.8 mrem/h、東側は0.6 mrem/hであった。Taターゲット(II)の運転時は、実験室床下配線用ダクト中で120 mrem/h、その床面で1.3 mrem/hであった。Ptターゲットの運転時は、特に問題なかった。

この原因と漏洩防止のために実施した対策は、次の通りである。なお、測定は低減効果確認のため随時実施した。

Taターゲット(I)の運転時は、ターゲット周囲に水平に設けられたX線遮蔽用鉛リングの厚みが不足しており、ターゲットからの放射線がその上部を超えて飛行管内に入っていた。このため、鉛リングの上部に更に鉛リングを設け、主要な飛行管部には鉛ブロックにより遮蔽を施した。建家の東側は、遮蔽厚が不足していた。このため、この壁面にコンクリートブロックを積み重ねた。使用されていない飛行管内には、中性子の遮蔽のために満されているはずの水がなかった。このため水を満した。

Taターゲット(II)の運転時は、床下配線用ダクトがターゲット室内に通じていた。このため、ボロンを含むパラフィンでダクト内を遮蔽した。

この対策の結果、Taターゲット(I)の運転時の線量率は、建家の北側では $\frac{1}{30}$ 、東側では $\frac{1}{7}$ 、南側では $\frac{1}{2,300}$ に、管理区域境界では $\frac{1}{3} \sim \frac{1}{30}$ に、それぞれ減少した。対策後の建家周辺の漏洩線量率分布を、Fig. B.3.4-2に示す。この分布からわかるように、対策後もなお、管理区域境界において基準値を超える場所がある。これについては、将来リニアックの性能が更に向上され得ることも考慮して、現状の管理区域を点線で示した範囲内で拡大することを計画している。なお、この区域を含む建家の東側周辺は、立入禁止区域となっている。次に、Taターゲット(II)の運転時は、遮蔽後ダクト内は0.5 mrem/hとなり、実験室への漏洩は防止できた。

また、Fig. B.3.4-2には各実験室内における飛行管からの放射線ビーム中の線量率と、建家周辺の主要な位置における線量率も示した。実験室内において、通常実験者が立ち入る場所では、最大で0.7 mrem/hである。(松井 智)

#### 参考文献

- 1) 竹腰秀邦ほか：JAERI 1238 Linacの設計、製造と運転（1975）
- 2) JAERI-M 6224 保健物理と安全管理 No.17 33～36（1975）

#### B.3.5 ホットラボにおける $\alpha$ ・ $\gamma$ インナーセル廃棄作業時の放射線管理

$\alpha$ ・ $\gamma$ セルは照射済Pu燃料等の冶金学的試験設備として使用されてきた。しかし、本セルの予定試験を終了して初期の目的を果たしたことで、セル内側に設置されている $\alpha$ 放射性物質の漏洩防止用インナーセルの気密性が悪化してきたため、インナーセルの廃棄計画が1975年から検討され、廃棄作業が1976年10月に実施された。

廃棄にあたってはインナーセルの表面線量率が最大1.4 R/h、平均0.7 R/hと高いこと、 $\alpha$

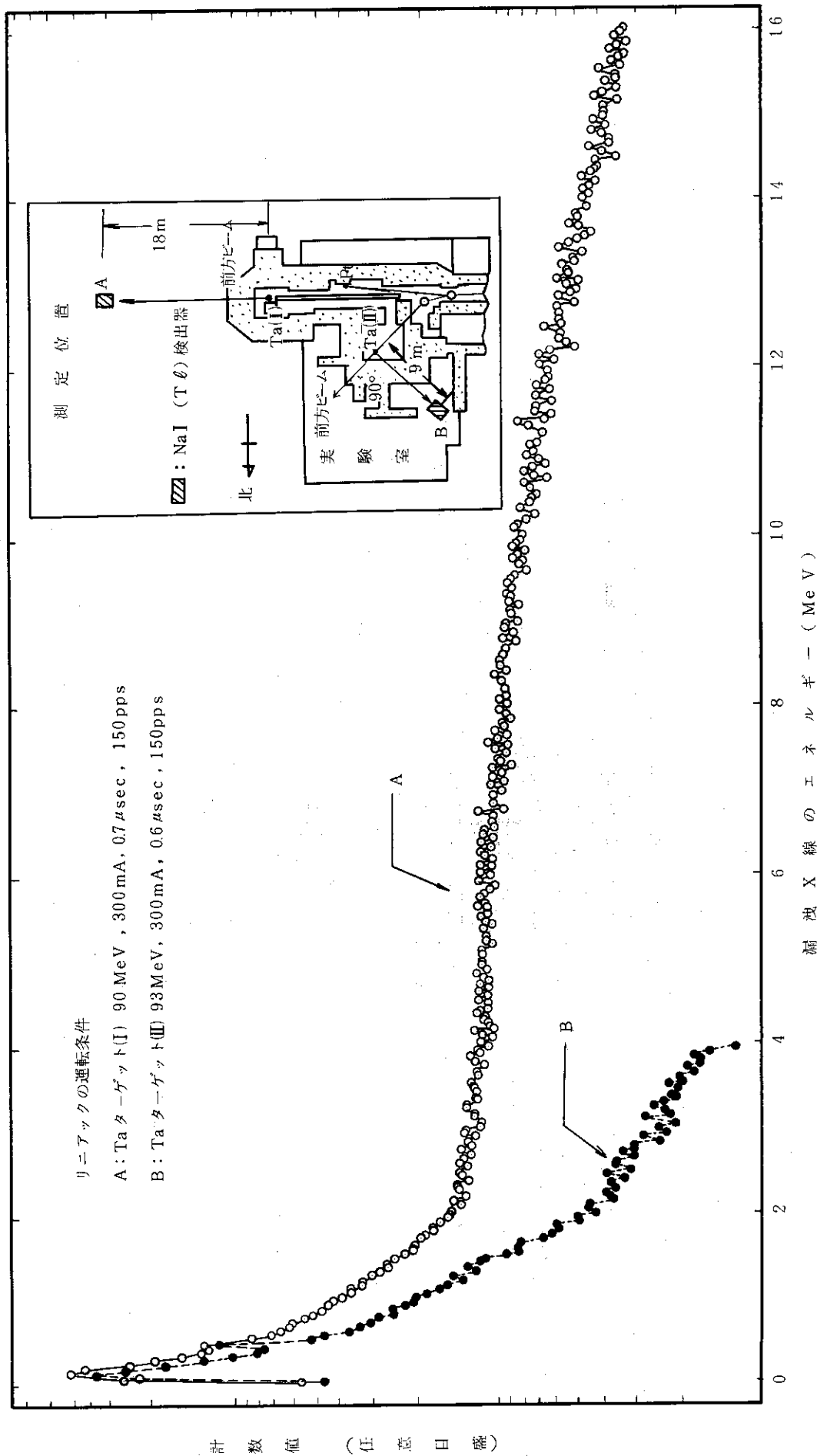


Fig. B. 3.4-1 リニアック運転時に漏洩するX線のエネルギー分布

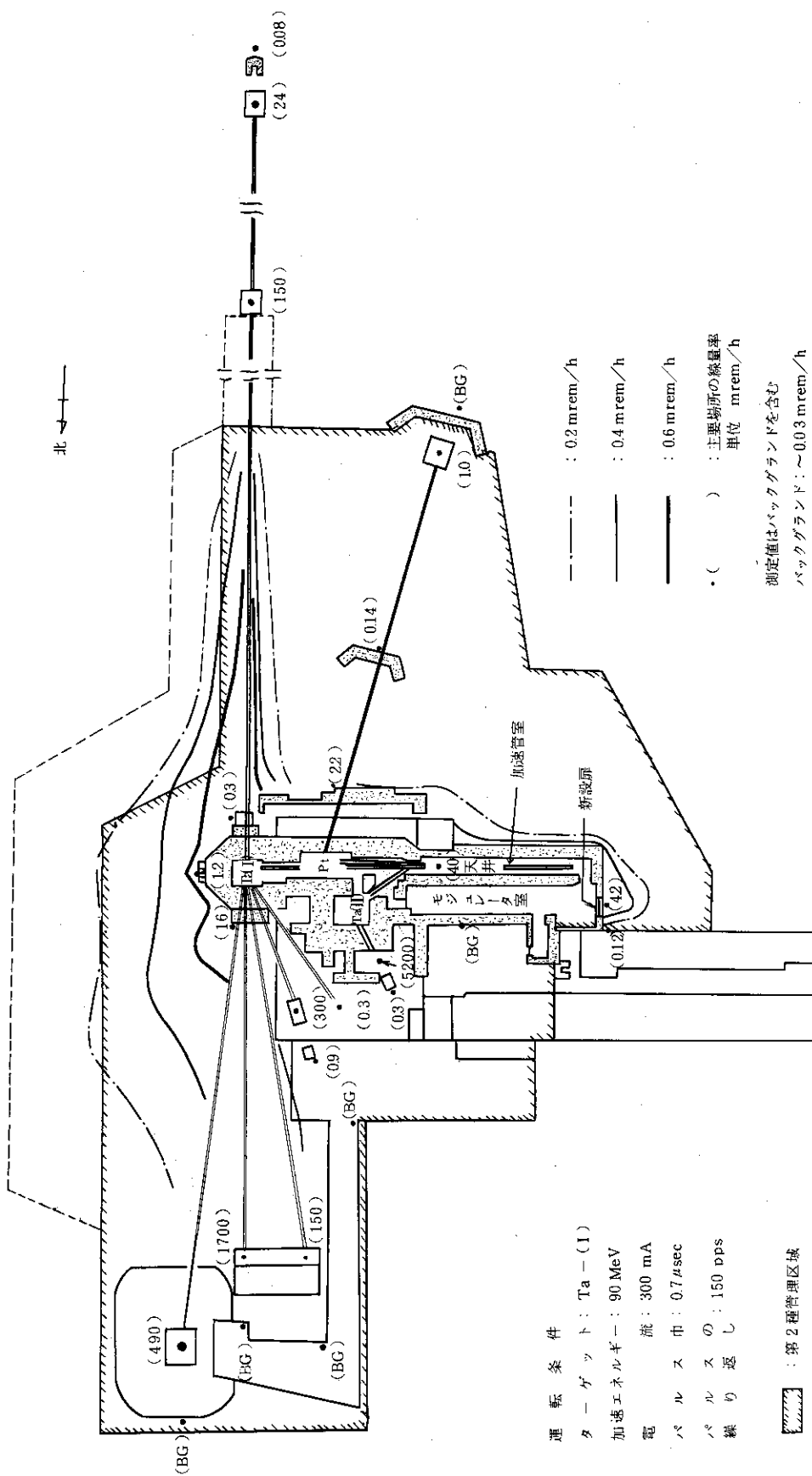


Fig. B. 3.4-2 リニアック建家周辺の線量率分布

を含むセル内表面汚染密度が最大  $1.2 \mu\text{Ci}/100\text{cm}^2$  であることから、次の方法がとられた。まず、セルの内容物の搬出と除染を遠隔で可能な限り行う。次にセル内の大型内容物を接着剤によって固定し、グローブ・ポート部等を密閉する。このように気密にしたインナーセルを廃棄容器に収納し、廃棄物処理場に移送して保管・廃棄するなどである。

インナーセル引き出し時の空気汚染を考慮して、汚染の拡大防止用としてビニールハウスをセル背面側に設置し、ハウス内作業にはエアラインスーツを着用させた。更に、インナーセル内側および廃棄容器内側には遮蔽板を設けることにより外部被曝の低減化につとめた。

作業に先だって、外来作業員に対して安全教育および工程説明を行って、作業を迅速かつ安全にできるように努めた。インナーセルの引き出し作業は、グローブ・ポート部等の密閉とインナーセル表面の除染を行ないつつ実施された。インナーセル外側に設置されていた $\gamma$ 線遮蔽用鉛セルの背面扉開放時の線量率はインナーセル表面で  $250 \text{mR/h}$ 、ビニールハウス内で  $30 \text{mR/h}$ 、ハウス境界で  $1.5 \text{mR/h}$  であった。 $0.1 \text{mR/h}$  以下の区域を作業員の待機場所とした。引き出されたセルは、表面汚染の無いことを確認後廃棄容器に収納された。溶接は、容器内空気を捕集し、測定してセルからの漏洩放射性物質の無いことを確認後、実施された。セルの最大表面線量率は  $400 \text{mR/h}$ 、容器のそれは  $120 \text{mR/h}$  であった。作業の進行に伴って作業員の待機場所もそのつど変更するとともに、容器の搬出まで保管場所周辺を立入禁止とした。

この作業の間、空気および身体の汚染など放射線管理上の異常は認められず、しかも個人被曝線量は最大  $80 \text{mrem}$ 、平均  $40 \text{mrem}$  と計画被曝線量 ( $100 \text{mrem}/\text{作業期間}$ ) 以内であった。

(大畑)

### B.3.6 JRR-2 スタックから排出される $^{41}\text{Ar}$ 低減後の排出率について

JRR-2 では、 $^{41}\text{Ar}$ の排出量を減少させるため1974年から1976年5月にかけて低減工事を実施した。この結果スタックからの $^{41}\text{Ar}$ 排出率は低減前の約  $\frac{1}{10}$  に低減された。

以下に、低減対策の概要および低減対策後の $^{41}\text{Ar}$ 排出率の測定結果等について述べる。

#### (1) 低減対策の概要

$^{41}\text{Ar}$ は、水平実験系、気送管系、熱遮蔽系などの排気系統から排出され、スタックにおける低減前の排出率は  $3.2 \text{Ci/h}$  であった。このうち80%から90%が水平実験孔系から、10%から20%が気送管関係から排出されていた。低減対策は主にこの2系統に対して実施された。

水平実験孔系については、予備実験の結果<sup>1), 2)</sup>に基づき排気風量を減少させ、かつ実験孔の負圧を維持するため実験孔の気密化が行われた。さらに低減化をはかるため水平実験孔排気系に $^{41}\text{Ar}$ 減衰ダクトが設置された。設計基準値は、実験孔負圧  $100 \text{mmAq}$  以上、排気風量  $20 \ell/\text{min}$  以下とされ、この系から排出される $^{41}\text{Ar}$ の低減目標値は  $0.5 \text{Ci/h}$  とされた。

気送管系については、低減前は、装置(気送管および時間照射装置)の運転、停止に無関係に常時 $^{41}\text{Ar}$ が排出されていた。低減対策としては、装置使用時以外は系を封じて $^{41}\text{Ar}$ を排出させないようにするために、メカニカルシャッタが設置された。また装置使用開始時、メカニカルシャッタを開く際に放出される高濃度の $^{41}\text{Ar}$ を一時貯留し、減衰(減衰時間、6時間以上)させてから排出するため、排気系に並列に減衰槽が設置された。これらの対策により、この系に対する低減

目標値は0.1Ci/hとされた。かくして、JRR-2スタックから排出される<sup>41</sup>Arの低減目標値は、0.6Ci/hに設定された。低減対策後の排気系統図をFig.B.3.6-1に示す。

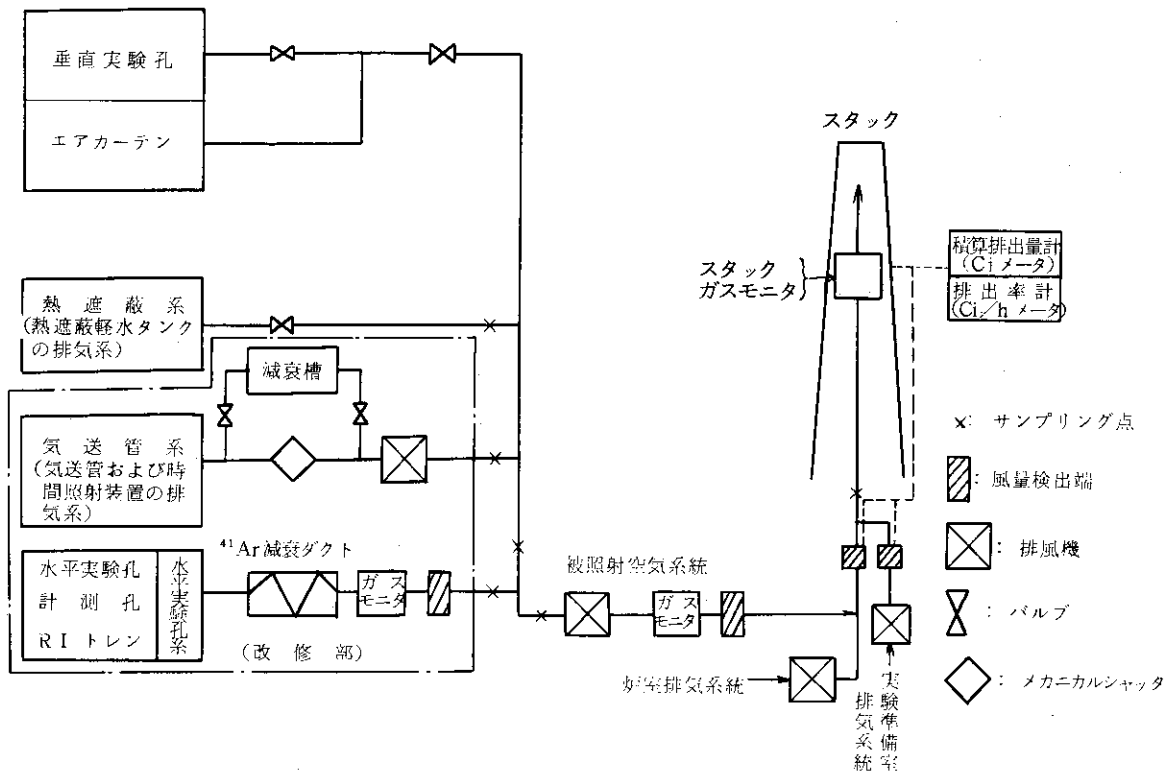


Fig. B. 3.6-1 JRR-2 <sup>41</sup>Ar低減対策後の排気系およびモニタリング系統図

(2) 低減対策後の排出率について

排気系統別およびスタックからの排出率は、1.5ℓ ガス捕集用電離箱およびスタックガスモニタを用いて測定した。水平実験孔系からの排出率の測定結果をFig. B.3.6-2に示す。図からわかるように、排出率は、排気風量の減少とともに低下する。測定値は、予備実験（10倍以上の排気風量で実施）の結果から得られた実験式により計算した値（図中の実線）と係数3以内で一致した。定常の運転においては、実験孔の気密状態が変わるので、基準の負圧（100mm Aq以上）を維持するためにはこの系の排気風量を5から10ℓ/minの間で調整しなければならない。Fig. B.3.6-2からわかるように、排気風量が10ℓ/minであったとしても排出率は最大0.2Ci/hであり、この系に対する低減目標値0.5Ci/hを十分に下廻るものであった。

気送管系からの排出率の測定結果は、装置使用中、0.14Ci/hであった。また装置停止中については、メカニカルシャッターの取付けにより殆んど放出されないことを確認した。これらのことにより装置の稼働率を50%とすると、この系からの平均排出率は、低減前の約1/5である0.07Ci/hとなる。この値は低減目標値0.1Ci/hを十分に下廻るものであった。一方、停止中照射筒内で生成される<sup>41</sup>Arの線量は0.4Ciであるが、減衰槽に6時間以上貯留されてから排出されるの

で、その量は0.05 Ci 以下になる。これは、スタックから1日に排出される<sup>41</sup>Ar総量の1%以下である。低減対策前後の排気系統別およびスタックでの排出率を低減目標値と合わせて Table B.3.6-1 に示す。

水平実験孔系および気送管系の低減対策によりスタックから排出される<sup>41</sup>Arは、低減対策前の約 $\frac{1}{10}$ である0.27から0.44Ci/hとなった。この値は、スタックでの低減目標値0.6Ci/hを十分に満足するものである。

低減対策後スタックから排出される<sup>41</sup>Arは、主に水平実験孔系の排気風量の変動および気送管系装置の使用、停止により変化する。これらのことから今後は、この2系統から排出される<sup>41</sup>Arの変動に留意して排出<sup>41</sup>Arの監視を行うことにした。(長谷川)

参考文献

- 1) JAERI-M 5370 保健物理と安全管理 No.15 147 (1972)
- 2) JAERI-M 5866 " " No.16 40~42 (1973)

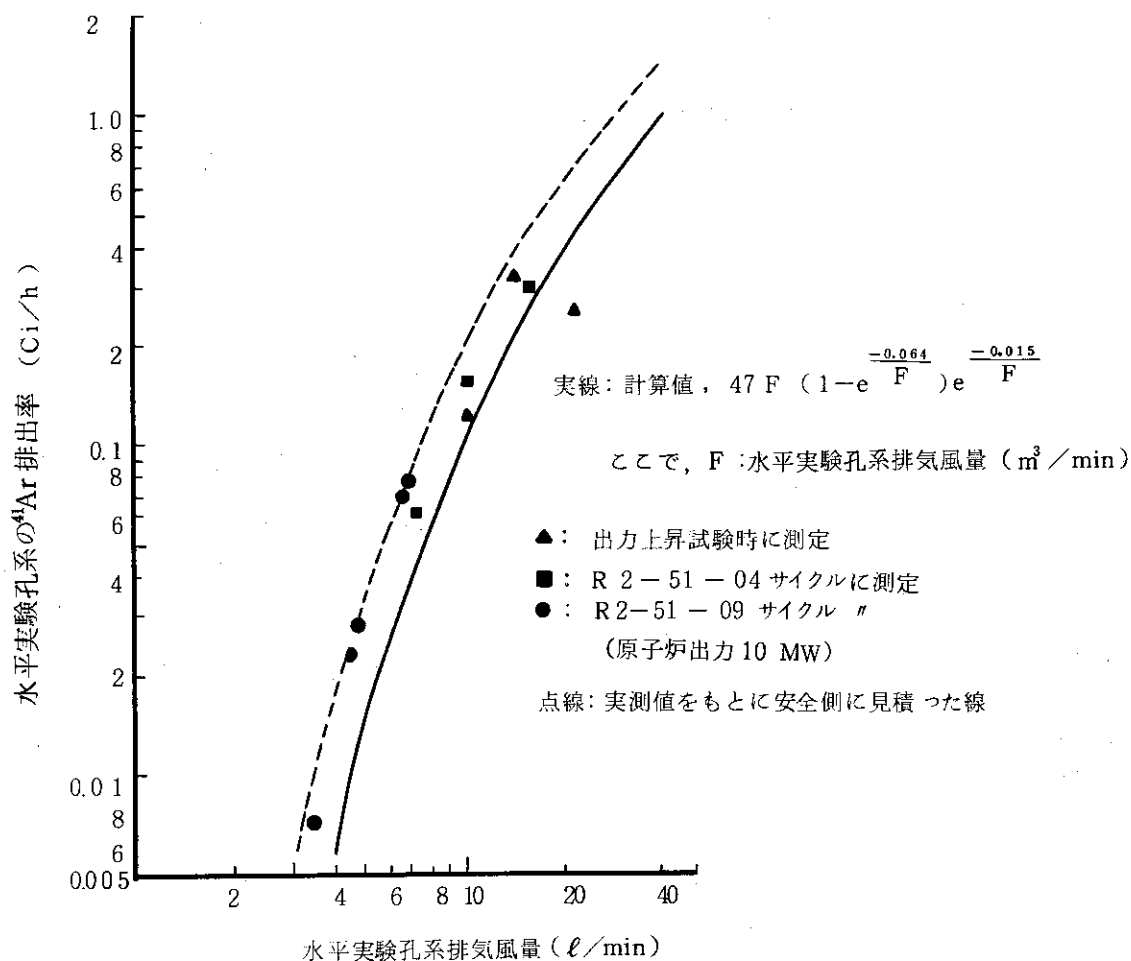


Fig. B. 3.6-2 水平実験孔系排気風量と<sup>41</sup>Ar 排出率 (<sup>41</sup>Ar 減衰ダクト出口側)

Table B.3.6-1 低減対策前後の排気系統別  $^{41}\text{Ar}$  排出率

原子炉出力, 10 MW (東海研究所, 1976年度)

排気系統	$^{41}\text{Ar}$ 排出率 (Ci/h)		低減目標値 (Ci/h)
	低減前	低減後	
水平実験孔系	2.6~2.9 (垂直実験孔からの 排出分含む)	0.03~0.2 *1	0.5
気送管系	0.3~0.6	~0.07*2	0.1
その他	垂直実験孔	—	0.06
	熱遮蔽系	0.02	0.11 (エアカーテンから の排出分含む)
スタック	3.2	0.27~0.44	0.6

\* 1 : 水平実験孔系排気風量 5~10 l/min

\* 2 : 気送管装置使用時, 0.06 Ci/h, 時間照射装置使用時 0.08 Ci/h,  
各装置の稼働率を50%として算出

### B.3.7 JRR-2 における熱遮蔽軽水漏洩復旧作業時の放射線管理

1975年11月にJRR-2重水ポンプ室で熱遮蔽軽水の漏洩が発生した。漏洩はFig. B.3.7-1に示すように炉心直下の重水ダンプ配管に沿って同心円状に設置されている熱遮蔽軽水配管の腐蝕によるものであった。1975年11月から1976年4月にかけて配管の漏洩箇所およびその周辺の観察と補修作業が行われた。

この作業は、1) 炉心タンクの直下であり、周辺配管からの影響により線量率が高い。2) 各種配管類が複雑に設置されているので作業性が著しく悪い。3) 二重構造になっている熱遮蔽軽水配管と重水ダンプ管を、観察および補修のために切断すると、炉心からのビーム状の $\gamma$ 線が内側の重水ダンプ管を通して放出される、等の理由により放射線管理上外部被曝に対する防護が最も大きな問題になった。

そのため、作業に先立ち、漏洩箇所周辺の配管を一部撤去し作業がしやすい状態にすると共に、Fig. B.3.7-1に示したように高線量率(表面最大80mR/h)のエクスパンションジョイントなどを鉛板(5mm厚)で遮蔽したことにより、作業場周辺の線量率は約10mR/hから5mR/hにすることができた。また、熱遮蔽配管切断後に放出されるビーム状 $\gamma$ 線を遮蔽するため、円筒状のSUS(100mm厚)を重水ダンプ管に挿入した結果、ビーム状の $\gamma$ 線は約 $\frac{1}{30}$ の5mR/hに低下した。

これらの線量率低減後に作業は順調に行われたが、その間に受けた外部被曝線量は、ボロスコープを用いた漏洩箇所および周辺の観察を行った人が最も多く、ポケット線量計による測定結果では、一連の作業を通し最大が250mrem、平均75mrem、総被曝線量としては4,000 man·mremであった。このほか、重水配管切断時の空気中トリチウム濃度は $5 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ に上昇したが、局所排気および送風マスクを着用して作業を行ったことにより内部被曝の発生はなかった。(岩本)

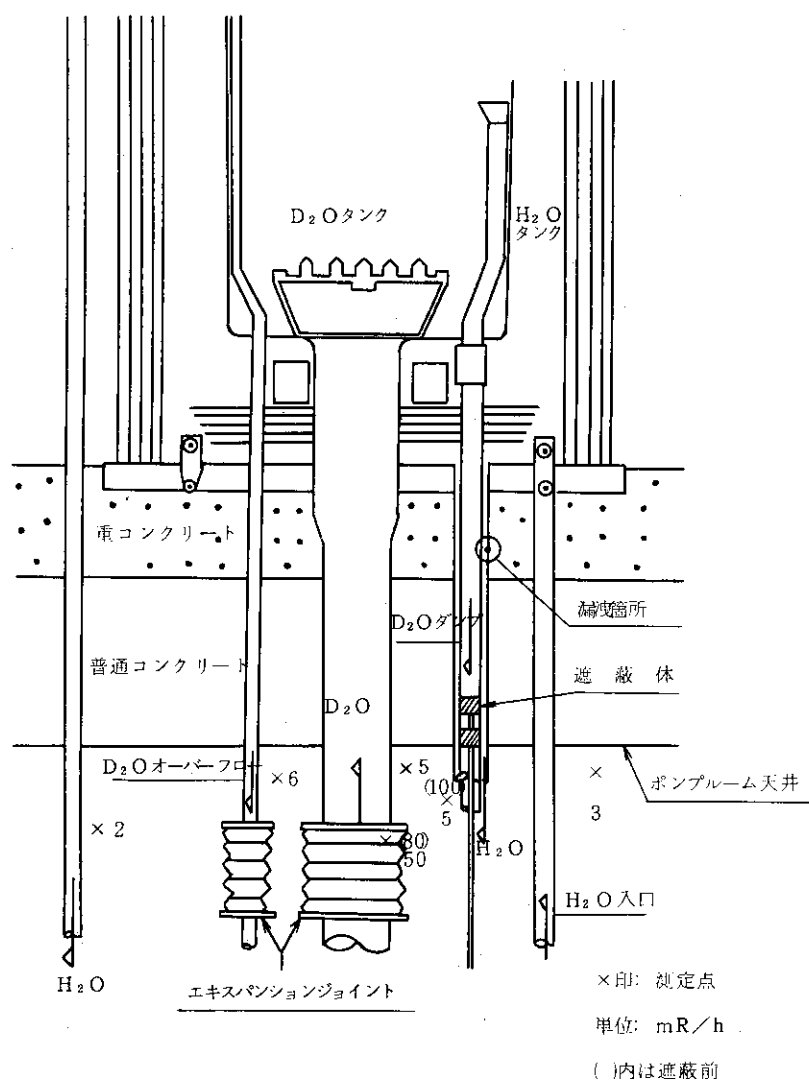


Fig. B. 3.7-1 JRR-2熱遮蔽軽水配管路図および周辺の放射線量率

**B. 3.8 単結晶シリコン試験照射時の放射能の測定**

シリコン半導体素子は、高純度シリコンに極微量のドーパント（添加物）を添加して一定の抵抗率を持たせた単結晶シリコンである。

従来の製法では、ドーパントをシリコン中に均一に分布させることが困難なため、高品質の製品を作るのは容易ではなかった。そのため、単結晶シリコンを中性子照射し、シリコンの核反応 ( $^{30}\text{Si}(n, \gamma)^{31}\text{Si} \xrightarrow{\beta^-} ^{31}\text{P}$ ) によって生成するリンをドーパントとして均一に分布させ、性能の良い半導体素子を作る方法が開発された。現在、将来の実用照射のために、JRR-4 を利用して試験照射が実施されている。

単結晶シリコンの中性子照射法による製造プロセスの概要を Fig.B.3.8-1 に示す。製品は、一般の市場に出荷されるので、照射後の単結晶シリコン中にいかなる核種がどの程度含まれるかを知ることは、試料搬出時の放射能検査をするうえで重要である。

以下は、実用照射における搬出時の放射能検査方式を確立することを目的に、試験照射時の試



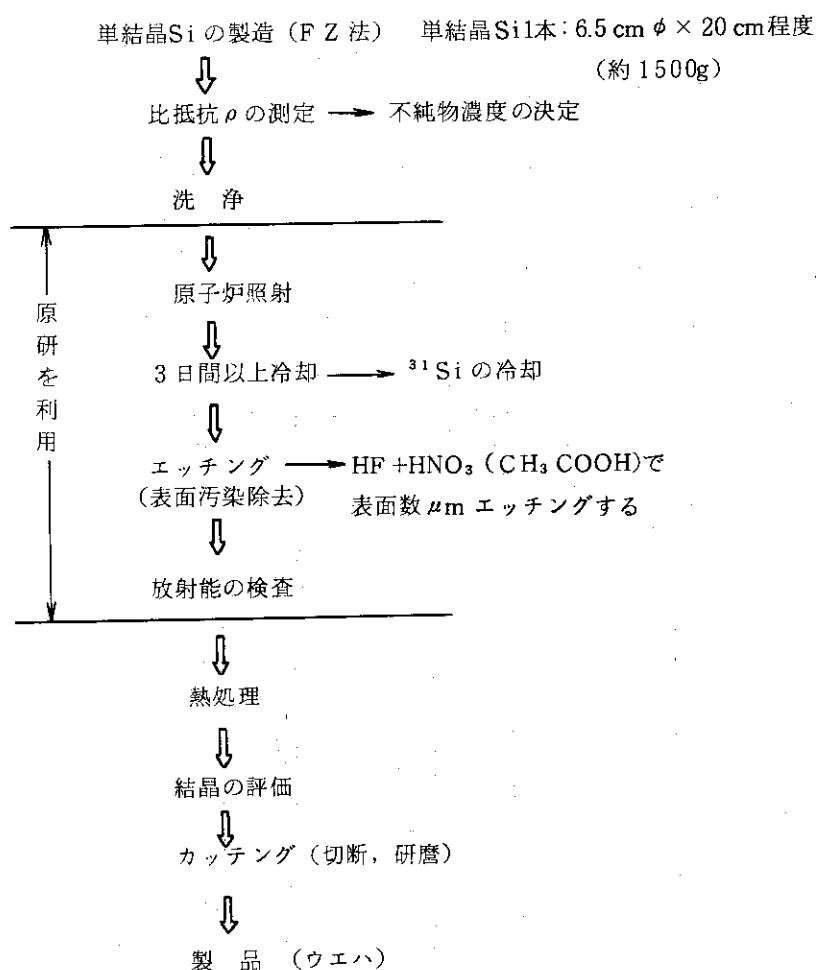


Fig. B. 3.8-1 単結晶シリコン中性子照射法の製造プロセスの概要

料の放射能測定結果をまとめたものである。

照射後の単結晶シリコン中に含まれる核種は、 $^{30}\text{Si}(n, \gamma)^{31}\text{Si} \xrightarrow{\beta^-} ^{31}\text{P}(n, \gamma)^{32}\text{P}$  反応によって生成する  $^{31}\text{Si}$ ,  $^{32}\text{P}$  とシリコン中に存在する不純物の放射化によって生成するものがある。照射された単結晶シリコンは、 $^{31}\text{Si}$  冷却のため通常 7 日程度冷却してから搬出するので、この時点での  $^{31}\text{Si}$  放射能は、熱中性子束密度  $2 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ , 10 時間照射として計算すると、 $^{32}\text{P}$  放射能濃度の  $1/10^{11}$  にすぎない。

シリコン中に含まれる不純物およびその量は、シリコンの素材、製造方法などに依存する。

試験照射時において、代表的な 7 試料について  $\gamma$  線スペクトルの測定を行った結果では、不純物は大部分の試料からは検出されず、1 試料から  $^{198}\text{Au}$  ( $4.2 \times 10^{-6} \mu\text{Ci/g}$ )、他の 1 試料から微量の  $^{198}\text{Au}$ ,  $^{122}\text{Sb}$  および  $^{124}\text{Sb}$  が検出されたにすぎなかった。また、代表的な試料の半減期測定結果では、 $^{32}\text{P}$  の半減期と一致した。

Table B.3.8-1 は、単結晶シリコンの放射能濃度の測定結果 (検出限界以上のもの) をまとめたものである。表中の測定値は、単結晶シリコンロットと同一条件で照射した測定用サンプルを GM 計数装置で測定し、核種を  $^{32}\text{P}$  と仮定し自己吸収を補正して求めた濃度である。その結果は、 $10^{-5} \sim 10^{-6} \mu\text{Ci/g}$  程度である。照射条件を考慮して計算によって求めた  $^{32}\text{P}$  の濃度と

Table B. 3.8-1 GM計数装置による単結晶シリコンサンプルの放射能測定結果

(東海研究所, 1976年度)

メーカー	照射年月日	照射時間	冷却時間	放射能濃度 ( $\mu\text{Ci/g}$ ) <sup>3)</sup>		試料番号 <sup>5)</sup>
				計算値	実測値 <sup>4)</sup>	
S社	1975. 7. 9	3h 45m	7日	$7.6 \times 10^{-6}$	$9.2 \times 10^{-6}$	PH-1
	1975. 7. 31	2h 40m	7日	$5.4 \times 10^{-6}$	$9.6 \times 10^{-6}$	
K社	1976.4.15~16	4h 50m	6日	$1.4 \times 10^{-5}$	$5.7 \times 10^{-5}$	PH-2
	1976. 7. 16	3h 30m	5日	$8.4 \times 10^{-6}$	$1.0 \times 10^{-5}$	PH-3
O社	1976.7.22~23	7h 30m	13日	$1.4 \times 10^{-5}$	$4.8 \times 10^{-6}$	PH-4 PH-5
	1976. 7. 28	1h 53m	8日	$3.6 \times 10^{-6}$	$7.9 \times 10^{-6}$	
	1976.9.28~10.7	18h 48m	7日	$7.6 \times 10^{-5}$	$5.3 \times 10^{-5}$	
T社	1976. 7. 26	5h 55m	15日	$1.2 \times 10^{-5}$	$5.0 \times 10^{-6}$	PH-6
N社	1976.9.22~24	11h 36m	10日	$3.4 \times 10^{-5}$	$2.6 \times 10^{-5}$	PH-7

注)

1) 計算条件

$$\phi_{th} = 2 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$$

計算に使用した  $\phi_{th}$  は, 実際の0.9~1.5倍

2) 測定条件

使用測定器: GMスケータ

測定時間: 10~30 min

3) 単結晶シリコン中に含まれる核種を  $^{32}\text{P}$  がすべてと仮定して算出(自己吸収補正)4) 統計誤差  $\pm 60\%$  以内5) PH-1~7は,  $\gamma$ 線スペクトル分析の試料番号である。PH-1では,  $^{198}\text{Au}$ ,  $^{122}\text{Sb}$ ,  $^{124}\text{Sb}$  が, PH-2では,  $^{198}\text{Au}$  が検出された。

それ以外の試料からは, 特定の核種は検出されなかった。

測定値は, 誤差の範囲内で一致した。

以上の結果から, 単結晶シリコン中に含まれる核種は  $^{32}\text{P}$  が支配的であり, メーカーや, ロットによっては  $^{198}\text{Au}$ ,  $^{122}\text{Sb}$  などの不純物が含まれるが, いずれも放射性同位元素の定義値  $2 \times 10^{-8} \mu\text{Ci/g}$  に比べはるかに低い濃度であることがわかった。したがって, 特殊な管理方式は必要とせず, 通常の放射線管理を行えばよいが, 長期の過程で, 何か異種のものが混入するのをチェックするため, 実用照射時の搬出管理は, 次のように行うことにした。

1) メーカー, ロットを代表できるような試料について  $\gamma$ 線スペクトル分析を行い, 存在する核種を把握する。

2) 出荷時には, 全数スミヤ法および直接サーベイ法による表面汚染検査を行う。

3) 搬出基準は, 以下の通りである。

① スミヤ法による表面汚染密度:  $< 1 \times 10^{-6} \mu\text{Ci/cm}^2$ ② 表面線量率:  $< 10 \mu\text{R/h}$

③ 放射能濃度 :  $< 2 \times 10^{-4} \mu\text{Ci/g}$

ここで、表面線量率に対する基準値は、表面汚染検査計（大口径）で測定した場合の検出限界計数率を線量率に換算した値<sup>\*1</sup>である。また、放射能濃度の基準値は、表面汚染検査計によって測定した場合に、試験照射時に検出された核種のうち感度の最も悪い<sup>122</sup>Sbに対する検出限界濃度に相当するものである。 (宮本)

### B.3.9 「むつ」遮蔽実験に伴う放射線管理(Ⅱ)

前年度に引続いて1976年6月4日までJRR-4 No.2プール内で「むつ」の遮蔽実験が行われた。その後、使用済供試体、組立架台等の処分作業が行われた。

供試体組替、解体除染作業のために本年度中にJRR-4から排出された放射性廃液は約 $2.8 \times 10^3 \text{ m}^3$ 、5.7 mCi（主な核種<sup>24</sup>Na, <sup>51</sup>Cr）であったが、一部は一般排水溝を通して廃棄物処理場の希釈槽に貯留し<sup>24</sup>Naの減衰後に排出したため、環境へ排出された放射能は4.2 mCiであった。遮蔽実験の全期間（1976年2月～7月）の廃液は、上記の量を含め約 $5.7 \times 10^3 \text{ m}^3$ 、13 mCiであったが環境への排出放射能は6.4 mCiであった。

実験終了後、1976年6月8日から7月3日までの間、No.2プール内に設置されている供試体、組立架台等を解体除染し、撤去する作業が行われた。供試体等の表面汚染は約 $5 \times 10^3 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ （核種<sup>51</sup>Cr, <sup>60</sup>Co）あったがプール内で水洗いして $5 \times 10^2 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ 程度まで除染した後、さらに炉室1階に設けた解体除染区域で洗剤を用いて除染した。

供試体の大多数は放射化しており（表面線量率最大10 mR/h, 核種<sup>59</sup>Fe, <sup>54</sup>Mn）、厚鋼板およびコンクリート製で解体困難なため一体として処理した。組立架台（I型鋼製）は除染および汚染検査が容易なように1～2 mの長さに切断して再除染し、その汚染度に応じて分類し、処分した。

放射化している供試体等はすべて除染し、除染困難な部分は汚染拡大防止のためペイントを塗布して保管廃棄建屋（JRR-4 第2種管理区域内）に保管した。放射化の恐れのない組立架台の鋼材はスミヤ法、サーベイ法により汚染が検出されないことを確認後、保全区域内に搬出し一時保管した。その他の放射化物は廃棄物処理場へ引渡した。

サーベイ法による汚染検査の検出限界の放射能濃度は約 $3 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/g}$ 、表面汚染密度は約 $8 \times 10^2 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ であった。スミヤ検査ではGMスケータを用い、検出限界表面汚染密度は70 dpm/100 cm<sup>2</sup>であった。ただし、汚染核種は<sup>51</sup>Cr, <sup>60</sup>Coであり、<sup>51</sup>Crに対するGM管の計数効率を補正（約3倍）すると、この値はほぼ200 dpm/100 cm<sup>2</sup>に等しくなる。

保管廃棄建屋内の供試体のうち、表面線量率が0.1 mR/h（放射能濃度換算 $2 \times 10^{-4} \mu\text{Ci/g}$ ）以上のものは廃棄物処理場へ引渡し、それ以下のものは減衰を待つとともに放射化物に対する処分方法が決定されるまで保管廃棄建屋に保管することとした。

前報<sup>1)</sup>の作業も含めた全作業期間（1976年2月～7月）における遮蔽実験関係者（30名）の被曝線量（ポケット線量計によって測定した値）は450 man・mremで、個人最大は70 mremであった。 (神永)

\*1 本誌2.2.3参照

参考文献

- 1) JAERI-M 6696 保健物理と安全管理 No.18 48-50 (1976)

**B.3.10 Pu 研 1 棟における排気フィルタユニット更新作業**

排気第 8 系統のフィルタユニットは、Fig. B.3.10-1 に示すように、原研 103 型 3 段(プレフィルタ+HEPA フィルタ×2) 2 列 2 基からなり、高レベル区域 107, 108 号室のグローブボックス系からの排気を濾過している。

1974 年からのグローブボックス廃棄作業に伴い、フィルタ濾材に高汚染が予想された。そしてそれに対応した交換作業方法を確立するため、1975 年 6 月に本格的な更新作業の検討が開始された。関係課室の十分な検討の結果、既設ユニットの撤去、新フィルタ装置の据付工事、安全解析それに作業中のグローブボックスの負圧管理についての作業要領が完成し、本作業は、1976 年 6 月から開始された。以下にその作業方法ならびに特異点について報告する。

まず排風機室内のフィルタユニット設置場所が狭いため、建屋外に仮設作業小屋を新設し、また排風機室内の作業場は、出入口扉付の板壁を用い隔離した。グローブボックス負圧維持のため他系統を利用して仮設排気を設け、さらに塩ビダクト切断のモックアップテストを行ない、内容把握のため作業マニュアルの十分な検討を繰返した。作業時の防護具は、特殊作業帽、特殊作業衣に半面マスクを着用し、作業者の汚染管理用に $\alpha$  フットモニタを臨時に新設した。

本工事は、一時管理区域設定のもとに Fig. B.3.10-1 の排気系既略図に示す丸印の番号順に行なわれた。その方法は、切断箇所 ⑤ ⑥ ⑦ ⑩ (300mm $\phi$  塩ビ管) に、切断用ノコギリ、 $\alpha$  表面汚染計、密着防止用針金、布ウエス入りのグローブおよび給気口付のビニールバックを取付けた。そして汚染検査をしながらビニールバック内で切断後、その中央部をシールし、ダクトの切断部をそれぞれビニール包装する密封方法(クローズ法)で行なった。⑬から⑯は、フィルタユニットを撤去したのち細断した箇所であり、フランジ接続部 ③ ④ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ の切離しも同方法で行なった。

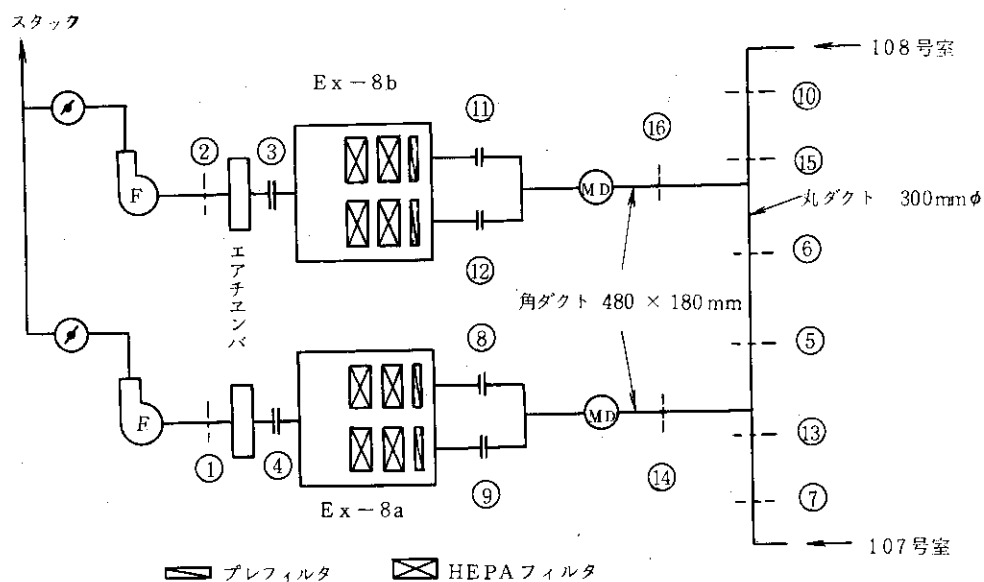


Fig. B.3.10-1 Pu 研 1 棟排気第 8 系統概略図

フィルタユニットの撤去は、ダクト接続フランジ部にメクラ板を取付け、装置周辺のネジ取付部および開口部（フィルタ交換口）には、エポキシ樹脂系接着剤（水中ボンド）を用い密封した。そして仮設小屋に移動したのち、天井からクレーンで1基ごと収納容器に収め固定した。容器は、3.2mm 厚の鋼板で、大きさは1560×1000×1950mm、総重量は1.7tonであった。ダクト類も同様な容器に収め、蓋を溶接しカラーチェックを実施した。

本作業前の安全解析の一環として、既設ダクトおよびフィルタユニット内の汚染量を推定した。それは、過去のスタックから排出された $\alpha$ 放射能およびダクト更新時の実測値から評価し、ユニット内は、 $^{239}\text{Pu}$ 重量換算で32mg、ダクト内は1mgであった。

これに対し、本作業中の汚染検査（スミヤ法）によって得られたダクト内の汚染状況を Fig. B.3.10-2 に示す。その結果、最大値は $1.4 \times 10^4 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ であり、またプレフィルタ表面の汚染は、直接測定の結果 $(3 \sim 5) \times 10^3 \text{ dpm}/\text{cm}^2$ で均一な分布であった。重量換算した汚染総量は、ユニット内が13mg( $8 \times 10^{-1} \text{ mCi}$ )、ダクト内は16 $\mu\text{g}$ であった。実測値は、スミヤ採取効率、測定時の $\alpha$ 線の空気による吸収効果等を補正すればさらに大きい値になり、推定値にほぼ一致すると考えられる。

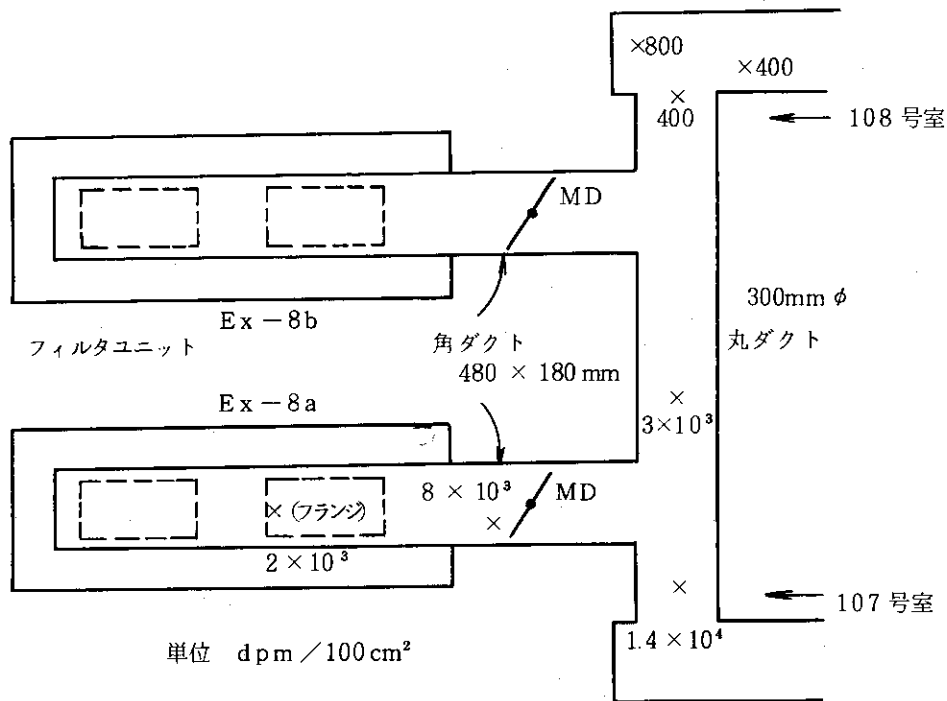


Fig. B. 3.10-2 排気第8系統ダクト内 $\alpha$ 汚染分布

外観検査の結果、プレフィルタは予想に反して健全であるように見えた。またその表面は、薄いオレンジ色をしていたが、これはオイルが付着していたためと推定される。

新設のフィルタユニットは、パイプ接続型（self-contained type）である。これは箱の両側に100mm厚、300mm $\phi$ の硬質塩ビ管が付き、プレフィルタ1枚、HEPAフィルタ2枚が組込まれている。大きさは、610×1100×610mmで難燃処理済合板で作られている。このユニットは、すでにPu研1棟の排気第1, 2, 3系統に設置されている。それは、小型でユニットごとの

フィルタ交換が容易、かつ総合捕集効率が高得やすく、運転保守に適している。

以上のように、作業方法の綿密な打合せ、クローズ法の実施、そして厳密な汚染検査をしながら進行した結果、ビニールバック外の汚染は皆無であった。約2カ月間にわたる工事を直接担当した作業員は、延21名であった。狭い場所における重量物の取扱い作業であり、作業員1名がユニット移動中、コンクリート壁の間に手指がはさまれ負傷したことの他は、貴重な体験が得られた。

最後に、この更新作業は、その排気システムが高汚染していたため、技術的検討と作業に対し相当の日数と労力を費した。しかしグローブボックス内の汚染管理、グローブボックス内排気用フィルタの管理をより厳格に行なうことにより、排気システム内高汚染の防止が可能であり、これらの問題は、相当軽減できると考えられる。 (泉)

## 1 B.4 環境管理

## Environmental Monitoring

Nine monitoring posts were replaced by new ones equipped with NaI(Tl) scintillation detectors in Tokai Research Establishment.

Radioactivities in the environmental materials and gamma radiation around the facilities were monitored as in the previous years. Influences of the fallout of Chinese nuclear weapon tests on the monitoring items were observed. In the environment, there were no abnormal radioactivities due to effluents from the facilities.

## B.4.1 概要

環境放射線中央監視システム更新計画の第4年度としてモニタリングポスト4基を更新し前年度と合わせて構内全9基の更新を完了した。また、気象観測および排水監視データの中央監視室における自動処理に関する工事を完了した。

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、排水試料の連続採取、ならびにそれらの試料の放射能測定、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などの定常業務は1975年度とほぼ同様に行った。全般を通じて施設放出に起因する異常は認められなかった。

また1976年9月に行われた第19回中団核実験による放射性降下物の影響がみられたが、今後定常業務とは別に核爆発実験直後の放射性降下物に関する調査を行うこととなった。

(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

1975年度と同様、東海研究所周辺4カ所、大洗研究所2カ所で連続監視した。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. B.4.2-1に示す。10月に $\gamma$ 線照射線量率が $0.5 \mu\text{R}/\text{h}$ 程度高くなっているが、これは第19回中国核爆発実験の影響による。大気中 $\beta$ 放射能濃度も巨大粒子による影響がみられるが、月平均値には影響はみられない。大気塵埃中の $\alpha$ 放射能濃度、 $\beta$ 放射能濃度の値は集塵系に関連した補正を行ってある\*。

## (2) モニタリングポストによる監視

警報レベル( $50 \mu\text{R}/\text{h}$ )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、いずれも原因が確認された。

\* 1975年6月～1976年2月までの値(保健物理と安全管理No18, 1975年度)についても同様に補正係数0.76を乗ずること。

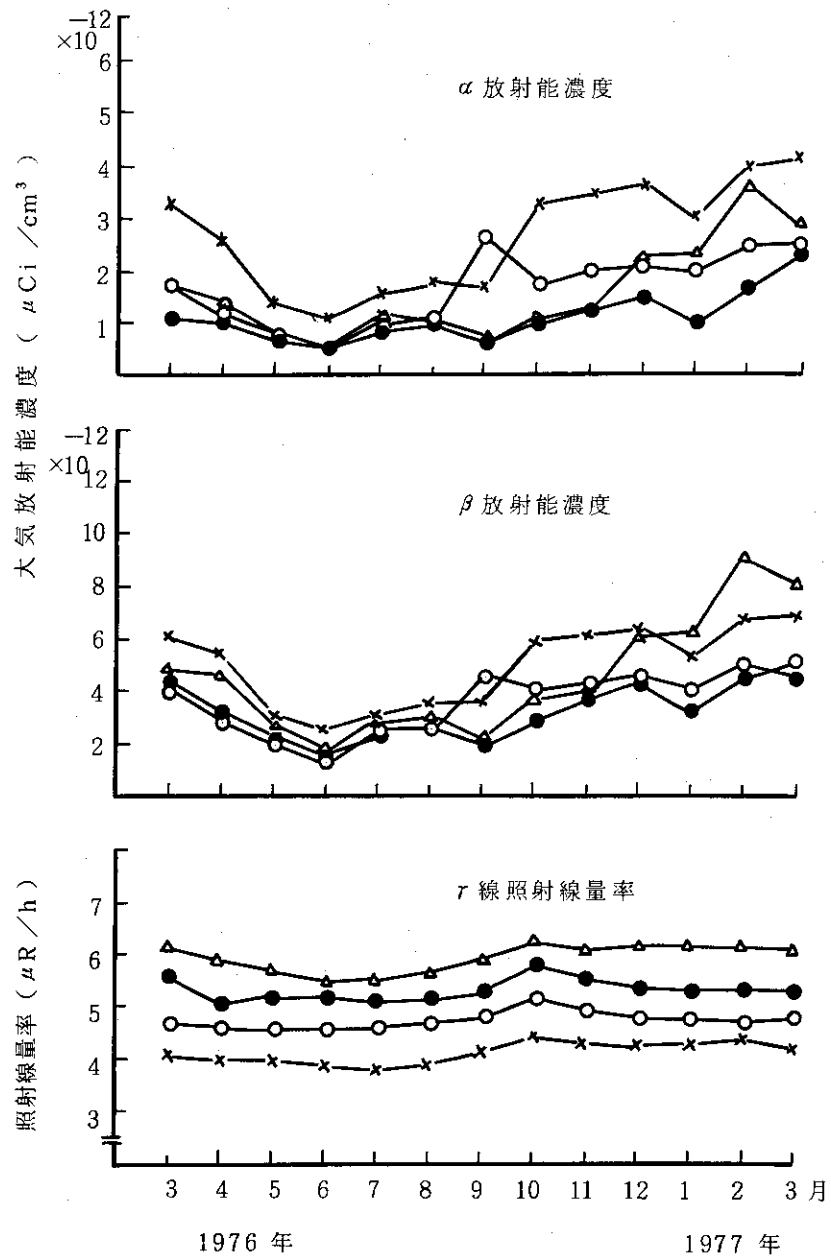


Fig.B. 4.2-1 モニタリングステーションにおけるγ線照射線量および  
大気塵埃中放射能の月平均値  
● No. 1, ○ No. 2, × No. 3, △ No. 4

(3) 定点におけるγ線照射線量率測定

1975年と同様測定点19点について4月と10月と12月に実施した。10月の結果は中国核爆発実験の影響を受けていたので12月に再度実施した。4月と12月の結果は従来と同様である。河合社は境内進入が不可能となったため、都々逸坊に変更した。

第19回中国核爆発実験によるステーション、ポスト、サーベイ値の変動については、258に詳述してある。



## (4) 環境中積算線量の監視

1975年度同様、熱発光線量計 (TLD,  $Mg_2SiO_4:Tb$ ) により3カ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

1975年度同様、緊急時サーベイの基礎データを得るために、走行サーベイを1977年3月に実施した。

## (6) 気象観測

東海研、大洗研とも1975年度と同様各気象要素について連続観測を行った。

## (7) 周辺環境中の放射線量の算定

JRR-2, JRR-3, JRR-4, JPDRおよびNSRRから1976年度放出された放射性希ガスによる周辺環境中の全身被曝線量を算出した。その結果、被曝線量が最大となった位置はJRR-2の南南西方位の周辺監視区域境界であり、その値は0.28 mremであった。また、東海研究所全施設から放出された $^3H$ ,  $^{60}Co$ ,  $^{137}Cs$ を含む液体廃棄物に起因する全被曝線量は0.01 mremであった。施設ごと、核種ごとの被曝線量をTable B.4.2-1およびTable B.4.2-2に示した。

Table B. 4.2-1 希ガスからの年間全身被曝線量  
(東海研究所：1976年度)

原子炉施設	年間放出量 (Ci/y)	JRR-2南南西地点の 全身被曝線量 (mrem/y)
JRR-2	$9.6 \times 10^2$ ( $^{41}Ar$ )	$1.5 \times 10^{-1}$
JRR-3	$5.5 \times 10^2$ ( $^{41}Ar$ )	$1.3 \times 10^{-1}$
JRR-4	$1.1 \times 10^{-1}$ ( $^{41}Ar$ )	$< 1 \times 10^{-3}$
JPDR	0.0	0
NSRR	$8.1 \times 10^{-2}$ ( $^{41}Ar$ )	$< 1 \times 10^{-3}$
計		$2.8 \times 10^{-1}$

Table B. 4.2-2 液体廃棄物からの年間全身被曝線量  
(東海研究所：1976年度)

核種	年間放出量 (Ci/y)	被曝線量 (mrem/y)
$^3H$	$2.9 \times 10$	$1.2 \times 10^{-3}$
$^{60}Co$	$4.6 \times 10^{-3}$	$8.3 \times 10^{-3}$
$^{137}Cs$	$3.1 \times 10^{-3}$	$4.4 \times 10^{-4}$
計		$1.0 \times 10^{-2}$

## (8) その他

- (a) モニタリングポスト装置4基 (MP.2~MP.5)の更新工事が1977年3月に終了した。
- (b) 気象および排水モニターデータの自動処理化のための工事が1977年4月に終了した。データ収集処理のためのインターフェイスの付加,ならびにプログラムの改修とディバックのため,4月中は一時的に自動監視が中断したが,この間の監視はおよそ30分間隔で手動によりテレメータを操作し,モニタリングステーションの $\gamma$ 線量率を読み取ることにより行なった。
- (c) 東海1972年6月~1976年7月,大洗1975年の気象データの読み取り作業を気象協会に委託した。気象協会では,ディジタイザー(高精度座標読み取り装置)を使用し,基準点からの長さを計る方法で読み取った。長さを気象チャート紙の目盛り(単位)に変換する作業は,環境監視装置の予備系計算機(OKITAC-4500)により行なった。(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

1976年度に行った東海研敷地内および周辺の環境試料中の全 $\beta$ 放射能の測定は,採取場所の一部変更(土壌について減少)をしたが,採取試料の種類と頻度は1975年度と同様である。変更した理由は,採取した土壌の核種分析に重点を置くためである。

各試料の測定結果はTable B.4.3-1に示した。これらの値を1975年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。しかし,松葉の後期の値は,第19回中国核実験の影響で約4倍ほど上昇した。

(2) 降下物の全 $\beta$ 放射能の測定

大型水盤と定時採取の雨水による放射性降下物(フォールアウト)の月間降下量はFig. B.4.3-1に示すような変動をしている。5,6月は例年のフォールアウトの季節変動(Spring peak)であり,9,10,11月は,9月26日と11月17日に行われた。第19回および21回の中国核爆発実験の影響によるものである。

## (3) 環境試料の採取地点

所内保安規程および放射線管理規程の変更にともない環境試料の採取地点の見直しを行った。1976年度現在の採取地点をFig. B.4.3-2に示す。

## (4) 環境試料中の核種分析

1976年度に行った土壌,海底土,排水溝出口砂の自然放射性核種濃度は,NaI(Tl)検出器によって $\gamma$ 核種分析を実施し,結果についてはTable B.4.3-2に示した。1975年度と比較して,特に変動は見られなかった。また,土壌と海水の $^{137}\text{Cs}$ についても分析(Table B.4.3-3)を行ったが,例年と大差が見られなかった。

(5) 排水溝排水の放射能濃度

排水溝排水の放射能監視は、第1および第2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3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。放射能測定は連続サンプラによって貯留された1週間の試料の中から1ℓを採取し、蒸発乾固により週平均濃度を算出している。測定結果はTable B.4.3-4に示すが、いずれも未知核種の規定濃度(1×10<sup>-7</sup> μCi/cm<sup>3</sup>)以下であった。(人見)

Table B.4.3-1 環境試料中の全β放射能測定結果

(東海研究所:1976年度)

試料・地点名	前期	後期	試料・地点名	前期	後期
土 壤	pCi/g 乾土		農 産 物	pCi/g 生体	
構内JPDR前	1.8	1.6	松葉<指標物>	4.4	17.8
東海村須和間	1.0	1.0	牛乳(船場)	1.2	1.1
勝田市高場	1.0	0.6	牧草( )	5.7	5.7
宮前	-	0.9	精米(須和間)	-	0.9
稲田	0.7	0.5	甘藷(須和間)	-	4.4
那珂町横堀	0.9	0.5	ほうれん草(須和間)	-	7.7
東海村亀下	2.2	1.8	水 産 物	pCi/g 生体	
石神	1.4	1.3	東海沖(可食部)	4.1	2.8
排水溝出口付近砂	pCi/g 乾土		ヒラメ(骨)	1.9	*
第1排水溝	1.6	1.6	(全部)	3.3	2.6
第2  "	1.5	1.4	シラス(全部)	2.9	2.9
第3  "	1.5	1.6	久慈地先		
飲 料 水	pCi/ℓ		ワカメ	1.6	-
阿漕浦取水口	1.4	*	ヒジキ	-	13.2
荒谷台浄水場	*	*	シジミ	0.2	-
長堀  "	1.7	*	海 底 土	pCi/g 乾	
岡   "	*	*	東海沖 500m	1.6	2.2
照沼  "	3.1	*	"	2.0	3.0
東海村須和間	*	*	5km	1.3	1.6
河 川 水	pCi/ℓ		2km	1.8	1.7
久慈川原研取水口	1.8	*	海 水	pCi/ℓ	
河口(豊岡)	*	1.5	東海沖 500m	1.5	*
* 検出限界濃度以下			"	*	*
			5km	1.4	*
			2km	*	*
			* 検出限界濃度以下		

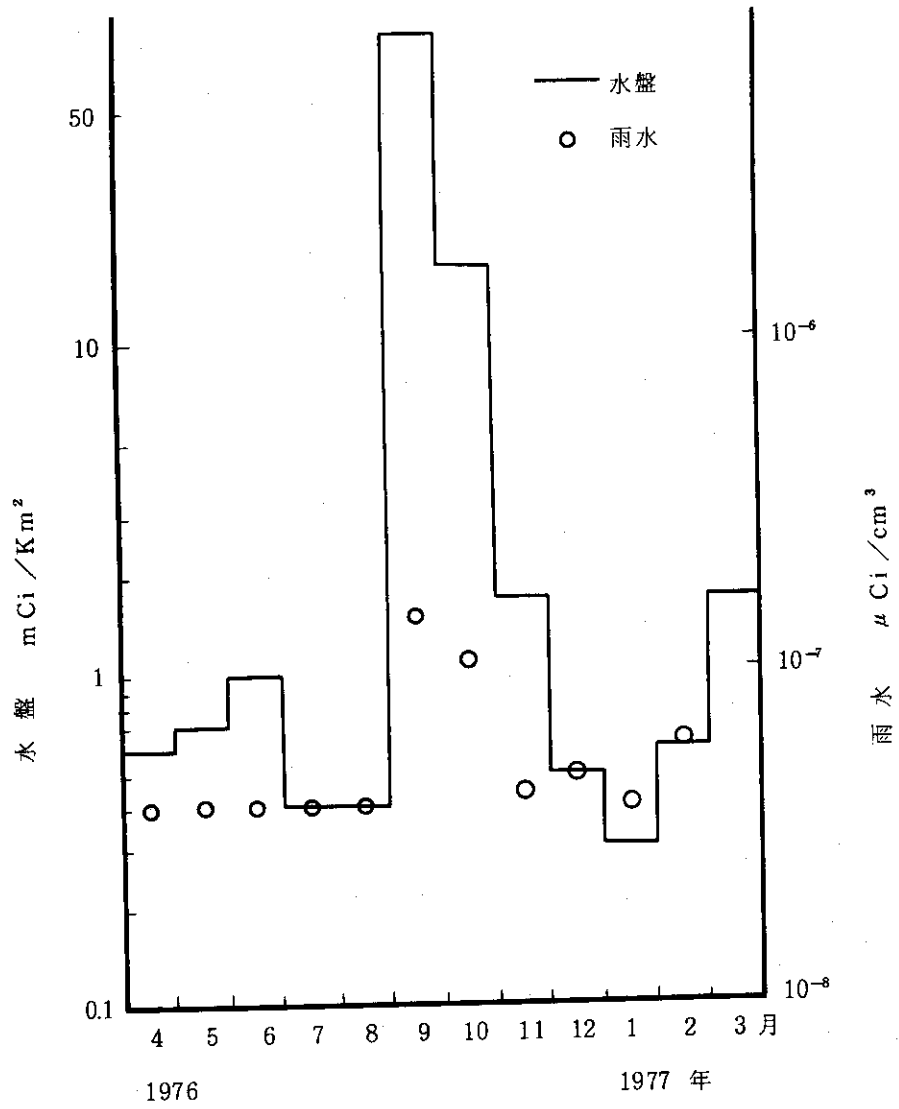


Fig. B. 43-1 フォールアウトの全β放射能月間降下量

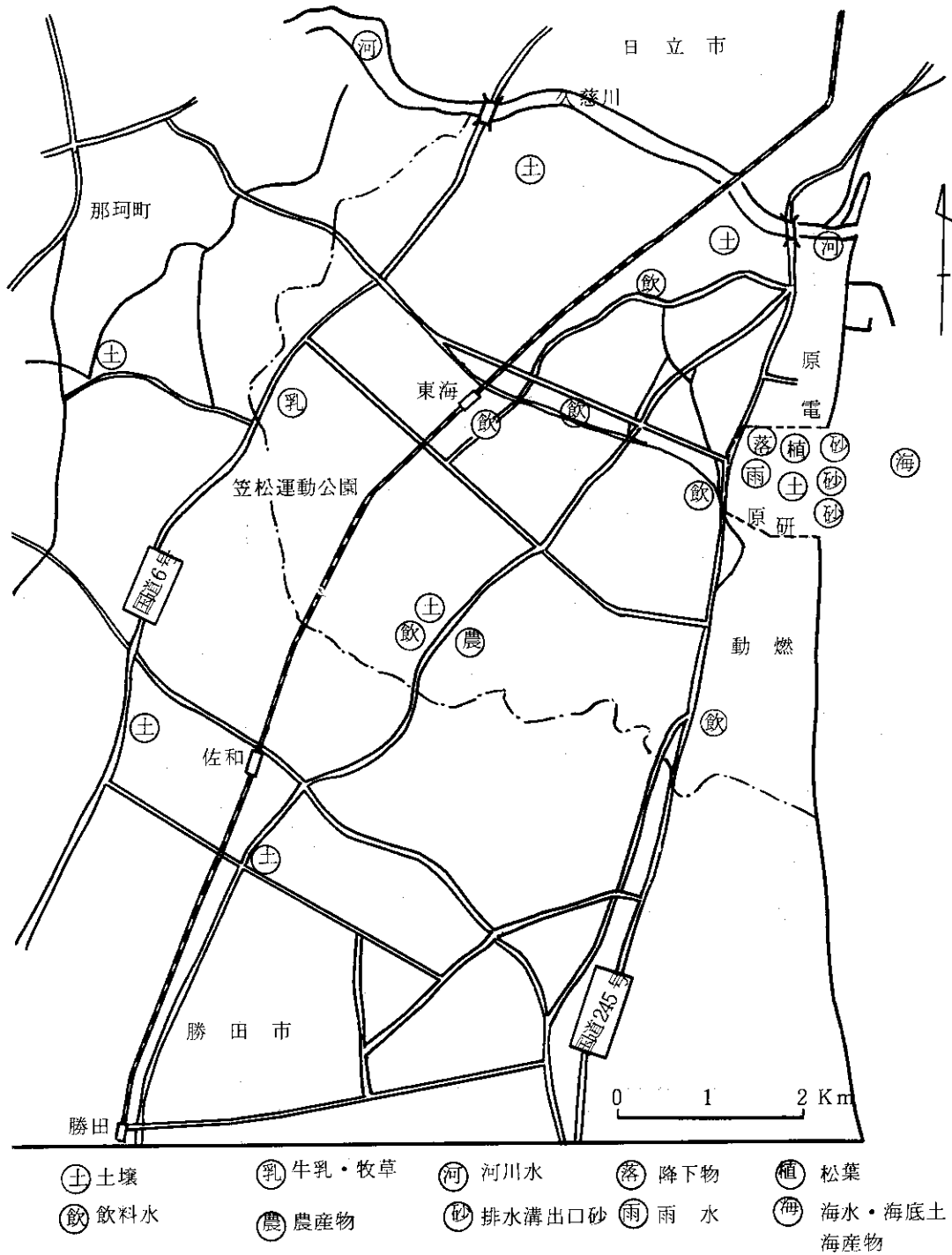


Fig. B. 43-2 東海研究所周辺における環境試料採取地点 (1976年度)

Table B. 4.3-2 環境試料中の自然放射性核種濃度

(東海研究所1976年度)

試料 核種 地点名	前 期			後 期		
	<sup>232</sup> Th	<sup>238</sup> U	<sup>40</sup> K	<sup>232</sup> Th	<sup>238</sup> U	<sup>40</sup> K
	pCi/g 乾土			pCi/g 乾土		
土 壤						
構内 J P D R 前	0.31	0.10	19.2	0.46	0.31	19.4
東海村須和間	0.32	0.05	5.8	0.33	0.08	6.3
“ 亀下	0.76	0.25	14.8	1.01	0.36	16.4
“ 石神	0.49	0.18	8.0	0.54	0.20	7.3
勝田市高場	0.27	0.08	3.5	0.38	0.18	3.8
“ 稲田	0.25	0.13	3.4	0.28	0.05	2.7
那珂町横堀	0.32	0.08	5.8	0.34	0.18	3.8
排水溝出口付近砂						
第1排水溝	0.25	0.13	21.5	0.69	0.10	20.9
第2 “	0.22	0.20	21.3	0.78	0.03	19.6
第3 “	0.30	0.21	21.0	0.31	0.04	23.3
海 底 土						
東海沖 500m	1.68	0.48	14.9	2.54	1.23	17.0
“	2.21	0.44	16.3	5.52	1.69	15.2
東海沖 5 km	0.34	0.11	13.9	0.36	0.12	14.3
“ 2 km	1.64	0.42	13.9	-	-	-

Table B. 4.3-3 土壌・海水中の<sup>137</sup>Cs濃度

(東海研究所：1976年度)

土 壤	採取年月日	<sup>137</sup> Cs		海 水	採取年月日	水温 ℃	塩分 S ‰	<sup>137</sup> Cs pCi/ℓ
		pCi/g	mCi/km <sup>2</sup>					
原研構内	51.5.10	0.31	31	東海原研沖500m	51.6.3	17.9	29.21	0.18
東海村須和間	“	0.35	20	“ 500m	51.7.6	17.2	32.07	0.18
“ 亀下	“	0.25	16	“ 5 km	51.7.6	18.2	33.33	0.16
“ 石神	“	0.55	30	“ 500m	51.10.12	18.5	-	0.36
勝田市高場	“	1.28	69	“ 500m	52.1.11	13.4	34.11	*
“ 稲田	“	0.14	8	“ 5 km	52.1.11	14.4	34.25	*
那珂町横堀	“	0.64	40					

\* 検出限界濃度以下

Table B. 43-4 排水溝における排水中の放射能濃度(月平均)

(東海研究所:1976年度)

年 月	地 点	第 1 排 水 溝 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	第 2 排 水 溝 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	第 3 排 水 溝 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )
1976.	4月	$4.5 \times 10^{-9}$	$1.2 \times 10^{-8}$	$< 1.5 \times 10^{-9}$
	5	$< 4.3 \times 10^{-9}$	$5.4 \times 10^{-9}$	$< 1.5 \times 10^{-9}$
	6	$< 4.3 \times 10^{-9}$	$4.6 \times 10^{-9}$	$< 1.4 \times 10^{-9}$
	7	$< 4.3 \times 10^{-9}$	$4.6 \times 10^{-9}$	$1.6 \times 10^{-9}$
	8	$4.0 \times 10^{-9}$	$4.3 \times 10^{-9}$	$< 1.0 \times 10^{-9}$
	9	$< 4.6 \times 10^{-9}$	$4.7 \times 10^{-9}$	$1.4 \times 10^{-9}$
	10	$4.5 \times 10^{-9}$	$5.8 \times 10^{-9}$	$< 1.0 \times 10^{-9}$
	11	$5.1 \times 10^{-9}$	$9.1 \times 10^{-9}$	$1.3 \times 10^{-9}$
	12	$< 4.6 \times 10^{-9}$	$5.5 \times 10^{-9}$	$1.3 \times 10^{-9}$
1977.	1	$6.4 \times 10^{-9}$	$1.2 \times 10^{-8}$	放出なし
	2	$< 3.9 \times 10^{-9}$	$4.1 \times 10^{-9}$	$< 0.8 \times 10^{-9}$
	3	$< 3.9 \times 10^{-9}$	$< 3.9 \times 10^{-9}$	$< 0.8 \times 10^{-9}$

## 1 B.5 放射線計測器類の管理

### Maintenance of Monitors and Survey Meters

Renewal and maintenance of radiation monitors and survey meters were made according to the schedule. Four  $\gamma$ -ray monitor and telemeter systems in the environmental radiation monitoring system were replaced by the JAERI-type equipments using sodium-iodine scintillators. Besides, 14  $\gamma$  area monitors, 5 dust samplers, 3 hand-and-foot monitors, etc. in the Hot Laboratory, TCA and others, and 23 survey meters were renewed.

Periodical check and calibration, and occasional repair of the monitors and survey meters were carried out as in the previous year.

#### B.5.1 概要

環境放射線監視システム、東海研究所各施設の放射線モニタおよびサーベイメータの年次計画に基づく更新、および定期点検、校正、修理を行い稼働率の向上に努めた。

環境放射線監視システムは、1975年度に更新を行った5カ所の構内モニタリングポストについて、構内の残り4カ所のポストを原研型NaI(Tl)シンチレーション方式にかえた。また排水モニタおよび気象観測系テレメータ装置の設置およびそれに伴うデータ処理プログラムの改修を完了した。施設内の放射線モニタはホットラボ、TCAの $\gamma$ 線エリアモニタ系14系統のほかダストサンプラ、ハンドフットモニタなど老朽化したモニタ装置の更新を行った。サーベイメータの更新は各種類合計23台について実施した。

モニタ、サーベイメータの定期点検、校正および放射線管理に伴う試料の測定を例年通り実施した。

なお、本年度はサーベイメータ等の校正用中レベル放射線照射装置を更新し、同時に照射実験室の改装工事を行った。

(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、高崎研究所および原子炉研修所ラジオアイソトープ研修部門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。1976年度の点検校正台数は延429台、故障修理台数は延305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については年次更新計画に基づいて新型サーベイメータによる代替えを行った。1976年度に更新したサーベイメータは、25台であった。それらの内訳は次のようである。

電離箱サーベイメータ	6台
同、470A形 (Victoreen製)	1台
簡易型放射線モニタ	1台
中性子サーベイメータ	1台



中性子レム・カウンタ 2202D形 (Studs vik製) .....	1 台
シンチレーション式 $\alpha$ 線サーベイメータ .....	5 台
同 $\gamma$ 線サーベイメータ .....	5 台
同 $\beta$ 線サーベイメータ .....	5 台

470A形電離箱サーベイメータは低エネルギーX線、 $\gamma$ 線量率が測定可能であり、測定レンジは3mR/hフルスケールから1000R/hフルスケールまで12段切換の広領域型である。校正定数は各レンジとも1.0に近く、軽量で使用し易いものであることがわかった。

2202D形中性子レム・カウンタは、 $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ 中性子線場で、線量当量率の校正定数が1.0に近い。種々の減速中性子線場においては、校正定数は $\pm 50\%$ 以内におさまるが、なお、詳しいことは検討中である。

シンチレーション式の3種類のサーベイメータは、新機種であって、次年度にフィールド・テストを行うものである。機能設計は当線量計測課において行った。

長年懸案であった照射実験室設備の老朽化に対して、 $^{60}\text{Co}$  7Ciおよび $^{137}\text{Cs}$  14Ciによる照射を行う中レベル放射線照射装置の新設を進めた。これは、1977年7月稼動を目標に作業中である。それとともなって、照射実験室建家等の改造を行い、障害防止法上の適法化を図るとともに、精度を要する測定ができるよう空調設備を設置した。

## (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および各種測定器の点検整備業務を行った。1976年度に計測した試料数はグロス測定で518個、核種分析定量測定で1,532個であった。今年度当初に、自動放射能測定装置の更新を行ったため、全放射能測定の迅速な処理が可能となった。(須賀)

## B.5.3 放射線監視計測器の管理

### (1) 放射線モニタ装置の維持管理

本年度も引続き、東海研究所放射線障害防止規程等に基づき、放射線管理課および環境放射能課所管の放射線モニタ装置の定期点検校正を年2回実施した。またNSRR棟のモニタ1式(18系統)の定期点検校正および修理を施設側の依頼により行った。

1976年度中に発生した故障は240件であった。本年度もダストサンプラをオイルレス方式に改良する作業を5系統について行った。サンプラの性能が安定し、オイル式ポンプの焼損事故、オイルレスポンプのブレード破損事故等は発生しなかった。1976年度にハンドフットモニタ3台が更新されたことにより、東海研各施設のハンドフットモニタは、JRR-1の1台を残して入射窓2"φの端窓型GM計数管を用いた装置に統一された。JRR-1のハンドフットモニタは、検出器としてTGC-302型GM計数管を使用しているが、このGM計数管は現在製造されていないため維持管理に支障をきたしており早急な更新が望まれる。

環境放射線監視用モニタは順次更新されており、1978年度に更新を完了する予定である。しかし、まだ更新されていないモニタリングポストは設置後13年を経過し、ケーブルあるいは回路部分の腐蝕、劣化がはげしく維持管理がきわめて困難な状態である。(岩田)

## (2) 環境および放管モニタ装置の更新

環境監視システムは下記項目の装置が更新された。

- i) モニタリングポスト装置構内No.2～5 (計4基) の測定部およびデータ伝送部
- ii) 排水モニタ系・気象系データ伝送部  
排水モニタ系: 2局計8要素, 気象系: 9局計18要素
- iii) モニタリングポスト装置の更新および排水モニタ系, 気象系データの処理プログラムの増  
加に伴う, 環境監視モニタリングシステムの監視プログラムの改修
- iv) PHAデータ収集装置 (M-PIO)

モニタリングポスト装置のモニタ部の更新は1975年度に引続き構内4局について原研型モニタ規格で実施し, 構内ポスト9局の更新工事が完了した。さらに1976年度は排水モニタおよび気象観測系のデータ伝送部の工事を行い, それにともなう処理プログラムの改修を行った。

(三原)

放射線管理課所管のモニタの更新を行った建家, モニタ名および数量は次の通りである。

i) ホットラボ	$\gamma$ エリアモニタ	8系統
	ガスモニタ	1系統
	ダストサンプラ	2台
ii) TCA	$\gamma$ エリアモニタ	4系統
	N エリアモニタ	1系統
	ハンドフットモニタ	1台
iii) FCA	ハンドフットモニタ	1台
	移動型ダストモニタ	1台
iv) 再処理特研	ハンドフットモニタ	1台
	ダストサンプラ	3台
v) $^{60}\text{Co}$ 照射室	$\gamma$ エリアモニタ	2台

ホットラボ, TCA建家の更新工事が契約先業者の倒産で遅れ, 1977年6月完成予定である。ハンドフットモニタは検出器配置, 手挿入部の位置, 回路構成等を規格化した。この結果性能および測定時の姿勢が改善された。

$\text{Co}$  照射室の $\gamma$ 線エリアモニタは, 回路構成が簡単な可搬型とした。このため点検作業時間が従来のモニタに比べ短縮された。可搬型を除く全モニタの仕様, 工事遂行方法は1975年度と同様である。

(千田)

## 1B.6 放射性廃棄物の管理および汚染除去

### Waste Management and Decontamination

Of all the radioactive wastes occurred in Tokai Research Establishment in 1976, liquid wastes increased by 25% but solid wastes decreased by 15% against the previous year respectively.

These wastes were treated together with these brought from other organizations. Newly installed were an evaporation unit for low-level liquid wastes, pre-treatment tanks for low- and intermediate-level liquid wastes, and storage facilities for treated wastes.

Routine decontaminations of clothes, equipments and installations were carried without major problems.

#### 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、1975年度と比べ、液体廃棄物は約25%増加したが、固体廃棄物は逆に約15%減少した。これは前年度グローブボックス撤去作業に伴って記録的に増加したアルファ廃棄物の発生量が、平常年度の水準に戻ったことが影響している。所外からの搬入量は、処理余力の関係で前年度とほぼ変わらない。これら放射性廃棄物のうち、処理対象物は所定の処理を行った。固体廃棄物は、年間処理計画量を100%消化したほか、ぬれウエスやプラスチック等の試験焼却とその実用化をすすめた。液体廃棄物については、セメント固化体の試験的海洋処分に備え、暫定指針に基づく固化体の作製と品質管理に必要な器材等を整えた。保管廃棄量は、ドラム缶本数、大型廃棄物量とも前年度に比べ約3%に減少した結果、保管能力に余裕が生じた。

廃棄物処理施設の更新整備としては、前年度から継続している低レベル蒸発処理装置、低および中レベル廃液貯槽等が完了した。保管廃棄施設は、1975年度分が8月に完成し、引続き1976年度分の着工準備とともに、1977年度以降の用地ならびに地上多層構造の保管施設計画をまとめた。

汚染除去については、前年度に比べ機器除染が件数、数量ともに減少したが、衣料除染および施設除染は増加した。機器除染については、NSRRの本格的稼動によるカプセルの除染件数と、大型機器の撤去に伴う解体除染の割合が増加した。施設除染については、廃液貯槽等の検査の制度化による除染依頼の倍増が新たな傾向である。(岡田)

#### B.6.2 放射性廃棄物の管理

##### (1) 廃棄物の搬入

##### (a) 液体廃棄物

1976年度における所内の低レベル廃液の搬入量は、約768 m<sup>3</sup>で1975年度実績を約160 m<sup>3</sup>上まわった。なお排出状況を施設別にみた場合、RI製造棟、廃棄物処理場および汚染除去場で全体の廃液量の60%をしめている。中レベル廃液の搬入量は、約139 m<sup>3</sup>で1975年度実績を

約 26 m<sup>3</sup> 上まわった。その他有機廃液，固化剤 Pu 廃液など約 4.9 m<sup>3</sup> が搬入された。所外の液体廃棄物については，日本アイソトープ協会から約 15 m<sup>3</sup>，放医研那珂湊支所からの海水廃液 192 m<sup>3</sup>，とその他低レベル廃液 16 m<sup>3</sup> が搬入された。

(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，その他の特殊廃棄物を含め約 676 m<sup>3</sup> で，1975 年度実績を約 90 m<sup>3</sup> 上まわった。これは，「むつ」の遮蔽実験終了にともない供試体が搬入されたためである。その他，プルトニウムを含む固体廃棄物は，約 20 m<sup>3</sup> で 1975 年度実績の 1/22 に減少した。これは，プルトニウム燃料研究室のグローブボックスの廃液処分が 1975 年度で終了したためである。中高レベル固体廃棄物約 30 m<sup>3</sup> が搬入された。所外の固体廃棄物の搬入量は，日本アイソトープ協会，日本原子力発電（東海），およびその他の事業所から可燃物約 153 m<sup>3</sup>，不燃物約 312 m<sup>3</sup>，フィルタ約 98 m<sup>3</sup>，その他約 44.6 m<sup>3</sup>，中高レベル約 1.4 m<sup>3</sup> が搬入された。所内および所外事業所からの搬入実績を Table B.6.2-1 および Table B.6.2-2 に示す。 (鈴木)

Table B. 6.2-1 所内廃棄物の搬入数量（東海研究所：1976 年度）

廃棄物 年度	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 廃棄物 (m <sup>3</sup> )	
1975	6081	67.1	113.2	2968	1.07	117.1	270.3	66.3	131.5	247.7	8.8
1976	768.0	107.4	138.9	948.1	4.92	126.7	282.9	73.4	193.2	20.4	30.3

Table B. 6.2-2 所外廃棄物の搬入数量（東海研究所：1976 年度）

事業所名	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> )	スラリー (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	15.0				116.8	250.95	90.54	30	1.0
日本原子力発電(東海)					30.0	50.0			
放医研. 那珂湊支所	208.0				0.42	3.4	2.9	0.6	
東芝								0.48	
三菱重工	0.6				2.68	2.2	3.8	0.4	0.14
動燃(東海)	0.03				1.0	2.6		9.2	
日本原子力事業					0.8	2.0		3.914	0.25
東大					1.6	0.7	1.24		
合計	223.63				153.3	311.85	98.48	44.594	1.39

## (2) 廃棄物の処理

## (a) 液体廃棄物の処理

1976年度の各四半期における処理量を所内および所外に分けて Table B. 6.2-3 に示す。また、各処理装置の処理量、稼動日数、減容比、および固化済ドラム缶の発生量などを Table B. 6.2-4 に示す。

1976年度においては、低レベル蒸発処理装置の更新工事実施のため、低レベル廃液の蒸発処理を、中レベル蒸発処理装置を用いて行った。

日本アイソトープ協会から搬入された無機廃液  $15\text{ m}^3$  については、所内の無機廃液  $0.6\text{ m}^3$  とともに pH 調整のち貯蔵した。これは、1977年度に、試験的海洋処分用のドラム缶詰めセメント固化体を作製するための対象廃液とする予定である。放医研那珂湊支所から搬入された海水廃液については、凝集沈殿処理装置によって処理した。しかし、2月に本装置の廃液漏洩防止工事を行ったため、処理量は、1975年度の  $242\text{ m}^3$  に比し、 $5\text{ m}^3$  減少し、 $192\text{ m}^3$  となった。

バーミキュライト固化済の第1類核種 (Pu 等) 廃液および  $\beta\gamma$  特殊廃液、合計約  $250\text{ l}$  をコンクリート内張りドラム缶8本に固化封入した。蒸発濃縮液および汚染除去場の貯槽内スラッジをセメント固化して、固化体 65 本を作製した。

また、1976年度は、特に、試験的海洋処分用のセメント固化体を作製するために、固化材などの品質管理を行う設備を整えた。 (服部洋)

Table B. 6.2-3 液体廃棄物の処理実績〔I〕

(東海研究所：1976年度)

単位： $\text{m}^3$ 

分類 期 間	所 内			所 外		
	低レベル	中レベル	固化済 Pu 等	PI 協会 中レベル (無機)	放 医 研 低レベル (海水)	その他
第1四半期	60.8	45.8	—	—	—	—
第2四半期	135.5	27.2	—	—	64	—
第3四半期	154.5	15.5	—	—	64	$0.6^{*1}$
第4四半期	193.8	46.3	0.15	—	64	$0.08^{*2}$
合 計	544.6	134.8	0.15	$0^{*3}$	192	0.68

\*1：三菱重工から搬入された低レベル廃液である。

\*2：三菱重工（1973）および動燃東海から搬入された固化済廃液である。

\*3：1976年度に  $15\text{ m}^3$  搬入されたが、pH調整のち貯蔵中である。

Table B. 6.2 - 4 液体廃棄物の処理実績 [ II ]

(東海研究所：1976年度)

項目		減容処理			セメント固化		備考
		中レベル蒸発 処理装置	凝集沈殿 処理装置	その他	固化装置	直接固化	
年間運転日数		157	25	—	11	—	—
処理 対象 廃液  (m <sup>3</sup> )	低レベル廃液	451.9	—	93.3 <sup>*1</sup>	—	—	(所内)
	中レベル廃液	134.8	—	—	—	—	(所内)
	放医研海水	—	192	—	—	—	(所外)
	R I 協会廃液	—	—	—	—	—	(所外)
	パーミキュライト 固化済廃液	—	—	—	—	0.23	Pu等(所内) 0.15 βγ(所外) 0.08
	貯槽内沈殿物	—	—	—	0.88	0.3	(所内)
	蒸発缶濃縮液	—	—	—	2.3	—	(所内)
処理後の濃縮液 およびスラッジ(m <sup>3</sup> )		2.3	2.1 <sup>*2</sup>	3.5	—	—	—
固化前の減容		1/255	1/90	1/27	—	—	—
固化 廃棄物	200ℓドラム缶 本数	—	—	—	38 <sup>*4</sup> 27 <sup>*5</sup>	11 <sup>*3</sup>	—
	容量(m <sup>3</sup> )	—	—	—	7.6 <sup>*4</sup> 5.4 <sup>*5</sup>	2.2	—
固化後の減容		—	—	—	1/77 <sup>*4</sup> 6.1 <sup>*6</sup>	4.0	—

\*1：低レベル廃液貯槽で沈降分離させたものである。

\*2：沈殿したスラッジについて、真空ろ過による脱水処理を行う前のものである。

\*3：内8本はコンクリート内張りドラム缶(D-50型)に固化したものである。

\*4：蒸発缶濃縮液に対するものを示す。

\*5：貯槽内沈殿物に対するものを示す。但し、本廃液の固化のために排出した固化装置ミキサー内の洗浄水を固化したものが含まれる。

\*6：貯槽内沈殿物についての値である。固化装置洗浄水が予想外に多量になったために増容したものである。

#### (b) 固体廃棄物の処理

1976年度の各四半期における低レベル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 B.6.2-5に示す。

Table B.6.2-5に示されるように、1976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750.75m<sup>3</sup>(所外分を含む)、焼却処理で326.09m<sup>3</sup>(所外分を含む)および焼却灰、スラッジなど8.533m<sup>3</sup>をセメントで固形化を行った。これらの処理に伴い発生した処理済ドラ

Table B.6.2-5 固体廃棄物の処理実績（東海研究所：1976年度）

（単位 m<sup>3</sup>）

期間	方式		圧縮処理		焼却処理		固形化		処理済ドラム缶 (200ℓ/本)
	所内	所外	所内	所外	所内	所外	所内	所外	
第1四半期	86.38	111.65	788	11.0	2793	—	—	—	223
第2四半期	780.4	135.18	33.12	67.2	2125	—	—	—	250
第3四半期	805.75	72.69	16.25	4.99	1.94	—	—	—	177
第4四半期	1023.65	83.87	41.42	2.84	1.675	—	—	—	194
合計	3473.6	403.39	169.59	156.5	8533	—	—	—	844

ム缶は、所内外で844本であり、減容比は、圧縮処理で $\frac{1}{4.9}$ 、焼却処理が $\frac{1}{31}$ であった。なお焼却処理では、現在、不燃物扱いであるぬれウエスなどを試験的（2.44参照）に約30m<sup>3</sup>焼却した。

1976年度に行った主な補修工事は、焼却処理装置の電気集塵器煙道およびNo.2圧縮処理装置操作盤であり、いずれも老朽化による更新であった。処理装置の運転日数は、圧縮処理装置が116日、焼却処理装置は129日であった。なお、新焼却炉建設予定地の事前措置として、No.2およびNo.3貯蔵庫内のカートン入りのアルファ廃棄物等を200ℓドラム缶約1,600本に再封入して、低レベル保管廃液施設に移しかえた。（川野）

### (3) 特殊廃棄物の受入検討

#### (a) JRR-4 供試体等の廃棄

JRR-4において原子力船「むつ」遮蔽体のモックアップ実験に使用した遮蔽供試体等の廃棄について検討が行われた。その結果保管廃棄施設に収納した廃棄物は、遮蔽実験用コンクリート板および供試体等の大型廃棄物8個（23.23m<sup>3</sup>、表面線量率0.05～3.8mR/h）、供試体の金属製架台8個（11.81m<sup>3</sup>、表面線量率<0.2mR/h）、ならびに供試体および供試体架台の金属性解体片等の200ℓドラム缶入り廃棄物53本（10.6m<sup>3</sup>、表面線量率<0.1mR/h）である。これらの約46m<sup>3</sup>の廃棄物は、低レベル保管廃棄施設に収納された。その他、中レベル廃棄物としては、遮蔽供試体1個（6.8m<sup>3</sup>、表面線量率130mR/h）があった。これらの廃棄物の主要汚染核種は、<sup>60</sup>Co、<sup>51</sup>Cr、<sup>59</sup>Feおよび<sup>54</sup>Mn等の放射化生成物である。

#### (b) その他

技術的検討を行ったものとしては、たとえばJPDRの二次冷却水に含まれる有害物質としてのクロム酸の処理方法がある。クロム酸をイオン交換樹脂を用いて除去したのち、この樹脂を多重構造容器でパッケージすることにより受入可能とした。所外の廃棄物については、<sup>226</sup>Raの汚染土砂およびトリチウムターゲット（120Ci）等の受入検討を行った。（加藤清）

### (4) 保管廃棄

1976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ドラム缶1,901本、

その他大型特殊廃棄物（大型汚染機器，供試体）145 m<sup>3</sup> を，それぞれの保管廃棄施設に収納した。さらに中レベル固体廃棄物 28.4 m<sup>3</sup>，高レベル固体廃棄物 3.27 m<sup>3</sup> を所定の保管廃棄施設に収納した。（鈴木）

### B.6.3 汚染除去

#### (1) 機器除染

1976 年度における機器除染の処理状況を Table B.6.3-1 に示す。

施設別依頼状況は，除染件数で見ると原子炉 48.9%，ホットラボ 4.4%，汚染処理課 28.9%，その他 17.8%となっている。このほか不用備品の除染可否判定は 67 件であった。その内訳は除染可 11 件，除染不可 56 件であり，1975 年度より判定件数は 67.3%の減少である。

1976 年度の特徴は，NSRRの本格的な移動により，除染を要する汚染カプセルの本数が増加した。この実験カプセルは，処理数量の 19.5%を占めている。一方，JPDRからはクリーンドレンサンプ（CDS）の内壁材の一部をテストピースとし，検査面に支障をおよぼさないような除染技術を要求された。また，研究テーマの終了や装置の改造等に伴って撤去された大型汚染機器の解体除染を行い，その結果大部分のものが持出物品管理基準値以下となった。（守）

Table B.6.3-1 機器除染の処理状況（東海研究所：1976年度）

処理期間	機 器 名	処理件数	処理数量	除染不能数
第 1 四半期	NSRR実験カプセル，モータ，マニプレータ部品，JPDR C D S テストピース，大型洗濯機，ポンプ	9	26	0
第 2 四半期	ルームエアコン，低レベル蒸発缶，大破損燃料容器，マニプレータ部品，JRR-4炉心タンク接手，電動弁，電磁流量検出器，泡面計検出端，差圧伝送器	11	20	0
第 3 四半期	インコアキャスク，トッププレート，JRR-2ダミー燃料，NSRR実験カプセル，UF <sub>6</sub> 軸封ジャフト，UF <sub>6</sub> 拡散筒，ワイヤメッシュフィルタ	11	26	0
第 4 四半期	真空ポンプ，NSRR実験カプセル，ダイヤフラムバルブ，クリープ試験機部品，UF <sub>6</sub> コンテナ冷却バス，バルブ，モノフレックスポンプ，溢流重水ポンプ，フィルタユニット	14	102	0
合 計		45	174	0

#### (2) 衣料除染

1976 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，109,811 点であり，1975 年度より約 17 %増加した。四半期ごとの処理状況を Table B.6.3-2 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極く少数であり，除染不完全で一時保管したものは 0.19%であった。その結果，返還率は 99.79%であった。（内藤）



Table B.6.3-2 衣料除染処理状況（東海研究所：1976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	廃棄	処理量	除染	廃棄	処理量	除染	廃棄	処理量	除染	廃棄	処理量	除染	廃棄
黄色実験衣	1,281	1,281	0	1,376	1,376	0	1,476	1,473	3	1,137	1,136	1	5,270	5,266	4
旧特殊作業衣(上)	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2	0
"(下)	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2	0
特殊作業衣	5,093	5,079	7	7,954	7,909	31	7,015	6,910	103	8,570	8,508	62	28,632	28,406	23
汚染除去用防護衣(上)	32	32	0	0	0	0	4	4	0	9	9	0	45	45	0
"(下)	17	17	0	0	0	0	20	20	0	1	1	0	38	38	0
特殊作業衣帽子	3,008	3,008	0	5,560	5,560	0	5,152	5,152	0	6,250	6,250	0	19,970	19,970	0
靴カバー(長靴型)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
作業用手袋	262	262	0	462	462	0	442	442	0	622	622	0	1,788	1,788	0
汚染除去用靴下	8,593	8,593	0	12,521	12,521	0	13,209	13,209	0	19,741	19,741	0	54,064	54,064	0
合計	18,290	18,276	7	27,873	27,828	31	27,318	27,210	106	36,330	36,267	63	109,811	109,581	207
			7			14			2			0			23

## (3) 施設除染

1976年度に実施した施設の除染状況を Table B.6.3-3 に示す。

施設別依頼件数で見るとホットラボ67.7%，原子炉6.5%，その他25.8%となった。ホットラボの廃棄貯槽関係の改造工事のため、ケーブおよびセルの除染を行ったため、除染面積、作業人員とも1975年度より若干増加した。また、原子炉内ピットおよび放射性廃液貯槽等の健全性調査のための除染依頼は、1975年度の2倍と増加した。(守)

Table B.6.3-3 施設除染処理状況(東海研究所:1976年度)

処理期間	作業場所	件数	除染面積 ( $m^2$ )	作業人員 (人)	作業日数 (日)
第1四半期	ホットラボケーブおよびセル	7	470	86	11
	廃棄物処理場処理済液ポンド	2			
第2四半期	JRR-2, JRR-4 炉室ピット	2	495	93	13
	廃棄物処理場低レベル蒸発缶	1			
	RI製造 DPタンク4基	1			
	ホットラボケーブ	2			
第3四半期	ホットラボケーブおよびセル	9	540	164	16
	汚染除去場 $100m^3$ ポンド	1			
第4四半期	ホットラボケーブおよびセル	3	680	190	25
	研2棟 047室等	2			
	廃棄物処理場タンクローリ	1			
合計		31	2,185	533	65

## B.6.4 処理装置等の増設および更新整備

## (1) 液体廃棄物処理施設

## (a) 中レベル廃液貯蔵施設の増設

1975年度に引き続いて、中レベル廃液貯蔵施設の建家の建設および内装工事を行った。附属設備(配管、ポンプ)の据付工事は、1976年7月初旬に完了し、同月に配管の液体浸透探傷試験などについて原子力安全局の使用前検査および施設検査があった。施設全体は、7月末に完成し、8月に総合の機能試験を行い、使用前検査および施設検査に合格した。検査合格後、1977年1月に合格証の交付を受けたので使用開始した。(森下)

## (b) 低レベル廃液貯蔵施設(建家および配管)の増設

1975年度に引き続いての、低レベル廃液貯蔵施設の建家及び配管工事は、建家内装工事、配管工事、計装電気工事を行い1976年6月下旬に工事を完了した。

工事完了後、原子炉規制法に基づいて原子力安全局の使用前検査および施設検査があった。検査は、7月上旬に実施し、建家の検査、低レベル廃液貯槽および液面計の検査、配管の検査およびポンプの作動試験を実施した。

検査合格後、1977年1月中旬に検査合格証の交付を受けたので使用開始した。(長谷部)

(c) 低レベル蒸発処理装置の更新

1975年度に引き続き、低レベル蒸発処理装置の更新工事は、機器類、配管類の製作および計装機器類の製作、調達を行った。

それに伴い、原子炉規制法に基づいて原子力安全局の使用前検査および施設検査（以下、検査と記す。）があり、1976年4月から7月までの間に、計8回の工場検査を実施した。

検査合格後、現地搬入を行い、機器類の据付け、配管工事、計装、電気工事、保温、塗装工事を行った。配管工事完了後、配管の検査を9月中旬に実施した。

全工事完了後、10月下旬に模擬廃液を用いて総合の検査があり、機器類、計装類の作動試験及び処理能力、除染能力の試験を行った。

機器類、計装類は正常かつ円滑に作動することを確認すると共に、処理能力、除染能力は設計基準値である $2\text{ m}^3/\text{h}$ 以上、 $10^4$ 以上であることを確認した。

検査合格後、1977年1月中旬に検査合格証の交付を受けたが、年度内は試運転による運転習熟を行った。

更新後の低レベル蒸発処理装置のフローシートをFig. B.6.4-1に示す。 (長谷部)

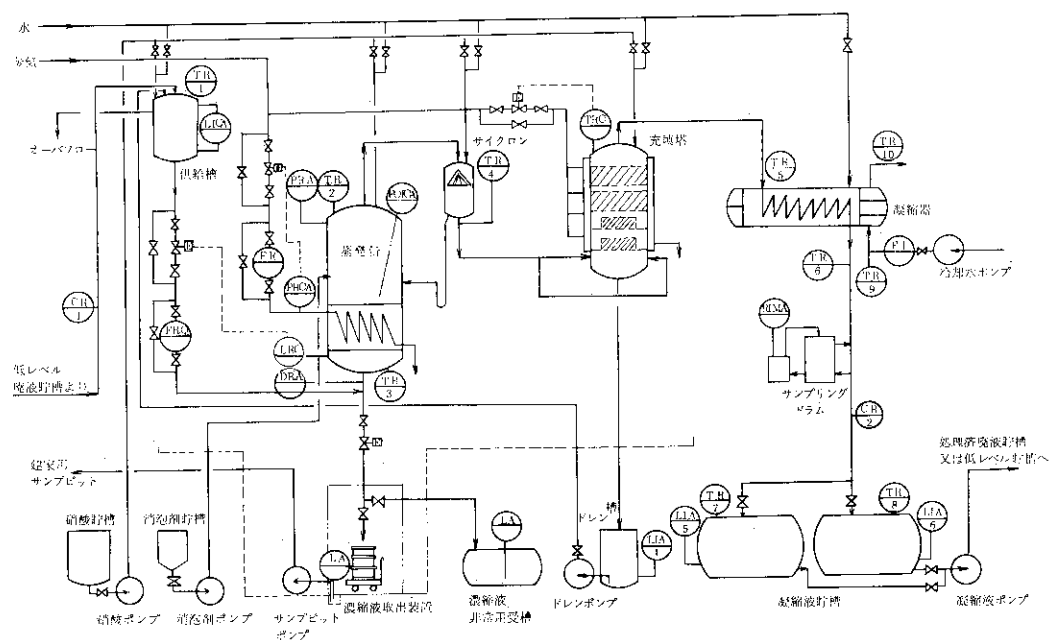


Fig. B.6.4-1 低レベル蒸発処理装置主要配管系統図

(d) 試験用焼却炉の解体撤去

本焼却炉は、1965年に動物屍体焼却用として設置され、1972年には改造されて、最終的には、セラミックフィルタの試験用として使用されたものである。本焼却炉を用いての試験は終了したと判断されたので、1977年3月に解体撤去した。解体撤去品のうち、炉本体、煙道およびセラミックフィルタなどは、天然ウランによって汚染していたので、盲蓋を付け、あるいは金属製箱に収納するなどの処置をして、L型保管廃棄施設に保管した。 (服部洋)

(e) 固化装置の改造

本装置は蒸発濃縮液などの液体廃棄物を対象として、セメント固化のために使用していたものであるが、固化対象廃棄物として、新たに、スラリー入り陶瓶、コンクリート屑、砂および廃樹

脂などを加えることになったので、改造工事を行った。主な工事内容は、骨材ホッパーの撤去、陶瓶破碎用圧縮機、ドラム反転機、および排気設備等の設置である。1976年12月に原子力安全局への工事認可申請を行い、1977年2月に認可を受けて着工した。1976年度は、骨材ホッパーの撤去および機器の一部据付を行った。本改造工事の完成予定は、1977年4月である。

(小松)

(2) 固体廃棄物処理装置

(a) 焼却処理装置の更新

焼却処理装置は主として廃ガス系について再検討した結果、以下に示す項目その他について変更し、契約変更を行った。変更後の焼却処理装置系統図をFig. B. 6.4-2に示す。

項目	変更前	変更後
1. セラミックフィルタ	1段(2基)エレメント $l = 1000 \text{ mm}$	2段(各1基)エレメント $l = 1500 \text{ mm}$
2. 排ガス冷却器	洗浄塔	熱交
3. 高性能フィルタ	使用温度 $< 70^\circ\text{C}$	使用温度 $< 250^\circ\text{C}$

なお、本装置の建家は、工事契約を終了した。

(平山)

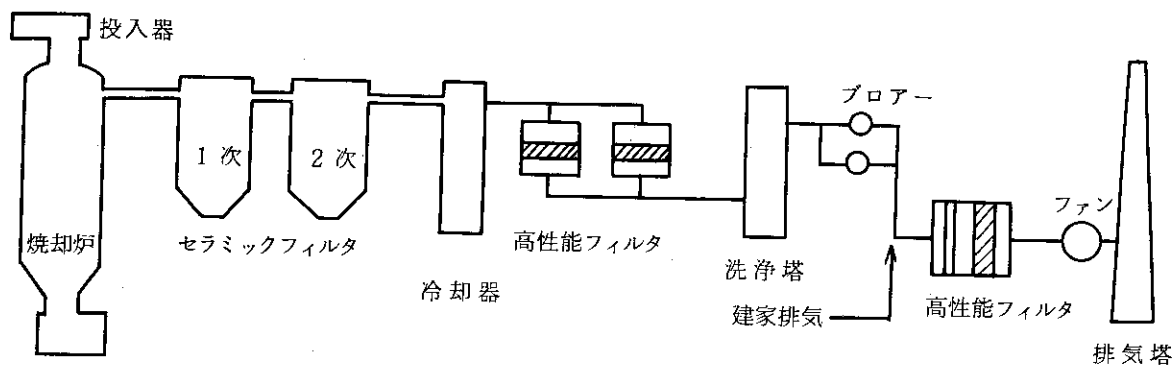


Fig. B. 6.4-2 焼却処理装置系統図

(3) 保管廃棄施設

保管廃棄施設の増設については、1975年度分の保管廃棄施設が1976年8月に完成し、原子力安全局の使用前および施設検査を経て、11月から使用を開始した。

この保管廃棄施設の建設基数は、L型保管廃棄施設(低レベル用)9基、M型保管廃棄施設(中レベル用)5基およびH型保管廃棄施設(高レベル用)50孔である。L型保管廃棄施設は、従来 $4 \text{ m} \times 17 \text{ m} \times 4 \text{ m}$ 深さで建設してきたが、廃棄物の収納能力を増すため、1975年度増設工事から約1.3m深くし、 $4 \text{ m} \times 17 \text{ m} \times 5.3 \text{ m}$ 深さとした。これにより、1基あたり、200ℓドラム缶で約340本多く収納することができる。

1976年度分の保管廃棄施設については、L型保管廃棄施設9基、M型保管廃棄施設2基、P型保管廃棄施設（使用済試験燃料用）20孔を建設することになり、原子炉等規制法に基づく認可申請を1977年1月に行った。

（長岡）

# 1 C 高崎研究所

Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment

## 1C.1 安全衛生管理

### Health and Safety

According to the policy of health and safety given by the Board Chairman Health and Safety Plans were made and carried out.

Safety meetings of Health and Safety Committee were held, and also of respective Sections.

Inspection and audit for the facilities were performed, and regulations and manuals were prepared.

Waste water and waste gas were monitored no abnormal items occurred.

No accidents occurred either.

#### C.1.1 概 要

理事長指示の1976年度安全衛生管理基本方針に則り、高崎研究所安全衛生管理実施計画要綱を定め、管理の徹底に努めた。

すなわち、安全衛生委員会の定例開催を図り、毎月開催した。課室の安全衛生会議もほぼ定期的実施され、会議録が報告された。

施設設備の点検、運転、点検等要領の見直しも各課室で行われ、必要な改定作業が進められた。排水、排気の日常または定期的検査、測定が行われたが、異常は発見されなかった。有害化学薬品等の取り扱いに関しては特段の注意が喚起された。

定常的な安全衛生管理は、以下のように行われた。その結果特記すべき、事故災害の発生は1976年度もなかった。 (菊池)

#### C.1.2 管理体制の整備

##### (1) 体制、組織

1976年度における安全衛生管理体制、および組織は1975年度と比較して大きな変更はなかったが、防護活動体制については、諸般の事情の変化に対応するため、見直しを行い、1977年3月に改正を行った。

このほか4月に安全衛生委員会委員、同専門部会委員、安全パトロール専門隊員等の選任変更を行い、11月には防護活動本部員、防護隊員の任期満了に伴う指名替えを行った。

##### (2) 規則等の整備

高崎研究所防護活動規則および同要領は、防護活動訓練の反省その他の事情により、若干の変更修正が行われて来たが、高崎研究所の現状により即応したものとするため、3月23日付で規則および要領ともに全部改正を行った。

高圧ガス取締関係法令の改正に対応するため、高圧ガス予防規則等の制定を行った。 (森)

## C.1.3 委員会の活動

1976年度は、安全衛生委員会を11回開催し、安全衛生管理実施計画をはじめ、専門部会の報告などについて検討を行った。

更新2号加速器設置に係る安全性についておよび防護活動規則等については、専門部会を設置して審議した。委員会および専門部会の開催状況を Table C.1.3-1 および Table C.1.3-2 に示す。(森)

Table C.1.3-1 安全衛生委員会開催状況(高崎研究所, 1976年度)

開催年月日	議 題
1976. 5. 17 (第1回)	1. 放射線安全審査専門部会委員の選任について 2. 昭和51年度安全衛生管理実施計画について 3. 報告 (1) 昭和51年度安全パトロール専門隊員の指名について (2) その他
1976. 6. 9 (第2回)	1. 安全週間行事について 2. 安全衛生委員会開催日について 3. 報告 (1) 部課室安全衛生管理実施計画 (2) その他
1976. 7. 13 (第3回)	1. 報告 (1) 防護活動総合訓練について (2) その他
1976. 8. 10 (第4回)	1. 更新2号加速器設置に係る安全審査について 2. 報告 (1) 月例報告事項
1976. 9. 14 (第5回)	1. 更新2号加速器設置に係る安全審査について 2. 労働衛生週間行事計画について 3. 報告 (1) 月例報告事項
1976. 10. 12 (第6回)	1. 防護活動規則等の見直しについて 2. 報告 (1) 月例報告事項 (2) その他
1976. 11. 9 (第7回)	1. 防護活動体制等の再検討について 2. 報告 (1) 月例報告事項
1976. 12. 14 (第8回)	1. 高圧ガス危害予防規程等の改正について 2. 昭和51年年末所長パトロールの実施について 3. 報告 (1) 月例報告事項 (2) その他
1977. 1. 11 (第9回)	1. 年末所長パトロールの結果について 2. 報告 (1) 月例報告事項
1977. 2. 9 (第10回)	1. 報告 (1) 月例報告事項
1977. 3. 8 (第11回)	1. 防護活動体制の検討について 2. 薬品管理専門部会の設置について

Table C.1.3-2 安全衛生委員会関係専門部会開催状況

(高崎研究所 1976年度)

開催年月日	部会名	審議事項
1976. 8/19, 9/7, 9/13 (3回開催)	放射線安全審査専門部会	更新2号速器設置に係る安全性について
1976. 11/19, 11/29, 12/10, 12/21 1977. 1/24, 2/21 (6回開催)	防護活動体制検討専門部会	高崎研究所防護活動規則等について

## C.1.4 安全衛生教育訓練

業務遂行上必要な安全衛生に関する知識、技能について、1975年度同様計画的に教育訓練を実施するよう指導を行い、必要とする法定資格を取得するため講習会等に積極的に参加させた。また1975年度に引続き安全衛生訓練用スライドの購入を行い、各課室での使用について指導を行った。安全衛生教育訓練実施状況を Table C.1.4-1 に示す。(森)

Table C.1.4-1 安全衛生教育訓練実施状況(高崎研究所, 1976年度)

種別	実施月日	件名	参加人員
就業資格取得訓練	4/26及び5/23	危険物取扱者準備講習及び試験	4
	5/7, 8, 10, 5/21~23	一般高圧ガス製造講習	3
	5/27 ~ 29	(甲機, 乙機, 乙化)	
	5/23及び5/30	フォークリフト運転技能講習	3
	6/22 ~ 23	作業環境測定士受験準備講習	1
	8/3 ~ 8/5	衛生管理者試験準備講習	1
	11/6 ~ 7	フォークリフト運転技能講習	2
	11/29 ~ 12/3	第1種作業環境測定士指定講習	1
	12/2 ~ 3	特定化学物質等作業主任者技能講習	1
	2/14 ~ 16	一般高圧ガス製造講習(丙化)	1
3/4	消防設備士講習	2	
放射線等安全教育訓練	4/22, 5/21, 6/1, 6/22	新入所員等オリエンテーション	10
	6/7 ~ 6/11	密報線源基礎技術講習会	1
	7/12, 8/2, 9/27	管理区域立入者安全教育訓練	10
	11/4, 12/16		
	10/27, 10/28	全国産業安全衛生大会	3
11/25	安全衛生オリエンテーション	2	



1/12, 2/1, 3/3	外来研究員オリエンテーション	5
6/30	講演会「有害物質の身体への影響と防護法」	41
11/25	講演会「騒音による健康障害」	3
2/3	胃ガン及びその他の胃疾患について	27
3/4	公害問題特別講演会	5

### C.1.5 災害予防

#### (1) 安全審査

高崎研究所安全審査規則に基づき、新たに購入する機器、照射室などに設置する被照射装置および設備、改修工事など、Table C.1.5-1 に示す 37 件の実験計画等について安全審査を行った。

Table C.1.5-1 安全審査実施状況（高崎研究所，1976年度）

件名	課室名
1 屋外消火栓増設工事	設備課
2 ホース干し場取付工事	工務課
3 構内プレハブ仮眠室新築工事	設備課
4 " ケーブル布設工事	"
5 " 付帯設備工事	"
6 LOCA 環境下劣化試験小型圧力容器	技術開発課
7 コバルト棟低圧盤改修工事	工務課
8 プレハブ冷蔵庫	食品照射開発試験室（大阪）
9 フロン照射装置の操作マニュアル	研究部
10 みかん照射用コンベア装置	食品照射開発試験室（大阪）
11 3号加速器棟ガス配管工事	工務課
12 直流電源装置	研究部
13 RI棟 $^{137}\text{Cs}$ 照射装置操作盤	照射施設課
14 更新2号加速器設置に係る安全審査	"
15 ガンマフレックスの線源交換	"
16 コバルト棟第2, 第3照射室扉改修	"
17 線源操作駆動部改造	"
18 接触式流動層反応装置	大阪研究所
19 超高温タンマン電気炉	研究部
20 タンマン電気炉用電気工事	工務課
21 エアコンディショナー	経理課
22 $^{85}\text{Kr}$ 貯蔵試験装置	研究部

23	高圧地中電線等取替工事	工	務	課
24	ドラフト取付工事		"	
25	研402局所排気工事		"	
26	セミバツジ式ポリマー崩壊反応装置	第4	開	発
27	上佐野住宅電気設備改修工事	工	務	課
28	第6 ケーブ照明設備増設工事		"	
29	受電所直流電源設備更新		"	
30	ポンベ置場工事		"	
31	ポンベ置場その他工事		"	
32	開発試験用コバルト線源	照	射	施
33	車庫新設その他工事	工	務	課
34	L N <sub>2</sub> 施設運転および検査要領	経	理	課
35	灯油ボイラ設置工事	工	務	課
36	各建屋ガス配管切替その他工事		"	
37	L N G 施設の運転検査要領および保安教育		"	
38	三方弁取付工事		"	
39	赤外恒温室冷凍機取替工事		"	
40	2号加速器建屋改修工事	建	設	業
41	更新2号加速器オゾン処理施設	照	射	施
42	更新2号加速器冷却水配管設備工事	建	設	業
43	クリプトン精製器	研	究	部
44	漏洩クリプトン回収装置		"	
45	第6 照射室1トンホイスト	照	射	施
46	更新2号加速器照射用コンベヤ		"	
47	実験盤改修工事	工	務	課
48	更新2号加速器電気設備工事	建	設	業
49	2号加速器撤去工事	照	射	施
50	照射装置運転要領の改訂		"	

## (2) 定期検査等

高崎研究所安全衛生管理規則で定められている安全診断は、全国安全週間の準備月間中行事の一環として6月に施設・装置をはじめ電気工作物、危険物等の全般について、各課室ごとにマニュアル等の見直しを含め、安全総点検を実施した。

このほか、ボイラー、クレーンおよび高圧ガス製造施設等の性能検査を受検したが、いずれも特記すべき指摘がなく合格した。

## (3) 安全パトロール

安全パトロール専門隊によるパトロールを原則として毎月15日「安全の日」に実施した。各課室においても課室長による安全パトロールを必要に応じて実施し、不安全箇所等の是正に努めた。また6月と12月には各部長および所長による安全パトロールを実施した。

食堂衛生パトロールは3カ月に一度行い、改善箇所の是正を指導した。

## (4) 危険物の管理

有機溶剤等の危険物の管理については、1975年度と同様、危険物一時置場を活用して、実験室への持込み量および保管量を極力制限するよう各課室に指導した。また年末所長パトロールの重点事項として危険物管理状況の査察を行った。(森)

## C.1.6 災害事故発生状況

1976年度の労働災害発生状況はTable C.1.6-1に示すとおり不慮災害の発生が1件で、休業災害の発生は無かった。このほか職員の通勤時交通災害1件が発生した。(森)

Table C.1.6-1 労働災害発生状況(高崎研究所, 1976年度)

発生日	発生場所	被災者所属	状況	受傷部位 被災程度
1976.9.12	排水モニタ室	工務課	排水モニタ警報原因を調査中、ドアに手をかけたまま、懐中電灯をとろうとした際ドアに右手小指をはさまれた。	右手小指, 打撲 不慮治療2日。

## C.1.7 環境保全

## (1) 有機廃溶剤等の処理

従来有機廃溶剤等は焼却炉で焼却処分を行っていたが、1976年度は、各課室が有機廃溶剤等を廃液倉庫等に保管して置き、3月に一括して産業廃棄物処理業者に処分を依頼した。

## (2) 排水およびばい煙の監視

排水監視装置は第2期、第3期工事が完了し、排水モニタの増設および遠方集中監視盤が設置された。この結果既設のpH、溶存酸素、濁度、フッ素イオンの4項目に6価クロム、水銀化合物、油分、フェノール類、溶解性マンガン、総シアン、浮遊物質、排水流量、温度、電気伝導度の測定を追加し14項目について常時監視、測定、記録、警報されることになった。また、常時監視と平行して、毎月1回所内から排出される廃水について試料の採取を行い、民間測定機関に依頼して分析を実施したが、水質汚濁防止法に基づく有害物質の一般基準および、その他の一般基準の全項目について常時監視における結果と同様、特に汚染源となるものは検出されなかった。

ばい煙の監視は、常時監視のほか民間測定期間に依頼して、硫酸化物等について測定を12回実施したが、いずれも大気汚染防止法に定められている排出基準以下であった。(森)

## 1C.2 健康管理

### Health Control

Physical examinations showed no abnormalities in the personnel. Functional tests of the liver in persons handling harmful substances were introduced in addition to blood and urinary tests; liver test will be useful in early detection of occupational diseases.

#### C.2.1 概要

1976年度は、例年のとおり5月および11月に全所員の健康診断を実施したが、新たな異常者は発見されなかった。

特殊健康診断では、前年度から新たに加えた臨床化学分析システムU-CA SYSTEMによる肝機能検査もすすみ、職業病、成人病の早期発見につとめた。また、産業医による職場衛生パトロールも毎月2回実施し、有害物質取扱者等の健康指導を行った。

なお、成人病予防対策としての、心電図測定、胃ガン集団検診を実施した。

また、食堂衛生パトロール、インフルエンザ予防接種、および献血協力を行った。医務室における応急手当は総計668件であった。(菊地)

#### C.2.2 一般健康管理

5月および11月に全所員を対象に、一般健康診断(内科検診、血圧測定、胸部X線撮影一回/年)を実施したが、継続治療中の高血圧症1名、糖尿病1名のほかは、新たな異常者は発見されなかった。また、40歳以上の職員を対象に実施した心電図測定は、対象者全員異常はなかった。胃ガン集団検診は、希望者を対象に行い、要精密検査者が15名発見されたが、ほとんどは胃炎であり、潰瘍、その他の疾病は発見されなかった。また、希望者を対象に、インフルエンザ予防接種、献血協力、健康相談等を実施した。医務室における応急手当は、総計668件であり、大部分は感冒であった。(青木)

#### C.2.3 特殊健康診断等

##### (1) 血液、尿検査

放射線障害防止法、電離放射線障害防止規則、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回の血液、尿、眼科、歯科、皮膚(放射線作業従事者のみ年4回)の検診を行ったが、職業性疾患は発見されなかった。血液検査の内容は、赤血球数、白血球数、血小板数、ヘマトクリット、白血球百分率、ヘモグロビン(Hb)、コレステロール(CHO)、チモール混濁試験(TTT)、硫酸亜鉛混濁試験(ZTT)、アルブミン(ALB)、総蛋白(TP)、グルコース(GLU)、カルシウム(Ca)、総ビリルビン(BIL)、尿素窒素(UN)、ロイシンアミノペプチダーゼ(LAP)、アルカリホスファターゼ(ALP)、グルタミン酸オキザロ酢酸トランスアミラーゼ(GOT)、グルタミン酸ピルビン酸ト

ランスアミラーゼ (GPT), 乳酸脱水素酵素 (LDH), アミラーゼ (Amy) を測定した。

測定方法は, 赤血球数, 白血球数, 血小板数は, TOA ミクロセルカウンタにより行った。ヘマトクリットは, ミクロヘマトクリット法により測定し, 白血球百分率は, エームスのヘマテックで染色後, 群馬大学医学部附属病院中央検査室へ依頼した。

尿検査は, 1976 年度より, エームスのマルチステックスを用い, ビリルビンを新たに加え, 潜血反応, ケトン体, ブドウ糖, 蛋白質, PH, ウロビリノーゲンを測定した。

ヘモグロビン・アミラーゼは, OMRON 臨床化学分析システムの U-CA SYSTEM により測定した。

Table C.2.3-1 は, 1976 年度血液肝機能検査等平均値表である。延べ人数は, 事務系職員 103 名, 研究系職員 171 名, 女子 19 名, 計 293 名で, 有機溶剤使用等による特異な差異は認められなかった。

## (2) 産業医パトロール

群馬大学医学部衛生学教室医師による職場衛生パトロールを毎月 2 回実施し, 有害物質取扱者等の指導にあたった。とくに, スチレンを比較的 に多量に取扱う者 3 名の尿中代謝物 (マンデル酸) の測定を実施した。スチレンは反応器に約 16ℓ 1 回使用するが, 反応器入口での気中濃度は, ガス検知管で 50ppm, 10cm 以上離れると, 検出感度以下であった。反応実験は, 6 時間で終了し, スチレン排出時に排出口で, 20ppm, 排出バケツ液面上で, 50ppm であった。3 名の被検者は保護マスクは着用していなかった。採尿は, 実験前と実験後に行い, 尿比重測定を実施した。マンデル酸の測定は, 前述医師が行ったが, 実験後に特異的に測定値が高くなるということとは, 認められなかった。今後さらに, 尿中代謝物の測定を実施し検討したい。(青木)

Table C.2.3 - 1 血液肝機能検査等平均値表 (高崎研究所, 1976年度)

課室名	人数	Hb	CHO	TTT	ZTT	ALB	TP	GLU	Ca	BIL	UN	LAP	ALP	GOT	GPT	LDH	Amy
庶務課	42	15.7	183	3.7	7.0	4.0	6.3	70	8.0	0.7	12.7	152	5.4	20	20	267	398
経理課	24	15.3	166	3.2	4.8	3.8	5.9	71	8.9	0.6	12.2	155	4.5	24	22	265	308
工務課	20	15.3	192	4.3	6.6	3.8	6.0	85	8.5	0.7	12.4	176	5.3	17	24	340	320
安全管理課	6	14.6	170	2.4	6.0	4.8	5.7	56	8.5	0.7	9.0	162	5.3	26	24	305	331
研究業務課	8	14.7	198	4.9	6.1	3.7	6.1	68	9.0	0.6	14.1	180	5.2	22	24	319	323
人事部	3	14.9	191	2.4	3.9	4.1	6.0	62	11.3	0.9	10.3	122	3.8	16	34	278	177
平均値	(計) 103	15.1	183	3.5	5.7	4.0	6.0	69	9.0	0.7	11.8	158	4.9	21	25	295	310
第2開発室	28	14.6	180	3.0	5.3	4.1	6.3	85	8.6	0.8	12.2	155	4.9	20	21	325	248
第3開発室	20	14.7	168	2.3	6.0	4.2	6.1	70	9.2	0.7	15.7	154	4.3	21	18	332	422
第4開発室	25	14.6	170	2.8	5.2	4.2	6.0	78	8.7	0.6	12.5	190	5.1	21	23	325	270
照射施設課	33	14.7	174	2.7	5.6	4.1	6.1	76	8.9	0.4	10.7	158	5.5	20	21	309	316
技術開発課	15	14.8	194	3.4	7.2	4.0	5.9	75	7.6	0.3	10.5	171	5.0	17	19	341	287
研究部	40	15.2	179	3.1	6.3	4.2	6.0	72	8.5	0.5	12.6	175	4.8	22	23	361	346
食品照射室	10	15.2	199	1.9	3.7	3.9	6.2	70	9.0	0.9	13.4	162	4.7	30	32	345	288
平均値	(計) 171	14.8	181	2.7	5.6	3.8	6.1	75	8.6	0.6	12.5	166	4.9	22	22	334	311
女子	19	12.2	165	2.4	5.0	4.2	5.8	60	8.6	0.4	10.9	128	3.6	23	14	235	309

(延べ人数 293名)

### 1 C.3 放射線管理

#### Radiation Monitoring

Personal and environmental radiation monitorings were carried out in the irradiation facilities as in the previous years. There no occurred no major.

##### C.3.1 概 要

1976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、また問題となる被曝も認められなかった。

2号加速器の老朽化による廃止と、新たに設置を計画している3 MeV, 25mA 電子加速器について所内安全審査を行った。放射線施設の人の立ち入る場所の漏洩放射線量率は、ほとんどバックグラウンド、レベルで問題はなかった。

$^{85}\text{Kr}$ 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、測定器の保安管理、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.3.2 個人被曝線量の管理

1976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、勧告書を超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超えた者は4名で、最高の全身被曝線量は110 mrem/年であった。局部被曝についてもフィルム・リング着用者のうち最高の被曝線量は110 mrem/年で問題はなかった。共同利用者、工事業者など所外の管理区域立ち入り者に対してはその都度熱ルミネセンス線量計 (TLD) を着用させたが検出感度を超えて被曝をした者はなかった。

(綿貫)

##### C.3.3 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。2号加速器 (コッククロフトワルトン型3 MeV 5mA 電子加速器) の老朽化による廃止と、新たに1977年度に設置を計画している3 MeV 25mA 電子加速器について所内安全審査を行った後に放射性同位元素等の許可使用に係る変更許可申請を行った。照射用  $^{60}\text{Co}$  線源については、東海研で製造された600 Ciおよび減衰補充用として購入した105,000 Ci が搬入された。また、3月に動燃事業団大洗工学センターへ施設の放射線漏洩試験用  $^{60}\text{Co}$  線源6,360 Ci が貸与のため搬出された。 $^{85}\text{Kr}$  線源も年度内に100 Ci が搬入された。以上の線源搬出入に伴う放射管理上とくに問題となる事項はなかった。

##### (1) 放射線量率の測定

放射線管理施設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1回以上)放射線量率の測定を行った。

その結果はクリプトン室で最高2mR/h, 他の施設では最高0.3mR/hでほとんどバックグラウンド・レベルであった。

## (2) 排気中の放射性同位元素濃度

気体状の<sup>85</sup>Kr線源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 C.3.3-1 に1976年度に排出された<sup>85</sup>Krガスの月別排出濃度および排出量を示すが、いずれも許容濃度 ( $3 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \times \frac{1}{10}$ ) 以下であり問題はなかった。 (綿貫)

Table C.3.3-1 <sup>85</sup>Krガスの排気口における排気中の放射濃度 (高崎研究所, 1976年度)

排出年月	1日(8時間)平均濃度* ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	排出総量 (mCi)
1976. 4	—	0
5	—	0
6	$1.6 \times 10^{-7}$	116.9
7	$2.2 \times 10^{-7}$	41.9
8	$1.9 \times 10^{-7}$	126.0
9	$2.8 \times 10^{-7}$	85.5
10	—	0
11	$2.3 \times 10^{-7}$	71.2
12	$2.6 \times 10^{-7}$	25.5
1977. 1	—	0
2	—	0
3	—	0
計		467.0

\* 当該月間における1日平均の最大濃度。

## C.3.4 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/年実施した。熱ルミネッセンス線量計(TLD)については、<sup>226</sup>Ra標準線源による素子照射によるリーダ表示の校正をはじめ、素子の熱処理、再現性チェックなどを行い、精度の維持に努めた。

(綿貫)



### C.3.5 その他の放射線管理

#### (1) 放射線取扱主任者による放射線管理状況の監査

6月に2日間にわたり、前年度の総まとめと法令規則に定められた事項の遵守状況と管理記録帳票について監査を実施した。

#### (2) 労働基準監督官、労働衛生専門官による立入検査

12月22日に高崎労働基準監督署および群馬労働基準局の監督官、専門官による労働安全衛生法に基づく立入検査が行われた。検査は主として、電離放射線障害防止規則関係について行われ、とくに問題となる指摘事項はなかった。

#### (3) 3MeV 25mA 電子加速器に係る変更許可申請

新たに設置を計画している電子加速器について、許可使用に係る変更許可申請を行った。これについては、昭和51年11月19日付 51 安（放安）第 2663 号によって許可された。

（綿貫）

## 1C.4 非常事故対策

## Emergency Measures

In training of emergency measures, points of improvement were indicated. Review was thus made in for high-pressure gas accidents. The Health and Safety Committee.

## C.4.1 概要

防護活動総合訓練において、危険な高圧ガスに対する防護活動については、さらに検討を要することが確認された。このため、安全衛生委員会において、防護活動体制等の検討を行い、規則および要領の改定を行うよう準備を進めた。(菊池)

## C.4.2 防護活動訓練

1976年度における防護活動訓練状況は、Table C.4.2-1 に示すとおりである。総合訓練は構内路上でコバルト線源運搬中のフォークリフトと塩素、窒素、TEEガスボンベを積んだトラックとが衝突し、トラックは炎上し塩素ガスがリークしたという想定によって実施した。(森)

Table C.4.2-1 防護活動訓練状況(高崎研究所, 1976年度)

実施月日	訓練項目	訓練内容
1976. 4. 15, 16	呼吸保護具着装訓練	空気マスクの着脱, および煙室中での着用訓練
1976. 4. 20, 21 9. 7, 12	消火班訓練	新消防設備操法基準について
1976. 6. 29	防護活動総合訓練	職員の初期活動および支援活動, 防護隊員の現場活動, 他
1976. 9. 9, 10	消火班訓練	高圧ガスにかかわる災害措置訓練
1976. 10. 24, 23	消火班訓練	火災想定訓練
1976. 11. 27 12. 22, 27		通報訓練
1977. 2. 19 3. 12		

## C.4.3 防護器材等の整備

森林火災に備え森林地帯に消火栓を2基増設した。

防護器材の点検を各四半期毎に一回実施し性能の維持に努めた。

消火法に基づき消防設備等の点検を定期に実施(庶務課)し、届出を行った。

(森)

# 1 D 大洗研究所

Oarai Research Establishment

## 1 D.1 安全管理

Health and Safety

The following were performed in the year : (1) radiation safety training of radiation workers including sub-contractors, (2) laboratory-wide exercises for assumed accidents in Plutonium Research Laboratory, (3) meetings of Health and Safety Committee, and (4) medical examinations and health consultations.

There were no major personal injuries, nor facility damages.

### D.1.1 概要

安全衛生委員会を定期的に開催し、全所的な安全衛生管理の計画および実施の両面にわたって広く審議検討を行うとともに、異常・トラブルなどの再発防止対策などについて討議を行った。また、安全衛生ニュースの発行により安全衛生について周知徹底を図った。

放射線安全関係の訓練としては、職員および委託業者従業員に対する放射線安全訓練および放射線作業従事者訓練を実施したほか、短期外来作業員に対する訓練を実施した。

総合防災訓練としては、プルトニウム燃料研究棟を想定事故現場として全所的な訓練を実施したほか、防護活動本部員訓練、夜間招集訓練および大洗町消防団との共同の消防訓練を実施した。

衛生管理としては、法令に基づく定期健康診断を実施したほか、日常の健康相談、体カテスト、全職員の既往歴調査、成人病検査等も実施した。なお、特殊健康診断のうち眼の検査については、産業医の指導を得て、問診及び視力検査により異常を認めた者のみ精密検査を行う方法に変更した。

また、本年度は原子炉施設保安規定の改訂作業の一環として放射線管理編の内容の検討および条文作成を行った。

(押野)

### D.1.2 安全管理

#### (1) 規則などの整備状況

大洗研究所核燃料物質使用施設等保安規定(統一保安規定)が制定され、昭和51年9月20日から施行された。引き続き原子炉施設の統一保安規定の改訂作業を進めた。

#### (2) 安全衛生委員会の活動状況

委員会は10回開催された。1976年度は安全衛生管理実施計画を初めとして総合防災訓練、消防防災訓練、課室安全衛生会議等の活動状況、他事業所における経験を含む軽微な異常トラブルの再発防止対策、特殊健康診断実施方法の変更などについて検討された。Table D.1.2-1に委員会の開催状況を示す。

Table D.1.2-1 安全衛生委員会開催状況（大洗研究所，1976年度）

開催月日	議 題
1976. 5. 19 (第1回)	(1) 昭和51年度大洗地区安全衛生管理実施計画について (2) OWL-1 FFP放出実験試料(73LF-21A)移し替え準備中における洗浄水の飛散について
1976. 6. 24 (第2回)	(1) JPDRクリーンドレンサンプの水洩れについて (2) OWL-1 FFP放出実験試料移し替え準備における水洩れ対策について (3) 構内道路の交通対策について (4) 全国安全週間に伴う大洗研の行事予定について
1976. 7. 26 (第3回)	(1) 所長，部長による安全衛生パトロール結果について (2) JMTRホット実験室化学実験台流しの水洩れについて
1976. 9. 22 (第4回)	(1) 燃料研究棟の概要と今後の計画について (2) 昭和51年度総合防災訓練について (3) 出席者全員による燃料研究棟施設見学
1976. 10. 20 (第5回)	(1) 総合防災訓練について (2) 中国核実験(9月26日実施)によるフォールアウトについて
1976. 11. 17 (第6回)	(1) 構内道路改善に伴う経過について (2) 総合防災訓練実施状況について (3) 消防週間中の消防防災訓練の実施について
1976. 12. 16 (第7回)	(1) 特殊健康診断における眼の検査について (2) 所長，部長による年末安全衛生パトロールの実施について (3) 総合防災訓練反省会指摘事項等に関する措置状況について
1977. 1. 26 (第8回)	(1) 消防防災訓練の実施結果について (2) 課室安全衛生会議の開催状況について (3) 有害物質取扱い状況に係る立入調査について
1977. 2. 24 (第9回)	(1) JMTR非破壊検査室での水もれについて (2) 正門の出入管理について
1977. 3. 24 (第10回)	(1) 昭和51年度安全衛生委員会のまとめについて (2) ガス用及び水道用ホースバンドの選定に関する調査について

## (3) 安全衛生パトロールの実施状況

総括安全衛生管理者（所長）および安全衛生管理主任（管理部長）による安全衛生パトロールの実施状況を，Table D.1.2-2 に示す。

このほか各部長および課長室による安全衛生パトロールが延べ 39 回実施された。

Table D.1.2 - 2 安全衛生パトロール実施状況（大洗研究所，1976年度）

実施年月日	実施者	内 容
1976. 7. 6	総括安全衛生管理者	〔JMTR地区〕 (1) 放射性物質を含む有害物質の管理状況 (2) 整理整頓，不安全箇所等の摘出
	安全衛生管理主任	〔全所（JMTR地区を除く），独身寮，全工事業者現場事務所〕 (1) 同 上 (2) 同 上
1976. 12. 23	総括安全衛生管理者	〔全所（JMTR地区，仮設事務棟，厚生ハウスを除く），独身寮，全工事業者現場事務所〕 (1) 居室，作業現場等の整理整頓の状況 (2) 年末，年始における機器の凍結及び火災防止対策の状況 (3) その他不安全行為，不安全箇所の摘出
	安全衛生管理主任	〔JMTR地区，仮設事務棟，厚生ハウス〕 (1) 同 上 (2) 同 上 (3) 同 上

## (4) 安全教育訓練

1976年度は，放射線安全訓練3コースと一般安全訓練19コースを実施した。特に今年度も委託業者従業員に対し放射線安全関係訓練に，積極的に参加させた。

Table D.1.2-3に1976年度安全教育訓練実施状況を示す。

## (5) 全国安全および衛生週間行事

イ) 全国安全週間行事として，次のことを実施した。

- ・ 正門前に全国安全週間の看板，安全標語の看板を掲示
- ・ 所内に安全旗の掲揚，安全たれ幕の掲示，各種ポスターの掲示
- ・ 総括安全衛生管理者，安全衛生管理主任，安全管理者，部課室安全衛生管理担当査および安全衛生委員会委員等のそれぞれについてネーム入り腕章又は胸章の着用
- ・ 7月2日 午前・午後の各1回 安全管理棟防護活動本部室において次のスライドを放映：  
『あなたの安全性テスト』（30分）および安全性テストの実施，『睡眠の科学』（15分），  
『整理整頓の進め方』（20分）
- ・ 7月6日 総括安全衛生管理者および安全衛生管理主任による安全パトロールを実施
- ・ 7月7～9日 放射線安全訓練を実施
- ・ 7月14日 自動車運転適正検査を実施（東京海上火災保険（株）協賛）

ロ) 全国衛生週間行事として，次のことを実施した。

- ・ 正門前に全国衛生週間の看板掲示

・所内に衛生旗，各種ポスターの掲示  
 ・衛生関係の VTR の紹介  
 等を行った。

(谷津)

Table D.1.2-3 安全教育訓練実施状況(大洗研究所, 1976年度)

教育訓練名		実施年月日	参加者(人)		
			職員	委託業者等	
放射線安全	放射線安全訓練	1976. 7. 7 ~ 9 (3日間)	0	14	
		1977. 3. 3 ~ 4 (2日間)	0	9	
	放射線作業従事者訓練	1976. 7.26 ~ 30 (5日間)	6	9	
	管理区域内短期外来作業員訓練	1976. 4. 1 ~ 1977.3.31(44回)	-	227	
一般	所内	新入職員安全訓練ガイダンス	1976. 4.20 (1日間)	4	-
		安全技術講習会	1976. 6.16 (1日間)	12	-
			1976. 9. 9 (1日間)	19	-
		クレーン技術講習会	1976. 9. 1 ~ 4 (4日間)	5	-
	救急法訓練講習会	1976.11.10 ~ 13 (4日間)	14	-	
	所外	危険物取扱従事者の保安に関する講習会	1976. 4.15 (1日間)	4	-
			1977. 3.25 (1日間)	2	-
		ボイラー技師受験準備講習会	1976. 5.13 ~ 14 (2日間)	1	-
		衛生管理者免許試験準備講習会	1976. 5.17 ~ 20 (4日間)	4	-
		クレーン運転士免許試験準備講習	1976. 6. 8 ~ 9 (2日間)	6	-
		消防設備等の工事または設備に関する講習	1976. 6. 8 ~ 9 (2日間)	1	-
			1977. 2. 3 ~ 2.25 (2日間)	5	-
		作業環境測定士養成講習	1976. 6.28 ~ 29 (2日間)	5	-
		普通第1種圧力容器取扱作業主任者技能講習	1976. 7.14 ~ 15 (2日間)	2	-
		防火管理者資格取得講習	1976. 8.26 ~ 27 (2日間)	5	-
		電気取扱業務(高電圧, 特高圧)特別教育	1976.11. 9 ~ 10 (2日間)	2	-
		ボイラー技師実務研修	1976.11.16 ~ 17 (2日間)	3	-
		特定化学物質等作業主任者技能講習	1976.12.16 ~ 17 (2日間)	2	-
		全外	産業保健研修セミナー	1977. 1.10 ~ 12 (3日間)	1
酸素欠乏危険作業主任者技能講習			1977. 1.12 ~ 14 (3日間)	2	-
	1977. 1.24 ~ 28 (5日間)		1	-	
	1977. 2. 1 ~ 2. 5 (5日間)		1	-	
1977. 3.22 ~ 26 (5日間)	1		-		
玉掛技能講習	1977. 3.10 ~ 12 (3日間)	3	-		

## D.1.3 災害対策

## (1) 防護活動訓練

1976年度の総合防災訓練は、燃料研究棟内において火災が発生し、空気汚染が建家外へ拡大の恐れありという事故を想定して、全職員参加による訓練を実施した。

Table D.1.3-1に1976年度に実施した防災活動訓練の実施状況を示す。

Table D.1.3-1 防災活動訓練実施状況（大洗研究所，1976年度）

年 月 日	訓 練 名	訓 練 内 容	参加者数	予定参加者に対する割合(%)	備 考
1976. 10. 20	防護活動本部員全体訓練	①昭和51年度総合防災訓練内容の周知徹底 ②防護活動本部室及び中央防護器材棟などの防護器材の査察	26	70	
1976. 10. 21	防護活動本部情報班員訓練	①総合防災訓練シナリオ検討 ②班業務分担について ③機器の取扱いについて	6	67	
1976. 10. 25	防護活動本部総括班員訓練	①総合防災訓練シナリオ検討 ②班業務分担について ③機器の取扱いについて	12	86	
1976. 10. 25	防護活動本部管理班員訓練	①総合防災訓練について ②班業務分担について ③機器の取扱いについて	6	67	
1976. 10. 27	昭和51年度大洗研究所総合防災訓練	①事故現場における応急措置訓練 ②防護活動本部員訓練 ③全職員の支援活動訓練	237	77	
1976. 11. 25	JMTR地区消火器・消火栓取扱訓練	屋内、屋外消火器及び消火栓取扱訓練	40	—	庶務課実施
1976. 11. 26	その他の地区消火器・消火栓取扱訓練	同 上	15	—	"
1976. 11. 30	山場平住宅地区消火器・消火栓取扱訓練	同 上	25	—	"
1976. 12. 13	大洗研究所消防防災訓練	①所内における初期消火活動訓練 ②所内外への通報訓練 ③大洗町消防団の構内誘導訓練	51	100	大洗町消防団と合同訓練

## (2) 防護資材の整備等

防護資材の定期点検整備を、1976年10月と1977年3月に実施すると共に、緊急時用サーベイメータとして、 $\alpha$ 線汚染検査計1台を緊急防護器材車内に配備した。また、ライフゼム高圧空気ポンペ用充填装置の使用状況等について、保安検査を受け合格した。

## D.1.4 災害事故発生状況

## (1) 災害事故

労働災害は、休業7日の災害が1件発生した。1976年度における度数率は1.52、強度率は0.010（昨年はいずれも0）であった。Table D.1.4-1に労働災害発生状況を示す。

Table D.1.4 - 1 労働災害発生状況（大洗研究所，1976年度）

発生年月日	発生場所	状 況	受傷部位 被災程度
1976. 12. 7	JMTR玄関	JMTR玄関のアスタイル床が水拭き清掃後ぬれていたため、出勤途上の被災者が滑って転倒した。 大洗海岸病院で診察治療をうけた。	後頭部打撲症 頸椎捻転

## (2) 放射線被曝および汚染

1976年度に発生した放射性汚染および被曝は1件であった。いずれも安全衛生委員会の審議を得て必要な処置、対策がとられた。

Table D.1.4-2に発生状況、原因および処置・対策等を示す。

(関)

## D.1.5 衛生管理

## (1) 健康管理

職員の健康管理については、日常の健康相談、保健指導を行うとともに、前年度から継続して全職員の既往歴調査を実施した。また各人の体力テストを実施した。医務室の利用者は、年間延べ870名であった。

健康診断については、法令に基づく定期健康診断および特殊健康診断を実施した。特殊健康診断の眼の検査は、産業医の指導のもとに問診および視力検査によって異常を訴えた者のみ精密検査を実施する方法に変更して実施した。

## (2) 職場環境管理

し尿浄化槽の清掃点検維持管理およびばい煙濃度測定を前年度に引き続き実施した。

(谷津)



Table D.1.4-2 放射性汚染および被曝

(大洗研究所 1976年度)

発生日月日	発生場所		異常の種類	発生状況	汚染および被曝の状況		原因	処置と対策
	建家	室			対象物	程度		
1976年5月12日	JMTR	原子炉建屋1階	水漏汚染	カナル61に保管中の照射試料容器内水洗作業中、水洗排液サンプリング用ビニールパイプがはずれサンプリング水が飛散	衣服 床面	衣服 床面 核種 $^{60}\text{Co}$	サンプリング用ビニールホース接続不良	専用の継手およびホースバンドを使用する。

## 1 D.2 個人被曝線量の管理

## Personal Monitoring

The average and maximum whole-body external doses of 266 persons in Oarai Research Establishment were 15 mrem and 470 mrem respectively, and the maximum dose of hands was 70 mrem.

No internal contaminations were found in the personnel by whole-body counting and bioassay.

## D.2.1 概 要

外部被曝管理における職員の対象者数は、1975年とほぼ同じで266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15 mrem および470 mremであった。また、手先の局部被曝は、年間最高値で30 mrem であった。

短期外来者の管理対象者数は、669人で前年度とほぼ同じであり、最大被曝線量は430 mrem であった。

内部被曝管理は、1975年度と同様、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、被検査者全員が検出限界以下であった。したがって、前年度と同様、外部および内部被曝とも勧告の対象となった者はいなかった。

(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 D.2.2-1 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、JMTRオーバーホール期間中のCRD（制御棒）点検、一次冷却系統点検などの各種機器の点検整備作業、OWL-1およびOWL-2キュービクル内における各種作業、各種照射装置の点検整備作業、JMTR排気系フィルタ交換作業およびOGL-1据付工事などが行われたためである。短期外来者の最大被曝線量は430 mremであった。

Table D.2.2-1 フィルムバッジおよびリングバッジ使用者数（大洗研究所、1976年度）

測定器	使用期間	職員	長期外来者*1	短期外来者*2	合計
フィルムバッジ	1976年 4月～ 6月	266	84	104	454
	7月～ 9月	270	86	259	615
	10月～12月	267	86	253	606
	1977年 1月～ 3月	266	90	53	409
リングバッジ	1976年 4月～ 6月	3	0	1	4
	7月～ 9月	4	51	1	56
	10月～12月	0	0	0	0
	1977年 1月～ 3月	2	6	3	11

\* 1. 3カ月以上滞在する外来研究員、外来業者など

\* 2. 3カ月未満の外来者で工事、機器の点検などに従事

第2四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などによるものであった。

Table D.2.2-2に職員のフィルムバッジ使用者の年間被曝線量の統計を示す。第2四半期および第3四半期は、OWL-1キュービクル内における各種作業、ホットラボセル内除染作業（第2四半期のみ）などにより平均被曝線量が高くなっている。長期外来者の最大被曝線量は310 mremであった。

$\beta$ 線による被曝はなかったが、中性子線による被曝は長期外来者に2名（ただし東海研究所にて被曝、最大被曝線量；40 mrem）認められた。手先の年間局部被曝線量は、職員で最高30 mrem、長期外来者で最高590 mrem（ただし東海研究所にて被曝した500 mremを含む）であった。

Table D.2.2-3には、1967年度からの職員の年間全身被曝線量分布の推移を示す。1976年度の平均被曝線量は前年度よりやや低くなっているが、最高被曝線量は高かった。

(望月)

Table D.2.2-2 職員の全身被曝線量分布（大洗研究所，1976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	* $D < 130$	$130 \leq D < 400$	$400 \leq D < 1300$	$1300 \leq D$		
1976年 4月～ 6月	266	254	12	0	0	0	1.8	70
7月～ 9月	270	251	17	2	0	0	4.0	260
10月～12月	267	235	29	3	0	0	6.4	190
1977年 1月～ 3月	266	247	19	0	0	0	2.5	100
1976年度	266	210	48	7	1	0	14.8	470

\* : 全身被曝線量 (mrem/四半期または年度)

Table D.2.2-3 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
1975	268	210	49	9	0	0	17	280
1976	266	210	48	7	1	0	15	470

\* : 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 $\alpha$ 全放射能、 $\beta$ 全放射能、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回行ない、肺モニタによる不溶性 $\alpha$ 全放射能は年1回実施した。Table D.23-1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、臨時に内部被曝検査をした者はいなかった。

(望月)

Table D.2.3-1 内部被曝の定期測定者数(大洗研究所, 1976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
1976年 4月～6月	13	2	8	22	0
7月～9月	13	2	9	22	0
10月～12月	12	2	9	20	0
1977年 1月～3月	12	3	9	19	3

### 1 D.3 施設の放射線管理

#### Radiation Monitoring in the Facilities

Special radiation monitoring was carried out in operation of OWL-1 and OGL-1 and test operation of Plutonium Research Laboratory, and also routine monitoring in JMTR, Hot Laboratory, Waste Treatment Facility, etc.

Radiation monitors were installed in Alpha Waste Treatment Facility and Decontamination Facility.

In the radiation works performed, there were no personal exposures exceeding the maximum permissible level nor radioactive contaminations and releases of radioactive effluent beyond the working limits.

#### D.3.1 概要

OWL-1による人工欠陥燃料照射試験、OGL-1の運転およびプルトニウム燃料研究施設におけるウラン試験に対する放射線管理を実施した。また、JMTRの第36サイクルから第39サイクルまでの運転および定期点検作業、ホットラボ並びに放射性廃棄物処理場その他施設の日常の放射線管理を滞りなく実施した。その結果、本年度は特に問題となるような被曝および汚染はなかった。

本年度は、 $\alpha$ 固体処理棟および除染施設の新設にともない、放射線モニタ等の放射線管理設備の整備を行った。

本年度、大洗研究所の各施設から排出された気体廃棄物は640 Ci (主にJMTRからの $^{41}\text{Ar}$ )であり、液体廃棄物は $\beta\gamma$ : 4.9 mCi (主に $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ),  $^3\text{H}$ : 7.7 Ci であって、いずれも放出管理目標値を十分下廻った。(押野)

#### 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

1976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放射能をTable D.3.2-1に示す。放射性塵埃についてはホットラボから $^{203}\text{Hg}$ (照射試料中の熱媒体に含まれていた水銀不純物の放射化による)が、JMTRから $^{131}\text{I}$ (人工欠陥燃料試料照射試験による)が放出された。放射性ガスについてはJMTR運転中の $^{41}\text{Ar}$ の放出のほか、RI棟から $^{85}\text{Kr}$ (クリプトン照射実験において質量分析用試料の採取時に系外に漏れでたもの。)が放出された。スタック排気口における平均濃度はいずれも放出基準値よりかなり低いものであった。

(北野)

##### (2) 排出放射性廃液

1976年度に各施設で発生した液体廃棄物の排水状況と、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 D.3.2-2に示す。

廃棄物処理場へ処理のため送水された放射能は $\beta\gamma$ : 2.4 Ci ( $^3\text{H}$ を除く)で、廃液量は $4.4 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。これは、前年度に比べると、放射能は $\beta\gamma$ : 50%増、廃液量は10%減で

あり、この廃液中に含まれる核種は $^3\text{H}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{60}\text{Co}$ が支配的で、その他の主な核種としては $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ — $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ — $^{106}\text{Rh}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$ であった。

排水溝へ排水された廃液の放射能は $\alpha$ :  $44\ \mu\text{Ci}$ ,  $\beta\gamma$ :  $4.9\ \text{mCi}$  ( $^3\text{H}$ を除く),  $^3\text{H}$ :  $7.7\ \text{Ci}$ で、廃液量は $8.9 \times 10^3\ \text{m}^3$ であった。すなわち、前年度より、放射能は $\alpha$ : 24% 減,  $\beta\gamma$ : 55% 減,  $^3\text{H}$ : 6.7 倍増であった。

排水溝における1日平均濃度の最大値は $\beta\gamma$ :  $7.3 \times 10^{-8}\ \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  ( $^3\text{H}$ を除く), 3カ月平均濃度の最大値は $\beta\gamma$ :  $5.0 \times 10^{-9}\ \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ で、法令および規定等に定められた排水基準値以下であった。また、年間排出放射能の管理目標値に対する割合は、総量: 8.2%,  $^{60}\text{Co}$ : 20%,  $^{137}\text{Cs}$ : 1%,  $^3\text{H}$ : 7.7%といずれも十分に低い値であった。

なお、排出放射能の低減化、および誤排水等の防止のため、一般排水溝中の雑排水による希釈効果を考慮して各施設から直接排水する方法は極力制限するようにして、本年度からは各施設の廃液（洗濯廃液を除く）はすべて処理場に送水し処理を行った後、排水監視ポンド経由で排水するようにして安全を期している。

(山田)

Table D.3.2-1 排出じん埃・ガスの放射能濃度および放射能（大洗研究所，1976年度）

施設名	排出じん埃		排出ガス		主な核種
	年間平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間排出放射能 ( $\mu\text{Ci}$ )	年間平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間排出放射能 (Ci)	
JMTR (炉室)	$< 4.8 \times 10^{-13}$	0	$6.7 \times 10^{-7}$	$6.4 \times 10^2$	$^{41}\text{Ar}$
(ホット実験室)	$< 4.3 \times 10^{-12}$	$2.0 \times 10^2 (^{131}\text{I})$			
ホットラボ	$\alpha: < 2.0 \times 10^{-14}$ $6.8 \times 10^{-12}$	0 $1.7 \times 10^3 (^{203}\text{Hg})$	$< 2.0 \times 10^{-7}$	0	
廃棄物処理場					
(高レベル固体処理棟)	$< 9.0 \times 10^{-14}$	0	—	—	
(低レベル固体処理棟)	$< 9.0 \times 10^{-14}$	0	—	—	
(焼却処理装置)	$< 9.0 \times 10^{-14}$	0	—	—	
(廃液処理棟)	$< 9.0 \times 10^{-14}$	0	—	—	
(高レベル $\alpha$ 貯蔵施設)	$< 7.0 \times 10^{-14}$	0	—	—	
( $\alpha$ 固体処理棟)	—	—	—	—	
RI利用開発棟					
(RI棟)	$< 4.6 \times 10^{-13}$	0	$< 1.0 \times 10^{-5}$	$2.8 \times 10^{-1}$	$^{85}\text{Kr}$
(FP棟)	$< 4.6 \times 10^{-13}$	0	—	—	
安全管理棟	$< 4.6 \times 10^{-13}$	0	—	—	
燃料研究棟	$\alpha: < 4.2 \times 10^{-15}$	0	—	—	

(注1)  $\alpha$ の記号のないものは， $\beta(\gamma)$ 放射能。

(注2) 年間平均濃度および年間排出放射能は次のように算出した。

年間平均濃度：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。

ただし，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。

年間排出放射能：検出限界濃度値未満のものは排出量を0として1年間集計した値。

Table D.3.2-2 廃棄物処理場へ送水および排水溝へ排水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

(大洗研究所 1976年4月～1977年3月)

項目 施設名	廃棄物処理場へ送水		排水溝へ排出		排水溝の平均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> )	1日平均濃度の 最大値 ( $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup> )	3月間平均濃度の 最大値 ( $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup> )	年間排出放射能 (mCi)
J M T R	$2.4 \times 10^3$	$4.2 \times 10^3$	0	0			$4.4 \times 10^{-2}$
ホットラボ	$*(8.7 \times 10^1)$	$(3.7 \times 10^2)$	-	-			$4.9$
RI利用開発棟	$9.0 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^1$	0	0	$\alpha$ $8.3 \times 10^{-10}$	$\alpha$ $3.5 \times 10^{-11}$	$^{51}\text{Cr}$ 1.1
安全管理棟	1.9	$8.7 \times 10^1$	0	0	$\beta\gamma$ $7.3 \times 10^{-8}$	$\beta\gamma$ $5.0 \times 10^{-9}$	$^{60}\text{Co}$ 1.2
廃棄物処理場	1.1	$1.3 \times 10^1$	$2.4 \times 10^{-1}$	$3.4 \times 10^3$	$^3\text{H}$ $1.9 \times 10^{-4}$	$^3\text{H}$ $8.5 \times 10^{-6}$	$^{137}\text{Cs}$ $5.0 \times 10^{-1}$
燃料研究棟	$4.0 \times 10^{-1}$	$4.8 \times 10^1$	0	0			未知 2.1
排水監視ポンド	-	-	$\alpha$ $4.4 \times 10^{-2}$	$5.4 \times 10^3$			$^3\text{H}$ $7.7 \times 10^3$
			$\beta\gamma$ 4.7				
			$^3\text{H}$ $7.7 \times 10^3$				
動燃大洗	0	0	$\alpha$ $2.7 \times 10^{-3}$	$8.6 \times 10^1$	$\alpha$ $1.0 \times 10^{-10}$	$\alpha$ $2.5 \times 10^{-12}$	$\alpha$ $2.7 \times 10^{-3}$
			$\beta\gamma$ $8.8 \times 10^{-3}$		$\beta\gamma$ $4.8 \times 10^{-10}$	$\beta\gamma$ $1.5 \times 10^{-11}$	$\beta\gamma$ $8.8 \times 10^{-3}$
東北大金研	$7.0 \times 10^{-1}$	8.0	-	-			$\alpha$ $4.7 \times 10^{-2}$
			$\alpha$ $4.4 \times 10^{-2}$				$\beta\gamma$ 4.9
			$\beta\gamma$ 4.9	$8.9 \times 10^3$			$^3\text{H}$ $7.7 \times 10^3$
合計	$2.4 \times 10^3$	$4.4 \times 10^3$	$\alpha$ $4.4 \times 10^{-2}$				
			$\beta\gamma$ 4.9				
			$^3\text{H}$ $7.7 \times 10^3$				

\* ホットラボからJ M T Rタンクヤードへ排出した廃液。

(注1)  $\alpha$ 等の核種記号のないものは， $^3\text{H}$ を除く $\beta\gamma$ 放射能。

(注2) 平均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。



## 1 D. 4 環境管理

## Environmental Monitoring

The results of gamma-ray monitoring by stationary monitors and the beta radioactivities of soil, sea water, crops, etc. are given in tables. There occurred no abnormal radiations and contaminations in the environment due to radioactive effluents from the facilities in the year. Weekly average radioactivities of the drainage were measured using continuous water samplers as in the previous year. A meeting between JAERI and PNC was held every three months to evaluate the results of environmental monitoring.

## D.4.1 概要

モニタリングステーションおよびモニタリングポストによる連続測定監視，陸上および海洋試料の放射能測定等，環境モニタリングの年度計画にもとづいて予定通り監視測定業務を実施した。その結果，環境放射線レベルおよび環境試料中の放射能の測定値の一部に平常より高い値を示したものがあつたが，調査の結果いずれも第19回中国核実験の影響であつて，施設からの放射性廃棄物放出に起因する異常は認められなかつた。

原研大洗研および動燃大洗工学センターで構成する大洗地区環境評価委員会は，1976年度中に5回開催され，四半期ごとの監視結果の検討評価を行つて報告したほか，日本核燃料開発株の稼動に伴う環境評価および環境管理に関する検討等について討議した。（南）

## D.4.2 環境放射線のモニタリング

1975年度と同様に，モニタリングステーション2カ所およびモニタリングポスト10カ所により周辺監視区域境界の空間 $\gamma$ 線の連続モニタリングを実施した。その結果，施設放出による異常は認められなかつた。モニタリングステーションにおける $\gamma$ 線照射線量率の最大値と月平均値をFig. D.42-1に示す。照射線量率はGM管固有のバックグラウンドおよび宇宙線成分を除いたものである。9月および10月の値が高いのは中国核実験の影響による上昇であつて，モニタリングポストによる観測では，9月29日に最大の $12\sim 15 \mu\text{R}/\text{h}$ になつたが，10月10日ごろにはバックグラウンドレベルに減衰した。

3カ月間の積算線量測定は，周辺監視区域境界およびJMTRを中心に半径2Km地点に20カ所TLD ( $\text{CaSO}_4:\text{Tm}$ )を配置して行つた。その結果，第3四半期の測定値は中国核実験の影響で平常より3~5mR高くなつたが，そのほかはいずれの地点においても異常は検出されなかつた。（佐藤）

\* モニタリングポストの照射線量率はGM管固有のバックグラウンドおよび宇宙線成分を含む。

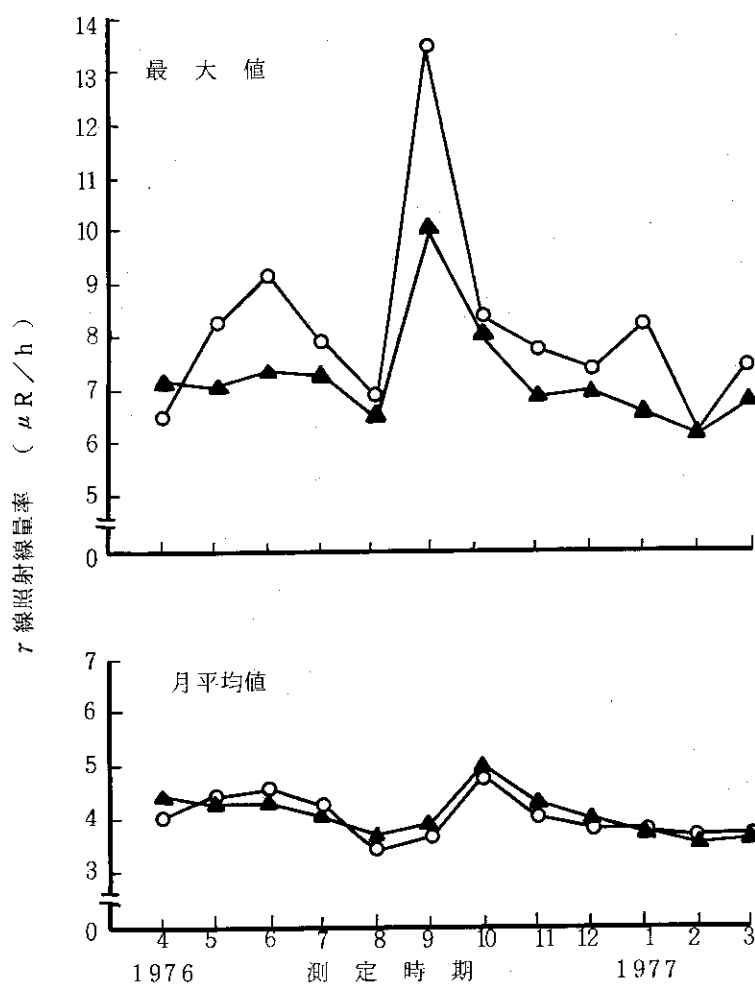


Fig. D. 42-1 モニタリングステーションにおける $\gamma$ 線照射線量率の最大値と月平均値

▲ No. 1 (処理場) ○ No. 2 (浄水場)

#### D.4.3 環境試料中の放射能測定

1976年度に行った大洗研敷地内および周辺の環境試料中の全 $\beta$ 放射能の測定については、1975年度と同様に実施した。

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. D.43-1に示す。9月は中国核実験の影響で高くなったが、1月には例年の降下量まで減少した。モニタリングステーションにおける大気塵埃放射能濃度の測定結果はFig. D.43-2に示すように、濃度およびパターンとも例年と同様であり異常は認められなかった。Table D.43-1は排水溝出口における廃水の連続比例サンプリングによる、1週間平均濃度の測定結果で、いずれも未知核種の規制濃度 ( $1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) 以下であった。また環境試料の測定結果をTable D.43-2に示す。これらの値は1975年度の測定結果と比較して有意な差は認められなかった。

陸水のうち北松川井戸水はたの陸水に比較して約1桁高い値であるが、原因は自然環境中に含まれるカリウム量の相違によるものと推定されていた。今回、原子吸光分析によって北松川井戸水に含まれるカリウム量を定量して検討を行った結果、次の通りであった。

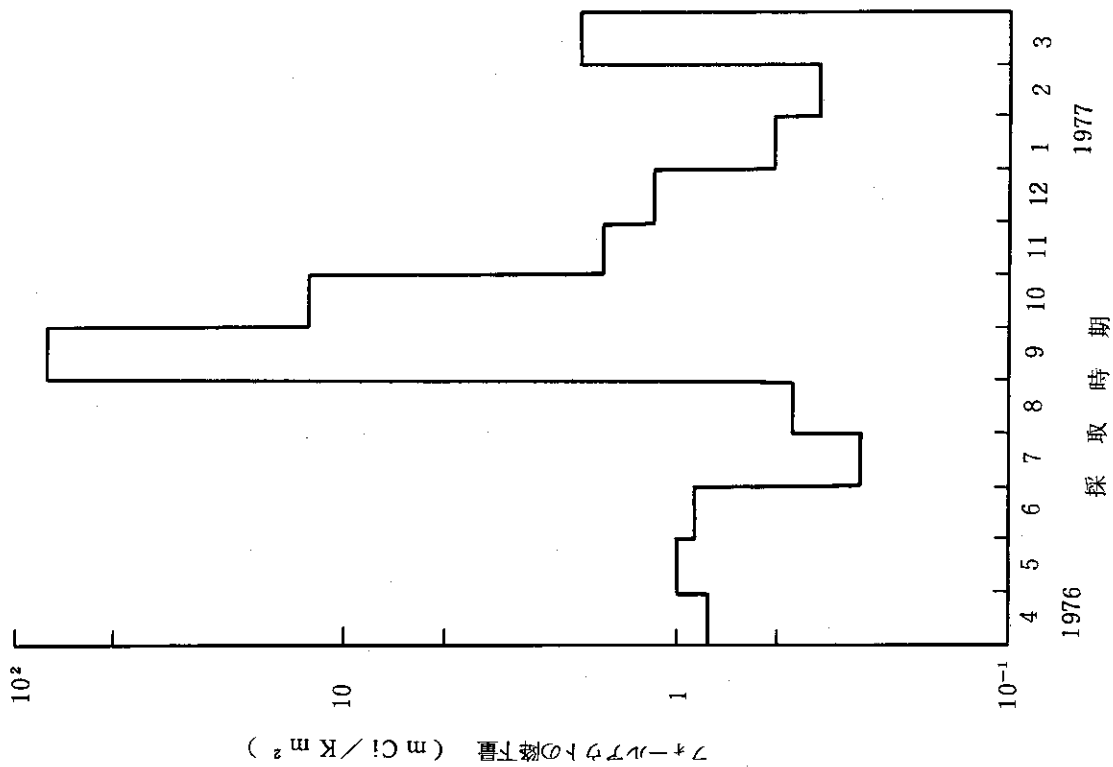


Fig. D. 4.3-1 フォールアウトの全β放射能月間降水量

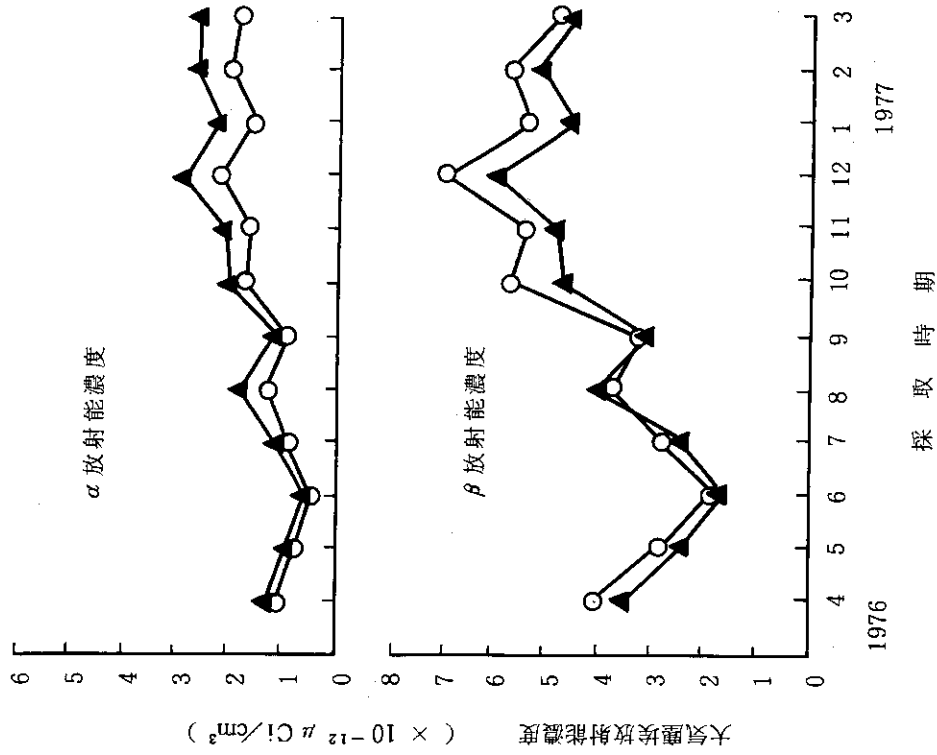


Fig. D. 4.3-2 モニタリングステーションにおける大気塵埃放射能濃度の月平均値

▲ No. 1 (処理場) ○ No. 2 (浄水場)

Table D.4.3-1 排水溝における廃水の全β放射能濃度の週平均値（大洗研究所，1976年度）

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

年	月	第 1 週	第 2 週	第 3 週	第 4 週	第 5 週	
1976.	4	3.1	5.5	3.4	3.7		
	5	9.5	7.1	6.1	3.9	4.6	
	6	5.2	2.8	2.0	2.1		
	7	3.1	2.5	9.6	1.1		
	8	1.3	< 3.7	7.4	1.5	< 4.1	
	9	2.1	< 3.7	< 3.7	< 4.7		
	10	2.4*	1.2	6.1	5.5		
	11	4.7	4.4	8.8	5.1	< 5.1	
	12	< 4.6	< 4.5	4.5	< 4.1		
	1977.	1	—	< 4.1	< 3.8	5.5	< 4.3
		2	2.5	3.5	4.8	1.7	
		3	2.5	3.0	3.3	3.5	

\* 第19回中国核実験のフォールアウトによる影響。

Table D.4.3-2 環境試料中の全β放射能測定結果（大洗研究所，1976年度）

試料名	採取場所	単位	放射能濃度	
			前期	後期
陸上試料	夏海湖 涸沼湖 原研水道原水 町管水道原水 北松川井戸水	$\times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	< 1.8	< 3.6
			< 0.5	0.8
			3.3	< 4.9
			4.8	< 4.9
			16	14
土壌	海岸放出口 処理場 日中宇 下太田 飛沢	pCi/g乾	12.0	12.9
			10.2	12.1
			12.0	12.9
			9.9	12.2
			10.9	11.3
精米 ホウレン草 白菜	旭村田崎	pCi/g生	0.7	
			4.4	
			1.9	
海洋試料	海水	$\times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	No.1(500m)	8.0
			No.2(5km)	8.8
	海底土		pCi/g乾	No.1(500m)
No.2(5km)				14.3
シラス ヒラメ(またはカレイ)	大洗沖	pCi/g生	3.5	3.8
			3.6	3.8

原子吸光分析法	K = 20 ppm	$1.5 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
全ベータ測定法		$1.6 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

すなわち、北松川井戸水に含まれる放射性核種は<sup>40</sup>Kが大部分（≒100%）であった。

同時に比濁法により塩素（Cl<sup>-</sup>）を定量して、Cl<sup>-</sup>/Kの比から海水の影響を受けていないか調査した。

北松川井戸水	Cl <sup>-</sup> = 47 ppm	Cl <sup>-</sup> /K = 2.4
海水		Cl <sup>-</sup> /K = 50

北松川井戸水の放射性濃度は $1.2 \sim 1.8 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の範囲の変動であることから、Cl<sup>-</sup>/Kの比は海水のそれと大差があり、影響を受けていることは考えられない。以上の結果から北松川井戸水の放射性濃度が高いのは、地質等自然条件の違いによって含まれるカリウムが多いことに原因していることがわかり、当初の推定通りであることが証明された。（佐藤）

#### D.4.4 一般排水溝における廃水の監視

1975年に引続き一般排水溝排水の水質検査を実施した。検査項目は、排水流量、pH、温度、電気伝導度（以上連続）、BOD、COD、浮遊物質（以上毎月1回）について実施している。そのほか1976年度は四半期に1回、茨城県公害防止協会に依頼して、全クロム、全水銀、大腸菌群数等16項目について水質検査を行った。その結果、pHの一部を除いては水質基準を十分満足するものであった。pH異常の発生頻度は年々減少している。

一般排水溝の排水流量は月あたり、最大 $1.8 \times 10^5 \text{ m}^3$ 、平均 $1.4 \times 10^5 \text{ m}^3$ であった。

（佐藤）

## 1D.5 放射線計測器の管理

## Maintenance of Monitors and Survey Meters

Maintenance works on the monitors and survey meters in the year are described. Radiation monitors installed in the JMTR, Hot Laboratory, Waste Management and Plutonium Fuel Research buildings operated satisfactorily. Calibration of the survey meters in routine radiation monitoring was made as in the previous year.

## D.5.1 概要

各施設に設置されている放射線管理用モニタ類および環境モニタリングポスト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、年々老朽化しているこれらモニタ類の稼働率を97%以上に保つことができた。サーベイメータについてもモニタと同様、校正、保守管理を十分におこない、サーベイメータ利用者へのサービス向上に努めた。その結果、利用率は前年度に比較し若干向上した。現在使用している主なサーベイメータについて、この1年間の利用率は75.1%であり、予備率は22.8%、故障率は2.1%であった。サーベイメータおよび放射線モニタ類の管理状況について以下に述べる。(岡本)

## D.5.2 サーベイメータ類の点検保守

1976年度に新たに補充されたサーベイメータは、新設された除染棟のサーベイメータが6台とプルトニウム燃料研究室より移管されたサーベイメータが3台で、計9台となり、したがって、大洗研究所におけるサーベイメータ類の現有総台数は239台となった。

1976年度における校正台数および故障台数をサーベイメータの機種別に Table D.5.2-1に示す。

Table D.5.2-1 サーベイメータの校正台数および故障台数  
(大洗研究所, 1976年度)

サーベイメータの種類	校正台数	故障台数
G M サーベイメータ	168	65
電離箱型サーベイメータ	135	17
$\alpha$ 線サーベイメータ	38	7
中性子型サーベイメータ	3	0
シンチレーションサーベイメータ	10	0
ポケットサーベイメータ	8	0
ベルアラームメータ	59	0
合計	421	89

点検校正の実施件数は421件となり、1台当りの年間校正実施件数は約2回となった。そのうち大洗研究所において放射線校正できない中性子サーベイメータと電離箱サーベイメータは、東海研究所線量計測課において校正を実施した。ただし、電離箱サーベイメータについては、1977年度から本格的に大洗研究所において $^{137}\text{Cs}$ 照射装置により放射線校正を行う予定であるため、1976年度は予備的な校正を実施した。

故障件数は89件であり、その故障状況としてはGMサーベイメータのGM管の劣化と破損および増巾回路による故障が目立った。

なお、上記サーベイメータ以外に放射性廃棄物処理課および動燃大洗工学センターより校正依頼のあったサーベイメータの件数は、33件であった。(清水)

### D.5.3 放射線監視機器の管理

1976年度に新設された放射線モニタは、JMTRのOGL-1用ガスモニタが1台と除染棟の放射線モニタ( $\gamma$ 線エリアモニタが2台、排気 $\beta(\gamma)$ ダストモニタ、移動型 $\beta(\gamma)$ ダストモニタ、多点ダストサンプリング装置およびハンドフットクロスモニタの各1台)である。また、放射性廃棄物処理場II期計画にともない、 $\alpha$ 固体処理棟などの放射線モニタ類(17台)が新設された。

既設の放射線モニタの定期点検整備は、前年と同様外部委託により実施し、特に劣化の著しい記録計と吸引装置については点検を強化して故障頻度の減少に努めた。

これらのモニタ(ただし、新設モニタを除く)の故障発生修理件数および年間稼働率を各施設ごとにTable D.5.3-1に示す。主な故障原因として、 $\gamma$ 線エリアモニタの絶縁劣化、レートメータのロータリースイッチの劣化などが挙げられる。ただし、燃料研究棟における故障の大部分はエアプロポーション型ハンドフットクロスモニタの動作不安定によるものであり、また、環境モニタリングポストの故障の大部分は例年通り雷に起因するものであった。これらの予防対策を検討中である。(岡本)

Table D.5.3-1 放射線モニタの修理件数および稼働率（大洗研究所，1976年度）

項目 年月 建家名等	修 理 件 数				稼 働 率 (%)
	1976			1977	
	4~6	7~9	10~12	1~3	
R I 利用開発棟 (6チャンネル)	1	2	4	6	97.5
J M T R (52チャンネル)	16	20	13	17	99.3
ホットラボ棟 (18チャンネル)	1	6	0	4	99.6
安全管理棟 (2チャンネル)	2	1	1	2	99.2
廃棄物処理施設 (17チャンネル)	1	2	2	0	99.8
プルトニウム燃料研究棟 (13チャンネル)	2	1	4	2	98.5
野外モニタ (10チャンネル)	6	8	7	1	98.8



## 1 D.6 放射線廃棄物の管理および汚染除去

### Radioactive Waste Management and Decontamination

The amounts of radioactive liquid and solid wastes in the year were similar to those in the previous year.

The wastes were successfully treated, and stored in 280 concrete-lined drums and 61 concrete blocks.

Routine decontamination was carried out successfully of clothes, equipments and installations though the amounts and radioactivities increased.

A high-activity ( $\beta\gamma$ ) solid wastes temporary storage cave, a low-activity ( $\alpha$ ) solid wastes temporary storage house, a high-activity ( $\alpha$ ) solid wastes storage facility and a decontamination facility were newly installed.

#### D.6.1 概要

大洗研究所から発生し、放射性廃棄物処理課に搬入された放射性廃棄物の量は、1975年度に比べ、高レベル $\beta\gamma$ 固体廃棄物および中レベル液体廃棄物などは減少したが、全体的にはほぼ同程度か、増加の傾向にあった。とくにフィルタについては、前年度の2倍以上の搬入があった。

所外から搬入された廃棄物の量は、低レベル液体廃棄物が著しく減少したほかは、例年に比して大きい変化はなかった。

廃棄物の処理業務は、前年度と同様、およそ搬入量に見合った量の処理を行ったが、可燃性の固体廃棄物については、一時格納庫における滞貨量との関係で、前年度の2倍程度の焼却処理を行った。廃液の処理については、一部処理業務を中断したが、全体的には、ほぼ前年度と同程度の処理量であった。

Ⅱ期計画施設のうち、高レベル $\beta\gamma$ 貯蔵セル、 $\alpha$ 固体一時格納庫および高レベル $\alpha$ 固体貯蔵施設が完成し、下半期より使用を開始した。また、 $\alpha$ 固体処理棟、排水連続監視装置、廃液処理棟増設などの建設工事を行った。工事の進ちょくとともに、官庁検査等の業務量は著しく増大した。

放射性汚染除去業務は、機器除染、施設除染および衣料除染について実施した。機器除染について、その処理点数は、前年度の1.4倍となった。主にJMTRおよびその照射設備関係の機器が大部分を占め、しかも、難除染のものが増加が目立った。

前年度より建設を進めていた除染棟が完成し、衣料洗浄設備、スチームジェット洗浄装置、長尺除染流し台等の一部内装機器を設置した。

規制法に基づく統一保安規定の作成作業、その他、業務に直結した各種技術開発、試験等を行った。

(三戸)

#### D.6.2 放射性廃棄物の管理

##### (1) 廃棄物の搬入

###### (a) 液体廃棄物の搬入

所内で発生した液体廃棄物の搬入量は、約 $4.9 \times 10^3 \text{ m}^3$  (1975年度、約 $4.9 \times 10^3 \text{ m}^3$ ) で前年度と同じであった。中レベル廃液の搬入量については、約 $8 \text{ m}^3$  (1975年度、約 $11 \text{ m}^3$ ) で前

年度同様わずかな量にとどまった。

有機廃液については約  $0.15 \text{ m}^3$  (1975年度約  $0.24 \text{ m}^3$ ) と前年度の約 60% であった。

所外から搬入された液体廃棄物の搬入量は、低レベル廃液が約  $8 \text{ m}^3$  (1975年度約  $36 \text{ m}^3$ ) と大巾に減少し、中レベル廃液、有機廃液についても1975年度に続いてほとんど搬入されなかった。

所内および所外からの廃棄物の搬入実績を Table D.6.2-1 に示す。 (勝山)

#### (b) 固体廃棄物の搬入

所内で発生した固体廃棄物の搬入量は、低レベル  $\beta \cdot \gamma$  固体廃棄物については、約  $2 \times 10^2 \text{ m}^3$  (1975年度約  $1.7 \times 10^2 \text{ m}^3$ ) と多少増加したが、高レベル  $\beta \cdot \gamma$  固体廃棄物については約  $3 \text{ m}^3$  (1975年度約  $4 \text{ m}^3$ ) と逆に減少した。

所外から搬入された固体廃棄物の搬入量は、低レベル  $\beta \cdot \gamma$  固体廃棄物、高レベル  $\beta \cdot \gamma$  固体廃棄物いずれも増加の傾向を示した。低レベル  $\alpha$  固体廃棄物と高レベル  $\alpha$  固体廃棄物については、昨年度の搬入実績と大差なかった。また高レベル  $\beta \cdot \gamma$  固体廃棄物、低レベル  $\alpha$  固体廃棄物、高レベル  $\alpha$  固体廃棄物については、これら廃棄物を保管する専用の貯蔵施設が完成し、その使用を開始した。

廃棄物の搬入実績は Table D.6.2-1 に示すとおりである。 (進士)

## (2) 廃棄物の処理

### (a) 液体廃棄物の処理

低レベル廃液については、搬入量のほぼ 80% の約  $4 \times 10^3 \text{ m}^3$  を化学処理装置により、従来の方式で処理し、残りの 20% については減衰させることにより処理した。

中レベル廃液と一部の化学処理の困難な低レベル廃液は、中レベル蒸発処理装置により処理した。

化学処理で発生したスラッジの約  $14 \text{ m}^3$  (固形物含有量: 約 5%)、と濃縮液の約  $0.2 \text{ m}^3$  をピチューメン固化装置により固化処理したほか、貯槽残滓スラッジの  $0.35 \text{ m}^3$  を固化処理した。発生した固化体はピチューメン固化体について 14 本、セメント固化体 6 本である。

一方、処理済廃液の海洋放流量は約  $5.4 \times 10^3 \text{ m}^3$  で、その放射エネルギーは  $3.3 \text{ mCi } \beta(\gamma)$  であった。

このほか有機廃液 (NaK を処理したケロシン・ブタノール、廃油など) については1975年度と同じく洗浄などにより前処理を行ったのち焼却処理装置で焼却処理した。1976年度の処理実績を Table D.6.2-2 に示す。 (勝山)

### (b) 固体廃棄物の処理

低レベル  $\beta \cdot \gamma$  固体廃棄物については、焼却装置と圧縮装置によって、可燃性固体、不燃性固体、フィルター類の処理を行った。その処理量は、可燃性固体については1976年度内に搬入された量を処理したが、不燃性固体、フィルター類については、1976年度内に搬入された量を下回った。これは廃棄物を集荷保管する貯蔵施設内に可燃性固体の滞貨量が増えたため、焼却装置の稼働率を上げたことによるものである。

高レベル  $\beta \cdot \gamma$  固体廃棄物については、1976年度内に搬入された量をほぼ処理した。

1976年度の処理実績を Table D.6.2-3 に示す。 (進士)

Table D.6.2-1 廃棄物の搬入実績 (大洗研究所, 1976年度) (単位: m<sup>3</sup>)

固 体 廃 棄 物	第一 類 核 種 以 外	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		所 内	所 外								
		燃	動	燃	動	燃	動	燃	動	燃	動	燃	動	燃	動	燃	動										
低レベル	燃	954	1.22	2.04	1.58	1732	1.56	1306	0.86	1.86	1.32	870	1.56	1306	0.86	1.86	1.32	870	1.56	1306	0.86	1.86	1.32	870	5.68	5.90	
低レベル	燃	1346	3.48	3.62	3.96	3914	3.64	3098	0.68	2.42	3.66	1952	3.64	3098	0.68	2.42	3.66	1952	3.64	3098	0.68	2.42	3.66	1952	14.74	8.52	
低レベル	燃	4025	1.035	0	3.910	6555	0.575	40825	0	0	0.225	3450	0.575	40825	0	0	0.225	3450	0.575	40825	0	0	0.225	3450	5.520	3.220	
高レベル	燃	0.675	0.300	0.075	0	1.730	0	0.050	0	0	0.225	0.670	0	0.050	0	0.200	0.670	0	0.050	0	0.200	0.670	0	0.200	0.670	0.525	0.275
低レベル	燃	0	2.260	0	0	0	0	0	0	0	0.28	0	0	0	0	0	0.28	0	0	0	0	0	0	0	6.400	0	
高レベル	燃	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0.125	0	0	0	0	0	0.125	0	0	0	0	0	0	0	0.775	0	
低レベル	燃	1777.5	0	0	681.4	0	0	959.3	0	0	1.4830	0	0	1.4830	0	0	1.4830	0	0	1.4830	0	0	0	0	4.9012	0	8
中レベル	燃	0.1	0	0	3.5	0	0	0	0	0	4.3	0	0	0	0	0	4.3	0	0	0	0	0	0	0	7.9	0	0
有機	燃	0.096	0.020	0	0.025	0	0	0	0	0	0.024	0	0	0	0	0	0.024	0	0	0	0	0	0	0	0.145	0.020	0

Table D.6.2-2 液体廃棄物の処理実績 (大洗研究所, 1976年度) (単位: m<sup>3</sup>)

固 体 廃 棄 物	第一 類 核 種 以 外	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		所 内	所 外											
		燃	動	燃	動	燃	動	燃	動	燃	動	燃	動	燃	動	燃	動													
低レベル	燃	1694	0	246	734	60	12	692	50.5	256	931	0	385	4.051	110.5	899	1694	4.051	110.5	899	4.051	110.5	899	4.051	110.5	899	4.051	110.5	899	
中レベル	燃	0	0	0	4.5	0	0	0	0	0.020	0	0	0	0	0.084	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
有機	燃	0	0	0.328	734	6.45	1.2	692	50.5	256.020	931	0	385.084	4.051	115	899.432	0	0.328	256.020	931	0	385.084	4.051	115	899.432	4.051	115	899.432		
計		1694	0	246.328	734	6.45	1.2	692	50.5	256.020	931	0	385.084	4.051	115	899.432	1694	4.051	115	899.432	4.051	115	899.432	4.051	115	899.432	4.051	115	899.432	

Table D.6.2-3 固体廃棄物の処理実績(大洗研究所, 1976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	4488	0	1584	2592	8664
		低レベル 不燃	0.60	4288	2082	198	6628
		低レベル フィルター	2875	14260	24840	0	41975
		高レベル	1.120	1755	0	0.700	3.575
	第一類核種	低レベル	0	0	0	0	0
		高レベル	0	0	0	0	0

## (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。

Table D.6.2-4 に1976年度に発生した固化体の数を示す。

(進士)

Table D.6.2-4 固化体の発生数(大洗研究所, 1976年度)

(単位, 個)

形 態	四 半 期				年度合計
	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	
200ℓドラム	27	141	100	12	280
コンクリートブロック (B-I B-III)	19	34	0	8	61
計	46	175	100	20	341

## D.6.3 汚染除去

## (1) 機器除染

1976年度に実施した機器除染処理状況を Table D.6.3-1 に示す。前年度に比較して処理件数は、21%減少したが、処理点数は約1.4倍増加した。

1976年度も前年度と同様に、除染した機器は、JMTRおよび照射設備関係のものが大部分(件数比70%, 点数比89%)を占めた。また、補修あるいは改造の目的で外部工場等に搬出した機器の除染件数は53%にもおよんでいる。これらは、持出物品汚染管理基準値以下に除染しなければならないもので、難除染のものがそのほとんどを占め、除染作業の困難な汚染機器の増加が目立った。

1976年度の特徴として、JMTR排気系に使用されているチャコールフィルタの活性炭抜き取りおよびフィルタ枠の除染を試験的に実施し、フィルタ枠再使用の目安が得られたこと、JMTR炉頂部およびカナル作業等で使用されているハンドリングツールの大部分をオーバーホールのため除染したことなどがあげられる。

(三嶋)

Table D.6.3-1 機器除染処理状況（大洗研究所，1976年度）

	機 器 名	処理件数	処理点数
第1四半期	破損燃料試験容器，エアドリル，ノッチワイヤフィルタ，盲フランジ，チャコールフィルタ棒等	7	91
第2四半期	燃料フォロア，メカニカルシール，ハンドリングツール，CRDボールネジアッセンブリ等	6	1,178
第3四半期	ハンドリングツール，OWL-1主循環ポンプローターおよびインペラ鉛ブロック，破損燃料試験容器，照射キャプセル等	9	109
第4四半期	ノッチワイヤフィルタ，焼結金属フィルタ，マニプレータ爪，制御棒キャンドパイプ，燃料移送用ラック等	8	178
年度合計		30	1,556

## (2) 施設除染

1976年度の施設・設備等の現場除染処理状況を Table D.6.3-2 に示す。

1976年度の現場除染処理の特色は，貯槽の除染に集中しており，処理件数7件中6件(10槽)処理面積480.1m<sup>2</sup>中，378.1m<sup>2</sup>，作業量200人・日中，164人・日と，全体の占める割合がほぼ80%にもおよんでいる。

この10槽の貯槽中7槽が貯槽ライニングの点検，補修に係るものであった。(安中)

Table D.6.3-2 施設除染処理状況（大洗研究所，1976年度）

	件 名	件数	処理面積 (m <sup>2</sup> )	延作業人数 (人・日)
第1四半期	—	0	0	0
第2四半期	JMTR SFCプール(1)，廃液処理棟スラッジピット(1)，JMTR第2(A, B)第4排水貯槽(3)，ホットラボDPタンク(2)の除染	4	262	105
第3四半期	洗濯廃液貯槽(2)，JMTRホット実験室DPタンク(1)の除染，高レベル固体廃棄物処理ケープ除染	3	218.1	95
第4四半期	—	0	0	0
年度合計		7	480.1	200

## (3) 衣料除染

1976年度に実施した低レベル汚染衣料についての洗浄処理状況を Table D.6.3-3 に示す。処理量の年度合計は，ほぼ前年度なみであったが，除染棟建設に伴うDPタンクの移設および仮設(10月～11月)，洗濯設備機器の移設(2月末～3月末)などのため，定常業務が中断される事が多かった。また，Pu技術開発室の衣料についても洗浄処理を開始した。

前年度に引き続いて，洗濯廃液の逆浸透処理濃縮液を薄膜蒸発処理し，高周波蒸発乾固する実用規模試験を行った。(市川)

Table D.6.3-3 衣料洗浄処理状況（大洗研究所，1976年度）

	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年度合計
特殊作業服洗浄処理着数	898 着	3,392 着	2,700 着	662 着	7,652 着
特殊作業服防水加工処理着数	606 "	2,425 "	1,356 "	275 "	4,664 "
黄色実験衣，洗浄処理着数	188 "	164 "	263 "	165 "	780 "
下着（上・下）洗浄数（特殊作業服重量換算）	50.9"	286.1"	150.6"	19.0"	506.6"
その他の洗浄数（ " ）	225.0"	448.4"	407.6"	139.9"	1,220.9"
合 計（ " ）	1,962.9"	6,715.5"	4,879.2"	1,260.9"	14,823.5"

## (4) 皮膚除染（応急除染キットの整備と皮膚除染実習）

各施設の放射線管理区域内の手洗流し場 35 個所に配置している応急皮膚除染キットの内容品点検補充整備を，毎月1回，計 12 回のキット総数 420キット分について行った。

また，人の皮膚の代わりに生豚皮を用いて，実際の放射性汚染による現場応急皮膚除染実習訓練を，職員 6 名，委託作業員 9 名，訓練依頼による動燃大洗工学センター職員 25 名および動燃東海事業所職員 5 名の合計 45 名に対して，延べ 4 日間行った。（安中）

## 2.1 個人被曝線量の管理

### Personal Exposure

Characteristics were studied of the shadow shielded chair counter which is for routine monitoring of internal exposures. In the pulse height analyzer, the suitable number was determined of channels required for easy discrimination of internal contaminations and of the optimum counting time. In dividing the gamma-ray energy region into partial ranges so that the minimum detectable limits calculated from the distribution of back-ground counts and from the efficiencies would be the same for each energy range, the detectable limits did not improve with increase of the number of channels beyond three. For the time of counting, 20 minutes was determined to be suitable for monitoring, because the effect of longer counting on the reduction of detectable limits decreased beyond counting time 20 min.

In external counting, an attempt was made to improve a plutonium wound monitor. Using a detector of a thin NaI(Tl) crystal in contact with a CsI(Tl) crystal and a rise-time-to-height-converter to distinguish signals from the two crystals, a wound monitor was constructed in trial. Due to this coincidence technique the minimum detectable amounts for plutonium-239 and americium-241 were reduced to about half those of the conventional detector with a NaI(Tl) single crystal of similar size.

#### 2.1.1 概要

内部被曝線量の評価に関係する技術開発は、1976年度2件について行った。これらはいずれも体外計測に関するものであった。

椅子型の簡易ホールボディカウンタに関しては、1973年度の装置の設計試作以来、装置の特性やこの装置を用いる体内汚染の評価法など、ハード、ソフト技術の両面から検討を行ってきた。本年度は、この装置の性能に関連し、モニタリングとして集団中の体内汚染を簡易に選別するのに必要な、計測部の有効なチャンネル数および実用的な計測時間について考察した。計測部にシングルチャンネル分析器を複数個用意し、モニタリング対象とする $\gamma$ 線エネルギー領域を、各チャンネルで検出限界が等しくなるよう分割分担させた場合、検出限界値の減少は分析器数の増加に単純に比例しない。実用的には、3台のシングルチャンネル分析器でモニタリング目的を達せられ、また、検出限界に関係する計測時間も、その延長によって前者が改善される割合は次第に小さくなるので、20分の計測時間が実用上有効であると判断している。

他の1件の体外計測の技術開発は、プルトニウム傷口モニタの検出器の改良に関するものである。これは、通常用いられる薄型のNaI結晶に代えて、NaIとCsI両結晶を薄い層にして貼り合わせた複合結晶を検出器に採用したもので、両結晶の入射X線のレスポンスの差を利用してプルトニウムエネルギー領域のX線を有利に検出、計数する。NaI結晶から成る従来型に比し、検出限界が約2分の1程度に減少することが注目される。(矢部)

## 2.1.2 椅子型簡易ホールボディカウンタシステムの検討

1973年度に試作した椅子型簡易ホールボディカウンタ<sup>1)</sup>を用いて、この型の簡易ホールボディカウンタに相当と思われる計測部、計測時間について検討した。このカウンタの目的は体内汚染の有無の簡易なモニタリングにあるため、短い計測時間および計測後のデータの処理の容易さが要求される。容易なデータ処理に結びつく簡易な計測部として、数台のシングルチャンネル波高分析器より成る計測部を採用した場合について、何チャンネルが適当であるのか、また、測定時間は何分が適当であるかを検討した。

モニタリング対象とする $\gamma$ 線のエネルギーレンジは0.2~2MeV<sup>2)</sup>とする。シングルチャンネル波高分析器で分割した各エネルギーレンジでの検出限界値が、各チャンネルではほぼ等しい値となるようシングルチャンネル波高分析器を設定し、チャンネル数と検出限界値の関係を $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{60}\text{Co}$ について求めた。(Fig. 2.1.2-1) 3チャンネルにおける $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{60}\text{Co}$ に対する検出限界値は20分の計測時間でそれぞれ26nCi, 17nCiであり、それより多いチャンネル数を採用しても検出限界値は有効に減少しない。また、マルチチャンネル波高分析器(256チャンネル)を用いた場合の検出限界値は、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{60}\text{Co}$ に対し同じ20分の測定時間で、それぞれ21nCi, 14nCiとなり、これらの値は3チャンネルにおける値とあまり差がない。

以上のことを考慮し、かつこの椅子型簡易ホールボディカウンタの目的が体内汚染の有無のチェックにあることを考え合わせると、3チャンネル波高分析器による計測部が適当と考えられる。

また上記の検出限界値は、測定時間を20分以上に長くしても有効に改善されないことがわかった。一方、測定時間を10分にすると、この検出限界値は20分の測定時間の値と比して約2割悪くなる。(水下)

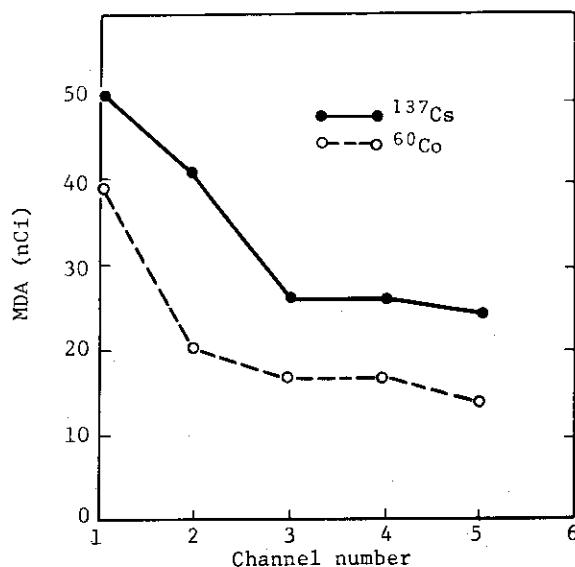


Fig.2.1.2-1 Relation between channel number and minimum detectable activity (MDA)

### 参考文献

- 1) JAERI-M 5866 「保健物理と安全管理」No.16, 117~118 (1973)
- 2) JAERI-M 6224 「保健物理と安全管理」No.17, 115~117 (1974)



### 2.1.3 NaI(Tl)/Cs(Tl)検出器によるプルトニウム傷口モニタの試作

プルトニウムなどの低エネルギー $\gamma$ (X)線放出核種による傷口の汚染をモニタリングするのに用いる低いバックグラウンドのNaI(Tl)/CsI(Tl)検出器を試作した。検出器はそれぞれ5 mmの厚さで径が3.75cmのNaI(Tl)結晶とCsI(Tl)結晶で構成され、両者は密着している。150  $\mu$ m厚のベリリウム窓面側がNaI(Tl)結晶となっている。NaI(Tl)とCsI(Tl)ではその光パルスの立ち上りが異なり、試作した結晶についての実測値はNaI(Tl)およびCsI(Tl)についてそれぞれ0.33  $\mu$ s, 2.0  $\mu$ sであった。この立下り時間の差を利用してNaI(Tl)からの出力とCsI(Tl)からの出力を分離し、CsI(Tl)からの出力を除去することによりバックグラウンドは有効に減少する。

試作システムの構成図をFig. 2.1.3-1に示す。光電子増倍管の出力はプリアンプ、リニアアンプを経た後、ライズタイムハイトコンバータ(P.H.C.: JAERI-154モジュール)とディレイアンプに入力される。ライズタイムハイトコンバータ(P.H.C.)では、上記のNaI(Tl)とCs(Tl)からの出力信号の立ち上り時間をパルス波高に変換する。 $^{57}\text{Co}$ の122KeVの $\gamma$ 線に対するP.H.C.出力のパルス波高分布をFig. 2.1.3-2に示す(横軸は立ち上り時間に対応する)。この図で50チャンネル付近のピークはNaI(Tl)からの出力信号を示し、100チャンネル付近のピークはCsI(Tl)からの出力信号を示している。P.H.C.出力をシングルチャンネルの波高分析器を通して、NaI(Tl)からのコンバータ出力信号のみを取り出し、リニアゲートへのゲート信号とする。リニアゲートを通すことによりNaI(Tl)からの出力信号が得られる。ゲートをかけた時およびかけない時に得られたバックグラウンドスペクトルをFig. 2.1.3-3に示す(横軸は $\gamma$ (X)線エネルギーに対応する)。この前者と後者の計数値の比率は、プルトニウムレンジ(10~25 keV)およびアメリカウムレンジ(48~70 keV)とも、およそ1:4である。検出感度は、線源と検出器が密着した状態で $^{239}\text{Pu}$ の平均17 keVのX線に対し約35cpm/nCi、 $^{241}\text{Am}$ の60 keVの $\gamma$ 線に対し約157cpm/nCiである。1分間の測定時間における最少検出限界を、95%の信頼度に対して求めると、Fig. 2.1.3-3のようなバックグラウンド条件では、 $^{239}\text{Pu}$ および $^{241}\text{Am}$ に対して、それぞれ0.8nCi, 0.3 nCiの値となる。これらの最少検出限界値は、単一のNaI(Tl)結晶から成る同種のモニタのおよそ半分の値となっている。(水下)

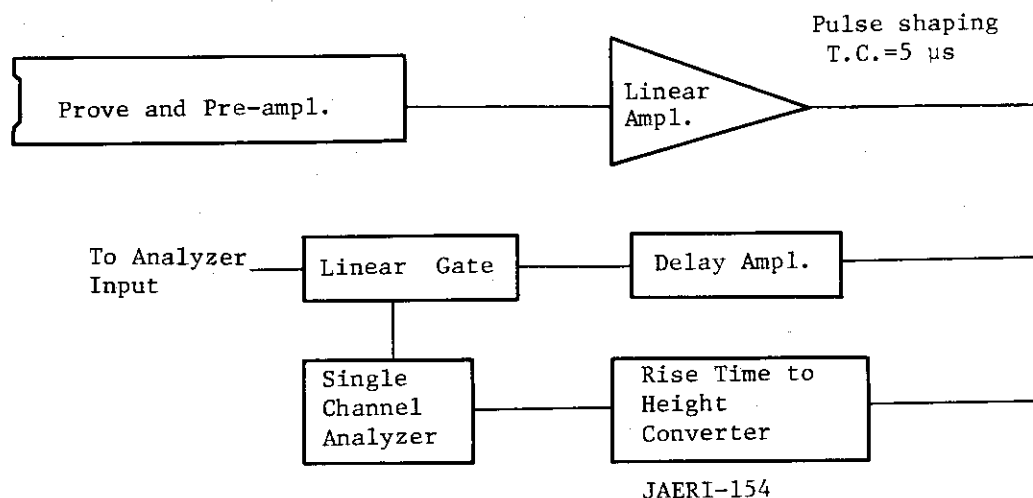


Fig. 2.1.3-1 Block diagram of rise time discrimination system

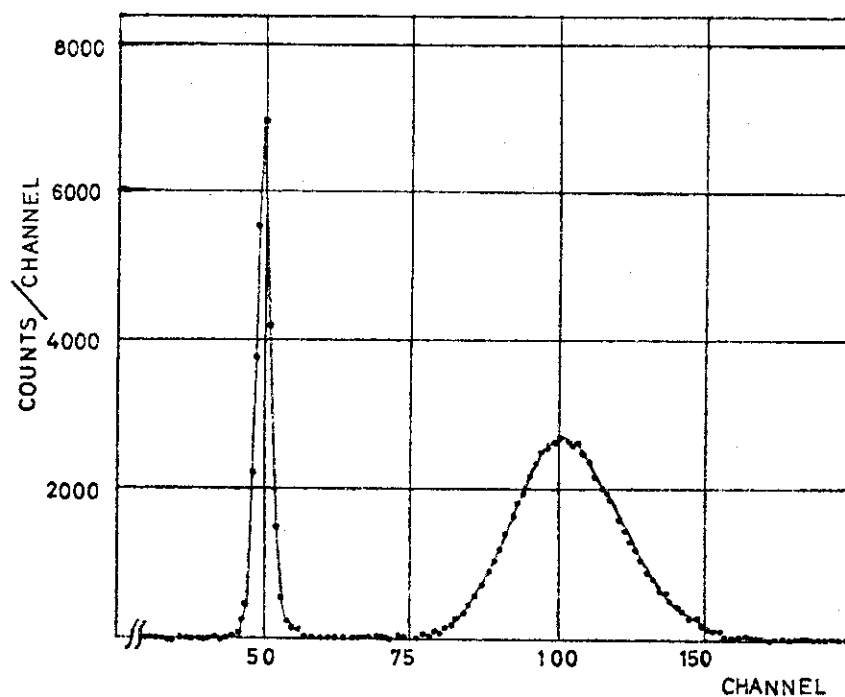


Fig. 2.1.3-2 Pulse height distribution of PHC output (Co-57.)

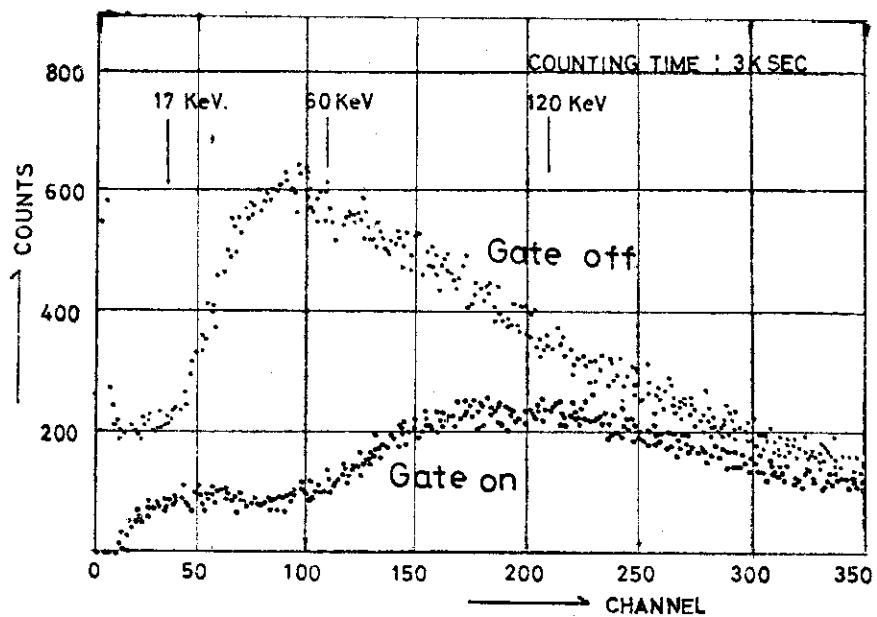


Fig. 2.1.3-3 Background spectra of the NaI(Tl)/CsI(Tl) detector

## 2.2 施設の放射線管理

### Radiation monitoring techniques

Studies were made for improving the radiation monitoring techniques.

- (1) Collection performance of a sampler containing particulate filter paper, impregnated charcoal filter paper and charcoal cartridge was examined for  $^{125}\text{Sb}$  released in dissolution of the irradiated Magnox fuel sheath. The charcoal components are effective for trapping airborne  $^{125}\text{Sb}$  in the Hot Laboratory.
- (2) Leaching rate of the tritiated water absorbed in silica-gel into water was measured. Concentration of tritiated water vapor in the air can be obtained by measurement of the tritium leached in to water within few tenths of a minute after immersion of the silica gel.
- (3) Minimum detection limits of survey meters for radioactive concentrations in irradiated steel of different sizes were studied experimentally, in connection of the levels for disposal of radioactive wastes in a reactor.
- (4) In order to investigate the distribution of radioactive materials in the sand layer due to leakage of the JPDR clean drain water, the trapping of radioactive materials from reactor coolant in a sand layer was studied experimentally, using a sample of the primary coolant of JPDR and a column of the sand sample.

Radioactive cobalt occurring in the reactor coolant was found to be different from ionic cobalt in the sand and to be trapped in the sand within a few meters from a leakage point.

#### 2.2.1 概要

現場における放射線管理技術の向上および効率化を目的として、管理経験を基礎として開発された測定技術の管理への適用、およびモニタリング技術の開発とその問題点の検討を行った。

ホットラボでのマグノックス燃料被覆の溶解作業において、セル内および排気系に放出される  $^{125}\text{Sb}$  に対する塵埃サンプリング用濾紙および活性炭捕集材の捕集効率の測定評価を行った。その結果、ホットラボの空気汚染モニタリングのための  $^{125}\text{Sb}$  のサンプリングには活性炭含浸濾紙および活性炭カートリッジが有効であることがわかった。

シリカゲルに吸着されたトリチウムを測定するために、シリカゲルを水に浸漬し、吸着トリチウムを浸出させ、その水中濃度から空气中濃度を算出する方法についての実験を行った。その結果、この方法が、従来の脱着法に比して、検出感度においては劣るが、排気系などにおける水蒸気状トリチウムの空气中濃度の簡易測定法として有用であることが認められた。

原子炉において遮蔽実験などに使用された鉄材中の放射化生成物の濃度に対するサーベイメータの検出限界を決定する実験を行った。その結果、GMサーベイメータのほかにGM式表面汚染検査計またはNaI(Tl)シンチレーション・サーベイメータを使用すれば通常  $1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci/g}$  を検出することがわかった。

JPDRにおけるクリーンドレンサンプからの漏水による、漏水中の $^{60}\text{Co}$ および $^{58}\text{Co}$ の環境への影響を評価するための基礎資料を得るために、炉水中放射性物質の砂層による捕集実験および漏洩サンプ付近の砂層中の放射能分布の調査を行った。その結果、漏洩水中の放射性物質の大部分が漏洩箇所付近（数m以内）の砂層によって捕集され、環境への拡散は無視できることがわかった。（吉田）

## 2.2.2 $^{125}\text{Sb}$ に対する活性炭含浸濾紙の捕集性能

東海研・ホットラボでは、原電東海炉の照射済マグノックス燃料に対する冶金学的試験を実施している。この燃料をケーブル内で切断、研磨あるいは溶解するとき、空气中に核分裂生成物が放出される。中でも、 $^{125}\text{Sb}$ は飛散しやすく、空気汚染モニタリング上主要対象核種の一つになっている。本実験では、この $^{125}\text{Sb}$ に対する、活性炭含浸濾紙等濾過材の捕集性能を調べ、日常の空気汚染モニタリングへの適用について検討した。なお、燃料切断時のサンプリング結果については、すでに報告<sup>2) 3)</sup>もされているので、今回は脱マグノックス被覆のための溶解作業時に放出される $^{125}\text{Sb}$ を対象にした。<sup>1)</sup>

### (1) 実験方法

取扱われた核燃料は、燃焼度が約3000MWD/T、180日冷却のものである。この燃料要素をクエン酸液中に入れ、マグノックス被覆を溶解する際に出てくる $^{125}\text{Sb}$ をサンプリングした。

サンプリングには、セルローズ・ガラス繊維濾紙（HE-40T）、活性炭含浸濾紙（CP-20）、それに50メッシュの活性炭を充填したカートリッジ（厚さ1cmの層を5段）を組合せたパックを用いた。実験時の濾過面速は87cm/secで、捕集時間は約2～3時間とした。

サンプリング位置として、ケーブル内およびケーブル内フィルタを通した後の排気フィルタ前後の3カ所を選定した。

各濾材中の $^{125}\text{Sb}$ の測定は、Ge(Li)半導体検出器によって行った。また、放射能の定量は、 $\gamma$ 線スペクトル解析コード“BOB”による電算機処理によった。

### (2) 実験結果と検討

Table 2.2.2-1に $^{125}\text{Sb}$ の各濾材に捕集される割合を示す。ケーブル内では約90%が、それ以後の系の場所では、ほぼ100%の $^{125}\text{Sb}$ がHE-40T濾紙には捕集されないガス状成分になっている。表中カッコ内の数値は、燃料切断時に得られたデータを参考のために示したものである。今回得た値と比べ大差はないが、活性炭含浸濾紙に捕集される割合は20%程多くなっている。

Fig. 2.2.2-1は活性炭層の厚さに対する $^{125}\text{Sb}$ の分布状況を示したものである。活性炭カートリッジ1段、すなわち厚さ1cmの活性炭層で約99%の $^{125}\text{Sb}$ が捕集されることがわかる。

以上の試験結果をまとめると次のことがいえる。

- マグノックス金属燃料の被覆溶解時に放出される $^{125}\text{Sb}$ のそのほとんどがガス状成分になっている。
- これらの $^{125}\text{Sb}$ に対し、活性炭含浸濾紙（CP-20）はケーブル内では約30%、その他では約70%の捕集効率を示している。このことから、日常の空気汚染モニタリングにおいて、

$^{125}\text{Sb}$  を含む浮遊性F.P.のサンプリングには、繊維濾紙と活性炭含浸濾紙の組合せで充分その目的を達せられる。

- c) ケーブ内等濃度の高い場所における  $^{125}\text{Sb}$  のサンプリングには、活性炭カートリッジ1段を付加することによりそのほぼ100%を捕集することができる。(ただし、濾過面速として90 cm/sec 以下、数時間以内のサンプリングという条件下である。) (井沢)

Table 2.2.2-1 Percentage of  $^{125}\text{Sb}$  activity collected in each component of the sampling pack

Sampling point	Collection percentage (%)		
	Cellulose-glass filter paper (HE-40T)	Charcoal loaded filter paper (CP-20)	Charcoal cartridge
in Cave	13	30	57
before Filter bank	1 (2)	67 (86)	32 (12)
behind Filter bank	0 (0)	69 (87)	31 (13)

- 1) Face velocity of air flow : 87 cm/sec.
- 2) Values in parenthesis are those for cutting of fuels. (by Y. Izumi et al., to be published)

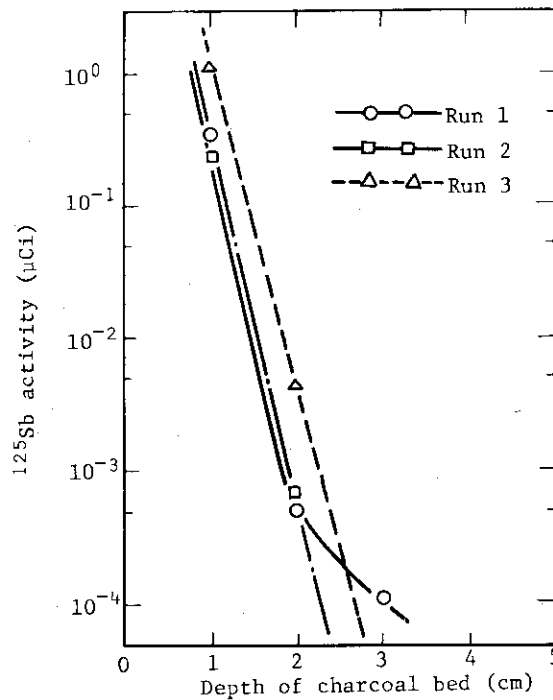


Fig. 2.2.2-1 Depth distribution of  $^{125}\text{Sb}$  corrected in charcoal bed

参考文献

- 1) 井沢他； 保健物理学会－第12回研究発表会要旨集（1977）
- 2) 山本他； 保健物理 4, 32（1969）
- 3) 田辺他； 保健物理学会－第9回研究発表会要旨集（1974）

### 2.2.3 放射化鋼盤の放射能濃度測定に対するサーベイメータ検出器の感度

原子炉で中性子により照射された装置等を放射性廃棄物として搬出する際、その線量率、放射能、核種、表面汚染等の測定にもとづいて分類し、処理する必要がある。

放射能濃度（以下、濃度という）はサンプルを採取して測定する方法もあるが、サーベイメータで直接評価する方法は簡単であるため、多量の放射化物の検査に適している。

ここでは、サーベイメータにより廃棄物の濃度を直接的に評価する目的で、放射化模擬試料を用い各種検出器の濃度測定に対する感度を実験的に求めた。模擬試料として種々の材質、形状のものが考えられるが、実験では鋼製の円盤とステンレス鋼管（以下、SUS管と略記）を用いた。鋼円盤は市販の鋼板を加工し直径10, 20, 30cm, 厚さ0.9cmの円盤を各々3枚、SUS管は外径2.5cm, 肉厚0.2cm, 長さ50cmのもの1本を用意した。鋼円盤には同一材料で作ったテストピース（直径2.5cm, 厚さ0.1cm, 重量約4g）を、その中央両面に1個ずつ取り付け、放射化による濃度、核種の測定に供した。SUS管には円環状テストピース（外径2.5cm, 厚さ0.1cm, 重量約1.1g）を管の中央および両端に対称に2個ずつ取付けた。

JRR-4(スイミングプール型原子炉)の炉心タンク外壁から20cm離れたプール水中に試料を吊して照射した。

テストピースは照射後、5日間冷却して計数効率が既知のNaI(Tl)シンチレーション波高分析器(5inφ×4in)を用いて核種ごとに濃度を測定し、必要に応じてGe(Li)半導体検出器を用いて核種分析をした。テストピースの濃度は、測定した放射能をその重量で除して求めた。鋼円盤の濃度は、両面につけたテストピースの濃度の平均値とした。

実験に用いた測定器はβ線汚染検査用GMサーベイメータ(2), γ線用GMサーベイメータ, 電離箱サーベイメータおよびγ線用NaIシンチレーションサーベイメータである。パルス型検出器については、各々専用のサーベイメータ本体と同じ測定条件に調整された計数装置に接続して測定した。GM管を計数装置に接続して測定した場合は分解時間による数え落し補正をした。γ線サーベイメータは<sup>226</sup>Ra-γ線で校正したものを用いた。

鋼円盤に対する測定では検出器をその中央部に密着して測定し、両面に対して得られた結果の平均値を測定値とした。γ線用GMプローブは円筒側部を試料に密着させ、その他のプローブは試料に直角に保持した。

鋼円盤は同一直径のものを重ねることにより厚さ1.8, 2.7cmの円盤を模擬し、その濃度は各円盤の濃度の平均値とした。

第1回測定(照射の5日後から開始)における鋼円盤の主な核種は<sup>59</sup>Fe, <sup>54</sup>Mnであり、その濃度比は直径10cmのもので約6:1, その他は約9:1であった。SUS管は<sup>51</sup>Cr, <sup>59</sup>Fe, <sup>60</sup>Co, <sup>58</sup>Coであり、<sup>51</sup>Crとその他の核種全体の濃度比は約27:1であった。核種の濃度割合が変化した場合の感度を調べるため第2回測定は照射の95日後に行った。

測定値を試料の濃度で除して求めたサーベイメータ検出器の感度をTable 2.2.3-1に示す。第1回測定では試料の濃度が高かったためNaIシンチレーション・サーベイメータによる測定ができなかった。

鋼円盤に対する各検出器の感度は第1回と第2回の測定で核種の濃度割合が変化したにもかかわらず、相対的に約10%以内の誤差で一致した。一方、SUS管では主な核種である<sup>51</sup>Crの濃度

Table 2.2.3-1 Sensitivity of survey meters to radioactive concentration in steel

Measuring equipment	GM tube for $\beta$ ray TGS-103 B (Aloka)		GM tube for $\gamma$ ray NSM-150 (Fuji)		Ion. chamber survey meter NDR-13101 (Fuji)	NaI scinti. survey meter TCS-121 (Aloka)	
	5cm $\phi$ probe	2.5cm $\phi$ probe	Scaler	Survey meter			
	Scaler	Scaler	Scaler	Survey meter			
Steel disk	thick. 0.9cm	1.6 $\times 10^6$ cpm.g 1.6 $\mu$ Ci	4.1 $\times 10^5$ cpm.g 4.1 $\mu$ Ci	8.4 $\times 10^5$ cpm.g 9.0 $\mu$ Ci	2.0 $\times 10^2$ mR.g 2.0 Ci.h	- 1.4 $\times 10^2$ mR.g $\mu$ Ci.h	
		10cm $\phi$	2.2 2.3	5.9 5.7	1.3 $\times 10^6$ 1.2	2.9 2.7	- 2.4
		20cm $\phi$	2.5 2.7	7.7 6.7	1.5 1.5	3.8 3.1	1.5 1.4
	0.9cm	1.8 $\times 10^6$ 1.9	4.8 $\times 10^5$ 4.9	1.3 $\times 10^6$ 1.4	3.0 $\times 10^2$ 3.5	1.6 $\times 10^2$ 1.5	- 2.0 $\times 10^2$
		2.6 2.8	7.0 7.2	2.0 2.1	4.2 5.3	2.6 2.5	- 3.2
		2.7cm	3.0 3.3	8.3 8.4	2.3 2.4	4.6 6.1	2.8 3.2
	0.9cm	2.2 $\times 10^6$ 2.1	5.1 $\times 10^5$ 5.3	1.4 $\times 10^6$ 1.5	3.3 $\times 10^2$ 4.0	2.1 $\times 10^2$ 2.0	- 2.3 $\times 10^2$
		30cm $\phi$	2.6 3.0	7.6 7.7	2.1 2.3	4.6 5.5	- 3.7
		2.7cm	3.4 3.7	9.0 9.5	2.6 2.8	4.9 6.9	4.4 4.1
	SUS pipe 50cm long	2.5cm $\phi$ 0.2cm	3.0 $\times 10^4$ 1.0 $\times 10^5$	7.5 $\times 10^3$ 3.0 $\times 10^4$	1.6 $\times 10^4$ 7.8	4.6 1.8 $\times 10$	1.5 5.6
							9.1

Notes : The upper line figures show the values obtained at 5 days after activation, and the lower line figure at 95 days, in each frame.

Table 2.2.3-2 Detectable concentration of various survey meters

Measuring equipment	GM tube for $\beta$ ray TGS-103B		GM tube for $\gamma$ ray NSM-150	Ion. chamber NDR-13101	NaI scinti. TCS-121	
	5cm $\phi$ probe	2.5cm $\phi$ probe				
Objects	$\tau=10$ sec BG=80 cpm $2\sigma=44$ cpm	$\tau=10$ sec BG=30 cpm $2\sigma=27$ cpm	$\tau=10$ sec BG= $1.6 \times 10^{-2}$ mR/h $2\sigma=9.1 \times 10^{-3}$ mR/h	detectable exposure rate $1.25 \times 10^{-1}$ mR/h	$\tau=10$ sec BG= $9 \times 10^{-3}$ mR/h $2\sigma=1.1 \times 10^{-3}$ mR/h	
Steel disk	thick. 0.9cm	$3.0 \times 10^{-5}$ $\mu$ Ci/g 2.7	$6.7 \times 10^{-5}$ $\mu$ Ci/g 6.9	$7.1 \times 10^{-5}$ $\mu$ Ci/g 7.1	$1.5 \times 10^{-3}$ $\mu$ Ci/g 1.8	
		2.2 2.1	4.8 5.0	4.9 5.2	1.1 1.1	
		2.0 1.7	4.1 4.1	3.7 4.5	$8.2 \times 10^{-4}$ 8.8	- 5.7
Steel disk	0.9cm	$2.9 \times 10^{-5}$ $\mu$ Ci/g 2.4	$5.5 \times 10^{-5}$ $\mu$ Ci/g 5.4	$4.7 \times 10^{-5}$ $\mu$ Ci/g 4.0	$7.8 \times 10^{-4}$ $\mu$ Ci/g 8.2	
		2.2 1.7	3.8 3.9	3.3 2.6	4.9 5.0	- 5.4
		2.0 1.5	3.6 3.2	3.0 2.3	4.5 3.9	- 4.3
Steel disk	0.9cm	$2.4 \times 10^{-5}$ $\mu$ Ci/g 2.2	$5.2 \times 10^{-5}$ $\mu$ Ci/g 5.3	$4.3 \times 10^{-5}$ $\mu$ Ci/g 3.5	$6.0 \times 10^{-5}$ $\mu$ Ci/g 6.2	
		2.1 1.6	3.7 3.5	3.0 2.6	3.6 3.7	- 4.7
		2.0 1.3	3.1 3.0	2.8 2.0	2.8 3.0	- 3.8
SUS pipe	2.5cm $\phi$ 50cm long	$1.6 \times 10^{-3}$ $\mu$ Ci/g $4.4 \times 10^{-4}$	$3.6 \times 10^{-3}$ $\mu$ Ci/g 1.1	$3.1 \times 10^{-3}$ $\mu$ Ci/g $7.9 \times 10^{-4}$	$8.2 \times 10^{-2}$ $\mu$ Ci/g 2.2	$1.9 \times 10^{-4}$ $\mu$ Ci/g

Notes: The upper line figure show the value obtained at 5 days after activation, and the lower line figures at 95 days, in each frame.

$\tau$  : time constant  
BG: back ground count rate  
 $\sigma$  : standard deviation of BG



が第2回測定時に約  $\frac{1}{9}$  に減衰したため、感度は約4倍になった。これは  $\gamma$  線放出率が低く、測定効率の小さい $^{51}\text{Cr}$ の影響が減少したためである。SUS管に対する感度は、どの検出器についても鋼円盤に対する値より約2桁低い。これは、測定の幾何学的効率が小さいこと、支配的核種である $^{51}\text{Cr}$ の $\gamma$ 線放出率が低く、また、 $\gamma$ 線エネルギーが比較的低いため試料内での自己吸収が大きくなることによるものと考えられる。

検出器をそれぞれ専用のサーベイメータに接続した場合の検出限界計数率およびそれに対応する濃度を Table 2.23-2 に示す。

本実験の結果は主要な核種が $^{60}\text{Fe}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ である鋼盤に対して適用できるが $^{51}\text{Cr}$ や $^{60}\text{Co}$ が主要な核種であるものについては、 $\gamma$ 線放出率の補正をすれば適用できる。実際の測定において、測定の幾何学的効率が実験条件と異なる場合は鉛ブロック等で測定する面積を区画し実験条件と同等なものにすれば、より良い近似値を得ることができるであろう。(神永)

## 2.2.4 シリカゲルに吸着されたトリチウム濃度の簡易測定法

〔はじめに〕

空気中に含まれるトリチウム水蒸気の濃度は、シリカゲルを吸着剤とした固体捕集方法(加熱による方法)によって測定されている。この方法は、トリチウムを捕集したシリカゲルから吸着水分を回収する際、シリカゲルの加熱や発生蒸気の冷却など比較的煩雑な操作を伴う。また、空気中のトリチウム水蒸気濃度の算出過程では、捕集前のシリカゲル含有水分量と捕集後の吸着水分量が問題になるためこれらの測定および補正が必要である。そこで、従来の測定精度を損うことなく、操作の簡易化を目的とした測定法を検討した。

この方法は、トリチウムを吸着したシリカゲルに既知量の水を加え、シリカゲル中のトリチウムを水溶液中に浸出させ、水溶液中のトリチウム濃度から空気中のトリチウム水蒸気濃度を算出するというものである。(以下「浸出法」という)

〔シリカゲルに吸着されたトリチウムの水溶液中の浸出効果〕

シリカゲルに吸着されたトリチウムは、シリカゲルの飽和水分吸着量よりも過剰の水をシリカゲルに加えると水溶液中に浸出し、ある時間経過する(以下「浸出時間」という)と、水溶液中のトリチウム濃度と平衡になる。平衡に達したときの水溶液の濃度を $C_0$ 、任意時間における水溶液の濃度を $C_t$ として、浸出率 $P$ を次の様に定義する。

$$P = \frac{C_t}{C_0} \times 100 = \frac{C_t (W + w_1 + w_2)}{Q_0} \times 100 \quad \text{..... (1)}$$

$P$  : 浸出率 (%)

$C_t$  : 任意の時間に観測される水溶液中のトリチウム濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )

$C_0$  : 平衡に達したときの水溶液中のトリチウム濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )

$W$  : シリカゲルに加えた水量 ( $\text{cm}^3$ )

$w_1$  : サンプルングでシリカゲルに吸着された水分量 ( $\text{cm}^3$ )

$w_2$  : サンプルング前にシリカゲルに含んでいる水分量 ( $\text{cm}^3$ )

$Q_0$  : シリカゲルに吸着されたトリチウム量 ( $\mu\text{Ci}$ )

平衡時の浸出率が求めれば、シリカゲルに吸着されたトリチウム量は次式で計算される。

$$Q_0 = \frac{C_t(W + w_1 + w_2)}{P} \times 100 \quad \text{-----(1)'}$$

平衡に達したときの浸出率を求めるために、シリカゲルの標準試料を次の様な2つの方法で作成した。一つは、シリカゲルに、 $6.0 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ のトリチウム水溶液をバブリングさせて発生したトリチウム水蒸気を吸着させた（バブリング方法）。もう一つは、上記と同じ濃度のトリチウム水溶液とシリカゲルをデシケータに入れ、発生したトリチウム水蒸気を吸着させた（デシケータ方法）。

式(1)の浸出率は、シリカゲルに加える水量と浸出時間によって変化する。これらの関係を次のようにして調べた。

#### 1) 添加水量による浸出率の変化

標準試料として作成したシリカゲルに、その重量の1倍、1.5倍、2倍、3倍の水を加え、数回攪拌してから50分間放置し、各試料水のトリチウム濃度を測定した。この時の浸出率を、試料水の濃度、添加水量およびシリカゲルに吸着したトリチウム量を式(1)に代入して求めた。シリカゲルに加えた水量と浸出率の関係を Fig. 2.24-1 に示す。図から明らかなように、添加水量による浸出率の変化はほとんどみられなかった。

実際の測定において、シリカゲルに加える水量は、検出感度や精度の点から、使用シリカゲル重量の2倍が適当である。

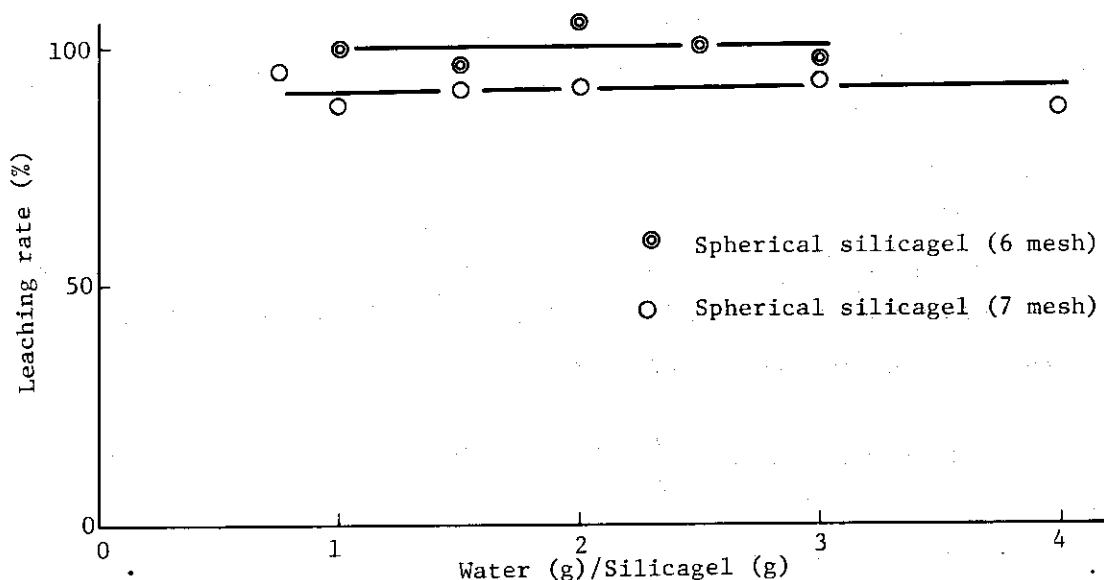


Fig. 2.2.4-1 Relation between leaching rate and quantity of water immersed

#### 2) 浸出率の浸出時間による変化

シリカゲル（標準試料）にその重量の2倍の水を加え、一定時間毎に水溶液中のトリチウム濃度の測定を行ない、浸出時間と浸出率の関係を求めた。これらの関係を Fig. 2.24-2 に示す。図

から明らかなように、浸出時間と浸出率の関係は、浸出時間が 20 分以上経過するとほぼ一定になる。なお、平衡に達した時（浸出時間 20 分以上）の各サンプルの浸出率の平均値  $\bar{P}$  は  $94 \pm 5\%$  であった。

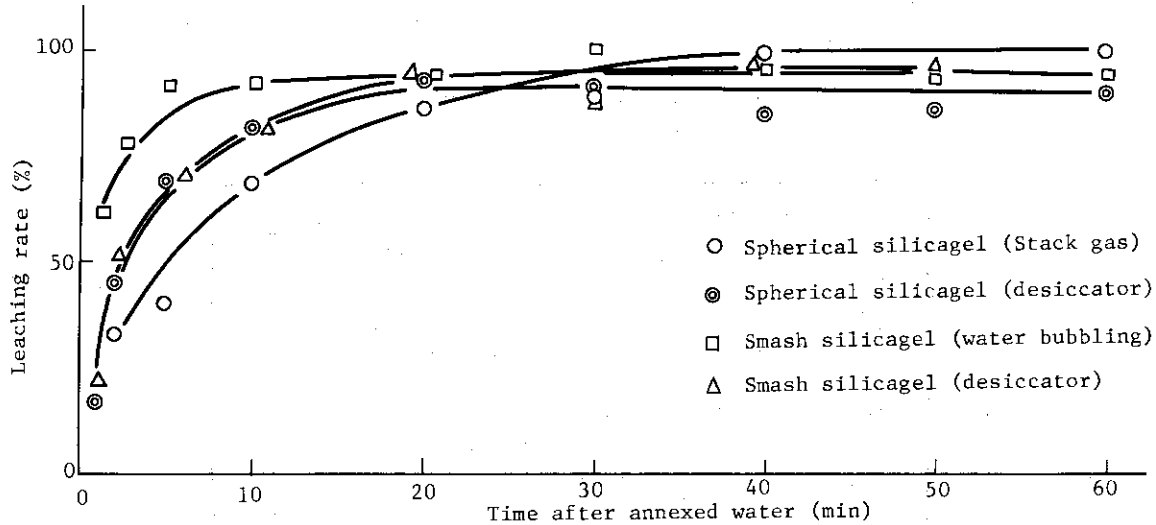


Fig. 2.2.4-2 Change of leaching rate of tritiated water from various silicagels with time after immersion in water

〔試料測定上の問題点について検討〕

1) クエンチング効果

シリカゲルに水を加えるとその試料水は薄ピンク色となり、高クエンチングになることが予想されたので、その試料水のクエンチング効果を調べた。測定は、シリカゲルに水を加え（各シリカゲル重量の 1～3 倍の水量）、色の濃淡の異なる試料水を液体シンチレーション・カウンタで、クエンチングと計数効率の関係を求めた。その結果、通常測定している試料水と変らなかった。また、この試料の経時変化を調べるために、同一試料を 4 日後に測定したが変化はなかった。

2) 加熱による測定値との比較

本方法が実際の管理に活用できることを確認するため、JRR-3 の排気系から同一条件でサンプリングした捕集カラム中のトリチウム量を本方法および加熱による方法<sup>1)</sup>で測定した。本方法によって測定した吸着トリチウム量は、加えた水量と得られた水溶液中のトリチウム濃度を式(2)に代入して算出した\*。これらの結果を Table 2.2.4-1 に示す。

$$Q_0 = \frac{C \times W}{\bar{P}} \times 100 \quad (2)$$

C : 水溶液中のトリチウム濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )

$\bar{P}$  : 実験で得られた平均浸出率(%)

\*) 本来の式は、 $Q_0 = \frac{C(W+w_1+w_2)}{\bar{P}}$  であるが、 $w_1, w_2$  は  $W$  に対して十分小さいため無視した。

表から明らかなように、本方法で算出した測定値は、加熱による方法で求めた値とよく一致することがわかる。

本方法における空気中のトリチウム水蒸気の検出限界濃度は、捕集時間 200h(8h/d×25d)、サンプリング流量率 100cm<sup>3</sup>/min、シリカゲル量 100g、温度 20℃、湿度 50%、液体シンチレーション・カウンタの検出限界濃度  $7.2 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  の場合、約  $2 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  となる。

Table 2.2.4-1 Comparison of measured values of tritium collected in silicagel column.

Method Periods	Desorption by heating	Immersion in water
1976 Mar. 10 ~ 31	$6.4 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}$	$6.7 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}$
Apr. 16 ~ 30	$3.7 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}$	$3.9 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}$
June 1 ~ 15	$4.3 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}$	$4.5 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}$
June 16 ~ 30	$5.2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}$	$5.7 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}$
July 1 ~ 31	$8.6 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}$	$1.0 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}$

#### 〔結論〕

本方法は、浸出時間が 20 分以上経過すると、シリカゲル中のトリチウム濃度と水溶液中のトリチウム濃度が平衡になる。この時の浸出率は  $94 \pm 5\%$  である。

シリカゲルに吸着されたトリチウム量は、シリカゲルに加えた水量、水溶液中のトリチウム濃度および浸出率を式(2)に代入して求められる。この場合、シリカゲルに加える水量がシリカゲルの含有水分量と吸着水分量の和よりも多いため、これらの水分量の測定を省略でき操作が簡単である。

本方法は、加熱による方法に比べ検出限界濃度は 1 桁悪いが、

- ① シリカゲルに吸着した水分の回収操作を必要としない
- ② 捕集前のシリカゲル含有水分量の補正を省略できる
- ③ シリカゲルに吸着された水分量の測定を省略できる

などの利点があり、現場の放射線管理に十分適用できることがわかった。

(新野)

#### 参考文献

- 1) 山本, 清木, 水書; シリカゲルを用いた排気トリチウム量の計測, 保健物理, 7, 225 (1972)

## 2.2.5 炉水中放射性コバルトの砂層による炉過実験

### 〔目的および方法〕

原子炉施設からの原子炉冷却水などの漏洩による環境汚染の評価に資するため、炉水中放射性コバルトの砂層による炉過の程度を知ることを目的として実験を行った。

実験は、直径 5.5 cm のプラスチック製カラムに JPDR 敷地付近の地下 3 m より採取した砂を、実際の地層の条件に近くするため、空隙率 40 % で充填し JPDR の炉水 ( $^{60}\text{Co}$  の放射能濃度  $3.6 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ , pH 7) をカラム内線流速平均  $5 \times 10^{-2} \text{ cm}/\text{sec}$  で通水した。カラムからの流出液を 1 ℓ ごとに採取したその放射能濃度を測定した。また通水後カラム内の砂層を所定の厚さに分取し砂層中の放射能を測定した。

### 〔結果および考察〕

流入液放射能濃度に対する流出液放射能濃度の割合（以下透過率とよぶ）は通水量によらず一定で  $^{60}\text{Co}$  の透過率は砂層の厚さ 30 cm のとき 0.07 であった。Fig. 2.2.5-1 に砂層中の放射能の分布を示す。砂層表面 1 cm までの深さに含まれる放射能に対する、深さ X cm の砂層中放射能の割合を砂層の深さとの関係で示したものである。砂層中放射能は初めは急激な、のちには緩やかな指数関数的減少を示した。この関係は通水量によらず成立した。以上の結果から炉水中放射性

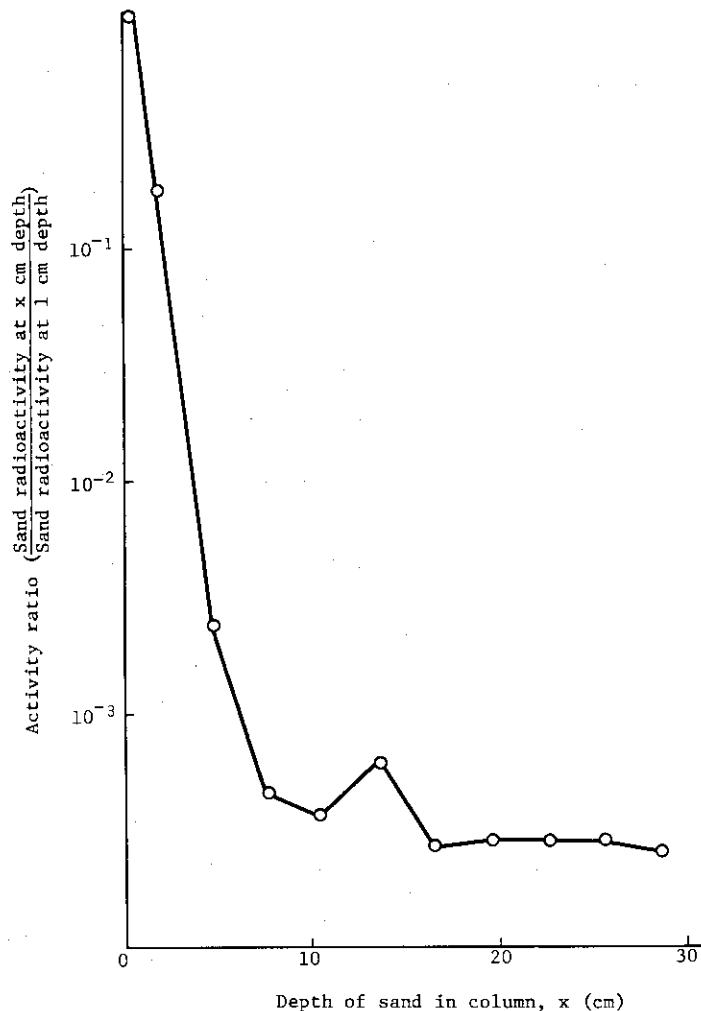


Fig. 2.2.5-1 Relative distribution of  $^{60}\text{Co}$  in sand as a function of depth.

コバルトの砂層による滲過についての評価には、イオン状放射性核種のイオン交換反応を基礎とした輸送方程式による評価方法は適用できないことがわかった。したがって、炉水中放射性コバルトの砂層による滲過についての評価式として、次の透過率を求める実験式を導出した。すなわち砂層  $X$  cm 透過後の $^{60}\text{Co}$ の透過率  $F(x)$ は、次式で表わされる。

$$F(x) = 0.754e^{-1.49x} + 0.246e^{-0.0405x}$$

上式において、右辺第1項、第2項はそれぞれ砂層表面層と深部層に起因する項で、環境汚染の評価において重要となるのは右辺第2項であることがわかる。(加藤)

## 2.2.6 JPDR 機器ドレン水漏洩時の放射性物質の砂層による捕集

1976年4月、JPDRにおいて、機器ドレン用の集水槽（クリーンドレンサンプ、以下CDSと略す）から機器ドレン水が地下砂層中に漏水していることが判明した。

この事例に関して、漏洩箇所付近の上砂中の放射性物質の分布と、砂層による捕集状況の調査をおこなったので簡単に述べる。

CDSは、鋼板内張りを施したコンクリート層で、建家地下6.5mの砂層中に設置されており、原子炉の機器ドレン水を回収するために使用されてきた。回収水には主として $^{60}\text{Co}$ 、 $^{58}\text{Co}$ などの放射性核種が $10^{-6} \sim 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の濃度で含まれていたが、この水がCDSの破損にともなって槽外の砂層中へ漏洩（推定量：約8500トン）した。

CDSコンクリート槽の旧流入管貫通部を掘削したところ、槽の外部には水の流出によって生じた空洞（面積約 $4.5 \text{ m}^2$ ）が観察された。土砂の試料は、この空洞表面と表面から鉛直方向の砂層中から採取し、Ge(Li)半導体検出器とNaI(Tl)検出器を用い放射能を計測した。その結果、漏洩水が流出したためにできた空洞部表面の土砂には $^{60}\text{Co}$ 、 $^{58}\text{Co}$ などが含まれており、これらの濃度は $10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{g}$ 程度で、採取位置による濃度の差は殆んどなかった。砂層中鉛直方向の放射能濃度の分布はFig. 2.26-1に示すように、深さとともに指数関数的に減少しており、深さ80 cmにおいては表面における濃度の約100分の1となっていた。深さ $t$  cmにおける砂層中放射能濃度は $\exp(-0.059t)$ で表わされるが、これは前項2.2.5の実験から導かれた式の深部における分布を示す第2項とほぼ一致している。

これらのことから、漏水中の放射性物質はほとんど大部分が漏洩箇所付近数mの範囲内の土砂中に捕集されていると推定される。(穴沢)

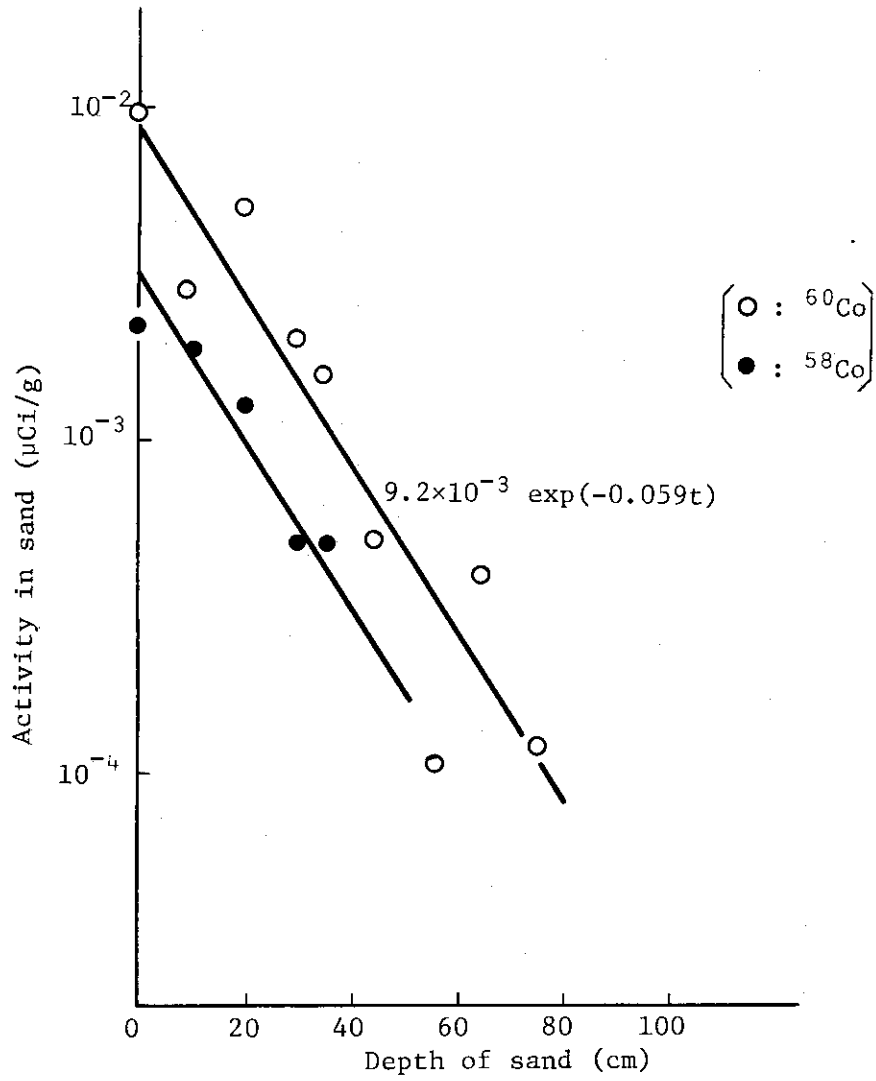


Fig. 2.2.6-1 Distribution in sand of radioactive materials

## 2.3 放射線計測

### Radiation Instrumentation

For calibration of  $\beta$ -ray dosimeters such as ionization chamber and GM tube survey meter, the relationship between absorbed dose and distance from newly prepared sources was obtained using a previously developed  $\beta$ -ray absorbed dosimeter. The results were used to obtain the conversion factors of  $\beta$ -ray dosimeters to skin doses of externally exposed to  $\beta$ -rays. The conversion factors to skin dose contaminated by  $\beta$ -ray emitting nuclides were also obtained as a function of the contaminated area and the maximum energy of  $\beta$ -rays.

A  $^{244}\text{Cm}$ -C calibration source of highly monoenergetic  $\gamma$ -ray was made, and the emitting rate of 6.13 MeV  $\gamma$ -rays was calculated as  $6.1 \times 10^3$  per second.

A wide-range dose rate meter of  $\gamma$ -rays was developed using two plastic scintillators. Measurements were made with a large volume scintillator in the low dose rate range and with a small volume one in the high dose rate. The volume ratio of the small scintillator to the large one was 1/1000.

Characteristics of a back ground-compensation type Pu dust monitor were studied, with results as follows. The correlation coefficient which relate to compensation of the background is constant after 3 hours of operation, and the detection efficiency and the minimum detectable concentration of  $^{239}\text{Pu}$  were 20.5 % and  $4.2 \times 10^{-12}$  Ci/cm<sup>3</sup> respectively.

A radiation monitoring system for facilities, where solid state wastes including  $\alpha$ -emitting nuclides were treated, was investigated and four types of monitors were newly installed.

#### 2.3.1 概要

サーベイ・メータなどの $\beta$ 線測定器を校正するため、線源を作成し、これらの線源について距離と線量率の関係を直読式 $\beta$ 線吸収線量率計の測定結果から求めた。これにより、 $\beta$ 線に被曝するおそれのある場所で作業する人の皮ふ線量換算係数が容易に求められるようになった。実験の結果、換算係数はエネルギーに依存して異なるが、線源からの距離が10cm以上の場合はあまり変化しないことがわかった。また、 $\beta$ 線放出核種によって汚染した場合の皮ふ線量を評価するため、GM計数管型と電離箱型のサーベイ・メータについて、汚染面積の大きさと換算係数との関係を、 $\beta$ 線のエネルギーをパラメータにして求めた。その結果、両方の型のサーベイ・メータとも汚染換算係数は面積の大きさに依存して大きく変ることと、電離箱型の場合はエネルギーによる変化はないのに対して、GM型の場合はエネルギーによる変化が大きいことが明らかになった。

線量計の高エネルギー $\gamma$ 線に対する校正用線源として $^{244}\text{Cm}$ の $\alpha$ 線により $^{18}\text{C}(\alpha, n\gamma)^{16}\text{O}$ 反応で6.13 MeVの $\gamma$ 線を放出するCm-C線源を作成した。この線源について、 $\gamma$ 線と中性子の放出率計算と、不純物の測定を行った。その結果、この線源は $6.1 \times 10^3$  Photons/secの6.13



MeV  $\gamma$ 線を放出することまた不純物による2 MeV以上の $\gamma$ 線は放出されていないことが明らかになり、単色高エネルギー $\gamma$ 線源として利用できることがわかった。

体積比が1000:1の2個のプラスチック・シンチレータを組合せ、低線量率の場合は感度を高めるために大体積のシンチレータを用い、大線量率の場合は飽和による計数率と線量率の比例関係がくずれられることを避けるため小体積のシンチレータを用いて測定する方法を開発した。

バックグラウンド補償型プルトニウム・エアモニタの特性を調べ、次の結果を得た。バックグラウンド計数値を差し引くための相関係数は集塵開始3時間後には一定の値を示すようになる。また集塵初期の未安定時においても差し引く値は大きいので過少評価の危険性はない。 $^{239}\text{Pu}$ の検出効率は22.5%であり、検出限界濃度は $4.2 \times 10^{-12} (\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)$ であった。

$\alpha$ 線を放出する核種を含んだ固体廃棄物処理施設について、従来の経験をもとにモニタリング方式を検討し、空気汚染発生の検出を濃度評価のため室内 $\beta(\gamma)$ ダストモニタ、室内Puダストモニタ、作業場の $\alpha$ ダストモニタ、多点ダストサンプリング装置を配置した。(沼宮内)

### 2.3.2 校正用 $\beta$ 線源の線量率測定

$^{90}\text{Sr}-^{90}\text{Y}$  2種類、 $^{204}\text{Tl}$  1種類、計3種類の $\beta$ 線源について、線量率と距離との関係を求めた。

$^{204}\text{Tl}$ 線源ならびに $^{90}\text{Sr}-^{90}\text{Y}$ 線源のうち1種類は、沪紙に溶液を各々吸着させ乾燥して作製したものである。汚染防止のため厚さ $5 \text{ mg}/\text{cm}^2$ のポリエチレンシートで被覆した。沪紙およびポリエチレンシートによる吸収の割合は、エネルギーの低い $^{90}\text{Sr}$  $\beta$ 線の方が大きいため、 $^{90}\text{Y}$  $\beta$ 線の放出率を100とすると $^{90}\text{Sr}$  $\beta$ 線の場合は88である。もう1種類の $^{90}\text{Sr}-^{90}\text{Y}$ 線源は、ステンレススチールで密封されているので $^{90}\text{Sr}$  $\beta$ 線は外に出ない。

線量率の測定は、最大エネルギーが $0.4 \sim 3.5 \text{ MeV}$ の範囲の $\beta$ 線に対してはほぼ一定の感度を有している直読式 $\beta$ 線吸収線量率測定器<sup>1)</sup>を用いて求めた。線源からの距離と線量率との関係をFig. 2.3.2-1に示した。これらの線源を用いることによって各種サーベイメータの $\beta$ 線に対する校正実験が可能となった。(備後)

#### 参考文献

- 1) 備後一義, 日本原子力学会誌, 19, 247 (1977)

### 2.3.3 サーベイメータの $\beta$ 線特性

#### (1) 皮ふ汚染の線量評価

$\beta$ 線検出用の窓を持つサーベイメータにより、 $7 \text{ mg}/\text{cm}^2$ 直下の皮ふ線量率を評価する方法について先に報告した。<sup>1)</sup>今回は、 $\beta$ 線の最大エネルギーの差がその評価におよぼす影響について実験を行い、最大エネルギー約2 MeVから0.76 MeVまでの範囲の $\beta$ 線について皮ふ線量率の評価値の偏りは約20%以内に収まることがわかった。また、 $\gamma$ 線が混在する場合についても考察した。

#### 実験方法

$^{204}\text{Tl}$  ( $E_{\text{max}}$  0.76 MeV) 溶液をメンブラン沪紙に吸着乾燥させて作製した種々の直径の面線源を用い、 $7 \text{ mg}/\text{cm}^2$ 厚吸収層直下の吸収線量率をフィルムにより測定した。次にサーベイメータ

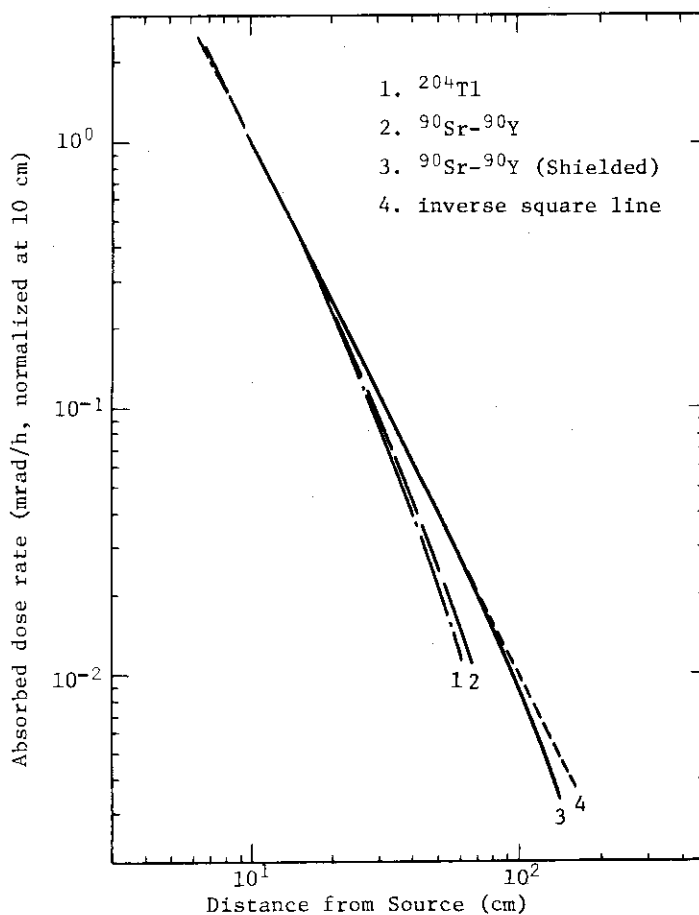


Fig. 2.3.2-1  $\beta$ -ray absorbed dose rate as a function of distance from source

と線源との間に  $7\text{ mg/cm}^2$  厚吸収層を介在させ、フィルタを開いたときと、閉じたときの指示値の差をとった。このようにして、指示値の差から吸収線量率への換算係数を求めた。ここで、線源とサーベイメータ（先端）との距離は  $1\text{ cm}$  にとった。

$\gamma$ 線が混在する場合、フィルタ開閉による $\gamma$ 線量率に対する指示値の差があれば、 $\beta$ 線吸収線量率の評価の誤差になる。そこで、 $\gamma$ 線のみで、 $\beta$ 線が混在しない場で、 $\gamma$ 線のエネルギーをX線 ( $30\text{ KeV}$ ) から $^{60}\text{Co}$ - $\gamma$ 線 ( $1.25\text{ MeV}$  平均) まで種々変えた場合、フィルタの開閉による指示値の差を調べた。

#### 結果および考察

先に天然ウランまたは $^{198}\text{Au}$ 面線源について行った実験結果とともに、今回 $^{204}\text{Tl}$ 面線源について求めた換算係数のグラフを示す。Fig. 2.3.3-1は電離箱サーベイメータの場合、Fig. 2.3.3-2はGMサーベイメータの場合である。電離箱サーベイメータでは、エネルギーの弱い $^{204}\text{Tl}$ に対する換算係数が、天然ウランに対するものより約20%大きくなった。サーベイメータの機種による感度差は小さかった。GMサーベイメータでは $\beta$ 線エネルギーによる換算係数の差は大きかった。

$\beta$ 線 $\gamma$ 線が混在する場合でも、フィルタ開閉時の指示値の差が、フィルタを閉じたときの指示値の10%以下であると、 $\beta$ 線量率の評価はできないが、30%程度以上であれば評価できるこ

とがわかった。

(須賀)

参考文献

- 1) JAERI-M 6224, 保健物理と安全管理, No.17, 136-138 (1975)

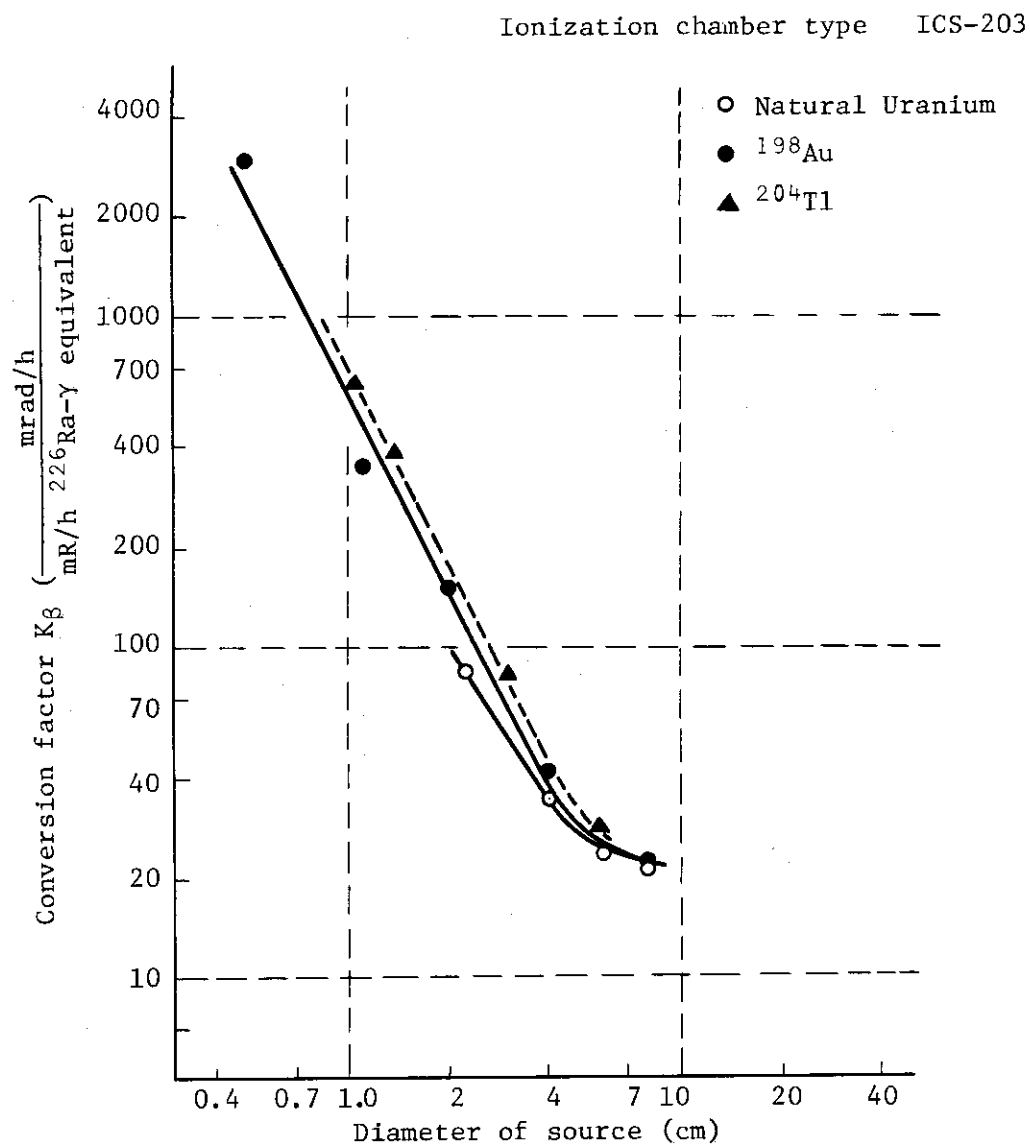


Fig.2.3.3-1 Response of ionization chamber survey meter to  $\beta$ -ray dose under  $7 \text{ mg/cm}^2$  of tissue.

G-M survey meter (Fuji)

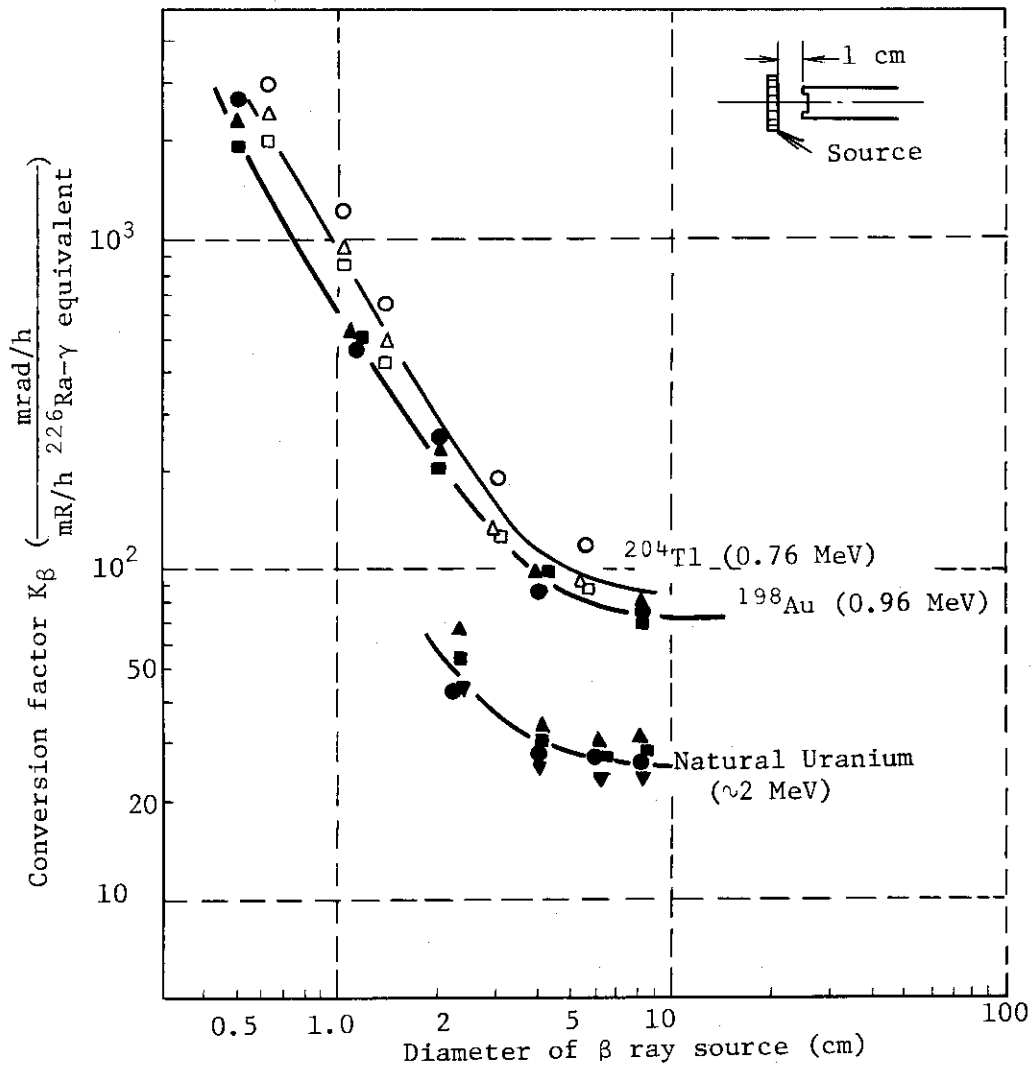


Fig.2.3.3-2 Response of G-M tube survey meter (type NSM 150) to the dose rate under 7 mg/cm<sup>2</sup> of tissue.

(2) 作業環境の線量率測定

$\beta$ 線被曝のおそれのある放射線場で作業するとき、あらかじめ人体の皮ふ線量を予測できることが望ましい。このため、 $\beta$ 線検出用の薄膜窓を有する電離箱およびGM管式サーベイメータを使用して、フィルタを使用しない場合と使用した場合の指示値の差と換算係数を用いて線量率を推定する方法が採用されている。今回、この換算係数を距離をかえて、電離箱型4機種、GM管型1機種について求めた。線源は $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$ (ステンレス・スチール・シールド、 $^{90}\text{Sr}$ の $\beta$ 線は外に出ない)、 $^{204}\text{Tl}$ の2種類である。基準となる線量率の測定には、直読式 $\beta$ 線吸収線量率測定器を用いた。換算係数 $K_{\beta,s}(R)$ は次式のように定義した。

$$K_{\beta,s}(R) = D_{t,s}(R) / \{ K_\gamma \cdot (\text{Range}) \cdot [ (\text{Reading})_0 - (\text{Reading})_c ] \}$$

ここで、sは線源の種類を表わし、tは人体組織の不感層の厚さを表わしている。今回は $t = 7$  mg/cm<sup>2</sup> (皮ふ)、 $t = 40$  mg/cm<sup>2</sup> (指先)の場合について求めた。 $K_\gamma$ は $\gamma$ 線の線量率測定の場合

合の校正定数である。(Reading)<sub>0</sub>および(Reading)<sub>1</sub>はフィルタ非使用時および使用時のメータ指示値である。

Fig. 2.3.3-3に電離箱型サーベイメータの測定例を示す。換算係数はβ線の最大エネルギーによって2倍ほど違っている。これは、単位流量率当りの吸収線量率がβ線の最大エネルギーによって変化する<sup>1)</sup>からである。また、距離による変動は少し認められる。β線の最大エネルギーがわかれば、測定点で±20%の範囲内でβ線吸収線量率の測定が可能である。(梶本)

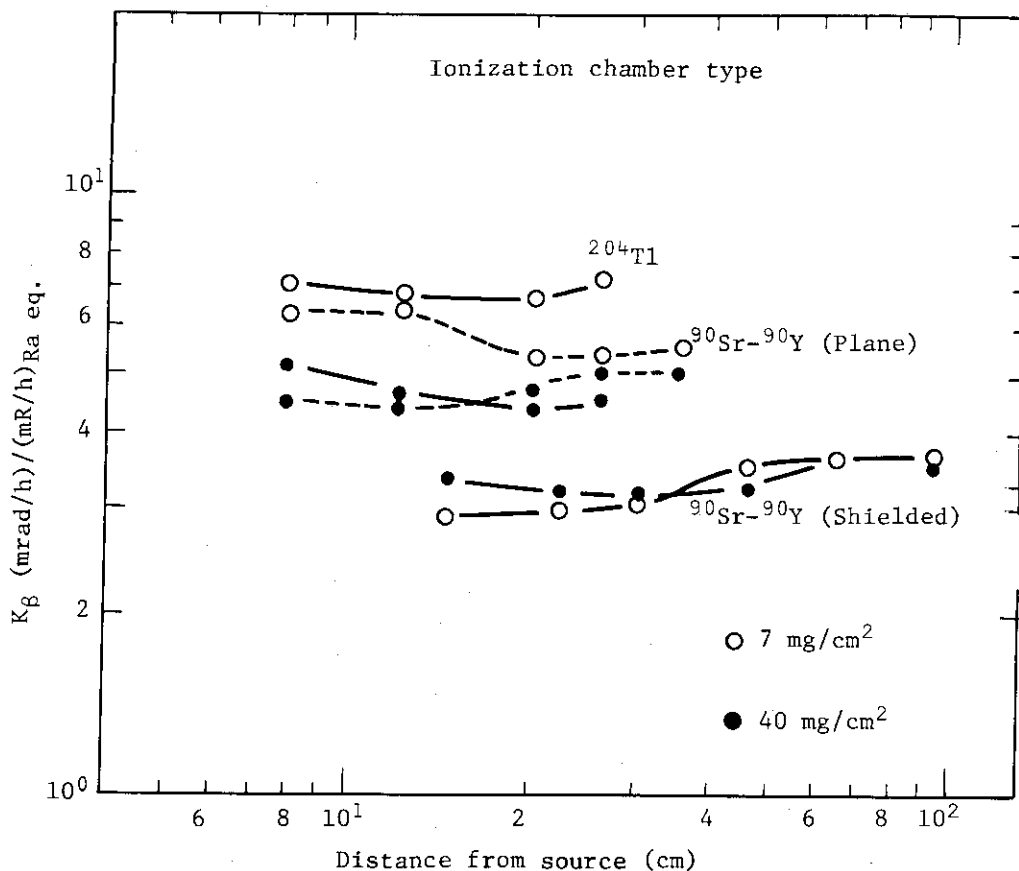


Fig. 2.3.3-3 Correlations between conversion factor,  $K_\beta$ , and distance from source for survey meters.

参考文献

- 1) JAERI-M 6753, 直読式β線吸収線量率測定器の開発(I), P.2 (1976)

2.3.4 6.13 MeV 単色エネルギーγ線源の強度計算

原子炉周辺では $^{16}\text{N}$ の6.13MeVのγ線による被曝が問題となる。Dickensらは $^{244}\text{Cm}$ のα線で $^{13}\text{C}(\alpha, n\gamma)^{16}\text{O}$ 反応を起し、6.13MeVの単色エネルギーγ線を発生するCm-C線源を作成した。筆者らは彼らの方法を参考にしてこの線源を作成するにあたり、上記の反応断面積など不明のため、独自にその強度計算を行った。<sup>1)</sup>

Cm-C線源は無定形炭素粉末(90% $^{13}\text{C}$ +10% $^{12}\text{C}$ , 200 mg)と $^{244}\text{Cm}$ (1mg, 80 mCi)からなり、この中でのα線の減速スペクトルは無限媒質中のそれから計算する。 $^{244}\text{Cm}$ は100% 5.8 MeVのα線を放出するので、 $^{16}\text{O}$ の基底、第1、第2励起準位へ向う中性子断面積が問題とな

る。この計算はコードELIESE-3で計算する。以上から、中性子放出率を計算すると、Fig. 2.3.4-1 のようになる。6.13 MeV の  $r$  線は第2励起準位へ向う中性子  $n_2$  と同じ放出率で、 $4\pi$  方向の全放出率は  $6.1 \times 10^3$  Photons /sec となる。これは  $0.17 \mu\text{Ci}$  に相当し、Dickens らの実測の約1.7倍であり、両者は比較的良く一致している。これは今後、実測で確認する予定である。

(熊沢)

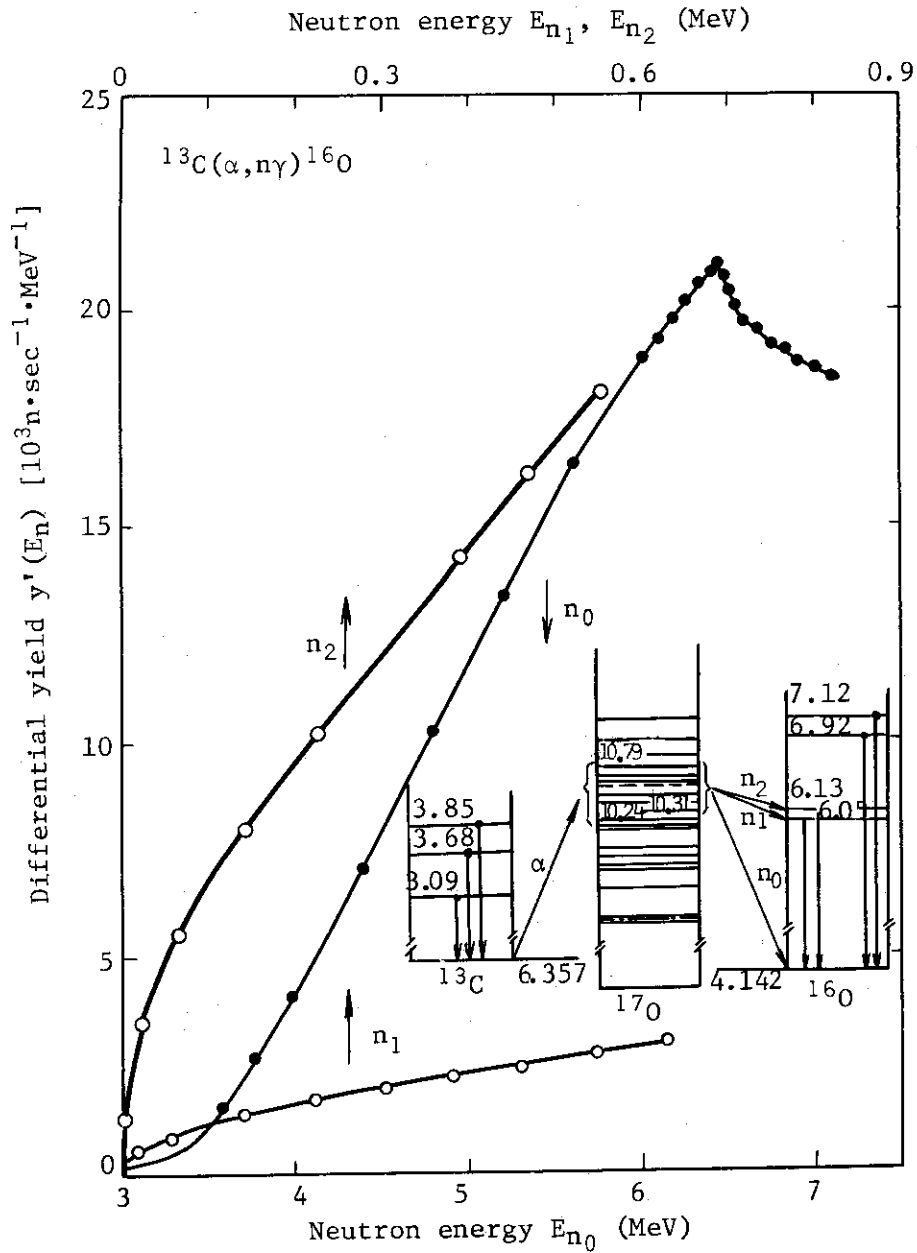


Fig. 2.3.4-1 Yields of neutrons from Cm-C source ( $^{244}\text{Cm}$ , 1mg; 90%  $^{13}\text{C}$ , 200mg)

参考文献

- 1) 熊沢, 干田, 五十 ; 昭 51. 秋の分科会F76, 日本原子力学会 (1976.10.)

### 2.3.5 6.13 MeV 単色エネルギー $\gamma$ 線源の不純物測定

線量計の高エネルギー部の校正用として 6.13 MeV の単色の  $\gamma$  線を放出する Cm-C 線源を作成した。この線源に含まれる  $^{244}\text{Cm}$  単体や不純物、他の核反応により放出される 6.13 MeV 以外の  $\gamma$  線の放出が予想される。このスペクトルが本線源の質を決定するので作成の前に  $^{244}\text{Cm}$  の測定と評価を行った。

$^{244}\text{Cm}$  の購入時の仕様は放射能 81.1 mCi, 重さ 1.14 mg で、外形  $19.6 \phi \times 70$  mm のステンレスの 2 重のキャプセルに密封されている。 $^{244}\text{Cm}$  の実効寸法は約  $12 \phi \times 10$  mm である。測定は Ge(Li)

検出器によるスペクトル分析を行い、同一幾何学的位置の標準線源との比較法により強度を求めた。スペクトルの解析処理は BOB-73<sup>1)</sup> で行った。検出器の有効体積は  $76.4 \text{ cm}^3$  で、シールドは鉄 10 cm と鉛 5 cm である。測定器の校正は  $^{152}\text{Eu}$  点状標準線源 ( $5.77 \times 10^5$  Photons / sec)<sup>\*</sup> を使用した。線源と検出器との距離は 13 cm で、測定時間は 20000 秒である。

測定処理後得られた約 40 keV ~ 2 MeV までのスペクトルを Fig. 2.3.5-1 に示す。不純物による 2 MeV 以上でのピークは検出されなかった。 $^{244}\text{Cm}$  の放出する  $\gamma$  線は 817.8 keV 以下のエネルギーで 7 ケのピークが検出された。これらの 7 ケのピークより算出された放射能は平均値で 65 mCi である。この値は購入時の仕様の量に、減衰の補正を行うとほぼ一致する。不純物核種としては 1 MeV 以下の  $\gamma$  線を放出する  $^{239}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Cm}$ ,  $^{245}\text{Cm}$  が確認された。これらの量はそれぞれが  $10 \mu\text{Ci}$  以下であって、 $^{244}\text{Cm}$  に対し 0.01% 程度である。このほか  $^{56}\text{Fe}(n, \gamma)^{57}\text{Fe}$  による 847.2 keV のピークが確認され、この光子数は 689 Photons / sec である。以上のほかは顕著なピークは検出されなかった。

Cm-C 線源の 6.13 MeV の光子数は約 5000 Photons / sec と計算され、以上の測定結果より不純物などによる  $\gamma$  線の放出は 2 MeV 以下であるので、Cm-C 線源は単色高エネルギー  $\gamma$  線源として実用に供すると考えられる。 (問辺)

#### 参考文献

- 1) H. Baba, et al; A method of the gamma-ray spectrum analysis; JAERI 1227 (1973)

### 2.3.6 広レンジ型 $\gamma$ 線検出器の開発

放射線防護上の  $\gamma$  線検出器は自然放射線レベルから事故時に遭遇する異常レベルまで、広い範囲の線量率を計測し得るものが望ましい。これには、パルス計数方式による  $\gamma$  線プラスチック・シンチレーション検出器が適用できることがわかった。

同一線量率下の計数率はプラスチック・シンチレータの体積に比例し、一定のシンチレータ体積での計数率は線量率に比例する。しかし、 $10^5 \sim 10^8$  cpm 以上の計数率では飽和現象が現われるので、体積の異なるシンチレータを切替えることにより、計数率が線量率に比例する範囲を拡大する方法を検討した。この結果、上記の広い線量率範囲は、シンチレータ体積比を約 1000:1 にすれば測定できることが判った。また、低線量率用の大きなシンチレータは体積を 3 等分して

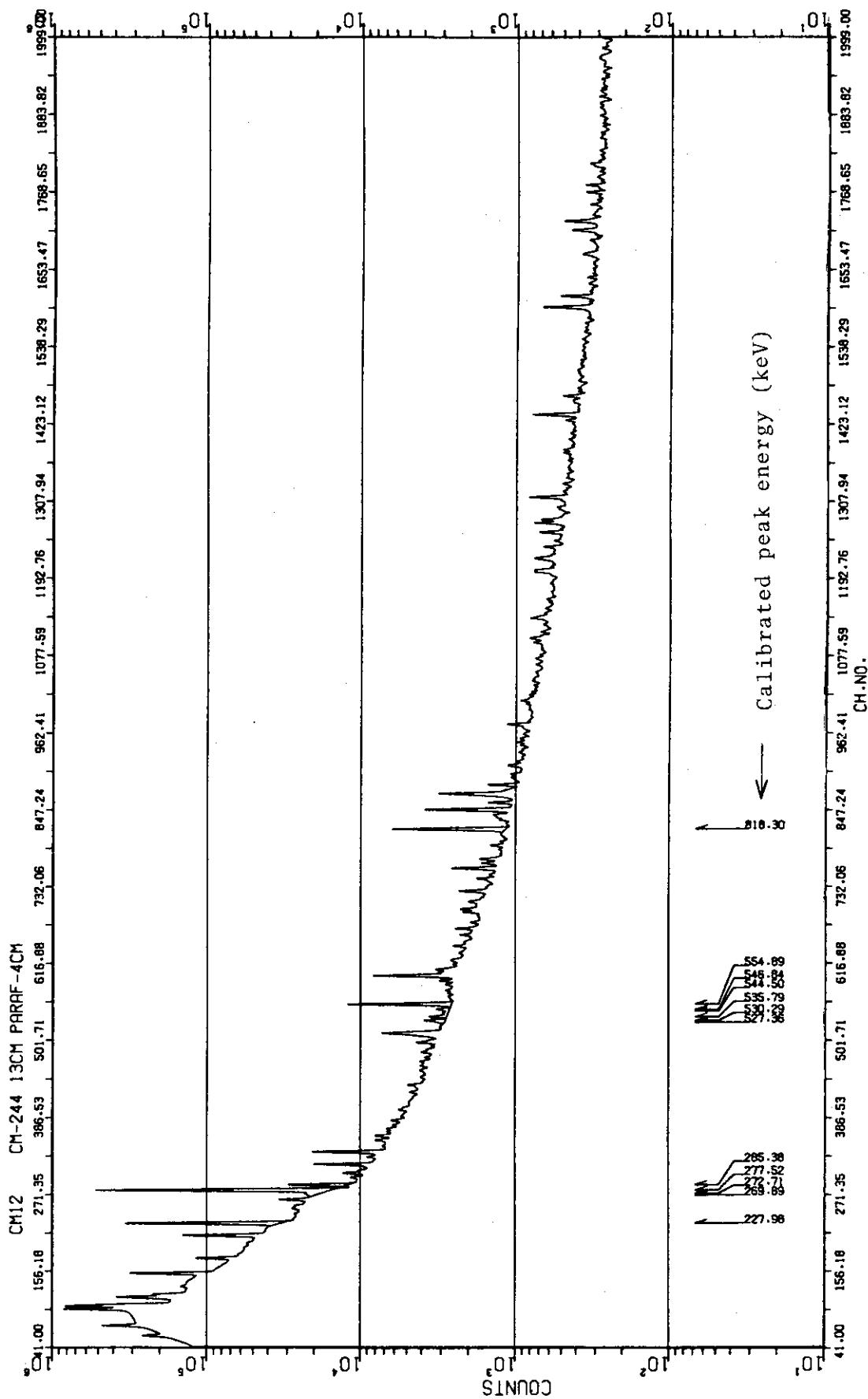


Fig. 2.3.5-1 Spectrum from 40 keV to 2 MeV of curium-carbon source



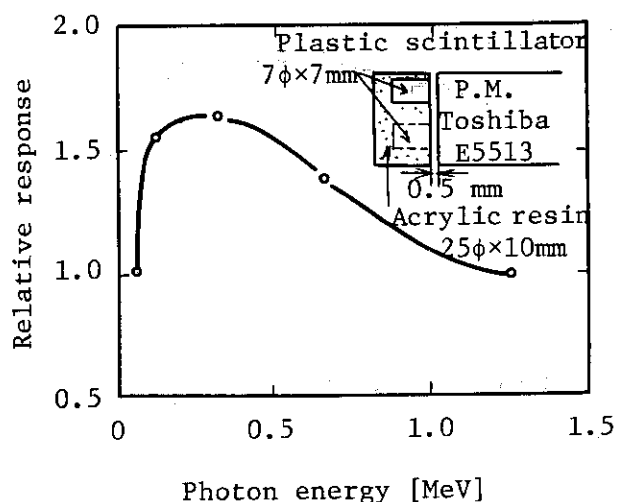


Fig. 2.3.6-1 Response per roentgen of plastic scintillator normalized to unity at 1.25 MeV

25φ×10mm のシンチレータ・ホルダに対称的に埋込むことにより、高エネルギーでの計数率感度の低下を改善した。このエネルギー特性は Fig. 2.3.6-1 に示す通りで、GM計数管のそれよりも優れていることが判った。<sup>1)</sup> (熊沢)

#### 参考文献

- 1) 熊沢他 to be published in JAERI-M report

### 2.3.7 バックグラウンド補償型プルトニウム・エアモニタの性能

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<sup>1)</sup>は、450mm<sup>2</sup>の半導体検出器を用いて、プルトニウムの5.2 MeVを選択的に計測するとともに、バックグラウンド計数率の消去を行うモニタである。本モニタの性能について以下に述べる。

#### (1) 相関係数

プルトニウム計測チャンネル(3~5.5 MeV)のバックグラウンド計数率をNb(cps)、ラドンおよびトロンによる5.5 MeV以上の計数率をNu(cps)とした場合、NuとNbは相関係数aを用いて、 $Nu = a Nb$ によって示される。したがって、Nuを $\frac{1}{a}$ に分周することによってNbを差し引くことができる。

相関係数aは、建家の換気状態、集塵する沪紙および検出器によって異なるのでモニタの使用条件で求めなければならない。Fig. 2.3.7-1に一例を示す。集塵開始後2時間は粒子の沪紙中へのもぐり込みによってスペクトルがなまりaが一定しないが、3時間後ではほぼ一定値になる。一定になったaをもってモニタの分周回路を調整した。この場合、集塵初期においてNbの差引きが不足するが、過少評価の危険性はなく問題ない。

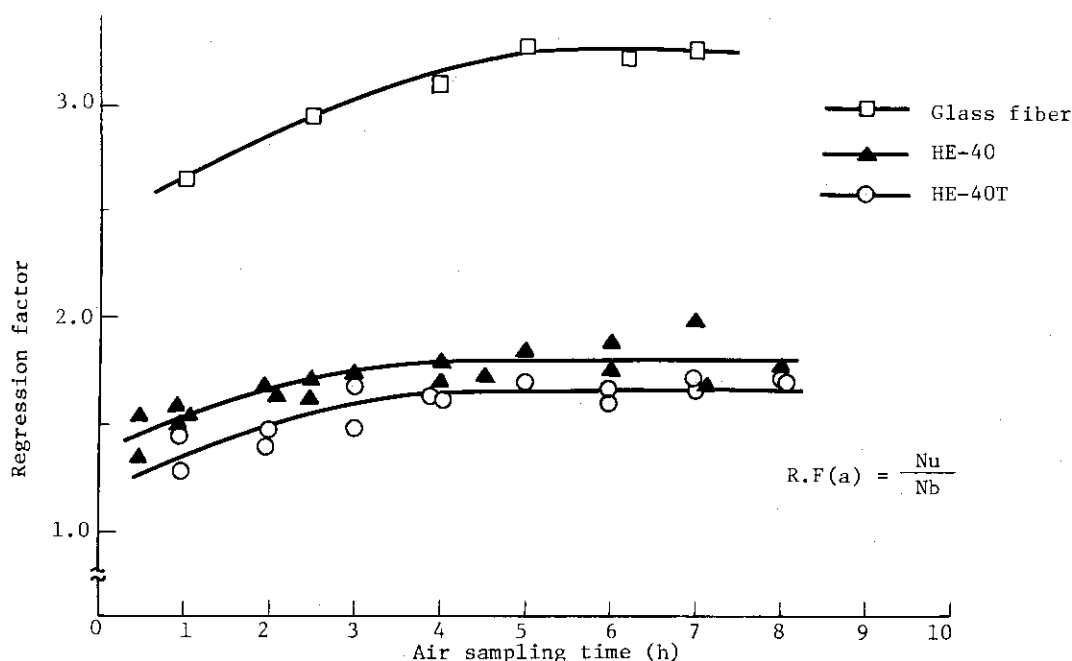


Fig. 2.3.7-1 Variation of regression factor with air sampling time for three types of filter paper

(2) 検出効率

<sup>239</sup>Pu 雰囲気中で集塵した濾紙を 2 π ガスフロー・カウンタで定量して標準線源とした。この線源を用いて測定したプルトニウム・チャンネルの <sup>239</sup>Pu に対する効率は 22.5% であった。

(3) 検出限界濃度

集塵濾紙にプルトニウムが含まれていない場合、レートメータに表示される計数率は、プルトニウム計測チャンネルのバックグラウンドが差引された  $(nb - \frac{1}{a} nu)$  とし生ずる偏差 ( $\sigma$ ) であって、本モニタのバックグラウンド  $(nb)'$  に相当する。

$$nb' = \sigma = \sqrt{nb(1 + \frac{1}{a})} \quad (\text{cpm})$$

$nb'$  の標準偏差 ( $\sigma'$ ) は次式で求められる。

$$\sigma' = \frac{nb'}{\sqrt{2 nb' \tau}} = \sqrt{\frac{nb(1 + \frac{1}{a})}{2\tau}} \quad (\text{cpm})$$

$nb: 3\text{cps}$ ,  $\tau: 120\text{sec}$ ,  $a: 1.3$  を代入すれば、

$$nb' \pm \sigma' = 0.30 \pm 0.035 (\text{cps}) = 18 \pm 2.1 (\text{cpm})$$

となり、検出限界を  $3\sigma'$  にとると、1 時間当りの検出限界濃度 (Cd) は次式で算出できる。

$$Cd = \frac{3\sigma'}{2.22 \times 10^6 \times F \times 60 \times \eta} \quad (\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)$$

F: 集塵流量 ( $50 \times 10^3 \text{cm}^3/\text{min}$ )

$\eta$  :  $^{239}\text{Pu}$  効率 (22.5%)

この結果, 検出限界濃度は  $4.2 \times 10^{-12}$  ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) で, これは  $^{239}\text{Pu}$  の2倍の ( $\text{MPC}_a \cdot \text{h}$ ) に相当する。ただしこの場合のバックグラウンド ( $\text{Rn}, \text{Tn}$ ) 濃度は  $3 \times 10^{-10}$  ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) であった。Fig. 2.3.7-2 に検出限界濃度を示す。(佐藤)

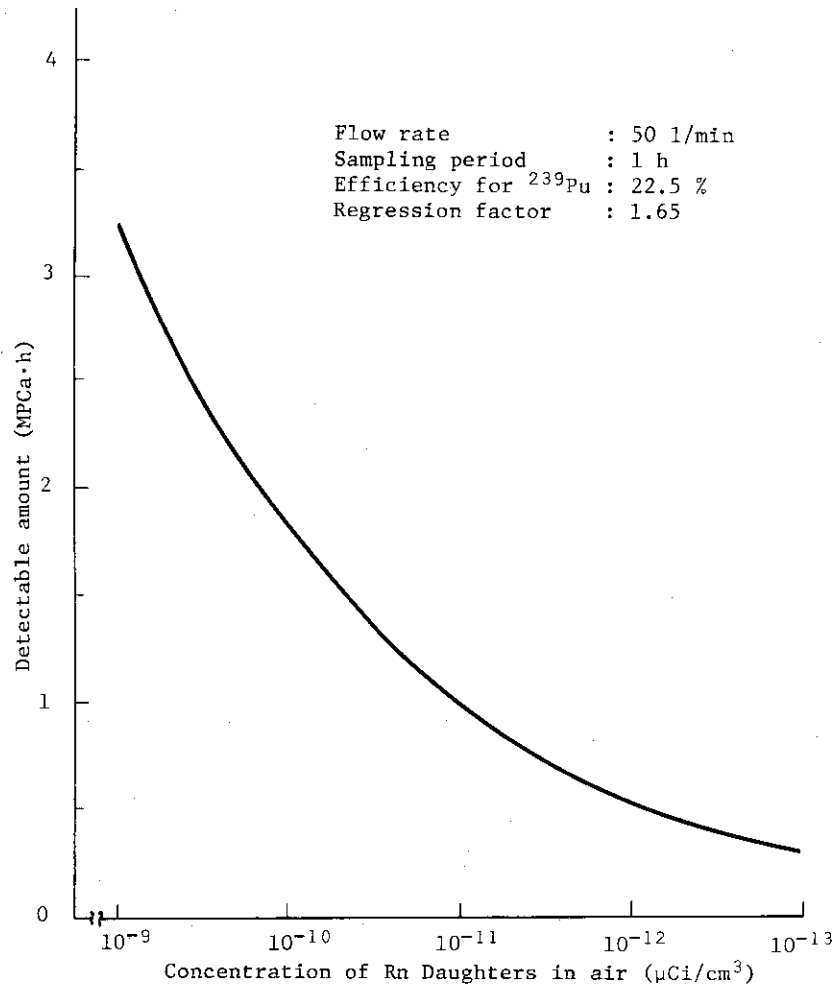


Fig. 2.3.7-2 Minimum detectable amount of the plutonium air monitor

#### 参考文献

- 1) JAERI-M 6224 保健物理と安全管理・No.17 141~142 (1975)

#### 2.3.8 $\alpha$ 固体処理棟の放射線モニタリング設備

$\alpha$  固体処理棟は, 動燃の AGF, 常陽, FMF および原研の燃料研究棟から排出される  $\alpha$  放射能を含む固体廃棄物の処理施設として建設されたもので, 鉄筋コンクリート地下1階, 地上2階建て, 地上40m 高の排気筒を附随している。施設の中央部には, グローブボックス相当の気密度を有する  $\alpha$  ホールが設置され, そこでは主に, 低レベルの  $\alpha$  固体廃棄物 (表面線量率  $50 \text{ mR/h}$  未満,  $\alpha$  放射線物質  $1 \text{ mCi}$  /個未満) で不燃性のものが, 細断, 圧縮等により減容処理されるが, このホール内の作業は, エアライン・スーツを着用した作業員によって行われる。そのほか, 低レベル  $\alpha$  固体焼却装置および高レベル  $\alpha$  固体廃棄物を貯蔵用鋼製容器に密封収納するための封入装置を内蔵する封入セルが設置されている。

このような施設に対する放射線管理のために、空間線量率や空气中放射性塵埃濃度を連続的に集中監視するための装置、ハンドフットモニタ、サーベイメータ、その他各種放射線測定装置を配置したが、それらのうちで主なモニタ機器について次に述べる。

廃棄物処理場では、広い敷地内に多数の施設が独立して点在するため、管理機械棟放管機器室に放射線モニタ盤を置いて、そこに各施設からの放射線モニタの指示、記録、警報を集中し、監視する方式をとってきた。しかし新設の $\alpha$ 固体処理棟では、モニタ機器の数が多く、管理上の重要性とから、同施設内にも放射線管理室と放射線モニタ盤を設け、現場でも同時に監視できるようにした。 $\alpha$ 固体処理棟放射線モニタの構成を Fig. 2.38-1 に、また、機器の配置を Fig. 2.38-2 に示す。

空間線量率に対するモニタリングのためには、6チャンネルの低レベル用 $\gamma$ 線エリアモニタを設置した。検出器には $\gamma$ 線対数電離箱を使用し、測定範囲は $10^{-2} \sim 10^2$  mR/h である。本モニタでは、 $\gamma$ 線線量率の指示、記録は $\alpha$ 固体処理棟の放射線モニタ盤で行うが、検出器付近で空間線量率に異常が生じた場合には、その検出器付近および $\alpha$ 固体処理棟と管理機械棟の放射線モニタ盤の3カ所で、ブザーとランプにより警報を発生するようにした。

排気筒から放出される排気中放射性塵埃の監視と濃度評価のために、排気 $\beta(\gamma)$ ダストモニタおよび排気 $\alpha$ ダストモニタを、集中管理のため管理機械棟に設置した。本モニタは、排気筒から管理機械棟機械室まで布設した排気用エアサンプリングパイプを通して集塵し、GM計数管およびZnSシンチレーション検出器によって、 $\beta(\gamma)$ および $\alpha$ 放射能を測定するもので、管理機械棟の放射線モニタ盤において計数率指示、記録を行うが、その指示値は $\alpha$ 固体処理棟の放射線モニタ盤においても同時に表示するようにした。なお、計数率が警報設定値に達すると、両モニタ盤においてブザーとランプで警報を発生する。

施設内作業エリアの空気汚染発生の検出と濃度評価のためには、①室内 $\beta(\gamma)$ ダストモニタ、②室内Puダストモニタ、③ホール内 $\alpha$ ダストモニタ、④多点ダストサンプリング装置を配置した。

①室内 $\beta(\gamma)$ ダストモニタは、作業エリアの $\beta(\gamma)$ 放射能による空気汚染をモニタリングすることを目的とするもので、集塵測定台車と吸引装置に分れている。集塵測定台車は、検出部、測定記録部、警報ユニットおよび流量計、圧力計を移動台車に組込んで小型化したもので、作業現場で容易に移動して使用可能となっており、検出器にはGM計数管を使用した。吸引装置は、2階排風機室のサンプリング場に設置し、同所には、施設内各所から配管されたローカル・エアサンプリング・パイプをヘッドにまとめ、それに設けた各バルブを操作することにより吸引場所の選択ができるようにした。吸引場所のパイプ端に集塵測定台車を接続して、空気汚染の発生するような作業時の空気モニタリング (spot air monitoring) や作業室内一般空気のモニタリング (general air monitoring) を行う。なお、吸引装置は施設内数カ所に配置した遠隔操作ボックスにより遠隔運転操作が行えるようにした。

②室内Puダストモニタは、必要に応じて作業エリアのPuによる空気汚染をモニタリングすることを目的とするもので、検出器には半導体検出器を使用し、シングルチャンネルPHAを用いてPuの約5 MeVの $\alpha$ 線を選択的に計測し、かつ、ラドン・トロンの影響によるバックグラウンドを消去する方式のPuダストモニタである。検出部、測定記録部、警報ユニットおよび流量計、

圧力計を一体にまとめ移動台車に組込んだもので、前記①と同様にローカル・エアサンプリング・パイプに接続してモニタリングを行う。

③ホール内 $\alpha$ ダストモニタは、 $\alpha$ ホール内の $\alpha$ 放射能による空気汚染をモニタリングすることを目的とするもので、検出部、測定記録部、警報ユニットおよび吸引装置を一体にまとめ小型化したもので、検出器にはZnSシンチレーション検出器を使用している。なお、 $\alpha$ ホールに接続するエアサンプリング・パイプには電磁バルブを取付け、本モニタを接続することにより通電状態にならないとバルブが開かないようにして、 $\alpha$ ホールの気密保持を図った。

なお、上記の各室内ダストモニタは、空気汚染レベルが警報設定値に達すると、ブザーとランプにより警報を発生するが、この警報は、施設内各所に配置してある警報接続ボックスに接続することにより、 $\alpha$ 固体処理棟および管理機械棟の各放射線モニタ盤においても表示されるようにした。

④多点ダストサンプリング装置は、施設内の浮遊放射性塵埃のサンプリングを目的とするもので、吸引装置、吸引用配管および集塵器からなっている。集塵器は、60mm $\phi$ セルローズ・アスベスト系濾紙および活性炭濾紙が装着可能のもので、施設内各所（13個）に配置してある。吸引用配管としては、多点用エアサンプリング・パイプを各所から2階排風機室まで配管し、エアサンプリング・ヘッドにまとめ、大容量の吸引装置に接続している。施設内空気のある一定期間（約1週間）濾紙上に集塵した後、それを取外し、計数装置を用いて $\beta\cdot\gamma$ および $\alpha$ 放射能の測定を行う。

(山田)

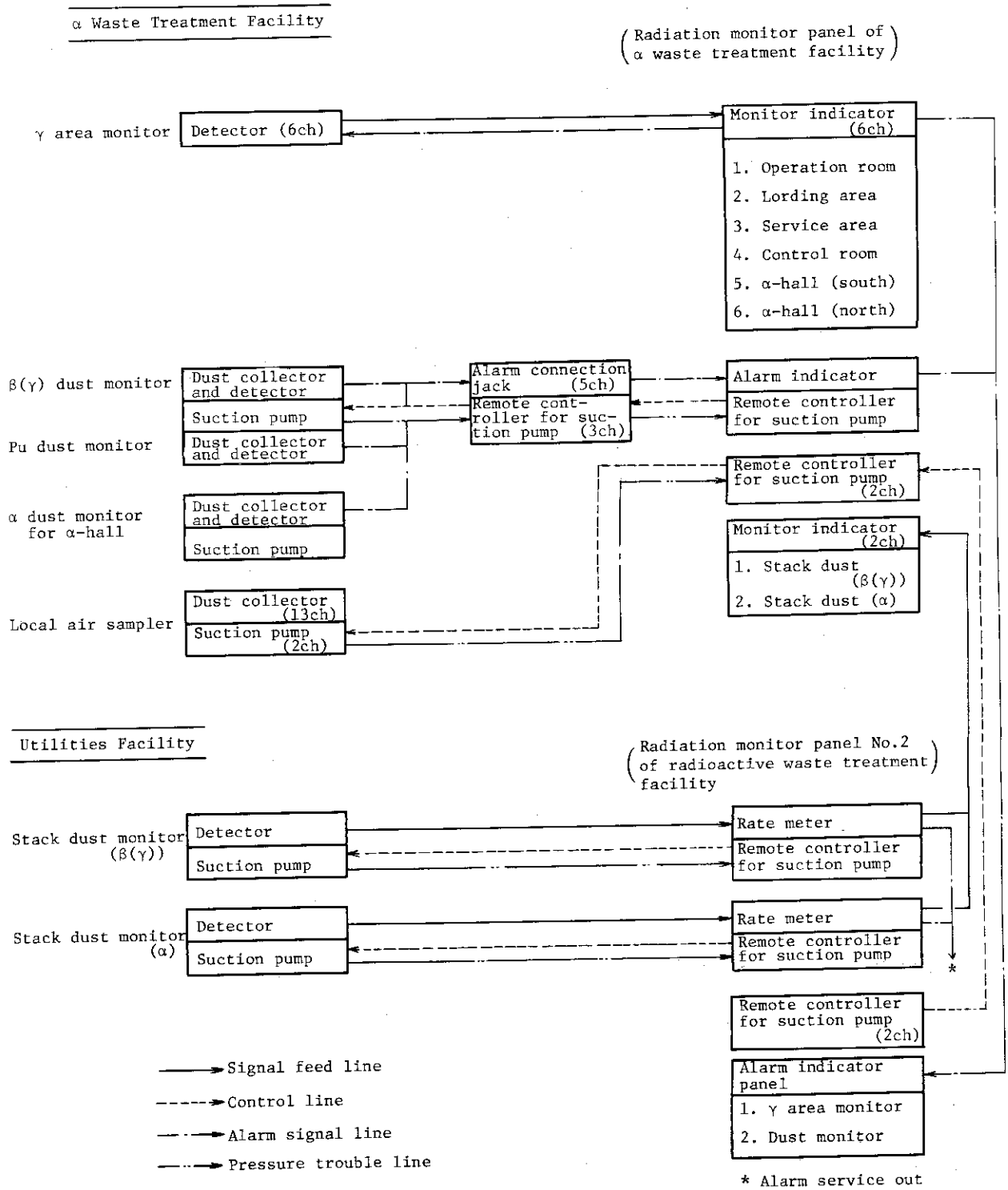
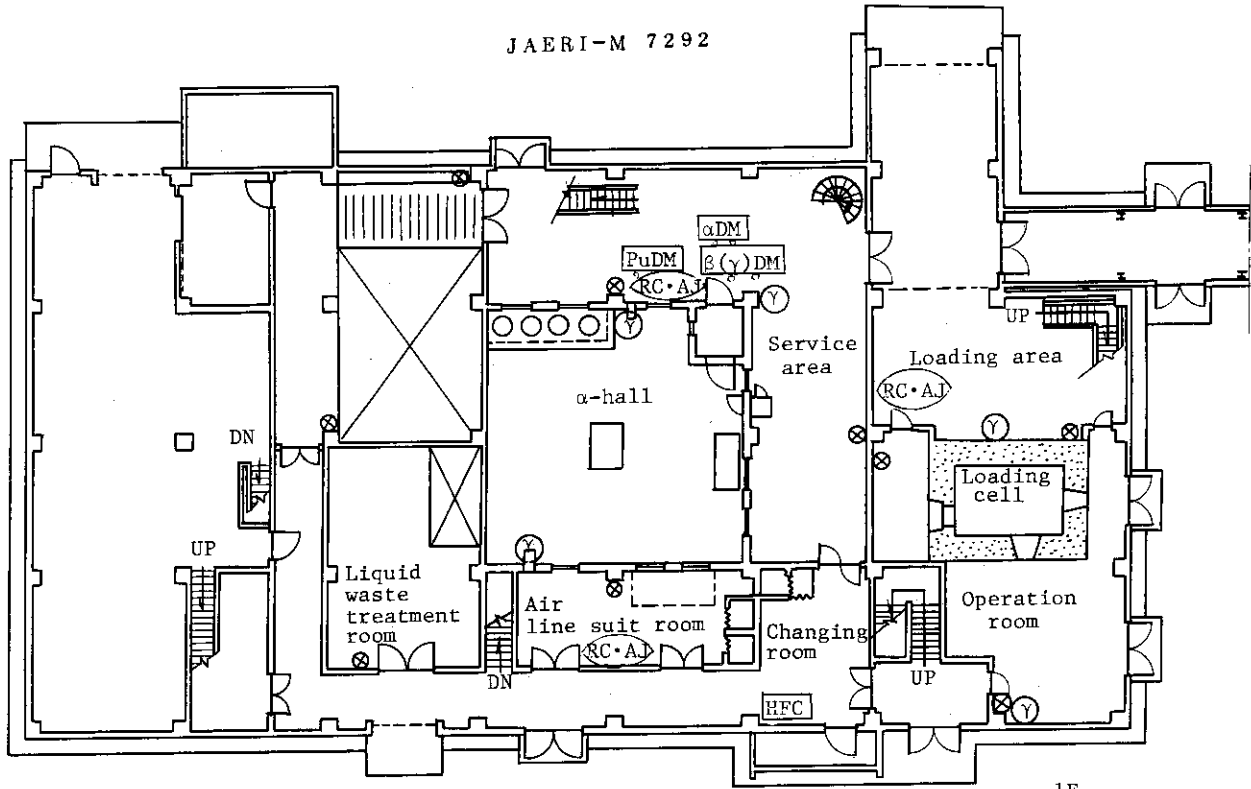
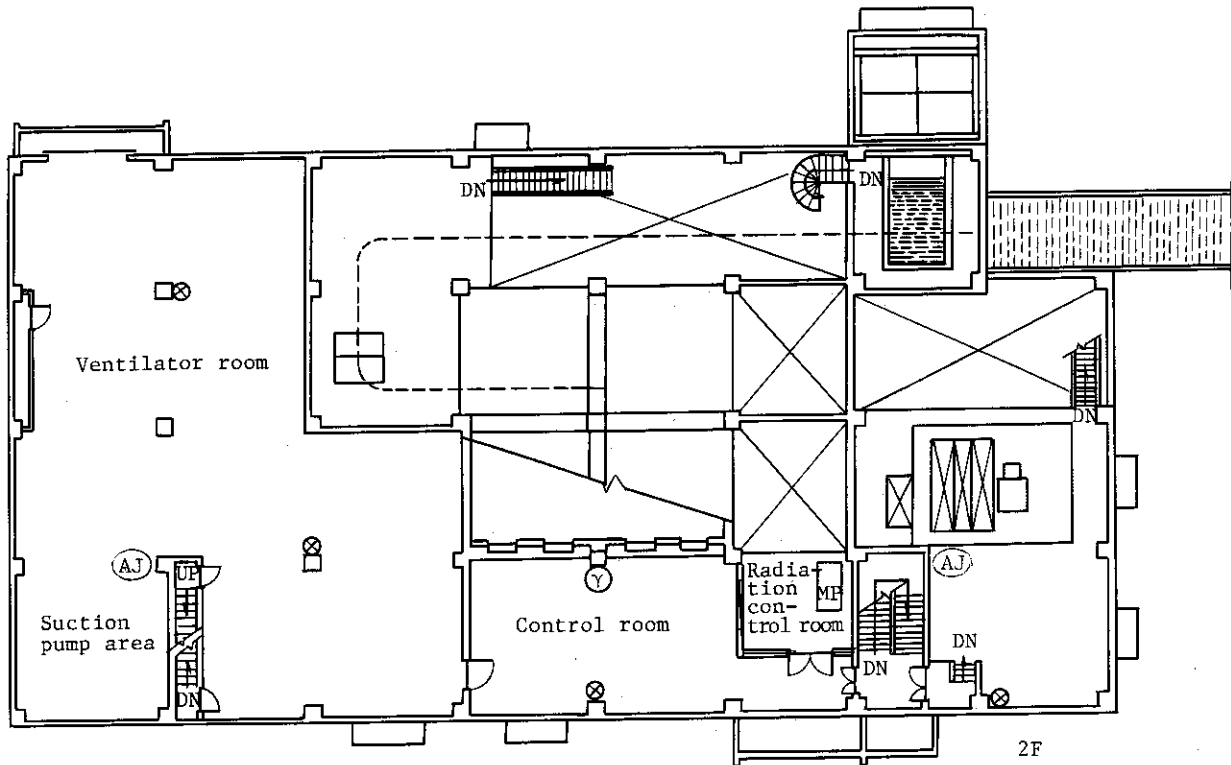


Fig. 2.3.8-1 Schematic diagram of radiation monitors



1F



2F

- |       |   |        |                         |
|-------|---|--------|-------------------------|
| ⊙     | γ area monitor                            | αDM    | α dust monitor          |
| ⊗     | Local dust sampling head                  | β(γ)DM | β(γ) dust monitor       |
| HFC   | H.F.C. monitor                            | PuDM   | Pu dust monitor         |
| RC·AJ | RC: Remote controller<br>for suction pump | MP     | Radiation monitor panel |
| AJ    | Alarm connection jack                     |        |                         |

Fig. 2.3.8-2 Arrangement of radiation monitors in the α Waste Treatment Facility

## 2.4 放射性廃棄物の処理および汚染除去

### Waste Management and Decontamination

In low-level radioactive waste packages for exploratory sea dumping, the following were studied in Tokai Research Establishment: (1) usage of Portland cement for mechanical integrity of packages, and (2) relationship between radioactivity content and surface dose rate in the packages.

Feasibility test of the incineration of wastes hardly burnable, and integrity inspection of the pipe lines for liquid wastes conveyance were also carried out.

The works carried out in Oarai Research Establishment were: (1) incorporation of an ion exchange resin in the asphalt, (2) film evaporation treatment and high frequency radio wave drying of concentrated detergent wastes, (3) development of a treatment system of detergent wastes from atomic power facilities, and laundry wastes treatment, and (4) construction of a decontamination facility and design of decontamination facilities.

#### 2.4.1 概要

東海研究所では、試験的海洋処分用セメント固化体の作製に当り、試験目的別に各種類の供試体を作り、(1)圧縮強度試験等から暫定指針に適合するセメントの選定、(2)輸送基準を考慮したセメント固化体の放射線量率の上限値と輸送指数の関係を求めるため、試験を行いそれぞれ見通しを得た。また、固体廃棄物処理の改善を目的に(3)ぬれウエス、難燃物の焼却試験を行ったほか、前年度に引続いて、(4)気密試験等による廃液輸送管の健全性調査を行い、それぞれ良好な試験結果を得た。 (岡田)

大洗研究所においては、定常業務の改善のために、次のような試験、調査等を行った。(1)使用済イオン交換樹脂のアスファルト固化、(2)洗剤濃縮廃液の薄膜蒸発処理と高周波乾固法、(3)放射性洗剤廃液の処理システムと大洗研究所の洗濯廃液処理装置の開発。

また、 $\alpha$  固体処理施設、除染施設等について、技術的検討を行うとともに、その建設整備を行った。 (三戸)

#### 2.4.2 廃液セメント固化体の強度試験

##### (1) 試験目的

試験的海洋処分用セメント固化体の作製にあたって、JRIA(日本アイソトープ協会)から搬入された特殊廃液(全国のRI使用事業所から集荷された放射性無機廃液で比較的性状の不明確な廃液)について、今回は、セメント、骨材および廃液の配合比を一定にして、各セメント固化体の硬化状態や材令7日および28日の圧縮強度を測定する試験を行った。

試験の目的は、第1に「試験的海洋処分用低レベル放射性廃棄物のセメント固化体に関する暫定指針」(以下、暫定指針という。)に基づき、28日の一軸圧縮強度が $150\text{Kg/cm}^2$ 以上あること、第2にセメント固化体作製に使用する適当なセメントを選定することである。



## (2) 試験方法

特殊廃液の成分を Table 2.4.2-1 に示す。

セメント(c)・特殊廃液(w)・川砂(s)を、重量比で 2.5 : 1.0 : 4.8 , (W/C比 0.4) の割合で万能混合攪拌機 (Type: 25 AM・QR) を用いて混練りを行い、普通ポルトランド、C種高炉およびチチブ耐硫酸塩の3種類のセメントについて 10cm $\phi$  × 20cmH の供試体をそれぞれ 6本ずつ作製した。この供試体について、7日および 28日の水中養生(常温)を行った後、圧縮強度試験機を用いて1軸圧縮強度を測定した。

Table 2.4.2-1 Chemical composition of liquid radioactive waste

pH of Liquid	5.4	
COD of Liquid	1.3×10 <sup>4</sup> PPM	
Nuclides ( $\gamma$ )	<sup>60</sup> Co, <sup>106</sup> Ru, <sup>95</sup> Zr- <sup>95</sup> Nb, <sup>137</sup> Cs	
SO <sub>4</sub> <sup>2-</sup>	2×10 <sup>4</sup> PPM	
Residium by Evaporation	3.5×10 <sup>4</sup> PPM	
Radioactivity	$\beta\gamma$	2.9 10 <sup>-3</sup> $\mu$ Ci/ml
	<sup>3</sup> H	1.3 $\mu$ Ci/ml
	<sup>14</sup> C	6.5 10 <sup>-3</sup> $\mu$ Ci/ml

## (3) 結果

試験結果を Table 2.4.2-2 に示す。

Table 2.4.2-2 より、今回使用したセメントは全て、7日・28日の1軸圧縮強度が暫定指針を上回る結果であった。したがって、この特殊廃液を用いて試験的海洋処分用セメント固化体を作製する場合、比較的入手し易く、安価な普通ポルトランドセメントを使用しても暫定指針を十分満足できる結果が得られた。(森下)

Table 2.4.2-2 Uni-axial compressive strength of various cement composites

Cements	W:C:S*	W/C	Strength of composite after 7 days [kg/cm <sup>2</sup> ]		Strength of composite after 28 days [kg/cm <sup>2</sup> ]		Specific gravity
				ave,		ave,	
Portland Cement	1:2.5:4.8	0.4	275.2 277.1 287.9	ave, 280.1	375.8 387.3 393.6	ave, 385.6	2.15
Slug Cement (C)	1:2.5:4.8	0.4	211.5 212.7 194.9	ave, 206.4	363.1 360.5 365.6	ave, 363.1	2.14
"Chichibu" Sulfate Resisting Cement	1:2.5:4.8	0.4	401.3 373.2 426.8	ave, 400.4	504.5 449.7 554.2	ave, 502.8	2.19

\* Weight ratio among Liquid Waste (W), Cement (C) and Sand (S).

### 2.4.3 セメント固化体の放射線量率の検討

200ℓドラム詰め均一セメント固化体（以下、固化体と記す。）は、将来の海洋投棄対象廃棄物として、廃棄物処理場において作られている。これら固化体の放射線量率については、輸送関係法規の規制により、容器表面において200mR/h以下、容器表面から1mの距離において10mR/h以下にする必要がある。また、IAEAの輸送規則によると、これらの固化体を船舶に積んだ場合には、1船舶内の輸送指数〔各容器表面から1mの距離における最大線量率 ( $\text{mrem/h}$ )〕の合計が200を超えないことが望ましいことになる。

そこで、 $^{60}\text{Co}$  (5.74 mCi) および  $^{137}\text{Cs}$  (4.45 mCi) を均一に分布させた2種類の固化体を用いて、固化体周囲の放射線量率をGM型サーベイメータを用いて測定し、固化体からの距離による放射線量率の減衰、および固化体の放射能（キュリー数）と放射線量率との関係を求めた。それにより、将来、固化体を輸送する場合の放射線量率の上限値および輸送指数などを検討した。

Table 2.4.3-1 に固化体表面と固化体から1mの距離における放射線量率の測定結果を示す。Table 2.4.3-1 より、次の事項が明らかになった。

- (1) 固化体の側面方向と端面方向では、1mの距離において、若干の差があり、輸送指数を求める場合には、安全側の観点から側面について測定した値を用いる必要がある。
- (2) 固化体の表面と1mの距離における放射線量率の比は、 $^{60}\text{Co}$  を対象とした場合で、約  $1/10$  である。したがって、固化体側面の放射線量率が100mR/h以下になるように考慮して固化体を作る必要がある。
- (3) 表面（側面中央部）の放射線量率から固化体の放射能を求める場合の換算係数は、 $^{60}\text{Co}$  換算  $0.6 \text{ mCi/mR} \cdot \text{h}^{-1}$  である。また、 $^{137}\text{Cs}$  換算  $1.8 \text{ mCi/mR} \cdot \text{h}^{-1}$  である。
- (4) 輸送指数の合計が200になるような固化体（全数）に含まれる総放射能は、 $^{60}\text{Co}$  1.3 Ci、 $^{137}\text{Cs}$  5.0 Ci である。この全放射能は、東海研究所の廃棄物処理場に搬入される廃液の放射能（ $^{137}\text{Cs}$  換算として）の約1.5年分に相当する。 (服部洋)

Table 2.4.3-1 Radiation level per unit activity in Cement Package

Nuclides	Density of Cement Composites ( $\text{g/cm}^3$ )	Direction of measurement	Exposure rate ( $\frac{\text{mR} \cdot \text{h}^{-1}}{\text{mCi}}$ )		(B)/(A)
			Activity in Cement Package		
			Surface (A)	at a distance of 1m (B)	
$^{60}\text{Co}$	1.9	Middle of the side	1.7	0.15	1/11
		Central axis	1.7	0.10	1/17
$^{137}\text{Cs}$	2.0	Middle of the side	0.56	0.04	1/14
		Central axis	0.79	0.03	1/26

#### 2.4.4 めれウエスおよび難燃物の焼却試験

不燃性固体廃棄物の中にも、可燃物や物性上焼却できる物質が多く含まれている。当課の調査結果では、紙11%、木0.2%、繊維2.5%、めれウエス26.2%、ゴム9.8%、プラスチック37.3%、残り13.1%が金属、ガラス、土砂、コンクリートであった。<sup>1)</sup>このうち現在焼却処理対象外のものが焼却できれば、不燃物の量が減少し、結果として低レベル固体廃棄物の管理、処理の改善が期待できる。今回この分類中、比較的量が大きく、また現実に問題が多い、めれウエスおよび難燃物（ポリエチレン、ゴム、ビニール、その他混入物、ただしビニールだけのものを除く）について試験的に焼却を試みた。廃棄物の選定は、記録票により行った。めれウエスの含水率について調査した結果をTable 2.4.4-1に示す。運転条件は、通常運転時との比較のため、ほぼ同一にした。試験項目は、燃焼状態、廃棄物の処理能力、減容比、操作上の問題点、装置におよぼす影響、および排出塵埃放射能濃度などについて、装置を5時間運転し、その状況を調べた。Table 2.4.4-2に試験の結果を示す。結果を要約すれば、脱水処理したウエスならば、実用上焼却できる見通しが得られた。焼却しやすいものと混焼すれば、さらに効果的な焼却が期待できる。また難燃物は、ビニールを除いたポリエチレン、ゴム、その他混入物だけの状態であれば混焼方式により焼却は可能である。なおこれら廃棄物の焼却実用化について今後とも実験をかさね、よりよい条件を見出す必要がある。（森）

Table 2.4.4-1 Moisture content of waste cloths

Classification	Weight of clothes in one package (kg)	Ratio
Original cloths	2.7	1.0 (Basis)
Fully wet	9.4	3.5
Cloths wrung by hand	7.0	2.6
Cloths after centrifugal separation	4.0	1.5

#### 参考文献

- 1) 町田忠司, 鈴木正樹, 保健物理 10, 17~21 (1975)

#### 2.4.5 廃液輸送管の調査

前年度に引続き、廃液輸送管の健全性について調査した。調査対象は前回未調査の、ホットラボ～JRR-2ライン、JRR-3～JRR-4ライン、再処理ラインおよび処理場非常用ポンドラインの4系統である。調査項目は、外観検査、気密試験および土壌の放射能測定の3項目とした。外観検査は、輸送管の継手部および接続部のボルト・ナット、パッキンの状況を重点に目視と写真撮影をした。気密試験は、系統別に設計圧力の1.25倍（1.25Kg/cm<sup>2</sup>G）の圧縮空気を24時間加圧して、圧力変化を圧力記録計と精密圧力計で観察した。土壌の放射能は、掘さくした配管継手

Table 2.4.4-2 Operating condition of Incinerator

Classification	Normal operation	Material incinerated	
		Wet cloths*1	Vinyl etc*2
Operating condition	Temperature in furnace (max)	920 °C	930 °C
	Exhaust-gas flow rate	910~940 Nm <sup>3</sup> /hr	800~940 Nm <sup>3</sup> /hr
	Operation time	5:00 hr/day	4:50 hr/day
	Feed	376 kg/day	243 kg/day
Volume reduction	1/57	1/40	1/100~1/200
Observation remark	-	Slow burning	Quick burning. Large quantity of smoke generated
pH of condensed water in off-gas line	8~6	-	6~2.8
Concentration of radioactivity in gas at outlet of off-gas line	1.2×10 <sup>-13</sup> μCi/cm <sup>3</sup>	1.2×10 <sup>-13</sup> μCi/cm <sup>3</sup>	3.1×10 <sup>-13</sup> μCi/cm <sup>3</sup>
Volume of washed water (10% NaOH) added in off-gas line	5ℓ	15ℓ	50ℓ

\*1: Cloths wrung by hand.

\*2: Mixture of polyethylene, rubber vinyl, and, etc.

個所の下部等から加圧前、加圧後に分けて計 54 点採取して測定し、土壤の自然放射能と比較した。調査の結果、外観検査では、ボルト類表面の発錆、一部パッキンの老化現象が認められたが、特に措置を要する異常は認められなかった。気密試験の結果については、有意な圧力降下は認められず、系外への漏洩はないものと判断した。採取した土壤の平均放射能は、 $20 \text{ pCi/g}$  で、環境放射能課が測定した東海研究所構内土砂の自然放射能が  $10 \sim 20 \text{ pCi/g}$  であることから、管接手部からの廃液漏洩は認められなかった。以上の調査結果から、総合的に評価した場合、廃液輸送管の健全性は、保たれていることを確認した。(鈴木)

#### 2.4.6 使用済イオン交換樹脂のアスファルト固化

大洗研究所放射性廃棄物処理課では、廃液の一次処理で生じたスラッジおよび濃縮液についてアスファルト固化を行なっている。今回はJMTRからの使用済イオン交換樹脂の処理法の一つとして、ビチューメン固化装置を用いたアスファルト固化の基礎的条件を検討した。試験は、ビーカー規模で作ったアスファルト固化体について、比重、軟化温度および耐水性の試験を行った。また、混合特性について観察し、アスファルト固化における使用済イオン交換樹脂の減容比についても検討した。

混和蒸発装置は、マントルヒータ ( $0.4 \text{ KW}$ ) と回転速度  $1200 \text{ rpm}$  のラボスターラを使用した。イオン交換樹脂は、材料試験炉で使用しているものと同じ約  $300 \mu \sim 1200 \mu$  の粒状のものを使用した。また、アスファルトは一般に広く使用されているストレートアスファルト  $60/80$  とブロンアスファルト  $20/30$  を使用した。固化体は  $500 \text{ ml}$  ビーカーにアスファルト  $200 \text{ g}$  を入れ、各混和温度 ( $140^\circ\text{C}$ ,  $170^\circ\text{C}$ ,  $200^\circ\text{C}$ ) で水分含量約  $65 \text{ W}\%$  のイオン交換樹脂を所定の混合比になるように徐々に加え、混和蒸発して作成した。また、樹脂の固化体の増比重を図るため、これに更に模擬スラッジ (水酸化第二鉄粉末) を添加した樹脂・スラッジの固化体も作成した。これらの固化体について、比重および軟化点 (環球法<sup>1)</sup>) を測定した。また、固化体を蒸留水に浸漬し、その耐水性について調べた。

Fig. 2.4.6-1 に各樹脂のアスファルト固化体の比重を示した。陽イオン交換樹脂の固化体では、樹脂の混合比が  $45 \text{ W}\%$  で比重は 1.2 を越えたが、陰イオン樹脂の固化体では、混合比が  $60 \text{ W}\%$  でも 1.07 しか得られなかった。また、陽イオン交換樹脂と陰イオン交換樹脂を重量化で 1:2 に混合した樹脂 (混合樹脂) では混合比  $60 \text{ W}\%$  で 1.14 となった。Fig. 2.4.6-2 に混合樹脂のアスファルト固化体の比重におよぼすスラッジ添加の効果を示した。これより、混合樹脂・スラッジのアスファルト固化体が比重 1.2 を越えるには、樹脂の混合比が 20, 30,  $40 \text{ W}\%$  のときには、スラッジはそれぞれ 23, 25,  $30 \text{ W}\%$  混合すればよいことがわかった。アスファルト固化体の比重は、アスファルトの種類および混和温度をかえても影響しなかった。

軟化点については、同じ混和温度では陽イオン交換樹脂の固化体は陰イオン交換樹脂の固化体より軟化点が低くなった。また、混和温度が高いほど固化体の軟化点は高くなった。

Fig. 2.4.6-3, Fig. 2.4.6-4, Fig. 2.4.6-5 に混合樹脂のアスファルト固化体の 1 週間の蒸留水浸漬の結果を示した。Fig. 2.4.6-3 では、ブロンアスファルト  $20/30$  を使用した混合比  $50 \text{ W}\%$  の固化体は約 2 倍の体積膨張がおこった。 $40 \text{ W}\%$  の固化体では、底面にわずかな膨張がみられた。 $30 \text{ W}\%$  の固化体は膨張はほとんどみられなかった。一方、ストレートアスファルト  $60/80$  を使用

した混合比 50% の固化体については、混和温度を変えても、膨張はみられなかった。また、約 1 年半蒸留水に浸漬してもブロンアスファルト  $20/30$  を使用した混合比 30% の固化体およびストレートアスファルト  $60/80$  を使用した混合比 50% の固化体については膨張はみられない。Fig. 2.4.6-4 では、1 週間の蒸留水浸漬で約 2 倍の体積膨張をおこす固化体は、厚さ約 1.5 mm のアスファルトで被覆することにより膨張が抑えられた。また、1 年半の蒸留水浸漬においても膨張はほとんどみられていない。Fig. 2.4.6-5 では、増比重を図るためにスラッジを混合した固化体についても膨張はほとんどみられなかった。また、1 年半の蒸留水浸漬でも膨張はみられていない。

混合特性については、65% もの水分を含む樹脂を混合でき、また、混和蒸発時の樹脂の飛散等のため、同含有水分の樹脂の最適混和温度は 170℃ 前後であることがわかった。

混合樹脂のアスファルト固化における減容比は、混合比が 40% で約  $6/10$  が得られた。

以上より、大洗研究所の既設ビチューメン固化装置への適用可能なものとしては、混合樹脂を対象にし、固化体の比重を 1.2 以上にする必要性から、ストレートアスファルト  $60/80$  を用い、混合樹脂を上限 40%、スラッジを 30~40% 混合させる条件がよいことがわかった。(福田)

#### 参考文献

- 1) JIS-K 2531, 石油アスファルト軟化点試験方法 (環球法) (1960 年)

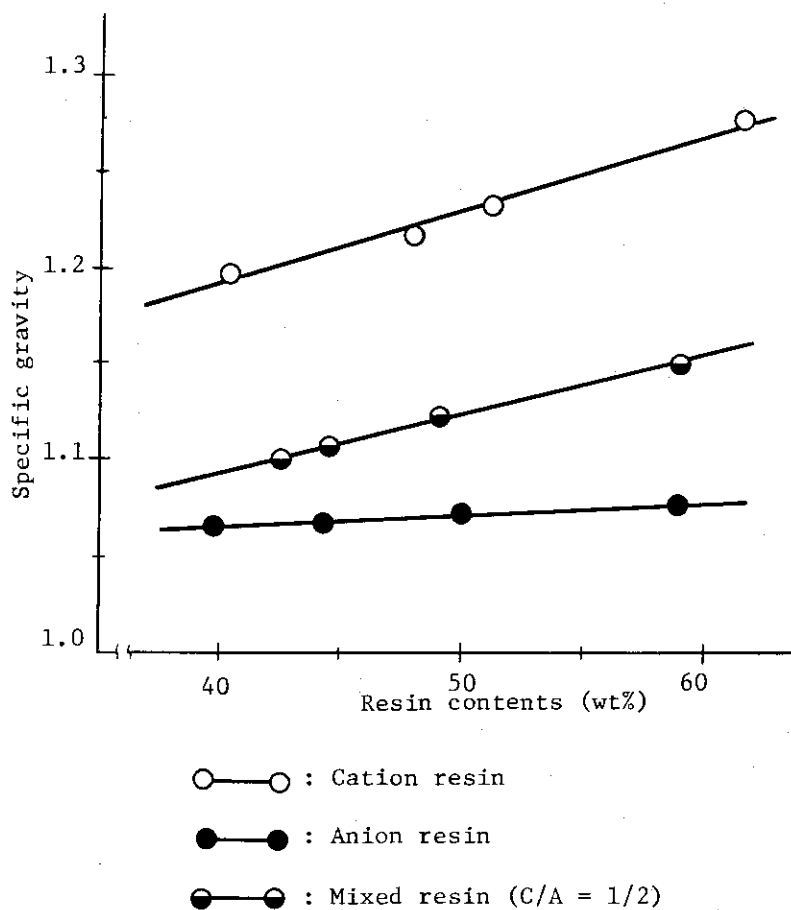


Fig. 2.4.6-1 Specific gravity of bitumenresin product

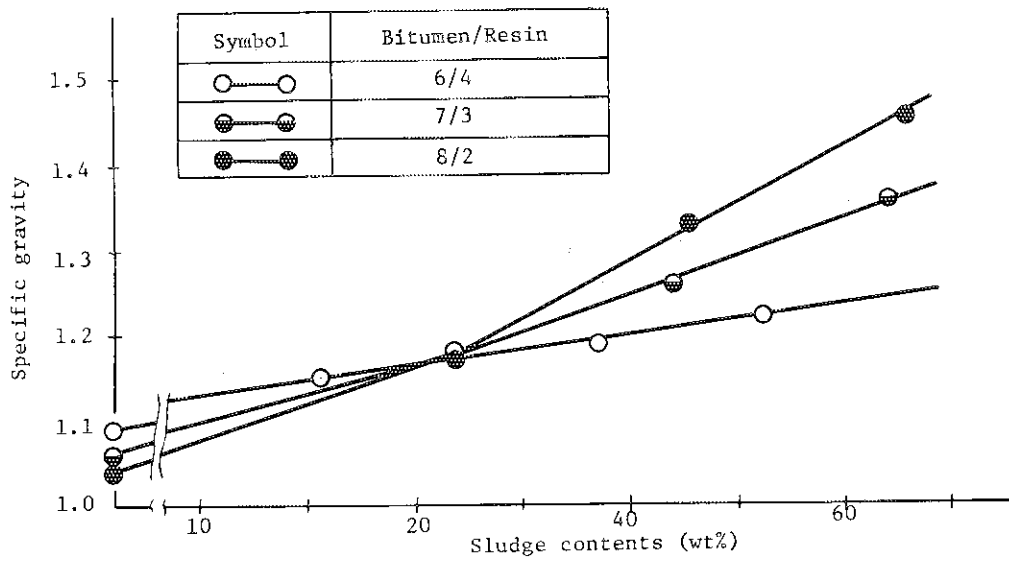


Fig.2.4.6-2 Effect of sludge contents of bitumen-mixed resin product on the specific gravity.  
 Bitumen used: Straight asphalt 60/80  
 Sludge: Power Fe(OH)<sub>3</sub>, Mixing temp.: 170±5°C

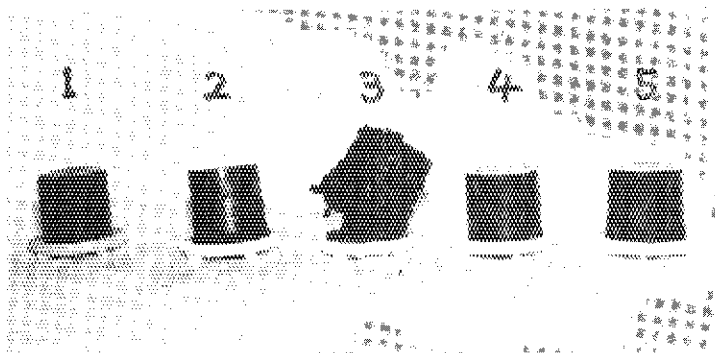


Fig. 2.4.6-3 Appearance comparisons in the kind of asphalt, in the resin-asphalt incorporation ratio and in the mixing temperature, after the distilled water immersion test with asphalt blocks at room temperature.

Notes:

No. of test block ordered from the left	1	2	3	4	5
Asphalt used	Blown asphalt 20/30		Straight asphalt 60/80		
Incorporation ratio (resin/(asphalt+resin))	30 w/o	40	50	50	50
Mixing temperature	170±5°C	170±5	170±5	170±5	200±5

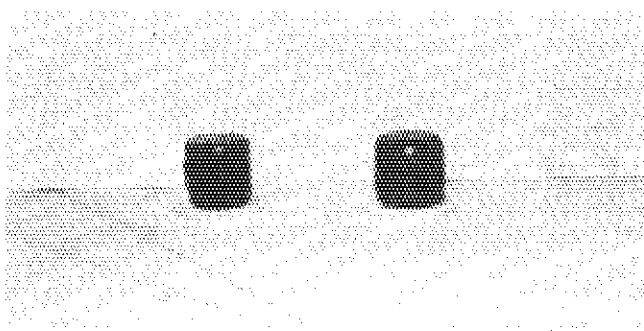


Fig. 2.4.6-4 Appearance comparison in the asphalt coating thickness after the distilled water immersion test with asphalt block at room temperature.

Notes: Asphalt used Blown asphalt 20/30  
 Incorporation ratio (resin/(asphalt+resin)) 50 w/o  
 Thickness of asphalt coating 1.5 mm (left picture) 3.0 mm (right picture)  
 Mixing temperature 170±5 °C

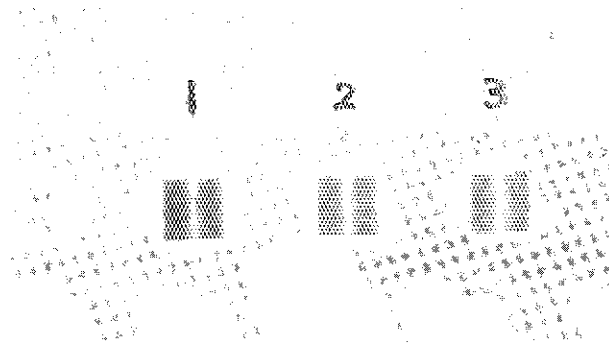


Fig. 2.4.6-5 Appearance comparisons in the resin-sludge-asphalt incorporation ratio after the distilled water immersion test with asphalt block at room temperature.

Notes:

No. of test block ordered from the left	1	2	3
Asphalt used	Straight asphalt 60/80		
Incorporation ratio {resin/(asphalt+resin)}	20 w/o	30	40
Incorporation ratio {sludge/(asphalt+sludge)}	40 w/o	40	40
Incorporation ratio $\left(\frac{\text{resin+sludge}}{\text{asphalt+resin+sludge}}\right)$	48 w/o	52	57
Mixing temperature	170±5°C	170±5	170±5



## 2.4.7 洗剤濃縮廃液の薄膜蒸発処理と高周波乾固法

## — 実用規模試験 —

原子力施設における洗濯廃液処理システムの一環として、その前処理に有効な逆浸透法<sup>1)</sup>により濃縮された洗濯廃液をさらに濃縮減容し、最終的に乾固物を得るために、薄膜蒸発装置および高周波蒸発装置を用いて実用規模処理試験を行った。

## 〔試験方法〕

試験装置には、堅型流下式薄膜蒸発装置（処理能力：10ℓ/h）および高周波蒸発装置（高周波周波数 2450 MHz，高周波出力 600W の電子レンジ）を用いて、配合洗剤水溶液および洗濯廃液の逆浸透処理濃縮液について処理試験を行った。処理装置のフローシートを Fig. 2.4.7-1 に示す。供給液，凝縮液，濃縮液の洗剤塩類の濃度は各液の電導度測定により求め、また、各液中の合成洗剤としてのドデシルベンゼンスルホン酸ナトリウム（DBS）濃度は化学分析により求めて、それぞれの除去効果を供給液の濃度に対する凝縮液の除去率 $\%$ で表した。

## 〔試験結果〕

まず配合洗剤水溶液を用いて、流下式薄膜蒸発装置の処理特性を調べた。洗剤濃度と減容比との関係および洗剤濃度と除去率との関係は、Fig. 2.4.7-2，および Fig. 2.4.7-3 に示すように、減容比は洗剤濃度が 3 $\%$ 以上で  $\frac{1}{9}$  を示しほぼ一定となり、また凝縮液の洗剤除去率は洗剤濃度が 2 $\%$  から 5 $\%$  の範囲では濃度にかかわらず 99.96 $\%$  を示し一定になることがわかった。

次に、洗濯廃液を逆浸透処理<sup>1)</sup>して得た濃縮廃液について薄膜蒸発処理試験を行った結果例を Table 2.4.7-1 に示す。表中の Example 1 は、洗剤濃度 0.1 $\%$  の洗濯廃液をスパイラルワインド型逆浸透装置で  $\frac{1}{10}$  に減容処理した濃縮廃液を薄膜蒸発処理した場合で、減容比  $\frac{1}{9.3}$  で凝縮液の洗剤塩類の除去率 99.92 $\%$  を得た。また、Example 2 は、蒸発処理する廃液の洗剤濃度が高い場合について試験したもので、洗剤濃度が 0.4 $\%$  の洗濯廃液を逆浸透処理で減容比を  $\frac{1}{10}$  にしたときの濃縮廃液を用いて薄膜蒸発処理した場合であって、減容比  $\frac{1}{9.0}$  で、除去率は 99.65 $\%$  を得た。化学分析による DBS についても除去率は同じく 99.65 $\%$  であった。

以上の蒸発処理では、蒸発缶上部にミストキャッチャーを取り付けていない場合であるため、ミストキャッチャーを使用することにより凝縮液の除去率はさらに高めることが可能である。

つぎに、薄膜蒸発処理で得た高濃縮廃液を、さらに、高周波蒸発装置により蒸発乾固すると、非常に硬い褐色のカルメラ状のポーラスな乾固物が得られた。この乾固物の容積比重は約 1.3 であった。高周波蒸発装置の蒸発能力は、高周波出力 600W で約 0.6ℓ/h である。

高周波蒸発乾固の過程で生じる発泡あるいは突沸現象は、液深 7 mm 以下の薄層蒸発であれば抑制することが出来るが、これ以上の液深の場合には突沸現象を生じる。しかし、この場合の突沸による飛散防止方法に、厚さ約 10 mm 程度のナイロン繊維製フィルタを蒸発皿のカバーに用いることによって、蒸発能力を低下させることなく飛散防止に有効な成果を得ている。

(市川，安中)

\*： DBS：1.25，ニトリロ三酢酸・三ナトリウム：3.0，クエン酸：0.625，トリポリリン酸ナトリウム：2.50，硫酸ナトリウム：2.50，カルボキシメチルセルロース：0.125（重量比組成）

参考文献

- 1) 保健物理と安全管理, No.18, JAERI-M 6696, 166 (1975年度), 日本原子力研究所

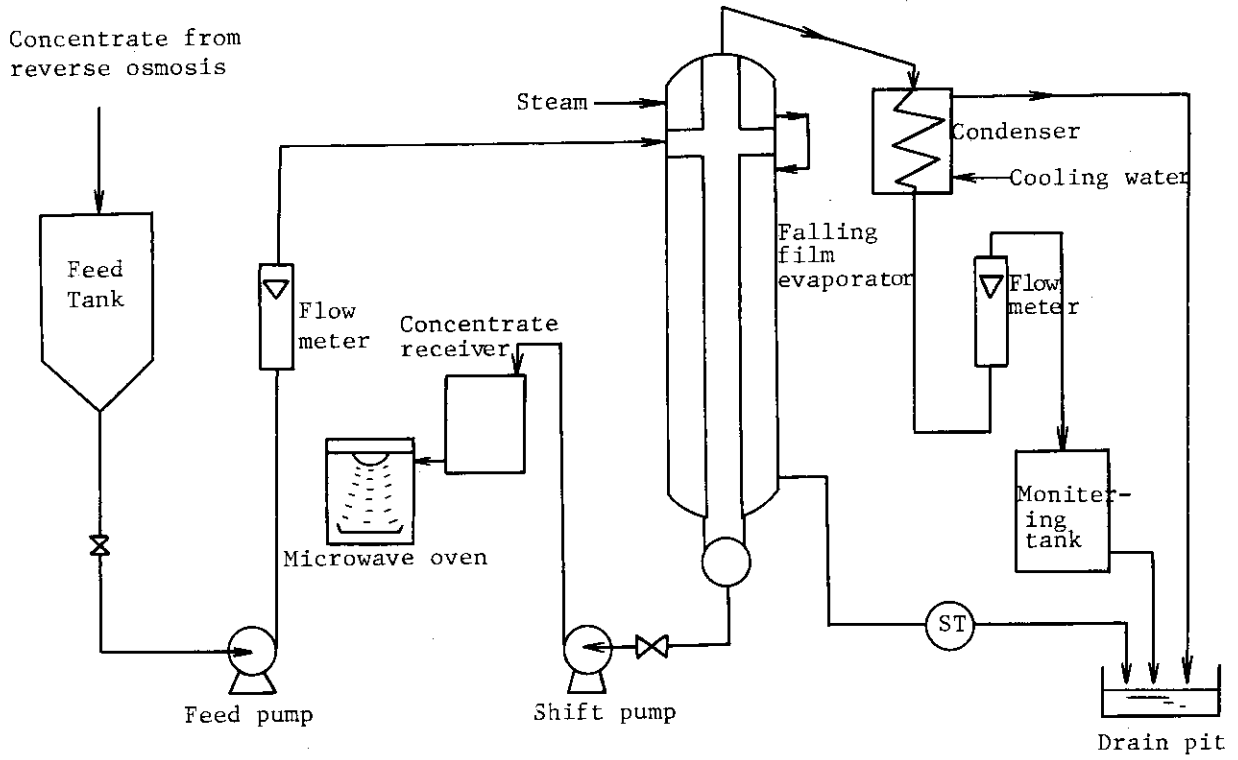


Fig. 2.4.7-1 Flow diagram of a film evaporator system

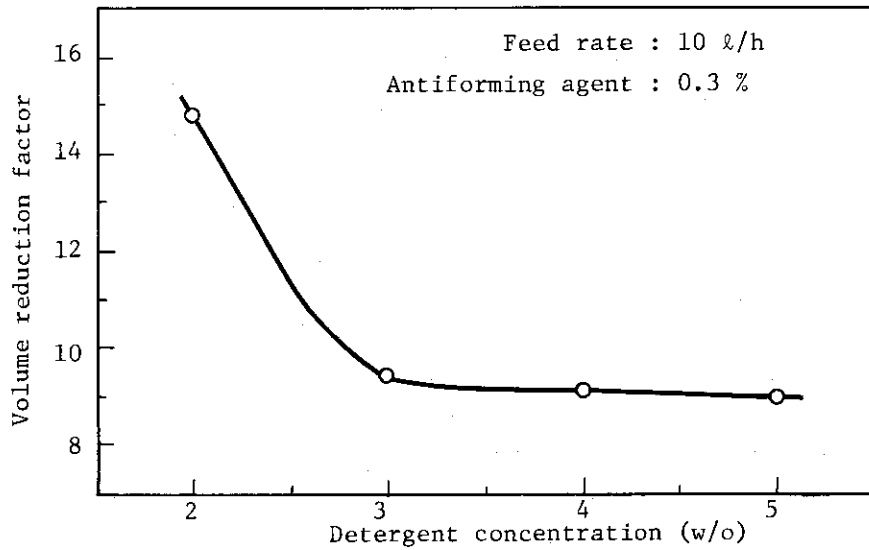


Fig. 2.4.7-2 Volume reduction effect in falling-film evaporation

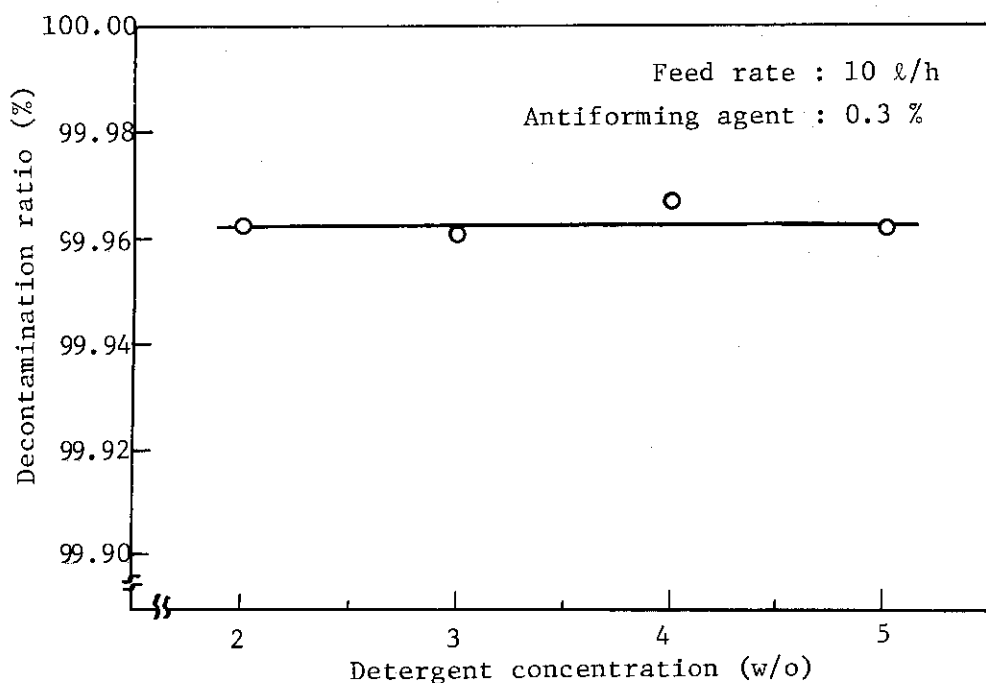


Fig.2.4.7-3 Decontamination effect in falling film evaporation

Table 2.4.7-1 Result of film evaporation treatment of the concentrated waste from the reverse osmosis

	Feed			Condensate		
	Electro conductivity	DBS	Flow rate	Electro conductivity	DBS	Flow rate
	$\mu$ mho/cm	w/o	l/hr	$\mu$ mho/cm	w/o	l/hr
Example 1	$1.86 \times 10^4$	-	10.8	$1.51 \times 10$	-	9.64
Example 2	$2.06 \times 10^4$	$4.88 \times 10^{-2}$	9.5	$7.22 \times 10$	$1.73 \times 10^{-4}$	8.45

Concentrate			Decontamination ratio of condensate	Volume Reduction
Electro conductivity	DBS	Flow rate		
$\mu$ mho/cm	w/o	l/hr	%	
$6.15 \times 10^4$	-	1.16	99.92	1/9.3
$7.45 \times 10^4$	$1.68 \times 10^{-1}$	1.05	99.65	1/9.0

#### 2.4.8 原子力施設における洗剤廃液の処理システムと大洗研究所の洗濯廃液処理装置の開発

原子力環境保全問題が重要視されてきている今日、放射性廃棄物の環境への放出低減化のために、放射能濃度規制の他に、放射能総排出量規制が加えられた。このため、低レベルではあるが大量に排出される洗剤廃液は、従来のように希釈放出のみに依存することが困難となってきた。とくに、放射能総排出量を厳しく制限している大洗研究所では、洗濯廃液をも as Low as practicable の立場で処理しなければならなくなってきた。

洗濯廃液などの洗剤廃液は、合成洗剤を多く含むため、既存の廃液処理システムでは処理が非常に困難であるので、新しい処理方法として、大量の洗剤廃液から合成洗剤とともに放射性汚染物質も効果的に濃縮分離ができる、酢酸セルロース半透膜の浸透現象を応用した逆浸透<sup>1)</sup>処理法<sup>1)</sup>と、これについて濃縮廃液の処理を薄膜蒸発法<sup>2)</sup>と高周波蒸発法の組合せによるコンビネーション処理法で最終的に固化する、総合処理システムの開発を行った。

洗剤廃液総合処理システムのブロックダイヤグラムを Fig. 2.4.8-1 に示す。

この洗剤廃液総合処理システムは、洗剤廃液をまず第一段目のチューブラ型逆浸透装置で前処理を行い、一次処理液と一次濃縮廃液に分離する。つぎに一次処理液は、さらに第二段目のスパイラルwind型逆浸透装置で処理を行い、二次処理液と再濃縮廃液に分離する。この二次処理液はモニタリング後、環境放出処分し、再濃縮廃液は第一段目の逆浸透装置に再びかけられる。

一方、一次濃縮廃液は、蒸発処理装置で二次処理を行い、濃縮減容した二次濃縮廃液と蒸発凝縮液にわける。蒸発凝縮液はモニタリング槽に送り、二次濃縮廃液は、さらに高周波蒸発装置で処理して乾固物にする。この乾固物は固体廃棄物としての取扱いを容易にするために、缶詰封入を行う一貫した処理システムである。

前処理に用いる逆浸透装置は、二次処理を行う蒸発処理装置の規模を大巾に小型化するために、高濃縮廃液を効果的に得ることと、濃縮減容比を大きくとることが必要である。そこで、逆浸透処理には、廃液循環処理槽を用いて、廃液を循環しながら効果的に逆浸透処理濃縮していく、バッチ処理方式を採用している。また、チューブラ型の逆浸透装置は、膜面洗浄が容易にできることから、 $1/25$  程度まで高濃縮減容するのに適している。しかし、そのために、膜透過液である一次処理液の洗剤および放射性物質の除去率は、あまり高い値を期待することができない。そこで、一次処理液は、さらに第二段目のスパイラルwind型の逆浸透装置で二次処理を行う。一次処理液の洗剤濃度は低いので、膜面洗浄の必要性が無いので、小型高性能のスパイラルwind型を用いることができる。これによって、膜透過液の二次処理液は、環境放出するのに十分対処できる低濃度を保障するものである。

つぎに、一次濃縮廃液の二次処理としての蒸発処理装置には、発泡抑制効果を有する薄膜蒸発缶を用いる。処理する洗剤廃液量が約  $10\text{m}^3/\text{d}$  以下の小規模な場合は、比較的取扱いが簡便な、堅型流下式薄膜蒸発装置を用いて濃縮減容し、さらに、その二次濃縮液を処理する装置に電子レンジを利用した高周波蒸発装置を用いて乾固する組合せ処理法が、装置の小型化と取扱いの容易さから適している。洗剤廃液処理量が  $10\text{m}^3/\text{d}$  以上の大規模の場合は、逆浸透処理後の濃縮廃液処理の蒸発装置には、回転ドラム型薄膜蒸発装置（ドラムドライヤー）が適している。この処理では、直接フレーク状の乾固物が得られる。

つぎに、逆浸透法および薄膜蒸発法の実用規模試験の成果<sup>1), 2)</sup>をもとに、大洗研究所の除染施

設の洗濯廃液処理装置を設計した。Fig. 2.48-2 に、大洗研究所の洗濯廃液処理装置のフローダイアグラムを示す。

まず、大洗研究所での洗濯方法は、配合洗剤の 0.4% 水溶液で洗浄し、つづいて 3 回のすすぎを行うので、 $6\text{m}^3/\text{d}$  の洗濯廃液（平均洗剤濃度 0.1%）を生ずる。この洗濯廃液は、洗浄廃液と初回のすすぎ廃液の平均洗剤濃度が 0.2% と高いので洗剤廃液処理系に送り、また、2 回目と 3 回目のすすぎ廃液の平均洗剤濃度は処理済廃液なみに低い  $5 \times 10^{-4}\%$  程度であるため、そのままモニタリング貯槽に区分排水する。これは、全自動洗濯機に直結された排水自動切換弁により行う。この区分により、洗濯廃液処理装置の規模を  $\frac{1}{2}$  にすることができる。

つぎに、装置の設計概要を示す。

(i) 処理する洗濯廃液

洗剤濃度； 0.2%

処理量；  $6\text{m}^3/15\text{h}/2\text{d}$  バッチ処理

(ii) 1st stage 逆浸透処理装置（チューブラ型）

半透膜； ダイセル製酢酸セルロース DRS-95

有効膜面積；  $224\text{m}^2$

逆浸透圧；  $40\text{Kg}/\text{cm}^2$

透過液； 平均  $380\text{ℓ}/\text{h}$ ，塩類濃度 0.04% 以下

除去率； 80% 以上

減容比；  $\frac{1}{20}$  以下

濃縮液；  $300\text{ℓ}/15\text{h}/\text{バッチ}$ ，塩類濃度 3.2% 以上

(iii) 2nd stage 逆浸透処理装置（スパイラルワインド型）

半透膜； ダイセル製酢酸セルロース DRS-92

有効膜面積；  $18\text{m}^2$

逆浸透圧；  $30\text{Kg}/\text{cm}^2$  以下

透過液； 平均  $370\text{ℓ}/\text{h}$ ，塩類濃度  $4 \times 10^{-4}\%$  以下

除去率； 99%

減容比；  $\frac{1}{19}$  以下

濃縮液；  $300\text{ℓ}/15\text{h}/\text{バッチ}$ ，塩類濃度 0.7% 以上

(iv) 堅型流下式薄膜蒸発装置

処理能力；  $20\text{ℓ}/\text{h}$ ，（塩類濃度 3.2%）

濃縮減容比；  $\frac{1}{8}$

蒸発面積；  $1.14\text{m}^2$ （蒸気加熱方式）

濃縮液；  $37.5\text{ℓ}/15\text{h}/\text{バッチ}$ ，塩類濃度 25% 以上

(v) 高周波蒸発装置

電子レンジ； 出力  $600\text{W} \times 4$  台，周波数 2450 MHz

\* DBS（ドデシルベンゼンスルホン酸ナトリウム）：1.25，NTA・3Na（ニトリロ三酢酸・三ナトリウム）：3.0，クエン酸：0.625，トリポリリン酸ナトリウム：2.50，硫酸ナトリウム：2.50  
カルボキシメチルセルロース：0.125（重量比）

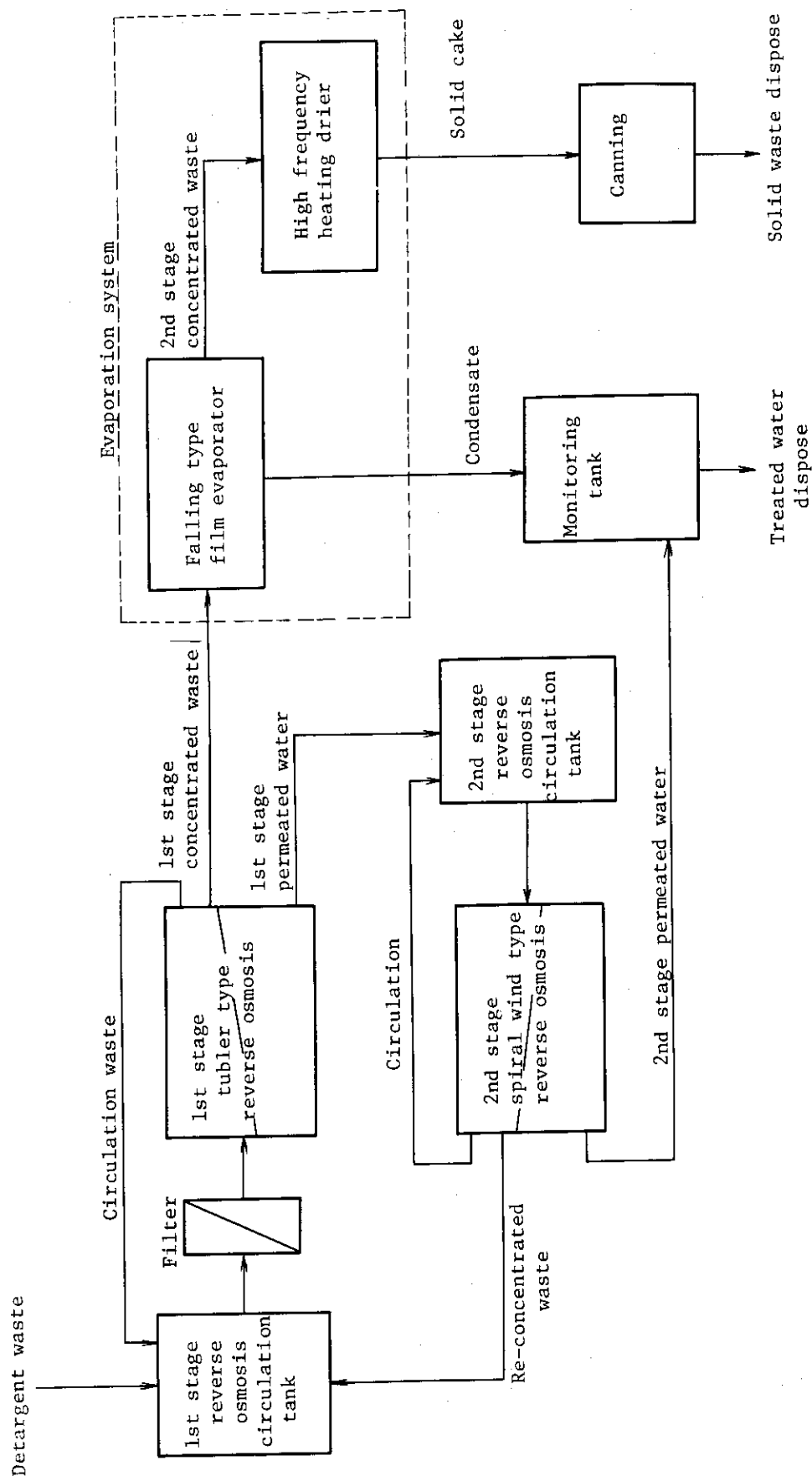


Fig. 2.4.8-1 Block diagram of a laundry waste treatment system

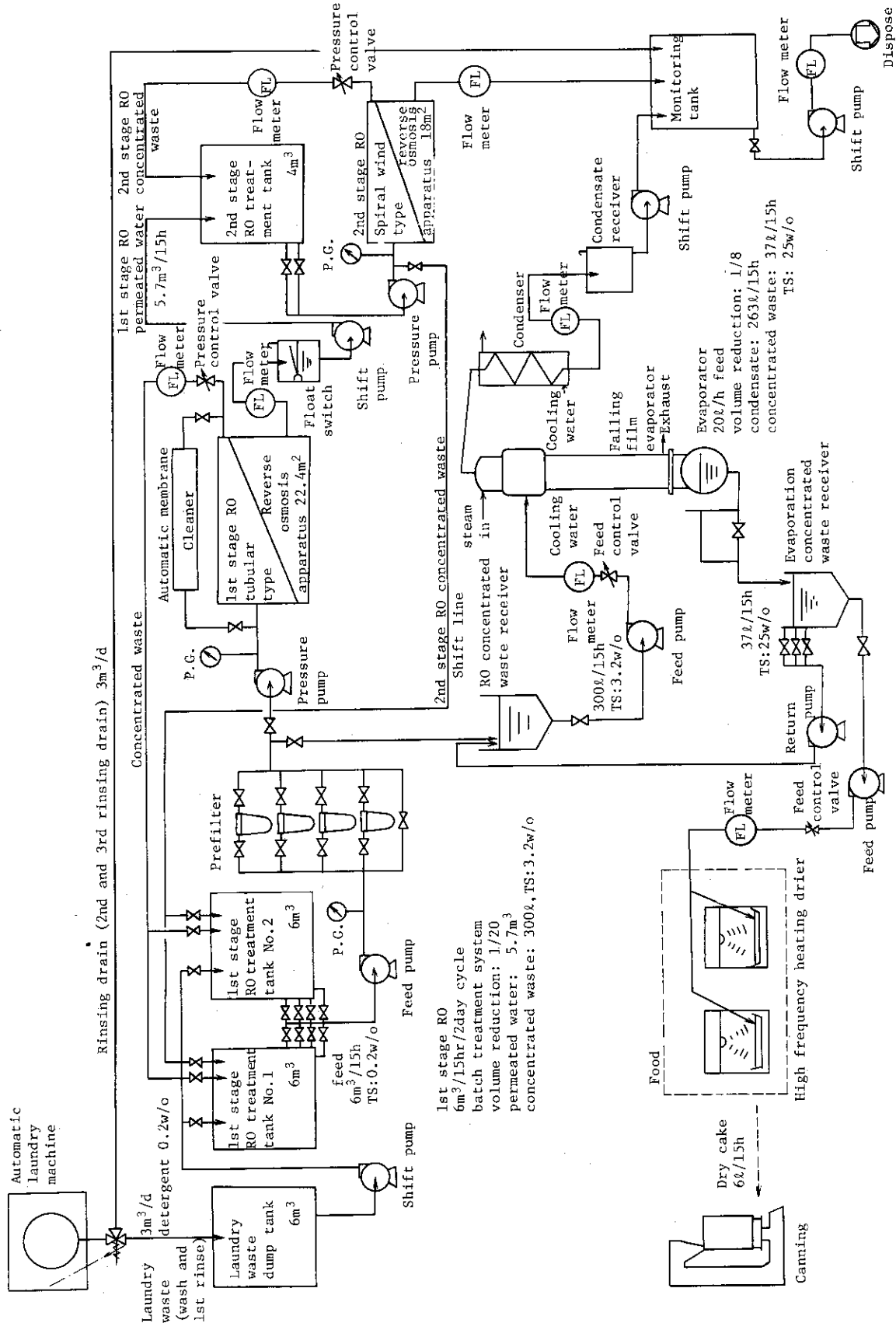


Fig. 2.4.8-2 Design of flow and material balance diagram of the laundry waste treatment system in Oarai institute of JAERI

乾固物； カルメラ状容積比重 1.3, 6ℓ/バッチ

この洗濯廃液処理システムは、2日で12m<sup>3</sup>の廃液を最終的に容量6ℓの乾固物と、処理済液(洗剤塩類濃度約 $5 \times 10^{-4}$ %)をほぼ12m<sup>3</sup>得るものであり、総括減容比は $\frac{1}{2000}$ を期待できるものである。

なお、このシステムは、三井造船株、ダイセル株にて製作され、1977年8月に完成するものである。(安中)

#### 参考文献

- 1) 保健物理と安全管理, No.18, JAERI-M 6696, 166 (1975年度), 日本原子力研究所
- 2) 本誌 247

### 2.4.9 大洗研の除染施設(そのI)

#### — 建家建設整備と内装整備計画の概要 —

大洗研究所の材料試験炉や放射性物質取扱施設からの除染を要する放射性汚染物の量の増加および汚染レベルの上昇傾向に伴ない、除染業務の円滑化をはかるために、本格的な除染施設を廃棄物処理場の一区画に建設した。

除染施設の建家建設は、1976年6月に着工し、工事は順調に進んで1977年2月に竣工した。

本施設の建築面積は、780.227m<sup>2</sup>(延床面積775.277m<sup>2</sup>)で鉄筋コンクリート造りの本建家(594.108m<sup>2</sup>)と鉄骨スレート造りの付属建家(181.169m<sup>2</sup>)からなる。このうち、放射線管理区域は、659.275m<sup>2</sup>である。

Table 2.4.9-1 に除染施設の主要な仕様を示す。

Fig. 2.4.9-1 に除染施設の建設位置を示す。

Fig. 2.4.9-2 に除染施設の間取りおよび内装機器の配置を示す。

Fig. 2.4.9-3 に除染施設の立面図を示す。

本建家は、機器除染ホール、衣料除染ホール、スチームジェット洗浄室、ドラフト室、サイクロン室、工作室、測定室、汚染検査室、シャワー室、除染用機器一時保管場所(中2階)のホットエリアおよび玄関、作業員控室、便所のコールドエリアからなる。これに付属建家として廃液貯槽室、倉庫および機械室がある。

機器除染ホール、スチームジェット洗浄室は、表面汚染量5mCi、最大長さ8m、最大容積8m<sup>3</sup>(2<sup>L</sup>×2<sup>W</sup>×2<sup>H</sup>)、最大重量3トンまでの大型、重量汚染機器等の搬出入、分解組立、除染が行えるよう設計、製作されている。このため、このエリアには、5トンおよび1トンの微動調整制動型天井走行クレーンを備えて装置類の分解組立が容易に行える機能をもたせている。また、洗浄除染廃液は、床トレンチに集められ、廃液貯槽への排水管に接続されるまでの2カ所にスラッジ等固形分回収用沈でんピットを設けて、高レベル放射性物質を極力捕集できる構造としている。トレンチおよびピットは、鉄筋コンクリートモルタル仕上げにエポキシグラサライニングを施して、汚染防護措置を講じている。



Table 2.4.9-1 Specification of Decontamination Facility

Room Name	Construction			Area (m <sup>2</sup> )	Ventilation (No./h)
	Structure	Wall	Floor		
Equipment Dco. Hall	Ferro-concrete	PVC paint	PVC paint	161.85	7
Steam Jet Cleaning Room	"	Epoxy paint	Stainless steel	32.84	82
Draft Room	"	PVC paint	Epoxy paint	31.69	105
Cyclone Room	"	"	"	10.13	7
Monitoring Room	"	"	PVC sheet	32.49	25
Tool Maintenance Room	"	"	Epoxy paint	10.73	15
Laundry Hall	"	"	"	159.45	12
Tanks Room	Steel frame slate	Epoxy paint	"	92.84	3
Store	"	-	"	18.86	-
Ventilation Plant Room	"	-	PVC paint	69.46	16
Changing Room	Ferro-concrete	PVC paint	PVC sheet	14.44	20
Equipment Keeping Area	"	"	Epoxy paint	94.59	7
Meeting Room	"	"	PVC sheet	23.86	39
Other	"	"	"	22.04	-

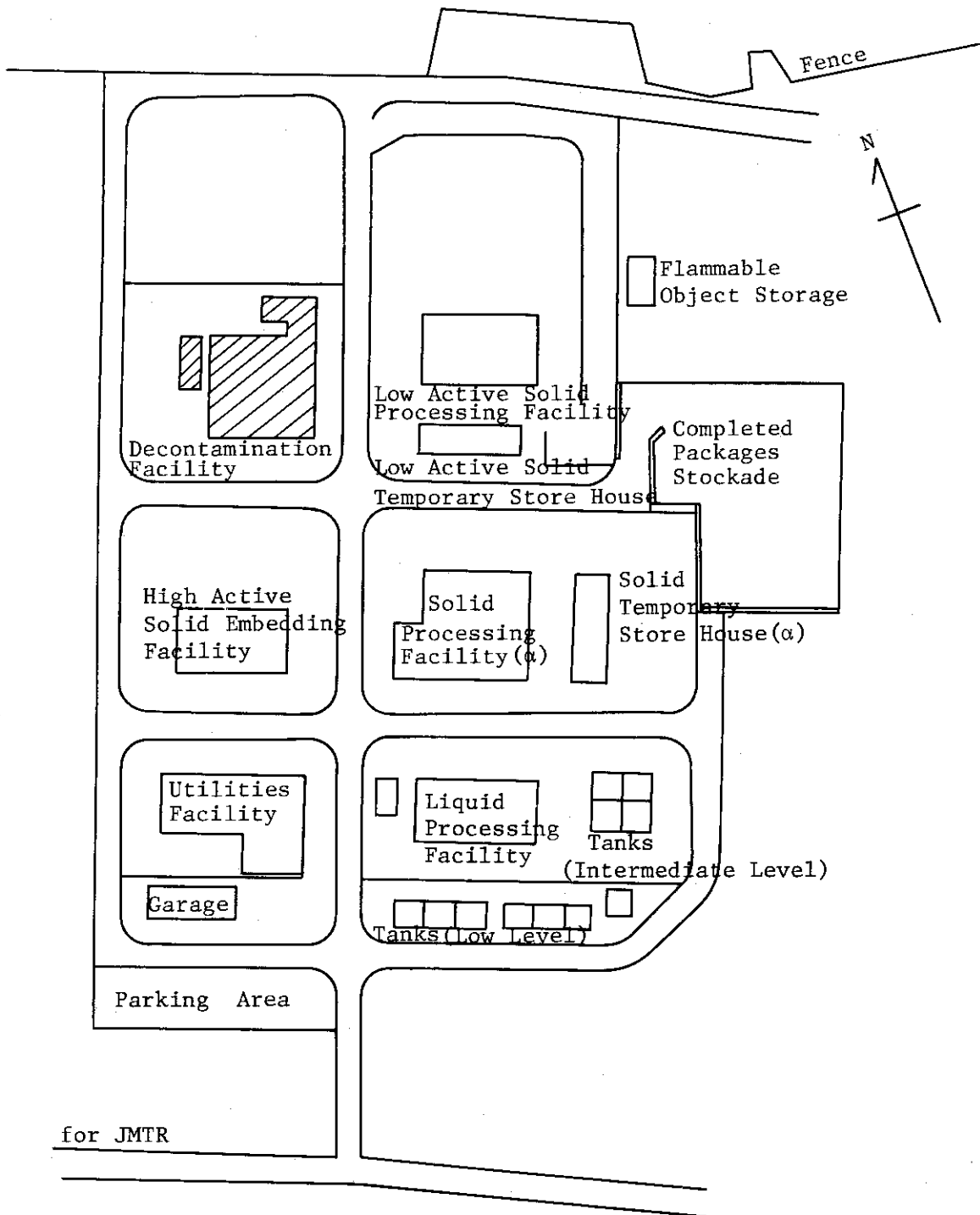


Fig. 2.4.9-1 Plot in radioactive waste treatment area and decontamination facility

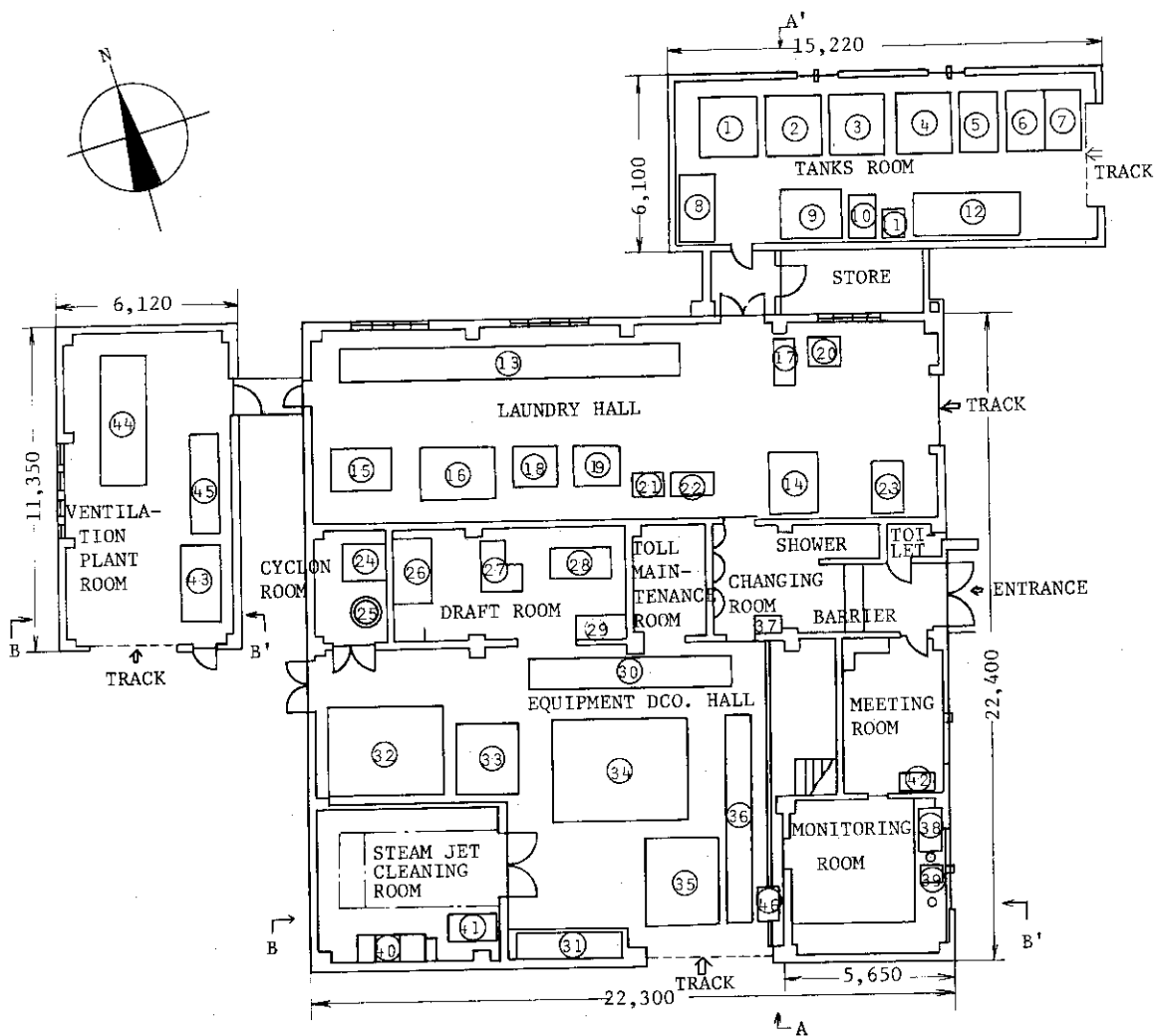


Fig. 2.4.9-2 Floor plan and equipment layout of decontamination facility

- |        |                                |         |                                 |
|--------|--------------------------------|---------|---------------------------------|
| 1 ~ 7  | Liquid Waste Storage Tanks     | 29 ~ 31 | Scrubbing Tray                  |
| 8 ~ 12 | Laundry Waste Treatment System | 32      | Chemical Washing Equipment      |
| 13,14  | Laundry Monitor                | 33      | Ultrasonic Cleaner              |
| 15~ 17 | Laundry Machine                | 34      | Disassembly Deco. Box           |
| 18~ 20 | Dryer                          | 35,36   | Conveyance Container            |
| 21,22  | Presser                        | 37      | Hand Foot Cloths Monitor        |
| 23     | Electric Power Board           | 38,39   | Radiation Measuring Instruments |
| 24,25  | Cyclon Dust Collector          | 40,41   | Steam jet Cleaner               |
| 26     | Draft Bench                    | 42,43   | Air Conditioner                 |
| 27     | Beads Blast Cabinet            | 44,45   | Exhauster                       |
| 28     | Food                           | 46      | Overhead Travelling Cranes      |

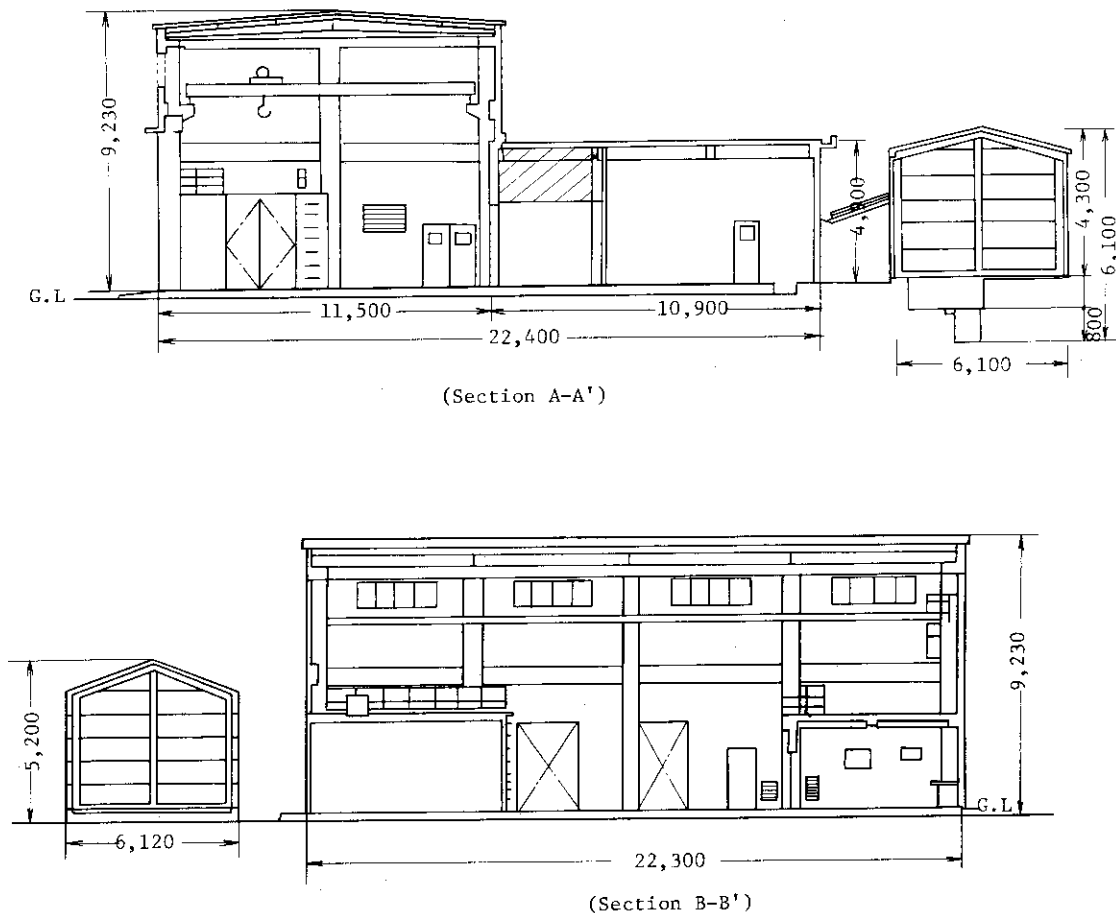


Fig. 2.4.9-3 A Sketch of Decontamination Facility

ドラフト室は、湿式および乾式の両除染方法を用いることができる物理的研磨除染装置のビースプラスタ、ドラフトフードエアスクリーン作業ベンチおよびカルフォルニア型特殊フードなどの設備を設置する。また、RI 貯蔵箱を設置して試験、研究に供する RI を一時保管する RI 貯蔵設備も備えている。

サイクロン室は、サイクロン集塵ベンチレーションシステムを設置してドラフトフードからの塵埃処理を行う。このシステムからの排気は、施設排気第 1 系統に連結され、さらに、排気の浄化を行う構造にしている。

工作室は、除染用治具、工具類の製作、保守管理および除染設備機器のメンテナンス整備のための工作を行えるよう種々の工作機器が備えられる。

このほか、作業員控室および測定室の階上スペースは、除染設備機器の保管場所とクレーンの定期点検作業場に利用し、スチームジェット洗浄室階上には、スチームジェット洗浄装置を設置する。

衣料除染ホールは、所内の管理区域で着用した黄色実験衣、特殊作業衣などの放射線防護衣等の洗浄除染を除染前モニタ仕分け選別-洗浄除染-脱水-乾燥-除染後モニタ（一部防水処理）-プレス仕上げ-仕上げ検査までの一連の作業がスムーズに行えるよう設計し、それぞれの設備機器を配置している。

以上のホットエリアの床および壁は、鉄筋コンクリートモルタル仕上げにエポキシライニングまたはエポキシ塗装あるいは塩化ビニール塗装を行っている。

測定室は、ホットエリアにおける放射線測定の合理化をはかり、マイクロコンピュータを採用して汚染度測定の集中制御、データ処理ができる方式とした。すなわち、衣料モニタおよび各種放射線測定器を一括して、コンピュータ計測制御により、連続的に同時に計測から演算解析処理のできる機能を備え、特に、衣料モニタは、汚染レベル分別による運転制御まで行えるようにしている。

汚染検査室は、更衣設備、皮ふ除染設備、シャワー設備、浴槽、洗顔洗髪手洗設備などが設置され、また、サーベイメータ、ハンドフットクローズモニタを備えて管理区域立入者の汚染検査および除染を行えるようにしている。

廃液貯槽室には、廃液貯槽7基（ $6\text{m}^3 \times 4$ 基、 $4\text{m}^3 \times 3$ 基）を設置し、ホットエリアから排水される廃液を放射能濃度および性状に応じて4系統に区分し専用の貯槽に収容できるようにしている。また放射線防護衣等の洗浄除染における廃液は、合成洗剤が多く含まれ大量に排出されるため、既設の廃液処理設備では処理不能なことから、廃液中の洗浄分と同時に放射性物質をも効果的に除去できる逆浸透法洗剤廃液処理装置を設置して前処理を行なう。この前処理を行った廃液、その他の廃液貯槽室から排出されるホット系廃液は、すべて廃棄物処理場の廃液処理系へ送られ処理される。

機械室には、ホットエリアの空調設備、排気浄化設備およびダスト測定用設備を設置している。排気浄化設備は、機器除染ホール関係の排気第1系統および衣料除染ホール、廃液貯槽室、シャワー室の排気第2系統の2系統からなる。排気第1系統は、機器除染ホール、スチームジェット洗浄室、ドラフト室、サイクロン室の排風量をダンパ切換により、任意に調節できるバランス自動調整機構を採用して、作業が行われるエリアの換気回数を高められるようにしている。また、機器除染ホールにおいては、局所排気も行えるようにした。さらに、機器等の除染は、湿式法が多く用いられるところから高湿度の排気となるため、フィルタの前段にディミスタを組み込み水分除去のできる機能を付加した。

排気第1、第2系統ともに排気は、プレフィルタおよびHEPAフィルタにて浄化を行い、モニタしながら大気中に排出する。

本施設において使用される水、湯、蒸気、圧縮空気、LPGは、すべて廃棄物処理場のセントラルユーティリティから供給される。

次に、本施設の内装機器整備計画の概要を紹介する。

Table 2.4.9-2に主要な内装整備機器名を示す。

除染作業に使用する内装機器は、1976年から1978年にかけて順次整備される。

## (1) 機器等除染用設備

### (a) 洗剤スチームジェット洗浄装置

本装置は、高圧スチーム（常用圧 $9.5\text{Kg}/\text{cm}^2$ 、 $600\text{l}/\text{h}$ ）を発生させるスチーム発生装置、スチームで除染液を噴射するジェットガン、除染剤調製供給槽および汚染機器を回転させるターンテーブルより構成され、大型重量汚染機器の除染に使用する。

Table 2.4.9-2 Plan of Equipment for Decontamination Facility

No.	I Decontamination Equipment for Machinery and Tools
1	Steam Jet Cleaner
2	Sealed Box Type Scrubbing Tray (for Longer Tool etc.)
3	Beads Blaster
4	Chemical Washing Equipment
5	Disassembly & Assembly Work Food
6	Food (California Type)
7	Ultrasonic Cleaner
8	Draft Bench
9	Conveyance Container
10	Radiation Measuring Instrument
	II Decontamination Equipment for Laundry
11	Laundry Monitor System
12	Laundry Machinery System
	III Other
13	Laundry Waste Treatment System
	① Reverse Osmosis Treatment Apparatus
	② Film Evaporator
	③ High Frequency Heating Drier
	④ Food (Ork Ridge Type)

## (b) シールドボックス型長尺物除染流し台

本装置は、長さ5 mと3 mの分割接合型流し台に、長さ2.5 mのグローブボックス型シールドカバーをのせ、レール走行できる構造のもので、全長8 mまでのハンドリングツールなどの長尺機器の除染に使用する。また、管内ブラッシング洗浄機との組合せで、管状機器の除染にも使用できるようにしている。

## (c) ビーズブラスタ

本装置は、除染液とビーズを圧縮空気で噴射し、研削洗浄するもので、洗浄銃、ローラ付テーブルを備えたグローブボックス、水と各種の微粒研磨材混合液調整部、ポンプ、エァコンプレッサなどから構成され、機器表面を研削してもよい場合の除染に使用する。

## (d) 化学洗浄除染装置

本装置は、除染槽、攪拌機、循環ポンプ、濾過器、加温器などから構成される浸漬洗浄除染装置で、機器を溶液に浸漬してもよい場合、汚染物質を化学薬品と反応させて除去するのに使用する。

## (e) 超音波洗浄除染装置

本装置は、高出力超音波発振機、集中照射型振動子、除染槽、冷却器、循環ポンプなどから構成され、超音波洗浄除染効果を期待される場合の除染に使用する。

## (f) 分解作業用特殊フード

本装置は、 $3^L \times 4^W \times 3^H$  m程度の簡易組立分解式大型フードにフィルタ付換気設備が組込まれたプレハブハウス型作業用フードで、大型機器の分解作業に使用する。

## (g) カルフォルニア型特殊フード

本装置は、約  $1^L \times 2^W \times 2^H$  m のフードで3方向から作業が行える形式のもので、機器除染および除染試験において高換気回数が要求される作業に使用する。

(h) ドラフトフードエアスクリーン作業ベンチ

本装置は、約  $1^L \times 2^W \times 2^H$  m のエアスクリーン型ドラフトフード内に排水、集塵分離機構を有する除染流し台および排気用サイクロン集塵バッグフィルタなどから構成され、機器表面のサンドブラスト、液体ホーニングなど研磨、研削作業に使用する。特に、乾式除染法を行う場合、大容量の排気ができる機能を持たせている。

(i) 機器運搬コンテナ

大型車両に積載できる分解組立式コンテナで、大型、長尺、重量物などの汚染機器運搬に使用する。

(j) 汚染度測定装置

本装置は、 $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$  線汚染度測定のための GM 測定器、試料自動交換機構、シンチレーション計測器、ガスフロー計測器等から構成される。測定データは、マイクロコンピュータによって計測、演算処理が行われ、テレタイプライタで記録打出しされる。

(2) 防護衣等除染用設備

(k) 衣料モニタ

本装置は、プラスチック  $\beta$   $\gamma$  検出器、ハンガーモノレール自動送り機構、自動選別機構、計測演算データ処理機構（マイクロコンピュータ）およびテレタイプライタなどから構成され、防護衣等の汚染を連続的に測定し、測定値から汚染度区分を評価して仕分け選別を自動的に行い、かつ、データの整理、集計、記録等を行う衣料モニタリング選別装置である。

(l) 防護衣等洗浄除染設備

防護衣等は、次の機器によって処理を行う。

i)	大型洗濯機 (1台)	処理量 90Kg/回	低レベル用
ii)	中型 " (1台)	" 45 "	中レベル用
iii)	小型 " (4台)	" 4 "	防水処理用および下着用
iv)	大型乾燥機 (2台)	" 45 "	乾燥用および防水処理用
v)	中型 " (1台)	" 10 "	下着乾燥用
vi)	小型 " (1台)	" 4 "	"
vii)	大型プレス機 (1台)	-	仕上げ用
viii)	小型 " (1台)	-	"

(m) 逆浸透法洗剤廃液処理システム

本システムは、洗濯廃液の処理に酢酸セルローズ半透膜を用いた逆浸透装置 (1st and 2nd Stage の2段処理方式) に、薄膜蒸発缶および高周波加熱器 (電子レンジ) を用いた蒸発処理装置の組合せにより、洗剤廃液の濃縮から乾固までの処理を行う。 (三嶋, 安中)

## 2.5 環境放射能

### Environmental Monitoring

A practical method of environmental monitoring using TLD was studied. The TLD( $Mg_2SiO_4:Tb$ ) showed good results in the 2nd international intercomparison.

The routine program of environmental radiation monitoring is described. On-line data processing of meteorological observation and of radioactive liquid waste monitoring were included in the program.

Investigations were made on the radioactive fallout of Chinese nuclear weapon tests.

#### 2.5.1 概要

モニタリングポスト構内分全基の更新完了を機会に環境放射線監視システムの定常プログラムを紹介する。同システムの一部として気象観測データおよび排水監視データのオンライン自動処理の組み込みを完了した。

環境γ線モニタリング用TLDにつき技術的検討を行い、定常監視上の不良データの棄却方法、配置用箱内の素子の置き方などを改善した。また第2回国際比較にTLD素子を送って参加し良好な成績を収めた。

第19回中国核爆発実験に伴うフォールアウトの影響について降下量、γ線々量率、雨水中放射能濃度などを調査した。また牛乳中の $^{131}I$ 濃度も測定し被曝線量を評価した。(今井和)

#### 2.5.2 東海研における環境放射線監視システム

原子炉施設等の運転の結果放出される放射性廃棄物による環境への影響の監視をより総合的、機能的に行い、環境監視の万全を期するために、モニタリングシステムの改造計画を策定し<sup>1)</sup>、その計画に従がい1973年度から年次計画で更新を進めている。1976年度までに終了した部分は以下の通りである。

- |        |   |
|--------|---|
| 1973年度 | 環境放射線監視装置(計算機システム、親局テレメータシステム)、<br>モニタリングステーション子局テレメータシステム6局(Na.1~Na.6)                   |
| 1974年度 | モニタリングステーション検出部4局(Na.2, Na.3, Na.5, Na.6)、ダスト<br>サンブラ6局(Na.1~Na.6)<br>構内モニタリングポスト1基(MP-1) |
| 1975年度 | モニタリングステーション検出部2局(Na.1, Na.4)<br>構内モニタリングポスト4基(MP-6~MP-9)                                 |
| 1976年度 | 構内モニタリングポスト4基(MP-2~MP-5)<br>気象、排水データの自動処理   |

それぞれのモニタリング結果は、すべてテレメータ(モニタリングステーションのNa.1は有線、Na.2~Na.6は無線電送、その他はすべて電々公社のデータ通信回線)により、環境放射線中央監視装置に伝送される。データの収集処理は、Fig. 2.5.2-1に示す環境放射線監視プログラムによ



り実行される。

- |       |   |
|-------|---|
| 30秒収集 | モニタリングポスト、排水モニタの警報検出に使用され、データはファイルされない。警報時には、警報を発し、警報処理プログラムを実行する。  |
| 2分収集  | 平常時には過去2時間分のデータがディスクにファイルされている。警報発生時には自動的に過去1時間分の全データがラインプリンター2台に出力され、この状態は警報が解除されるまで続く。  |
| 10分収集 | データは磁気テープおよびディスク（過去1カ月分）にファイルされる。磁気テープ上の記録は、種々の統計解析計算に使用される。<br>異常検出（上限，下限， $3\sigma$ ）が行われ、結果は電動タイプに出力される。<br>モニタリングポスト、モニタリングステーションの $\gamma$ 線照射線量率、排水濃度がラインプリンタ上に記録される。 |
| 日 報   | ラインプリンタに常時記録されていない気象データ、モニタリングステーション塵埃濃度、排水モニタ値の1時間平均値（気象は正時前10分の平均値）が出力される。<br>全データの平均、標準偏差、最大値（第1，第2），最小値等の1日の統計計算結果が出力される。   |

図に示したのはメインプログラムで、その他に十数種のサブプログラムが用意されており、ディスク内のデータの参照、定数テーブル作成、磁気テープの編集等が容易にできるようになっている。

気象データが1976年度に接続されたので、 $\gamma$ 線照射線量率を計算により求め、実測値と比較するためのプログラムを1977年度中に完成させる。

警報発生時には、全収集テーブル作成常の状態を総合的に判断し、迅速な処置がとれることが望ましい。このため、上述の $\gamma$ 線照射線量率の計算値との比較、風向と各観測点での測定値との関連の総合判断、濃度計算、予測計算等のプログラムを作成していく。これらの諸判断を効果的にするためには、放出源情報（スタックモニタ）の接続が重要である。（片桐）

#### 参考文献

- 1) JAERI-M 5370, 「保健物理と安全管理」, No.15, 152 ~ 153 (1973)

### 2.5.3 気象データの自動処理

原子力施設等の運転にともなう被曝線量評価上、気象データは不可欠である。従来は記録紙上に記録されたものを読み取り使用していたが、緊急を要する場合の対処が困難であった。環境監視をより効果的に行うためには、気象データを常時収集監視し、 $\gamma$ 線照射線量率等の測定結果と実時間で比較し、異常時の判断を迅速に行なうこと、被曝評価計算に必要な気象データがすぐに使用できることなどが重要である。

気象観測結果はすべてデジタル量に変換し、電々公社回線により環境監視装置に伝送する。データの収集処理方法は2.5.2で述べた環境監視プログラムによる。

Table 2.5.3-1 に処理項目および処理方法を示す。

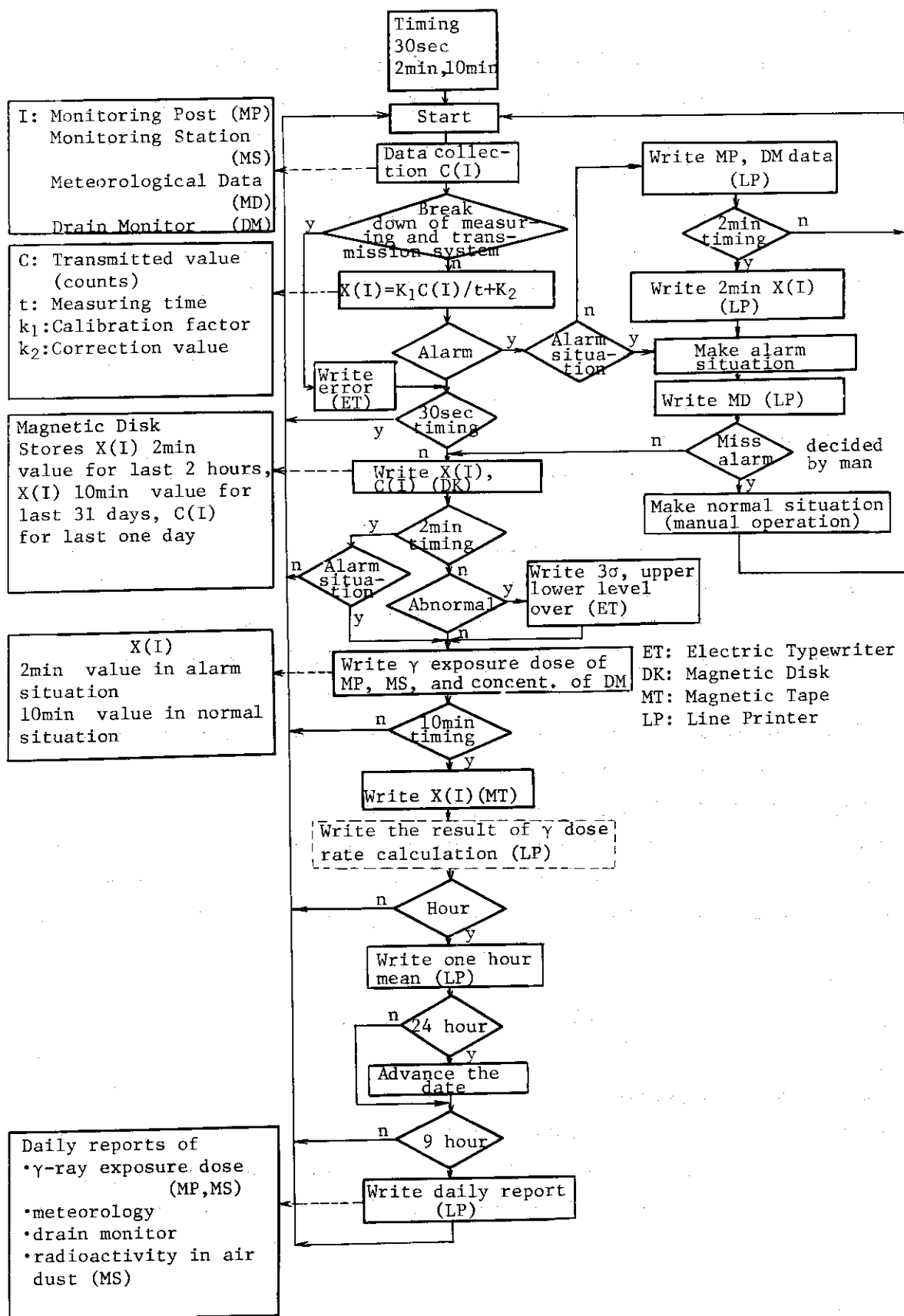


Fig. 2.5.2-1 Environmental radiation monitoring program (main)

アナログ量は、逐次比較形のアナログ-デジタル変換器（ADC）により変換させる。変換時間は最大 40  $\mu\text{sec}$  である。ADCの変換精度は  $-10^{\circ}\text{C} \sim 50^{\circ}\text{C}$  で 3%， $23^{\circ}\text{C} \pm 5^{\circ}\text{C}$  で 1% である。風速は、100m または 60 m で 1パルス発生する風程パルスを計数する。

気温、気温差のセンサーおよびケーブルは特に劣化が激しいので更新した。更新にあたっては、原安協の報告書<sup>1)</sup>を参考とし、センサー部には白金抵抗体を使用した。精度は気温が  $\pm 0.5^{\circ}\text{C}$ 、気温差が  $\pm 0.1^{\circ}\text{C}$  である。さらに気温差指示のチェックを容易にするために、熱電対を並設した。

データは 10 分平均値が標準で、風向は 2 分間の移動平均値、気温、気温差、気圧は 2 分の瞬時値について、それぞれ 5 サンプルの平均値とし、風速、日射、放射収支、雨量は 10 分間積算値から求める。

10 分平均値は磁気テープに、正時前 10 分平均値はラインプリンタに出力される。また 2 分毎に風向、風速、安定度が安定度表示装置に出力される。本装置は 1977 年 5 月から定常運転に入る。

(片桐)

## 参考文献

- 1) 原子力気象調査専門委員会 昭和 49 年度成果報告書, 原子力安全研究協会,  
原子力気象調査専門委員会 (昭和 50 年 6 月)

Table 2.5.3-1 Telemetering of meteorological data

Telemetering method	Observation items	Measuring method	ADC channel only	
			input D.C. voltage (corresponding value)	output of ADC (telemetering value)
Analog-digital conversion channel	Wind direction (10,20,40m height)	2 minutes moving average	0-1V ( $0 \sim 540^{\circ}$ )	0-999
	Temperature (1.5m height)	Instantaneous value	0-10mV ( $-15 \sim 40^{\circ}\text{C}$ )	"
	Dew point (1.5m height)	"	0-10mV ( $-10 \sim 40^{\circ}\text{C}$ )	"
	Difference of temperature (10,20,40m height)	"	0-10mV ( $-10 \sim 10^{\circ}\text{C}$ )	"
	Atmospheric pressure	"	0-10mV (940~1040mb)	"
	Solar radiation (day time)	Accumulated value	0-20.4mV ( $0 \sim 2 \text{ cal/cm}^2 \cdot \text{min}$ )	"
	Net radiation (night time)	"	0-25mV ( $0 \sim 1 \text{ cal/cm}^2 \cdot \text{min}$ )	"
Pulse counting channel	Wind speed (10,20,40m height)	One pulse/100m 20,40m One pulse/60 m 10 m	-	-
	Precipitation	One pulse/0.5mm	-	-

### 2.5.4 排水管視データの自動処理

東海研第1, および第2排水溝においては連続採水装置で週平均濃度測定用の貯水を行うほか,  $\gamma$ 線水モニタ, pH計, 水温計, 水位計装置で排水を連続監視している。これらの出力をデジタル量として気象データと同じく電々公社回線により環境監視装置に伝送し自動処理することにより合理化を図った。

排水溝水位よりJISの実験式<sup>1)</sup>を用いて流量 $Q$ を求め, また排水中放射能濃度は水モニタの測定値と流量から次式によって求める。

$$\bar{C}(t_j) = \frac{K \frac{X(t_j) - X(t_{j-1})}{t_j - t_{j-1}} - A}{\bar{Q}(t_j)}$$

$\bar{C}(t_j)$ :  $t_{j-1}$ から $t_j$ までの平均水中濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ),       $K$ : 校正定数  
 $\bar{Q}(t_j)$ :  $t_{j-1}$ から $t_j$ までの平均流量 ( $\text{m}^3/\text{min}$ )       $A$ : 補正定数  
 $t_j$ : 収集時刻 (min)       $X$ : 測定値 (積算パルス)

これら計算機による出力は, 水中濃度がモニタリングポスト同様(環境監視プログラム)10分おきにラインプリンタで作成出力され, 水位レベル, 流量, pH値, 水温は1時間平均値が日報として作表される。各データの10分平均値は磁気テープにファイルされ保存される。また水中ポンプ, 採水モニタおよび異常時ポンプ等に異常がある場合にはタイプライタにそのつど印字される。

この集中監視により排水放射能の異常のほか, 測定系の故障等の検知も出来るようになり排水監視が改善された。 (梁瀬)

#### 参考文献

- 1) JIS K0094 工業用水, 工場排水の試料採取方法, P. 17~23

### 2.5.5 TLDの国際比較

第1回国際相互比較は, 1974年に米国ヒューストンで11カ国から56セット集め実施され, この結果は, 米国Health Physics学会の第20回総会およびHealth Physics誌に報告された。これに引き続き, 第2回国際相互比較が, 1976年ニューヨークのHASLで26カ国から133セット集め行われた。これに原研が参加し, 良好な結果を得たので, その概要を次に報告する。

野外用, 標準照射用, コントロール用各々2組の線量計を準備し, 円筒型プラスチック容器の中にFig. 2.5.5-1のごとくTLD素子を配置し, これをアルミホイルで包んだものをより大きな円筒型プラスチック容器に入れ, これをHASLへ送った。相互比較は, 1月から4月にかけての3カ月間について行なわれた。その期間, 送った2個の野外用線量計は, 露出されたまま野外の地上1mに置かれ, これに並行して, ポータブル高圧電離箱でも連続測定がなされた。その間, 標準照射用およびコントロール用は鉄室内に保管されたが, 標準照射用には始めてから6週間後

に、参加者には知らせないある既知量の $^{137}\text{Cs}$   $\gamma$ 線照射がなされた。

実験終了後、線量計が送り返され読取作業を行ない、その結果をHASLへ報告した。原研および参加者全体の野外積算値、標準照射値の結果をTable 2.5.5-1に示す。原研の結果が良好であった理由には、次のことが考えられる。素子の方向依存性を考慮してFig. 2.5.5-1のように配置したこと、アルミホイルにより温度変化を小さくできたこと、使用した素子 $\text{Mg}_2\text{SiO}_4:\text{Tb}$ はフェーディングが小さいこと、既述の方法(本誌No.15, P.149)により読取装置や素子の補正を行ったこと、メーカーで指示したアニーリング時間以上にアニーリングを行なったこと、素子が光感性感度でかつ圧感性を有するためにこれらに気がつけたことが考えられる。(坂本)

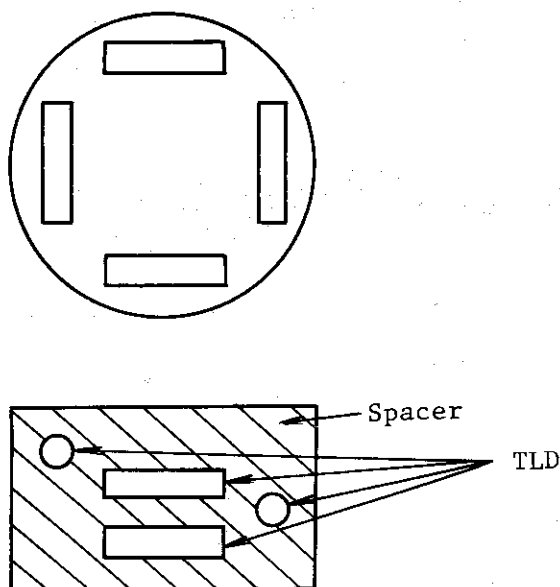


Fig.2.5.5-1 Dosimeter

Table 2.5.5-1 Intercomparison results

	Field (mR)	Laboratory (mR)
JAERI	16.2	21.6
Overall average	16.4*	18.8*
Estimated exposure	17.1**	21.3***

\* Excluding outliers

\*\* Field estimate based upon ionization chamber data

\*\*\*Laboratory estimate based upon calibration of  $^{137}\text{Cs}$  source used for laboratory exposure made with an NBS calibrated cavity chamber.

### 2.5.6 TLD 配置箱内の改良

TLD による環境 $\gamma$ 線積算線量のモニタリングに関して行った技術的検討のうち、TLD 素子を安定に保つため配置箱内部を改良したことについて報告する。

配置箱自身は日射による昇温を防ぐため通風等を考慮して設計されている。箱の内部の素子の配置方法に関し振動防止と同一箱内の素子の方向性の影響を平均化するため、素子の配置を固定するよう次の改良を行なった。

木製箱（厚さ 20mm の正方形 200mm）の四隅に 80×60×3mm のアクリル板（Fig. 2.5.6-1 の①）を立て中央に円筒型プラスチック容器（Fig. 2.5.6-1 の②）を置く、その中に四方向を素子の大きさだけ切り取ったスポンジ質の固定台（Fig. 2.5.6-1 の③）を置き素子を乗せる。素子は 1 段 4 本まで、3 段重ねて 12 素子間での方向による被曝の平均化や、長期配置期間での安定性がかなり改良されたので定常監視に採用することになった。（梁瀬）

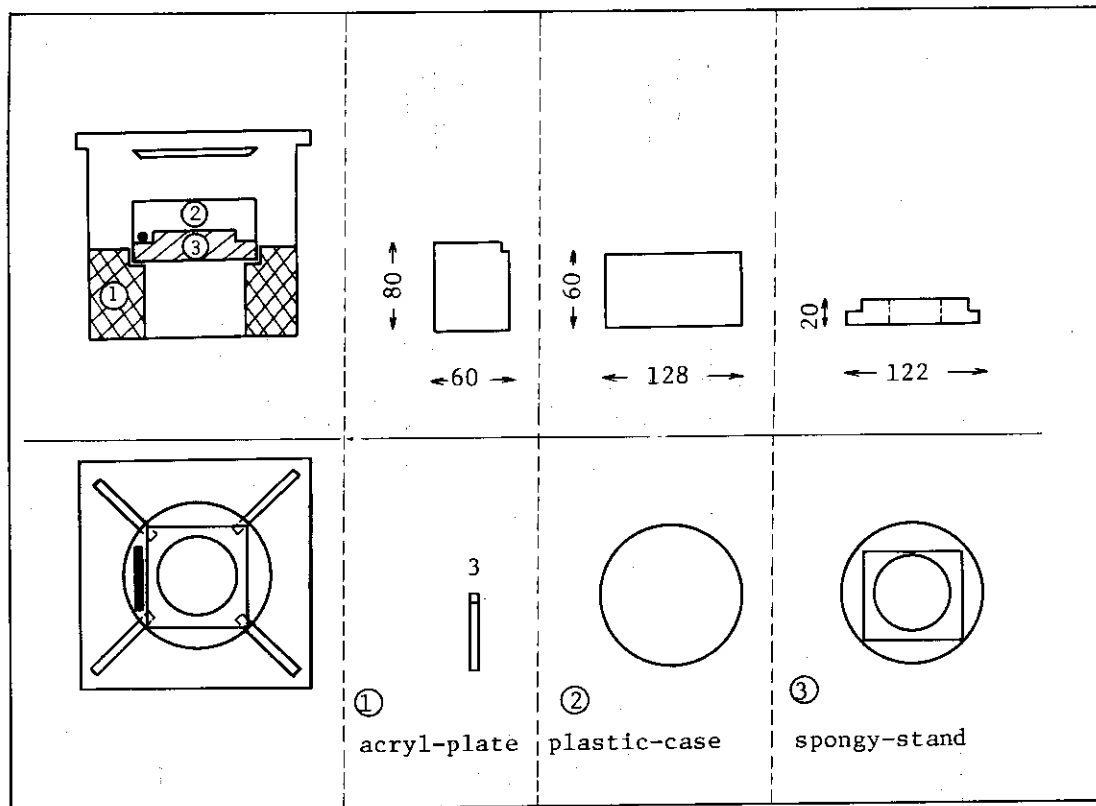


Fig. 2.5.6-1 TLD box

### 2.5.7 TLD 環境モニタリングにおける棄却検定

熱蛍光積算線量計（TLD）による環境放射線積算線量の測定は 1973 年 1 月より、4 半期ごとに行なわれている。この間、測定結果に影響をおよぼすいくつかの問題が生じた。このうちの最も大きな問題として、測定値の中に含まれる異常値があげられる。この異常値は、一般的な意味でのバラツキとは異なり、正常と思われる測定値より数 10% から 100% 程度高めの値で、第 1 回目測定開始直後より現われている。原因としては、TLD 素子の経年変化や物理的特性によるものと考えられるが、現在のところまだ明らかになっていない。このような異常値を含む測定値に

については、過去の測定結果や他の地点の測定値などを参考として判断し、経験的に処理してきた。

東海地区3事業所の環境評価委員会（TLDワーキンググループ）では、異常値については統一的な棄却検定方法により行うこととし、過去の測定結果を使用し検討を重ねた結果、ASTM: E178-68を採用することとなった。この方法を採用するには、異常値を含まない母集団の平均と標準偏差を推定する必要がある。以下にASTM: E178-68の方法とこの方法による過去の測定結果の見なおしを行った結果を述べる。

ASTM: E178-68 棄却検定は、次式によって行われる。

$$T = |\bar{X}_n - X_{ni}| / \sigma$$

ここで  $\bar{X}_n$  は任意の測定回の平均値、 $X_{ni}$  はその測定回における棄却検定対象値、 $\sigma$  は過去の測定結果より得られた標準偏差である。上式のTが棄却限界値より大きい場合、この測定値  $X_{ni}$  は棄てるべきである。

標準偏差  $\sigma$  の算出は以下の方法によって行った。まず、4半期ごとに行った約4年分の異常値を含む全部の測定値により、各地点ごとの標準偏差を求める。この標準偏差を用いて棄却検定を行なう。次に1回目の棄却検定の結果、棄却された値を除いた測定値で新しい標準偏差を求める。以下同様な手順で順次、棄却する値が出なくなるまで棄却検定を繰り返す。このようにして最終的に異常値を含まない標準偏差を得た。

この検定方法は管理上有効であるが以下の点について注意する必要がある。

- 1) 標準偏差が他の地点と比べて特に大きい地点は施設の影響を受けていた場所で、これらの地点については異常値の判断は機械的にはできない。
- 2) 測定値が完全に2分した場合（通常4から8素子使用）その回における測定値全部が棄却され、欠測となる。
- 3) 異常値と思われる高めの値の個数が多い場合、施設の影響も考えられるので検討する。

Fig. 2.57-1 に代表的な地点における棄却検定の結果を示す。Aは施設などの影響を受けていると思われる地点、Bは影響を受けていない地点である。ここで横軸の数字は棄却検定回数で、0は検定前の値でその地点における約4年間全部の測定値の平均および標準偏差である。Aの場合、第2排水溝と原研海岸の北端における測定値を棄却検定したものであるが、いずれも施設の影響により用いた  $\sigma$  が大きく、検定結果が無意味なものになっている。

ASTM: E178-68 棄却検定方法は異常値の判断にある程度の目安にはなりうるが、検定結果については担当者による十分な検討が必要である。また今回得られた各地点ごとの平均値、標準偏差に関しても算出根拠となった過去の測定値に問題がないわけではないので、今後のデータの蓄積をまって検討する必要がある。

施設の影響のない場所の標準偏差は10%前後でかなり大きい。この値は自然変動、素子のバラツキ、素子の劣化、測定上の誤差などを含む総合値でこの値を少なくすることが重要である。本統計処理の結果、異常値が出る素子はほぼ一定している事、古くなった素子ほど異常値が出やすいことが判ったので、これらの素子の使用はさけることとする。 (小畑)

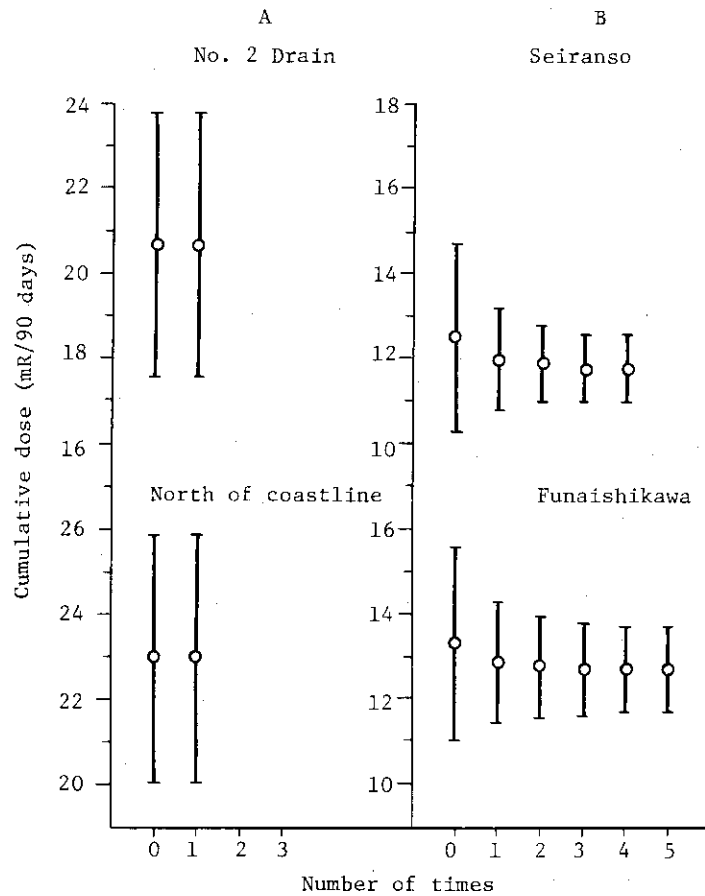


Fig. 2.5.7-1 Results of statistical test

### 2.5.8 中国核実験の影響

第 19 回中国核実験が 1976 年 9 月 26 日 15 時頃に大気圏内で行われた。このフォールアウトの影響が 9 月 28 日日本各地に現われ、東海研においてもモニタリングポスト、モニタリングステーションで空間線量率が上昇し、9 月 29 日には構内各所で巨大粒子が検出されるとともに原子力施設への影響がみられた。9 月 29 日以降、フォールアウト降下量および放射性核種、放射線量率、環境試料中の放射能について調査した。その結果を以下に述べる。今回のフォールアウトの特徴は実験後 2 日で降下したため、短半減期の核分裂生成物の核種が多くみられたことである。

#### (1) フォールアウト降下量

9 月 30 日に原研構内 No.9 モニタリングポスト屋上で約 3.5m<sup>2</sup> の区画内を大口径 GM 管式表面汚染計によりサーベイし降下量を測定した。汚染は、スポット状の粒子汚染であり、その降下量は約 0.1 Ci/Km<sup>2</sup> であった。また、検出された平均粒子数は 23 個/m<sup>2</sup> 程度であり、1 粒子の平均強度は約 1×10<sup>4</sup> dpm±8×10<sup>3</sup> dpm であった。

同屋上から核分裂生成物の巨大粒子をガムドペーパーに移し、GM 管式計数装置で全 β 線の減



衰傾向を調べた。Fig. 2.5.8-1 にその減衰曲線を示す。この曲線はべき関数で表わされ、実験後約240時間までは  $A = A_0 t^{-1.40}$ 、それ以降は  $A = A_0 t^{-1.90}$  が得られた。この減衰傾向は、これまでに測定されたフォールアウトのものと同じである。

また、巨大粒子の  $\gamma$  線スペクトルを Ge(Li) 半導体検出器で測定した。9月30日計測したとき識別された核種は、Hunter and Ballou の示す3~4日後に相当する核分裂生成物であり、Fig. 2.5.8-2 にその  $\gamma$  線スペクトルを示す。主な核種は、 $^{95}\text{Zr}$ - $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{97}\text{Zr}$ - $^{97\text{m}}\text{Nb}$ - $^{97}\text{Nb}$ ,  $^{99}\text{Mo}$ - $^{99\text{m}}\text{Tc}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{132}\text{Te}$ - $^{132}\text{I}$ ,  $^{140}\text{Ba}$ - $^{140}\text{La}$ ,  $^{143}\text{Ce}$ ,  $^{239}\text{Np}$  であった。10月28日測定した  $\gamma$  線スペクトルの結果では、半減期の短い核分裂生成物は減衰し、 $^{95}\text{Zr}$ - $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{103}\text{Ru}$ ,  $^{141}\text{Ce}$ ,  $^{140}\text{Ba}$ - $^{140}\text{La}$  が主体になっていた。

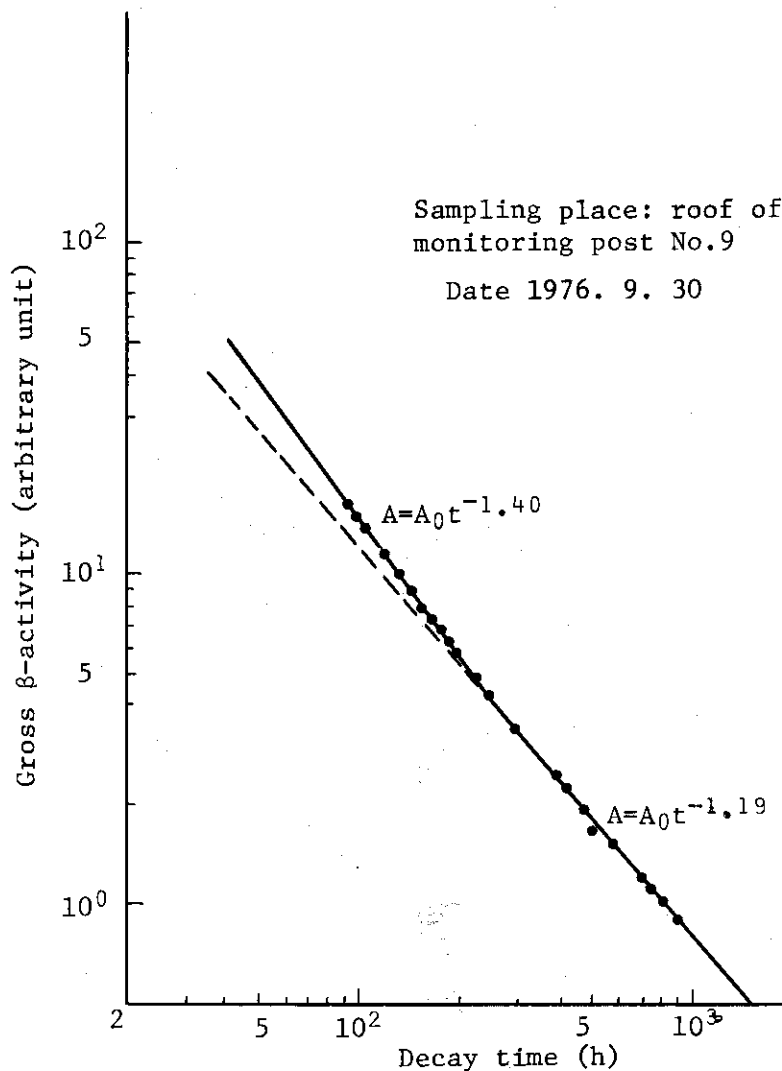


Fig.2.5.8-1 Decay of gross  $\beta$  activity of giant particle

Sampling date 1976. 9. 29  
 Measuring time 12,000 sec  
 Detector Ge(Li) 60 cm<sup>3</sup>

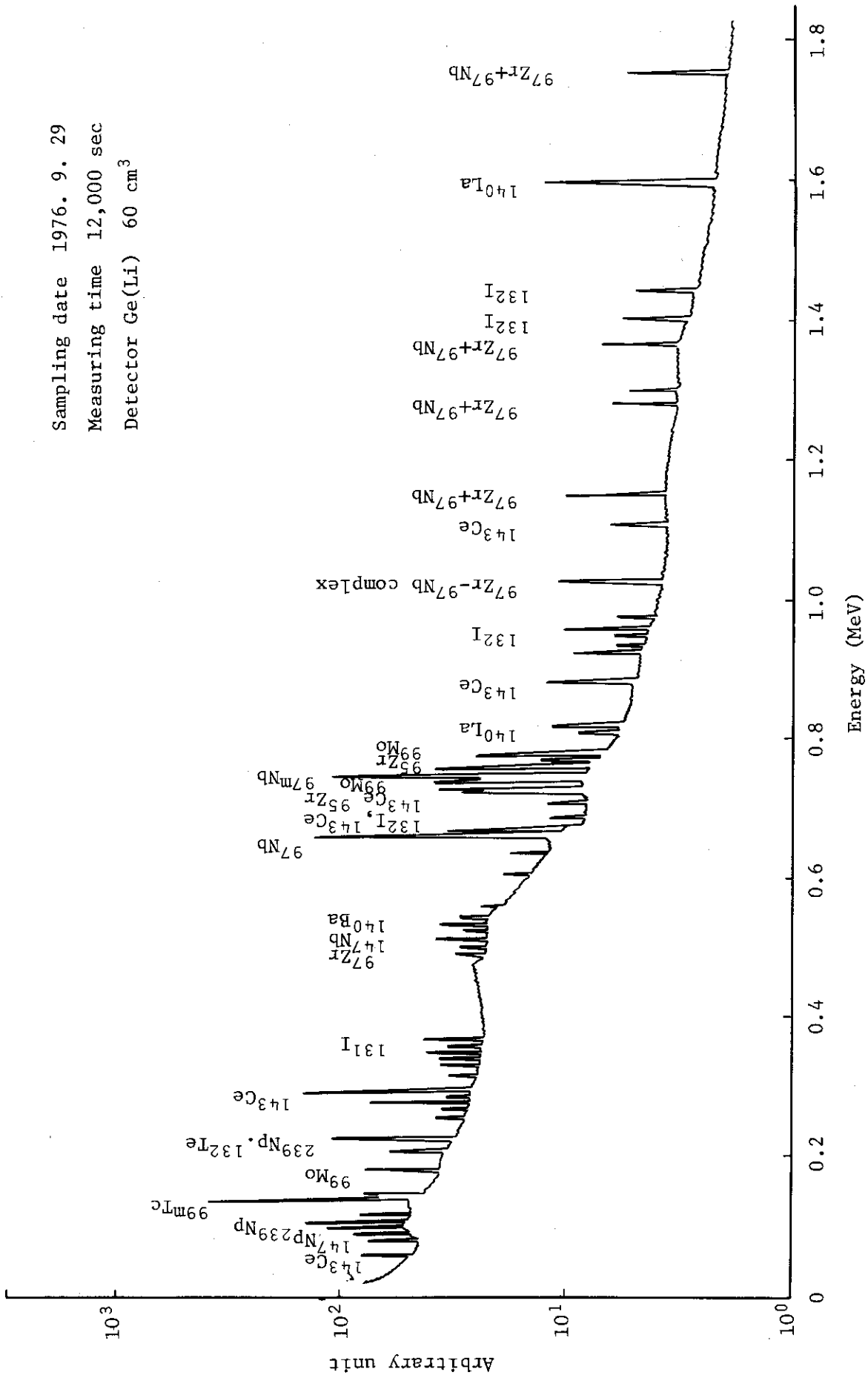


Fig. 2.5.8-2  $\gamma$ -Spectrum of the giant particle

## (2) モニタリングポスト、モニタリングステーションの放射線量率の上昇

東海研周辺監視区域付近に設置しているモニタリングポスト（ $2''\phi \times 2''\text{NaI (Tl)}$  検出器）の指示値が、9月28日10時頃からフォールアウトの影響により徐々に上昇し始めた。その後、15～17時に最大に達し、モニタリングポストNo.1で、バックグラウンドを差引いた値で約 $3.6\ \mu\text{R}/\text{h}$ 上昇した。それ以降モニタリングポスト、モニタリングステーションの指示値はFig. 2.5.8-3のように徐々に減少しているが、10月14～16日の降雨後に線量率が若干上昇している。これは、放射能塵が日本上空を通過しておよそ2週間を経て再び日本上空にきたためと思われる。11月末にはフォールアウトによる線量率への影響はほとんどなくなった。9月28日からフォールアウトによる影響がほとんどみられなくなった11月末までの外部 $\gamma$ 線積算線量は、モニタリングポストの測定値から概算すると約 $0.8\ \text{mR}$ 相当になる。また、モニタリングステーション4箇所においても同様に約 $0.8\ \text{mR}$ の上昇が見られたが、大洗研にあるモニタリングステーション2箇所値は、約 $1.4\ \text{mR}$ であった。この結果は、降下量が東海 $0.1\ \text{Ci}/\text{km}^2$ に対し大洗 $0.25\ \text{Ci}/\text{km}^2$ であったことから降下量に地域差のあったことを示している。

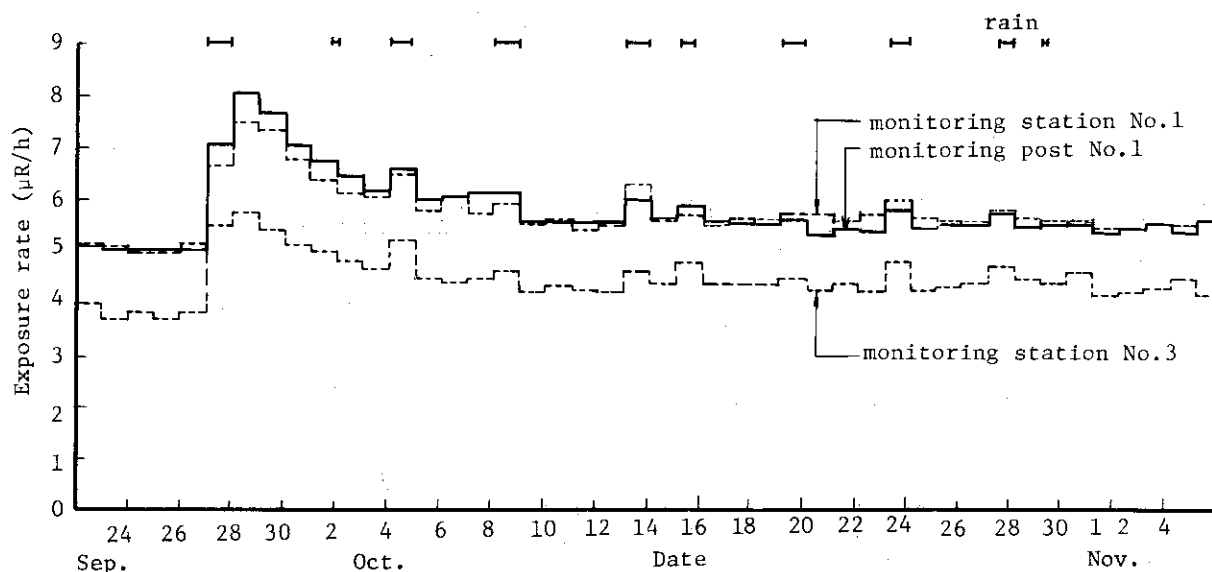


Fig. 2.5.8-3 Daily variation of exposure rate from fall out

## (3) 定点サーベイによる測定

定常業務により定点サーベイ（19点）を年2回行っているが、今回はフォールアウトによる影響を調べるため、10月5～7日および12月21～23日（核実験日からそれぞれ10日、87日経過）の2回にわたって測定を行った。サーベイ地点は、バックグラウンドの変化の少ない神社境内等が選ばれてあり、そのうち原子力施設の影響が少ない地点を使った。原研敷地から約10 km以内である。10月のサーベイ測定結果では、全地点にわたって通常の約 $0.8\ \mu\text{R}/\text{h}$ 上昇していた。また、12月の測定結果では通常のレベルにもどっていた。上記の上昇値は、モニタリングポストの測定値の上昇度合と一致する。

(4) モニタリングステーションでの大気中塵埃放射能濃度の変化

9月28日は降雨のため大気中塵埃放射能濃度は低く、連続集塵ダストモニタの指示値は測定器のもつバックグラウンドになっていた。28日23時には雨が止み、大気中塵埃放射能濃度は通常のように上昇してきたが、29日6時頃より空気中に浮遊している粒子状核分裂生成物がダストモニタの濾紙に捕集され、指示値は1時的に(約1時間)上昇し、モニタリングステーションNo.1では最大 $1.4 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ に達した。この値は年間のバックグラウンド値の最大と比較すると約 $\frac{1}{2}$ 程度である。

また、粒子状核分裂生成物が濾紙に捕集されると、Fig. 2.5.8-4のように $\beta/\alpha$ の放射能濃度比は40~60になり、通常の濃度比2~3を大きく上まわる。このことから指示値の上昇はフォールアウトによるものと判断できた。(小林)

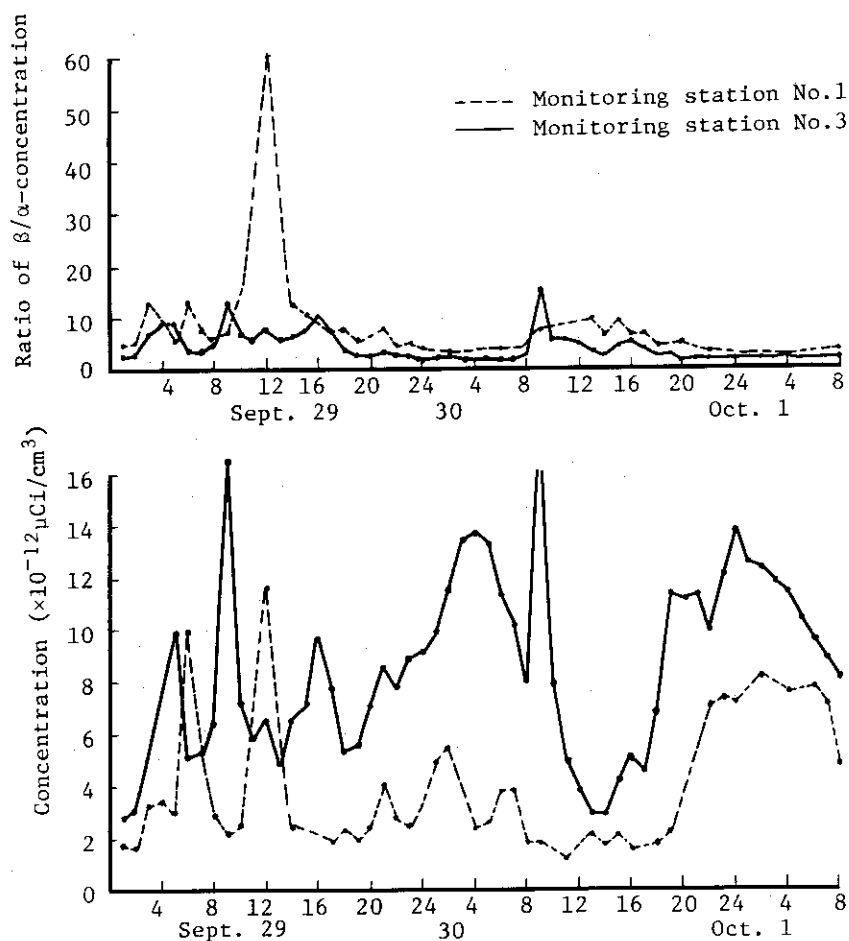


Fig. 2.5.8-4 Hourly variations of  $\beta$ -concentration and ratio of  $\beta/\alpha$ -concentration from fall out in monitoring stations

(5) 雨水中の放射能濃度および降下塵の放射能

環境試料処理屋上に設置している雨水採水器によって1日分(前日の9時30分から24時間)の雨水を採取し、蒸発乾固して全 $\beta$ 放射能を測定している。9月28日の試料は $3.9 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下であったが、9月29日採取した試料中の放射能濃度は $7.7 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ になっ

た。10月5日は  $1.6 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  であった。その後は検出感度 ( $3.9 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) あるいはそれに近い濃度まで下がった。

降下塵は環境試料処理室屋上で水盤法で採取し、1カ月間の降下塵を蒸発乾固して全 $\beta$ 放射能を測定している。1976年9月の降下塵の量は、 $8.6 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$  であった。核実験6日後(10月4日)に測定したため、フォールアウトに短半減期核種が多く含まれていた。10月、11月の降下量はそれぞれ  $1.7 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ ,  $1.7 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$  であり、以降徐々に減少し、1977年1月は  $2.7 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$  になった。

#### (6) 構内滲過水等の放射能濃度

構内浄水場の上水、滲過水中の放射能濃度、滲過用砂の放射能を測った。上水、滲過水中の放射能濃度はそれぞれ  $4.3 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ,  $< 3.9 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  であり、通常の阿字ヶ浦表層水の放射能濃度 ( $2 \sim 3 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) と比べ特別高い値ではなかった。滲過用砂中の放射能は表面から  $0 \sim 1 \text{ cm}$ ,  $1 \sim 3 \text{ cm}$  の2種類を測ったがそれぞれ  $16 \text{ pCi/g}$  乾,  $14 \text{ pCi/g}$  乾であり、通常の海岸砂中の放射能と比べて高くなく、フォールアウト粒子の沈着はみられなかった。

(山本)

#### 2.5.9 原乳中の $^{131}\text{I}$ による甲状腺被曝線量

1976年9月26日に行なわれた第19回中国核爆発実験の影響で、東海村の原乳中に $^{131}\text{I}$ が検出された。核実験の影響は9月28日の降雨以後、顕著にあらわれた。この際の原乳中の $^{131}\text{I}$ 濃度を定量し、ヒトの甲状腺被曝線量を算出した。

原乳は東海村船場にある牧場から直接購入した。この牧場のこの時期における乳牛の飼料は、9月28日の降雨以後刈り取られたさつまいもの葉およびつると少量の牧草(生)であった。原乳は朝と夕刻との2回搾るのが普通であり、東海村の牧場でも同様であったが、夕刻搾乳の原乳は朝搾乳したものより $^{131}\text{I}$ 濃度が低いことが報告されており<sup>1)</sup>、安全側評価のために朝搾りの原乳を試料とした。原乳は購入後ただちに  $13 \text{ cm}$   $\phi$  の円筒型プラスチック容器に入れ、鉄しゃへい体の中の  $4'' \times 5'' \phi$   $\text{NaI(Tl)}$  シンチレーションヘッドに載せ、400チャンネル $\gamma$ 線波高分析器で計測、得られたスペクトルをスペクトル構成要素と考えられる $^{40}\text{K}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{131}\text{I}$  3核種について各核種のフォトピーク寄与領域で3元連立方程式をたて、原乳中の $^{131}\text{I}$ 濃度を算出した。なおこの3核種について、各々試料と同一形状の標準線源を作成し、連立方程式の係数を求めた。

原乳中の $^{131}\text{I}$ 濃度は次のとおりであった。

10月/日	1	2	4	5	6	7	8	9	22
濃度 (pCi/l)	N.D.	38.1	30.5	36.3	25.5	30.8	15.4	15.9	N.D.

なお検出限界濃度 (N.D.) は、B.G., 試料とも各500分測定で  $13.2 \text{ pCi/l}$  である。

得られた結果から妥当と思われる仮定をし、原乳中の $^{131}\text{I}$ による甲状腺被曝線量の算定を行った。

$$D(\text{mrem}) = \left\{ \int_0^{50\text{年}} q_0(\mu\text{Ci}) e^{-\frac{0.693}{T_e} t} dt \right\} \text{Eeff}(\text{MeV/dis}) \times 1.6 \times 10^{-6}(\text{erg/MeV}) \times \frac{1}{\text{m(g)}} \\ \times \frac{1}{100}(\text{g}\cdot\text{rad/erg}) \times 3.7 \times 10^4(\text{dis/sec}\cdot\mu\text{Ci}) \times 10^3(\text{mrem/rad})$$

$$q_0(\mu\text{Ci}) = \sum C(\mu\text{Ci}/\ell) \cdot \text{Mn}(\ell/\text{d}) \cdot \text{fw}$$

- $q_0$  : 甲状腺中の全 $^{131}\text{I}$  ( $\mu\text{Ci}$ )
- $C$  : 原乳中の $^{131}\text{I}$ 濃度 ( $\mu\text{Ci}/\ell$ )
- $\text{Mn}$  : 1日あたり原乳摂取量 ( $\ell/\text{d}$ )
- $\text{fw}$  : 経口摂取により $^{131}\text{I}$ が甲状腺に達する割合

仮定1) 試料採取をしなかった日の原乳中の $^{131}\text{I}$ 濃度については、Fig. 2.5.9-1のようにグラフをなめらかに外挿することにより求め、検出限界以下の試料については、検出限界濃度を原乳中の $^{131}\text{I}$ 濃度とし、これを毎日一定量飲むものとした。この結果10月1日から11日までの原乳中に $^{131}\text{I}$ が含まれているとし、被曝線量の算定を行った。なお以下の仮定はすべて「軽水炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」<sup>2)</sup>によった。

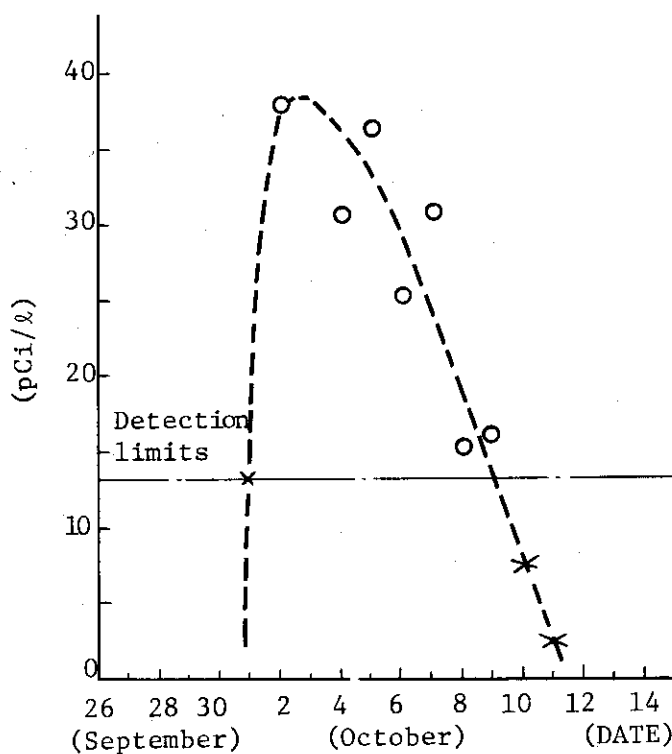


Fig. 2.5.9-1  $^{131}\text{I}$  concentration in milk at Tokai area

- (ii) 一定量とは大人 0.2 ℓ, 幼児 0.5 ℓ, 乳児 0.6 ℓ
- (iii) このとき  $^{131}\text{I}$  が甲状腺に達する割合 (fw) を 0.2 とする。
- (iv) 甲状腺重量(m)を大人 20g, 幼児 4g, 乳児 2g とする。
- (v)  $^{131}\text{I}$  の甲状腺での実効半減期  $T_e = 7.6$  日
- (vi)  $^{131}\text{I}$  の  $\beta$  線の実効エネルギー  $E_{\text{eff}} = 0.23$  MeV

以上の仮定により,  $^{131}\text{I}$  による甲状腺被曝線量は, 乳児 2.0 mrem, 幼児 0.8 mrem, 大人 0.07 mrem である。原乳のサンプリングの都合もあって, 測定は比較的短い期間に限定したが, 次からのフォールアウトの際には, より正確な被曝線量算出のために, 牛乳中に  $^{131}\text{I}$  が検出される可能性のある場合は, はやくから放射能をチェックし, そして検出限界以下になって, もはや検出されないと判断できる時点まで, 測定を続けるのが良い。今回は, 東海地区ではさつまいもの取入れの時期であり, 乳牛の飼料がさつまいもの葉およびつる等であり, またはやい時期に降雨によりかなり高濃度のフォールアウト核種が降下したため原乳中に  $^{131}\text{I}$  が検出されたが, 11月17日に行われた第 21 回核実験の際には原乳中に  $^{131}\text{I}$  は検出されなかった。この時には乳牛の飼料はサイロの中の乾燥草であり, 雨等にも比較的弱い放射能しか検出されなかった。また, 適正なサンプリングができるのであれば, 実際の公衆への被曝線量のみつもりのためには, 牛乳集荷場からの市販用牛乳について  $^{131}\text{I}$  濃度をチェックした方がよいかも知れない。そしてこの場合には, 各牧場での変動要素も包括できる。

(天野)

#### 参考文献

- 1) 檀原 宏ら 第 15 回中国核実験による牛乳中の  $^{131}\text{I}$  汚染濃度の変化, 第 15 回放射能調査研究成果発表会論文抄録集 (科学技術庁, 1973)
- 2) 原子炉安全技術専門部会, 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針 (1976)

## 2.6 安全衛生管理

### Health and Safety

Effectiveness could be confirmed of CO<sub>2</sub> fire extinguishers installed in irradiation cells.

The data on atmosphere following the release of CO<sub>2</sub> in the irradiation cell were obtained.

#### 2.6.1 概要

放射線照射室に設置されている固定全域放出方式の二酸化炭素消火設備の消火剤放出試験を実施した。消火設備の作動確認、消火作用の確認を行うとともに、種々の測定、観察を行った結果、二酸化炭素放出に伴う照射室内の状況を安全上の立場から把握するためのデータを得た。

(菊池)

#### 2.6.2 照射室における二酸化炭素消火設備の放出試験

放射線照射室内には窒息消火の原理に基づく二酸化炭素消火設備が設置されている。消火方式は「全域放出方式」と呼ばれるもので、不燃材料で区画された照射室内に容積および防護対象物の性質に応じた必要なCO<sub>2</sub>量を放出し火災を有効に消火する方式である。照射装置や他の安全装置との関連で各照射室で若干の相違はあるが Fig. 2.6.2-1 に一般的な二酸化炭素消火設備の構成図を示す。

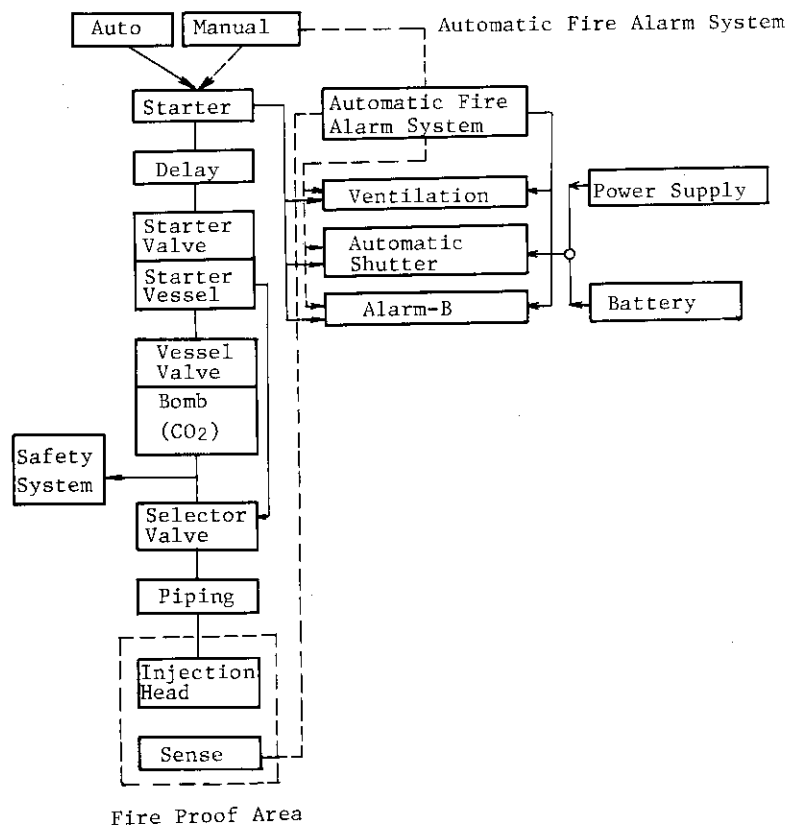


Fig. 2.6.2-1 CO<sub>2</sub> Extinguish System



二酸化炭素消火設備はその優れた消火性能と、放出後の非汚染性および電気絶縁性が良いことなどの利点のために広く普及している。一方では消火時に非常に多量の二酸化炭素を放出するための窒息性によって誤動作による人命への被害、あるいはドライアイスを伴う放出の冷却効果によって、特定の精密装置に対して過冷却による支障を生ずる恐れがある。<sup>1)</sup>

筆者らは、高崎研コバルト棟第1照射室で試験を実施して、消火設備の作動確認、消火作用の確認を行ったが、ここでは照射室内の状況で安全上重要な事項についてのみ記す。

〔照射室および消火設備〕

Fig. 2.6.2-2 に試験を実施した照射室と測定、観察するために配置した機器等を示す。

消火剤 (CO<sub>2</sub>) 貯蔵容器は内容物 68 ℓ のもので 45 Kg の液体 CO<sub>2</sub> が充填されているもの 3 本が、各照射室に備えられ、照射室天井に置かれている。消火剤が不足した場合には、ラインを切換えることによって、さらに放出が行なえるようになっているが放出試験は 3 本で行った。

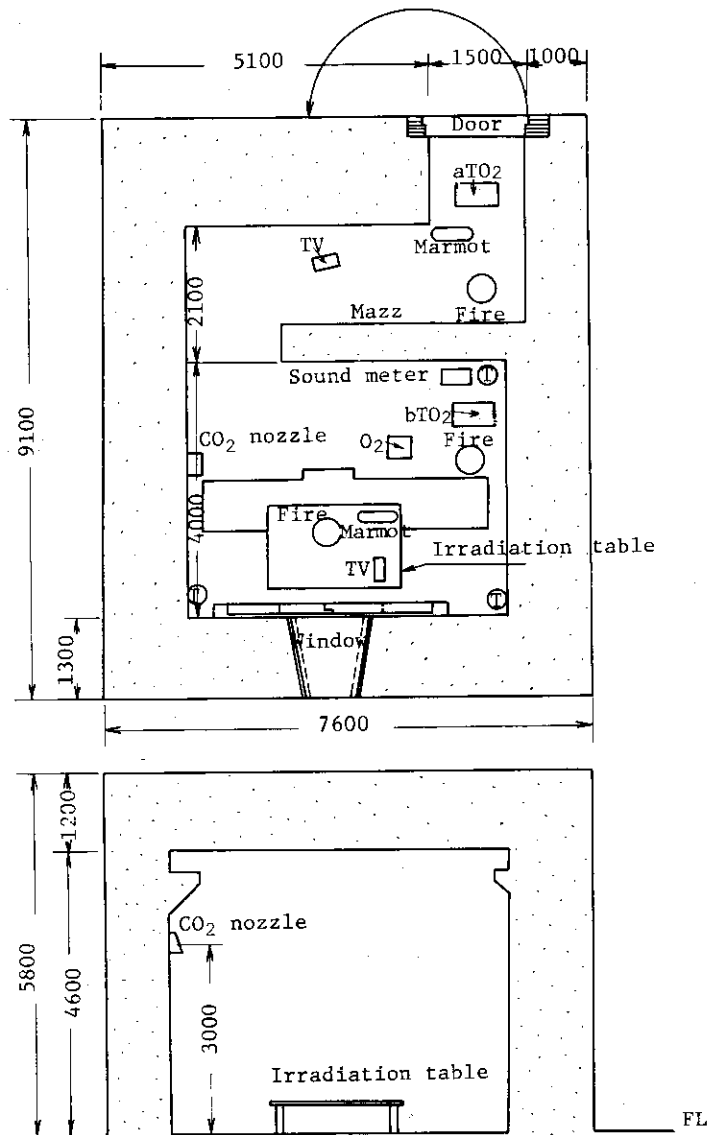


Fig. 2.6.2-2 Arrangement of CO<sub>2</sub> extinguishing experiment

## 〔室内酸素濃度の測定と考察〕

CO<sub>2</sub>放出後の照射室内酸素濃度の推移を Fig. 2.6.2-3 に示す。若干の時間的遅れはあるが、室内は迷路を含めて同一濃度となり、放出後1分で11%となった。この状態はその後も続き、CO<sub>2</sub>放出10分後に換気装置を起動させたところ、酸素濃度は急速に上昇し6分後には18%まで回復した。

消火作用では、酸素濃度が15%以下になると燃焼は著しく緩慢になり、炎を上げて燃えることはなくなり、<sup>2)</sup>可燃物がどのような状態であっても、酸素濃度の減少は火災制御の有効な手段である。

一方、酸素欠乏に対する生体の反応は個人差が大きい、生体の恒常性維持機能が耐えられる限界は16~12%といわれている<sup>3)</sup>。酸素の低下が進むと、種々の症状があらわれてくる。ちなみに労働安全衛生法では、酸素濃度18%以下を酸素欠乏としている。また、CO<sub>2</sub>は、無色無臭でそれ自身は、毒性はなく日常生活の中にも取り入れられている。しかしながら、空気中に存在するガス濃度により人体に影響をおよぼすことがある。文献<sup>4)</sup>によれば空気中のCO<sub>2</sub>濃度が、3~4%程度の場合、呼吸を多少早くさせるが、短時間その中にいるだけではあまり影響ないが、約20%の濃度では20~30分で死亡するとされている。以上からCO<sub>2</sub>放出後照射室に入る場合は、空気呼吸器等を使用するか、十分に換気が終わったことを確認したうえで入室する配慮が絶対に必要である。

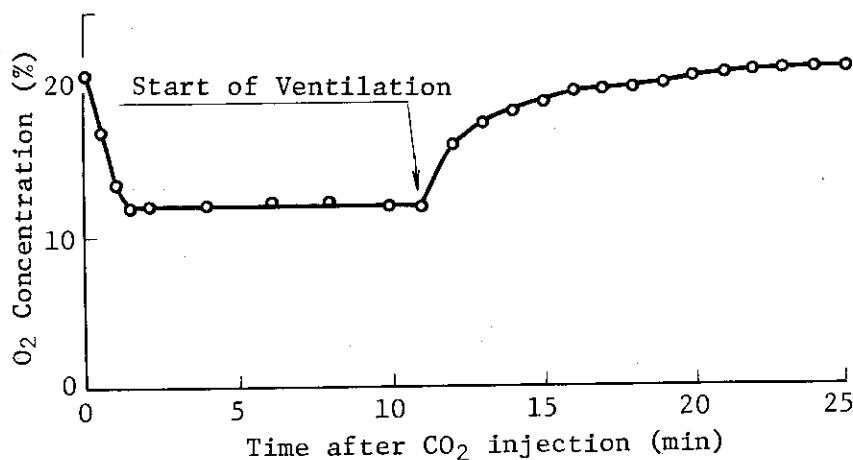


Fig. 2.6.2-3 Transition of O<sub>2</sub> concentration

## 〔照射室内温度の測定〕

室内温度の測定位置は Fig. 2.6.2-2 の (T) に示す照射室内の3隅と  $\text{aTO}_2$  で示す迷路部である。温度の推移を Fig. 2.6.2-4 に示す。照射室の右隅ではCO<sub>2</sub>放出後、約20秒で-25°C位まで急下降する。0°Cまでの回復は照射室内隅で約1分、迷路部分では2分であった。これは噴射ヘッドからのCO<sub>2</sub>放出の進行方向の影響によるものと思われる。(綿貫)

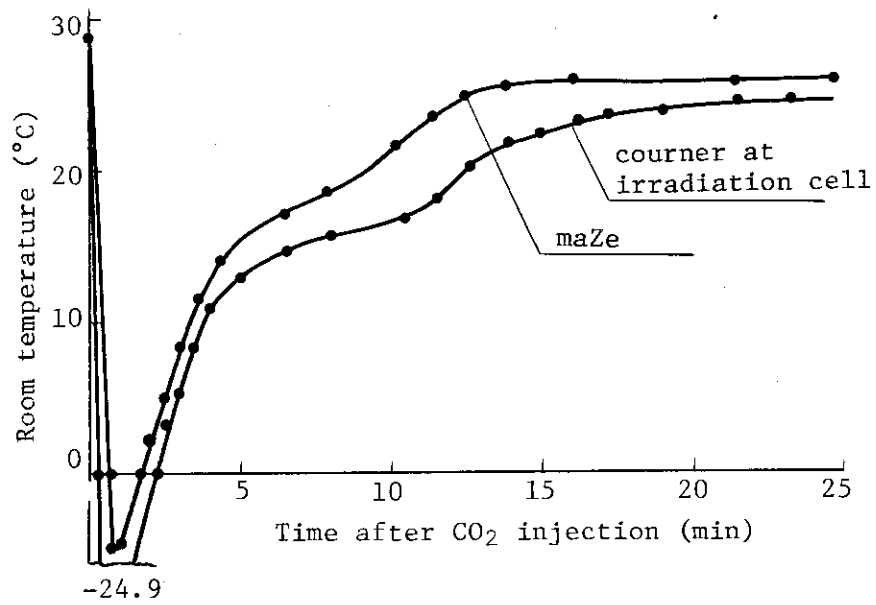


Fig. 2.6.2-4 Room temperature after CO<sub>2</sub> injection

参考文献

- 1) 山鹿修蔵ほか 火災 21(4) 205-213 (1971)
- 2) 安全工学協会編 安全工学便覧 (1973)
- 3) 労働科学研究所編 新労働衛生ハンドブック (1974)
- 4) 労働省安全衛生部監修 危険, 有害物質便覧, 中央労働災害防止協会 (1976)

### 3.1 放射線計測

#### Radiation Dosimetry

A highly sensitive TSEE dosimeter was developed with ceramic BeO (Beryllia on the market) by doping Na ions. Sensitivity of the dosimeter is higher than the previous ceramic BeO:Na, and the dose response is linear on log-log scale between 100  $\mu$ R and 1 R.

A  $\beta$ -ray absorbed dose rate meter was developed. The dose sensitivity is made constant for  $E_{\beta}^{\max}$  of 0.4-3.5 MeV by using an acrylic resin filter of which area one half is 25 mg/cm<sup>2</sup> thick and the other half 1000 mg/cm<sup>2</sup> and by setting a discrimination level corresponding to the epidermal thickness of interest.

In development of an automatic NTA film reader, a testing system was completed which transfers a microscopic image of the film in each 0.5  $\mu$ m scanning to a digital computer.

Charge transfer cross sections in  $O^{8+} + H(1s) \rightarrow O^{7+} + H^{+}$  for impact energies of 10 - 200 keV/amu were obtained using the distorted-wave-Born formula.

For general Fourier analysis, a set of spherical harmonics linearly independent of discrete points on the unit sphere was obtained. It is used to estimate the organ dose per unit fluence with monodirection.

#### 3.1.1 概要

1976年度は、次のような研究が行われた。

セラミックBeO（ベリリア磁器）にNaイオンをドーピングすることにより高感度エキソ電子線量計素子が得られた。このセラミックBeOは先に開発したセラミックBeO:Naより感度が高く、100  $\mu$ R~1Rの範囲で線量直線性が得られた。

$\beta$ 線吸収線量率測定計が開発された。これは25 mg/cm<sup>2</sup>と1000 mg/cm<sup>2</sup>で二分したアクリル・フィルタを使い、対象とする表皮層の厚さに従ってディスクリミネータをセットすることによって、 $\beta$ 線最大エネルギーが0.4~3.5 MeVの範囲で平坦な感度特性をもつ。

NTAフィルムの反跳陽子自動計数装置を開発するための実験装置が完成された。これは、フィルムを0.5  $\mu$ mごとにスキャンしながら、その顕微鏡像を計算機に入力し、飛跡を識別計数するものである。

$O^{8+} + H(1s) \rightarrow O^{7+} + H^{+}$ の電荷移動過程をDWBA法により計算し、衝突エネルギーが10~200 keV/amuについての断面積が求められた。

有限項の球面調和関数展開形が未知であったため、その展開形を誘導した。これは、方向依存性のある器管線量の評価に用いられる。 (大谷)

#### 3.1.2 セラミック型エキソ電子線量計素子の開発

1975年度に引続き、酸化ベリリウムを使用した高感度のセラミック型エキソ電子線量計素子

の開発を行った。素子材料は先に開発したセラミック BeO:Na に加え、市販品のセラミック BeO\* である。

セラミック BeO 試料は純度 99%, 寸法  $12\phi \times 0.5\text{mm}$  で、エキソ電子測定は試料を黒鉛試料皿に収め、GM 計数管型検出器によってなされた。無処理試料は一般に、照射線量に依存した再現性のあるグロー曲線を示さず、昇温に伴い間欠的に数百ケの計数をしたり、また、測定を繰返すことによりいわゆる self-excitation を示す。これは無照射の場合でもグロー・ピークが現われる現象で、繰返し数に応じてピークの高さが増大しやがて飽和する。このときのグロー・ピークの温度は  $280^\circ\text{C}$  である。

高感度線量計素子として使用するための試料処理法は、次の 3 段階処理により、試料表面から Na イオンをドーピングすることが有効であることが判明した。すなわち、

1.  $1400^\circ\text{C}$  で 2 時間熱処理
2.  $\text{Na}_2\text{SO}_4$  水溶液をコーティング
3.  $900^\circ\text{C}$  で 2 時間熱処理。

Fig. 3.1.2-1 に処理済試料のグロー曲線の例を示した。グロー・ピークの温度は  $360^\circ\text{C}$  と  $420^\circ\text{C}$  であり、 $1\text{mR}$  照射後のエキソ電子計数値は  $9 \times 10^8$  カウントである。試料の単位表面積、単位線量当りのエキソ電子計数値 (線量感度) は粉末 BeO:Na の 3 倍、セラミック BeO:Na の 1.5 倍である。同時に処理した 20 個の試料中 10 個を選択した場合の感度のバラツキを相対標準偏差で表わすと 3.7% である。Fig. 3.1.2-2 にセラミック BeO とセラミック BeO:Na について、 $100\mu\text{R} \sim 1\text{R}$  照射に対するエキソ電子計数値のレスポンスの例を示した。レスポンスはそれぞれ両対数目盛グラフ上で直線性を示し、その傾斜は 0.88 である。 (大谷)

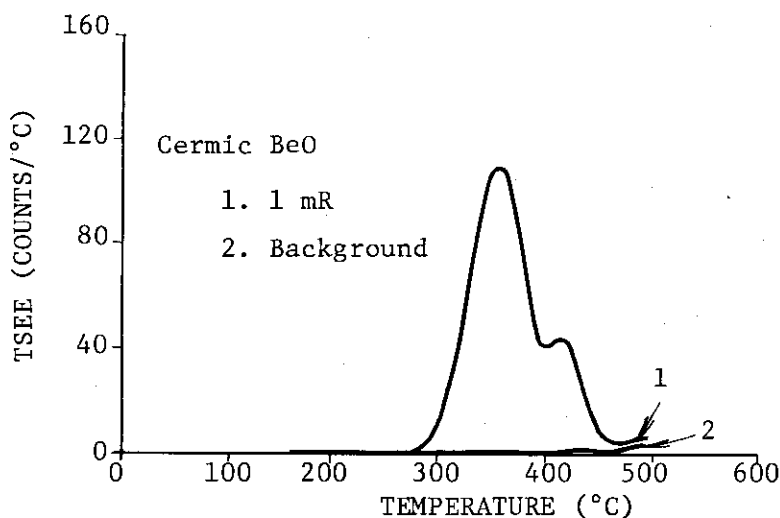


Fig. 3.1.2-1 TSEE glow curves of ceramic BeO

\* ベリリア磁器 (K-99), 日本碍子株式会社

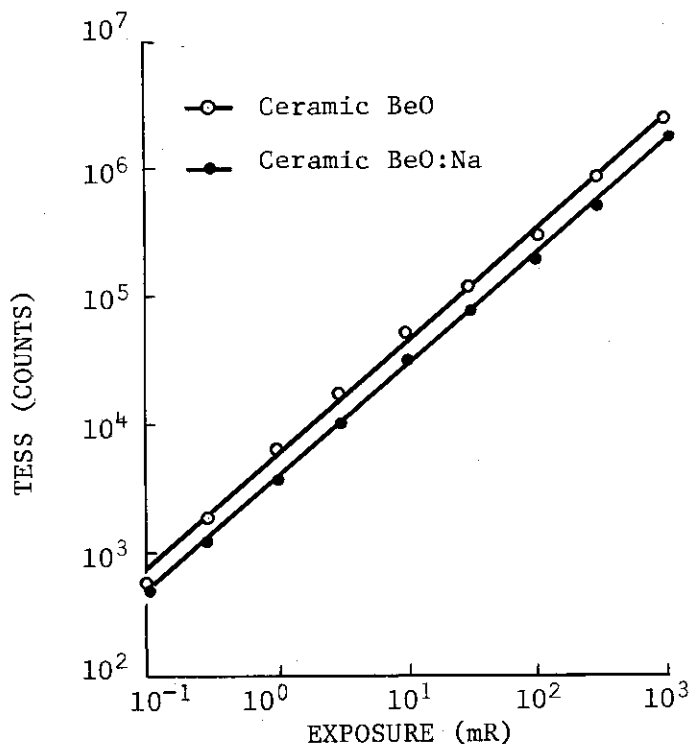


Fig. 3.1.2-2 TSEE response of ceramic BeO and ceramic BeO:Na for  $^{60}\text{Co}$  Gamma-ray dose

### 3.1.3 直読式 $\beta$ 線吸収線量率測定器の開発(II)

〔～ディスクリミネータ・フィルタ併用法～〕

人体組織の表皮層の厚さに対応した $\beta$ 線吸収線量率を測定するため、シングルチャンネルアナライザのディスクリミネーションレベルおよびウィンド幅を適当に選び、特定の波高値をもつパルスのみを選択計数する方法を1975年度開発した<sup>1)</sup>。1976年度は、その簡易法として、 $\beta$ 線の入射数を制限するフィルタと、低波高値パルスを除外するディスクリミネータを併用する方法を開発した。

フィルタを通過して検出器に入射する割合は、高エネルギー $\beta$ 線の方が高いので、フィルタを使用しないときと使用したときの計数率の差をとると、高エネルギー $\beta$ 線の方が低エネルギー $\beta$ 線の場合よりも計数割合が低くなる。一方、ディスクリミネータのレベルを高くすると、低エネルギー $\beta$ 線は、低い波高値のパルスを相対的に多く発生させるため、計数される割合が少なくなる。このような作用をするフィルタおよびディスクリミネータを併用することによって、 $\beta$ 線吸収線量率を直読測定することが可能となる。

表皮層の厚さが $7\text{mg}/\text{cm}^2$ である人体表面の線量率は、ディスクリミネーションレベルを $0.3\text{V}$ に設定し、右半分が $25\text{mg}/\text{cm}^2$ 、左半分が $1000\text{mg}/\text{cm}^2$ のアクリル製フィルタを使用しないときと使用したときの計数率の差から評価する。線量率当りの計数率(線量感度)は、Fig. 3.1.3-1で示されているように、 $0.4\sim 3.5\text{MeV}$ の範囲ではほぼ一定値を示す。表皮層の厚さが $40\text{mg}/\text{cm}^2$ である指先に対する線量率を測定する場合には、ディスクリミネーションレベルを $1.95\text{V}$ と高く

なる。フィルタは上述したものと同一ものを用いる。線量感度は、0.3~3.5 MeVの範囲で一定値である。これらのエネルギー範囲の $\beta$ 線に対しては、計数率の差に定数  $2.5 \times 10^{-2}$  { (mrad/h) / cps } を乗ずることによって線量率を直接求めることができる。 (備後)

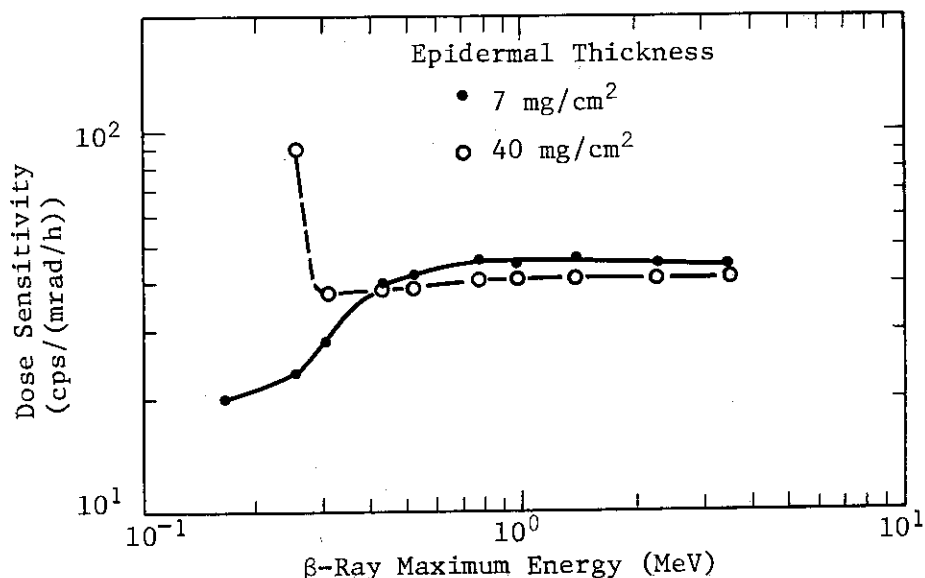


Fig. 3.1.3-1 Dose sensitivity of  $\beta$ -ray absorbed dose rate meter

#### 参考文献

- 1) 備後一義 日本原子力学会誌 19, 247 (1977)

#### 3.1.4 飛跡自動測定装置

NTA フィルム顕微鏡像をオンライン処理して速中性子線量を自動測定する装置を開発中である。顕微鏡写真からのデジタル画像を用いて反跳陽子飛跡の検出に有効な“統計的細線抽出法”の開発は以前に行った。今回は、顕微鏡像を直接デジタル化して計算機OKITAC-4500C に入力する予備的な実験装置を開発した。

本装置の全体的構成はFig. 3.1.4-1 に示す通りである。NTA フィルムを入れたフィルムホルダをステージ上に置き、これを計算機で x, y 方向に走査機構を通して  $0.5 \mu\text{m}$  ステップで動かす。走査範囲は約  $5 \times 10 \text{mm}$  までである。光検出器は素子間隔約  $50 \mu\text{m}$  の 64 素子光ダイオードアレイで、64 画素ずつの読み込みごとにステージ走査を行い、入力画像データは計算機で処理し得る。

1977 年度は本装置を用いて、顕微鏡オンライン画像中の飛跡信号の検出と高倍率対物レンズによる走査中の焦点ズレの検討を行う。その後、Fig. 3.1.4-1 の破線部分の改良と点線部分の追加を行い、飛跡自動測定装置を完成する。 (熊沢)

#### 参考文献

- 1) JAERI-6224, 保健物理と安全管理, No. 17, 170-171 (1975)

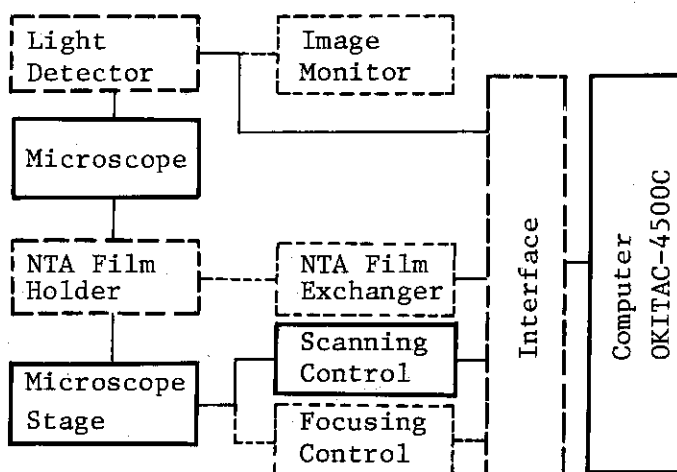


Fig. 3.1.4-1 System of automatic NTA film reader

□:completed; [□]:partly completed;  
 □:to be completed.

### 3.1.5 $O^{8+} + H \rightarrow O^{7+} + H^+$ 電荷移動断面積の計算

組織線量の評価および核融合プラズマの中性粒子加熱などのため、水素原子と酸素核との衝突における電荷移動断面積の計算を行った。まず、衝突径数  $\rho$  に対する電荷移動確率  $p_{nlm}(\rho)$  ( $n, l, m$  は  $O^{7+}$  の主量子数, 全角運動量子数, 磁気量子数) を DWBA 法 (Distorted Wave Born Approximation) で  $n = 1 \sim 8$  および 10 について求め、その他の  $n$  については内挿および外挿により求めた。

$p_{nlm}(\rho)$  は一次近似値であり、中間エネルギー領域 (原子単位での相対速度  $v \sim 1$ ) および低エネルギー領域 ( $v \ll 1$ ) では過大評価値を与える。そこで、共鳴モデルを導入し、全確率  $P(\rho)$  を

$$P(\rho) = \sin^2\left(\frac{\rho}{2}\right), \quad p = \sum_{n,l,m} p_{nlm}(\rho) \quad (1)$$

とし、断面積を次式により求めた。

$$\sigma = 2\pi \int_0^{\infty} \sin^2\left(\frac{\rho}{2}\right) \rho d\rho \quad (2)$$

計算結果を Fig. 3.1.5-1 に示す。比較のため、Salop-Olson<sup>1)</sup>, Olson-Salop<sup>2)</sup> および Bottcher<sup>3)</sup> らの計算値を共に示してある。Salop-Olson は Landau-Zener 法を、Olson-Salop は Landau-Zener 法に基づく吸収体モデル法を、Bottcher は本法と同じ共鳴モデルを用いているが  $p_{nlm}(\rho)$  を評価するときの近似が悪い方法をそれぞれ用いている。Salop-Olson の結果は過小評価、Olson-Salop の結果は過大評価であることが彼ら自身が指摘しているところであるが、本法の結果を低エネルギー領域へ外挿すると、両者の中間を通るような傾向を示し



ており、極めて妥当である。

(龍福)

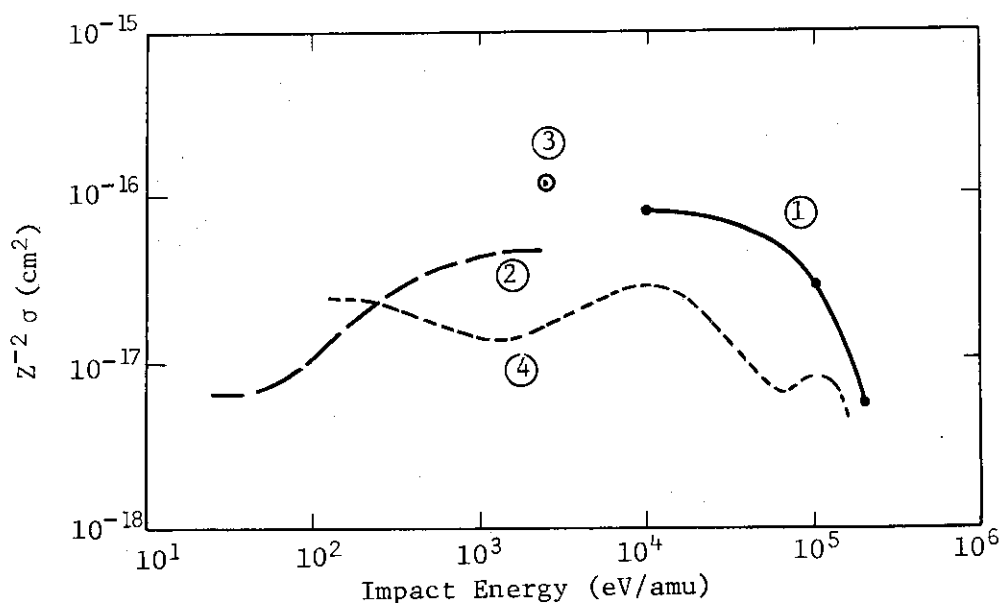


Fig.3.1.5-1 Cross section  $\sigma$  for  $0^{8+}+H(1s) \rightarrow 0^{7+}+H^+$  as a function of impact energy.  $Z$  denotes charge.  
 ① Present result, ② Salop and Olson<sup>1)</sup>,  
 ③ Olson and Salop<sup>2)</sup>, and ④ Bottcher<sup>3)</sup>.

#### 参考文献

- 1) A. Salop and R. E. Olson : Phys.Rev. A13, 1312 (1976)
- 2) R. E. Olson and A. Salop : Phys. Rev. A14, 579 (1976)
- 3) C. Bottcher : J. Phys. B10, L213 (1977)

#### 3.1.6 離散型球面調和関数の展開

方向  $\Omega$  に依存した単位入射フルエンスあたりの臓器線量  $d_m(\Omega)$  は球面上でフーリエ級数に類似な球面調和関数によって展開される。この一般フーリエ解析により、任意の空間分布を持った入射放射線に対する誤差の少ない臓器線量の評価法が導びかれる。しかし、 $d_m(\Omega)$  の値が離散的な方向でしか知られていないとき、上記の展開形は明らかではない。ここで、“球面格子点” に関し互いに独立な  $\ell$  次、 $m$  位の球面調和関数  $Y_\ell^m(\Omega)$  のセットを求めた。“球面格子点” は天頂角  $\theta$ 、方位角  $\eta$  ( $0 \leq \theta \leq \pi$ ,  $0 \leq \eta \leq 2\pi$ ) をそれぞれ  $N_1, N_2$  等分した交点で、その離散的方向  $\Omega_{st}$  は  $(s \cdot \pi / N_1, t \cdot 2\pi / N_2)$ ,  $s = 1, 2, \dots, N_1 - 1$ ,  $t = 0, 1, \dots, N_2 - 1$ , および北極  $\Omega_{00}$ 、南極  $\Omega_{N_1 0}$  である。 $(N_1 - 1)N_2 + 2$  個の球面格子点で、

$$d_m(\Omega_{st}) = \sum_{m=M'}^M \sum_{\ell=|m|}^{|m|+N} U_{\ell,m} Y_\ell^m(\Omega_{st}) + \sum_{\ell=N+1}^{N+2} U_{\ell,0} Y_\ell^0(\Omega_{st}), \quad (1)$$

ただし、 $N = N_1 - 2$ ,  $M = \lfloor N_2 / 2 \rfloor$ ,  $M' = \lfloor (N_2 - 1) / 2 \rfloor$ ,  $\lfloor \quad \rfloor$  はガウスの記号、と展開され、 $Y_\ell^m(\Omega_{st})$  が一次独立ならば、 $U_{\ell,m}$  の解が一義的に得られる。実際、上式の展開形で  $Y_\ell^m(\Omega_{st})$

の一次独立性が証明された<sup>1)</sup>。この例を Fig. 3.1.6-1 に示す。

(熊沢)

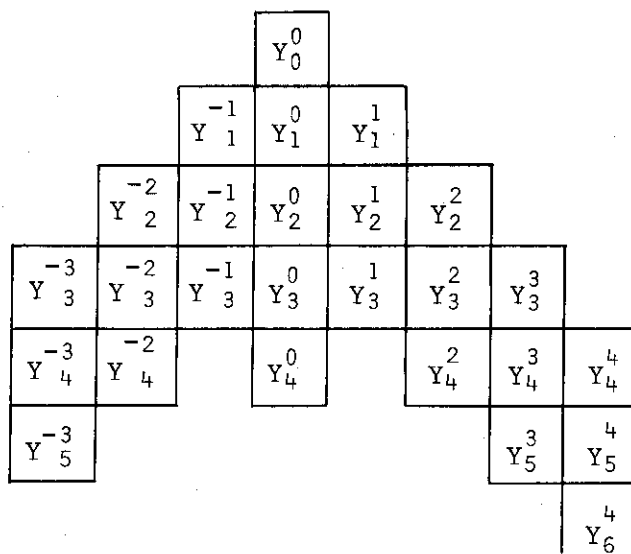


Fig. 3.1.6-1 The set of spherical harmonics  $Y_l^m(\varrho)$  linearly independent with respect to "spherical lattice points" in which equispaced three latitudes and equispaced eight longitudes intersect.  
 $Y_l^m$  means  $Y_l^m(\varrho)$ .

参考文献

- 1) 熊沢, NLP76-3, 電子通信学会, 27-34 (1976. 6.22)

## 3.2 身体放射能

### Body Radioactivity

The following were studied: (1) rapid determination of the gross alpha activity in urine using a membrane filter, (2) an X-ray-alpha coincidence counter for plutonium, (3) effectiveness of CaDTPA and ZnDTPA in removing  $^{242}\text{Cm}$  from the body, and (4) rabbit peripheral lymphocytes culture.

#### 3.2.1 概要

従来の尿中のアクチノイド元素の分析法は長時間を要するが、それに代る迅速分析法の研究を継続中である。尿中のアクチノイド元素は共沈法によりメンブラン濾紙に効率よく捕集されることがわかったが、それには尿の前処理が重要であり、本年度はその前処理について検討を行った。

##### (3.2.2)

肺モニタにより、肺中に沈着した  $^{239}\text{Pu}$  を正確に定量しようとするには、Pu の同位体の組成がわかっていることが前提となる。Pu 試料の X/ $\alpha$  比を測定することによって、Pu の同位体組成を決定することのできる検出器の試作を行った。(3.2.3)

人体に取り込まれた  $\alpha$  放射体は、被曝線量の軽減のため、体外に除去されることが望ましい。毒性が弱いと言われる ZnDTPA と従来から用いられた CaDTPA の  $^{242}\text{Cm}$  に対する除去効果をラットを用いて比較した。(3.2.4)

3.2.5 は、不時の大量被曝線量を血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に関連した研究である。線量-染色体異常発生率関係を研究するための人血が入手しにくいので、ウサギの血液で行うこととし、まずウサギの末梢血リンパ球の培養法の研究を行った。(藤田)

#### 3.2.2 メンブラン濾紙を用いる尿の全アルファ放射能の迅速測定法

尿中の全  $\alpha$  放射能の測定法として、メンブラン濾紙を用いる方法は、操作の簡易性、収率の点から実用的であることを示した<sup>1),2)</sup> が、これに引続き、試料入手より 1~2 時間で放射能計測試料を得ることのできる迅速測定法について研究を行った。

尿を硝酸酸性としたのち、約 30 分加熱し、メンブラン濾紙を用いて存在する固形物質を除く。濾液にアンモニア水を加え、pH 5.0 に調節し、再びメンブラン濾紙を用いて濾別し、濾紙上に捕集した Ca・Mg リン酸塩沈殿の  $\alpha$  放射能を測定する。プルトニウムについて測定した結果、収率の変動が大きく、また全体的に収率が低く、上記方法では実用的でないことが判った。

本方法は、微量の Ca・Mg リン酸塩沈殿への共沈を利用してアクチノイドを捕集する方法であるが、生成するリン酸塩沈殿の組成は十分に検討されていない。このため、いろいろな条件におけるこの沈殿の組成を既知のデータを用いて計算により求めた。沈殿の組成は、Ca, Mg, リン酸, 共存の各イオン濃度により異なり、また pH により異なる。計算に用いた溶解度積の値の正確さの問題、および、実際の操作は不均一沈殿法で行なわざるを得ないことなどのため、組成につい

ては実験的確認が必要と考えられる。この確認を行うと共に、沈殿生成操作の簡便化についてしつつ検討中である。(赤石)

#### 参考文献

- 1) 福田 洋, 服部隆光, 矢部 明, 赤石 準; 保健物理, 11, 21 (1976)
- 2) 赤石 準, 服部隆光, 福田 洋, 矢部 明; 保健物理, 11, 27 (1976)

### 3.2.3 PuのX/ $\alpha$ 比測定用検出器の試作

肺に沈着したPuによる被曝線量を正確に算出するためには、そのPuの同位体組成を明確に知っておく必要がある。事故現場から採取した微量のPu試料では、質量分析器による同位体分析はできないので、通常は $\alpha$ およびX $\gamma$ スペクトロメトリーによって決定される。PuのX/ $\alpha$ 比は同位体組成の相違により異なるので、X/ $\alpha$ 比を測定することは同位体組成を知る上に重要なことである。X/ $\alpha$ 比の測定は、X- $\alpha$ 同時計数型検出器によっておこなう。この種の検出器として、 $\alpha$ およびX線検出用半導体検出器の両者を組合せたものと薄型NaI(Tl)検出器と比例計数管を組合せたものがある。精度の点では前者が、経済性と使い易さとの点では後者が優れている。

試作した検出器は、実用性に重点を置き後者の型のものとした。検出器の構造は、 $\alpha$ 線検出用の比例計数管(6cm $\phi$ ×1.8cmの円筒型)の上部に、X線検出用の薄型NaI(Tl)検出器(5cm $\phi$ ×5mm)をマウントしたもので、比例計数管はPRガスを使用する。プラトー域は1500V±150Vで、プラトー傾斜は150V当り28%である。現在は標準線源(Pu, <sup>241</sup>Am)のX/ $\alpha$ 比の決定に続き、同位体組成の異なるPuについてのX/ $\alpha$ 比の決定についての実験と検討を行なっている。(城谷)

### 3.2.4 生体内<sup>242</sup>Cmに対するCaDTPAおよびZnDTPAの除去効果<sup>1)</sup>

原子炉の使用済み燃料中における全 $\alpha$ 放射能のうちの約80%はキュリウムにもとずくといわれるから(冷却時間, 150日), いわゆる“再処理”作業における放射線防護対策上, キュリウムは特に注目を要する元素であろう。プルトニウムなどの超ウラン元素を人体内に摂取した場合の除去剤として, これまで最も多く使用されてきたのはCaDTPAであるが, この薬剤は生体にとって有用な金属イオンとも錯体をつくり, 排泄させるので, 副作用の強いのが難点である。近年, 西ドイツ・カールスルーエ原子力研究所のグループは, DTPAのZn塩が, 従来のCa塩にくらべ, 副作用の弱いことを見出した。その後, 西ドイツおよび米国において行なわれたいくつかの実験結果によれば, これら両薬剤の生体内超ウラン元素に対する除去効果は同等であるという。もしそうであるならば, ZnDTPAが選ぶべき薬剤ということになる。しかし, これらの実験は限られた条件で行なわれたものであり, この決定のためには, さらに詳細な実験が必要のように考えられた。本研究は, 生体内の<sup>242</sup>Cmに対するCaDTPAとZnDTPAの除去効果を, DTPAの投与時期と投与量を変化させて調べ, 比較したものである。実験は動物(ラット)を用いて行った。はじめに, DTPAの投与時期を変えた実験により, 次のことが判明した。1) DTPAを後期に投与するほど, Zn塩, Ca塩とも, その除去効果が減少する。2) 早期投与(<sup>242</sup>Cm注射1.5分後から1.5時間後にDTPA投与)の場合は, Ca塩の除去効果の方が, Zn塩のそれより有意

に大きい。3) しかし、1日後以降にDTPAを投与した場合は、両者の効果に有意な差が認められない。次に、DTPAの投与量を変えた実験により、次のことが判明した。1) DTPAの投与量が多い程、両キレート剤の除去効果は増大する。2) 投与量の増大による除去効果の増大は、DTPAを早期に投与した時の方が著るしい。3) 両キレート剤の除去効果の比は投与量に依存しない。

放射性物質による人体内汚染に対し、実際に除去剤を投与する場合には、その効力をあげるために、通常、反復投与が行なわれる。本実験結果を、実際の場合に適用すると次のようになる。<sup>242</sup>Cm 摂取後、1) 第1回目の投与には、CaDTPAを用いるのが望ましい。この時の投与量は、副作用の起らない範囲で、できるだけ多量である方が効果的である。2) 第2回目以降の反復投与には、すべて、副作用の少ないZn-DTPAを用いるのが望ましい。本研究は、西ドイツ・カールスルーエ原子力研究所において行なったものである。(高田)

(参考文献)

1) K. Takada and V. Volf, Radiation Research 70, 164-172 (1977)

### 3.2.5 ウサギ末梢血リンパ球培養法

放射線量と染色体異常発生率を調べるのに適したウサギ末梢血リンパ球培養法を確立するための実験を行なった。

リンパ球培養法は最初にヒトの末梢血リンパ球で成功したため、ヒトの体温(直腸温)である37°Cで培養が行われている。このためウサギのリンパ球培養も37°Cで行われてきた。しかし、ウサギの体温はヒトよりも高く、直腸温が38.0~40.9°Cであり、ごく最近外国の研究では、ウサギの体温の範囲内の温度で培養を行っている。そこで培養温度を37°C, 37.7°C, 38.5°C, 39°Cと変えて培養を行ったところ、38.5°Cで培養したものが最もよい結果が得られた。

正常なウサギの血液は、赤血球と白血球の分離が悪く、通常は全血培養法が用いられる。TD-15 培養瓶に、NCTC 109 2ml, 牛の胎児血清 1ml, PHA-M 0.1ml 入れ、これに血液 0.5ml 加え、密栓し、38.5°Cで50時間培養する。

この方法で、50時間目にコルセミッド 0.05ml 添加(最終濃度 0.2 μg/ml)し、50時間培養したところ、3羽のウサギのリンパ球の有糸分裂係数は、それぞれ 2.7, 0.8, 0.6 であった。

この結果から、ヒトと同じようにウサギもPHA-Mや血清に対する反応に個体差があり、何羽か実験してみて、研究目的に適した個体を選択することが必要であることが分かった。

(井上)

### 3.3 空気汚染

#### Radioactive Aerosol

To clarify behavior of the radioactive iodine released to the atmosphere, the decomposition of methyl iodide by sunlight was studied. Methyl iodide is slightly decomposed to elemental iodine in a vessel under experimental conditions.

Performance was examined of commercialized fullface- and half-masks, and their protection factors were determined. A half-mask improved on the basis of performance tests and some imported ones have high protection factors in radioactive aerosol.

A formula of aerosol deposition in a bent pipe was obtained which enables the estimation of a deposition fraction in the sampling line with bends.

#### 3.3.1 概要

施設から放出された放射性ヨウ素の環境中における性状を明らかにするため、その第1段階として、ヨウ化メチルの太陽光による性状変化を調べる実験を行った。その結果、わずかながら、ヨウ化メチルの一部は元素状ヨウ素に変化することがわかった。

全面および半面型の市販防護マスクについて防護性能を調べ、その防護係数を決定した。国産の改良型および輸入品の一部は高い防護係数を有し、放射線作業に十分役立つことがわかった。

これまで定式化されていなかった曲管におけるエアロゾル沈着について、その沈着式を誘導し、曲管を含むサンプリング配管への沈着率の算定を可能にした。(吉田)

#### 3.3.2 太陽光によるヨウ化メチルの性状変化<sup>1)</sup>

施設から環境中に放出される放射性ヨウ素のモニタリングおよび食物連鎖による内部被曝線量評価のためには、排気系および環境におけるヨウ素の挙動を明らかにする必要がある。その第1段階として、放射性ヨウ素の環境中における光による変化を明らかにするために、ヨウ化メチルの太陽光による性状変化について調べた。

放射性ヨウ化メチルは、<sup>131</sup>Iでラベルしたものをを用いた。反応容器は光学ガラス製で、長さ150 mm、内径50 mm、容積約300 mlの円筒形である。これに放射性ヨウ化メチル蒸気を注入し、過剰空気を入れ1気圧にした。このように準備した容器を屋外で数時間太陽光に曝した。これと平行して、太陽光の紫外線エネルギー量を測定した。測定には波長2540 Åに最大感度を持つ紫外線強度計を用いた。放射性ヨウ素の性状分析にはメイパックサンプリャとガスクロマトグラフを用いた。メイパックサンプリャはミリポアフィルタ、銀網、活性炭フィルタ、TEDA添着活性炭カートリッジから構成され、それぞれ粒子状物質、元素状ヨウ素、無機ヨウ素、有機ヨウ素を捕集すると考えられる。ガスクロマトグラフは水素炎イオン化検出器を用い、ヨウ化メチルの同定に使用した。

実験は、ヨウ化メチル濃度 $10^{-6} \sim 10^{-4}$  g/cm<sup>3</sup>、温度10~25°C、相対湿度20~40%の範囲で行った。太陽光に曝した時間は0~14時間の範囲で、紫外線エネルギー量0~2.7 J/cm<sup>2</sup>(冬期)に相当する。また反応容器内に元素状ヨウ素と反応し易い銀網を入れた場合についても

調べた。

その結果、ミリポアフィルタには放射能は検出されず、したがって放射性の粒子状物質は生成されなかった。銀網には紫外線エネルギー量に比例して放射能が検出され、最大 0.3% の元素状ヨウ素が生成されたことが分かった。しかし、上記の紫外線エネルギー量の範囲では、ヨウ化メチルの大部分は分解せず、そのままの形であった。

一方、反応容器内に銀網を入れた場合、ヨウ化メチルの分解が促進され、元素状ヨウ素は最大 80% 生成され、そのほとんどが容器内銀網に捕集された。(野口)

#### 参考文献

- 1) 松井, 野口, 吉田: 日本原子力学会 52 年年会要旨集第 2 分冊, P.165 (1977)

### 3.3.3 防護マスクの着用時における防護性能

防じんマスクを着用することによって得られる粒子状空気汚染に対する防護効果を、実験によって明らかにした。試験には、全面マスク 3 種類と半面マスク 8 種類を用いた。このうち全面マスクおよび 2 種類の半面マスクは放射性エアロゾルを対象としたものであるが、他の半面マスクは JIS 検定特級合格の国産マスクと、放射性エアロゾル用に試作された国産マスクである。

塩化ナトリウム粒子を含んだ空気雰囲気中で、マスクを着用した被験者に呼吸をさせ、雰囲気濃度 ( $C_o$ ) とマスク内濃度 ( $C_i$ ) から防護効果を評価した。防護効果の指標として、防護係数 (Protection Factor, 以下 PF)

$$PF = \text{雰囲気濃度 } (C_o) / \text{面体内濃度 } (C_i)$$

を用いた。試験法の詳細は既報<sup>1)</sup>によるが、試験エアロゾル濃度は、 $C_o = 10^{-2} \mu\text{g}/\text{cm}^3$ 、粒子径は個数中央径  $0.072 \mu\text{m}$  (質量中央径  $0.47 \mu\text{m}$ ) であった。

マスク着用時の各種の動作が防護効果におよぼす影響を調べるために、4 つの動作 (平常呼吸、スマイル、頭を上下・左右に振る、声を出して読む) のもとでの防護係数を測定した。被験者は、20~40 歳の男子約 40 名であった。

半面マスク: 使用した 8 種類の半面マスクのうち、2 種類の放射性エアロゾル用輸入マスク

(A, B) および 1 種類の国産試作マスク(C)は他に比べて優れた安定な性能を示した。これらのマスクを用いて、被験者が平常呼吸時において得た防護係数 (PF) は、約 2 桁の範囲に分布していた。PF の幾何平均値は A, B, C それぞれ 470, 530, 610 で、最小値は 100, 100, 120 であった。また、最大値 5200 (測定限界) を得たものは、わずかに 1 名であった。

平常呼吸時以外の動作負荷のもとでは、動作の種類にかかわらず、PF の分布は 3 桁の範囲に広がり、幾何平均値は平常呼吸時の  $\frac{1}{2} \sim \frac{1}{3}$  に減少した。PF の最小値も大きく減少したが、最も小さい場合でも 10 以上であった。

全面マスク: 全面マスク (3 種) によって被験者が得た平常呼吸時の PF は約 2 桁の範囲に分布していた。PF の幾何平均値はそれぞれ 2800, 2800, 3600 (半面マスクの 5~8 倍) で、最小値は 130, 150, 550 であった。また最大値 5200 を得た被験者が各マスクともに半数以上であり、半面マスクに比べて非常に高い性能を有することがわかった。

他の動作負荷のもとでは PF の減少が見られたが、その程度は比較的少なく、PF の分布もなお

2桁の範囲にあった。PFの幾何平均値はそれぞれ1700, 2100, 3500に、最小値は130, 130, 280に減少したが、最も小さい場合にも100以上のPFが維持されることがわかった。

以上の結果から、大多数の被験者に対して、選ばれた全面マスクを用いれば100以上のPFが、半面マスクでは10以上のPFが常に期待できることが明らかになった。(村田)

#### 参考文献

- 1) 池沢, 村田, 吉田: 保健物理 11, 45 (1976)

#### 3.3.4 曲管におけるエアロゾル粒子沈着の計算<sup>1)</sup>

水平におかれた曲管内では、粒子は、水平直線管内で作用する力の他に、曲管部で生ずる遠心力の作用を受けて沈着すると考えられる。したがって、曲管内の粒子沈着は、基本的には、水平管内の沈着モデルにおいて、重力加速度( $g$ )を、遠心加速度( $A_w$ )との合成加速度

( $A_r = \sqrt{g^2 + A_w^2}$ ) に置き換えることにより求めることができる。

層流域の沈着式は、重力による粒子沈着の式<sup>2)</sup>において、 $g \rightarrow A_r$  とすることにより求めた。

(式省略)

乱流域の沈着式は、乱流拡散、重力、遠心力が同時に作用するとして求めた。すなわち、管内の角度 $\theta$ 方向(鉛直方向から測る)における微小角 $d\theta$ 内の粒子移動束 $\phi d\theta$ は、管の単位長さ当たり、単位時間内に、微小面積 $r d\theta$ へ移行する粒子数となり、次式で与えられる。

$$\phi d\theta = r d\theta \left[ (\epsilon_p + D) \frac{dC}{dy} + U_g \cos \theta \right] \quad (1)$$

乱流拡散に対してはLiuら<sup>3)</sup>のモデルを適用し、かつ、各因子を無次元化することにより、式(1)から沈着速度 $V_+(\theta)$ を解くと、次式を得る。

$$\frac{1}{V_+(\theta)} = \exp \left( - \int_{\delta_+}^{\bar{y}_+} P dy_+ \right) \left[ \int_{\delta_+}^{y_+} Q \exp \left( \int_{\delta_+}^{y_+} P dZ \right) dy_+ + C_{\delta_+} \right] \quad (2)$$

ここに、 $P = U_{g+} \cos \theta / (\epsilon_{p+} + D_+)$ ,  $Q = R_+ / (R_+ - y_+) (\epsilon_{p+} + y_+)$ ,  $C_{\delta_+} = R_+ / (R_+ - \delta_+) \cdot (U_{\delta_+} + U_{g+} \cos \theta)$ であり、(+ )記号は各因子の無次元化を表わす。また、 $U_g$ : 終末沈降速度、 $R$ : 管の半径、 $y$ : 管壁からの距離、 $C$ :  $y$ における粒子濃度、 $\epsilon_p$ : 粒子の実効乱流拡散係数、 $D$ : ブラウン運動による拡散係数、 $\delta$ : 粒子が自由飛行を始める点の壁からの距離、 $U_\delta$ :  $\delta$ 点のrms変動速度、 $C_\delta$ :  $\delta$ 点の濃度である。

沈着速度は式(2)の数値計算によって求められる。これらの式を用いて計算される値は、全体的に実験値<sup>4)</sup>と係数3以内で合うことがわかった。(松井浩)

#### 参考文献

- 1) 松井, 大畑, 吉田: 原子力学会 51年秋の分科会予稿集〔II〕, P.157 (1976)  
 2) J.W. Thomas: J. Air Pollut. Contr. Ass., 8, 32 (1958)  
 3) B.Y.H. Liu et al: Env. Sci. Technol., 8, 351 (1974)  
 4) 松井, 大畑, 吉田: 原子力学会 48年秋の分科会予稿集〔I〕, P.保16 (1973)



### 3.4 環境放射能

#### Environmental Radiation and Contamination

The lung doses due to inhalation of airborne  $^{239}\text{Pu}$  of the fallouts were evaluated for the period of 1961-2000. Monthly data of  $^7\text{Be}$  concentration in the air and its deposition were studied in relation of the rainfall data. Systematic analysis method of  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  and  $^{239}\text{Pu}$  in a sample was developed for environmental monitoring.

A computer code for data processing was developed for separation and evaluation of natural and gaseous effluent components, and one year data were analyzed. Directional characteristics of a NaI(Tl) detector were examined, and directional distributions of strength of natural gamma radiation were measured. The component in gamma exposure rate of  $^{41}\text{Ar}$ -plume scattered at ground surface was evaluated using two detectors, one with shield and the other without shield. Parameters of weighting function in spectrum-exposure conversion were determined for spherical NaI(Tl) detectors.

Using a tethered balloon and a tower, vertical temperature profiles in sea breeze were observed and the height of an internal boundary layer was studied in relation of the distance from sea coast. Measured cold plume rises were compared with those by predicting formulas.

Spectral analysis of temporal and spatial fluctuations of sea water temperature and chlorinity were made with the data obtained using towing-type instrument.

Computer code CARIEN for assessing radiological impacts on the environment of LWR in normal operation and ASCIRODE for impacts on the environment of radioactive wastes dumped at sea were developed; case studies were made with the codes. Along pathways of radioiodine via vegetables, values of the parameters included and their contributions to accuracies of the evaluated doses were examined.

#### 3.4.1 概要

核爆発実験起因の  $^{239}\text{Pu}$  の大気中濃度の測定を継続し、その呼吸摂取による肺の被曝線量を評価した。 $^7\text{Be}$  の大気中濃度と月間降水量とを測定し降雨との関連などを調べた。また同一環境試料からの  $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、および  $^{239}\text{Pu}$  の系統的分析方法を検討確立した。

環境  $\gamma$  線々量への自然放射線および施設放出希ガス  $\gamma$  線の寄与の分離評価のため長期間連続観測データの自動処理計算コードを完成し、約1年分の観測値を解析した。NaI(Tl)検出器の方向特性を決定し、これを使って野外における  $\gamma$  線の方向分布測定を開始した。下側遮蔽付および遮蔽なしの検出器を使った同時測定により  $^{41}\text{Ar}$  の  $\gamma$  線々量率の地面散乱寄与分を評価した。また球型 NaI(Tl) 検出器に適用するスペクトル—線量変換荷重関数計算用の標準スペクトルを作成した。

海風時の気温鉛直分布を係留気球で観測し塔観測と合わせて温度境界層の高さと海岸からの距

離を議論した。熱的浮力のない排気筒の煙の吹上げ高さについて原研で行った測定実験の結果を再整理し、二、三の式と比較した。洩航式測定器で東海村沖の水温および塩素量を測定し、変動のスペクトル解析を行った。(今井和)

### 3.4.2 大気中<sup>239</sup>Puの呼吸による被曝線量の推定

大気中に存在するフォールアウト<sup>239</sup>Puは、今後新しく大量の大気圏への注入がない限り、将来もほぼ現在の濃度で経過してゆくことが予測される。

このフォールアウト<sup>239</sup>Puからの被曝線量を推定する場合に、最も大気中濃度が高かったと考えられる1960年代にさかのぼった濃度を推定し、それを含める必要がある。その濃度は、その当時の大気中<sup>90</sup>Sr濃度と、地表面降下量の<sup>90</sup>Sr/<sup>239</sup>Puとから推定した。この濃度を1973年から1975年までの3年間の実測値と比較すると、同じ時期の両者は良く一致しているので、この推定は特に問題はないと考えられる。

この濃度から呼吸によって与えられる被曝線量をICRPの“Lung dynamics model”計算し、2000年における線量を推定した。

1961年以降の大気中<sup>239</sup>Pu濃度は次のようにして推定した。1961年からモニタリングステーションの連続集塵濾紙の1カ月分をまとめ核種分析を行ない、<sup>90</sup>Sr、<sup>137</sup>Csなどの長寿命核種の月平均濃度を求めてきた。一方気象研究所では、1958年以降の東京における<sup>90</sup>Srと<sup>239</sup>Puの毎日の地表面降下量を求め報告している。この地表面降下量の<sup>90</sup>Sr/<sup>239</sup>Puの値を用い、大気中<sup>90</sup>Sr濃度から大気中<sup>239</sup>Pu濃度を推定した。

その結果、大気中<sup>239</sup>Puの最高値は1964年に出現し、その年の平均濃度は $2.3 \times 10^{-4}$  pCi/m<sup>3</sup>であり、その後1970年まで急速に減少し、1970年以降は横ばい状態となっている。その平均濃度は $1 \times 10^{-5}$  pCi/m<sup>3</sup>であり最高値の約 $1/10$ となっている。

これらの大気中濃度の呼吸によって与えられる2000年における線量を推定した。1975年以降の濃度は、1973年から1975年までの3年間の平均濃度から2000年まで継続するとした。計算はICRPのLung dynamics modelに従って行なった。計算に用いた主なパラメータは次の通りである。

- (1) フォールアウトPuの化学形はPuO<sub>2</sub>とした。したがってモデルのカテゴリーは“Class Y”である。
- (2) Puの粒子径は質量中央径として0.4μmとした。
- (3) 肺胞に達する割合0.32, 肺胞への残留率0.6, 肺胞に対する有効半減期500日, 呼吸量20 m<sup>3</sup>/日, 肺の質量1000 gとした。

その結果肺胞に対する2000年における線量は、1961年～1975年間の摂取による2000年における線量が2.1mrem, 同じく1975年から2000年までの摂取による線量が0.75mremとなり、1961年から2000年までの摂取による線量はそれらの合計値である約3 mremとなる。

フォールアウト摂取の呼吸による肺への線量としては、<sup>95</sup>Zr-<sup>95</sup>Nbからの線量寄与が一番大きく、続いてこの<sup>239</sup>Puによる寄与が大きいことが明らかになった。(笠井)

### 3.4.3 大気中の<sup>7</sup>Be濃度とその変動

<sup>7</sup>Beは宇宙線によって生成し、大気中での<sup>7</sup>Beの濃度は天然放射性核種では、Rn, Tnの娘核種について高い。自然環境中に存在する人工放射性核種との比較・区別をするために、過去1年余にわたって得られたデータから、雨水降下物および地表面大気中の<sup>7</sup>Beの濃度と変動レベル、雨水中の<sup>7</sup>Be濃度と降雨量との相関について検討した。

雨水降下物については、高さ約4mの屋上に設置してある採取面積0.5m<sup>2</sup>の水盤について、1ヶ月ごとに試料を採取し蒸発乾固した。大気中塵埃については、24時間連続集塵した移動ろ紙(60cm/日)を1ヶ月分まとめ、450°Cで数時間灰化した。雨水については屋上にある採取面積0.5m<sup>2</sup>の採取器で採取した降雨を蒸発濃縮し、それぞれ測定試料とした。

測定はGe(Li)半導体検出器で行い、<sup>7</sup>Beの0.477MeVホトピークより定量した。

この結果、雨水降下物中の<sup>7</sup>Be降下量は雨量との相関が良く、降雨によるものが支配的であることがわかった。その値は、1975年4月から1976年1月で検出限界以下から $1.2 \times 10^4$  pCi/m<sup>2</sup>の範囲であった。地表面大気中の<sup>7</sup>Be濃度はほぼ $10^{-1}$  pCi/m<sup>3</sup>で、対流圏での<sup>7</sup>Be平均生成率の計算値<sup>1)</sup>  $4 \times 10^{-1}$  pCi/m<sup>3</sup>と比較して、ほぼ同じオーダーである。<sup>7</sup>Be降下量および<sup>7</sup>Be濃度の月変化については、フォールアウト核種にみられるような季節変動はみられなかった。雨水中の<sup>7</sup>Be濃度にはかなり変動があり、この変動の要因は、雨の生成する高さと降雨の持続する時間に依存すると思われる。雨量の少ない雨の<sup>7</sup>Be濃度は比較的高く、雨量が多くなるに従って、ある平衡的な値になっていくことから、大気中<sup>7</sup>Beは降り始めの雨に効果的に捕えられることがうかがえる。(天野)

#### 参考文献

- 1) D. Lal and B. PETERS: Cosmic Ray Produced Radioactivity on the Earth. Handbuch der Physik, XLVI / 2, 551 (1967)

### 3.4.4 環境試料中の<sup>90</sup>Sr, <sup>137</sup>Cs, <sup>239</sup>Puの系統的分析法

環境試料中の<sup>90</sup>Sr, <sup>137</sup>Cs, <sup>239</sup>Puの分析法は、それぞれ個々に独立した方法としてすでに確立しているが、原子力施設周辺の環境モニタリングのためのルーチン作業分析法として、一つの試料から<sup>90</sup>Sr, <sup>137</sup>Cs, <sup>239</sup>Puを逐次系統的に分離定量できる方法を検討した。

分析操作を以下に示す。環境試料を乾燥、灰化の後、収率補正のために<sup>236</sup>Pu(～1d-pm), Sr, Cs担体(各20mg)を正確に加える。次に酸抽出し、抽出液中のプルトニウムを鉄共沈する。この沈殿を8N硝酸に溶かし、トリ-n-オクチルアミン溶媒によりプルトニウムを抽出する。鉄共沈の際の上澄液について、固体の炭酸ナトリウムを過剰に加え、炭酸塩の沈殿をつくり上澄液を<sup>137</sup>Cs分析用に、沈殿を<sup>90</sup>Sr分析用とする。沈殿を希塩酸に溶かし、陽イオン交換樹脂アンバーライトCG-120 H<sup>+</sup>型に通し、酢酸アンモニウム溶液でストロンチウムを溶離する。ストロンチウムは炭酸ストロンチウムとして沈殿させ、<sup>90</sup>Yのミルクングのため2週間以上放置する。上澄液中のセシウムは、溶液のpHを1～2に調節し、固体リンモリブデン酸アンモニウムを加えてセシウムを吸着させ、これを水酸化ナトリウムで溶かし、pH～8とし、塩化白金酸溶液を加え、塩化白金酸セシウムの沈殿を作る。この場合、<sup>87</sup>Rbの混入のおそれのある時は、pH～6.8と

し、Na-TFPB3%溶液を加え、Cs-TFPB沈殿とする。

試料の量が少ない場合は、試料を酸抽出した抽出液から直接プルトニウムをTOA抽出後の水層の部分を陽イオン交換樹脂に通し、酢酸アンモニウム溶液でストロンチウムとして、セシウムは塩化白金酸セシウムとして、それぞれ沈殿させる。

プルトニウムは電着のちシリコン半導体検出器で $\alpha$ 線を測定し、 $^{90}\text{Sr}$ は $^{90}\text{Y}$ を、 $^{137}\text{Cs}$ はそれぞれ低バックグラウンド2 $\pi$ ガスフローカウンタで $\beta$ 線を測定する。

本法を、大気中塵埃(集塵濾紙)および全降下物(水盤試料)に適用した。本法は、試料の前処理を適当に選べば、上記試料以外の環境試料にもルーチンワークの方法としても適用することができる。(今井利)

### 3.4.5 環境 $\gamma$ 線連続測定結果の解析

微量の施設寄与 $\gamma$ 線の弁別測定法の研究開発として、NaI(Tl)検出器を用いたシンチレーションDBMカウンタによる幾つかの弁別測定法を開発してきた<sup>1)</sup>。この中で、得られた長期の連続測定結果を自動的に解析し施設寄与成分、降雨成分、自然 $\gamma$ 線の定線量率成分を分離計算するデータ処理コードを整備し良好な結果を得たのでその概要を次に述べる。

DBM方式による、全照射線量率の測定系統(チャンネルA)と自然 $\gamma$ 線成分のみを検出する測定系統(チャンネルB)の2チャンネル方式の測定装置では施設寄与 $\gamma$ 線成分の分離計算は次に示す基本式に従って行われる。

$$D = K_A \cdot (N_A - K_B \cdot N_B) - C$$

ここで、 $D$  : 施設寄与 $\gamma$ 線成分 ( $\mu\text{R}/\text{h}$ )

$N_A$  : チャンネルAの計数率 (cpm)

$N_B$  : チャンネルBの計数率 (cpm)

$K_A$  :  $N_A$  から照射線量率への換算係数 ( $\mu\text{R} \cdot \text{h}^{-1}/\text{cpm}$ )

$K_B$  :  $N_B$  に含まれる降雨による変動分を  $N_A$  系の計数率へ変換する定数

$C$  :  $N_A, N_B$  の差し引き後にのこる一定のバックグラウンド成分 ( $\mu\text{R}/\text{h}$ )

計算プログラムではC値は最初零と置き、差し引き計算後線量率の頻度分布から最高頻度位置の検索によって自動的に決定されるようになっている。施設寄与 $\gamma$ 線と降雨成分の変動パターンの特徴を残し、しかも統計的に十分な精度を保つ1データの測定時間として10分程度が妥当な時間であり、また1回のデータ処理として5日~10日分が施設寄与 $\gamma$ 線と自然 $\gamma$ 線の短期・長期の変動特性からみた適当な量である。

2チャンネル方式の差し引きによる分離評価法はバックグラウンド放射線の長期変動や測定器の不安定性にもとづくレベル変動を消す作用があり、実測データにより解析結果ではC値は3ヶ月で $\pm 0.1$  ( $\mu\text{R}/\text{h}$ ) 以上の変化はなく非常に良好な分離精度が得られている。この計算手法は全照射線量率  $N_A \times K_A$  や自然成分  $N_A \times K_A \times K_B$  の決定にも適用され、分離計算の妥当性の検定やそれぞれの積算線量の計算に応用されている。

この他、計算コードでは照射線量率の変動パターンやチャンネルA、Bの相関図、照射線量率の頻度分布、積算照射線量の線量分布などを図形の形でマイクロフィルムに記録し、分離および積算線量計算の高能率、高精度化を行っている。Fig. 3.4.5-1に計算コードを簡単なフローチャートで示した。(森内)

参考資料

1) 森内 茂, JAERI-M7066 (1977年5月)

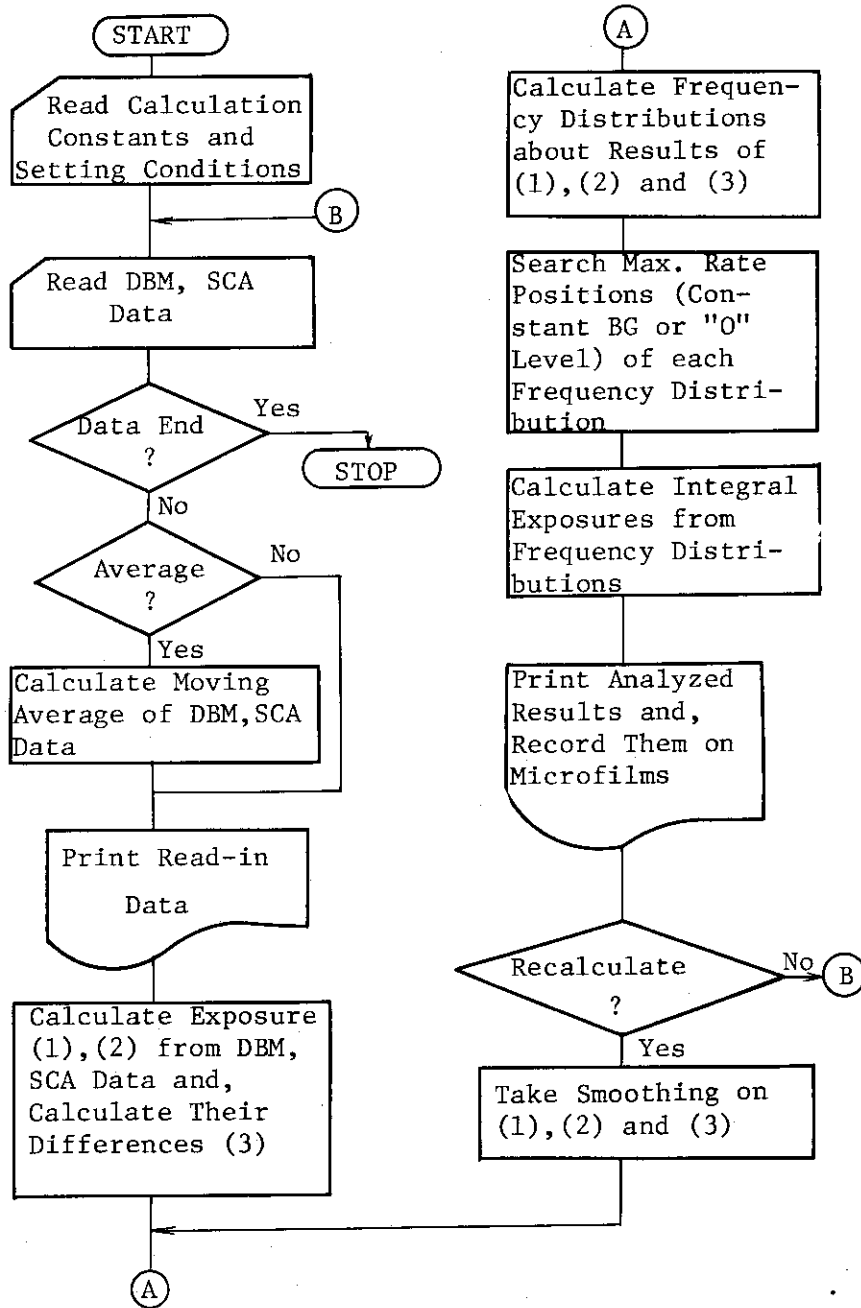


Fig. 3.4.5-1 Program flow chart of data analysis for separation of plume and natural components

### 3.4.6 環境 $\gamma$ 線の特性解析

環境 $\gamma$ 線の入射方向分布を知ることは、環境 $\gamma$ 線の特性解析、入射方向特性の違いを利用したモニタリングへの応用研究などの上で重要な基礎資料となる。今回、平坦な地面上1mにおける自然 $\gamma$ 線の入射方向分布および $^{41}\text{Ar}$ プルームからの $\gamma$ 線の地面散乱成分を測定した結果の一部を報告する。

#### (I) 自然 $\gamma$ 線の入射方向分布

自然 $\gamma$ 線の入射方向分布の測定法としては、着目する方向を向いたコリメータを検出器に取り付けて測定する方法があるが、この方式では感度が下るため測定に長時間を要する。本測定では、地面に対して垂直に立てた検出器（1"  $\phi$   $\times$  1" NaI (Tl)）を軸として軸対称になるように円筒状の鉛蔽遮体（内径30cm, 厚さ5cm）を設置し、検出器の位置を適当な高さに設定して（すなわち、鉛と検出器の相対位置を変え）検出器へ入射する $\gamma$ 線方向範囲を変えて測定し、それぞれの差をとることによって $\gamma$ 線の入射方向分布を出した。この方法では、前述のコリメータ方式に比べて $\gamma$ 線の入射立体角が大きいため測定時間が大幅に短縮され（1点当り20~30分）、自然 $\gamma$ 線レベルの時間変動の影響を受けにくくなる。一方、この方式では検出器への $\gamma$ 線の入射方向が一定ではないため、検出器自体の $\gamma$ 線入射方向による感度によって補正せねばならないが、使用した1"  $\phi$   $\times$  1" NaI (Tl) の感度特性は十分に均一であり、補正は不必要であった。

Fig. 3.4.6-1 に測定例として久慈川河川敷における結果を示す。これによると入射 $\gamma$ 線の85%が水平方向より下方からの成分である。今後、測定地点を変えて測定し、種々の地形、地質におけるデータを蓄積してゆく予定である。（長岡）

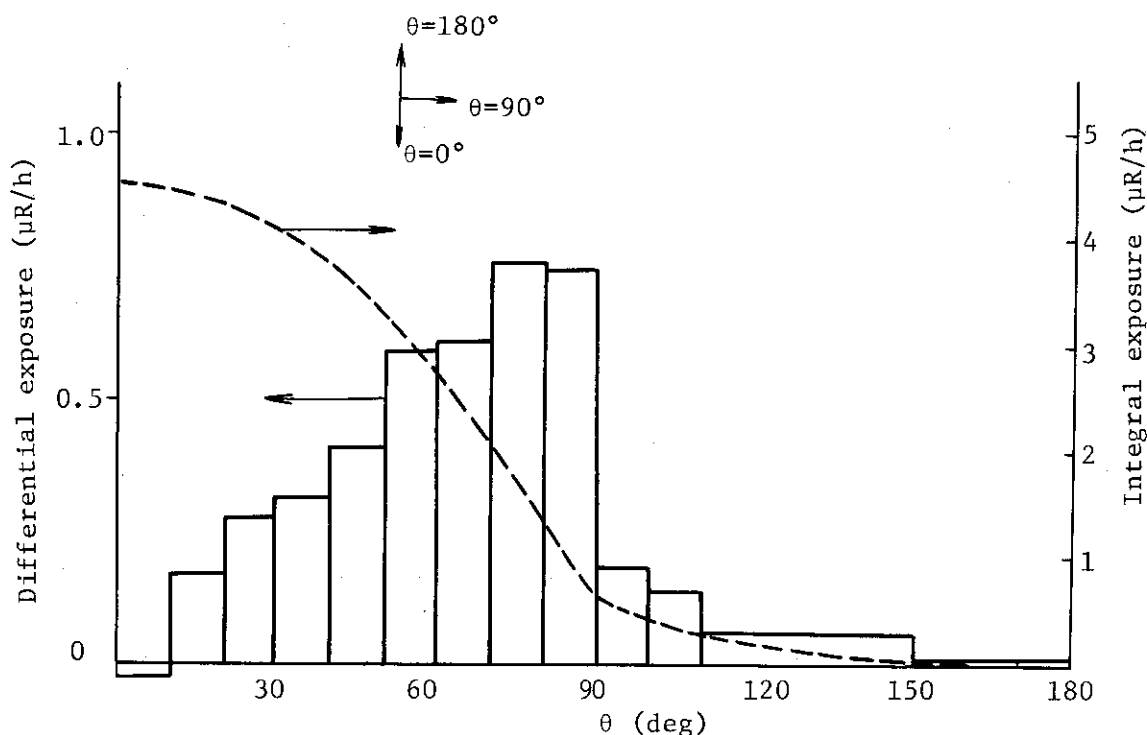


Fig. 3.4.6-1 Directional characteristic of natural environmental  $\gamma$  radiation  
Sept. 1976 at Kuji river side (at a height of 1m)

### (II) $^{41}\text{Ar}$ プルーム $\gamma$ 線の地面散乱成分寄与

放射性希ガスからの被曝線量の計算による被曝評価では、環境中の線量再生係数として空気の無限媒質中の値が一般に使用されているが、被曝線量の高精度評価の観点からその使用の適否を検討しておく必要がある。ここで、JRR-2 排気筒（高さ40m）から排出されている $^{41}\text{Ar}$ による $\gamma$ 線を対象に地面乱成分を評価する実験をおこなった。

測定装置として2"φ×2"NaI(Tl)検出器（2個）と多重波高分析器を使用し、検出器の一つは地上1mに裸の状態に、他の一つは同じ高さで2π下方からの入射成分を鉛シールドで蔽遮した状態に置いた。この状態で2要素のスペクトル分布を積算時間50分毎に同時記録した。各種気象安定度、気象条件における様子を調査する必要上約20日にわたり連続観測を行ない、 $^{41}\text{Ar}$   $\gamma$ 線の寄与のある測定区間についてデータ解析を行った。

解析の結果、 $^{41}\text{Ar}$  プルーム軸が測定点上付近にある場合地面散乱成分は全体のほぼ10%を占め、Chiltonの半経験式から予測された値にほぼ等しいことが確認された。プルーム軸が移り線量率が軸上値のほぼ $\frac{1}{5}$ 以下になる状態では蔽遮は検出器による観測値がより大きな減少を示した。水平に近い斜め入射の場合には鉛蔽遮により2π上方空間からの成分も蔽遮される割合が増加するため、これは遠い線源—検出器間距離における地面散乱成分の増加を必ずしも意味するものではない。この解析結果は計算による被曝線量評価の高精度化や微量施設寄与分の分離測定法の開発の基礎資料として活用される。（森内）

#### 3.4.7 NaI(Tl)シンチレータ用G(E)関数の計算に用いる標準スペクトルの作成

NaI(Tl)シンチレータを用いて測定されたパルス波高スペクトル分布に直接作用させて線量変換を行う演算子（G(E)関数）は、森内<sup>1)</sup>によって既に数種類のNaI(Tl)シンチレータについては計算されている。今回我々は、この計算には含まれなかったが環境 $\gamma$ 線測定用として利用価値の高いNaI(Tl)シンチレータ（2"φ球、3"φ球、4"φ×3"）について、実測スペクトルからG(E)関数を求めるために必要な測定、検討を行った。

G(E)関数は、いくつかの適当な標準スペクトルとそれに対応するエネルギー、線量率を用いて多項式近似によって計算される。そのため、適当なエネルギー間隔のスペクトル測定、測定器周辺の地面・建物などによる散乱線の差し引き、測定条件からの線量率計算などの作業を行った。

今回のエネルギースペクトル測定に用いた $\gamma$ 線源およびその主エネルギーは次の通りである。 $^{241}\text{Am}$  (60 keV),  $^{57}\text{Co}$  (124 keV),  $^{139}\text{Ce}$  (166 keV),  $^{203}\text{Hg}$  (279 keV),  $^{113}\text{Sm}$  (393 keV),  $^{85}\text{Sr}$  (514 keV),  $^{137}\text{Cs}$  (662 keV),  $^{54}\text{Mn}$  (835 keV),  $^{60}\text{Co}$  (1.25 MeV)。これらに加えて、50 keVから200 keVのスペクトルを $\delta$ 関数で表わして標準スペクトルとして準備した。この線スペクトルについては蛍光X線のエスケープ分を考慮した。さらに、準備したスペクトルを検討し、不適当な部分は修正して使うために、Peak Efficiency（1線束当りの全吸収ピークカウント数）、Compton散乱成分/全カウント数、Compton成分の高さなどのエネルギー傾向を見た。Fig. 3.4.7-1にその一例としてPeak Efficiencyのエネルギー傾向を示す。4"φ×3"のシンチレータでは200 keV以下でPeak Efficiencyが下るが、これはシンチレータの容器（Al 2mm厚、内部に鉄製リング入り）による吸収によるものである。エネルギーに対して系統的な傾向から大きく外れる点は線源強度の値づけ、散乱成分の差し引き方、不必要なピークの切り方などに問題

があると考え、原因を確めて修正した。この標準スペクトルを用いてG(E)関数を計算したが、使用スペクトルの数、近似多項式の次数、Mパラメータなどの選定については更に検討を要する。

1) 森内 茂, JAERI 1209 (1971)

(長岡)

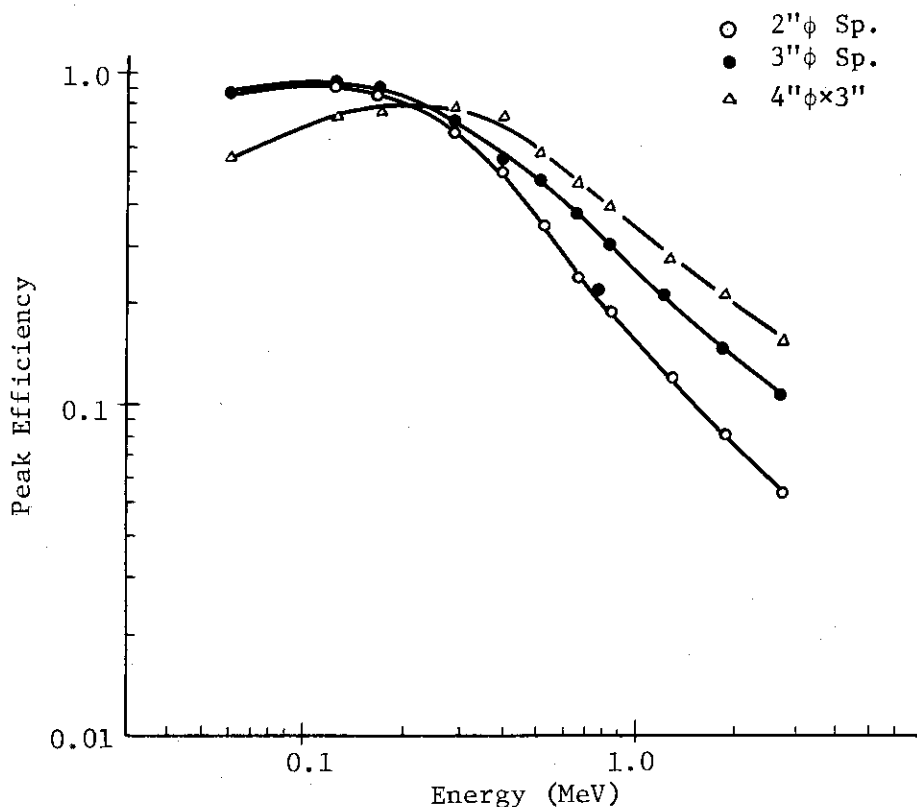


Fig. 3.4.7-1 Peak efficiency of NaI(Tl) scintillator

### 3.4.8 係留気球による海風境界層の観測

大地と海洋の熱容量の違いのため、日中の地面温度はしばしば海洋温度よりかなり高い。この場合、海から内陸に向く風が海岸線を越え進行するに従いがい、熱的な内部境界層が形成され、沿岸の排気筒放出物の拡散に影響を及ぼすことが考えられる。この影響評価の一環として、大気拡散と関係の深い気温鉛直傾度の特別観測が、5月から8月にかけて行われた。とくに、典型的な海風時をねらいに、大洗研の気象観測塔南西約4.5 kmの地点に、前年度作製した係留気球気温傾度観測装置を配置し、塔における気温鉛直分布の内陸移行にともなう変質を調べる集中観測を7月15日から31日にかけて行った。

係留気球は高度約200 mに浮揚させ、地上との間で6点の気温を連続記録させた。海岸線からの距離は、塔が0.6 km、気球観測地点（以下内陸とよぶ）が2.5 kmである。観測期間中、3時間毎に測風気球により上層1000 mまでの風の測定も行われた。

今回の観測結果の解析により、以下のようなことがわかった。

- (1) 陸風時には、気温鉛直プロファイルは内陸点、塔ともに時間おくれなく同様な日変化をたどる。高度時間断面図に描いた気温等値線は両地点ではほぼ一致し、地上気温が最高に達する14



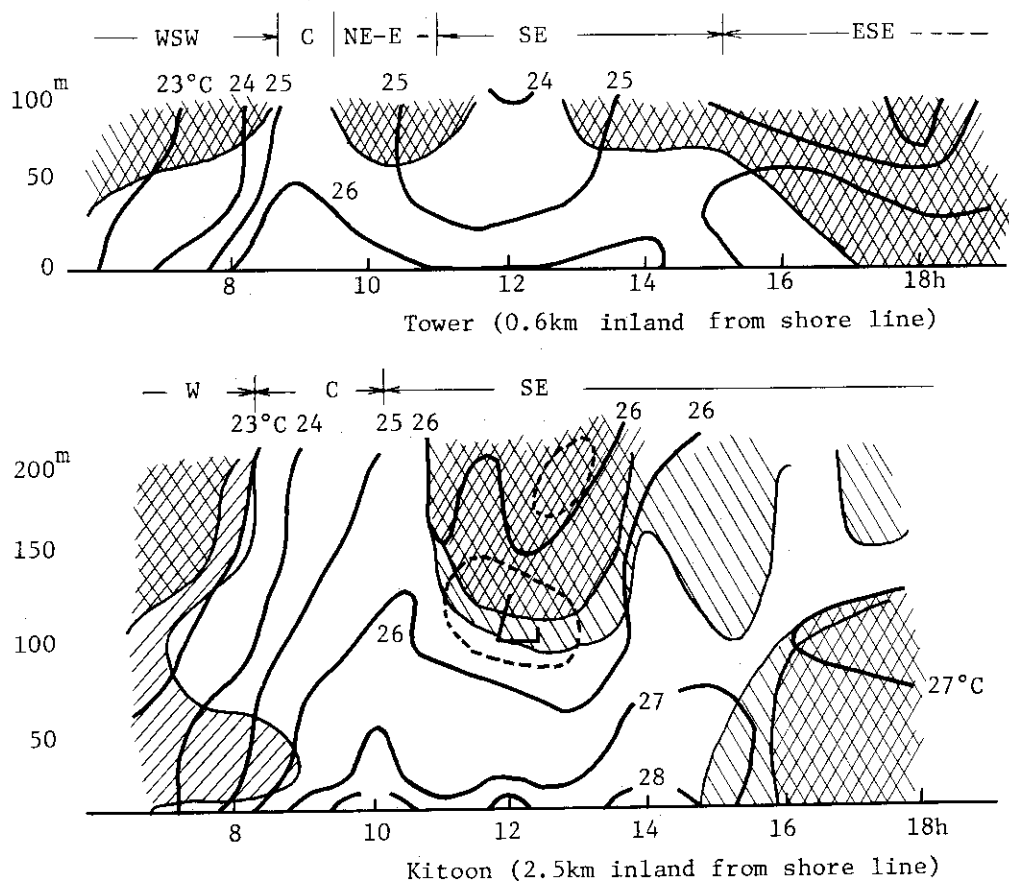
時頃をピークに山型となる。

(2) 夏期晴天海風時には、塔の90m範囲の気層に上部逆転・下部でい減の状態がほとんど常におこる。これに対応する上部逆転が、内陸点200mの層内にしばしば現われるが、この対応には海風の発達程度、風の鉛直シアーなどが大きく影響する。

(3) 塔と内陸点の両者で、対応すると思われる逆転層の下面高度を比較すると、後者が約2倍である。今回の観測結果では、海風内部境界層の厚さは、上陸後の移行時間の平方根に比例するように思われる。



塔および内陸点の気温分布日変化の比較例をFig. 3.4.8-1に示す。太線は気温等値線、ハッチ部分は逆転域である。

なお、海風時に上層逆転が現われるためには、上陸前の気温傾度が一定高度まで逆転ないし中立であることが必要条件であるが、5月-6月に東海村の波打際で行なわれた係留気球観測では、海風時には200mの層内で日中も逆転-中立が持続する例が大部分であった。(角田道生)



July 29, '76

Fig. 3.4.8-1 Comparison of temperature fields in time cross section between the two stations

 intense inversion  
 weak inversion

### 3.4.9 温度の低い排気の上昇<sup>1)</sup>

排気筒からの排出気体の流軸の立ち上りを求める計算式は数多く提案されているが、排気温度が周囲大気との温度とあまりかわらない、いわゆる cold plume の上昇については実規模野外実験による裏付けがきわめて少ない。近年、原子力施設の環境評価では、Briggs の上昇式<sup>2)</sup>がよく用いられるが、原論文で参照された実験値は風洞データであり、パラメータ範囲も限られている。1965年、東海研の二つの研究炉 JRR-2 および JPDR の排気筒を用い、平常運転条件のもとでの煙の上昇実験が行われた。ここでは上昇高の測定が写真撮影の方法で行われたので、データが比較的近距离に限定されたが、反面上昇中の流軸の形を細かく検討する情報が得られている。そこで、今回この実験データを再整理し、上昇中の流軸の形に主眼をおいていくつかの評価式と比較することにした。

実験はいずれも冬の日中（早朝を含む）に行われ、16回の発煙実験について、風下150mまでの上昇高が得られている。排出熱量  $Q_H$  は、 $2 \sim 8 \times 10^4 \text{ cal s}^{-1}$ 、排出速度  $w$  と風速  $u$  の比  $w/u$  は  $0.5 \sim 2.8$  の範囲である。実測による上昇中の流軸の形と、評価式の比較の一部を Fig. 3.4.9-1 に示す。今回の野外データ再整理結果と各種評価式の比較によってほぼ次の結論が得られた。

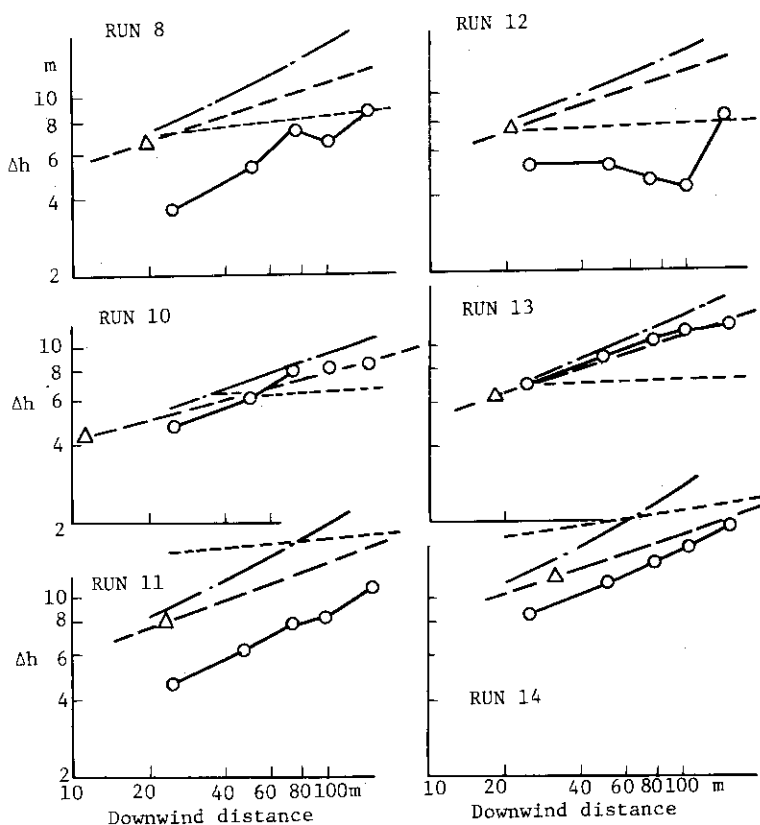


Fig. 3.4.9-1 Calculated and observed rise of bending-over plumes

- observed plume rise.
- calculated plume rise following Briggs' formula for "jet".
- △ point where  $\Delta h = 3 \frac{w}{u} d$  on the above formula.
- · - · - calculated plume rise following Briggs' formula for "jet + buoyancy".
- ..... calculated plume rise following Bosanquet's formula<sup>3)</sup> for buoyancy.

室温程度の排気に対しては、(強い安定、弱風時を別とすれば)浮力がないときの Briggs の上昇式を適用してもよさそうである。これは  $w_{\text{u}}$  が 4.0 よりもかなり小さい範囲まで適用でき、また上昇高  $\Delta h$  が  $3wu^{-1}d$  ( $d$ : 排気筒直径) になる風下距離よりも遠方まで  $x^{1/3}$  に比例する上昇が続くようである。実用的な実効放出高評価法としては、 $\Delta h = 3.0wu^{-1}d$  とすれば、上昇高を過大に評価する心配はなさそうであるが、Holland の式<sup>4)</sup>  $\Delta h = 1.5wu^{-1}d$  は、これに排熱による上昇の項を加えても過少に評価しすぎることになる。(角田道生)

#### 参考文献

- 1) 角田道生 (1977): JAERI M 7127
- 2) Briggs, G. (1969): TID-25075
- 3) Bosanquet, C. H. (1957): J. Inst. Fuel 30, 322-328
- 4) U.S. Weather Bureau (1973): ORO-99

#### 3.4.10 沿岸海況の変動

沿岸海況が非常に複雑に変動することは良く知られているが、その実態はわかっていない。海水の水温・塩素量の時空間連続測定値の変動をスペクトル分析し、解析を試みた。

原研沖 600m の地点のブイに吊下げた自記水温計によって 4 日から 20 日間の水温の連続記録をとった。また、久慈川河口から沖合 3km にわたって 10 数点、曳航式水温・塩分計により水温・塩素量の水平連続データを得た。これらのデータをスペクトル解析した。そのいくつかの例を Fig. 3.4.10-1, Fig. 3.4.10-2 に示す。

定点における水温変動のスペクトル密度は、日によって大きく異なる。

空間変動スペクトル密度は、水温・塩素量で異なる場合がある (Fig. 3.4.10-2)。半数以上のものは、ほぼ  $5/3$  乗で減少する曲線に沿う。

これらのことは、東海村沖の海域を占める水塊は、その乱流構造が、時間的にも場所的にも変化していること、さらに、水温、塩素量の源が同一でないために、スペクトル密度の分布が異なったのではないかと推測される。この海域において、表層と中層の空間変動を解析すると、両者の間にも明らかな違いが見出された。このような拡散に寄与する乱流構造は、さらに気象や海流と結びつけた精密な観測をすることによって明らかにされるであろう。(福田雅明)

#### 3.4.11 軽水型発電炉の平常運転時における環境中被曝線量評価コードの開発

核燃料サイクル全体を対象とする環境放射能評価システムを開発するために、まず、国内に配置されるすべての軽水型発電炉の平常運転時における公衆個人および集団の被曝線量を評価するコード (CARIEN; Code for Assessing Radiological Impacts on the Environment of Light-Water-Cooled Power Reactors under Normal Operation) を作成した。

CARIEN の構成は Fig. 3.4.11-1 に示すとおりである。放射性気体廃棄物の発生量の計算には、国の線量評価指針<sup>\*</sup> 使用されているモデルを多少詳しくしたものを使用している。液体廃棄物、

\* 原子力委員会: 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針, 昭和 51 年 3 月

(昭和 51 年 9 月一部補正)

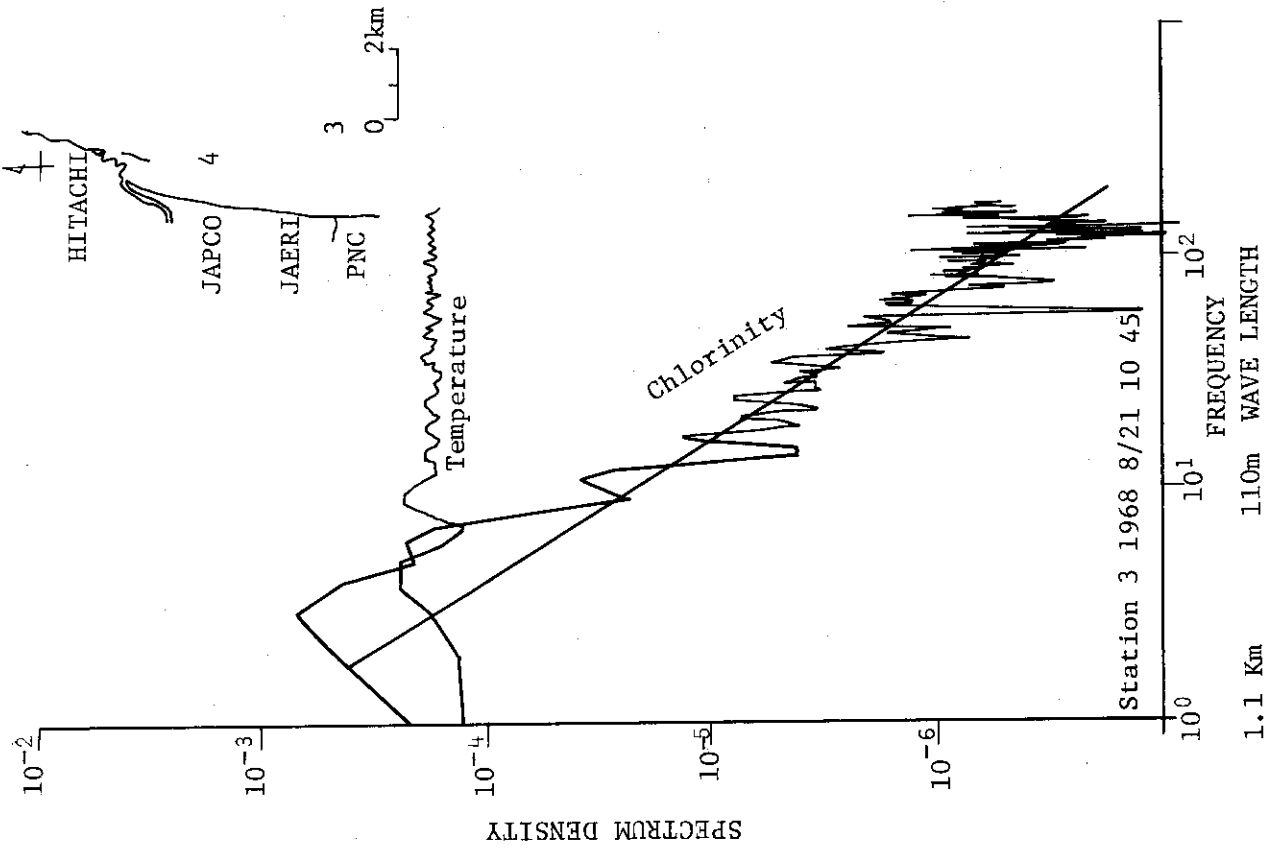


Fig.3.4.10-1 Power spectra of temperature and chlorinity

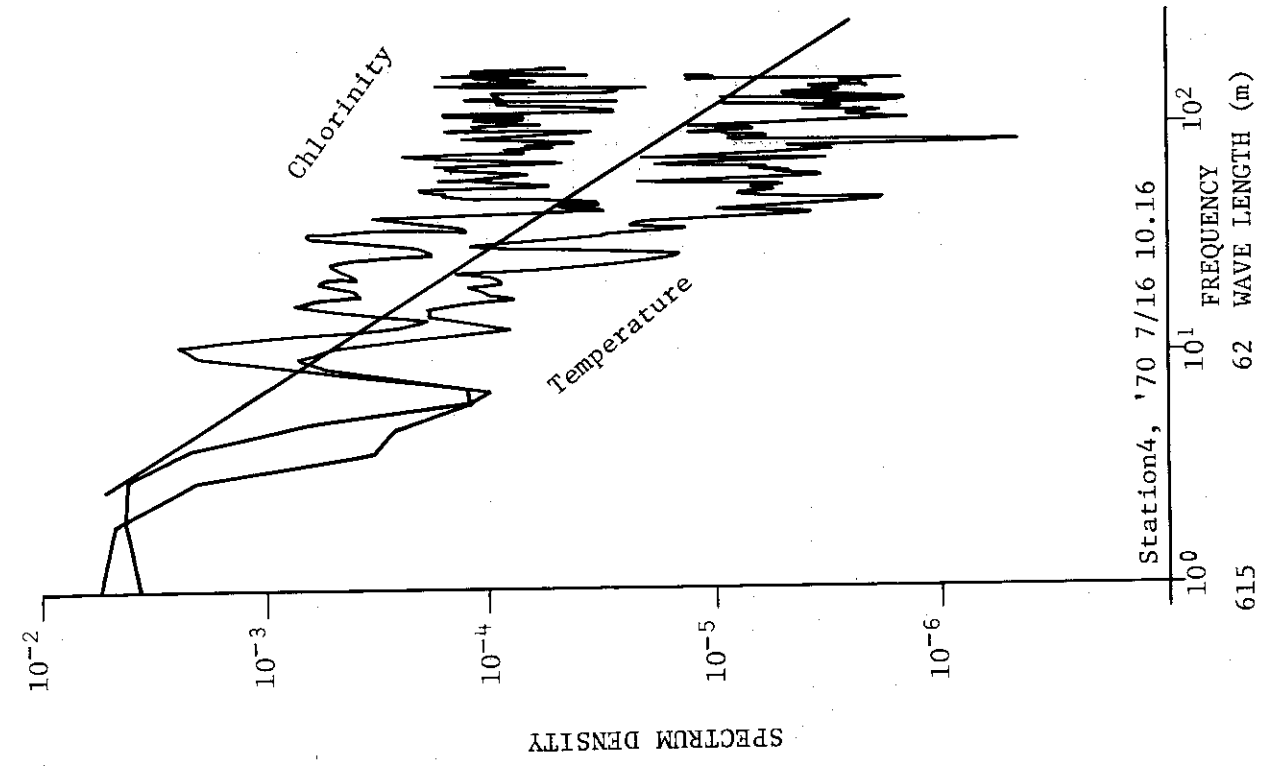


Fig.3.4.10-2 Power spectra of temperature and chlorinity

固体廃棄物の発生量は入力データとして与える。放射性物質の環境中移行経路および被曝経路としては、図に示すようにほとんどすべての経路を対象とした。被曝線量の計算にはほとんどの核種に対して、ICRP 第2委員会のモデルを使用した。一部の核種に対しては同第4小委員会の方法を用いた。また呼吸経路からの被曝では、若干の核種に対してICRPの肺動力学モデルを使用している。集団線量の計算のために、気体廃棄物の拡散を図に示すような3区分に分けて扱うようにした。

CARIENは、ICRP、国連科学委員会、アメリカ国立科学アカデミーの各機関が導き出した放射線障害発生率を内蔵しており、計算した集団線量から障害発生件数の予想もできる。

1976年度には本コードの開発に平行して、東海村を中心とする半径1000km範囲の人口分布、農畜産物の生産、消費に関するデータの収集を行った。1977年度にはこれらのデータを入力として、CARIENのテストを行うこととともに、パラメータの感度解析を含むケーススタディを行う。

(飯島)

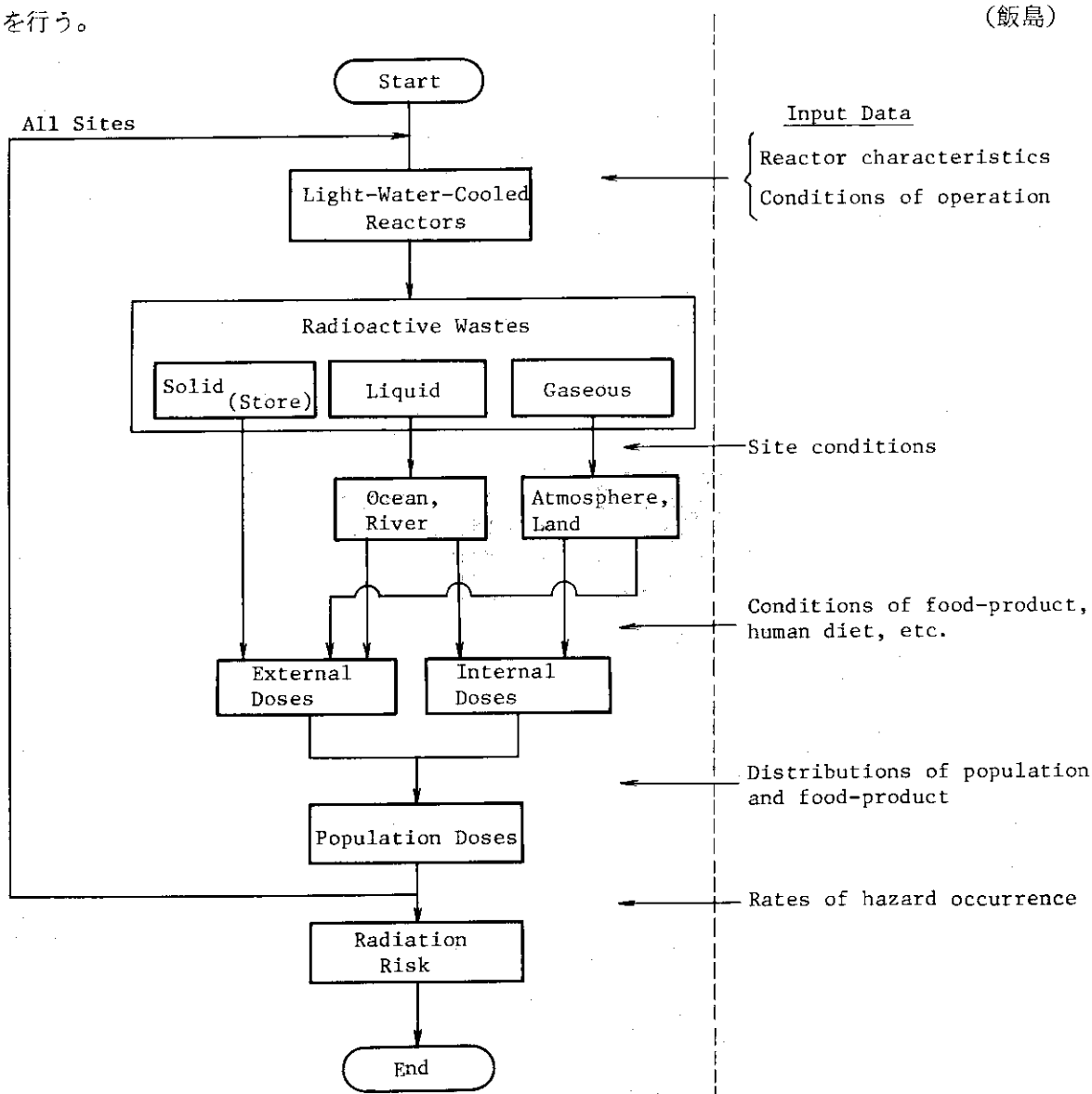


Fig. 3.4.11-1(a) Schema of CARIEN, Code for Assessing Radiological Impacts on the Environment of Nuclear Power Reactors under Normal Operation

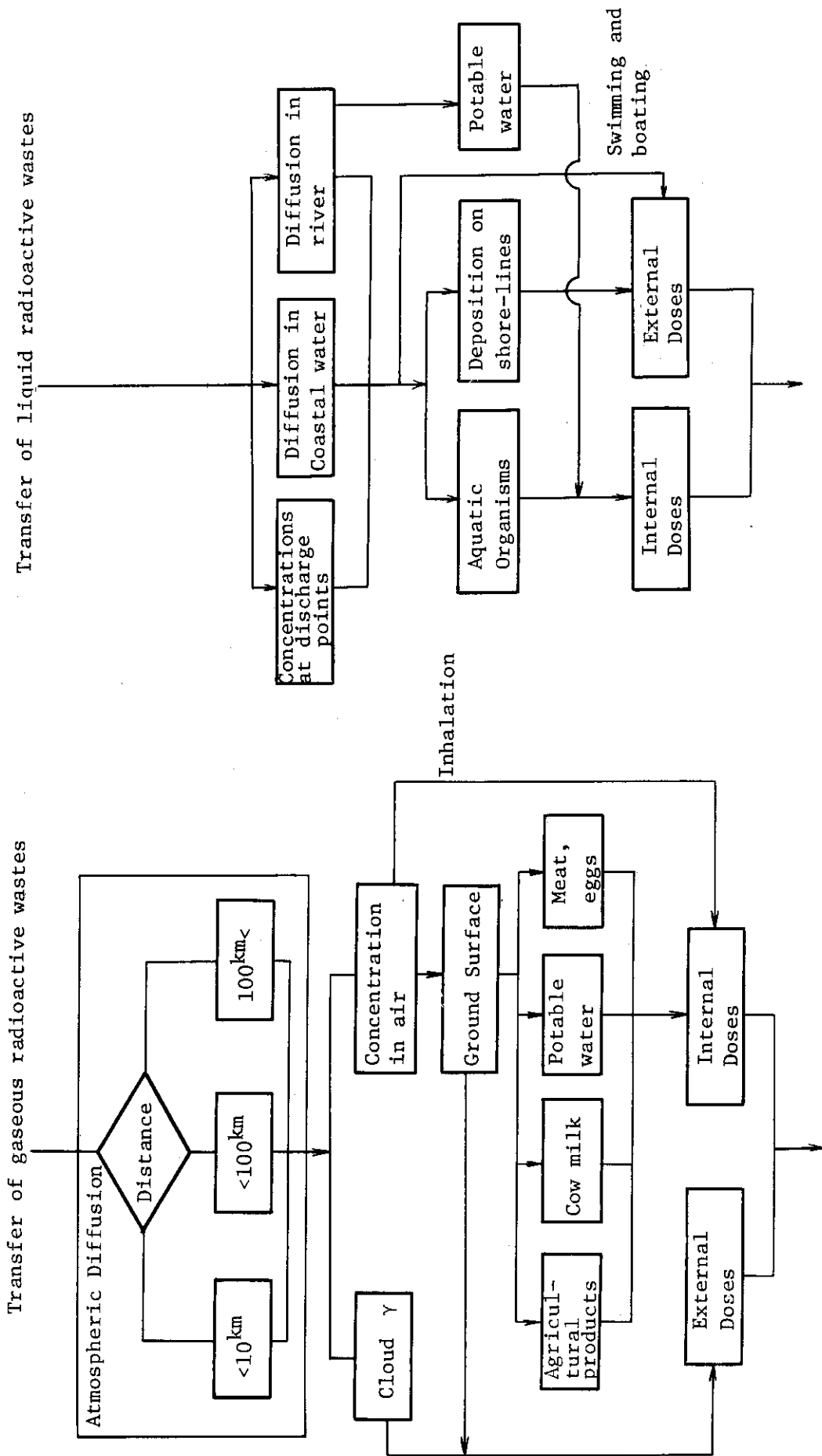


Fig. 3.4.11-1(b) Detailed schema of CARIEN

### 3.4.12 放射性固体廃棄物の海洋投棄にともなう公衆の年間被曝線量の推定

放射性固体廃棄物の処分については、その処分方法を経済性と環境安全性の観点から確立することが急務であり、原子力委員会がその検討を進めていることは周知のとおりである。その一環として、科学技術庁では低レベル固体廃棄物の試験的海洋処分を計画し、1975年度後半から試験的処分の環境安全性を検討してきた。環境調査解析室はこの検討作業に参加し、処分にともなう公衆の年間被曝線量の計算を行ったが、そのために計算コード(ASCIRODE)を作成した。

公衆を、太平洋海域における漁業者集団と一般公衆(成人、小児、乳児)に分けた。被曝経路としては魚類の摂取による主要臓器の内部被曝を対称にしたが、漁業者集団については漁業にともなう外部全身被曝線量も計算した。固体廃棄物から浸出する放射性物質の海水中濃度の計算では、太平洋を完全閉海域と考え、各境界で放射性物質の拡散が完全反射をとることを想定した。

海洋処分の日本以外の諸国への影響も考慮し、世界全体の集団線量も計算した。

海洋中濃度、被曝線量の計算方法、計算コードの内容と計算例を所内報告書にまとめた。

(飯島)

### 3.4.13 放射性物質の移行評価に用いるパラメータの偏差検討

原子力施設から放出される放射性物質による環境中被曝線量を計算により推定する場合には、放出過程、環境中移行過程、人体内における挙動をそれぞれモデル化し、さらに関連するパラメータに実験や調査から得られた値を用いる。このため、計算された被曝線量の信頼性が常に問題となる。そこで1つの試みとして、放出源→大気→葉菜という比較的簡単な移行経路について、この問題を考察した。

1つの移行経路をモデル化した場合、そこに現われるパラメータは一般に時間に依存したり、相互に関連する。しかし、情報が不十分のため、通常はパラメータを変化しないものと考え、実験や調査から得られた値の平均値あるいは標準値を用いる。これら平均値あるいは標準値には偏差があるため、計算される移行量はこれらの偏差が合成された偏差を持つことになる。そして、この総合偏差を計算結果の信頼中の1つの尺度とすることができる。

対象にした移行経路について、いくつかの仮定を設定しながら主要と思われるパラメータ(地表附近濃度、沈着速度、葉菜の地表面密度、核種の葉菜からの減少率、栽培期間)の平均値と標準偏差を求めた。さらにこれらの偏差から、 $^{131}\text{I}$ の葉菜上蓄積量の偏差(総合偏差)を計算した。相対総合偏差は約90%であり、沈着速度の偏差が支配的となっている。

以上の詳細を放射線医学総合研究所報告書<sup>1)</sup>に発表した。

(飯島)

#### 参考文献

- 1) 飯島敏哲: Food-chain での核種の挙動-評価に使用するパラメータの偏差の検討,  
NIRS-M-20 PP. 37-42 (1977)

### 3.5 放射性廃棄物の処理処分

#### Radioactive waste management

In radioactive waste management, the following were studied: (1) adsorption and distribution of radionuclides in soil, to obtain the basic data on subsurface behavior of the radionuclides, (2) leaching of tritiated water from cement composites, (3) high-hydraulic leaching of  $^{60}\text{Co}$  from full-size cement composites of low-level wastes from BWR and leaching of  $^{137}\text{Cs}$  from similar cement composites of liquid wastes from PWR, (4) leaching of  $^{90}\text{Sr}$  in small-size cement composites under atmospheric pressure, (5) containment of spent powdered ion-exchange resin in polyethylene and measurement of the properties, (6) design and construction of test apparatus for containment of radioactive wastes in asphalt, (7) installation and test operation of high-level waste solidification test apparatus capable of calcination, vitrification and ceramic production, (8) effects of heat treatment and electron beam irradiation on leachability of some components in vitrified products of simulated high-level liquid wastes.

#### 3.5.1 概要

放射性廃棄物の処理処分に関しては、次の様な試験研究を実施した。

放射性廃棄物の陸地保管に関する安全性研究では、放射性核種の地中挙動についての基礎データとして、土壌への放射性核種の吸着率及び分配係数を求めた。トリチウム廃棄物の処理処分に関する研究では、セメント固化体からのトリチウム水の浸出挙動を調べた。実大セメント固化体の安全評価では、BWR型発電炉から発生する低レベル廃液の模擬固化体について高水圧での $^{60}\text{Co}$ 浸出試験を行い、更にPWR低レベル廃液について同様に $^{137}\text{Cs}$ 浸出試験を実施した。これと並行して小規模試料からの $^{90}\text{Sr}$ の常圧での浸出挙動について基礎データを集積した。中レベル廃棄物の固化と安全評価試験では、使用済の粉末イオン交換樹脂（パウデックス）のポリエチレン固化試験と固化体の諸特性の測定を行った。又、アスファルト固化実験装置を設計、製作した。高レベル廃棄物固化法の試験では、仮焼、ガラス固化及びセラミック固化のできる高レベル廃棄物固化試験装置（ベンチスケール）を整備した。この装置と実験室規模試験装置により作成したガラス固化体に熱処理及び電子線照射を行い、浸出性に及ぼす影響を調べた。（阪田・伊藤）

#### 3.5.2 放射性核種の地中挙動

放射性廃棄物の陸地保管の安全評価には、放射性核種の地中挙動について十分なデータが必要である。そのための基礎実験として、種々の条件下における放射性核種の土壌砂への吸着状況を $^{60}\text{Co}$ 、 $^{85}\text{Sr}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ について吸着率および分配係数の観点から調べた。

実験に使用した砂は、東海研究所敷地内（海岸より500m、地下3m）より採取したもので、最頻度粒度：350～420  $\mu\text{m}$ 、密度：2.63g/cm<sup>3</sup>のものであった。

吸着イオン、すなわち放射性核種イオンの濃度が砂への吸着率および分配係数に及ぼす影響を



調べた。この際、濃度の対数と吸着量の対数の関係を求めたところ直線関係が得られ、Freundlich の吸着等温式\* が成立つことが判明した。さらに、同式から吸着指数 ( $\frac{1}{n}$ ) を求めると、 $^{85}\text{Sr}$  および  $^{137}\text{Cs}$  の  $10^{-8} \sim 10^{-12} \text{ mol/l}$  の極低濃度において、 $\frac{1}{n} \approx 1$  という値が得られた。このことから、砂への  $^{85}\text{Sr}^{2+}$  および  $^{137}\text{Cs}^+$  の吸着では、Henry 型の吸着が行なわれているものと考えられた。核種イオンの砂への吸着率および分配係数に及ぼす pH 効果を求めた。吸着率の結果を示す Fig. 3.5.2-1 によると、 $^{60}\text{Co}^{2+}$  の場合には、中性付近に吸着率の極大値が見られ、 $^{137}\text{Cs}^+$  の場合には、酸性からアルカリ性の広い pH 範囲においてほぼ一定の高い吸着率を示した。一方、 $^{85}\text{Sr}^{2+}$  では、pH 10 付近で吸着率の極大値が得られている。分配係数についても吸着率と同様な結果が得られ、各放射性核種の分配係数の極大値は、 $^{60}\text{Co}$ : 300 (pH 6.5),  $^{137}\text{Cs}$ : 680 (pH 7.5),  $^{85}\text{Sr}$ : 100 (pH 10.0) であった。

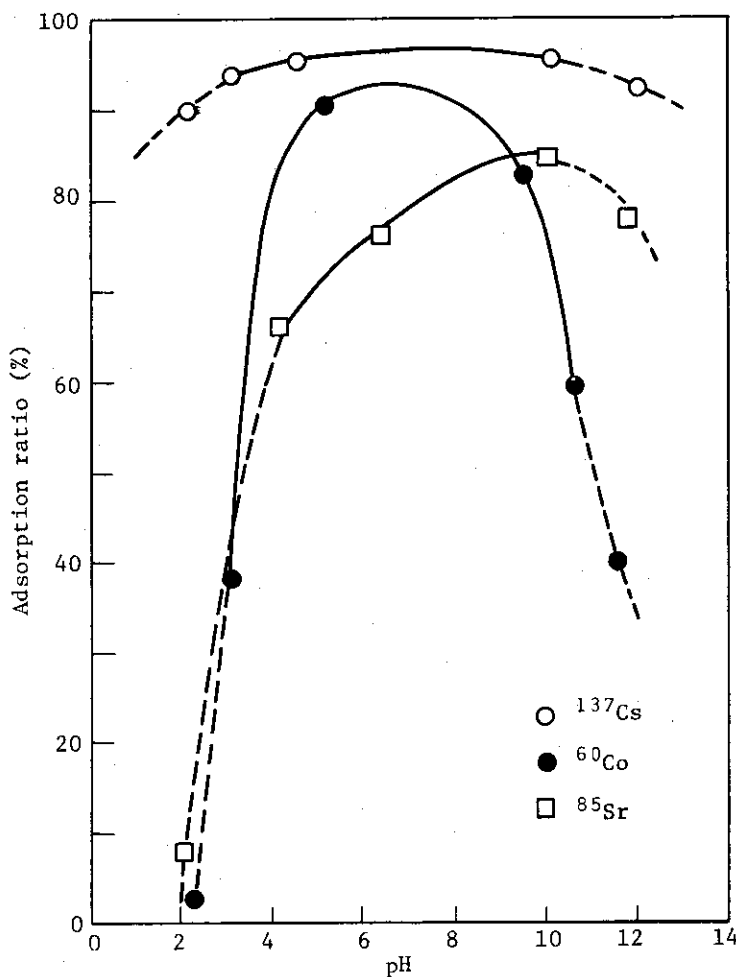


Fig. 3.5.2-1 Variation of adsorption ratios as a function of pH

$$* \log x = \log K + \frac{1}{n} \log C$$

X : 吸着剤に吸着される溶質量 (mol/l)

C : 吸着剤の溶液内溶質量 (mol/l)

K,  $\frac{1}{n}$  : 吸着剤, 吸着質により決まる定数

共存陽イオンが放射性核種イオンの吸着率および分配係数に与える影響を、地下水中の陽イオンを考慮して、 $\text{Na}^+$ 、 $\text{Mg}^{2+}$  および  $\text{Ca}^{2+}$  について調べた。この結果、Table 3.5.2-1 に見られるごとく、 $^{137}\text{Cs}^+$  は同じ1価の $\text{Na}^+$ の妨害を強く受けるという特異的な吸着現象を示した。

(和達)

Table 3.5.2-1 Interfering effect of coexistent cations on the adsorption of radionuclide ions

Radionuclide ion	Tendency of interfering effect
$^{60}\text{Co}$	$\text{Ca}^{2+} > \text{Mg}^{2+} \gg \text{Na}^+$
$^{85}\text{Sr}$	$\text{Ca}^{2+} > \text{Mg}^{2+} > \text{Na}^+$
$^{137}\text{Cs}$	$\text{Na}^+ > \text{Ca}^{2+} > \text{Mg}^{2+}$

### 3.5.3 実大セメント均一固化体の高圧浸出試験

1975年度に引き続きBWRから生ずる濃縮廃液およびPWRの濃縮廃液の実大セメント均一固化体(模擬)について、海洋処分条件下の浸出試験を実施した。

ドラム缶詰めセメント均一固化体を海中落下速度(平均 $12\text{kg}/\text{cm}^2 \cdot \text{min}$ )と同等の加圧速度で昇圧させた場合、固化体が露出している部分には、き裂などの変化が現われるという報告<sup>1)</sup>をすでに行なった。しかし浸出挙動を調べるには、固化体に露出部分を持たせる必要がある。今回は、急激な加圧による影響を避けるため、昇圧速度を減速した浸出試験を行なった。

供試体作成に用いたセメントは、BWR系模擬廃液にはC種高炉セメントを、PWR系模擬廃液にはC種高炉セメントでは固化しにくいので、普通ポルトランドセメントを使用した。放射性物質としてはBWR系で $^{137}\text{Cs}$ または $^{60}\text{Co}$ を、PWR系で $^{137}\text{Cs}$ を用い1供試体あたり約5mCiそれぞれ添加した。供試体はドラム缶の蓋を取り外ずしたものおよび蓋付きのものである。高圧浸出試験は実大固化体高圧RI浸出試験装置を用いた。試験の開始時には蓋付きのものは40分その他のものについては約6時間をかけて昇圧を行ない、水圧 $500\text{kg}/\text{cm}^2$ 、水温 $2^\circ\text{C}$ 、流速 $1.2\text{cm}/\text{sec}$ の条件下に所定時間保持した。得られた結果は次のとおりである。

- 1) BWR系固化体について、 $^{60}\text{Co}$ は $^{137}\text{Cs}$ に比較すると、2桁程度低い浸出比の値を示した。Fig. 3.5.3-1にその浸出比と時間との関係を示す。
- 2) ドラム缶容器の蓋付きの場合と蓋なしの場合を比べると浸出比は前者が1桁低い値を示した。なお、ドラム缶容器に蓋を設けた場合、昇圧速度の増減に関係なく固化体にき裂などを生じない<sup>1)</sup>。
- 3) PWR系固化体の浸出比はBWR系のそれよりもやや高い値を示した。(関)

#### 参考文献

- 1) JAERI-M 6696 P.212

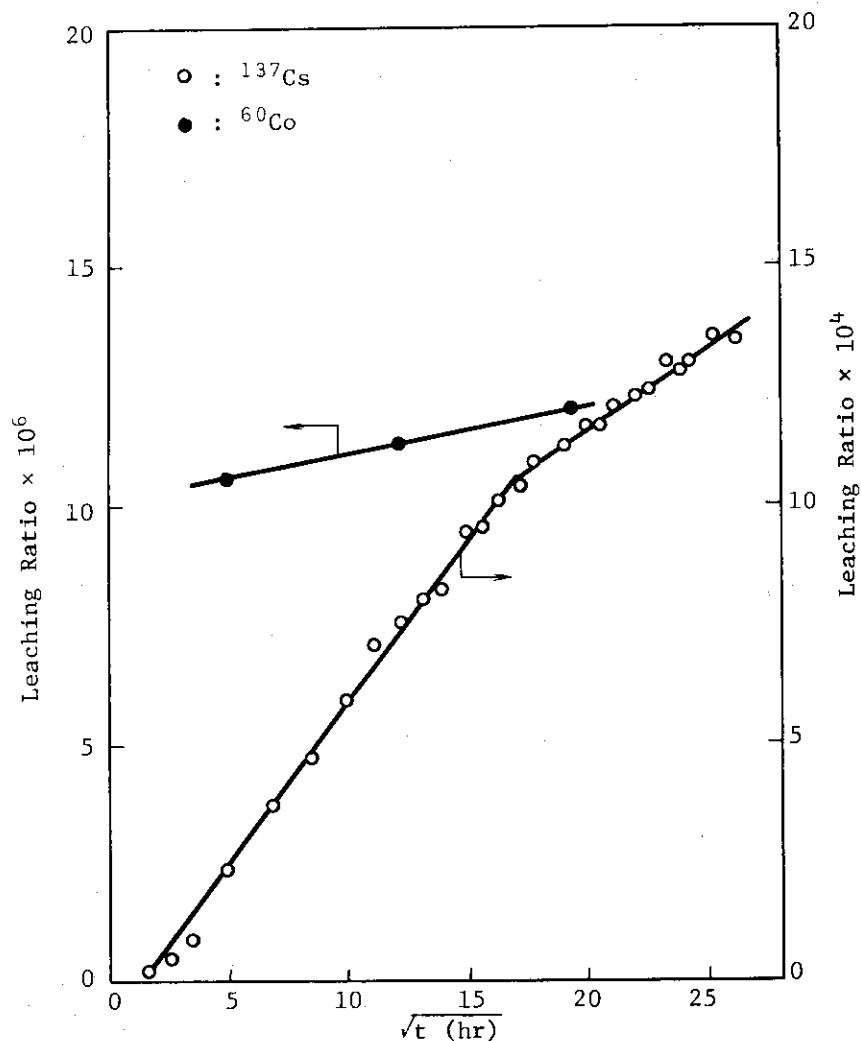


Fig. 3.5.3-1 Leaching behavior of  $^{137}\text{Cs}$  and  $^{60}\text{Co}$  from actual size cement monolithic solids.

### 3.5.4 セメント固化体からの $^{90}\text{Sr}$ の浸出

セメント固化体から水相への $^{90}\text{Sr}$ の浸出をIAEAの提案した方法で検討した。浸出量は、セメント-廃液比 ( $W_a/C$ )、廃液の塩濃度 ( $\text{Na}_2\text{SO}_4$ )、浸出液の温度および供試体の養生期間の関数として測定した。浸出液としてイオン交換水と模擬海水を用いた。

$^{90}\text{Sr}$ の浸出挙動は初期過程を除外すれば、フィックの定律より導出される速度式に従うとみなせる。 $^{90}\text{Sr}$ のセメント固化体からの浸出過程の拡散係数は、供試体の組成および浸出条件により変化し、約  $6 \times 10^{-8} \sim 4 \times 10^{-7} \text{ cm}^2/\text{day}$  の範囲の値となる。この値は $^{137}\text{Cs}$ と $^{60}\text{Co}$ のこれに対応する値のほぼ中間であり、この事はアルカリ土金属の浸出挙動がアルカリ金属と遷移金属の中間であることを示唆する。

浸出性は  $W_a/C$ 、浸出液の種類と温度、および養生期間に依存するが、添加材（例えば人工軽量砂、ゼオライト）の存在には影響を受けない。セメントには普通ポルトランドセメントとC種高炉セメントの二種類を用いたが、前者に比べて後者の供試体の浸出性は多少優れている。浸出量

の温度依存性が与える見掛けの活性化エネルギーは約4~5 kcal/mol程度であり、この浸出過程が拡散律速であることを示す。脱イオン水中での浸出量は模擬海水中における場合よりわずかに大きい。

以上に得られた結果から、200ℓドラム缶大のセメント固化体からの浸出比を浸出時間10年について予測すると約 $1 \times 10^{-8} \sim 5 \times 10^{-8}$ である。(松鶴)

### 3.5.5 セメント固化体からのトリチウムの浸出

トリチウム廃液を安全に処理処分するため、トリチウム水のセメントによる固化を検討した。セメントはその重量の数十%の水を水和反応により固定することが知られている。この固定化された水の安定性ならびに物理的に硬化したセメントペーストのマトリックス中に包接されているゲル水およびキャピラリー水の移動性を調べるため、トリチウム水を固化したセメント固化体からのトリチウムの水相への浸出を検討した。

浸出量は、水-セメント比(W/C)、浸出液の温度と養生期間の関数として求めた。浸出液には人工海水と脱イオン水を、セメントには普通ポルトランドセメントとC種高炉セメントを用いた。

トリチウムの100日経過後における浸出量は普通ポルトランドセメント固化体では約30~40%、C種高炉セメントでは15~20%程度であり、 $^{137}\text{Cs}$ の浸出量(普通ポルトランドセメント: 25~40%、C種高炉セメント: 10~15%)に比べてやや高い値である。浸出量は浸出液の温度の上昇に伴い増加し、養生期間(相対湿度100%)が長くなるにしたがって減少する。以上に得られたトリチウムの浸出挙動は、セメント固化体内の細孔構造中での水の移動に支配される $^{137}\text{Cs}$ の浸出挙動に類似している。これらのことから、キャピラリー水およびゲル水中のトリチウムは時間の経過に伴って浸出するが、セメント水和物中に結晶水として取り込まれたトリチウムは比較的安定であり、浸出しがたいものと考えられる。(松鶴)

### 3.5.6 ポリエチレンによる粉末樹脂の固化

原子力発電所から排出される粉末イオン交換樹脂(Powdex)についてポリエチレンによる固化実験を行ない、最適固化条件および得られた固化体の諸特性を検討した。

実験は、本報No.15で報告<sup>1)</sup>した容量5ℓのバッチ式溶融固化装置を用いて行なった。得られた結果を以下にまとめると、

- (1) 最適固化条件： カチオン樹脂の最適条件は、溶融温度160~170℃、混合比50W%、アニオン樹脂では温度135~140℃、混合比40W%である。前者の場合は温度180℃以上で後者の場合は温度145℃以上で樹脂の熱分解に起因する発泡現象が起こる。
- (2) 機械的強度： 圧縮、衝撃強度は樹脂含有量の増加にともない強度が低下する。混合比50W%の圧縮強度は150~200kg/cm<sup>2</sup>、衝撃強度は2kg·cm/cmである。
- (3) 浸出性： CsおよびCoの浸出比は、3ヶ月間で $10^{-5}$ およびそれ以下にあり、耐浸出性が大変すぐれている。
- (4) 耐水性： 混合比70W%の固化体は浸漬後数日で完全に破壊し、また60W%の固化体では9ヶ月で体積が1.8倍となるが、50W%の固化体は安定である。(Fig. 3.5.6-1)

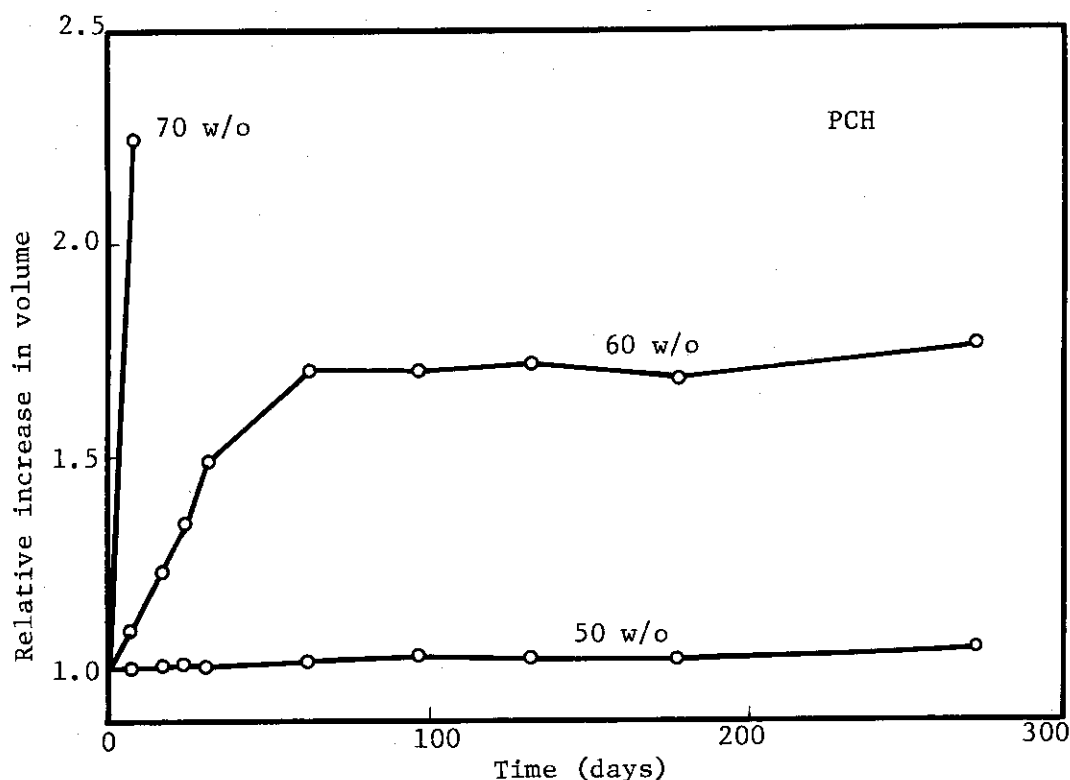


Fig. 3.5.6-1 Swelling of polyethylene-PCH mixtures during storage in demineralized water

- (5) 耐放射線性：混合比 50% の固化体の機械的強度は、 $10^9$  rad までの吸収線量をうけても未照射のものと同様またはそれ以上であり、また、体積変化も全く認められない。固化体の水素発生量は  $10^9$  rad で  $20\text{cm}^3/\text{g}$  であり、これは全発生ガス量の約 85% である。
- (6) 減容性：混合比 50% の固化体の減容比は 1.5 であり、減容性がよい。(土尻)

#### 参考文献

- 1) JAERI-M5370, 保健物理と安全管理, No. 15, 227~228

#### 3.5.7 アスファルト固化実験装置の概要

軽水炉発電所などから生ずる濃縮廃液、フィルタ・スラッジ、使用済イオン交換樹脂、焼却灰、有機溶媒、洗濯廃液および再処理工場から生ずる廃棄物のうち比較的放射能レベルの低い、すなわち中、低レベルに属する廃棄物をアスファルトで固化するために、アスファルト固化装置の設計、製作を行った。

設計にあたって特に留意したことは、種々のアスファルトを用い、上記のごとき種々の形態の廃棄物を同一の装置で固化できるように、バッチ型を採用したことであり、またアスファルトは熱伝導度が低いので熱の伝達を可能な限り良くするために、例えばアスファルトと廃棄物を混合する攪拌翼の内部にも熱媒を通すなどして伝熱面積を多くし、加熱効率を高めたことである。

本装置は、廃液供給系、pH制御系、アスファルト供給系、混和蒸発器、熱媒加熱系、オフガ

ス系および計測制御系よりなり、溶融したアスファルトをアスファルト供給系から混和蒸発器へ供給し、混和蒸発器内でアスファルトの温度を一定に保持しながら、pHの調整された廃液を廃液供給系から供給し、混和攪拌することにより水分を蒸発させ、固形分をアスファルト中に均一に分散させ、冷却成型して固化体とする装置である。本装置のフローシートをFig. 3.5.7-1に示す。(森山)

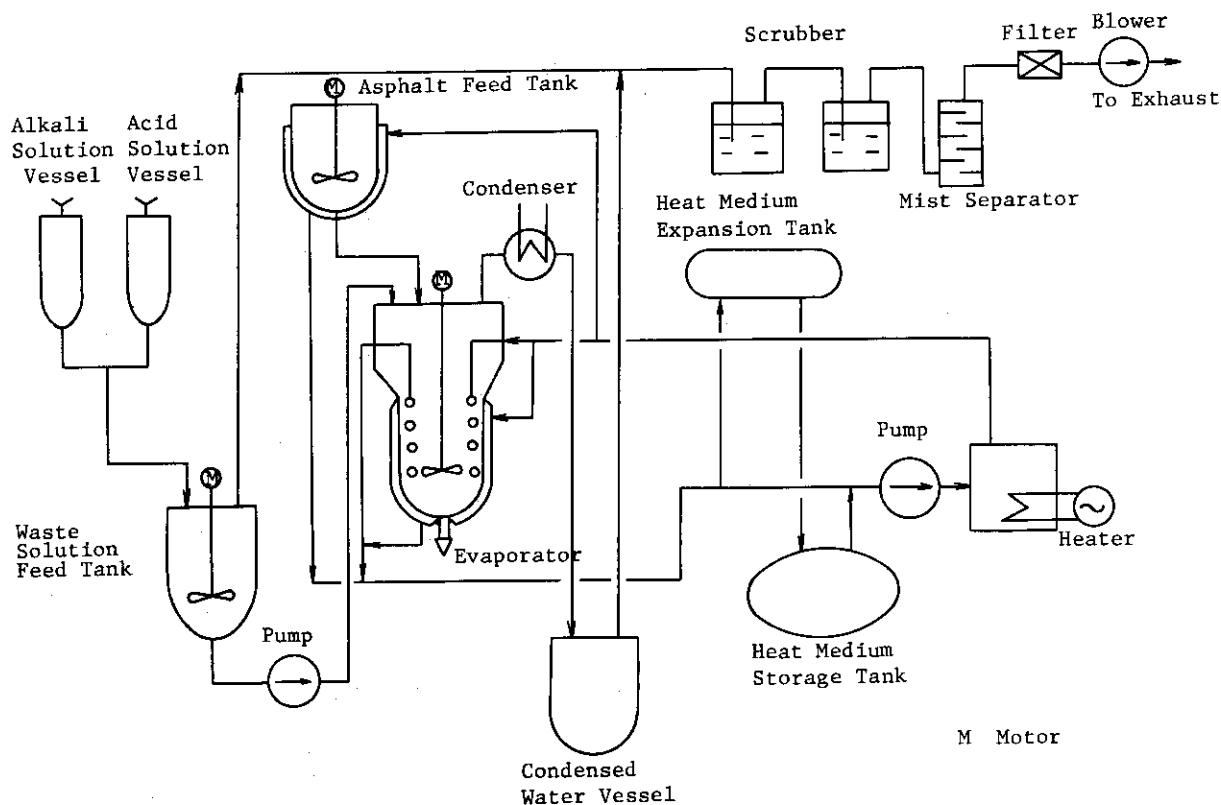


Fig. 3.5.7-1 Flow Sheet of Asphalt Solidification Apparatus

### 3.5.8 高レベル廃棄物固化試験装置の整備

1975年度に整備した高レベル廃液ガラス固化試験装置に仮焼系、セラミック固化系、オフガス処理系を付加し、全体を高レベル廃棄物固化試験装置として整備した (Fig. 3.5.8-1)。この装置によって、高レベル放射性廃棄物用として現在最も有力な固化体と考えられているガラス固化体、セラミック固化体、仮焼体を作成し、固化体の安全性試験を実施し、総合的安全評価試験に供するものである。

仮焼系では、廃液を蒸発乾固し、さらに硝酸塩を酸化物に焼成して化学的に安定な粉体にするものであり、このために長さ3m、内径12cmのSUS310S製のロータリキルンを装備し、3段の抵抗加熱器 (12, 4, 4KW) による加熱 (最高温度: 650°C)、サイクロ減速機付DCモータによるチェーンプロケット式駆動 (最高回転数: 50rpm) を行い、1時間あたり最大10ℓの廃液を処理できる。キルン両端は黒鉛によるセグメントによってシールされており、シールガスとして窒素を使用し外気と遮断している。

セラミック固化体には、全圧力 10 トン、最高処理温度 1250°C のホットプレスを備えており、加熱しながら加圧することによって、さらに安定な固化体を得るための試験を行うものである。

オフガス処理系には、同伴微細生成物、揮発したセシウム、ルテニウムおよび窒素酸化物などの除去試験を行う装置を備えている。

これらの全システムについて模擬廃棄物による試運転を行い、良好な結果を得た。(田代)

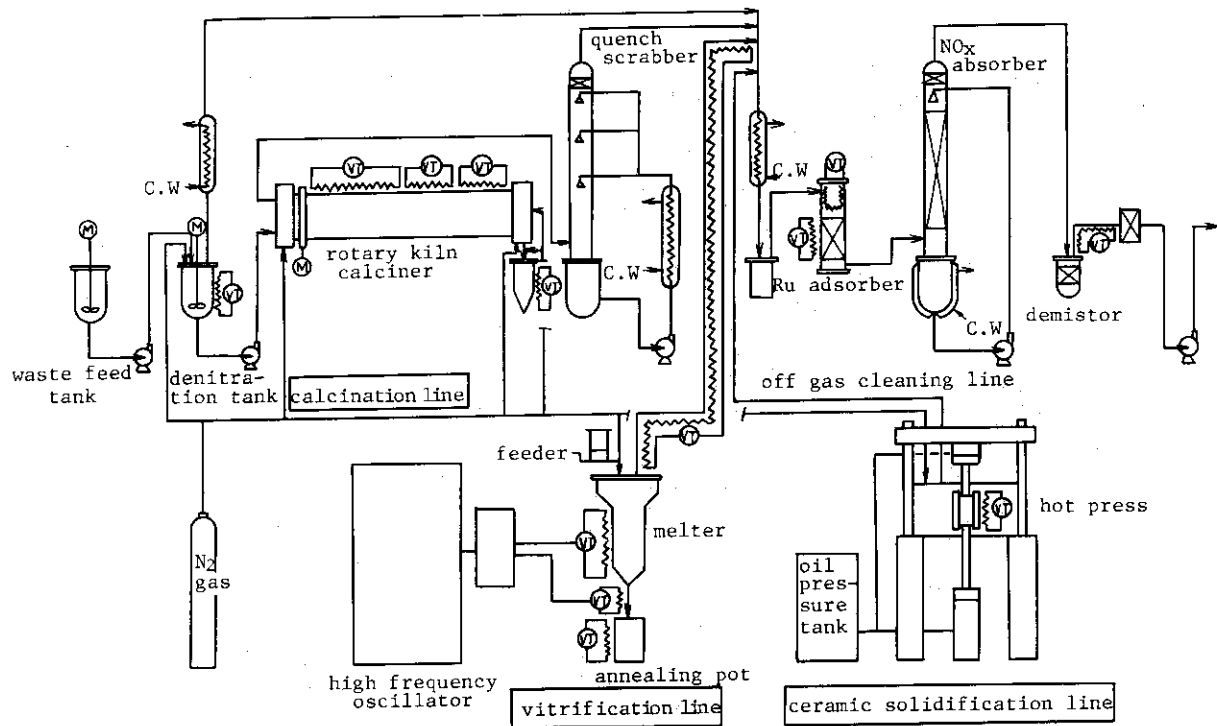


Fig. 3.5.8-1 Flowsheet of JAERI solidification test apparatus

### 3.5.9 高レベル廃棄物ガラス固化体の安全性試験

#### (1) ガラス固化体の浸出性におよぼす熱処理の影響

高レベル廃棄物ガラス固化体の貯蔵、処分時には、含有放射性物質の崩壊熱によって、固化体内部はかなりの高温になると推定されている。本試験は高温持続時に固化体中に発生すると考えられる失透が、固化体の浸出性にどのような影響を与えるかを検討したものである。

模擬廃液として 14 種類の元素を用いた非放射性溶液を使用し、実験室規模装置とベンチスケールの装置によって、種々の条件下で試験用ガラス固化体を作製した。熱処理は粉碎固化体を 720°C の電気炉内に 100~250 時間保持して行った。この熱処理温度は熱的特性試験の結果によって失透が最も発生しやすい温度として決めたものである。浸出時間は JIS-R-3502 に準拠した粉末煮沸法を用い、ガラスの構成成分である Si, Na と、廃棄物成分の最も代表的な成分である Cs について測定した。

その結果、熱処理による浸出率は、処理時間、固化体中の廃棄物含有率 (Fig. 3.5.9-1), Na

含有率が増えるほど増加することがわかった。その増加の程度はガラス固化体の種類により異なるが、多くて3～4倍であった。

(2) ガラス固化体の浸出性におよぼす電子線照射の影響

高レベル廃棄物ガラス固化体の耐放射線性を調べるため、模擬廃棄物を含む11種類の固化体を高崎研、第2号加速器によって電子線照射し(総量 $10^{10}$ ラド)照射前後におけるSi, Na, Csの浸出性を測定した。

その結果、SiとNaの浸出性については照射による影響はほとんど見られなかったが、Csについては固化体の作成条件によって異なる影響が見られた。定量的結論を得るためには、今後、更に多量の照射試験が必要である。(馬場)

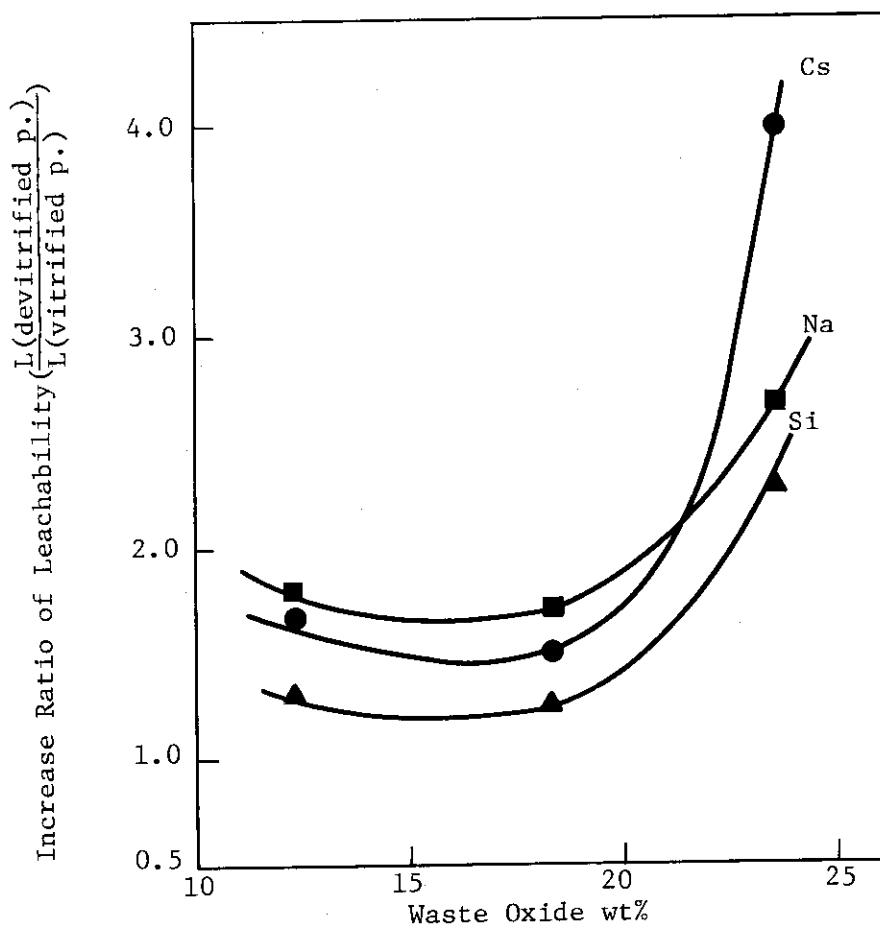


Fig.3.5.9-1 Relationship between waste oxide content and increase ratio of the leachability



## 4.1 外部投稿

氏名	標 題	誌 名
宮 永 一 郎	緊急時応急対策線量と応急対策活動	原安協だより(1977)
〃	作業環境測定法制定に思う	労働衛生 17, No. 10, (1976)
〃	放射線被曝防護とトレーサビリティ	産業技術振興協会誌 (1976)
福 田 雅 明	事前・事後調査について	沿岸海洋研究ノート 13, No. 2, 49~55 (1976)
吉 田 芳 和	原子力施設周辺における環境放射能管理	空気調和と冷凍 16, (7), 101~109 (1976)
村 田 幹 生 秋 山 勇 浅 野 善 江 池 沢 芳 夫 吉 田 芳 和 松 本 昌 志*	放射性じん埃サンプリング用セルロース・ガラス濾紙の特性	保健物理, 11, 207~210 (1976)
* (東洋濾紙研究所)		
吉 田 芳 和	許容線量とその考え方	労働衛生, 17, (7), 19~24 (1976)
〃	空气中放射性物質の濃度の測定	保健物理学会講習会 テキスト 67~88 (1976)
押 野 昌 夫	測定器校正上の注意	〃 193~212 (1976)
村 田 幹 生 池 沢 芳 夫 吉 田 芳 和	防護マスク用のカートリッジおよびカニスタの捕集性能(2)	セイフティ・ダイジェスト 22, 217~219 (1976)
〃	NaCl 粒子による防護マスク漏洩率試験法の検討	セイフティ・ダイジェスト 22, 215~216 (1976)
吉 田 芳 和	原子力発電所の環境安全	放射線と産業 4, 13~18 (1976)
吉 田 芳 和 押 野 昌 夫	放射線モニタリング(1)	原子力工業 22, (12) 70~75 (1976)

氏名	標 題	誌 名
吉田 芳和 押野 昌夫	放射線モニタリング(2)	原子力工業, 23,(1) 49~56(1976)
吉田 芳和	作業環境の放射線モニタリング (放射線モニタリングの原則)	Radioisotopes, 26,(1) 60~66(1977)
〃	HEPA フィルタの実用面から見た 2, 3 の問題	化学工学, 41, 131 (1977)
〃	作業環境における空气中放射性物質濃度の測定	空気清浄, 14,(8), 34~46(1977)
笠井 篤	放射化学分析(1)全 $\beta$ 放射能の測定	原子力工業 23, No 1, 75~79 (1977)
笠井 篤 森内 茂	放射線防護(その5)環境モニタリング	原子力工業 23, No 3, 72~79 (1977)
福田 雅明 藤 縄 幸雄* (*国立防災センター)	事前・事後調査	沿岸海洋研究ノート
森内 茂	測定器の精度と測定データの信頼性	電気学会・原子力研 究会資料 NE-76-3 (1976)
〃	低線量計測の現状と問題点	応用物理学会 低線量計測専門委員 会報告書「環境微弱 放射線量の絶対測定 法に関する研究」 (1977)
〃	既存スカイシャイン実験データの調査検討	原子力安全研究協会 施設散乱放射線挙動 専門委員会報告書 (1977)
飯 嶋 敏 哲	Food-chain での核種挙動 (評価に用いたパラメータの偏差の検討)	NIRS-M-20 (1977)
今 井 和 彦	体外被曝線量の評価	〃
今 井 和 彦 飯 嶋 敏 哲	放射線防護<その6>環境中被曝線量の計算方法	原子力工業 23, No 4, 74~79 (1977)

氏 名	標 題	誌 名
矢 部 明	個人モニタリング(内部被曝)	原子力工業 23, (1977)
”	被曝線量の計算法	放医研環境セミナー 報文集 (1976)
大 谷 暁 河 合 勝 雄 沼 宮 内 弼 雄	高感度エキソ電子線量計	放射線 3, 33~37 (1976)
備 後 一 義	核暴走事故時の被曝線量測定 —原研における測定法および IAEA 主催の国際比 較実験—	日本原子力学会誌 18, 433~437 (1976)
H. Ryufuku and T. Watanabe	Semi-Classical Treatment of Symmetric Resonant Charge Transfer between Coulomb Interacting Ions	J. Phys. Soc. Japan 41, 991~996 (1976)
岸 田 昌 美 中 田 啓* * (動燃団)	大気中 <sup>85</sup> Kr の濃度測定法	大気電気研究特集号 (1977)
沼 宮 内 弼 雄	個人被曝モニタリング	原子力工学 23, No. 2 (1977)
”	自然放射線	広領域教育研究 1, No. 4 (1976)
城 谷 孝 赤 石 準 藤 田 稔	プルトニウム肺負荷量測定の現状	日本原子力学会誌 18, No. 9, 572~580 (1976)
高 田 和 夫 V. Volf* (*カールスルーエ) 原子力研究所	Comparison of the effectiveness of Ca DTPA and Zn DTPA in removing <sup>242</sup> Cm from the rat	Radiat. Res. 70, 164~172 (1977)
V. Volf* A. Seidel* 高 田 和 夫 (*カールスルーエ) 原子力研究所	Comparative effectiveness of Ca DTPA, desferrioxamine B and their combination in removing transuranium elements from rats	Health Physics 32, 155~157 (1977)
高 田 和 夫	Effects of low doses of DTPA on the excretion and organ retention of <sup>144</sup> Ce in the rat	Strahlen therapie 153, 195~199 (1977)
”	西ドイツ・カールスルーエ原子力研究所における放 射性物質による身体汚染者の処置法	保健物理 12, 19~24 (1977)

氏名	標 題	誌 名
藤 田 稔	放射線の人体に対する影響と許容線量	原子力ハンドブック オーム社 753~767 (1976)
”	人体と放射線	原子力の基礎講座 (日本原子力文化振興財団) 6, 1~56 (1976)
赤 石 準	内部被曝(I)	放射線と産業 4, 24~31 (1976)
伊 藤 彰 彦	USEPAによる放射性廃棄物処分海域調査	保健物理 11, 323~326 (1976)
安 中 秀 雄 和 達 嘉 樹	皮膚除染実習とその結果	日本原子力学会誌 18, 286~291 (1976)
Matsuzuru, Moriyama, Wadachi, Ito,	Leaching Behavior of $^{60}\text{Co}$ in Cement Composites	Atomkernenergie 29, 287~289 (1977)
井 上 頼 輝* 筒 井 天 尊* 松 元 章 和 達 嘉 樹他 * (京都大学)	陸地保管, 輸送ワーキンググループ報告書	放射性廃棄物対策技術専門部会報告書 (1976)
伊 藤 彰 彦 押 野 昌 夫 和 達 嘉 樹他	放射性廃棄物管理の手引	原子力安全局 放射線障害防止中央協議会編, (1976)
井 上 頼 輝* 森 沢 真 輔* 加 藤 清 和 達 嘉 樹他 * (京都大学)	放射性廃棄物の陸地保管施設の基準化のための調査研究 — 51年度報告書 —	原子力安全研究協会 報告書 (1977)
安 中 秀 雄 和 達 嘉 樹	逆浸透法による原子力施設からの洗濯廃液の処理 — 実用規模試験 —	京大原子炉 放射性廃棄物管理 専門研究会報告書 20~23 (1976)
森 山 昇	放射性廃棄物処分用アスファルト固化体の安全性	日本原子力学会誌 18, 691~695 (1976)

氏 名	標 題	誌 名
土 尻 滋 松 鶴 秀 夫 森 山 昇	Safety Evaluation, of Asphalt Products (I) , Radiation Decomposition of Asphalt Products	J. Nucl Sci Technol . 14, 2, 125~130(1977)
石 原 豊 秀	原子力工学概論上 4 章 放射線の防護	培風館 160~216(1976)
石 原 豊 秀 田 村 鉄 男	原子力・放射線の安全性	幸書房 178(1976)
藤 田 稔 石 原 豊 秀	人体と放射線・原子力と環境	原子力文化振興財団 139(1976)
石 原 豊 秀 山 本 峯 澄他	放射線管理計測法	保健物理学会 127(1976)
伊 加 利 勝 晤	放射性廃棄の発生量に関する試算	原子力工業 23, No 5
南 賢 太 郎	現状における放射線管理測定技術 (表面汚染濃度の測定)	現状における放射線 管理測定技術
南 賢 太 郎 押 野 昌 夫	作業環境の放射線モニタリング (外部放射線モニタリング(1))	Radioisotopes , 26, 62~74
”	作業環境の放射線モニタリング (外部放射線モニタリング(2))	Radioisotopes , 26, 63~71
穴 沢 豊 吉 田 芳 和 南 賢 太 郎	作業環境の放射線モニタリング (表面汚染のモニタリング)	Radioisotopes , 26, 70~77
町 田 忠 司 松 元 章	原子力施設における放射性廃棄物の管理	安全工学 15, No 5, 301~308
伊 加 利 勝 晤 松 元 章	放射性廃棄物の発生量に関する試算	原子力工業 23, No 4, 15~21 (1977)
松 元 章 他 { 動燃: 瀬川 } { 荏原: 角谷 }	Review of the Research and Developmental Work and Experiences on the Bituminization of Radioactive Wastes in Japan	OECD/NEA 会議 (1976)
渡 辺 博 正 綿 貫 孝 司 菊 池 栄 助	照射液体窒素中におけるオゾンの爆発危険性	安全工学 15, No 5, 338~347 (1976)

## 4.2 JAERI-Mレポート

氏名	標 題	MレポートNo
備 後 一 義 千 田 徹 河 合 勝 雄	直読式 $\beta$ 線吸収線量率測定器の開発(I) ～特定波高値パルスの選択計数によるエネルギー 依存性の平坦化～	JAERI-M 6753 (1976)
H. Matsuzuru Y. Wadachi A. Ito	Safety Evaluation of the Radioactive Waste- Cement Composites 4. Leaching Behavior of $^{137}\text{Cs}$ in the Crushed Samples.	JAERI-M 6749 (1976)

## 4.3 口 頭 発 表

氏名	標 題	学 会 名
宮 永 一 郎	発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する 指針について	ISU原子力産業セミナー 1976年12月(東京)
松 井 浩 大 畑 勉 吉 田 芳 和	曲管におけるエアロゾル粒子沈着の計算	日本原子力学会 1976年11月(東海)
大 畑 勉 松 井 浩 成 富 満 夫 吉 田 芳 和	低濃度ヨウ化メチルに対するTEDA添着活性炭の 捕集効率	"
加 藤 正 平 岩 谷 征 男 笠 井 篤 和 達 嘉 樹 吉 田 芳 和	炉水中放射性コバルトの砂層による沪過	"
井 沢 庄 治 大 畑 勉 松 井 智 明 黒 沢 義 明 海江田 圭 右 高 橋 彰	照射燃料処理時に飛散する浮遊性アンチモンのモニ タリング	保健物理学会 1977年2月(東京)
穴 沢 豊 加 藤 正 平 人 見 清 一 笠 井 篤 山 本 峯 澄 押 野 昌 夫	JPDR 機器ドレン水漏洩時の放射性物質の砂層に よる沪過	"

氏 名	標 題	学 会 名
吉 田 芳 和	$^{85}\text{Kr}$ の環境への放出量の予測	大気電気研究会 1976年12月(東京)
〃	保健物理における諸問題	京大原子力エネルギー研 原子力安全に関する 学会講演会 1977年3月
片 桐 浩 小 林 秀 雄 小 畑 一 一 梁 瀬 芳 晃	東海研における環境放射線監視システム(2) 監視方式	保健物理学会 1977年2月(東京)
人 見 清 一 天 野 光	大気中の放射性核種濃度	放射能調査研究成果 発表会(科技厅) 1976年11月(千葉)
角 田 道 生 林 隆	海風の気温傾度について	大気汚染全国協議会 1976年10月(横浜)
福 田 雅 明	沿岸海況の変動	日本海洋学会 1976年10月(清水)
笠 井 篤 今 井 利 夫	大気中 $^{239}\text{Pu}$ の呼吸による被曝線量の評価	放射線影響学会 1976年10月(広島)
笠 井 篤 今 井 利 夫 天 野 光	環境試料中の $^{90}\text{Sr}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{239}\text{Pu}$ の系統分析法	放射化学討論会 1976年10月(静岡)
笠 井 篤 今 井 利 夫	地表面大気中の $^{239}\text{Pu}$ 濃度	放射能調査研究成果 発表会(科技厅) 1976年11月(千葉)
笠 井 篤 天 野 光 今 井 利 夫	大気中 $^7\text{Be}$ 濃度とその変動	保健物理学会 1977年2月(東京)
森 内 茂	測定器の精度と測定データの信頼性	電気学会・原子力研 究会 1976年5月
〃	DBM方式NaI(Tl)シンチレーションモニタによる モニタリング	原子力安全研究協会 成果報告会 1977年1月(東京)

氏 名	標 題	学 会 名
飯 嶋 敏 哲	Food-chain での核種の挙動の評価	第4回放医研環境セ ミナ 1976年11月(千葉)
"	環境における被曝線量評価法	第15回原子力総合シ ンポジウム 1977年3月(東京)
今 井 和 彦	体外被曝線量の評価	第4回放医研環境セ ミナ 1976年11月(千葉)
水 下 誠 一 矢 部 明	椅子型簡易ホールボディカウンタシステムの検討	理工学における同位 元素研究発表会 1976年6月
矢 部 明	被曝線量の計算法	放医研環境セミナー 1976年11月(千葉)
水 下 誠 一 田 島 好 弘 矢 部 明	NaI(Tl)/CsI(Tl)検出器によるプルトニウム 傷口モニタの試作	保健物理学会 1977年2月(東京)
岸 田 昌 美 岩 田 幸 生 千 田 徹 巖 間 辺 巖 三 原 明	東海研における環境放射線監視システム (1) 管理機器	保健物理学会 1977年2月(東京)
西 健 雄 伊 藤 精	速中性子フィルムの飛跡計数方法の改善	日本原子力学会 1976年10月(東海)
大 谷 暁	高感度線量計としてのセラミック BeO のエキソ電子 放射特性	応用物理学会 1976年10月(仙台)
"	TLD, EEDの基礎研究と応用研究の問題点 -セラミック BeO エキソ電子線量計について-	京大原子炉短期研究 会 1977年2月(熊取)
備 後 一 義 千 田 徹 巖 河 合 勝 雄	直読式 $\beta$ 線吸収線量率測定器の開発(I) ~シンチレータの厚さの選択とSCA~	日本原子力学会 (秋の分科会) 1976年10月
備 後 一 義 千 田 徹 巖	直読式 $\beta$ 線吸収線量率測定器の開発(II) ~ディスクリミネータ, フィルタ併用法~	"
備 後 一 義 須 賀 新 一	直読式 $\beta$ 線吸収線量率測定器の開発(III) ~ $\gamma$ 線感度の測定, $\beta$ - $\gamma$ 線混在放射線場での使 用法~	"



氏 名	標 題	学 会 名
龍 福 廣 宮 坂 駿 一 南 多 善 萬 木 貢 三 宅 章	放射線施設からのスカイシャイン $\gamma$ 線量評価 (I) 点線源	日本原子力学会 (秋の分科会) 1976年10月
〃	同上 (II) 体積線源	〃
龍 福 廣	電荷移動におけるクーロン斥力の効果	日本物理学会 1976年10月
熊 沢 蕃	離散型球面調和関数の独立なセットについて	電子通信学会 非線形問題研究会 1976年6月
熊 沢 蕃 千 田 徹 一 五十嵐 信 一	単色エネルギーCm-C線源の作成 (I)線源強度の計算	日本原子力学会 1976年10月(東海)
熊 沢 蕃 間 辺 巖 夫 鈴木 敏 夫 五十嵐 信 一	〃 (II)不純物測定	日本原子力学会 1976年10月(東海)
岸 田 昌 美 間 辺 巖 一 遠 藤 功 己 立 田 初 己	核物質検知用ゲートモニタ	日本原子力学会 1976年10月(東海)
加 藤 清	放射性廃棄物保管施設の安全性調査について	京大炉放射性廃棄物 管理専門研究会 1976年10月(熊取)
高 田 和 夫 V. Volf	ラットにおける $^{242}\text{Cm}$ に対するCaDTPAとZnDTPA の除去効果の比較	日本放射線影響学会 1976年10月(広島)
安 中 秀 雄 和 達 嘉 樹	逆浸透法による原子力施設からの洗濯廃液の処理 — 実用規模試験の場合 —	京大原子炉放射性廃 棄物管理専門研究会 1976年10月(熊取)
馬 場 恒 孝 田 代 晋 吾	高レベル廃液ガラス固化体の安全性試験 熱処理による浸出性への影響	日本原子力学会 1976年10月(東海)
〃	高レベル廃液仮焼試験装置	〃
田 代 晋 吾	原研における高レベル廃棄物ガラス固化試験について	放射性廃棄物管理専 門研究会 1977年1月 (京大原子炉)

氏名	標 題	学 会 名
田代 晋吾	高レベル放射性廃液の固化技術	第1回原子力研究懇談会 1977年1月 (東北大選研)
伊藤 彰彦	USEPAによる放射性廃棄物処分海域の調査について	放射性廃棄物管理専門研究会 1977年1月 (京大原子炉)
阪田 貞弘	廃棄物処理処分の動向	保健物理学会 1977年2月(東京)
伊加利 勝晤	放射性廃棄物の処理, 処分に關する経済的諸問題	日本原子力情報センター主催講演
安中 秀雄 市川 貞一	逆浸透法による合成洗剤廃液の処理 — 実用規模試験 —	科学技術庁, 放出低減化検討会(東京)

## 4.4 共同研究

相手方	標 題	実施課室
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	環境安全研究室
動力炉・核燃料開発事業団	高レベル廃液固化試験	〃

## 4.5 受託調査・研究

相手方	標 題	実施課室
興研株式会社	防護マスクの性能改善に関する調査	放射線管理課
動力炉・核燃料開発事業団	大洗地区気象観測データの統計解析	環境放射能課 安全管理課(大洗研)
〃	漁網, 海岸砂及び船体の表面線量率測定評価に関する業務	線量計測課
〃	漁網, 海岸砂及び船体による外部被曝線量計算コードの開発に関する業務	〃
アロカ株式会社	$^{85}\text{Kr}$ によるガスモニタの校正に関する業務	〃
東京芝浦電気株式会社	〃	〃

## 4.6 講師（外人）招へい

講演者	機関名	題目	講演年月日	招へい課室
Dr. W. Bähr	西ドイツカールスルーエ原子力研究所	西ドイツにおける廃棄物処理に関する技術開発の現状と動向	1976年10月4日	保健物理安全管理部

## 4.7 所外研修コースへの協力

コース名	題目	講師名
放射線防護課程（放医研）	放射線モニタリング	吉田芳和
”	個人被曝管理	沼宮内弼雄
動力炉・核燃料開発事業団 東海事業所講演会	放射性汚染とその除去	和達嘉樹
X線技師講習会 （文部省大学局）	汚染と汚染除去	”
日本私立大学連盟講演会	皮膚汚染とその除去	”
放射線取扱技術講習会 （原産）	放射線管理	石原豊秀
原子力講座 （原子力文化振興財団）	原子力と環境	”
”	放射線の基礎知識	”
原子動力研究会 （日本原子力産業会議）	体外からの被曝の評価（空間線量率の評価）	押野昌夫
原子動力研究会 （日本原子力産業会議）	表面汚染の評価	南賢太郎
放射線作業従事者訓練 （千代田メンテナンス株式会社）	放射線防護と個人被曝管理	三戸規生
放射線作業従事者訓練 （千代田メンテナンス株式会社）	環境管理	南賢太郎
原子力安全対策研修コース 放射線安全管理と防護低減 化対策の重点課題 （株）産業技術出版主催	原子炉における放射性汚染の除去について	安中秀雄
ISU 原子力産業セミナー 軽水炉一次冷却水系における 放射能蓄積の問題点と除 染、低減化対策 アイ・エス・ユー（株）主催	軽水炉一次冷却水系における機器配管内表面の 放射性クラッド汚染の除去対策	”

コース名	題 目	講 師 名
放射線安全教育訓練 (動燃大洗工学センター)	現場応急皮膚除染, 講義と実習	安 中 秀 雄
原子力安全対策研修コース (株)産業技術出版主催	原子力施設およびR I取扱施設における放射性汚染除去技術の実際	〃
放射性廃棄物管理の実際 (株)日本原子力情報センター	放射性廃棄物処理施設の立案, 設計, 建設上の留意点	松 元 章

## 4.8 所内研修コースへの協力

コース名	題 目	講 師 名
(原子炉研修部門)		
一 般 課 程	保 健 物 理	石 原 豊 秀
〃	放射線と許容量	藤 田 稔
〃	放射線防護の原則	押 野 昌 夫
〃	放射線モニタリングの原則	〃
〃	放射線モニタリングの技術	沼宮内 弼 雄
〃	個人被曝管理	〃
〃	環境モニタリング	今 井 和 彦
〃	汚 染 除 去	和 達 嘉 樹
〃	最近の保健物理の問題	宮 永 一 郎
〃	放射性廃棄物処理	松 元 章
〃	原研における安全管理	伊 藤 直 次
保健物理専門課程	放射性核種の人体内での挙動	矢 部 明
〃	保健物理概論	宮 永 一 郎
〃	許容量とその考え方	藤 田 稔
〃	放射線測定法概説	沼宮内 弼 雄
〃	線 量 測 定	岸 田 昌 美
〃	放射能測定	大 谷 暁
〃	特殊測定法	須 賀 新 一
〃	測定器の点検校正法	岩 田 幸 生
〃	放射線モニタリングの原則	吉 田 芳 和
〃	放射線安全取扱(I)	押 野 昌 夫
〃	〃 (II)	池 沢 芳 夫
〃	放射線モニタリング技術(I)	山 本 峯 澄
〃	〃 (II)	中 戸 喜 寄
〃	施設放射線管理の実際	穴 沢 豊

コース名	題 目	講 師 名
保健物理専門課程	放射線遮蔽	押 野 昌 夫
"	事故時の緊急措置	内 田 榛 名
"	事故予防対策	三 坂 侃
"	環境放射能概説	今 井 和 彦
"	環境モニタリング(I)	笠 井 篤
"	" (II)	森 内 茂
"	環境被曝評価	飯 嶋 敏 哲
"	個人被曝管理概説	矢 部 明
"	外部被曝管理	西 健 雄
"	内部被曝管理	矢 部 明
"	原子力安全関係法令概説	小野寺 哲 哉
"	原子炉規制法	"
"	障害防止法	"
"	放射性廃棄物管理概説	松 元 章
"	廃棄物処理の実際	加 藤 清
"	汚染除去概説	和 達 嘉 樹
"	汚染除去の実際	讚 井 賢 造
"	管理技術演習(I)	中 戸 喜 寄
"	" (II)	笠 井 篤 森 内 茂
"	$\beta$ , $\gamma$ , 中性子線量測定(実験)	須 賀 新 一 夫 上 沢 輝 夫
"	体内汚染計測(実験)	水 下 誠 一
"	空中放射能濃度測定(実験)	井 沢 庄 治 長谷川 圭 佑 清 木 義 弘 中 村 清 宣
"	廃棄物処理(実験)	加 藤 清
"	放射能面密度及び水中放射濃度測定(実験)	渡 部 孝 三 村 田 幹 生 大 村 英 昭 原 田 康 典
"	放射線防護具等の取扱(実験)	内 田 榛 名 中 村 力
"	皮膚除染(実験)	田 代 晋 吾 服 部 隆 充

コース名	題 目	講 師 名
保健物理専門課程	フィルムバッジによる被曝線量評価(実験)	西 健 雄 伊 藤 精
"	実験施設等の放射線管理(現場研修)	池 沢 芳 夫 中 戸 喜 寄
"	JRR-2の放射線管理(現場研修)	山 本 峯 澄
"	JRR-4の放射線管理(現場研修)	神 永 博 史
"	HOT LABの放射線管理(現場研修)	井 沢 庄 治
"	R I 棟の放射線管理(現場研修)	原 田 康 典
"	環境放射能の管理(現場研修)	人 見 清 一 片 桐 浩
"	個人内部被曝の管理(現場研修)	矢 部 明
"	個人外部被曝の管理(現場研修)	西 健 雄
"	放射線機器の管理(現場研修)	須 賀 新 一
"	廃棄物処理・汚染除去	加 藤 正 平 讚 井 賢 造
原子力入門講座	放射線防護の基礎	藤 田 稔
"	放射線許容量	赤 石 準
"	放射性物質の安全取扱	渡 部 孝 三 池 沢 芳 夫
"	放射線防護用測定器	間 辺 巖
"	放射線モニタリング	山 本 峯 澄
"	汚 染 除 去	川 野 幸 夫
"	廃棄物処理	志 垣 康 展
"	放射線防護の実験	上 沢 輝 夫
原子力教養講座	放射線の許容量	藤 田 稔
"	放射線の防護とモニタリング	吉 田 芳 和
"	放射性廃棄物の処理	町 田 忠 司
"	放射線防護の実験	上 沢 輝 夫
核燃料工学短期講座	保健物理(1)許容量	藤 田 稔
"	" (2)放射線の防護とモニタリングの原則	押 野 昌 夫
"	" (3)管理技術	吉 田 芳 和
"	放射性廃棄物処理	加 藤 清
原子工学専門課程	保健物理概論	伊 藤 直 次
"	許 容 量	藤 田 稔
" <sup>3</sup>	モニタリング	押 野 昌 夫
"	被 曝 管 理	沼宮内 弼 雄

コース名	題 目	講 師 名
原子工学専門課程	汚 染 除 去	讚 井 賢 造
"	廃棄物処理処分	松 元 章
"	放射線防護(実験) (1) 空気汚染測定 (2) 放射線防護具の取扱い (3) フィルムバッチによる線量評価	井 沢 庄 次 中 村 清 宣 渡 部 孝 三 長谷川 圭 佑 大 村 英 昭 原 田 康 典 内 田 榛 名 西 健 夫
(RI研修部門) 基 礎 課 程	放射線遮蔽	沼宮内 弼 雄
"	放射線安全取扱	押 野 昌 夫
"	汚染除去と廃棄物処理	国 分 守 信
"	放射線モニタリング	石 原 豊 秀
放射線管理コース	被曝線量の限度	藤 田 稔
"	放射線管理(I)	"
"	" (II)	三 戸 規 生
"	廃棄物処理	国 分 守 信
"	管理技術演習(I), (II)	山 本 峯 澄
"	線量測定(実験)	西 健 雄 伊 藤 精
"	放射線管理の測定技術(実験)	中 戸 喜 寄 穴 沢 豊
"	汚染除去(実験)	和 達 嘉 樹 讚 井 賢 造
"	放射線取扱施設	三 戸 規 生
"	環境放射能	"
RIの生物科学への利用コース	放射線モニタリング	押 野 昌 夫
液体シンチレーション測定 コース	液体シンチレーション・カウンターの放射線 管理への応用	吉 田 芳 和
放射線化学コース	低分子の放射線化学	杉 浦 俊 男
"	気体の放射線化学(実験)	"
大洗研 放射線作業従事者訓練コース	皮ふ除染実習	安 中 秀 雄 三 嶋 一 幸
"	放射線の人体に及ぼす作用と障害	安 中 秀 雄
"	除染の実習と講義	"
"	放射性廃棄物の取扱い	進 士 義 正

## 4.9 外部兼職

氏名	所属	委嘱元	兼職事項	期間	
				自：年月日	至：年月日
宮永一郎	保物部	放射線照射振興協会	「放射線と産業」編集協議会委員	50. 11. 1	52. 3. 31
〃	〃	原子力安全研究協会	研究委員会委員	50. 11. 1	52. 3. 31
〃	〃	〃	第9回原子力安全研究総会発表 会委員	50. 11. 17	51. 5. 31
〃	〃	茨城県	茨城県原子力審議会委員	50. 10.	52. 10.
〃	〃	原子力委員会	原子炉安全技術専門部会専門委員	50. 4.	52. 3.
〃	〃	科学技術庁	放射線審議会委員	50. 5. 16	52. 5. 15
〃	〃	原子力局	環境放射線モニタリング検討会 委員	49. 11. 5	51. 11. 4
〃	〃	東海村	東海村防災会議委員	51. 4. 1	53. 3. 31
〃	〃	科学技術庁	第18回原子炉主任技術者試験委員	51. 7. 1	51. 8. 30
〃	〃	〃	放射線作業従事者等健康診断検 討会委員	51. 11. 15	52. 3. 31
〃	〃	原子力安全研究協会	環境放射線測定専門委員会委員	51. 6. 10	52. 3. 31
〃	〃	日本保安用品協会	職業被曝管理研究委員会委員	51. 5. 17	52. 3. 31
〃	〃	通産省工業技術院	国際標準研究連絡会議委員	51. 9. 27	52. 8. 31
〃	〃	通省産業省	トレーサビリティ体系整備推進 委員会委員	52. 2. 18	54. 2. 17
〃	〃	日本保健物理学会	昭和52年度企画委員会委員長	52. 2. 21	52. 12. 31
伊藤直次	〃	原子力安全研究協会	原子力気象調査専門委員会委員	50. 4. 1	51. 6. 30
〃	〃	〃	障害防止研究部会委員	50. 11. 15	52. 3. 31
〃	〃	原子力安全局	再処理施設技術検討会委員	51. 3. 18	53. 3. 17
〃	〃	科学技術庁	原子炉主任技術者試験委員	50. 12. 12	51. 4. 30
〃	〃	原子力委員会	再処理施設安全審査専門部会專 門委員	50. 3. 1	52. 2. 28
〃	〃	通産省・立地公害局	工場立地および工業用水審議会 専門委員	49. 7. 1	51. 6. 30
〃	〃	原子力安全局	原子炉安全専門審査会調査委員	49. 1.	



氏名	所属	委嘱元	兼職事項	期間	
				自：年月日	至：年月日
伊藤直次	保物部	原子力安全局	原子炉安全技術専門部会気象小委員会委員		
"	"	日本気象協会	再処理施設気象調査会		
"	"	"	微風時大気拡散に関する研究指導委員	51. 5.	
"	"	原子力委員会	核燃料安全専門審査会専門委員	51. 5. 22	53. 5. 21
"	"	科学技術庁	第18回原子炉主任技術者試験委員	51. 7. 1	51. 8. 30
"	"	通産省・立地公害局	工場立地及び工業用水審議会公害部会専門委員	51. 7. 9	52. 7. 8
"	"	原子力安全研究協会	原子力発電所安全性評価小委員会委員	51. 8. 20	52. 3. 31
"	"	"	原子力気象調査専門委員会委員	51. 11. 8	52. 6. 30
"	"	"	原子力気象調査専門委員会解析分科会主査	51. 11. 8	52. 6. 30
"	"	科学技術庁	第19回原子炉主任技術者試験委員	51. 12. 15	52. 5. 31
"	"	原子力安全研究協会	第10回原子力安全研究総合発表会準備委員会委員	51. 12. 15	52. 5. 31
吉田芳和	放射線管理課	科学技術庁	原子炉安全技術専門部会小委員会構成員	50. 6. 7	52. 6. 6
"	"	"	原子炉安全専門審査会調査委員		
"	"	"	核融合会議トリチウム分科会調査委員	51. 10. 12	52. 3. 31
"	"	"	第9回核燃料取扱主任者試験委員	51. 12. 15	52. 5.
"	"	工業技術院	日本工業標準調査会臨時委員	50. 9. 15	51. 9. 14
"	"	保健物理学会	企画委員(理事)	51. 1. 1	52. 12. 31
"	"	東海村	環境審議会委員	49. 9. 1	51. 8. 31
"	"	作業環境測定士試験協会	作業環境測定士試験委員	51. 4. 10	52. 3. 31
"	"	原子力安全研究協会	固体廃棄物処理処分専門委員会範囲分科会	51. 10. 1	52. 3. 31
"	"	高エネルギー物理学研究所	放射線専門委員会委員	52. 2. 1	53. 12. 15
笠井 篤	環境放射能課	総 理 府	放射線審議会専門委員	47. 12. 21	

氏名	所属	委嘱元	兼職事項	期間	
				自：年月日	至：年月日
笠井 篤	環境放射能課	科学技術庁	環境放射能安全研究専門部会調査員	50. 11	52. 10
"	"	科学技術庁	環境放射線モニタリング中央評価専門部会調査員	51. 4	53. 3
"	"	日本分析センター	放射能測定法基準化委員会委員	51. 6. 1	52. 3. 31
"	"	原子力安全研究協会	放射性廃棄物範囲分科会委員	51. 7.	53. 3.
"	"	日本原子力学会	「放射性廃棄物の地上保管に関する安全性」研究専門委員会委員	50. 10.	52. 9.
"	"	日本分析センター	環境放射能測定に関する適性化委員会委員	51. 7. 1	52. 3. 31
"	"	科学技術庁	環境放射線モニタリング指針検討会調査員	51. 12. 24	52. 9. 30
森内 茂	"	原子力安全研究協会	原子力施設散乱放射線挙動専門委員会委員	51. 2. 1	52. 3. 31
"	"	応用物理学会	委託研究実施専門委員会委員	51. 2. 21	51. 12. 31
"	"	原子力安全研究協会	環境放射線測定専門委員会委員	51. 6. 10	52. 3. 31
山本峯澄	"	日本電気計測器工業会	放射性ダストモニタ, ダストサンプル工業標準原案作成委員会委員	51. 9. 1	52. 3. 31
今井利夫	"	日本分析センター	放射能測定法基準化委員会委員	51. 6. 1	52. 3. 31
長岡 鋭	"	名古屋大学	環境に放出された <sup>85</sup> Krの大気電気的効果(科研費研究)	51. 4. 1	52. 3. 31
今井和彦	"	原子力局	原子炉安全技術専門部会小委員会構成員	50. 6. 7	52. 6. 6
"	"	"	環境放射能安全研究専門部会分科会調査委員	50. 11.	52. 10.
"	"	高エネルギー物理学研究所	放射線専門委員会委員	49. 12. 16	51. 12. 15
"	"	日本原子力学会	「原子力安全」調査専門委員会委員	50. 1.	51. 12.
"	"	日本原子力船開発事業団	原子力船「むつ」安全性専門部会専門委員	51. 7. 1	52. 6. 9
"	"	工業技術院	日本工業標準調査会臨時委員	51. 9. 24	51. 12. 31
"	"	原子力安全研究協会	原子力気象調査専門委員会分科会委員	51. 11. 8	52. 6. 30
飯嶋敏哲	"	科学技術庁原子力安全局	原子炉安全技術専門部会被曝線量評価検討小委員会委員	50. 6. 7	52. 6. 6
"	"	"	原子炉安全専門審査会被曝線量評価検討会部外協力	52. 2. 8	53. 2. 7

氏名	所属	委嘱元	兼職事項	期間	
				自：年月日	至：年月日
飯嶋敏哲	環境放射能課	科学技術庁原子力安全局	核燃サイクル安全基準検討会委員	51. 6. 10	
				52. 6. 9	
"	"	科学技術庁原子力局	環境放射能安全研究専門部会 W・G委員	52. 2. 1	
				52. 6. 30	
"	"	原子力安全研究協会	固体廃棄物範囲分科会委員	51. 7. 22	
				52. 3. 31	
"	"	電力中央研究所	使用済核燃料輸送安全評価調査 研究委員会委員	52. 1. 10	
				52. 3. 31	
福田雅明	"	日本海洋学会	環境問題委員会	50. 12. 1	
				52. 3. 31	
矢部 明	体内放射能課	日本原子力学会	企画委員会委員	50. 6. 1	
				53. 5. 31	
西 健雄	線量計測課	日本保安用品協会	職業被曝管理研究委員会委員	51. 6. 1	
				52. 3. 31	
"	"	工業技術院	日本工業標準調査会臨時委員	51. 10. 13	
				51. 11. 2	
龍福 廣	"	電気通信大学	重イオンの構造と素過程に関する 理論的研究研究分担者	51. 4. 1	
				52. 3. 31	
"	"	原子力安全研究協会	原子力施設散乱放射線挙動専門 委員会委員	51. 4. 1	
				52. 3. 31	
岸田昌美	"	日本保健物理学会	企画委員会委員	51. 1. 1	
				51. 12. 31	
沼宮内弼雄	"	日本原子力学会	編集委員会委員	49. 6. 1	
				52. 5. 31	
"	"	保健物理学会	放射線の量と単位研究委員会委員	50. 4. 1	
				52. 12. 31	
"	"	工業技術院	日本工業標準調査委員会委員	51. 4. 1	
				52. 3. 31	
"	"	日本産業技術振興協会	産業計測標準委員会放射線部会 幹事	51. 4. 1	
				52. 3. 31	
服部洋司良	放射性汚染 処理課	原子力安全研究協会	固体廃棄物処理処分専門委員会	51. 7. 1	
				52. 3. 31	
加藤 清	"	日本原子力学会	「放射性廃棄物の地上保管に関 する安全性」研究専門委員会	50. 10. 7	
				52. 9. 31	
"	"	京大原子炉実験所	放射性廃棄物管理専門研究会委員	51. 4.	
				52. 3.	
"	"	原子力安全研究協会	保管分科会	51. 7. 20	
				52. 3. 31	
志垣康展	"	原子力環境整備センタ	計算コード研究会ワーキンググ ループ員	52. 1. 27	
				54. 1. 26	
岡田安弘	"	日本アイソトープ協会	廃棄物共同処理システム検討委 員会	51. 7. 15	
				52. 7. 14	
高田和夫	保健物理 研究室	日本保健物理学会	ICRP 勧告研究委員会委員	51. 11. 1	
				52. 12. 31	

氏名	所属	委嘱元	兼職事項	期間	
				自：年月日	至：年月日
藤田 稔	保健物理 研究室	日本保健物理学会	ICRP 勧告研究委員会委員	51. 11. 1	52. 12. 31
"	"	東 北 大 学	非常勤講師	51. 4. 1	52. 3. 31
"	"	日本原子力学会	放射線被曝対策特別委員会	51. 4. 1	52. 3. 31
赤石 準	"	日本保健物理学会	理 事	50. 1	51. 12
"	"	"	編集委員	50. 1	52. 12
和達嘉樹	環境安全 研究室	原子力安全研究協会	保管分科会	51. 7. 20	53. 3. 31
"	"	日本原子力学会	「放射性廃棄物の地上保管に関する安全性」研究専門委員会	50. 10.	52. 9.
"	"	京大原子炉実験所	放射性廃棄物管理専門研究会	51. 4. 1	52. 3. 31
田代晋吾	"	動力炉・核燃料開発 事業団	固化貯蔵委員会	51. 12. 23	52. 3. 31
"	"	京都大学原子炉実験所	放射性廃棄物管理専門研究会	51. 4. 1	52. 3. 31
伊藤彰彦	"	原子力環境整備センター	海洋調査研究委員会	52. 2. 21	53. 3. 31
阪田貞弘	"	原子力安全研究協会	固体廃棄物処理処分専門委員会 委員	50. 9. 10	52. 3. 31
"	"	"	放射性廃棄物の範囲の明確化の 検討ワーキング・グループ主査	51. 7. 22	52. 3. 31
"	"	"	放射性廃棄物の陸上保管施設の基 準化のための調査ワーキング・グループ委員	51. 7. 20	52. 3. 31
"	"	科 学 技 術 庁	試験的海洋処分計画検討会委員	51. 3. 4	51. 4. 30
"	"	日本アイソトープ協会	廃棄物共同処理システム検討委 員会委員	51. 7. 23	52. 7. 22
"	"	電力中央研究所	放射性廃棄物海洋処分用固化パケ ージ基準化のための調査研究委員会委員	51. 8. 10	52. 3. 31
"	"	三菱金属株式会社	高レベル固体廃棄物の地層処分に 関する調査研究専門委員会委員	51. 9. 20	52. 3. 31
"	"	動力炉・核燃料開発 事業団	地層処分委員会委員（主査）	51. 12. 23	52. 3. 31
石原豊秀	安全管理室	原 子 力 委 員 会	原子炉安全専門審査会	51. 4. 1	52. 3. 31
"	"	"	環境安全研究専門部会	51. 4. 1	52. 3. 31
"	"	日本保健物理学会	理 事	51. 4. 1	52. 3. 31

氏名	所属	委嘱元	兼職事項	期間	
				自：年月日	至：年月日
石原豊秀	安全管理室	原子力委員会	核物質防護専門部会	51. 4. 1	52. 3. 31
"	"	原子力安全局	個人被曝登録管理制度検討会	-----	-----
杉浦俊男	"	日本質量分析学会	委員	50. 4. 1	52. 3. 31
江頭忠彦	"	原子力安全研究協会	原子力発電所安全性評価小委員会	51. 4. 1	52. 3. 31
"	"	資源エネルギー庁	原子力発電所信頼性向上対策検討会	51. 4. 1	52. 3. 31
南賢太郎	大洗研究所 安全管理課	日本アイソトープ協会	放射線取扱主任者部会常任委員	51. 4. 1	53. 3. 31
押野昌夫	"	原子力安全研究協会	固体廃棄物処理処分専門委員会 委員	50. 9. 10	53. 3. 31
"	"	原子力環境整備センター	試験的海洋処分実施計画専門委員会委員	52. 2. 24	53. 3. 31
"	"	日本保健物理学会	ICRP勧告研究委員会委員	51. 11. 1	52. 12. 31
"	"	工業技術院	IEC/TC45 対策委員会委員	48. 12. 1	-----
進士義正	大洗研究所 放射性廃棄物 処理課	(財)原子力環境整備センター	品質管理専門委員会	52. 2. 25	52. 3. 31
"	"	(財) 電力中央研究所	放射性廃棄物海洋処分用固化パッケージ基準化調査研究委員会	51. 8. 10	52. 3. 31
"	"	(財) 日本アイソトープ協会	農林省共同利用施設RI廃液処理施設工事設計条件審査委員会	52. 1. 31	52. 3. 31
三戸規生	"	工業技術院	日本工業標準調査会臨時委員	51. 9. 24	51. 12. 31
"	"	茨城県	茨城県東海地区環境放射線監視委員会須和間等放射能調査班	51. 3. 29	52. 1. 31
松元章	"	科学技術庁	放射性廃棄物対策技術専門部会 研究開発分科会調査委員	51. 4. 1	-----
"	"	"	陸地保管W・G	51. 4. 1	51. 7. 31
"	"	"	調査W・G	51. 10. 1	-----
"	"	"	試験的海洋処分環境安全W・G	51. 4. 1	51. 8. 31
"	"	原子力安全研究協会	固体廃棄物処理処分専門委員会	51. 4. 1	52. 3. 31
"	"	"	保管分科会	51. 4. 1	52. 3. 31
"	"	原子力学会	放射性廃棄物の地上保管に関する 安全性研究専門委員会	51. 4. 1	52. 3. 31
"	"	(財)政策科学研究所	低レベル放射性廃棄物の処理処 分に関するフィジビリティ調査	52. 1. 1	52. 3. 31

## 4.10 その他（発明発見等）特許申請

氏 名	標 題	申請月日
備 後 一 義 千 田 徹	$\beta$ 線吸収線量測定方法および装置	1976年 5月21日
備 後 一 義 河 合 勝 雄	A method for direct measurement of $\beta$ -ray absorbed dose rate and an instrument	1976年10月 5日 (米国)
神 永 博 史	放射性表面汚染採取具	1977年 1月10日
杉 浦 俊 男 他 2 名	トリオキサンおよびテトラオキサンの製造法	1977年 2月18日

## 編 集 後 記

「保健物理と安全管理」の編集方針および編集方法は、先号までの過去18回にわたる経験をもとに、すでに確立されているとあってよいであろう。本19号の編集は従来通りに行い、特に問題となることはなかった。

本号編集集中に、東海研究所では環境放射能および廃棄物処理処分安全管理関係を含めて組織変更が行われた。

したがって、次号からの内容は、これまでとは幾分異なるようになるかもしれない。

外国における本誌の閲覧を考慮し、本号に英文の組織図を掲げた。

(高田)

## 編 集 委 員 会

委員長	伊藤 直次 (保健物理安全管理部次長)	
幹 事	高田 和夫 (保健物理研究室)	
委 員	前沢 慶治 (安全対策課)	村田 幹生 (放射線管理課)
	大畑 勉 (放射線管理課)	天野 光 (環境放射能課)
	福田 洋 (体内放射能課)	間辺 巖 (線量計測課)
	小金沢 卓 (放射性汚染処理課)	大内 康喜 (環境安全研究室)
	角川 正義 (保安管理室)	伊加利勝晤 (安全管理室)
	上島 正好 (大洗研・安全管理課)	佐藤 元昭 (大洗研・放射性廃棄物処理課)
	綿貫 孝司 (高崎研・安全管理課)	
事務局	小野寺哲哉 (安全業務課長)	亀井 和夫 (安全業務課長代理)
	窪木 信吾 (安全業務課)	