

JAERI-M
7979

保健物理と安全管理・No.20

(1977年度)

1979年1月

安 全 管 理 室
東海研究所保健物理部・安全解析部
環境安全研究部・保安管理室
高崎研究所管理部安全管理課
大洗研究所管理部安全管理課・放射性廃棄物処理課

日 本 原 子 力 研 究 所
Japan Atomic Energy Research Institute

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 7979

保健物理と安全管理・No 20
(1977年度)

日本原子力研究所安全管理室・東海研究所保健物理部・
安全解析部・環境安全研究部・保安管理室・高崎研究所
管理部安全管理課・大洗研究所管理部安全管理課・放射
性廃棄物処理課

(1978年10月27日受理)

本報は、1977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 7979

Health Physics and Safety in JAERI, No.20

(April 1, 1977 ~ March 31, 1978)

Office of Safety and Control, Tokyo Headquarter, Division of Health Physics, Division of Reactor Safety Evaluation, Division of Environmental Safety Research, Office of Operational Safety Administration, Tokai Research Establishment, Safety Section, Takasaki Research Establishment, Health Physics and Safety Section, and Waste Management and Decontamination Section, Oarai Research Establishment.

(Received October 27, 1978)

In the annual report No.20 (fiscal 1977) are described the activities of health physics and safety in the Tokyo Office, Tokai Research Establishment, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment, and Oarai Research Establishment.

Keyword ; Safety Administration, Health Physics, Radiation Monitoring, Waste Disposal, Waste Treatment, Radiation Dosimetry, External Exposure, Internal Exposure, Environmental Monitoring Radiation Protection

ま え が き

本書は、日本原子力研究所の保健物理と安全管理の部門における 1977 年度の業務の総括報告書である。この年度には、東海研究所において環境安全研究部の新設および保安管理室の拡充に伴って、研究、開発および管理業務の充実がはかられた。

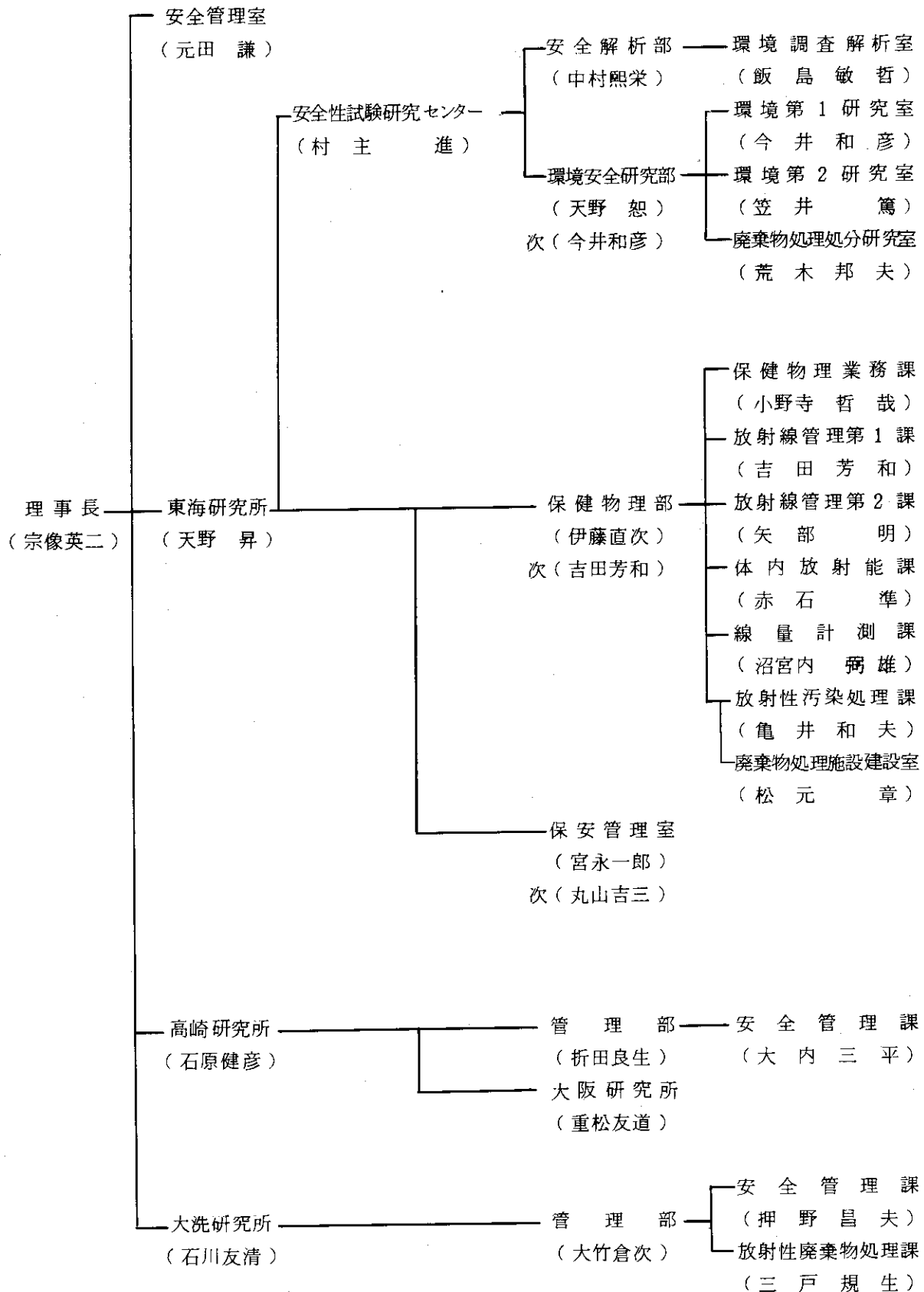
本書の編集方法に基本的変更はないが、上記の組織改正に伴い、高レベル廃棄物に関する研究開発等、従来、本報告書に含められていた項目で除外されたものもある。

なお、当年度内において特筆すべき事項等はなかった。

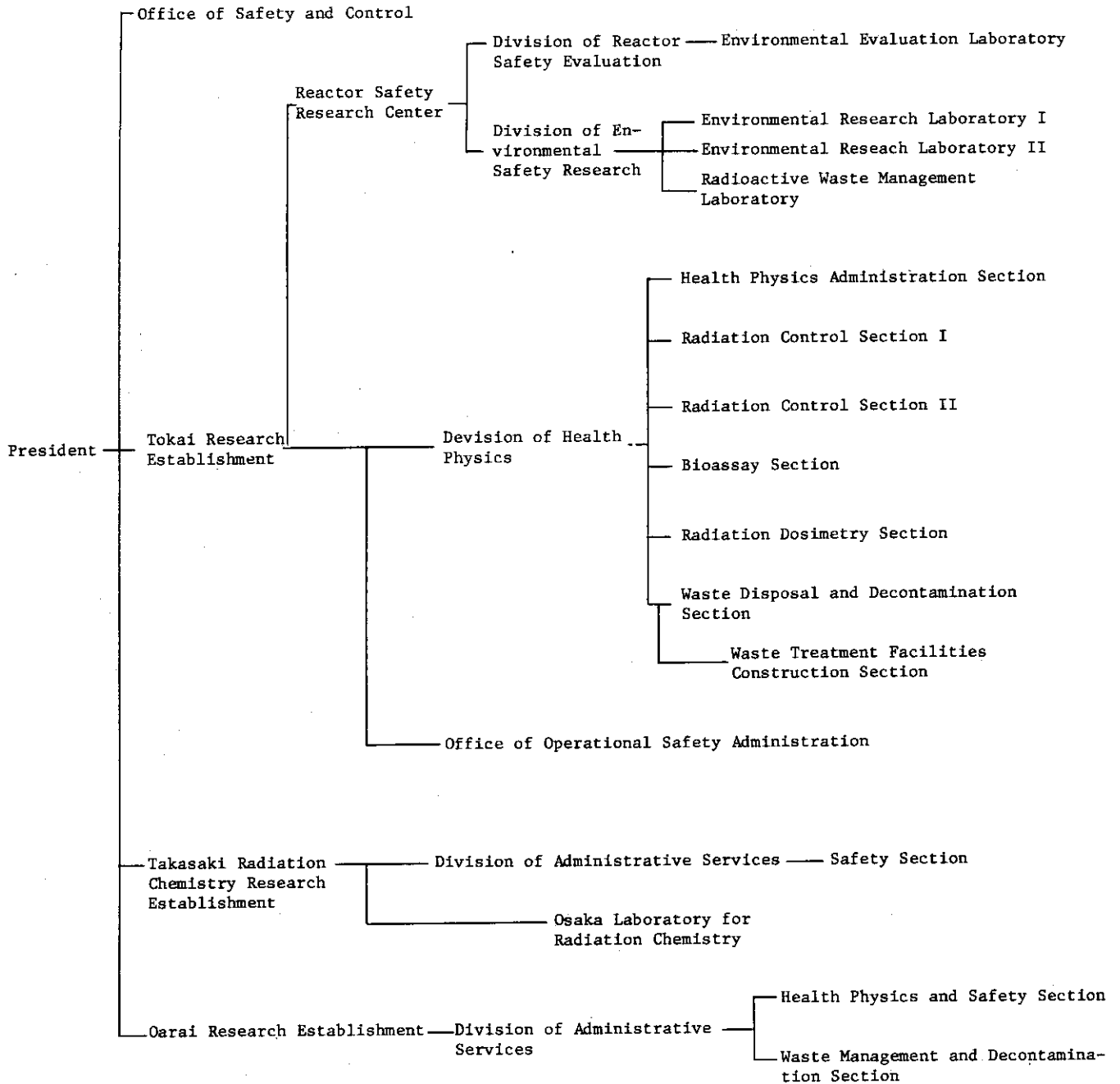
(伊藤直次)

保健物理と安全管理の組織

1978年3月31日現在



Organization of Health Physics and Safety in JAERI



目 次

1. 管 理	1
1 0. 総 括	1
1 0.1 総括業務	1
0.1.1 概 要	1
0.1.2 許可事項等	2
0.1.3 規程等の整備状況	6
0.1.4 委員会の活動	6
0.1.5 事故報告	9
1 0.2 安全審査	10
0.2.1 概 要	10
0.2.2 原子炉等安全審査委員会	10
0.2.3 原子炉運転委員会	11
0.2.4 使用施設等運転委員会	12
1 A 東京地区	13
1 A.1 安全衛生管理	13
A.1.1 概 要	13
A.1.2 安全衛生管理	13
A.1.3 放射線管理	13
1 B 東海研究所	15
1 B.1 保安管理	15
B.1.1 安全管理体制の整備	15
1 B.2 安全対策と環境保全	17
B.2.1 概 要	17
B.2.2 事故防止対策	17
B.2.3 災害対策	19
B.2.4 災害事故等の発生状況	21
B.2.5 環境保全	26
1 B.3 施設の保安管理	27
B.3.1 概 要	27
B.3.2 原子炉施設の保安管理	27
B.3.3 核燃料物質使用施設等の保安管理	29

1 C. 2	放射線管理	91
C. 2. 1	概 要	91
C. 2. 2	個人被曝線量の管理	91
C. 2. 3	施設の放射線管理	91
C. 2. 4	放射線計測器の管理	92
1 D	大洗研究所	93
1 D. 1	安全衛生管理	93
D. 1. 1	概 要	93
D. 1. 2	安全管理	93
D. 1. 3	災害対策	97
D. 1. 4	災害事故発生状況	99
D. 1. 5	衛生管理	99
D. 1. 6	環境保全	99
1 D. 2	個人被曝線量の管理	102
D. 2. 1	概 要	102
D. 2. 2	外部被曝線量の管理	102
D. 2. 3	内部被曝線量の管理	104
1 D. 3	施設の放射線管理	105
D. 3. 1	概 要	105
D. 3. 2	排気および排水の管理データ	105
D. 3. 3	JMTR 一次冷却水の漏洩に伴う放射線管理	108
D. 3. 4	OGL-1 の放射線管理	109
1 D. 4	環境放射能の管理	112
D. 4. 1	概 要	112
D. 4. 2	環境放射線のモニタリング	112
D. 4. 3	環境試料のモニタリング	112
1 D. 5	放射線計測器の管理	116
D. 5. 1	概 要	116
D. 5. 2	サーベイメータ類の点検保守	116
D. 5. 3	放射線監視機器の管理	117
1 D. 6	放射性廃棄物の管理および汚染除去	118
D. 6. 1	概 要	118
D. 6. 2	放射性廃棄物の管理	119
D. 6. 3	汚染除去	121
D. 6. 4	処理施設の建設	123

2. 技術開発	129
2.1 個人被曝線量の管理	129
2.1.1 概要	129
2.1.2 ホールボディカウンタにおけるCAMACの利用	130
2.1.3 NaI(Tℓ)検出器を用いた γ 線測定における最適光電ピーク領域の検討	130
2.1.4 低エネルギー γ 線測定用NaI(Tℓ)/CsI(Tℓ)検出器の特性	133
2.2 施設の放射線管理	134
2.2.1 概要	134
2.2.2 添着活性炭の放射性ヨウ素に対する除去性能とヨウ素の性状別サンプリング	135
2.2.3 各種液体シンチレータの放射線管理面からみた性能比較	138
2.2.4 施設における放射線管理データの統計的解析	140
2.2.5 JPDR配管検査時の仮遮蔽についてのコストベネフィット解析	142
2.2.6 放射性同位元素の数量管理のためのコード作成	144
2.3 環境放射能	147
2.3.1 概要	147
2.3.2 環境放射線監視システムによる γ 線量の評価	147
2.3.3 環境監視データの処理プログラム	149
2.3.4 環境放射線の比較測定	150
2.3.5 排水モニタの校正定数と γ/β 放射能濃度比	153
2.3.6 大洗研の排水モニタの校正	154
2.3.7 環境試料中放射能のGe(Li)検出器による検出限界についての検討	156
2.4 放射線計測	159
2.4.1 概要	159
2.4.2 プラスチック・シンチレーション型 β 線サーベイメータの試作	160
2.4.3 広領域線量率測定用プラスチック・シンチレーション型 γ 線サーベイメータの試作	161
2.4.4 GM管型アラームメータの特性	163
2.4.5 6.13 MeV 単色エネルギー γ 線源の強度測定	164
2.4.6 大型プラスチック・シンチレータの特性試験	165
2.4.7 中レベル放射線照射装置	168
2.4.8 エネルギー濃度ガスモニタ	170
2.4.9 γ 線用GMサーベイメータの簡易型校正器	172
2.5 放射性廃棄物の処理および汚染除去	175
2.5.1 概要	175

2.5.2	海洋処分用セメント固化体の作製と品質管理	176
2.5.3	廃液中の ^{90}Sr 放射能の簡易定量法	178
2.5.4	超音波伝播試験法によるセメント固化体の1軸圧縮強度の推定	182
2.5.5	所外から集荷された液体廃棄物の性状とその処理	183
2.5.6	コンクリートの ^{137}Cs 汚染の浸入度	188
2.5.7	放射性廃棄物封入用ドラム罐に関する構造, 塗装等の調査	189
2.5.8	各種繊維の汚染除去試験	189
2.5.9	焼却灰のピッチューメン固化試験	191
2.5.10	処理済液の放流制御設備	197
2.5.11	α 固体廃棄物処理施設の概要	199
2.5.12	機器除染用洗剤スチームジェット洗浄設備	209
2.5.13	シールドカバー 走行型長尺物除染流し台	210
2.5.14	汚染機器等運搬容器と専用運搬車輛	211
2.5.15	汚染度自動選別型衣服モニタリングシステム	213
2.5.16	逆浸透法・薄膜蒸発法による洗濯廃液総合処理システム	217
3.	研究	221
3.1	放射線計測	221
3.1.1	概要	221
3.1.2	エキソ電子線量計による速中性子線量の測定	222
3.1.3	飛跡自動測定装置の開発(II)	223
3.1.4	スカイシャインベンチマーク計算	224
3.1.5	Li^{3+} , Be^{4+} , B^{5+} および C^{6+} イオンとH原子との衝突における電荷移動断面積の計算	225
3.1.6	β 線吸収線量率測定器の感度に対する温度の影響	227
3.2	身体放射能	229
3.2.1	概要	229
3.2.2	吸入による ^{60}Co の胸部残留と肺の線量の評価	229
3.2.3	プルトニウム同位体組成の簡易推定法	230
3.2.4	傷口から吸収された ^{144}Ce と静脈内注射された ^{144}Ce のラットにおける代謝の比較	230
3.2.5	EDTA 処理リンパ球の培養	233
3.3	空気汚染	234
3.3.1	概要	234
3.3.2	放射性ヨウ化メチルのXeランプ光(白色光)による性状変化	234
3.3.3	バッテリー駆動式加圧送風マスクの特性	235

3.4	環境放射能	237
3.4.1	概要	237
3.4.2	プルトニウムの大気中濃度と降下量	237
3.4.3	地表面大気中 ⁷ Be濃度と降下量	238
3.4.4	TLDの宇宙線感度と自己汚染の評価	238
3.4.5	球型NaI(Tℓ)シンチレータ用G(E)関数の決定	240
3.4.6	NaI(Tℓ)検出器ガンマ線応答関数のモンテカルロ計算	240
3.4.7	海風時の熱的境界層の構造	242
3.4.8	沿岸海域における透明度測定上の問題	243
3.4.9	人口および農畜産物生産分布等の調査と国民線量評価への応用に関する考察	245
3.5	放射性廃棄物の処分	248
3.5.1	概要	248
3.5.2	放射性核種の地中移動	249
3.5.3	模擬廃棄物パッケージの深海中健全性実証試験	250
3.5.4	放射性廃棄物封入容器腐食安全性実証試験	254
4.	付録	255
4.1	外部投稿	255
4.2	JAERI-Mレポート	259
4.3	口頭発表	260
4.4	受託調査・研究	265
4.5	講師(外人)招へい	266
4.6	所外研修コースへの協力	266
4.7	所内研修コースへの協力	266
4.8	外部兼職	271
4.9	その他(発明発見等)特許申請	276

Contents

1	Administration Monitoring and Maintenance	1
10	General	1
10.1	Safety Administration	1
0.1.1	Summary	1
0.1.2	Permission	2
0.1.3	Reinforcement of Health and Safety Regulation	6
0.1.4	Activities of Committees	6
0.1.5	Report on Troubles	9
10.2	Safety Assessment	10
0.2.1	Summary	10
0.2.2	Advisory Committee on Nuclear Installation Safety	10
0.2.3	Reactor Operation Safety Committee	11
0.2.4	Nuclear Material Facility Operation Safety Committee	12
1A	Headquarters	13
1A.1	Safety Management	13
A.1.1	Summary	13
A.1.2	Health and Safety Management in the Headquarters and Radioisotope Department	13
A.1.3	Radiation Monitoring	13
1B	Tokai Research Establishment	15
1B.1	Safety management	15
B.1.1	Safety reorganization	15
1B.2	Operational Safety and Environmental Integrity	17
B.2.1	Summary	17
B.2.2	Accidents prevention	17
B.2.3	Emergency control measures	19
B.2.4	Incidents	21
B.2.5	Environmental preservation	26
1B.3	Safety control of nuclear facilities	27
B.3.1	Summary	27
B.3.2	Nuclear reactors	27
B.3.3	Nuclear material handling facilities	29
B.3.4	Radioisotope handling facilities and others	30
B.3.5	Physical protection	32
1B.4	Individual Monitoring	33
B.4.1	Summary	33

B.4.2	Monitoring for External Exposure	34
B.4.3	Monitoring for Internal Exposure	37
1B.5	Radiation Monitoring in Nuclear Facilities	39
B.5.1	Summary	39
B.5.2	Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	40
B.5.3	Radiation Monitoring for Renewal of Exhaust Equipment ...	44
B.5.4	Radiation Monitoring for Decontamination Work in the Hot-Laboratory	45
B.5.5	Radiation Monitoring for Disassembly of Experimental Capsules in the NSRR	47
B.5.6	Classification Test of Radioactive Wastes	50
1B.6	Environmental Monitoring	52
B.6.1	Summary	52
B.6.2	Monitoring for Environmental Radiation	52
B.6.3	Monitoring for Environmental Samples	56
B.6.4	Estimation of Exposure Dose from Radioactive Noble	60
B.6.5	Estimation of Thyroid Dose due to ¹³¹ I Originated in 22th-China Nuclear Explosion	60
1B.7	Maintenance of Monitors and Survey Meters	64
B.7.1	Summary	64
B.7.2	Calibration of Survey Meters and Radiation Counting of Samples	64
B.7.3	Maintenance of Monitors	65
1B.8	Waste Management and Decontamination	69
B.8.1	Summary	69
B.8.2	Radioactive Waste Treatment	70
B.8.3	Decontamination	74
B.8.4	Renewal of Radioactive Waste Treatment Facilities	77
B.8.5	Construction of Radioactive Waste Treatment Facilities ..	78
1C	Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	81
1C.1	Safety and Hygiene	81
C.1.1	Summary	81
C.1.2	Safety Management	81
C.1.3	Accident Prevention	85
C.1.4	Experience of Incidents	87
C.1.5	Health Control	87
C.1.6	Environmental Integrity	90

1C.2	Radiation Monitoring	91
C.2.1	Summary	91
C.2.2	Individual Monitoring	91
C.2.3	Radiation Monitoring in the Facilities	91
C.2.4	Maintenance of Monitors and Survey Meters	92
1D	Oarai Research Establishment	93
1D.1	Health and Safety	93
D.1.1	Summary	93
D.1.2	Safety Control	93
D.1.3	Emergency Control	97
D.1.4	Experience of Incidents	99
D.1.5	Health Control	99
D.1.6	Environmental Monitoring	99
1D.2	Individual Monitoring	102
D.2.1	Summary	102
D.2.2	External Exposure	102
D.2.3	Internal Exposure	104
1D.3	Radiation Monitoring in Nuclear Facilities	105
D.3.1	Summary	105
D.3.2	Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	105
D.3.3	Radiation Monitoring for Leakage of Primary Cooling Water in JMTR	108
D.3.4	Radiation Monitoring for OGL-1	109
1D.4	Environmental Monitoring	112
D.4.1	Summary	112
D.4.2	Monitoring for Environmental Radiation	112
D.4.3	Monitoring by Radioactivity Measurement of Environmental Samples	112
1D.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	116
D.5.1	Summary	116
D.5.2	Maintenance of Survey Meters	116
D.5.3	Maintenance of Monitors	117
1D.6	Radioactive Waste Management and Decontamination	118
D.6.1	Summary	118
D.6.2	Radioactive Waste Management	119
D.6.3	Decontamination	121
D.6.4	Construction of Waste Disposal Facilities	123

2.	Development of Radiation and Operational Safety Technique ...	129
2.1	Monitoring for Personal Exposure	129
2.1.1	Summary	129
2.1.2	Application of CAMAC to Whole-body Counting System	130
2.1.3	Study of Optimum Photo Peak Region for γ -Ray Measure- ment with NaI(Tl) Detector	130
2.1.4	Characteristics of NaI(Tl)/CsI(Tl) Detector for measurement of Low Energy γ -Rays	133
2.2	Radiation Monitoring Techniques	134
2.2.1	Summary	134
2.2.2	Performance of Impregnated Activated Charcoal Filter Paper for Collection Airborne Radioiodine and Effects of Adsorbent on Sampling of Various Chemical Forms of Airborne Radioiodine	135
2.2.3	Comparison of Various Liquid Scintillation Solutions from Standpoint Radiation Monitoring	138
2.2.4	Statistical Analysis of Data on Radiation Monitoring in Nuclear Facilities	140
2.2.5	Cost-Benefit Analysis Provisional Shield for Inservice Inspections in JPDR	142
2.2.6	Computer Program for Quantity Control of Radioactive Materials	144
2.3	Environmental Monitoring	147
2.3.1	Summary	147
2.3.2	Evaluation of γ -Exposure Dose by Environmental Monitoring System	147
2.3.3	Computer Program for Environmental Radiation Monitoring Data	149
2.3.4	Intercomparison of γ -Ray Measuring Instruments Used for Environmental Monitoring	150
2.3.5	Calibration of Drain Monitor of Tokai Research Establish- ment	153
2.3.6	Calibration of Drain Monitor of Oarai Research Establish- ment	154
2.3.7	Detection Limit of Ge(Li) Detector for Radioactivity in Environmental Samples	156
2.4	Radiation Instrumentation	159
2.4.1	Summary	159

2.4.2	Plastic Scintillation Survey Meter for Measurement of β-Ray Absorbed Dose Rate	160
2.4.3	Wide Range γ-Ray Survey Meter	161
2.4.4	Characteristics of G-M Type Alarm Meter	163
2.4.5	Measurement of Intensity of Monoenergetic 6.13 MeV γ-Ray Source	164
2.4.6	Characteristics of Broad Surface Plastic Scintillator for β-Ray	165
2.4.7	Gamma-Ray Irradiator for Calibration of Instruments	168
2.4.8	Stack Gas Monitor for Measurement of Energy Dissipating Rate of γ-Rays	170
2.4.9	Simplified Calibration Equipment for GM Survey Meters ..	172
2.5	Waste Management and Decontamination	175
2.5.1	Summary	175
2.5.2	Manufacture and Quality Control of Cement Packages for Sea Disposal	176
2.5.3	Simplified Measurement of ⁹⁰ Sr in Waste Solution by Liquid Scintillation Counting	178
2.5.4	Estimation of Uniaxial Compressive Strength of Cement Packages by Ultrasonic Method	182
2.5.5	Qualities of Liquid Radioactive Wastes from Other Organizations and Treatment of Them	183
2.5.6	Diffusion of ¹³⁷ Cs in Concrete Slab	188
2.5.7	Survey of Structure and Painting of Drum Containers for Radioactive Wastes	189
2.5.8	Decontamination Tests of Various Kinds of Textile	189
2.5.9	Bituminization of Incinerator Ash	191
2.5.10	Drainage Control System of Treated Liquid Waste	197
2.5.11	Processing System of α-Bearing Solid Wastes	199
2.5.12	Steam Jet Cleaning Equipment for Decontamination	209
2.5.13	Shield Cover Type Decontamination Tray	210
2.5.14	Container and Mobile Car for Exclusive Use of Radio- active Contaminated	211
2.5.15	Automatic Clothing Contamination Monitoring System for Laundry	213
2.5.16	Laundry Waste Treatment System by use of Reverse Osmosis and Film Evaporation	217
3.	Research	221

3.1	Radiation Dosimetry	221
3.1.1	Summary	221
3.1.2	Measurement of Fast Neutron Dose with Exoelectron Emission Dosimeter	222
3.1.3	Automatic NTA Film Reader (II)	223
3.1.4	Skyshine Benchmark Calculation	224
3.1.5	Calculation of Charge-Transfer Cross Sections for Collisions of Li^{3+} -, Be^{4+} -, Be^{5+} and C^{6+} - Ions with an H-Atom	225
3.1.6	Influence of Temperature on Sensitivity of β - Ray Absorbed Dose Rate Meter	227
3.2	Body Radioactivity	229
3.2.1	Summary	229
3.2.2	Literature Survey of Inhaled Cobalt-60 and Estimation of Lung Dose	229
3.2.3	Rough Estimation of Pu-Isotopic Composition	230
3.2.4	Comparison of Metabolic Behavior of ^{144}Ce Injected into Veins with That Absorbed from Wound Site in Rats	230
3.2.5	Method of Culture of EDTA-Treated Lymphocytes	233
3.3	Radioactive Aersol	234
3.3.1	Summary	234
3.3.2	Change of Characteristics of Methyl Iodide by Light of Xe Lamp	234
3.3.3	Performance of Battery-Powered Air supply	235
3.4	Environmental Radiation and Contamination	237
3.4.1	Summary	237
3.4.2	Air Concentration and Deposition of Plutonium	237
3.4.3	Cincentration of ^7Be in the Lower Atmosphere and Fallout Rate	238
3.4.4	Evaluation of Self-Irradiation of Commercially Available TL Dosimeters and Response to Cosmic-Tays	238
3.4.5	Determination of the Spectrum-Dose Conversion Operator (G(E) Function) for Spherical NaI(Tl) Scintillator	240
3.4.6	Monte Carlo Calculation of Energy Response Functions of NaI(Tl) Detector for Gamma-rays	240
3.4.7	Structure of Thermal Boundary Layer in Sea Breeze	242
3.4.8	Some Problems on Transparency Measurement in Coastal Area	243

3.4.9	Survey of Distribution of Population and Agricultural Products, etc. and Application to Population Dose Evaluation	245
3.5	Disposal of Radioactive Waste	248
3.5.1	Summary	248
3.5.2	Migration of Radionuclides in Soil	249
3.5.3	Demonstration Test of Integrity of Simulated Waste Packages in Deep Sea	250
3.5.4	Demonstration Test of Safety of Drum Container of Radioactive Wastes Against Corrosion	254
4.	Appendix	
4.1	List of Papers Published	255
4.2	List of JAERI Reports and Memoranda Published	255
4.3	List of Oral Presentation	259
4.4	List of Works Under Contract	260
4.5	Lectures by Outside Persons	265
4.6	Contributions in Training Courses in other Organizations ..	266
4.7	Contributions in Training Courses in JAERI	266
4.8	Positions in other Organizations	271
4.9	Miscellaneous	276

10. 総 括

General

10.1 総 括 業 務

Safety Administration

The planning and coordination on safety of the Institute was carried out by the Office of Safety and Control at the Headquarters and the actual enforcement and operation activities of each Establishment were organized by the safety administration division of the Establishment.

Features in this year were as follows.

- (1) Consolidation of health and safety management.
- (2) Reinforcement of health and safety regulations.
- (3) Promotion of countermeasures for super-annuated equipments and facilities.

0.1.1. 概 要

当所における安全管理体制は 1977 年 7 月、東海研究所の保安管理室が部相当の組織となり、数部に分散していた同研究所の安全衛生管理部門を統合したことにより一段と強化された。このため、日本原子力研究所としての安全衛生管理の企画および総合調整は本部の安全管理室が行い、各研究所における安全および衛生管理は、それぞれの安全管理担当部門がこれを総括することとなった。

安全管理部門の業務は、安全衛生および環境保全、放射線管理、原子炉施設はじめ各施設の保安管理、核燃料物質の防護、事故および災害対策等極めて広範囲にわたって行われている。

1977 年度の安全衛生管理の基本方針では、次の 3 項目を重点項目として取り上げ、各研究所では、これに基づいて安全衛生管理を実施した。

- ① 安全衛生管理体制の整備強化
- ② 保安に関する諸規定の統合整備と遵守徹底
- ③ 各種機器施設の経年劣化対策の推進

労働災害の発生件数については東海研 3 件にとどまり当所における度数率、強度率とも例年どおり全産業平均値を下まわっている。

一方、原子力施設に対する安全確保の要請は年ごとにきびしさを加え、本年度において新たに法令等により規制が強化され、その対応策を構じた事項には次のものがある。

① 放射性物質等の運搬に関する規制

輸送物の設計証明手続きが新たに設けられ、原子炉燃料用容器をはじめプルトニウム輸送容器など 5 件について承認を受けた。

また、当所として極めて需要の多い RI についても核燃料物質同様の規制を受けることとなったので、運搬時の安全確保をはかるため所内の体制整備を進めた。

② 核物質防護対策の推進

施設の整備面では、東海研および大洗研の対象施設の出入管理のカードシステム、SNM検知器、侵入検知器等の設置を進めるとともに、施設警備および防護のソフト面の整備につとめた。

また、当所の核物質防護検討委員会では、原子力委員会核物質防護専門部会で作成した第1次報告書をうけ、防護対策の見直しを行った。

③ 被ばく線量登録管理制度の発足

放射線影響協会が従事者に係る放射線被ばく管理記録の引渡し機関として指定され、登録管理制度が発足することとなった。原研は、同協会と被ばく線量の登録管理に関する業務契約を締結するとともに所内における登録管理の実施体制を整備した。

なお、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（2023名）の被曝状況は、1 B. 4 (Table B. 4. 2 - 3 および Table B. 4. 2 - 4) に示してある。

(半田)

0.1.2 許可事項等

「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1977年度中におこなった原子炉施設および核燃料物質使用施設等の変更の許可申請は、Table 0.1.2 - 1に示すとおりである。

また、原子力安全局に提出した核燃料物質等輸送物の設計証明の申請は、Table 0.1.2 - 2に示すとおりである。

(江頭)

Table 0.1.2 - 2 核燃料物質等輸送物の設計証明申請

件名	型式	収納物	申請年月日	証明年月日
JFC-75Y-20T	B(M)	JPDR 使用済燃料	1977. 4. 28	1977. 5. 9
JMTR W-5200	B(M)	JMTR 使用済燃料	1977. 5. 18	1977. 6. 15
OGL-77Y-1.5T	A	OGL-1 照射用燃料	1977. 9. 12	1977. 10. 18
OPU-77Y-50K	B(U)	実験用プルトニウム	1977. 10. 24	1978. 2. 13
NSC-77Y-180K	A	NSRR 試験用燃料	1978. 1. 17	手続中
UNIFETCH-L	B(M)	JRR-2 及び JRR-4 使用済燃料	1978. 2. 22	1978. 3. 16

Table 0.1.2-1 原子炉施設，核燃料使用施設変更許可申請一覧表（1977年度）

区分	件名	概 要	申請年月日	許可年月日	
原 子 炉 施 設	東海研究所原子炉施設設置変更（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	1977. 3. 11 (前年度)	1977. 6. 7	
	大洗研究所原子炉施設設置変更（使用済燃料の処分方法の変更）	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。	1977. 3. 15 (前年度)	1977. 6. 7	
	東海研究所原子炉施設設置変更（半均質臨界実験装置）	(1) サンプル昇温装置の変更 (2) 実験用炉心挿入物の種類の追加	1977. 7. 29	1977. 8. 26	
	東海研究所原子炉施設設置変更（放射性廃棄物処理施設の変更）	低、中レベル固体廃棄物保管廃棄施設の設置	1978. 1. 9	1978. 3. 28	
核 燃 料 物 質 使 用 施 設	東海研究所核燃料物質の使用の変更	(研究棟)	「保障措置技術の開発」関係の追加。	1977. 3. 31 (前年度)	1977. 5. 9
		(NSRR)	高圧水カプセル，流動水カプセルの追加。	1977. 2. 28 (前年度)	1977. 6. 6
		(TCA)	トリウムの使用の追加，申請書の再編集	1977. 5. 31	1977. 6. 27
		(再処理試験室)	高温ガス炉用燃料の前処理プロセス実験装置の追加。	1977. 6. 24	1977. 7. 27
		(RI製造棟)	404号室12, 13セルの仕様の変更。	1977. 6. 30	1977. 9. 6
		(NSRR)	実験済燃料貯蔵棚の追加，年間予定使用量の増量	1977. 6. 23	1977. 9. 13

区分	件名	概要	申請年月日	許可年月日
核燃料物質使用施設	東海研究所核燃料物質の使用の変更			
	(JRR-2)	ダブルモノクロ型中性子分光器及び中性子偏極解析装置にフィッションチェンバを使用	1977. 8. 25	1977. 9. 21
	(燃料試験施設)	設計仕様の一部変更	1977. 7. 30	1977. 10. 17
	(モデル格納容器実験棟)	新設	1977. 10. 17	1977. 12. 23
	(フッ素実験室建家)	使用の目的及び方法の変更、濃縮ウランの使用の追加、申請書の再編集。	1977. 9. 30	1977. 12. 23
	(ホットラボ)	給排気系の一部変更	1977. 10. 14	1977. 12. 23
	(JRR-1)	使用施設から居室を除外	1977. 10. 27	1977. 12. 26
	(廃棄物処理場)	焼却処理施設の増設、No. 1.2 固体廃棄物格納庫、イオン交換処理装置の撤去等。	1977. 12. 19	1978. 1. 24
	(汚染除去場)	除染ホールの増設	1977. 12. 19	1978. 1. 20
	(ウラン濃縮研究棟)	レーザー法原子電離実験装置の追加	1977. 11. 9	1978. 1. 24
	(JPDR)	使用の目的及び方法の一部削除、トリウムの使用の削除、申請書の再編集。	1977. 10. 28	1978. 1. 24
	(JRR-4)	照射設備、ウランコンバータの追加。	1977. 10. 15	1978. 1. 23
	(第1, 第2研究棟)	保障措置技術の開発関係での使用場所の追加等。	1977. 11. 26	1978. 1. 23
(Pu1棟)	グローブボックスの更新	1977. 10. 29	1978. 1. 24	
(開発試験室)	使用の目的及び方法の一部削除、貯蔵施設の変更。	1977. 11. 15	1978. 2. 8	

区分	件名	概要	申請年月日	許可年月日	
核燃料物質使用施設	東海研究所核燃料物質の使用の変更	(工場)	1978. 1. 28	1978. 3. 31 現在申請中	
		(JRR-2)	1978. 1. 27		
		(Co-60 照射室)	1978. 1. 31		
	(廃棄物処理場)	中高レベル処理施設の新設	1978. 2. 28		
		(研究棟総括)	見直し再整理		1978. 3. 28
	大洗研究所核燃料物質の使用の変更	(R1 利用開発棟)	プルトニウム使用, 一部見直し。		1977. 3. 29 (前年度)
		(JMTR ホットラボ)	非常用電源の設置		1977. 7. 18
	(廃棄物処理場)	ベータ・ガンマ一時格納庫パート2追加	1977. 10. 13		
		(燃料研究棟)	Pu 用電子線分析装置及びグロブボックス追加		1977. 12. 14
	(R1 利用開発棟)	核燃料物質の追加	1978. 3. 15		
		(JMTR カプセル等照射装置)	カプセルアッセンプリ室で核燃料物質使用のため。		1978. 3. 28

0.1.3 規定等の整備状況

「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1977年度中に認可を受け、 または届出を行い、施行した規程類は、Table 0.1.3-1に示すとおりである。 (森)

0.1.4 委員会の活動

(1) 線量評価委員会

〔委員長〕 元田 謙

〔委員〕 押野昌夫, 北野匡四郎, 柴田 功, 藤田 稔, 古田敏城 (50音順)

〔事務局〕 安全管理室(半田, 森)

本委員会は、1977年9月5日に開催し、次の事項を審議した。

1976年以降における被曝管理の状況について。

- i) 個人外部被曝管理の概要
- ii) 個人内部被曝管理の概要

(森)

(2) 核物質防護検討委員会

〔委員長〕 江藤秀雄

〔委員〕 大竹倉次, 工藤孝一, 野村末雄, 平井秀夫, 宮永一郎, 元田 謙, 吉田節生,
石川友清, 石原豊秀, (1977. 7. 1 まで)
石原健彦 (1977. 10. 16 まで) (50音順)

〔幹事〕 桂木 学, 小林康司, 佐々木覚, 遠藤功一, 丸山吉三 (1977.10. 16 まで)

〔事務局〕 安全管理室(杉浦, 巖淵)

本委員会は、4回開催し、次の事項を検討した。

a) 第3回(1977年5月24日)

- i) 核物質防護施設における1級警備区域の適用について。
- ii) 核物質防護に関する教育訓練の基本的項目について。

b) 第4回(1977年8月23日)

- i) 身分証明書様式変更について。
- ii) 1977年度実行予算および1978年度概算要求について。

c) 第5回(1977年10月11日)

- i) 原子力委員会核物質防護専門部会第1次報告書と原研の対応について
- ii) 第1専門部会(脅威分析)中間報告

d) 第6回(1978年1月19日)

- i) 「第1次報告書」に対する原研の対応について(WG報告)
- ii) 第1専門部会の作業について(部会報告)

なお、第6回の委員会の機会に委員が大洗研および東海研のPP対象施設を視察した。

(杉浦)

Table 0.1.3-1 制定又は改定した安全関係規程類（理事長達，1977年度）

達 番 号	件 名	制定年月日	施行年月日	概 要
52 達第 8 号	電気工作物保安規程の一部 改正について	1977. 4. 1	1977. 4. 20	受電方式を業務用電力から従量電 灯乙に変更（高崎研上佐野住宅）
52 達第 20 号	東海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	1977. 4. 21	1977. 6. 6	JRR-2及びJRR-3の使用施 設等は，Mo-99製造のための 試料を照射することに伴い，保安 規定を必要とする施設に該当する ため。
52 達第 44 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	1977. 7. 1	1977. 10. 20	組織の改正に伴い，保安管理組織 の名称を変更
52 達第 32 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	1977. 7. 1	1977. 9. 5	
52 達第 45 号	大洗研究所放射線管理規程 の一部を改正する規程	1977. 7. 1	1977. 9. 5	
52 達第 43 号	東海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	1977. 7. 1	1977. 10. 20	組織の改正に伴い，保安管理組織 の名称を変更，R1製造棟におけ る年間予定使用量，貯蔵制限及 び管理区域の範囲の変更
52 達第 33 号	東海研究所放射線管理規程 の一部を改正する規程	1977. 7. 1	1977. 9. 5	組織の改正に伴い，保安管理組織 の名称を変更
52 達第 34 号	JRR-2 保安規程の一部 を改正する規程	1977. 7. 1	1977. 9. 5	
52 達第 35 号	JRR-3 保安規程の一部 を改正する規程	1977. 7. 1	1977. 9. 5	
52 達第 36 号	JRR-4 保安規程の一部 を改正する規程	1977. 7. 1	1977. 8. 5	
52 達第 37 号	東海研究所廃棄物処理場保 安規程（原子炉施設）の一 部を改正する規程	1977. 7. 1	1977. 9. 5	
52 達第 38 号	平均質臨界実験装置保安規 程の一部を改正する規程	1977. 7. 1	1977. 8. 5	
52 達第 39 号	軽水臨界実験装置保安規程 の一部を改正する装置	1977. 7. 1	1977. 8. 5	

達番号	件名	制定年月日	施行年月日	概要
52達第40号	JPDR保安規程の一部を改正する規程	1977. 7. 1	1977. 9. 5	
52達第41号	高速炉臨界実験装置保安規程の一部を改正する規程	1977. 7. 1	1977. 8. 5	
52達第42号	NSRR保安規程の一部を改正する規程	1977. 7. 1	1977. 9. 5	
52達第51号	安全衛生管理規程の一部を改正する規程	1977. 9. 5	1977. 9. 5	組織の改正に伴い、保健物理安全管理部長を保安管理室長に変更
52達第52号	NSRR保安規程の一部を改正する規程	1977. 9. 9	1977. 10. 16	運転制限値及び試験燃料そう入制限値の変更、管理区域及び保全区域図の変更
52達第53号	電気工作物保安規程の一部を改正する規程	1977. 9. 20	1977. 9. 20	組織の改正に伴い、施設第3課新設
52達第57号	JMTR保安規程の一部を改正する規程	1977. 10. 27	1977. 11. 20	炉心入口圧力のスクラム設定値変更、調節系圧力、主配管逃し弁の作動及び電源故障の警報装置の作動条件の追加
52達第60号	大洗研究所核燃料物質使用施設等保安規程の一部を改正する規程	1977. 10. 28	1977. 12. 10	廃棄物処理場に、 α 固体処理棟等の増設及び被覆粒子燃料キャプセル照射設備が完成したことに伴い規程を新たに設けた。
52達第63号	東海研究所原子炉施設保安規程の制定について	1977. 12. 7	1978. 3. 31	保安規程の統一
52達第64号	大洗研究所原子炉施設保安規程の制定について	1977. 12. 7	1978. 3. 31	保安規程の統一
52達第68号	東海研究所の原子炉施設等に係る核燃料物質の管理及び防護についての一部改正について	1977. 12. 27	1977. 12. 27	核燃料物質計量管理規定の施行に伴い、管理を削除
52達第69号	大洗研究所の原子炉施設等に係る核燃料物質の管理及び防護についての一部改正について	1977. 12. 27	1977. 12. 27	
53達第12号	東海研究所少量核燃料物質使用施設等に係る核燃料物質の防護について	1978. 3. 31	1978. 3. 31	原子炉施設保安規程の対象とならない使用施設等の核燃料物質の防護について、新たに規則を定めた。
53達第13号	大洗研究所少量核燃料物質使用施設等に係る核燃料物質の防護について	1978. 3. 31	1978. 3. 31	

(3) 安全会議

〔議長〕 村田 浩,

〔議長代理〕 江藤秀雄

〔出席者〕 石川友清, 石原健彦, 大森栄一, 野中正治, 野村末雄, 林 克彦, 平井秀夫,
古畑時生, 宮永一郎, 元田 謙, 吉田節生, (50音順)

〔幹事〕 小野寺哲也, 押野昌夫, 菊池 忍, 関 守, 名田光雄, 丸山吉三

〔事務局〕 安全管理室 (半田, 森)

本会議は2回開催し, 次の事項について検討を行った。

a) 第1回 (1977年5月6日)

i) 1976年度における安全衛生管理の実施状況について。

ii) 1977年度における安全衛生管理の基本方針について。

b) 第2回 (1978年3月13日)

i) 1977年度における安全衛生管理の実施状況について。

ii) 1978年度における安全衛生管理の基本方針について。

(半田)

0.1.5 事故報告

原子炉施設, 核燃料使用施設およびその他施設に関し発生した事故異常などにつき, 関係官庁に提出した報告は, Table 0.1.5-1 に示すとおりである。

(江頭)

Table 0.1.5-1 事故異常等に関する報告一覧表 (1977年度)

件 名	報 告 先	提 出 年 月 日
作業感電負傷事故について	東京通商産業局長	1977. 6. 13
JMTR 一次冷却水の漏洩について	科学技術庁長官	1977. 6. 16
JMTR 一次冷却水の漏洩について (第2報)	"	1977. 8. 15
試験研究用原子炉発電所 (JPDR) の廃ガス系損傷の原因究明とその対策について (第2報)	"	1977. 10. 6
重油流出事故について	科学技術庁原子力局長	1977. 11. 30
JMTR の漏水について	科学技術庁長官	1978. 3. 18

10.2 安全審査

Safety Assessment

Advisory Committee on Nuclear Installation Safety, Reactor Operation Safety Committee and Nuclear Material Facility Operation Safety Committee had six, nine and six meetings respectively. Thirty eight items were reviewed by these committees.

0.2.1. 概要

1977年度に行われた安全審査は、原子炉等安全審査委員会が6回、原子炉運転委員会が9回、使用施設等運転委員会が6回で、審議された件数は、43件であった。

主な審議事項としては、原子炉等安全審査委員会の、「OGL-1 新燃料輸送容器に係る安全性」、原子炉運転委員会の、「NSRR-Ⅲ型 大気圧水カプセルの設計等に係る安全性」および使用施設等運転委員会の「核融合炉物理用中性子源施設設置に係る安全性」などであった。

(半田)

0.2.2 原子炉等安全審査委員会

〔委員長〕 江藤秀雄

〔委員〕 青地哲男, 天野 恕, 伊藤直次, 石森富太郎, 大内信平, 下川純一, 村主 進, 武谷清昭, 塚田甲子男, 辻村重男, 鳥飼欣一, 長崎隆吉, 中村熙栄, 能沢正雄, 日高丘平, 弘田実弥, 本間俊二

〔事務局〕 安全管理室(巖淵)

本委員会は、1977年度中に6回開催し、東海研究所のSHEおよび廃棄物処理施設の設置変更に係る審査、輸送容器の技術基準の審査等を行った。理事長に答申した事項は、Table 0.2.2-1に示すとおりである。

(巖淵)

Table 0.2.2-1 原子炉安全審査委員会から理事長への答申状況
(1977年度)

答 申 事 項	審査終了年月日
1. OGL-1 新燃料輸送容器に係る安全性について	1977. 4. 27
2. 半均質臨界実験装置の設置変更に係る安全性について	1977. 6. 3
3. 大洗研究所, プルトニウム輸送容器の安全性について	1977. 12. 12
4. 東海研究所低・中レベル固体廃棄物保管廃棄施設の増設に係る安全性について	1977. 12. 12
5. 周辺監視区域内核燃料物質等運搬容器技術基準(所内暫定基準)	1978. 3. 8

0.2.3 原子炉運転委員会

〔委員長〕 鳥飼欣一

〔委員〕 伊丹宏治, 飯島 勉, 石渡名澄, 市橋芳徳, 小川 豊, 佐野川好母,
白井英次, 竹下 功, 原 昌雄, 二村嘉明, 星 蔦雄, 宮坂靖彦,
山本峯澄, 古田 悠 (50音順)

〔事務局〕 保安管理室

本委員会は、1977年度中に9回開催し、原子炉施設の変更に伴う安全性及び運転保守状況について審議した。

各支分組織の長に答申した事項は、Table 0.2.3-1に示すとおりである。

(竹口, 内田)

Table 0.2.3-1 原子炉運転委員会から支分組織の長への答申状況
(1977年度)

支分組織	答 申 事 項	審査終了 年月日
東 海 研 究 所	1. 東海研究所における原子炉の運転状況について (1976年度第四半期)	1977. 11. 17
	2. JRR-4・L照射筒の設置に伴う設計及び工事の方法に係る安全性について	" 8. 10
	3. TCA グレーノーズ実験計画に伴う設計及び工事の方法に係る安全性について	" 8. 10
	4. 東海研究所における原子炉の運転状況について (1977年度第四半期)	" 8. 10
	5. JRR-4に設置される照射用燃料トリチウム挙動実験装置の設計及び工事の方法に係る安全性について	" 8. 16
	6. NSRR III型大気圧水カプセルの設計及び工事の方法に係る安全性について	" 8. 16
	7. NSRR I型高圧水カプセルの設計及び工事の方法に係る安全性について	" 8. 16
	8. NSRR 保安規程の一部改正について	" 8. 16
	9. JPDR 廃ガス系配管修復のための設計及び工事の方法に係る安全性について	" 9. 13
	10. 東海研究所保安規程の改正について	" 10. 4
	11. 東海研究所における原子炉の運転状況について (1977年第2四半期)	
	12. NSRR I型流動カプセルの設計及び工事の方法に係る安全性について	1978. 3. 17
	13. 東海研究所における原子炉の運転状況について (1977年度第3四半期)	" 3. 17
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 (1976年度第4四半期)	
	2. " (1977年度第1四半期)	1977. 8. 10
	3. JMTR・漏水事故後における修復工事のための設計及び工事の方法に係る安全性について	" 8. 16
	4. JMTR 保安規程の一部改正について	" 9. 13
	5. 大洗研究所保安規程の改正について	" 10. 4
	6. 大洗研究所における原子炉の運転状況について (1977年度第2四半期)	" 11. 17

7. JMTR 照射カプセル (75 F-4 A・5 A) の設計及び工事方法に係る安全性について	1977. 12. 6
8. 大洗研究所における原子炉の運転状況について (1977年度第3四半期)	1978. 3. 17

0.2.4 使用施設等運転委員会

〔委員長〕 伊藤直次

〔委員〕 栗国良規, 飯島敏哲, 押野昌夫, 木谷 進, 栗原正義, 佐々木吉方,
立川克浩, 松本徳太郎 (50音順)

〔事務局〕 保安管理室 (三坂)

本委員会は, 1977年度中に6回開催し, 各施設の運転状況等を審議した。各支分組織の長に答申した事項は, Table 0.2.4-1 に示すとおりである。

(三坂)

Table 0.2.4-1 使用施設等運転委員会から支分組織の長への答申状況
(1977 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 (1976年度第4四半期) について	1977. 4. 20
	2. " (1977年度第1四半期) について	" 8. 5
	3. " (1977年度第2四半期) について	" 10. 14
	4. 核融合炉物理用中性子源 (FNS) 施設設置に係る安全性について	" 11. 11
	5. 廃棄物処理場焼却処理施設設置に係る安全性について	" 11. 11
	6. JRR-2 カプセル詰替装置設置に係る安全性について	" 12. 6
	7. 使用施設等の運転状況 (1977年度第3四半期) について	1978. 2. 13
	8. 新前処理プロセス実験に係る安全性について	" 2. 13
大洗 研 究 所	1. 使用施設等の運転状況 (1976年度第4四半期) について	1977. 4. 20
	2. " (1977年度第1四半期) について	" 8. 5
	3. " (1977年度第2四半期) について	" 10. 14
	4. " (1977年度第3四半期) について	1978. 2. 13
R I 事 業 部	1. 使用施設等の運転状況 (1976年度第4四半期) について	1977. 4. 20
	2. " (1977年度第1四半期) について	" 8. 5
	3. RI 製造棟における ³ H 使用量増量について	" 8. 5
	4. 使用施設等の運転状況 (1977年度第2四半期) について	" 10. 14
	5. " (1977年度第3四半期) について	1978. 2. 13

1 A 東京地区

Headquarters

1 A.1 安全衛生管理

Health and Safety Management in Headquarters and Radioisotope School

No accidents occurred in the Headquarters and the Radioisotope Department of Radioisotope and Reactor Engineering School in the year.

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

A.1.1 概要

東京地区における安全衛生管理の実施にあたっては、本部およびラジオアイソトープ原子炉研修所ラジオアイソトープ部門（以下「RI部門」という。）の共通な事項とRI部門独自の事項とに分けてその推進をはかった。

1977年度における当地区の労働災害、職業性疾病等の発生件数は零であり、放射性物質を取り扱うRI部門においても被ばくおよび汚染等の事故は全くなかった。（半田）

A.1.2 安全衛生管理

東京地区における共通事項としては、定期健康診断の受診率の向上と成人病検査の実施を取上げ、疾病の早期発見に努めた。

RI部門における独自のものとしては、職制による安全パトロールと法定の管理機関による職場の保安監督等により安全管理の徹底をはかった。また、作業環境測定のための測定機器の整備と測定士の養成に努めた。さらに老朽化した給水管を改修するための工事計画を作成した。

（半田）

A.1.3 放射線管理

(1) 個人管理

職員および研修生等の被ばく線量の管理は、フィルムバッジおよびTLDで行い、フィルムバッジの現像および測定は、東海研の保健物理部で行った。

1977年度において、放射線管理の対象となったものは、460名で個人被ばく線量はいずれも検出限界線量未満であり、内部被ばくはなかった。

(2) 区域管理

管理区域内の空間線量率は、大部分 0.02 mR/h 以下であった。

非密封RIの実験により生じた放射性廃棄物は、一時保管のうえ、定期的に東海研に運搬して処理している。

また、研修生による非密封 RI 実験等による表面汚染は職員の指導により研修生に表面汚染検査を行わせているが、実験終了後は職員が再検査を行い管理の徹底をはかっている。

(3) 環境管理

排気および排水中の放射能濃度はすべて自動連続放射線監視装置により連続測定を行っている。

排水は排水貯留槽に溜め、放射能濃度を測定した後排出しているが排水基準を上廻る汚染は検出されなかった。

排気は排風機による二段フィルタで沪過して排出しており、プレフィルタは年 2 回、HEPA フィルタは年 1 回の割合で交換している。交換時の放射能計測値は自然放射能レベルであった。

(菊池)

1 B 東海研究所

Tokai Research Establishment

1 B.1 保安管理

Safety Management

The office of Operational Safety Administration started in May 1976 has been reinforced in 1977 by incorporating functions of other four sections; i.e. the whole of former Operational Safety Section, the Reactor Operation Safety Committee part in the Office of Safety and Control, the legal formalities part in both the Health Physics Administration Section and the Nuclear Fuel Section. The office acts as the staff of Tokai Research Establishment.

The works in 1977 were as expected, including revision of the safety regulations of reactor facilities, nuclear material facilities, etc., preparation of operation manuals thereon, and planning and promotion of accident prevention.

B. 1.1. 安全管理体制の整備

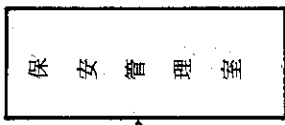
保安管理室は、当初東海地区における原子炉施設等の保安管理の総括を行うことを主目的として、理事長達（1976年5月10日付）によって臨時に設けられた組織である。その後、1977年7月1日の組織改正により、従来の業務に、保健物理安全管理部・安全対策課が担当していた全業務及び同部・安全業務課、管理部・核燃料課、本部・安全管理室（東海駐在）の担当業務の一部が加えられた。これにより保安管理室は、東海研究所の保安管理を全般的に総括する所長のスタッフ組織として新発足した。

以来、1977年度は原子炉施設保安規定、核燃料使用施設等保安規定をはじめ、安全関係各種規定の制改定およびこれらの運用基準等の整備ならびに各般にわたる事故防止対策の立案およびその実施の促進等について、着実に成果をおさめ、新組織編成の当初の目的を達した。

なお、7月1日の組織改正は、概要 Table B. 1.1 -1 に示すように行われた。本組織改正と保安規定等の全面改正によって、東海研究所の保安管理の体制は一段と強化されたが、これらの運用が全面的に定着するまでには、なお若干の期間を要する。 (丸山)

Table B.1.1-1 保安管理室の主要業務

旧 担 当 課 室			
旧保安管理室 (及び安全管理室東海駐在)	核 燃 料 課	安 全 業 務 課	安 全 対 策 課
<ul style="list-style-type: none"> ・ 室の庶務 ・ 原子炉施設の許認可関係及び検査・報告等 ・ 原子炉施設保安規定関係 (・原子炉運転委員会事務局) ・ 使用施設保安規定関係 ・ 核燃料物質の防護関係 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 核燃料施設の許認可関係及び検査報告等 ・ 核燃料物質の防護関係 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全業務及び検査・報告等 (RI関係, 労安法関係その他) ・ 放射線障害予防規程関係 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 課の庶務 ・ 安全衛生管理規則関係 (安全管理機関の運用関係を含む) ・ 安全委員会事務局 ・ 安全ニュース関係 ・ 公害防止措置関係 ・ 安全当直関係 ・ 協力業者安全協議会関係 ・ 事故・故障等の連絡・報告 ・ 設備・器材等の安全性のチェック ・ 一般施設等安全審査委員会事務局 ・ 非常事故措置関係 (防護隊関係を含む) ・ 安全教育訓練関係 ・ 使用施設等運転委員会事務局



1 B.2 安全対策と環境保全

Operational Safety and Environmental Integrity

In the prevention of accidents, emphasis was placed on safety education and training; i.e., safety patrol in July and December and fire-prevention inspection and fire-fighting training in September to November. No accidents occurred during the year.

Concentrations of harmful materials in drainage and in boiler exhaust were below the legal permissible levels, as in the previous years. The problem of environmental pollution control was studied in the Committee of Harmful Material Control; and a new type non-chromate detergent was adopted instead of ordinary dichromate detergents for glass instruments.

Safety control for contractors was improved through the JAERI-TOKAI Contractor Safety Council.

B.2.1 概要

安全対策に関しては、安全教育訓練に重点をおき、災害事故の防止に努めた。安全週間および年末のパトロールのほか、9月から11月に防火および初期消火のための一斉点検・消火訓練等を実施した。1977年度中に職員等による災害事故は皆無であった。

環境保全については、排気・排水の監視を諸法令に基づいて実施したが、異常はみられなかった。有害物質の管理については、有害物質管理委員会においてクロム酸混液に代るガラス洗浄剤について審議検討し、採用を決定した。

また、東海研究所協力業者安全協議会の運用改善に力を注ぎ、工事業者等の安全管理の水準向上に努めた。

(谷川)

B.2.2 事故防止対策

(1) 安全教育訓練

1976年度に引続き、諸法令に基づく資格取得のための教育訓練を主体に実施した。特に、酸素欠乏危険作業主任者および特定化学物質作業主任者資格認定講習に17名を受講させ、それぞれ、主任者として選任した。また、安全管理技術講演会（国鉄新幹線における信頼性管理）を開催し、63名の多くが受講した。

さらに、地震災害対策に取り組み、所外講習会等へ参加した。（Table B.2.2-1 参照）

(川崎)

(2) 安全パトロールと安全点検等

(a) 安全パトロール

夏の安全パトロールは、各部長および建家安全衛生管理者がそれぞれ職場に合った「重点目標」を立てて実施した。

年末の安全パトロールは、12月15日から24日までの10日間にわたり、所内一斉に「整

Table B.2.2-1 安全教育訓練（東海研究所 1977年度）

種 別	内 容	受講者数	実 施 月 日
免許試験受験 のための講習	ボイラ実技講習	3名	4月13,14,16,17日
	2級ボイラ技士受験準備講習	3	5月10,11日
	高圧ガス製造第6(乙機械)講習	1	5月20,21,23日,
		1	6月23~25日
	第3種冷凍機械製造保安責任者受験準備講習	3	5月23~24日
	クレーン運転士受験準備講習(学科)	3	6月2~3日
	移動式クレーン運転士受験準備講習(学科)	1	6月27~28日
	ボイラ整備士受験準備講習	1	9月6~7日
移動式クレーン運転実技講習	1	12月5~10日	
資格認定講習 (技能講習等)	作業環境測定士(放射線)指定講習	6	4月11~15日
	ガス溶接技能講習	7	5月16,17,21日
	フォークリフト技能講習	4	5月13~14日
	資格認定講習 (技能講習等)	1	6月2~10日
	特殊無線技士養成課程講習	6	7月21~22日
	第1種圧力容器取扱作業主任者技能講習	4	8月2~3日
	フォークリフト技能講習	10	9月13,14,17日
	玉掛技能講習	6	11月14~18日
	作業環境測定士(放射線)指定講習	10	11月25,26,28日
	酸素欠乏危険作業主任者技能講習	7	11月9~10日
	特定化学物質作業主任者技能講習	3	1月18~19日
	フォークリフト技能講習	5	1月19~21日
玉掛技能講習	2	3月8~9日	
危険有害業務 特別安全教育	アーク溶接業務特別安全教育	6	4月23,24日
	低圧電気取扱業務特別安全教育	8	6月11~12日
	研削砥石取替等特別安全教育	6	7月9~10日
	ホイスト式クレーン運転特別教育	10	9月10~11日
	高電圧、特別高圧電気取扱業務特別安全教育	5	9月16~17日
研削砥石取替等特別安全教育	4	2月4~5日	
資格者講習 新入職員放射線 安全教育訓練	高圧ガス製造保安係員講習	3	8月12~13日
	新入職員放射線安全教育訓練		
	大卒(研究・技術系)	28	4月13~15日
	高卒(研究・技術系,事務系)	21	4月9~12日
安全管理技術 講演会	国鉄新幹線における信頼性管理	63	2月21日
そ の 他	火災予防、初期消火のための点検及び訓練(消火訓練)	180	9月8日~10月7日
	全国産業安全衛生大会	2	11月8~10日
	'78産業安全技術会議	18	2月21~24日
	第28回安全工学講習会	1	2月23日
	第28回安全工学講習会	1	2月24日
	大都市震災対策講演会	4	3月8日

「理整とん」, 「ガス器具, 給排水設備, 実験用電気配線等の安全点検」を重点目標にして実施した。なお指摘事項の措置は, 夏, 年末ともにラインによる自主解決を原則とした。

(b) 安全点検

9月14日から10月24日の期間において, 電気設備, 化学薬品, 非常口, 避難器具, 消火設備, 空気呼吸器等火災予防を目的とした全所的な点検を実施した。

(c) 設備機器の安全性チェック

安全対策班の行った安全性チェックは, 223件で, 内容は次のとおりである。

電気工作物関係	97 件
吊り具, クレーン	37 件
高圧ガス, 圧力容器	27 件
構造強度	39 件
放射線関係	25 件
試薬類, その他	95 件

この他実験用電気設備, 機器, 配線等の設計段階での保安上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, 磯崎)

(3) 安全委員会

1977年度は, 安全委員会を3回(第75回~第77回)開催し, 東海地区における安全管理実施計画および安全教育訓練基本計画について審議した。さらに, 構内第1ボイラー重油流出事故に関する報告および類似事故の防止対策について検討を行った。 (叫野)

(4) 協力業者安全協議会

日本原子力研究所東海研究所・協力業者安全協議会(通称:安全協議会)は, 東海研究所で仕事をしている工事業者等が, 災害事故等の発生を相互に防止することを目的として1976年4月23日に発足した安全衛生管理に関する協議機関である。会員は, 原子力研究所東海研究所を含め, 1978年3月末現在65社(正会員55社, 臨時会員10社)に達している。

1977年度は安全衛生講習会の開催, 放射線作業従事者訓練, 安全パトロール, 優良事業所の視察, 腕章の配布, 安全関係資料の頒布等を行い, 安全教育, 安全啓蒙を中心として関係事業の安全管理の推進に努めた。 (島田)

B.2.3 災害対策

(1) 防護活動訓練

1977年度は, 防護活動訓練を計18回実施した。訓練内容は, Table B.2.3-1に示すとおりである。

(2) 防護器材の整備

1977年度は, 次の器材の整備を行った。

(a) 空気呼吸器22台を更新するとともに, 空気呼吸器110台の定期検査を実施して整備を行った。

(b) ポケット型無線受令器20台および防護活動記録用ポケットレコーダ5台を配備した。

(c) 矢羽根式風向計5台を追加設置した。 (佐々木)

Table B.2.3-1 防護活動訓練状況（東海研究所 1977年度）

実施月日	訓練項目	訓練内容
'77. 4. 5	防護隊訓練	個人防護装備の取扱・装着訓練
4. 27	防護隊訓練	防護隊班別訓練
5. 10	現場応急措置訓練 (NSRR)	空気呼吸器着脱訓練
5. 12	防護隊訓練	非常事故措置規程及び保安規定の解説
5. 31	防護隊訓練	防護マスクの種類と使用条件の解説
6. 22	現場応急措置訓練 (NSRR)	夜間無予告出動訓練
6. 27	防護隊訓練	空気呼吸器着脱訓練
6. 28	現場応急措置訓練 (JPDR)	空気呼吸器着脱訓練
8. 29	防護隊訓練	消火訓練
9. 10	現場応急措置訓練 (JRR-3)	消火及び避難訓練
10. 24	現場応急措置訓練 (JRR-4)	空気呼吸器及び防護衣の着脱訓練
12. 21	現場応急措置訓練 (JPDR)	夜間通報連絡訓練
'78. 1. 9	現場応急措置訓練 (JRR-2)	想定事故応急措置訓練
2. 9	現場応急措置訓練 (JRR-3)	夜間出動訓練
3. 15	現場応急措置訓練 (SHE)	夜間出動訓練
3. 17	現場応急措置訓練 (JRR-2)	夜間通報連絡訓練
3. 24	現場応急措置訓練 (JRR-4)	夜間通報連絡訓練
3. 27	現場応急措置訓練 (ホットラボ)	消火及び避難訓練

B.2.4 災害事故等の発生状況

(1) 労働災害の発生状況

1977年度は、不休災害8件(1976年度12件)、休業災害3件(休業延べ日数10日)(1976年3件37日)計11件の労働災害が発生した。また、災害率は度数率0.81(1976年度0.88)、強度率0.003(1976年度0.01)である。1977年度における休業災害の発生状況をTable B.2.4-1に示す。(舟生)

Table B.2.4-1 休業労働災害発生状況(東海研究所 1977年度)

発生月日	発生場所	被災者所属	状 況	部 位 傷 名 被 災 程 度
4. 15	構内食堂	厚生課	構内食堂で食事を調理中、包丁で受傷した。	左手、第4指第1関節切傷 (休業4日)
5. 17	J P D R タービン建家	原子炉第2課	地階の廃ガス室の再結合器を点検中、配管をくぐり抜けようとして、誤って背伸びをし、頭部(ヘルメット着用)を打撲し、その時腰部に激痛を感じた。	脊椎分離症 (休業見込40日)
11. 18	体内RI分析 室 建 家	体内放射能課	ドラフトチャンバーから重さ20 kgの攪拌器を取り出し作業中、床に降す寸前に腰をひねり痛みを感じた。	腰筋挫傷 (休業6日)

(2) 放射性汚染および被曝

1977年度における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.2.4-2に示す。(磯崎)

(3) その他の災害事故

1977年度における事故・異常等としては、重油流出事故があった。11月7日、B重油をタンクローリから構内ボイラ重油貯蔵タンクに給油中、タンクの排油弁および防油堤の排水弁の閉止不完全により、第1排水溝から海洋へ約4.5 kℓが流出した。第1排水溝に残留していた重油および海岸線の重油を回収した。一方、海上の重油については、採水、分析等の調査を行い、異常のないことを確認した。(舟生)

Table B.2.4-2 放射性汚染および被曝（東海研究所 1977年度）

発生月日 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
4/1	RI製造棟 (209号室)	汚染	フード内においてマイシンビン封入の ¹⁴⁷ Pm溶液（化学形不明，推定放射能約40 mCi）から測定試料を分散するため，ビンのアルミキャップをとり，ゴム栓をゆるめたとともに，内圧上昇のためガスが噴出し，作業者の右こめかみ部等に汚染物が付着した。	核種 ¹⁴⁷ Pm, ²⁴¹ Am 汚染 こめかみ部： 3.3 × 10 ⁵ dpm/20cm ² (β線) 1 × 10 ⁵ " (α線) 床 (約 2.5 × 10 ⁴ c.m ²)： 1.6 × 10 ⁴ dpm/100cm ² (β線) 5 × 10 ³ dpm/100cm ² (α線)	事前検討の不十分により適切な漏洩防止策がとられなかつたと推定される。	① 汚染発生後直ちに除染 ② 温水シャワーによる顔面除染 ③ 職診による眼の除染 ④ 内部被曝検査（実施中） ⑤ 実験室の立入禁止	事前検討を十分に行う。	
4/28	JRR-2	汚染	ポンプルーム内熱交洗浄作業に使用したフレキシブルホースをクレーンで1階に吊上中，フレキシブルホースが重水バルブに引っかかり（推定）バルブが破損し，重水が作業者の足等に飛散した。	核種 ³ H ポンプルーム内空气中濃度： 2 × 10 ⁻⁴ μCi/cm ³ (漏洩直後) 1階ハッチ部： 約 3 × 10 ⁻⁶ μCi/cm ³ 内部被曝検査結果： A氏 17 mrem B (3名) < 10 mrem C (4名) < 20 mrem	吊上げの際，フレキシブルホースがバルブに引っかかったものと推定される。	① 作業者の除染および呼吸測定 ② ビニールシートで覆い空気汚染発生防止 ③ ポンプルーム内の除染 (BGレベルになった) ④ 破損バルブの交換 ⑤ 内部被曝検査	バルブにかバー等をつける処置が必要である。	

Table B. 2.4 - 2 (続)

発生 発見 発見日	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
9/15	JRR-3 (炉室)	汚 染	VC-1 (垂直実験孔) に 重水を流す必要が生じ、 VC-1 のエア抜きバル ブからエアを抜く作業を 始めた。 作業は、トリチウム等の 漏洩が予想されていたの で、バルブ等はビニール シートでカバーし、抜か れたエアはポンプで排気 するようにした。しかし、 系内の圧力が予想以上に 高かったため系内の照射 空気が炉室内に放出した。	汚染 作業衣・作業靴 1,300 dpm/100 cm ² 作業場所(床) 2500 dpm/100 cm ² 核種 ⁸⁸ Rb, ¹³⁸ Cs 炉室内ダスト最大濃度 1.3 × 10 ⁻⁸ μCi/cm ³ 炉室内ガス最大濃度 2.1 × 10 ⁻⁵ μCi/cm ³	事前に検討を行って、あ る程度予想はしていたが、 作業に係る系内の圧力が 予想を大きく上回ってい たためと推定される。	① 炉室内への立 入り制限 ② 汚染した作業 衣等は直ちに交 換	事前検討をより十分に 行い安全性を確認して 作業を実施する。	
10/24	RI製造棟 (312号室)	被 曝	⁶⁰ Co等の線源製造ケ ー プの排気系パフライイ の分解修理作業を行っ たが、作業の監督者及び 立 合の放管員の鼻孔に汚 染 が検出された。(直接の 作業者は防護マスクを 着用していた。)	汚染核種: ⁶⁰ Co(酸化コ バ ルト) 内部被曝検査結果: (2名) 15 mrem/life (肺)	緊急作業であったため、 事前に気流調査をしな かったこと。 また作業場所が悪かつた ことなどが考えられる。	① 作業監督者 (2名)及び放 管員の内部被曝 検査の実施 ② 作業現場の除 染	① 緊急作業でかつ複 雑作業場所における 作業方法の再検討 ② 事前に気流調査を 確実に実施する	
12/9	研究1棟 (004室)	汚 染	分析センター室員から放 管員へ研究1棟004室が 汚染しているおそれがあ	汚染核種: U (UO ₂) 汚染密度: 実験台	汚染発見の前日及び前々 日に核管センターA氏が ウランの分析過程で、同	実験台及び床面の 除染	本件は第2種管理区域 で発生した汚染である。 そのため、下記事項を	

Table B. 2.4 - 2 (続)

発生 発見 発見 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
			るので汚染検査を行ってほしい旨の依頼があり、放管員が汚染検査を行った結果、実験台、床面に汚染が検出された。	$1.1 \times 10^4 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ 床面 $1.5 \times 10^2 \text{ dpm}/\text{cm}^2$ (タイ目じ)	室の天秤を使用し、そのときに一部をこぼしたためと考えられる。		遵守するようさらに徹底した。 ① 第2種管理区域における放射性物質の取扱いについてはその密封度に十分注意すること。 ② 汚染の発生が疑われた場合は直ちに放管員へ連絡する。 ③ 放射性物質取扱方法、取扱量などがこれらと異なる場合は、放管員と協議する。	
2/3	汚染除去場 西側屋外	廃液の 漏洩	汚染除去場西側屋外でガス配管工事を行っている際、汚染除去場からのホット排水管の一部が破損し、排水が漏洩しているのを発見した。	漏洩した配水の濃度： 最大 $2.5 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 漏洩した部分の砂の濃度： 最大 $2.3 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{g}$	ガス配管工事のため当排水管の一部が露出したような状態となり凍結したことから排水管の老朽化が重なり配管の一部が破損したと推定される。	汚染除去場での洗濯業務を停止し、当該排水系の使用を中止した。	① 洗濯業務を行う場合は別に仮配管を設けて行う。 ② 破損部分の配管の交換を早急を実施する。	
2/13	廃棄物 処理場	一般排 水管の 汚染	液体処理施設内の樹脂取出し装置改造に伴い装置のポンプ撤去作業を行っていた際、一般排水系へ通じる廃液ピット内に汚染が検出され、さらに樹	マンホール内土砂汚染度 最大 $3 \times 10^5 \text{ dpm}/20 \text{ cm}^2$ その他 $0.5 \sim 1 \times 10^5 \text{ dpm}/20 \text{ cm}^2$ (以上直接サーベイ値)	樹脂取出し装置の経年劣化に伴い、バルブ不良(錆付き)を生じ、この漏水が排水管(一般排水)の方へ流出したものである。	汚染の検出されたマンホール内土砂の回収	① 樹脂取出し装置廃液ピット、配管等の早期撤去 ② 一般排出系配管の系統の確認	

Table B. 2.4-2 (続)

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
			脂取出し装置から一般排水溝へ通じる経路のマンホール内などの土砂に汚染が検出された。	土砂汚染濃度： $1 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/g}$ マンホール内土砂等に付着している全汚染量：約3 μCi				

B.2.5 環境保全

(1) 排水監視

一般排水溝からの排水について、毎月1回水質検査を実施した。その結果は、すべて排出基準を満足するものであった。

また、重油流出事故の際に、海水および海底土砂等を採取し分析した結果、特に異常は認められなかった。

なお、構内浄水場の増改築工事他8件について、特定施設設置の官庁手続を行った。

(2) ばい煙監視

公害防止対策の一環として、光化学スモック無線式警報受令装置を構内第2ボイラ室に設置した。また、ばい煙発生施設から生ずるばい煙排出量等の分析測定を実施した。

(3) 産業廃棄物の処理

フッ化物揮発法再処理の研究に使用されたボンベ32本について、フッ素ガスおよびボンベの処理処分を実施した。

なお、JRR-4に設置の中和処理施設他1件の官庁手続を行った。

(4) 有害物質管理委員会

有害物質管理委員会を2回(第3回～第4回)開催し、有害廃棄物質の最終処分方法およびクロム酸混液代替洗浄剤採用について審議し、アルカリ性洗浄剤および酸性洗浄剤を採用した。

(川崎)

1 B.3 施設の保安管理

Safety control of nuclear facilities

Safety control of nuclear reactors was improved through the good management of the Reactor Operation Safety Committee. In accordance with the unification of safety regulations for all reactors in Tokai Research Establishment, operation manuals for the respective reactors were prepared.

Safety control of nuclear material handling facilities was improved through the activities of the Nuclear Material Facility Operation Safety Committee. Details of the permissions for these facilities were reinvestigated and they were reported to the Science and Technology Agency.

Safety of radioisotopes etc. facilities, such as Fusion Neutron Source and Large Scale Reflood Test Facility, was studied before their installation by the Nuclear Material Facility Operation Safety Committee and the Non-radioactive Facility Safety Committee.

An attempt was made to reinforce the physical protection of nuclear materials in both organization and hardware including a central control system.

B.3.1. 概要

原子炉施設に関しては、原子炉運転委員会の運用改善に重点をおき、保安管理の強化を図った。また、保安規定の一本化に伴い、施設ごとの運転手引の調整を計るなど、総括機能の強化に努めた。

核燃料物質使用施設等に関しては、全所的に使用許可の見直しを行った。なお、多年の懸案であった研究棟に関しては、226件の許可内容の変更を行った。使用施設等運転委員会の活動も活発に行われた。

放射性同位元素取扱施設その他の主要施設に関しては、核融合炉物理用中性子源（FNS）、大型再冠水試験装置などの設置に先立ち、使用施設等運転委員会のほか一般施設等安全審査委員会による慎重な審査を行った。また、対官庁手続等（170件）も滞りなく行った。

核物質防護対策は、種々困難な条件下にかかわらず、集中監視システムを中心に、ソフト・ハード両面の防護体制の強化を図った。（丸山）

B.3.2 原子炉施設の保安管理

東海研究所の原子炉施設（廃棄物処理場を含む）の維持管理のうえで、原子炉運転規則第28条第11項（報告の徴収）に該当する事項、または、保安上特記するような事項はなかった。

(1) 原子炉施設等の安全審査

NSRRのI型流動水キャプセルのほか28件の施設等について、原子炉運転委員会による安全審査を行った。（前出の第1.0.2章参照）

(2) 規定類の整備状況

規定類の整備状況は、東海の9基の原子炉施設の保安規程および共通事項を規定した2規程(原子炉等の安全審査に関する規程、東海研究所放射線管理規程)計11の規定を整理統合して、東海研究所原子炉施設保安規定として制定施行した。また、これに合わせて下部規定等の改正を行い同時に施行した。

Table B. 3.2-1 に示すとおりである。

Table B. 3.2-1 原子炉施設規定類の整備状況(東海研究所, 1977年度)

通 達 番 号	名 称	施行年月日	備 考
53原研05第17号(達)	東海研究所原子炉施設保安規定	53. 3. 31	第0.1.3.章参照
53東保物第19号	東海研究所放射線安全取扱手引	53. 3. 31	制定、旧手引廃止
53東保管第68号	東海研究所キャプセル等設計製作基準	"	一部改正
53東保管第69号	東海研究所キャプセル等検査基準	"	一部改正
53東保管第71号	東海研究所核物質防護規則	"	一部改正
53東保物第22号 53東技術第55号	廃棄物処理場(本体施設 特定施設) 運転手引	53. 3. 31	制定、旧手引廃止
53東炉管第10号 53東炉管第16号 53東技術第49号	JRR-2 (本体施設 利用施設 特定施設) 運転手引	"	" "
53東炉管第12号 53東炉管第18号 53東技術第54号	JRR-3 (本体施設 利用施設 特定施設) 運転手引	"	" "
53東炉管第14号 53東炉管第20号 53東技術第48号	JRR-4 (本体施設 利用施設 特定施設) 運転手引	"	" "
53東安工第92号 53東技術第53号	NSRR (本体施設 特定施設) 運転手引	"	" "
53東動試第19号	JPDR 運転手引	"	" "
53東動試第16号 53東技術第50号	TCA (本体施設 特定施設) 運転手引	"	" "
53東炉工第123号 53東技術第52号	FCA (本体施設 特定施設) 運転手引	"	" "
53東炉工第124号 53東技術第51号	SHE (本体施設 特定施設) 運転手引	"	" "

(3) 原子炉施設の検査等

施設の定期検査および保安規定の遵守状況の調査は、Table B.3.2-2 に示すとおり行われた。

Table B.3.2-2 監督官庁による原子炉施設の検査等
(東海研究所, 1977年度)

施設名	実施年月日 (所管)	内 容
廃棄物処理場	6月22日～24日(原子炉規制課)	施設の定期検査及び保安規定遵守状況の調査
JRR-2	5月17日18日 (") 6月5日6日	" "
JRR-3	9月6～8日 (") 9月19～21日	" "
JRR-4	6月28日～7月1日 7月15日 (水戸原子力事務所)	" "
NSRR	8月1～5日(原子炉規制課)	" "
JPDR	前年度に継続(通産省)	定期検査
TCA	10月17～19日(水戸原子力事務所)	施設の定期検査及び保安規定遵守状況の調査
FCA	10月12～14, 21日(")	" "
SHE	10月24～26日(")	" "
共通施設	9月20, 21日(原子炉規制課) 11月8日(水戸原子力事務所)	屋外管理用放射線管理設備の調査及び 共通規定(安全審査規程, 放射線管理規程)の 遵守状況の調査

(4) 報告書

法令に基づく原子炉施設に係る報告を、次のとおり行った。いずれにおいても制限事項に低触するものはなかった。

- (a) 放射線管理報告(上期, 下期)
- (b) 放射性廃棄物管理報告(四半期, 年度)
- (c) 従事者の被曝放射線量管理報告(上期, 下期)

(竹口, 内田)

B.3.3 核燃料物質使用施設等の保安管理

東海研究所の核燃料物質使用施設等の維持管理のうえで、核燃料物質使用等規則第7条第12項に該当する事項および保安上特記するような事項はなかった。

(1) 核燃料物質使用施設の安全審査

再処理関係(新型前処理プロセス)の実験装置の安全性を含む9件について、使用施設等運転委員会による安全審査を行った。(前出の第1.0.2章参照)

(2) 規定類の整備状況

規定類の整備は、1976年12月10日から施行されている東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定について、主として次の事項を目的として全面改正を行うこととし、作業に着手した。

- ① 原子炉等規制法の改正により制定を義務付けられ、昭和52年12月27日から施行されている東海研究所核燃料物質計量管理規定との整合を図る。
- ② 核燃料物質等の安全輸送を確保するため関連法令の改正が行われたことに伴い、その趣旨にそって改正する。
- ③ 他の規定との整合を図る。

また、改正後の保安規定の下部規定となる核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則の検討も開始した。主な規定類の整備状況は、Table B. 3. 3 - 1 のとおりである。

Table B. 3. 3 - 1 核燃料物質使用施設等の規定類の整備状況
(東海研究所, 1977年度)

	件 名	制改定年月日 (施行年月日)	概 要
52 達第 20 号	保安規定の一部改正	52. 4. 21 (52. 6. 6)	JRR-2, JRR-3 の追加
52 達第 44 号	保安規定の一部改正	52. 7. 1 (52. 10. 20)	組織改正に伴う変更
52 東保管第 163 号	核燃料物質防護基準の一部改正	52. 12. 27 (52. 12. 27)	組織改正に伴う変更
53 東保管第 71 号	核燃料物質防護基準の一部改正	53. 3. 31 (53. 3. 31)	題名の変更(「基準」を「規則」に改める) 根拠規定に原子炉施設保安規定を追加

(3) 検査等の実施状況

1977年度は、建設中の燃料試験施設、使用量の増量に伴い、施設検査対象施設となったJRR-2 および JRR-3, その他施設等の一部変更を行った施設について施設検査を受け、全て支障なく合格した。

施設検査等の件数は 38 件であった。

(三坂, 福士)

B. 3. 4 放射性同位元素取扱施設およびその他の施設の保安管理

(1) 施設の安全審査等

(a) RI 使用施設の安全審査

核融合炉物理用中性子源(FNS)及びRI製造棟におけるトリチウム使用量の増量に関する安全審査を、使用施設等運転委員会において行った。(第1.0.2章参照) (三坂)

(b) 一般施設等安全審査委員会

大型再冠水試験装置の設置に係る安全性について、1977年度は2回（第9回～第10回）の委員会を開催し、審査を行った。（舟生）

(c) 研究1棟劣化対策臨時検討委員会

第1研究棟の設備等の劣化が著しいため、東海研究所に標記の臨時委員会（委員長：石川寛副所長）を設置し、劣化対策に関する検討を開始した。1977年度は2回（第1回～第2回）の委員会を開催し、改修上の問題点等について検討を行った。（染谷）

(2) 規定類の整備状況

東海研究所高圧ガス製造施設（冷凍）危害予防規程の一部改正を行い、1977年8月4日に施行した。また、東海地区安全衛生管理規則を含む16種類の保安関係規定等については、原子炉施設保安規定との整合等を行い、1978年上半期中に改廃を終了すべく作業を進めている。（畔野）

(3) 許認可申請

放射線障害防止法を含む12種類の法令に基づき、許認可申請（32件）、届出報告等（138件）及び官庁検査等（131件）の手続きを行った。（Table B. 3. 4 - 1 参照）（磯崎、川崎）

Table B. 3. 4 - 1 官公庁手続件数（東海研究所、1977年度）

関係法令	許認可	届出報告等	検査
	件	件	件
放射線障害防止法	20	4	0
ボイラ及び圧力容器安全規則	0	82	85
クレーン等安全規則	0	6	25
ゴンドラ安全規則	0	1	0
電離放射線障害防止規則	0	6	0
特定化学物質等障害防止規則	0	5	0
高圧ガス取締法	11	16	20
大気汚染防止法	0	8	0
水質汚濁防止法	0	7	0
廃棄物の処理及び清掃に関する法律	0	1	0
火薬類取締法	1	1	1
公害健康被害補償法	0	1	0
合計	32	138	131

(4) 官公庁立入検査

1977年度における諸官庁の立入検査の状況は Table B. 3. 4 - 2 に示すとおりである。

（磯崎、畔野）

Table B. 3.4 - 2 一般安全および環境保全に関連する官公庁の立入検査
(東海研究所, 1977年度)

月 日	根 拠 法 令	官 公 庁
10月21日	労働安全衛生法 (電離放射線障害防止規則の遵守状況)	労働基準監督署 労働基準局
11月 8日 11月11日	水質汚濁防止法 (第1ボイラNo. 2缶の重油流出事故(昭52. 11. 7)) (に関する調査, B. 2. 4節(3)項参照)	茨城県水質保全課 茨城県那珂湊保健所 東海村環境衛生課
11月 8日	海洋汚染及び海上災害の防止に関する法律 (上記事故(昭52. 11. 7)に関する調査)	那珂湊海上保安部

B. 3.5 核物質防護

核物質防護に関しては、1976年度に引きつづき国内外の情勢に対応するため、東海研究所核物質防護対策臨時委員会(1977年度4回開催)の方針に基づき、当局の行政指導、IAEAからの文書(INFC 1RC/225)および米国における関係法規を参考に対策を進めた。

東海研究所における核物質防護対象11施設(IAEAの核物質防護区分Ⅱ以上)について、防護上の施設改修および不法侵入、不法持出しを防止するための各種検知装置設置計画の実施を促進するとともに、施設警備要領の整備を進めた。また、FCA, TCA, JRR-2およびJPDRに対し駐在警備員を配置し、施設の警備と出入管理の強化を図った。

さらに対象施設の核物質防護上の情報を中央警備詰所に集め、監視と適切な指示を行うための集中監視システムを1978年度に設置するため、関係課室間の調整および仕様などの具体的検討を行った。また、昭和52年9月6日付発表された原子力委員会核物質防護専門部会第1次報告書にそって現行対策の見直しをはじめた。なお、東海研核物質防護対策臨時委員会は4回(第6回～第9回)開催し、核物質防護に関する諸規定の制定、予算執行の方針等について審議した。

なお、本委員会は、所期の目的を達したので1978年3月31日付けをもって解散した。

(小林)

1 B.4 個人被曝線量の管理

Individual Monitoring

For external exposure, the maximum and average doses in the whole body per person were 1,470 mrem/yr and 18 mrem/yr, respectively.

Individual monitoring for internal exposure was carried out in the same way as in the preceding year. About 300 workers were selected as the subjects for routine monitoring, and they were monitored every three months by bioassay or by external counting. As the result, very minor contamination with ^3H was found for 6 workers by bioassay.

Special monitoring was carried out for 13 workers. In only one case, relatively large doses (one or two rems (50 years) for lung and bone) were estimated for a worker contaminated with ^{241}Am , and monitoring by bioassay and by chest counting was continued. In all the other cases, the estimated doses were less than 20 mrem (50 years).

B.4.1. 概要

個人外部被曝管理について、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）2,023名、短期外来者延2,630名および研修生延694名の被曝線量測定と記録の処理報告等を実施した。全身被曝、局部被曝とも問題となる被曝はなかった。職員等の年間平均全身被曝線量は、18 mremで1976年度（21 mrem）より約14%減少した。また年間最大全身被曝線量は、1,470 mremであった。

新被曝線量記録処理コードを用い、1957年度から1977年度までの全被曝線量記録の点検整備を完了した。次年度からはこの新処理コードにより被曝線量記録の処理を実施する。

被曝線量登録管理制度の発足（1978年1月27日付科学技術庁告示第2号および科学技術庁・通商産業省告示第1号）にともない、この制度移行のため下記の検討と準備を行った。

- (1) 登録管理制度に対応した所内運用手引の検討をおこない所内関係各所と協議し、放射線被曝線量登録管理の手引（暫定）を作成した。次年度4月1日よりこの運用手引きにより登録管理を実施する。
- (2) 登録管理制度における各種申請書の処理用および報告書作成用コードの検討をおこなった。

登録管理制度の制度切替日は、1978年2月1日と定められた。次年度は、所内運用手引の改定と登録管理用コード類の点検整備等、登録管理制度に係わる事項の整備・拡充を図る。

（沼宮内）

内部被曝管理については、ほぼ1976年度同様実施した。年度当初に行った放射性物質の取扱い状況の調査においては、1976年度より詳しい項目について調査を行ったが、定期検査被検者の各課室への割当ては、1976年と同様な方式によった。選定された被検者はバイオアッセイ、体外計測を合せて約300名である。年4回の定期検査において6名について微量の ^3H による体内汚染（線量で10 mrem以下）を認めた。臨時検査は8件13名について行った。 ^{241}Am

による汚染者1名につき、肺、骨に1～2 rem (50年線量)の線量が推定されたが、バイオアッセイ及び胸部計測による測定を継続している。他の場合の推定線量はいずれも20 mrem (50年線量)以下であった。(赤石)

B.4.2 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2,023名(1977年度末)で、1976年度末の1,942名より81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員別および四半期別にTable B.4.2-1に示す。職員等の全身被曝線量分布を四半期と年間に分け、それぞれの平均被曝線量と最大被曝線量をTable B.4.2-2に示す。職員等の年間平均全身被曝線量は18 mremであり、1976年度(21 mrem)より約14%減少した。年間最大全身被曝線量は、1,470 mremで、これはFCAにおける作業被曝である。

Table B.4.2-1 フィルムバッジおよびリングバッジの貸出数
(全事業所：1977年度)

対象者 測定器	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	1,982	223	807	3,012	第1四半期
	1,988*	148	739	2,875	第2四半期
	2,008	122	524	2,654	第3四半期
	2,023	201	560	2,784	第4四半期
リングバッジ	79	0	10	89	第1四半期
	65	0	37	102	第2四半期
	28	0	3	31	第3四半期
	56	0	2	58	第4四半期

Table B.4.2-2 職員等の全身被曝線量
(全事業所：1977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	1,982	1,836	123	18	5	0	5	950
第2四半期	1,988	1,794	182	11	1	0	5	560
第3四半期	2,008	1,812	178	18	0	0	5	250
第4四半期	2,023	1,862	145	13	3	0	4	590
年間	2,023	1,650	260	93	19	1	18	1,470

*D : 全身被曝線量(mrem/四半期または年間)

1957年度からの職員等の年度別全身被曝線量分布、平均および最大被曝線量を Table B. 4. 2 - 3 に示す。検出限界線量以上の被曝分布は、1976年度とほぼ同様である。

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. 4. 2 - 4 に示す。大阪研究所および RI 研修所には、検出限界線量以上の被曝者はなかった。その他の各事業所における年間平均全身被曝線量は、1976年度に比較して減少した。

Table B. 4. 2 - 3 職員等の年度別年間全身被曝線量
(全事業所 1957～1977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
1977	2,023	1,650	260	93	19	1	18	1,470

* D : 年間全身被曝線量 (mrem/年)

Table B.4.2-4 職員等の年間全身被曝線量(事業所別:1977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	$D^* < 100$	$100 \leq D < 300$	$300 \leq D < 1000$	$1000 \leq D$		
東海研究所	1,475	1,157	218	81	18	1	22	1,470
高崎研究所	153	152	1	0	0	0	0.2	30
大阪研究所	20	20	0	0	0	0	0	—
RI研修所	18	18	0	0	0	0	0	—
大洗研究所	357	303	41	12	1	0	12	400
全事業所	2,023	1,650	260	93	19	1	18	1,470

* D:年間全身被曝線量(mrem/年)

(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.4.2-5 に示す。管理対象者は 1,475 名(1977 年度末)で、1976 年度末より 85 名の増加であった。年間平均全身被曝線量は 22 mrem で 1976 年度(24 mrem)より約 8% の減少であった。また年間最大全身被曝線量は 1,470 mrem で、これは FCA における作業被曝である。

(西)

Table B.4.2-5 職員等の全身被曝線量(東海研究所:1977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	1,430	1,298	110	18	4	0	7	950
第2四半期	1,440	1,293	138	8	1	0	5	560
第3四半期	1,456	1,278	161	17	0	0	6	250
第4四半期	1,475	1,332	128	12	3	0	5	590
年間	1,475	1,157	218	81	18	1	22	1,470

* D:全身被曝線量(mrem/四半期または年間)

B.4.3 内部被曝線量の管理

(1) 定期検査

(a) 被検者の割当て

定期検査を実施するにあたり毎年度当初に、非密封放射性物質取扱い作業者の実情を調査している。1977年度は調査項目を細分し、取扱い核種、作業場所、1回の取扱い量、取扱時間、作業内容の湿式・乾式の別、防護具、防護装置等を調査して取扱い状況を把握した。取扱い核種の危険度、体内吸収の難易、作業環境への漏洩の程度等の全般的観点から作業場および作業者を分類した。区分された作業者群に、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係数を乗じて被検者数を割当てた。この方法による被検者数は次のようである。

全 α 尿検査は東海研 49名、大洗研 15名、全 β 尿検査は東海研 11名、大洗研 2名、トリチウム尿検査は東海研 58名、天然ウラン尿検査は東海研 66名、大洗研 6名、全身計測は東海研 63名、大洗研 16名、胸部計測は東海研 25名、大洗研 3名であった。各種定期検査の被検者数は、1976年度と比較して、天然ウラン尿検査を除いてほぼ同数であるが、取扱い者数に対する被検者数の割合は高くなっている。ただし、天然ウラン尿検査の被検者数は、取扱い者数の大巾な減少のため、1976年度に対して約40%減となった。(高橋)

(b) バイオアッセイ

バイオアッセイによる定期検査の受検者数は次のとおりである。

全 α 放射能尿検査は東海研 176名、大洗研 58名、全 β 放射能尿検査は東海研 41名、大洗研 8名、トリチウム尿検査は東海研 206名、天然ウラン尿検査は東海研 239名、大洗研 23名であった。

これらの検査に対する受検率は、91%から94%の範囲に入っており、1976年度の受検率に比べて向上している。また、定期検査で体内汚染が疑われた被検者は、トリチウム尿検査において11名、全 β 放射能尿検査において1名あった。これらの被検者の作業状況の調査および尿の再検査の結果、トリチウム尿検査で6名に10 mrem/50年以下の線量が認められた。

(福田)

(c) 体外計測

1977年度の体外計測による定期検査は、簡易型のホールボディカウンタによる全身計測を4回と、肺モニタによる胸部計測を1回実施した。全身計測の受検者数は東海研 218名(受検率94%)、大洗研 78名(受検率100%)、胸部計測では東海研 25名(受検率100%)、大洗研 3名(受検率100%)であり、全身計測の受検率は、以前より向上した。また、全身計測において、体内汚染の疑われた被検者が3名あったが、いずれも有意の体内汚染は認められなかった。(水下)

(2) 臨時検査

1977年度の臨時検査は、大洗研を含めて8件、13名について行った。バイオアッセイおよび体外計測を合せて行ったもの1件、1名、バイオアッセイのみを行ったもの2件5名、体外計測のみを行ったもの5件7名である。1977年度に実施した体内汚染測定のうち、臨時検査の結果をTable B.4.3-1に示す。これらの臨時検査で検出した汚染核種は、 ^{241}Am および ^{147}Pm 、

^3H , ^{60}Co であった。 ^3H , ^{60}Co による体内汚染は、共に大きな被曝もなく、最大の被曝線量で 19 mrem/50 年であった。 ^{241}Am および ^{147}Pm による体内汚染が 1 件あったが、これは、 ^{147}Pm の線源溶液（不純物として ^{241}Am を含む）を開封した際に発生したものである。胸部計測および全身計測による体外計測を行った結果、胸部計測では、汚染 1 日後で ^{241}Am が 0.8 nCi 検出された。バイオアッセイにおいては、汚染の翌日に糞中に ^{241}Am 1.46 nCi, ^{147}Pm 13.5 nCi, 尿中には ^{241}Am 13 pCi, ^{147}Pm 0.25 nCi が検出された。体外計測においては、汚染後 1 年間以上にわたり、また、バイオアッセイにおいては、約 7 か月後まで追跡測定を行った。

(福田)

Table B. 4.3 - 1 臨時検査一覧（東海研究所：1977 年度）

件数 No	発生日	検査核種	被検 者数	*1 検査方法	検査期間	観測された*2 放射能	決定器官	被曝線量 mrem (50年線量)
1	1977. 4. 1	^{147}Pm , ^{241}Am	11	E, I	継続中 * 3	* 3	* 3	* 3
2	4. 28	^3H	4	E	1977. 4. 28 ~ 5. 13		体組織	21 ~ 3
3	8. 19	^3H	1	E	8. 23 ~ 8. 25	尿に 3.3 nCi/mℓ	体組織	19
4	10. 24	^{60}Co	3	I	10. 25	肺に 2.4 ~ 2.3 nCi	肺	15 ~ 0
5	12. 22	^{131}I	1	I	12. 27	n. d.		
6	1978. 2. 23	^{131}I	1	I	1978. 2. 24	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。

* 3 5月末に検査を終了し、結果が判明したので以下に示す。

検査期間 1977. 4. 1 ~ 1978. 5. 23

観測された放射能 胸部に 0.8 nCi

決定器官と被曝線量 骨に 1700 mrem (50年線量)

肝臓に 560 mrem (50年線量)

肺に 1200 mrem (50年線量)

1 B.5 施設の放射線管理

Radiation Monitoring in Nuclear Facilities

Radiation monitoring in nuclear facilities in Tokai Research Establishment was carried out as in the previous year.

Renewal of installed monitors was made this year according to yearly plans.

Other improvements in radiation monitoring were as follows. Additional measurements were introduced in routine monitoring, because of the enforcement of the working environment measurement act. Radiation control of tritium was strengthened in particle accelerator buildings where tritium-titanium targets were handled, since the targets must be handled carefully as unsealed sources. Usage of a computer was started for quantity control of radioactive materials.

During the year, there were no personal exposures above the maximum permissible level, nor release of radioactive gases and effluents beyond the working limits.

The radiation monitoring manual was revised by continued efforts of improvement.

B.5.1. 概要

原子炉施設, RI 取扱施設などの各施設において, 放射線管理を前年に引続き実施するとともに, その強化と効率化のため老朽化した放射線管理機器の更新整備を進めた。また, 放射線管理に関する各種基準の検討を行った。

平常の放射線管理業務として, 作業環境測定法 (1977. 4. 30 施行) に基づく測定評価が新たに加わったほか, トリチウムターゲットが非密封線源として扱われることになったため, 同ターゲットの取扱作業場の放射線管理が一層強化された。また, 所内各課室が保有中の放射性物質に対する管理を強化するため, RI の数量管理を電子計算機を利用して行うよう改めた (2.2.6 参照)。さらに管理区域内で発生する固体廃棄物を試験的に放射性廃棄物と非放射性廃棄物とに分類し, 分類した廃棄物の性状, 量を詳しく調査した。

1977 年度に行われた, 作業に伴う放射線管理のうち, 主要なものは, 次の作業に関するものであった。(1) 研究第 1, 3 棟, ホットラボ, JRR-1, 2, 3, Pu 研究第 1 棟, 廃棄物処理場などにおける実験設備の撤去改修や排気・排水設備の更新, (2) RI 製造棟における ^{99}Mo 試験製造のスケールアップおよび再処理廃液からの RI 分離のためのセル, ケーブの改造, (3) JPDR 使用済燃料の動燃再処理工場への輸送, (4) NSSR における燃料破損実験および照射カプセル解体。これらの作業で最大許容線量を超える被曝は発生していない。また, 平常の放射線管理において, 作業環境のモニタリングから特記するほどの異常は検出されなかった。

東海研における原子炉施設等から 1977 年度に排出された放射能は, いずれの施設についても, 排気, 排水とも保安規定など諸規定で定められている排出濃度の基準値以下であった。また, 排出総量についても, 管理目標値以下で, 特に異常はみられなかった。

このほか、東海研には、建設後の年数を重ねた施設があり、その老朽化による汚染発生などの危険を避けるため、施設保全の担当課と協力して、本年度、研究第1棟の放射性排水系の状況、とくに同配管の腐食状況を調査し、使用課室に注意を喚起するなど積極的な活動をした。

また、燃料試験施設、第1・2廃棄物処理棟、タンデム加速器建家、核融合炉実験用中性子源施設など、新增設建家の放射線管理用設備の仕様の作成および管理方式の検討が行われた。

なお、原子炉施設保安規定および放射線安全取扱手引等の改定作業に従事した。前年から引き続き放射線管理マニュアルの見直しを行っていたが、保安規定等の改訂作業の結果も反映させて、1977年度に改訂マニュアルを完成させた。(矢部)

B.5.2 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

1977年度に各施設から排出し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.5.2-1 に示す。各施設とも、保安規定、障害予防規程に定められている排出基準以下の排出であった。

1976年度と比較して、ほとんどの施設について、平均濃度および排出放射能ともに著しい変化は無かった。5 MeV ファン・デ・グラフ建家からの ^3H の排出量が大きく減少しているが、これは ^3H ガスターゲットの使用が例年に比べ、非常に少なかったためである。

モデル格納容器建家からの ^{131}I の排出および RI 製造棟からの ^{133}Xe の排出は、1977年度から、それぞれ ^{131}I の使用、 ^{99}Mo の製造がともに開始されたことにより新しく加わったものである。

(2) 放射性廃液

1977年度に各施設において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一般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.5.2-2 に示す。

各施設から廃棄物処理場へ搬出した放射能の合計を1976年度と比較すると、 α 核種は1/4に減、 $\beta\gamma$ 核種 (^3H , ^{14}C を除く)は50%減、 ^3H は50%増であった。また、排水溝へ排出した放射能については、 α 核種は30%減、 $\beta\gamma$ 核種 (^3H , ^{14}C を除く)と ^{14}C はほぼ同じ、 ^3H は45%増であった。

排出した $\beta\gamma$ 放射能のうちで、 ^{51}Cr が50%近くを占めているが、これは JRR-2 の使用済燃料プールの内壁の洗浄(再塗装のため)時に発生したものである。

排水溝については、第2排水溝 $\beta\gamma$ 核種 (^3H , ^{14}C を除く)の1日平均最大濃度が、 $6.0 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ となっているが、これは核種が ^{51}Cr であること、3カ月平均濃度の最大値が $1.8 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であることから、全排水溝とも法令および規定等に定められた基準値以下である。

(3) 放出管理目標値との比較

原子炉施設から排出した気体廃棄物のうち放出管理目標値の定められている放射性物質については、その排出率および全施設からの液体廃棄物の排出量を、それぞれの放出管理目標値と比較して Table B.5.2-3 および Table B.5.2-4 に示す。これらはいずれも放出管理目標値を十分に下回っている。(中戸)

Table B.5.2-1 排出塵埃・ガスの放射能濃度および排出放射能

(東海研究所, 1977年度)

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 (μCi)	主核種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (Ci)	主核種
第1研究棟 (東側)	1.0×10^{-12}	3.1×10^2	^{131}I	—	—	
(西側)	$1.4 \times 10^{-13.0}$	4.3×10^4	^{14}C	—	—	
第3研究棟	1.7×10^{-12}	5.4×10^2	^{131}I	—	—	
V. D. G. (2MV)	—	—		—	—	
(5MV)	—	—		$< 2.0 \times 10^{-6}$	5.2×10^{-5}	^3H
セラミック特研	$< 5.8 \times 10^{-14}$	1.0×10^{-1}		—	—	
冶金特研	$< 5.8 \times 10^{-14}$	7.2×10^{-1}		—	—	
リニアック	—	—		5.4×10^{-7}	6.8×10	^{15}O ^{13}N
JRR-1	$< 1.7 \times 10^{-13}$	5.0×10^{-2}		—	—	
ホットラボ (主排気口)	$\alpha: < 8.0 \times 10^{-15}$ $\beta\gamma: 1.3 \times 10^{-12}$	0 4.5×10^2		$< 1.0 \times 10^{-6}$	0	
(副排気口)	$< 2.0 \times 10^{-14}$	1.9		—	—	
開発試験室	$< 8.9 \times 10^{-11}$	5.0×10^2		—	—	
JRR-2	2.3×10^{-11}	1.1×10^4	^{36}Cl , ^{82}Br , ^{134}Cs	1.8×10^{-6} 2.3×10^{-8}	8.7×10^2 1.1×10	^{41}Ar ^3H
JRR-3	$< 3.8 \times 10^{-13}$	0		2.6×10^{-6} 2.0×10^{-6}	1.6×10^3 1.2×10	^{41}Ar ^3H
JRR-4	$< 3.0 \times 10^{-13}$	2.4×10^{-4}		$< 1.9 \times 10^{-7}$	9.4×10^{-2}	^{41}Ar
RI製造棟 (200番台)	$< 1.1 \times 10^{-12}$	1.6	^{133}I	—	—	
(300番台)	7.6×10^{-11}	2.2×10^4	^{35}S , ^{197}Hg , ^{203}Hg	$< 3.0 \times 10^{-7}$	1.1	^{133}Xe
(400番台)	$< 1.1 \times 10^{-12}$	2.1	^{133}I	—	—	
プルトニウム研究1棟 (ステップI)	$\alpha: < 9.2 \times 10^{-15}$ $\beta\gamma: < 8.1 \times 10^{-15}$	0 1.4		—	—	
(ステップII, III)	$\alpha: < 9.2 \times 10^{-15}$ $\beta\gamma: < 8.1 \times 10^{-15}$	0 1.6×10^{-1}		—	—	
プルトニウム研究2棟	$\alpha: < 9.2 \times 10^{-15}$	0		—	—	
再処理特研 (排気口I)	$\alpha: < 6.1 \times 10^{-15}$ $\beta\gamma: < 5.7 \times 10^{-15}$	1.6×10^{-1} 8.0×10^{-1}		—	—	
(排気口II)	$< 5.7 \times 10^{-15}$	6.7×10^{-1}		—	—	
再処理試験室	$< 5.7 \times 10^{-15}$	4.7×10^{-2}		—	—	
フッ素特研	$< 8.5 \times 10^{-15}$	1.7×10^{-1}		—	—	
処理処分特研	$< 5.7 \times 10^{-15}$	3.9×10^{-2}		—	—	
ウラン濃縮特研	$< 5.7 \times 10^{-15}$	3.2×10^{-2}		—	—	
廃棄物処理場 (低レベル)	$< 2.6 \times 10^{-14}$	5.8		—	—	
(中レベル)	$< 2.6 \times 10^{-14}$	2.3×10^{-1}		—	—	
(焼却炉)	$\alpha: < 2.8 \times 10^{-14}$ $\beta\gamma: < 2.6 \times 10^{-14}$	1.3×10^{-3} 6.6×10^{-1}		8.9×10^{-9}	1.4	^3H
(圧縮施設)	$\alpha: < 2.8 \times 10^{-14}$ $\beta\gamma: < 2.6 \times 10^{-14}$	0 4.5		—	—	
汚染除去場	$< 1.7 \times 10^{-14}$	1.4×10^{-1}		—	—	
FCA	$\alpha: < 3.0 \times 10^{-14}$ $\beta\gamma: < 1.0 \times 10^{-13}$	0 0		—	—	
TCA	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0		—	—	
JPDR (主排気口)	$< 1.5 \times 10^{-13}$	1.8×10	$^{92}\text{Zr} \sim ^{94}\text{Nb}$	$< 1.1 \times 10^{-6}$	0	
(燃料建家)	$< 1.1 \times 10^{-13}$	0		—	—	
NSRR (原子炉棟)	$< 1.2 \times 10^{-13}$	0		$< 1.0 \times 10^{-7}$	1.9×10^{-1}	^{41}Ar
(燃料棟)	$< 1.4 \times 10^{-13}$	0		—	—	
モジュール格納容器建家	$< 4.7 \times 10^{-13}$	4.7×10	^{131}I	—	—	

注1) α 記号のないものは $\beta \cdot \gamma$ 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とする。

ただし、こ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. 5.2-2 廃棄物処理場および排水溝へ排出した放射能・廃液量および排水溝における平均濃度・排出放射能

(東海研究所, 1977年度)

施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排出		排水溝の濃度および排出放射能				
	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	排水溝名	核種	1日平均濃度の最大 (μCi/cm ³)	3ヶ月平均濃度の最大 (μCi/cm ³)	排出放射能 (mCi)
第1研究棟	9.1	9.4×10	-	-	第一排水溝	β, γ	1.0×10 ⁻⁷	4.7×10 ⁻⁹	1.9
第3研究棟	4.9	7.4×10	-	-					
セラミック特研	-	-	5.3×10 ⁻¹	1.2×10 ²					
冶金特研	1.4×10 ⁻¹	9.7	1.1×10 ⁻¹	2.3×10					
リニアック	-	-	4.5×10 ⁻³	1.5					
JRR-1	-	-	2.6×10 ⁻²	1.5×10					
NSRR	1.8×10	1.9	1.2	4.9×10 ²					
格納容器建家	-	-	3.3×10 ⁻³	2.3×10					
所外施設(1)*1)	-	-	3.3×10 ⁻⁴	4.6×10	第二排水溝	α	4.9×10 ⁻⁹	9.5×10 ⁻¹¹	1.6×10 ⁻¹
ホットラボ	α : 8.1×10 ⁻¹ β γ : 2.1×10 ²	7.5×10	-	-					
開発試験室	-	-	7.1×10 ⁻²	3.9×10					
JRR-2	-	-	β γ : 1.2×10 ³H : 2.0×10³	3.8×10 ²					
JRR-3	1.2	1.5×10	β γ : 9.9×10 ⁻¹ ³H : 4.3×10 ²	4.9×10 ²					
JRR-4	2.1	5.0×10 ⁻¹	4.5×10 ⁻¹	3.9×10 ²					
RI製造棟	2.3×10 ²	7.3×10	3.3×10 ⁻¹	7.7×10					
プルトニウム研究1棟	-	-	α : 1.4×10 ⁻² β γ : 2.0×10 ⁻¹	1.1×10 ²					
再処理特研	α : 8.1×10 ⁻³ β γ : 3.1	2.0×10	α : 1.6×10 ⁻³ β γ : 2.6×10 ⁻²	4.0					
ウラン濃縮特研	-	-	1.0×10 ⁻²	1.0×10					
フッ素特研	-	-	4.1×10 ⁻³	4.0					
処理処分開発棟	1.6×10 ⁻¹	6.0	1.9×10 ⁻¹	3.8×10					
廃棄物処理場	α : 9.9×10 ⁻² β γ : 1.8×10 ³H : 9.3×10³	2.1×10 ²	α : 1.1×10 ⁻¹ β γ : 2.7 ³H : 2.2×10 ⁴	2.8×10 ³					
汚染除去場	α : 4.3×10 ⁻³ β γ : 9.7 ³H : 4.2×10	4.0×10	α : 3.6×10 ⁻² β γ : 5.5×10 ⁻¹	1.9×10 ²					
所外施設(2)*2)	-	-	³H : 1.8×10 ⁴ ¹⁴C : 9.1×10 ²	1.3×10 ³					
FCA	-	-	3.6×10 ⁻²	2.3×10					
TCA	-	-	1.5×10 ⁻¹	1.5×10					
JPDR	3.0×10 ⁻¹	4.5×10	6.2	2.2×10 ³					
合計	α : 9.2×10 ⁻¹ β γ : 5.1×10 ² ³H : 9.3×10³	6.6×10 ²	α : 1.6×10 ⁻¹ β γ : 2.6×10 ²⁴Na : 4.3×10 ⁻² β ⁵¹Cr : 1.2×10 β ⁵⁸Co : 3.2×10 ⁻³ β ⁶⁰Co : 3.8 β ¹³⁷Cs : 2.6 その他 : 7.2 ³H : 4.2×10 ⁴ ¹⁴C : 9.1×10 ²	8.8×10 ³	α : 1.6×10 ⁻¹ β γ : 2.6×10 ²⁴Na : 4.3×10 ⁻² β ⁵¹Cr : 1.2×10 β ⁵⁸Co : 3.2×10 ⁻³ β ⁶⁰Co : 3.8 β ¹³⁷Cs : 2.6 その他 : 7.2 ³H : 4.2×10 ⁴ ¹⁴C : 9.1×10 ²				

*1) 東大原子炉からの排水

*2) 第1化学薬品K.Kの廃液

*3) 核種 : ⁵¹Cr

注1) 核種記号のないものは、³H、¹⁴C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として集計。

平均濃度 : 排出放射能を排水溝の流量で除した値。

Table B. 5.2 - 3 気体状廃棄物の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1977年度)

			放出管理目標値	排 出 率	排 出 率 放出管理目標値
JRR-2	希ガス	1日平均	0.8 Ci/h	0.39 Ci/h	0.49
		3月平均	0.5 Ci/h	0.13 Ci/h	0.26
		1年平均	0.4 Ci/h	0.10 Ci/h	0.25
	³ H	3月平均	0.03 Ci/h	1.8×10^{-3} Ci/h	0.06
JRR-3	希ガス	1日平均	0.8 Ci/h	0.67 Ci/h	0.84
		3月平均	0.5 Ci/h	0.26 Ci/h	0.52
		1年平均	0.4 Ci/h	0.18 Ci/h	0.45
	³ H	3月平均	0.05 Ci/h	1.7×10^{-3} Ci/h	3.4×10^{-2}
JRR-4	希ガス	1日平均	0.02 Ci/h	9.0×10^{-3} Ci/h	0.45
		3月平均	0.004 Ci/h	3.7×10^{-5} Ci/h	9.3×10^{-3}
		1年平均	0.003 Ci/h	1.1×10^{-5} Ci/h	3.7×10^{-3}
JPDR	希ガス	1日平均	4.7 Ci·MeV/h	* 1	
		3月平均	1.5 Ci·MeV/h	* 1	
		1年平均	1.2 Ci·MeV/h	* 1	
	¹³¹ I	3月平均	50 μ Ci/h	* 1	
NSRR	希*2	1日平均	0.38 Ci·MeV/h	6.0×10^{-3} Ci·MeV/h	1.6×10^{-2}
		3月平均	0.07 Ci·MeV/h	6.5×10^{-5} Ci·MeV/h	9.3×10^{-4}
		1年平均	0.035 Ci·MeV/h	2.8×10^{-5} Ci·MeV/h	8.0×10^{-4}
	¹³¹ I	3月平均	30 μ Ci/h	0	0

(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。

*1 原子炉停止中

*2 主核種 ⁴¹Ar

Table B. 5.2 - 4 液体廃棄物の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1977年度)

核 種		放出管理目標値 (Ci/年)	排 出 量 (Ci/年)	排 出 量 放出管理目標値
³ H, ¹⁴ C 以外の 核 種	総 量	0.5	2.6×10^{-2}	5.2×10^{-2}
	⁶⁰ Co	0.1	3.8×10^{-3}	3.8×10^{-2}
	¹³⁷ Cs	0.1	2.6×10^{-3}	2.6×10^{-2}
³ H		7×10^2	4.2×10	6.0×10^{-2}

(注) 第1, 第2, 第3排水溝の合計

B.5.3 排気設備解体に伴う放射線管理

研究棟関係の施設は、原研創設期に建設されたものが多く、各施設とも設備の老朽化が著しい。このうち主として設備の性能維持が困難となった排気設備から逐次更新が進められている。1977年度には、研究1棟と研究3棟に設置されているフィルタ・チェンバと、研究1棟、研究3棟および冶金特研に設置される実験用フードを更新のため解体した。

従来放射性排気設備の更新作業は、使用済のチェンバやダクト類の内部に放射性汚染が存在するため、多くの場合そのままの状態、あるいはある程度の大きさに解体して放射性廃棄物として処理されてきた。今回研究1棟およびその他の施設で解体した排気設備を除染し、放射性廃棄物の発生量を可能な限り少くすることを試みた。以下にその概要を報告する。

強酸類の使用頻度が多く、内壁材の腐食が最も著しく進行していた研究1棟の排気第4系統のフィルタ・チェンバは、過去に使用されたウランおよびFP等によって汚染されており、表面汚染密度は、最大 2×10^4 dpm/100 cm²ではほぼ一様に汚染していた。汚染は腐食の進行で生じた錆層の内部に取込まれて、手で拭き取る程度では除染困難な状態にあった。このため、廃棄作業に先立ち詳細な汚染検査を行い、この結果に基づき作業方法や防護具の選定を行った。また、解体作業時に汚染した錆の飛散する恐れがある場合は、半面マスクを着用した。

除染は、汚染部分の範囲が小さい箇所は、汚染部分の切断または汚染層の剥離を行い、それが広範囲に及ぶものについては除錆剤と塩酸溶液を使用して行った。このうち塩酸溶液は、約5分間錆表面に塗布しワイヤブラシでこすると錆の除去が容易となり除染の迅速化に有効であった。このような除染方法をとることによって、研究1棟の第4系統の汚染除去率は、ほぼ100%と非常に良い結果を得た。Table B.5.3-1に、汚染除去の方法とその結果を他の排気設備の場合も含めて示す。これらの除染経験から①フィルタ・チェンバに関しては、汚染は主として錆の中に存在しているため、錆除去を主眼とすることによって、比較的容易に除染できる。②実験用フードに関しては、固着性の汚染は範囲が限定されているため、一部を剥離することにより、大部分が一般廃棄物にできることがわかった。

なお、当除染は、湿式作業であったことから、身体や作業場への汚染の拡大はほとんどなく、空气中放射性塵埃濃度も検出感度以下(9×10^{-14} μCi/cm³)に保たれた。

経済的な観点からみた場合、排気設備を除染して一般廃棄物にしたときの経費は、除染・解体・運搬などの総経費を含めても、排気設備をすべて放射性廃棄物として処理したときの経費の約1/3ですむことがわかった。なお、除染に費した作業時間は、除染・解体等の総作業時間の約1/4であった。

排気設備は、研究1棟、3棟について逐次更新される予定である。したがって、これらの結果を今後の更新計画に反映させて、できるだけ放射性廃棄物を少なくしていく予定である。

(田村)

Table B.5.3-1 排気設備解体時の除染方法と一般廃棄物にした割合

(東海研究所, 1977年度)

	設置場所	台数	汚染核種	最大汚染密度 (dpm/100cm ²)	汚染方法	全容積 (m ³)	*1 ホット 容積 (m ³)	*2 割合 (%)
フィル タチ エン バ	研究1棟 排気第4系統	1	UO ₂ ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co ⁹⁵ Zr-Nb	2 × 10 ⁴	熔断後、除錆剤(デルタ 3000)および塩酸溶液を塗 布し、ワイヤブラシで研磨。 その後洗剤を含む水ウエスで 拭取った。	1.0	0.2	80
	研究3棟 排気第4系統 排気第6系統	2	⁶⁰ Co	200	各ユニットごとに分解後、 汚染部を剥離、ダクトは切断 して分離廃棄した。	2.8	~0	100
フ ィ ド	研究1棟 319号室	1	UO ₂ ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co	4 × 10 ⁴	汚染した鉛内張板を剥離し て廃棄。その他の部位は含水 ウエスで拭取った。	1.7	0.3	82
	研究3棟 201, 314号室	2	UO ₂	1.2 × 10 ⁵	同 上	3.2	0.2	94
	冶金特研 11号室	5	UO ₂	1.1 × 10 ³	同 上	8.2	0.2	98

*1 除染に用いたウエス等の廃棄物を含む。

*2 一般廃棄物にした割合。

B.5.4 ホットラボ・ケープ除染作業時の放射線管理

1978年3月6日から約3週間にわたって、ホットラボにおいて、クリーンケープとストレージケープ内の除染がおこなわれた。これは同ケープ内で実施されるケープ扉のインターロック改修工事にあたって、作業者の被曝低減対策のために行われたものである。また、放射線管理上からは、1978年度末に予定されているダーティケープ(表面汚染密度: 10⁵~10⁸ dpm/100 cm², 表面線量率: 1~20 R/h)の除染作業のために、本作業の経験から安全評価上参考となる諸データを得ることも一つの大きな目的となった。

(1) 作業の概要

除染作業に先立って、2月に照射試料や廃棄物を他のケープに移動するなどケープ内の整備とマニプレータを使用しての遠隔除染が実施された。遠隔除染には、真空掃除機による吸引とスワイプ液をつけたウエスによるふきとりの2つの方法がとられた。

遠隔除染で線量率と表面汚染密度をある程度低減した後、作業者が同ケープ内に立ち入り除染を実施した。除染方法はぬれウエス(洗剤使用)によるふきとりが主であった。ケープ内立ち入り除染時の線量率と表面汚染密度は、おのおの、10~30 mR/hと4 × 10⁴~4 × 10⁵ dpm/100 cm²で、主な汚染核種は¹³⁷Cs, ⁶⁰Co, ¹³⁴Csである。

(2) 表面汚染密度の推移

Fig. B. 5.4 - 1 にケーブル内数ヶ所の点における各除染工程ごとの表面線量率の推移を示す。除染の全工程終了後の線量率は除染前に比べ 1/10 ~ 1/100 に低減している。線量率でみると、他の場所からの放射線の寄与があったり、固着性と遊離性の両汚染を合せて測定するなどのために、このように見掛け上の除染係数は比較的小さくなっている。

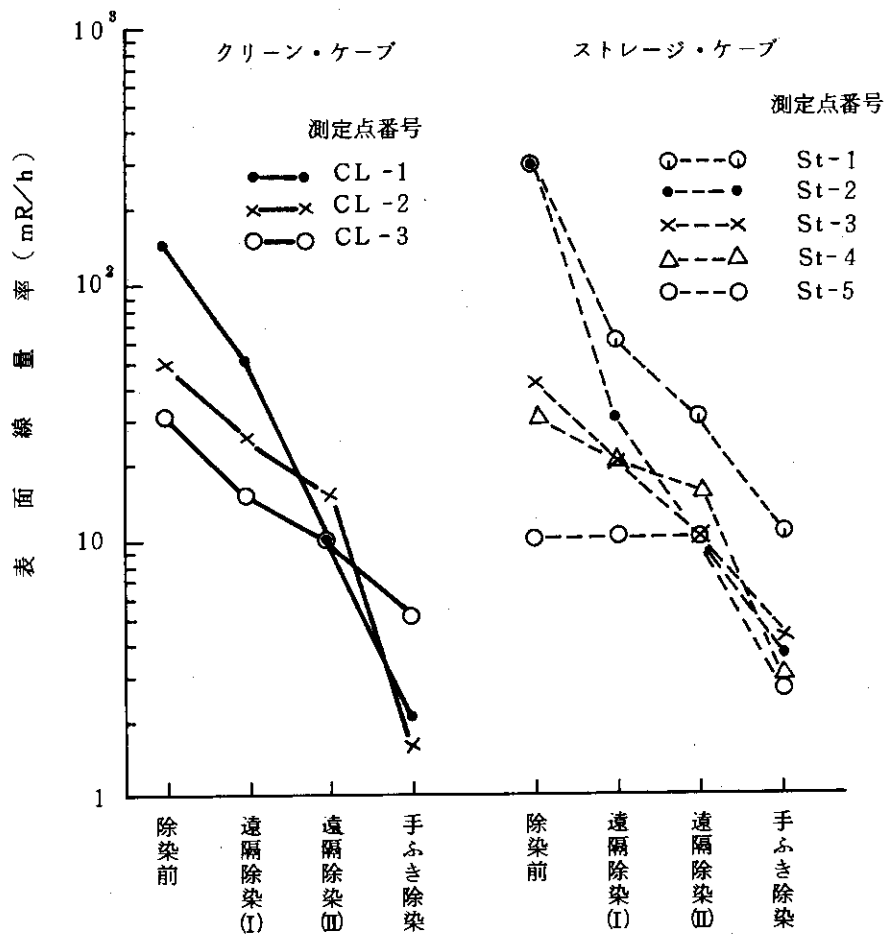


Fig B. 5.4 - 1 ケーブル内表面線量率の推移

一方、遊離性の汚染については、作業者がケーブル内に立ち入ってふきとり除染することにより、汚染レベルはスミヤ法によって測定した結果、クリーンケーブルでは平均 3×10^5 dpm/100 cm² が 2×10^3 dpm/100 cm² に、ストレージケーブルでは平均 2×10^5 dpm/100 cm² が 7×10^2 dpm/100 cm² になった。この除染係数を計算すると、 $2 \times 10^2 \sim 3 \times 10^2$ が得られ、これに遠隔除染によるものを加えると遊離性汚染に対する除去指数は3~4である。

(3) 空气中放射能濃度

除染作業中、ケーブル内およびサービスエリアのダストモニタリングを実施した。その結果を Table B. 5.4 - 1 に示す。これらのデータをもとに、ケーブルの背面ドアを開放にし、人および汚染物が入り出すという条件（アイソレーションルームは設置されている）のもとでのケーブル

内からサービスエリアへの空気汚染の漏洩率を計算すると約 0.2 h^{-1} の値が得られた。

また、ケーブル内の空気中放射能濃度と表面汚染密度の関係から再浮遊係数を算出すると、 $1 \sim 2 \times 10^{-6} \text{ cm}^{-1}$ となった。

Table B. 5. 4 - 1 空気中放射能濃度 ($\beta \cdot \gamma$)

(東海研究所, 1977年度)

採取場所 採取月日	濃 度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)		
	ケ ー ブ 内		サービスエリア ※
	クリーン・ケーブル	ストレージ・ケーブル	
3/6	2×10^{-10}	4×10^{-10}	6×10^{-13}
3/7	4×10^{-11}	6×10^{-11}	1×10^{-12}
平均	1×10^{-10}	2×10^{-10}	8×10^{-13}

※ ケーブに近い2サンプリング地点の平均値

(4) 作業者の被曝線量

本除染作業における作業員 14 名についての被曝線量を Table B. 5. 4 - 2 に示す。すべての作業員について、作業前に設定された計画被曝線量 200 mrem 以内に抑えることができた。

この他、ケーブル内作業 1 回当たり (約 1 時間) の平均被曝線量は、全身 (γ) で 4 mrem、手 ($\gamma + \beta$) で 30 mrem であった。また、局部被曝 ($\gamma + \beta$) の全身被曝 (γ) に対する比は約 10 となっており、局部被曝については β/γ 比は約 3 となっている。(井沢)

Table B. 5. 4 - 2 除染作業時における作業員被曝線量

(東海研究所, 1977年度)

測定部位および線種		総被曝線量 (man·mrem)	最大被曝線量 (mrem)	平均被曝線量 (mrem)
全 身	γ	332	62	24
	β	—	—	—
局 部 (手)	γ	—	100	60
	β	—	300	170

B. 5. 5 NSRRにおける照射カプセル解体時の放射線管理

燃料破損挙動の究明を目的として 1975 年 10 月から開始された燃料破損実験は、1977 年度末まで 256 回行われた。Fig. B. 5. 5 - 1 にこれまで実験に用いられてきた I 型大気圧水カプセルの概略を示す。材質はステンレススチールで重量は約 80 kg である。試験燃料は実験内容

によって異なるが、標準燃料は濃縮度 10%、 UO_2 重量 95 g、有効長約 135 mm の PWR 型である。カプセルおよび燃料には各種の計装が取り付けられ、過渡照射中の計測が行われる。照射後のカプセルは実験孔内で一時冷却した後、貯留ピットへ移動する。炉出力 100 MW・sec で照射され、1 日冷却後のカプセル表面最大放射線量率は、約 20 R/h である。通常 2 週間冷却後、解体セルへ移し照射後燃料検査のため解体が行われる。この時のカプセル表面線量率は約 400 mR/h、有効照射領域から外れる両端部分はその 1/10 以下である。燃料の表面線量率は 0.7 ~ 1 R/h、フランジは約 5 mR/h、燃料支持具類は 1 mR/h 以下、空カプセルは 100 ~ 150 mR/h である。ボイド部のガス濃度は、燃料の破損状態によって差があるが、ペレットが飛散したもので最大 $1 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ (主核種: ^{133}Xe)、 ^{131}I の濃度はその約 10^{-5} 、カプセル中の水の放射能濃度は、最大 $1 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ (主核種: ^{140}Ba - ^{140}La) である。燃料は破損の状況によって、二種類の密封容器に収納保管し、さらに冷却した後金相試験等が行われる。解体後のカプセル、部品類は再使用するため NSRR において汚染除去を行うが、燃料破損の著しい場合は、破損燃料片を回収した後汚染除去場へ搬出して除染を実施する。

解体作業にともなう総被曝線量は、1 体につき平均約 13 man・mrem、最大 37 man・mrem であった。手の被曝線量は 1 解体当り単位燃料表面線量率 (1 mR/h) に対して、平均 0.02 mrem/mR/h、最大 0.06 mrem/mR/h であった。解体作業は年間契約に基づき、外部業者に委託して実施されているが、1977 年度における総被曝線量は 950 man・mrem、個人最大は 480 mrem であった。

解体時の被曝防護および作業の能率化対策として、これまで次のような設備等の改善が行われた。

(1) 解体セルの設置 (1976 年 9 月)

遮蔽窓に 50 mm 厚の鉛ガラスを用い、セルの側面、底面およびカプセル収納筒には鉛厚 50 mm、廃液回収タンクには鉛厚 30 mm の遮蔽を施したグローブボックス型のセルである。これによって外部被曝線量は約 1/2 に低減した。また、解体前の放射能濃度のチェックやガス抜き作業等が不要となり、特に燃料が破損している場合の処理が簡略になり、作業時間は 1/2 ~ 1/3 に短縮された。

(2) 破損燃料片回収用の金網の取り付け

燃料支持具にあらかじめ金網を付けておくことによって破損燃料片の回収が容易になり、作業時間が短縮された。

(3) 燃料支持具の材質変更

燃料支持具の材質をステンレススチールからアルミ合金製に変更したことにより放射化による線量率が 1/10 以下となった。

なお 1978 年度後半から I 型カプセルは、誘導放射能生成の少ないアルミ合金製の III 型カプセルに変更するよう検討されており、これによって線量率は現在の 1/10 程度に低減でき、組立および除染時の被曝もさらに低減できる。

今後は手の被曝が低減できる作業方法に改善する必要がある。

(高橋)

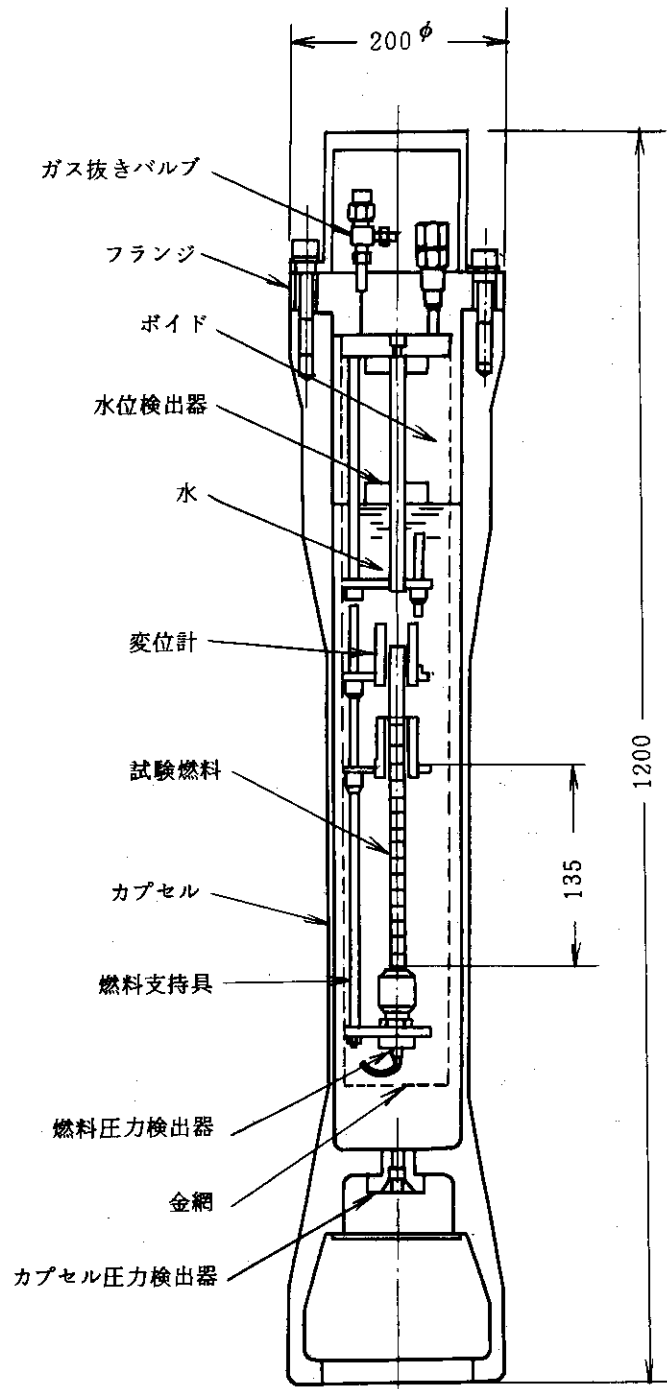


Fig. B.5.5-1 標準水カプセル

B. 5. 6 放射性廃棄物の試験区分の実施

原子力安全研究協会で実施している「放射性廃棄物の範囲明確化のための調査研究」の資料と
 するため、研究棟、JRR-2、JPDR、JRR-4、ホットラボ、廃棄物処理施設等の7施設
 において、管理区域から搬出される固体廃棄物から、汚染のほとんどない廃棄物（以下区分した
 廃棄物という）を試験的に区分し、その廃棄物の内容、量を調査した。調査期間は1972年10
 月から1973年1月である。

管理区域内で発生した廃棄物の区分方法、およびその中の放射能濃度の測定方法は次のとおり
 である。

- a) 放射性汚染のほとんどないとして区分した廃棄物とそれ以外を区分し、それぞれ専用の容
 器に投棄させる。
- b) 区分した廃棄物を定期的に調べ、内容物、量を記録する。大型の装置等の廃棄物を区分し
 て搬出する場合には、そのつど汚染検査し記録する。
- c) 廃棄物の一部に汚染があり、汚染除去して区分し搬出した場合には、その除去に要した期
 間をも記録する。
- d) 可燃性の区分した廃棄物の一部を焼却し、残灰中の全放射能を放射能測定装置で計測し、
 廃棄物中の放射能濃度を求める。

各施設で発生した廃棄物のうち区分した廃棄物の内容、量、放射能濃度、全発生量に対する割
 合を、可燃性廃棄物と不燃性廃棄物に分けて Table B. 5. 6 - 1 に示す。手拭紙、包装紙、梱包
 材、薬品ビン等が主として区分され、研究棟においては汚染のない排気設備が多く区分された。
 手拭紙の量は1か月につき JPDR において約 0.5 m^3 、その他の施設では $0.1 \sim 0.2 \text{ m}^3$ であ
 った。包装紙等は写真材料を使用するホットラボで月約 1 m^3 発生し、ダンボールなどの梱包材は
 各施設とも月 $0.05 \sim 0.1 \text{ m}^3$ 発生した。これら可燃性廃棄物に含まれている放射能濃度は通常
 の場合 $5 \times 10^{-7} \mu\text{Ci/g}$ 程度であり、核種は施設によって異なるが主として ^{60}Co 、 ^{137}Cs で
 あった。

今回の廃棄物の試験区分により、次のことがわかった。

- a) 管理区域内で発生する可燃性廃棄物のうち 20 ~ 30% は手拭紙、梱包材である。
- b) 管理区域出入口付近で発生した手拭紙、管理区域内の梱包物など可燃性廃棄物中の放射能
 濃度は最大 $1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/g}$ であり、通常 $5 \times 10^{-7} \mu\text{Ci/g}$ であった。
- c) 薬品ビン、放射性汚染の拡大防止以外の目的で使用したポリエチレンシートなどには汚染
 は検出されず、その放射能濃度は $5 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/g}$ 以下である。
- d) 大型の装置、構築物などの廃棄物の発生頻度は少ない。しかし、容積があるため汚染検査、
 汚染部位の除去等に労力を要するが、廃棄物処理費用を考慮すれば汚染除去等を行ってでも
 区分して廃棄する価値はあろう。
- e) 区分した廃棄物専用の容器を用意したが、手袋等の高汚染物を投入されないよう徹底をは
 かるのに時間を要した。しかし、まだ徹底は完全ではなく、これをより徹底させることによ
 って廃棄物中の放射能濃度はさらに低くなるものと思われる。 (山本)

Table B.5.6-1 廃棄物区分結果 (東海研究所, 1977年度)

施設名	可燃性廃棄物			不燃性廃棄物			期間	
	区分した廃棄物の内容	全発生量 (m ³)	区分した量 (m ³)	区分した廃棄物の内容	全発生量 (m ³)	区分した量 (m ³)		区分した割合 (%)
第1研究棟	包装紙, 空箱, 手拭紙	2.2	0.28	薬品ビン, フード, フィルタチェンバ, 間仕切壁, 床タイル, ビニールパイプ	30	13	43	10月11日 ~ 12月12日
ホットラボ	手拭紙, 包装紙	4.2	1.9	薬品ビン ポリエチレン等	5.9	1.1	19	10月25日 ~ '78年1月17日
JRR-2	手拭紙, ダンボール 木材	4.4	2.3	鉄材, ビニールシート	6.2	3.5	57	10月22日 ~ 12月26日
JRR-4	手拭紙, 梱包材, 紙くず等	0.7	0.22	ビニールシート	1.2	0.02	2	10月26日 ~ 12月26日
JPDR	手拭紙, 包装紙, 布手袋, 布帽子, ガーゼマスク	3.7	1.3	ビニール包装類	3.2	0.12	4	10月24日 ~ 12月24日
汚染除去場	手拭紙, 梱包紙等	2.0	0.40	ビニールシート等	2.0	0.1	5	11月1日 ~ '78年1月31日
液体廃棄物処理施設	手拭紙, 梱包材等	1.3	0.25	ビニールシート, 靴カバー等	2.0	0.08	4	11月1日 ~ '78年1月31日

1 B.6 環境放射能の管理

Environmental Monitoring

According to the long term yearly plan, three monitoring posts around the site were replaced by new ones equipped with NaI(Tl) scintillation detectors.

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

Influences of the fallout of Chinese nuclear weapon tests on the monitoring items were slightly observed.

B.6.1. 概要

環境放射線中央監視システム更新計画の一環として、1977年度には構外モニタリングポスト3基の更新を行った。

東海研究所周辺監視区域内外の定常的な環境モニタリングとしては、1976年度とほぼ同様に、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、ならびにそれら試料の放射能測定、気象観測等を実施した。

施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかったが、9月および1978年3月に、中国核実験による放射性降下物の影響が、わずかではあったが認められた。(国分)

B.6.2 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

1976年度と同様、東海研究所周辺4箇所、大洗研究所2箇所連続監視した。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。 γ 線照射線量率、大気塵埃中の α 放射能、 β 放射能濃度の月平均値を Fig. B.6.2-1 に示す。

(2) モニタリングポストによる監視

1976年に構内モニタリングポスト(MP)9基の更新が完了した。従来のモニタリングポストは非常時用のものであったが、更新後のものは平常運転時の監視を主目的とし、低レベルの変動を容易に検知できるシステムとした。検出器には2"φ×2"のNaI(Tl)(DBM方式)を採用した。

Table B.6.2-1に各モニタリングポストにおける監視結果を示す。表の「最大」は10分間平均の月間最大値であり、施設の運転および降雨の影響により各月とも表の「平均」より、数 $\mu\text{R}/\text{h}$ 程度高くなる。1977年度において特に高い値は、東大炉の運転による $25.5\mu\text{R}/\text{h}$ (MP-11)、廃棄物置場での作業時に $19.1\mu\text{R}/\text{h}$ (MP-14)、化工特研での非破壊検査時に $14.9\mu\text{R}/\text{h}$ (MP-18)等であった。

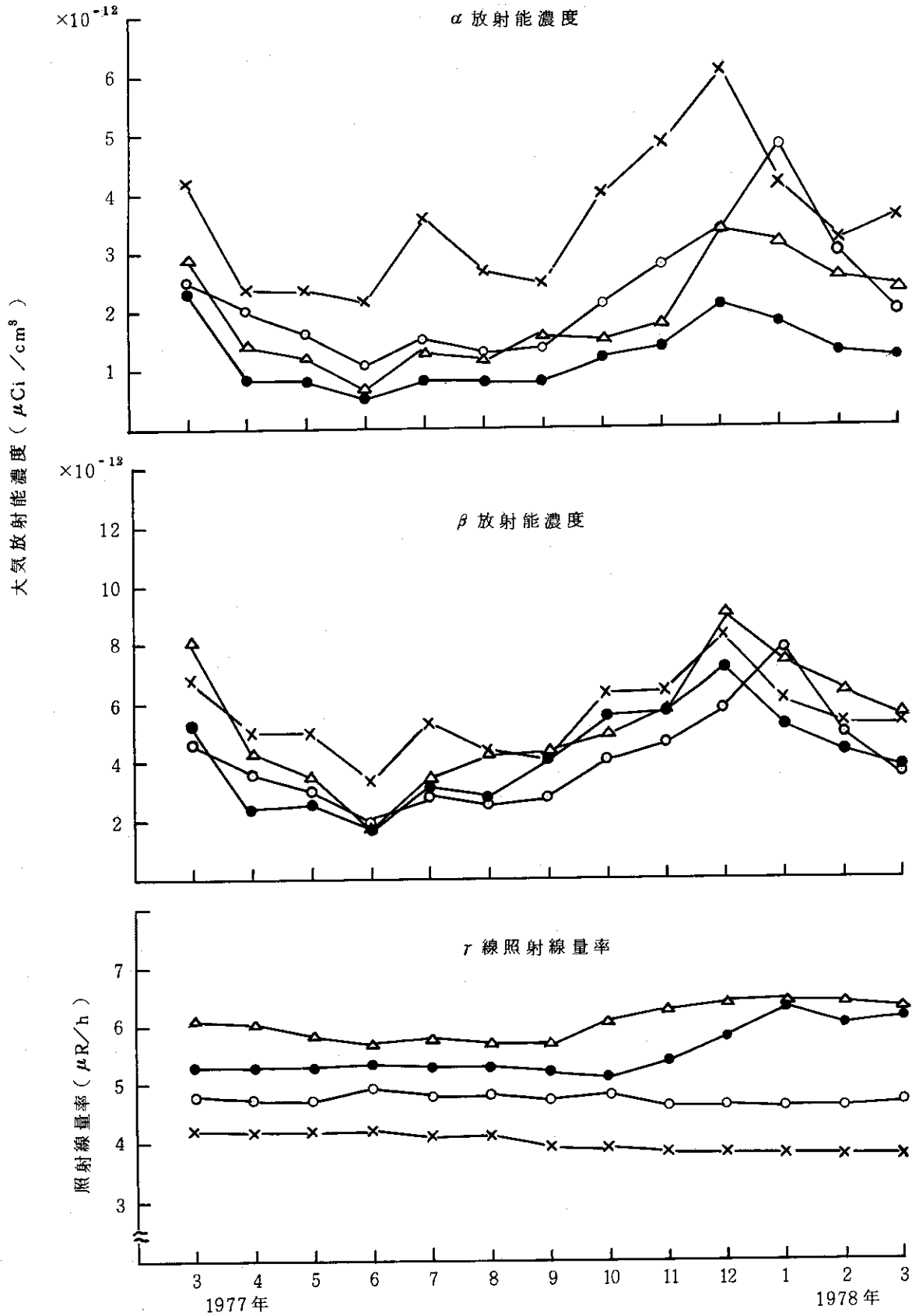


Fig.B.6.2-1 モニタリングステーションにおけるγ線照射線量および大気塵埃中放射能濃度の月平均値

● No.1, ○ No.2, × No.3, △ No.4

Table B.6.2-1 モニタリングポストにおける空間線量率の月平均値と月間最大値（東海研究所，1977年度）

1977年度 構内ポスト		1977年												1978年			平均	標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3					
MP-11	平均	5.5	5.4	5.4	5.3	5.3	5.3	5.1	5.2	5.7	5.8	5.9	5.7	6.2	5.5	0.32		
	最大	7.7	8.0	8.9	8.2	7.3	6.6	7.3	7.1	7.0	25.2 ^{※1}	—	—	—	—	—		
MP-12	平均	5.3	5.3	5.3	5.2	5.3	5.1	5.0	5.3	5.1	5.6	5.1	5.2	5.2	0.16			
	最大	6.9	7.6	9.3	7.7	7.8	7.8	6.5	8.3	7.1	7.7	14.4 ^{※1}	—	—	—	—		
MP-13	平均	5.7	5.7	5.7	5.7	5.5	5.5	5.1	5.2	5.6	5.6	5.6	5.6	5.5	0.20			
	最大	8.0	7.8	9.0	8.5	8.0	7.9	7.4	7.5	7.2	6.2	9.2	—	—	—	—		
MP-14	平均	8.6	8.5	8.6	8.3	8.2	8.3	9.4	9.1	8.9	9.2	9.2	8.7	8.8	0.40			
	最大	11.1	11.0	19.1 ^{※2}	11.6	11.0	10.3	14.0	11.6	11.2	10.5	12.1	12.1	—	—			
MP-15	平均	5.5	5.7	5.9	6.1	6.1	6.1	5.9	5.3	5.0	5.0	4.9	5.0	5.5	0.48			
	最大	8.3	8.0	9.6	9.4	9.0	8.0	8.7	7.8	6.4	6.0	8.1	8.0	—	—			
MP-16	平均	5.1	4.4	5.0	5.1	5.0	5.0	5.1	4.5	4.5	4.7	4.5	4.6	4.8	0.28			
	最大	7.6	6.8	9.1	8.6	8.0	8.1	8.1	9.0	6.8	5.7	7.3	7.6	—	—			
MP-17	平均	4.7	4.7	4.8	4.8	4.6	5.2	4.9	5.0	4.9	4.7	4.7	5.1	4.8	0.18			
	最大	6.5	6.4	7.8	8.2	7.2	8.4	7.6	9.8	7.3	5.0	7.8	7.9	—	—			
MP-18	平均	4.1	4.6	4.7	4.7	4.5	4.7	4.9	4.7	4.7	5.0	4.9	4.8	4.7	0.23			
	最大	6.6	7.9	7.8	7.8	8.0	7.3	6.9	14.9 ^{※3}	7.8	6.0	7.7	8.4	—	—			
MP-19	平均	4.7	4.6	4.5	4.4	4.3	4.2	4.4	5.0	4.9	4.9	4.8	4.9	4.6	0.27			
	最大	9.7	6.8	7.2	6.9	6.2	7.0	7.7	10.0	6.7	5.2	7.7	7.6	—	—			

単位 $\mu\text{R}/\text{h}$

※1 東大炉の影響

※2 廃棄物置場での作業時による

※3 化工待研非破壊検査

最大値は10分間平均

年間の月平均値の変動がやや大きい ($\sigma = 0.3 \sim 0.5 \mu\text{R}/\text{h}$) ポスト (MP 11, 14, 15) があるが、原因としては施設の影響よりも、むしろ温度その他の原因で測定器の利得が変動したことによるものと考えられる。しかし、統計的手法により、レベル変動分を評価し、さらに気象情報 (風向、降雨) と組み合わせて解析することにより、低レベルの施設寄与分も評価することができる。評価方法と結果については 2.3.3 に詳述してある。

(3) 定点における γ 線照射線量率測定

1976 年度と同様測定点 19 点について 4 月と 11 月に実施した。結果は従来と同様である。これまで行っていた白方 (原電グラウンド) は都合により、舟石川 (原電住宅) に変更した。

(4) 環境中積算線量の監視

1976 年度同様、熱発光線量計 (TLD, $\text{Mg}_2\text{SiO}_4 : \text{Tb}$) により 3 ヶ月ごとの積算線量を測定した。施設放出放射能による異常は検出されなかった。

(5) γ 線照射線量率の走行測定

1976 年度同様、走行サーベイを 1978 年 4 月に実施し、緊急時サーベイのための基礎データを得た。

(6) 気象観測

1976 年度同様、各気象要素について連続観測を行った。

(7) その他

- (a) 構外モニタリング装置 3 基 (MP-21, 25, 26) の更新工事が 1978 年 3 月に終了した。
- (b) 東海・大洗地区放射線管理技術委員会による環境放射線の比較測定および結果の検討のためのワーキンググループに参加し、データ等のとりまとめを行った。2.5 章にその概略を示す。
- (c) 1972 年～1977 年の気象データの整備を行い、磁気ディスクおよび磁気テープに納めた。
- (d) 大洗研究所周辺の被曝線量のみなおし作業の一環として、新気象指針に基づき、気象の統計計算、濃度計算、 γ 線被曝線量計算を行った。
- (e) 動力炉・核燃料開発事業団東海事業所に設置される高レベル放射性物質研究施設についての周辺地域の被曝線量評価 (受託) を、東海研で得られた 1973 年の気象データにより新気象指針に基づいて行った。 (片桐)

B.6.3 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料の全 β 放射能の測定

1977年度に行った東海研敷地内および周辺における環境試料中の全 β 放射能の測定項目については、採取試料の種類と頻度ともに1976年度と同様で変更はなかった。

各試料の測定結果は、Table B.6.3-1に示した。これらの値は、1976年の測定結果と比較して大きな差はなく、施設からの放出による影響は認められなかった。

Table B.6.3-1 環境試料中の全 β 放射能測定結果

(東海研究所, 1977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 J P D R	15	15	松葉 <指標物>	3.3	3.2
東海村須和間	14	6	牛乳 (船場)	0.9	1.3
勝田市高場	6	8	牧草 (")	3.1	3.0
" 宮前	10	9	精米 (須和間)	-	1.1
" 稲田	8	12	甘藷 (")	-	2.9
那珂町横堀	9	7	ほうれん草 (須和間)	-	7.9
東海村亀下	19	20	水 産 物	pCi/g 生体	
" 石神	13	12	東海沖 (可食部)	2.0	3.1
排水溝出口付近砂	pCi/g 乾土		ヒラメ (骨)	*	*
第一排水溝	16	17	(全部)	2.0	-
第二 "	18	14	シラス (全部)	2.7	2.4
第三 "	17	18	久慈地先	pCi/g 生体	
飲料水	pCi/l		ワカメ	3.2	-
阿漕浦取水口	1.4	2.7	カジメ	-	4.2
荒谷台浄水場	*	1.3	海 底 土	pCi/g 乾土	
長堀 "	*	2.1	東海沖 500 m	2.0	2.4
岡 "	1.3	1.3	" "	2.3	2.1
照沼 "	1.3	1.4	5 km	1.8	1.2
東海村須和間	2.0	6.5	2 km	1.4	1.4
河川水	pCi/l		海 水	pCi/l	
久慈川原研取水口	1.8	1.1	東海沖 500 m	*	*
" 河口(豊岡)	*	*	" "	*	*
			5 km	*	*
			2 km	1.1	*

* 検出限界以下

(2) 降下物の全β放射能の測定

大型水盤への落下塵と定期採水の雨水中放射性降下物（フォールアウト）の月間降下量はFig. B. 6.3 - 1に示すような変動をしている。水盤法による測定結果では、5月に季節変動（Spring pear）による影響、8月には例年になく多雨による影響、また、3月には22回中国核爆発実験による影響が観測された。雨水については3月に核実験による影響が現われた。

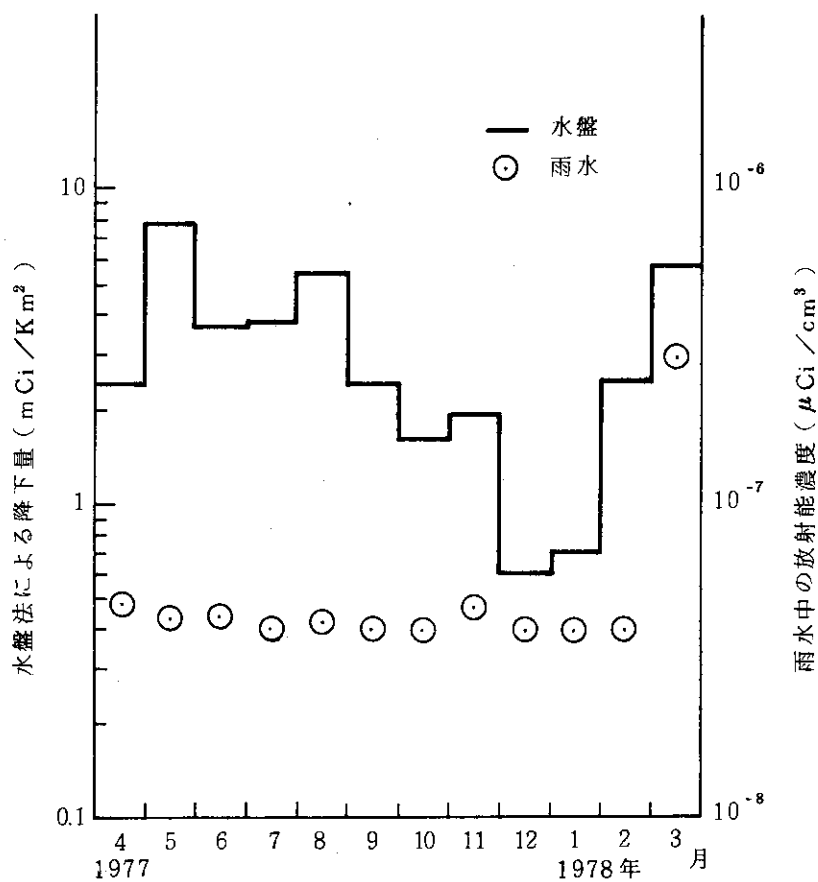


Fig. B. 6.3 - 1 フォールアウトの全β放射能月間降下量

(3) 環境試料中の核種分析

1977年度中に採取した土壌、海底土、排水溝出口砂の放射性核種濃度は、NaI(Tℓ)検出器によるγ線核種分析から求めた。結果については、Table B.6.3-2に示したが、これらの核種はすべて天然のものであり、1976年と比較して変動はみられなかった。

Table B.6.3-2 環境試料中の自然放射性核種濃度

(東海研究所, 1977年度)

試料核種 地点名	前 期			後 期		
	²³² Th	²³⁸ U	⁴⁰ K	²³² Th	²³⁸ U	⁴⁰ K
	pCi/g 乾土			pCi/g 乾土		
土 壤						
構内 J P D R	0.59	0.22	16.0	0.64	0.25	20.1
東海村須和間	0.52	0.25	11.1	0.56	0.16	4.1
“ 亀下	1.00	0.36	13.9	1.12	0.42	15.5
“ 石神	0.75	0.26	6.9	0.85	0.19	8.8
勝田市高場	0.53	0.12	3.2	0.61	0.18	4.2
“ 稲田	0.53	0.20	7.4	0.53	0.12	3.7
那珂町横堀	0.58	0.16	4.9	0.51	0.20	4.4
排水溝出口付近						
第1排水溝	0.23	0.11	21.2	0.28	0.13	18.4
第2 “	0.30	0.19	19.7	0.24	0.15	16.1
第3 “	0.29	0.10	20.1	0.29	0.15	19.9
海 底 土						
東海沖 500 m	1.82	0.57	17.1	3.85	1.21	16.6
“ “	2.98	0.86	16.6	2.98	0.92	15.3
東海沖 5 km	0.52	0.21	16.7	0.28	0.10	13.5
“ 2 km	0.49	0.24	14.6	0.74	0.33	16.6

(4) 排水溝排水の放射能濃度

排水溝排水の放射能監視は、第1および第2排水溝では連続サンプラとγモニタ(NaI検出器)で行い、第3排水溝は排水出口で毎週1回の採水測定によって行っている。第1、第2排水溝の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.6.3-3に示すが、いずれも未知核種に対する規定濃度(1×10⁻⁷ μCi/cm³)以下であった。(人見)

Table B.6.3 - 3 排水溝における排水中の放射能濃度 (月平均)

(東海研究所, 1977年度)

地 点 年 月	第一排水溝 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	第二排水溝 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	第三排水溝 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
1977. 4月	4.7×10^{-9}	4.3×10^{-9}	$< 0.9 \times 10^{-9}$
5	5.1×10^{-9}	4.3×10^{-9}	0.9×10^{-9}
6	4.3×10^{-9}	4.4×10^{-9}	0.9×10^{-9}
7	$< 4.0 \times 10^{-9}$	4.8×10^{-9}	$< 0.8 \times 10^{-9}$
8	$< 4.0 \times 10^{-9}$	4.1×10^{-9}	$< 0.8 \times 10^{-9}$
9	5.2×10^{-9}	4.9×10^{-9}	$< 0.9 \times 10^{-9}$
10	$< 4.7 \times 10^{-9}$	6.4×10^{-9}	$< 0.9 \times 10^{-9}$
11	$< 4.7 \times 10^{-9}$	5.0×10^{-9}	$< 0.9 \times 10^{-9}$
12	5.2×10^{-9}	5.1×10^{-9}	1.0×10^{-9}
1978. 1	$< 4.7 \times 10^{-9}$	5.6×10^{-9}	$< 0.9 \times 10^{-9}$
2	$< 3.8 \times 10^{-9}$	$< 3.8 \times 10^{-9}$	$< 0.8 \times 10^{-9}$
3	$< 3.8 \times 10^{-9}$	4.3×10^{-9}	$< 0.8 \times 10^{-9}$

(5) 大気中の放射性核種濃度

大気中の放射性核種濃度は、構内で連続運転しているモニタリングステーションから1カ月分集塵した濾紙 (HE-40 T, 吸引量約 290 ℓ/min) を灰化し、Ge(Li) 半導体検出器による核種分析から求めた。結果は Fig. B.6.3-2 に示す。なお、放射能定量は、 γ 線スペクトル解体コード "BOB" による電算機処理によって行った。(梁瀬)

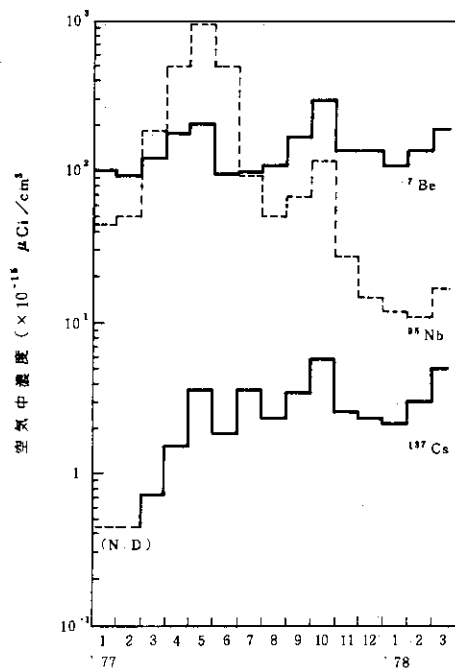


Fig B.6.3 - 2 大気中の放射性核種の月平均濃度

B.6.4 放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量の算定

JRR-2, JRR-3, JRR-4, JPDR および NSRR の各原子炉施設から 1977 年度に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-3 南西方位の周辺監視区域境界であり、その値は 0.52 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身被曝線量の算出結果は 2.7×10^{-3} mrem であった。両者の合計は、保安規定に定めている線量目標値を十分に下回っている。

原子炉施設ごとの被曝線量および液体廃棄物中の核種ごとの被曝線量を Table B.6.4-1 および Table B.6.4-2 に示した。 (中戸)

Table B.6.4-1 希ガスからの年間全身被曝線量

(東海研究所, 1977年度)

原子炉施設	年間放出量 (Ci/y)	JRR-3 南西地点の 全身被曝線量 (mrem/y)
JRR-2	8.7×10^2 (^{41}Ar)	1.5×10^{-1}
JRR-3	1.6×10^3 (^{41}Ar)	3.7×10^{-1}
JRR-4	9.4×10^{-2} (^{41}Ar)	$<1 \times 10^{-3}$
JPDR	0	0
NSRR	1.9×10^{-1} (^{41}Ar)	$<1 \times 10^{-3}$
計		5.2×10^{-1}

Table B.6.4-2 液体廃棄物からの年間全身被曝線量

(東海研究所, 1977年度)

核種	年間放出量 (Ci/y)	全身被曝線量 (mrem/y)
^3H	4.2×10	1.1×10^{-3}
^{60}Co	3.8×10^{-3}	8.7×10^{-4}
^{137}Cs	2.6×10^{-3}	6.7×10^{-4}
計		2.7×10^{-3}

B.6.5 核実験に起因する ^{131}I の甲状腺被曝線量の推定

1977年9月17日におこなわれた第22回中国核爆発実験の影響で、東海研内の大気中にも ^{131}I が検出された。この際に大気中の ^{131}I 濃度を定量し、その濃度から甲状腺被曝線量を算出するとともに、必要検出レベルの検討をおこなった。

試料採取は活性炭カートリッジを用い午前9時20分から24時間吸引して採取し、その日の試料とした。

測定は5"φ×4" NaI(Tl) 検出器で行い、さらにGe(Li)検出器によっても確認した。

¹³¹Iの同定および定量は、「NaI(Tl)シンチレーションスペクトルメータ機器分析法(科学技術庁, 昭和49年)」にしたがい、Ge(Li)の場合はBOB²⁾の計算コードを使い、364.5 KeVのγ線(放出割合82.4%)を利用しておこなった。大気中の¹³¹I濃度はTable B.6.5-1のとおりであり、この期間に原子炉の運転はなく、降雨は26日に1.5mmであった。

Table B.6.5-1 大気中の¹³¹I濃度
(東海研究所, 1977年度)

9月/日	22	23	24	25	26	27	28
濃度 (μCi/cm ³)	N.D	2.9×10 ⁻¹⁴	1.0×10 ⁻¹³	N.D	4.9×10 ⁻¹⁴	5.8×10 ⁻¹⁴	N.D

なお、検出限界濃度(N.D)は、BG, 試料とも1500分測定で1.2×10⁻¹⁴ μCi/cm³である。

放射性よう素に起因する甲状腺被曝線量は、得られた大気中濃度から、次式により計算した。なお計算式および仮定は「原子炉施設安全審査指針集」³⁾と「環境被曝線量評価」⁴⁾によった。ただし栽培期間の年間比は1とした。

- 1) 呼吸による甲状腺被曝線量(D_I)
- 2) 葉菜摂取による甲状腺被曝線量(D_V)
- 3) 牛乳摂取による甲状腺被曝線量(D_M)

$$D_I = \frac{K}{0.693 \cdot m} \cdot f_a \cdot \sum_i \epsilon_i \cdot T_{ei} \cdot A_{Ii}$$

$$(D_V, D_M) = \frac{K}{0.693 \cdot m} \cdot f_w \cdot \sum_i \epsilon_i \cdot T_{ei} \cdot (A_{Vi}, A_{Mi})$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \bar{x}_i$$

$$A_{Vi} = M_v \cdot f_m \cdot f_t \cdot f_d \cdot F_{Vi} \cdot e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} t_v} \cdot \bar{x}_i$$

$$A_{Mi} = M_m \cdot f_m \cdot f_t \cdot f_f \cdot F_{Mi} \cdot e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} t_m} \cdot \bar{x}_i$$

D_I, D_V, D_M: 年間の甲状腺被曝線量 (mrem / y)

K: 甲状腺被曝線量への換算係数 = 1.87 × 10⁷ $\frac{\text{dis} \cdot \text{g} \cdot \text{mrem}}{\text{MeV} \cdot \mu\text{Ci} \cdot \text{y}}$

- m : 甲状腺質量 (g) 成人 = 20, 幼児 = 4, 乳児 = 2
- f_a : 呼吸により放射性よう素が甲状腺に達する割合 = 0.15
- f_w : 経口摂取により放射性よう素が甲状腺に達する割合 = 0.2
- ε_i : 核種 i の甲状腺に対する有効エネルギー = $0.23 \frac{\text{MeV}}{\text{dis}}$
- T_{ei} : 核種 i の甲状腺における有効半減期 = 7.6 d
- A_{Ii}, A_{Vi}, A_{Mi} : 核種 i の摂取率 (μCi/d)
- M_a : 呼吸率 (cm³/d) 成人 = 2 × 10⁷, 幼児 = 8 × 10⁶, 乳児 = 3 × 10⁶
- \bar{x}_i : 核種 i の年平均空気中濃度 (μCi/cm³)
- M_v : 葉菜の摂取量 (g/d) 成人 = 100, 幼児 = 50, 乳児 = 20
- f_m : 葉菜の市場希釈係数 = 1
- f_t : 葉菜の栽培期間の年間比 = 1
- f_d : 葉菜の除染係数 = 0.5
- F_{Vi} : 核種 i が空気中から葉菜に移行する割合 = $2.6 \times 10^6 \frac{\mu\text{Ci/g}}{\mu\text{Ci/cm}^3}$
- T_{ri} : 核種の物理的半減期 (d)
- t_v : 葉菜の採取から摂取までの時間 (d) = 1
- M_M : 牛乳の摂取量 (ml/d) 成人 = 200, 幼児 = 500, 乳児 = 600
- f_m : 牛乳の市場希釈係数 成人, 幼児 = 1, 乳児 = 0.5
- f_t : 牧草の栽培期間の年間比 = 1
- f_f : 飼料の混合比 = 1
- F_{Mi} : 核種 i の空気中から牛乳に移行する割合 = $6.2 \times 10^5 \frac{\mu\text{Ci/ml}}{\mu\text{Ci/cm}^3}$
- t_M : 牛乳の採取から摂取までの時間 (d) 成人, 幼児 = 1, 乳児 = 3

甲状腺被曝線量は次の Table B. 6.5 - 2 のようになった。すなわち、核実験による甲状腺被曝線量は成人で 0.06, 幼児 0.41, 乳児 0.37 mrem になる。このことは甲状腺の被曝線量目標値 15 mrem/年に対して 2.7% 程度影響したことを意味する。

また 1977 年度改定版「放射性ヨウ素分析法」⁵⁾では大気中の ¹³¹I を直接呼吸によって甲状腺被曝線量 15 mrem/年を与える大気中濃度は、成人 1.4 pCi/m³, 幼児 0.69 pCi/m³, 乳児 0.92 pCi/m³ である。したがって検出レベルとしては、一応 0.5 pCi/m³ を目標におくと述べている。しかし、食物連鎖をも含めた場合の甲状腺被曝線量 15 mrem/年に対する大気中検出レベルは約 0.04 pCi/m³, すなわち、約 10 倍検出レベルをきびしくしなくてはならないことになる。今後 ¹³¹I のモニタリングとして総合的に調査し評価していく予定である。

(梁瀬)

Table B. 6.5 - 2 核実験に起因する ¹³¹I の甲状腺被曝線量
(東海研究所, 1977 年度) (mrem)

	成人	幼児	乳児
呼吸	0.003	0.006	0.005
葉菜	0.028	0.070	0.056
牛乳	0.026	0.332	0.310
計	0.06	0.41	0.37

参考文献

- 1) NaI (T ℓ) 機器分析法 科学技術庁 1974
- 2) A Method of the Gamma -ray Spectrum Analysis JAERI-1227 1973
(H. Ba Ba etc)
- 3) 原子炉施設安全審査指針集 科学技術庁 1978
- 4) 環境被曝線量評価 日本原子力学会 1975
- 5) 放射性ヨウ素分析法 科学技術庁 1977

1 B.7 放射線計測器類の管理

Maintenance of Monitors and Survey Meters

Maintenance and calibration of monitors and survey meters were carried out according to the schedule.

Renewal of monitoring instruments were made according to the long term yearly plan. Three γ -ray monitors and telemeter systems in the environmental radiation monitoring system were replaced by the JAERI-type ones. Besides these, radiation monitors of FCA, dust samplers of JRR-3 and others, and 34 survey meters were renewed.

B.7.1. 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。

本年度は，環境放射線監視システムのモニタリングポスト装置（構外：3基），FCA放射線管理用モニタ，JRR-3，RI製造棟のダストサンプリング装置等の更新を行った。JRR-3等のダストサンプラの吸引装置として，ルーツブロアを用いた集中吸引方式を採用した。サーベイメータについては，原研で開発した β 線用および γ 線用サーベイメータを採用した。 β 線用サーベイメータは， β 線による線量率（mrem/h）を直読できるものであり， γ 線用サーベイメータは数 μ R/hから100 R/hまでの広い線量率範囲の測定が可能なるものである。なお，これらのサーベイメータの性能については，本書2.4.2項および2.4.3項にそれぞれ紹介されている。

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。これらの管理状況について以下に述べる。（岸田）

B.7.2 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について定期点検校正を，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。1977年度の点検校正台数は延442台，故障修理台数は延312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，年次計画に基づいて更新した。1977年度内に更新した台数は34台であった。それらの内訳は次のとおりである。

中性子レム・カウンタ 2202D型（Studsvik製）	1台
中性子サーベイメータ（NSM 41301型）	2台
電離箱サーベイメータ（NDR 13101, ICS-203型）	7台
GM- γ サーベイメータ（NSM 15201型）	3台
γ 線用サーベイメータ（TCS-703型）	7台
β 線用サーベイメータ（TCS-702型）	8台

β 線表面汚染検査計 (TGS - 113型) 4台

α 線表面汚染検査計 (TCS - 701型) 2台

これらのうち、TCS - 702型 β 線用サーベイメータは β 線量率を直読できる機能と従来の β 線表面汚染検査計の機能とをあわせ持っている。また、TCS - 703型 γ 線用サーベイメータは、数 $\mu\text{R}/\text{h}$ 程度のバックグラウンドレベルから $100 \text{ R}/\text{h}$ までの広領域の測定ができる。これら2型式のサーベイメータはプラスチック・シンチレータを検出器とする原研仕様によるサーベイメータの第2回目の製作品である。来年度初頭より放射線管理用として試験的供用を実施する。

1976年より継続実施して来た照射実験室の改修および内装の中レベル放射線照射装置の設置を完了した。すなわち、1977年度早期に建家改修を終了、つづいて、屋外の管理区域境界柵を修築した。6月に照射装置の据付を行い、年度末に、照射装置に ^{60}Co 7 Ci (公称値) を実装した。線源より1mの距離で約 $6 \text{ R}/\text{h}$ の照射線量率が得られた。今後、サーベイメータや個人被曝測定用線量計等の試験および校正業務への有効な利用が期待される。

(2) 試料測定

前年度と同じく、各種放射線管理試料の放射能測定および各種測定器の点検整備業務を行った。1977年度に計測した試料数はグロス測定 713個、およびスペクトル測定 1462個であった。

(須賀)

B. 7.3 放射線監視計測器の管理

(1) 環境放射線監視システムの維持管理

東海研究所放射線障害防止規定等に基づき、放射線管理第1課所管の放射線モニタ装置 (モニタリングステーション6ヶ所 18系統、モニタリングポスト16系統) の定期点検校正を年2回実施した。また、データ処理システムの定期点検を年4回実施した。

1977年度中に発生した故障は40件である。モニタリングポスト装置は、1977年度構外3基について更新された。この3基分については、技術部エレクトロニクス課の協力を得て、DBMユニットの関数波形をP-ROMとDACを用いて発生させる方式を採用した。これによって、従来のDBMユニットに比べて調整が容易になった。

モニタリングステーションのダストモニタ α 、 β γ 校正用線源が変更され、それに伴い校正方法等についてのマニュアルを再検討し改善した。

(2) 施設放射線モニタ装置の維持管理

放射線管理第2課所管の放射線モニタ装置 (270 ch) についても、環境放射線監視システム同様定期点検校正を年2回実施した。また、JPDR所管のプロセスモニタ (γ 線エリアモニタ: 15系統) の更新に伴う校正作業を、施設側の依頼により行った。

1977年度中に発生した故障は120件であった。Table B. 7.3 - 1にモニタ別故障状況を示す。これによると1976年度に比較して大幅に減少している。その原因は年次計画により放射線モニタが更新され、東海研各施設のほとんどが原研型放射線管理用モニタ規格による装置に統一されたためと考えられる。JRR-2等の放射線モニタは老朽化が激しく、比較的故障が多発したが1978年度更新される予定である。ハンドフットモニタは1977年度3台更新されたことにより、全て入射窓2" ϕ の端窓型GM管を用いた装置に統一された。ダストサンブラをオイル

レス方式に改良する作業をここ数年来行って来たが、1977年度で全て完了した。その結果性能が安定し、ポンプのトラブルが激減した。簡易型 γ 線エリアモニタとして使用しているアラームモニタのGM管は従来輸入品を採用していた。しかし入手が困難で寿命が短い欠点があったため、1977年度より国産品に変更した。

各施設の放射線モニタの検出器取付場所には危険な場所が数箇所あり、定期点検校正を行う際支障をきたしていた。作業環境の安全性のために1977年度施設側等の了承を得て、検出器設置箇所の変更を行った。(三原)

Table B.7.3-1 放射線モニタ故障状況
(東海研究所：1977年度)

モニタ名称	故障件数	
	1976年度	1977年度
エリアモニタ	47	26
ダストモニタ	33	28
水・ガスモニタ	15	16
ダストサンブラ	34	20
ハンドフットモニタ	40	23
その他	20	7
モニタリングポスト	29	31
モニタリングステーション	15	9
合計	233	160

(3) モニタ更新

環境放射線監視システムのうち下記の装置を更新した。

- i) モニタリングポスト装置 (構外) 3基
- ii) ディスク装置 (センター内) 2式

モニタリングポスト装置の仕様、工事遂行方法は1976年度と同様である。

1977年度更新を行った施設の放射線モニタは次の通りである。

- i) JPDR
 - 移動型ダストモニタ 1台
 - ダストモニタ (測定部) 1台
- ii) JRR-2
 - 移動型ダストモニタ 1台
- iii) JRR-3
 - ルーツプロア 2台
 - トリチウムモニタ 1台
- iv) RI棟
 - ルーツプロア 2台
 - 移動型ヨウ素モニタ 1台
 - トリチウムモニタ 1台
- v) 処理場
 - ルーツプロア 1台
 - ハンドフットモニタ 1台

VI) 再処理	簡易型 γ 線エリアモニタ	1台
VII) Pu-1棟	プルトニウムモニタ	1台
VIII) ホットラボ	移動型ダストモニタ	1台
IX) JRR-1	移動型ダストモニタ	1台
	ハンドフットモニタ	1台
X) 研究1, 3棟	ダストサンブラ	1台
	ハンドフットモニタ	1台
XI) FCA	γ 線エリアモニタ	4系統
	中性子エリアモニタ	3系統
	臨界モニタ	2系統
	移動型ダストモニタ	1台
	ダストモニタ (測定部)	1台

ハンドフットモニタは現在手、足、衣服の3系統の検出器を持つ3チャンネル方式を使用しているが、1977年度更新分は左右の手足を独立した検出器で測定する5チャンネル方式を採用した。

JRR-3, RI棟などのダストサンブラの更新においては、ルーツブローを用いた集中吸引方式を採用した。この方式は吸引装置の台数が少なくなるため、故障件数の減少が期待される。今後、新設建屋、あるいは装置の更新の際にはこの方式を採用していく方針である。

簡易型 γ 線エリアモニタは従来使用していた輸入品のGM計数管を国産品に変更し、回路部分に各種のチェック端子を設けた。このため性能、保守点検作業が改善された。工事遂行方法は、業務の能率化を計るとともに、一貫した責任体制がとれる一括発注方式を採用した。

(4) 新設建屋モニタのシステム設計

1977年度新設されたモニタシステムは、モデル格納容器実験棟モニタ、FNSモニタおよびNSRRの非常用モニタである。システムの設計にあたっては下記項目を基本とし、機器の仕様を決定した。

- i) 検出器等は、既に実績がある機種を使用し、測定方法を統一すること。
- ii) 回路等は可能な範囲で原研型モジュールを使用し、規格の統一を図る。
- iii) 警報設定方法、警報表示および出力については、従来通りとする。
- IV) 吸引装置は従来のポンプ方式からブロー方式に変更する。

新設されたモニタ名および数量は次の通りである。

モデル格納容器実験棟

- | | |
|---------------------|-----|
| i) γ 線エリアモニタ | 3系統 |
| ii) スタックヨウ素モニタ | 1系統 |
| iii) 室内ヨウ素モニタ | 1系統 |
| IV) 移動型ヨウ素モニタ | 1台 |
| V) ハンドフットモニタ | 1台 |

FNS 建家

- | | |
|---------------------|-----|
| i) γ 線エリアモニタ | 5系統 |
| ii) 中性子エリアモニタ | 1系統 |

Ⅲ) スタックダストモニタ	1系統
Ⅳ) スタックガスモニタ	1系統
Ⅴ) 室内トリチウムモニタ	1台
Ⅵ) 移動型トリチウムモニタ	1台
NSRR	
ⅰ) 非常用モニタ	1式

モデル格納容器実験棟は1977年8月に完成した。FNS建家は、1979年4月完成予定である。

(千田)

1 B.8 放射性廃棄物の管理および汚染除去

Waste Management and Decontamination

Of the wastes from Tokai Research Establishment in 1977, solid and liquid wastes decreased by about 28%, 20% respectively against the previous year. Of the wastes sent from the other organizations, solid wastes decreased by about 5%, but, on the contrary, liquid wastes increased by about 20%. These wastes were conventionally treated. Particular mention must be made of the first time solidification of evaporater concentrates which satisfy the provisional conditions for exploratory sea dumping.

Besides renewal and maintenance of the present facilities, constructions of a new system for medium-level wastes treatment and of an improved storage facility were launched.

Routine decontamination of clothes, equipments and installations was carried out normally.

B.8.1. 概要

東海研究所における放射性廃棄物の発生量は、1976年度に比較して液体廃棄物は約28%、固体廃棄物は約17%それぞれ減少した。所外からの搬入は液体廃棄物は約20%増加し、固体廃棄物は約5%減少した。

処理については所定の処理を計画どおり行った。液体廃棄物の処理によって発生する蒸発濃縮液および凝集沈澱スラッジなどは本年は「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」に基づき、試験的海洋処分用固化体として製作した。

保管廃棄量に関しては、ドラム缶収納物はほぼ1976年度なみであったが、大型廃棄物は大巾に減少した。後者の減少はプルトニウム汚染グローブボックスの発生が減少したことおよび発生元の減容についての努力による。

処理施設等の更新整備としては、セメント固化装置にドラム缶反転機構を取り付けるなどの改修を行った。この改修によって、試験的海洋処分用固化体製作が効率的に行われた。さらにイオン交換処理装置の撤去を行うとともに、既存の湿式焼却炉にかわる乾式焼却炉の建設にかかわる官庁手続を経て、工事に着手した。保管廃棄施設はL型9基、M型2基およびP型20孔をそれぞれ増設した。

汚染除去に関しては、機器除去はNSRR燃料破損カプセルの除染が著増した。施設除染、衣料除染についてはほぼ1976年度なみの件数を処理した。さらに汚染除去場施設について、NSRR燃料破損カプセル除染の増加などに対処するため、その増設について対官庁手続等の準備を進めた。

以上、既存施設の更新整備に加えて、新しい処理系統の確充を図るべく施設の建設計画に着手した。本年度は、中高レベルの液体および固体廃棄物を処理する施設については、主要な許認可手続を終了し、55年度後半からの稼働を別途として、建家の建設に着手した。また保管廃棄

施設については既存施設敷地はほぼ増設余地を消化したので、東海研北部敷地に保管体の管理性の向上と用地の節約を計った低・中レベル固体廃棄物保管廃棄施設の建設の計画を進め、年度末に設置許可を取得した。(亀井)

B.8.2 放射性廃棄物の管理

(1) 廃棄物の搬入

(a) 液体廃棄物

1977年度における所内および所外からの液体廃棄物の搬入状況をそれぞれ Table B.8.2-1 および Table B.8.2-2 に示す。

所内の液体廃棄物搬入量は、低レベル液体 570.4 m³、中レベル液体 70.7 m³、およびスラッジなど廃液 16.41 m³であった。また所外の液体廃棄物搬入量は、低レベル液体 296.5 m³ (放医研、海水 192 m³ を含む)、中レベル液体 0.01 m³ であった。

本年度の搬入実績は昨年度に比較して、所内については約 254 m³ 減少し、所外については、約 73 m³ 増加した。

(b) 固体廃棄物

1977年度における所内および所外からの固体廃棄物の搬入状況をそれぞれ Table B.8.2-1 および Table B.8.2-2 に示す。

所内の固体廃棄物搬入量は、低レベル固体 580.6 m³、中レベル固体 7.7 m³、高レベル固体 5.0 m³、およびアルファ廃棄物 7.6 m³ であった。

また、所外の固体廃棄物搬入量は、低レベル固体 604.5 m³、中レベル固体 1.0 m³、高レベル固体 0.07 m³ であった。本年度の搬入実績は昨年度に比較して、所内について約 126 m³、所外について約 4.0 m³ それぞれ減少した。(鈴木)

(2) 廃棄物の処理

(a) 液体廃棄物の処理

1977年度の処理量および各処理装置の稼動日数を Table B.8.2-3 および Table B.8.2-4 に示す。

低レベル蒸発処理装置は、1976年に更新完了したので、4月から本装置によって処理することができた。処理によって発生した濃縮スラッジおよび貯槽内残渣スラッジなどは、セメント固化した。

本年度に作製したセメント固化体は、蒸発濃縮液を固化したもの 98本、凝集沈澱処理スラッジおよび貯槽内残渣スラッジを固化したもの 156本、特殊廃液(酸、塩基性廃液)を固化したもの 100本である。これらは、東海研では初めて、試験的海洋処分用セメント固化体として、「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」に基づき、作製したものである。

このほか、海洋処分用セメント固化体作成時に採取したモルタル供試体を D-50型ドラム缶に固化したもの、および固化装置の洗浄水からの沈澱物を固化したものなど 44本、また、1975年に搬入された日本アイソトープ協会の有機廃液(2.1 m³、搬入直後に 100ℓドラムに固化したものを)を 200ℓドラム に2重セメント固化したもの 36本を作製した。

Table B. 8.2-1 所内廃棄物の搬入量 (東海研究所, 1977年度)

廃棄物区分	固 体						液 体					
	ベーター・ガソリン			アルファ			ベーター・ガソリン			アルファ		
	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル
	不燃物			アルファ			ベーター・ガソリン			アルファ		
可燃物							一般					
	圧縮	フィルタ	非圧縮				無期	有機	スラッジ			
数量(m ³)	245.6	81.8	127.3	7.7	5.0	7.6	570.4	3.67	11.74	70.71		

* 1. イオン交換樹脂および固化済廃液を含む

Table B. 8.2-2 所外廃棄物の搬入量 (東海研究所, 1977年度)

事業所名	廃棄物区分	固 体						液 体					
		ベーター・ガソリン			アルファ			ベーター・ガソリン			アルファ		
		低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル
		不燃物			アルファ			ベーター・ガソリン			アルファ		
	可燃物						一般						
		圧縮	フィルタ	非圧縮			無機	有機	スラッジ				
R I 協会	126.4	275.85	95.63	30.8	1.0		15.22						
原電	35.0	20.0											
東芝				0.03									
放医研	1.2	1.92	4.43	2.15			281.0						
三菱重工他	2.46	3.29	3.9	1.4		0.07	0.23			0.01			
合計	165.06	301.06	103.96	34.38	1.0	0.07	296.45			0.01			

単位 : m³

Table B.8.2-3 所内液体廃棄物の処理

単位：m³（東海研究所，1977年度）

レベル区分	性状区分	稼働日数	処理方法			小計	合計
			低レベル 蒸発処理	中レベル 蒸発処理	セメント 固化処理		
			72	20	10		
ベータ・ガンマ	低レベル	一般無機廃液	696.4	2.0	—	698.4	61.7
	中レベル	一般無機廃液	—	56.4	—	56.4	
		スラッジ*	—	—	5.3	5.3	
合計			696.4	58.4	5.3	—	760.1

*：貯槽内沈殿物

Table B.8.2-4 所外液体廃棄物の処理

単位：m³（東海研究所，1977年度）

レベル区分	事業所名	性状区分	稼働日数	処理方法				小計	合計
				低レベル 蒸発処理	中レベル 蒸発処理	凝集沈殿 処理	セメント 固化処理		
				7	15	23	15		
ベータ・ガンマ	低レベル	放医研	一般無機廃液	60.0	—	—	—	60.0	316.0
				—	—	256.0*	—	256.0	
	中レベル	日本アイソトープ協会	一般無機廃液	—	24.0	—	5.0	29.0	29.0
合計				60.0	24.0	256.0	5.0	—	345.0

*：海水

なお、本年度は、アルファ廃液および高レベル廃液の処理は行わなかった。 (服部洋)

(b) 固体廃棄物の処理

1977年度の処理量および処理装置の稼働日数を Table B.8.2-5 および Table B.8.2-6 に示す。

圧縮処理装置によって、不燃物、フィルタを 712.37 m³ (所内, 所外) 処理し、焼却処理装置によって、可燃物 331.78 m³ (所内, 所外) 処理した。これらの処理に伴い発生した処理済ドラム缶 (200 l) は、圧縮体が 788 本、焼却灰 2.52 m³ をセメントで固形化した固化体が 36 本であった。なお、1977年度内に所内および所外から搬入された低レベル固体廃棄物のうち焼却および圧縮処理対象物については、ほぼ処理することができた。 (川野)

Table B.8.2-5 所内固体廃棄物の処理

(単位 m³) (東海研究所, 1977年度)

レベル区分		性状区分		処理方法	
				稼働日数	焼却処理
				63	50
ベータ・ガンマ	低レベル	可燃物	153.25		
		不燃物		245.33	
		フィルタ		73.59	
		計	153.25	318.92	

Table B.8.2-6 所外固体廃棄物の処理

(単位 m³) (東海研究所, 1977年度)

レベル区分		性状区分		処理方法	
				稼働日数	焼却処理
				70	76
ベータ・ガンマ	低レベル	可燃物	178.53		
		不燃物		288.51	
		フィルタ		104.94	
		計	178.53	393.45	

(3) 特殊廃棄物の受入

(a) JRR-1 解体撤去物

JRR-1 に展示室を設置するため、同施設に保管中の汚染物品および中性子源などの受入検討を行い、特殊金属容器に収納して受入れた。

(b) JRR-3 使用済燃料冷却架台の解体撤去物

JRR-3 の使用済燃料貯蔵プール内の冷却架台、ポンプ、CM操作盤、燃料受台などを廃棄するための受入検討を行った。冷却架台については汚染除去場で汚染除去したのち解体し 200 ℓ ドラムに収納、その他の廃棄物は特殊金属容器に収納して受入れた。

(c) 廃棄物処理場イオン交換装置の解体撤去物

処理場で不要となったイオン交換処理装置の解体撤去に際し撤去物に関して受入検討を行い、特殊金属容器に収納し受入れた。 (鈴木)

(4) 保管廃棄

1977 年度における保管体の保管廃棄施設への収納状況を Table B. 8.2 - 7 に示す。

1977 年度廃棄施設に収納した保管体は、低レベル保管体としてドラム缶 1,985 本、大型汚染機器 93.9 m³、その他中レベル保管体 157 コ、高レベル保管体 148 コをそれぞれの所定の保管廃棄施設に収納した。

1977 年度の保管廃棄実績は昨年度と比較して、ドラム缶はほぼ同数であり、大型汚染機器は約 50 m³ 減少し、中高レベルについては 72 コ増加した。大型汚染機器の減少したことはプルトリウム汚染グローブボックスの減少と施設側に対して可能な限り解体、減容について協力を求めたことによる。

Table B. 8.2 - 7 保管廃棄数量 (東海研究所, 1977 年度)

形状 区分	ドラム缶	大型汚染機器	小型金属容器
低レベル保管体	1985 (本)	*1 93.9 (m ³)	
中レベル保管体			157 (コ)
高レベル保管体			148 (コ)

* 1 プルトリウム汚染グローブ、ボックスを含む。

(鈴木)

B.8.3 汚染除去

(1) 機器除染

1977 年度における機器除染の処理状況を Table B. 8.3 - 1 に示す。

施設別依頼状況は除染件数で見ると原子炉 61.3%、汚染処理課 19.4%、RI 製造 6.4%、その他 12.9%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、除染可能なもの 27 件、除染不可能なもの 40 件であった。

1977 年度の特徴は、NSRR より発生した試験燃料の破損した実験カプセルが、依頼件数で 35.5%、処理数量で 64.5% を占めたことである。 (守)

Table B. 8.3 - 1 機器除染処理状況 (東海研究所: 1977年度)

処理期間	機 器 名	処理件数	処理数量(コ)	除染不能数(コ)
第1四半期	JRR-3主重水ポンプ部品, 配管試験用弁, NSRR実験カプセル部品, 模擬燃料記録計, JRR-3使用済燃料冷却架台, 鉛ブロック, JRR-2使用済燃料冷却架台	10	255	0
第2四半期	NSRR実験カプセル部品, 8m ³ タンクローリ真空掃除器部品, サンプルホルダ部品, JRR-3使用済燃料冷却架台	6	153	0
第3四半期	フロアグレーチング, バット, トング, NSRR実験カプセル部品, アラームメータ, ルーツフロア部品, ヘリウムフロア部品	8	222	0
第4四半期	黒鉛抵抗加熱炉部品, 保管容器, NSRR実験カプセル部品, 廃ガス系バルブ, 廃ガス系バルブフランジ	7	94	0
合 計		31	724	0

(2) 衣料除染

1977年度は9品目について除染(洗濯)を行った。その合計処理数量は, 112,195点であり, 1976年より約2%増加した。四半期ごとの処理状況を Table B. 8.3 - 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, 除染不完全で一時的に保管したものは 0.16%であった。この結果返還率は 99.84%であった。 (内藤)

Table B. 8. 3 - 2 衣料除染処理状況 (東海研究所, 1977年度)

分類	第 1 四半期					第 2 四半期					第 3 四半期					第 4 四半期					年 間				
	処理料	除染	保管	廃棄	処理量	除染	保管	廃棄	処理量	除染	保管	廃棄	処理量	除染	保管	廃棄	処理量	除染	保管	廃棄	処理量	除染	保管	廃棄	
黄色実験衣	1,415	1,413	2	0	1,428	1,427	1	0	1,199	1,198	1	0	1,110	1,109	1	0	5,152	5,147	5	0					
旧特殊作業衣(上)	0	0	0	0	1	1	0	0	10	10	0	0	0	0	0	0	11	11	0	0					
"(下)	0	0	0	0	1	1	0	0	0	0	0	0	2	0	0	2	3	1	0	2					
特殊作業衣	7,582	7,501	81	0	7,343	7,308	35	0	5,672	5,636	36	0	6,694	6,676	17	1	27,291	27,121	169	1					
汚染除去用防護衣(上)	0	0	0	0	3	3	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	3	3	0	0					
"(下)	0	0	0	0	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2	0	0					
特殊作業衣帽子	5,185	5,185	0	0	5,350	5,350	0	0	5,010	5,010	0	0	4,628	4,628	0	0	20,173	20,173	0	0					
靴カバー(長靴型)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0					
作業用手袋	374	374	0	0	239	239	0	0	396	396	0	0	325	325	0	0	1,334	1,334	0	0					
汚染除去用靴下	15,480	15,480	0	0	16,314	16,314	0	0	12,552	12,552	0	0	13,880	13,880	0	0	58,226	58,226	0	0					
合計	30,036	29,953	83	0	30,681	30,645	36	0	24,839	24,802	37	0	26,639	26,618	18	3	112,195	112,018	174	3					

(3) 施設除染

1977年度に実施した施設の除染状況を Table B. 8. 3 - 3 に示す。

施設別依頼件数で見るとホットラボ 66.7%，原子炉 11.1%，その他 22.2%となっている。

1977年度の特徴は、JRR - 3 使用済燃料冷却架台の除染で、高線量 (2 R/h)，高汚染密度 ($>10^6$ dpm/100 cm²) であったが、目的値まで除染できた。また、廃棄物処理場固体廃棄物格納庫は撤去し、開発室倉庫は居室にするための除染を行った。(守)

Table B. 8. 3 - 3 施設除染処理状況 (東海研究所：1977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	廃棄物処理場廃液中継タンク	1	430	82	14
	ホットラボセル及びケープ	5			
	JRR - 3 使用済燃料冷却架台	1			
第2四半期	JRR - 2 SF プール及びホットケープ	2	895	204	30
	ホットラボセル及びケープ	8			
	JRR - 3 使用済燃料冷却架台	1			
	RI 製造棟セル	2			
	廃棄物処理場固体廃棄物格納庫	1			
	開発試験室燃料庫	1			
第3四半期	廃棄物処理場固体廃棄物倉庫	1	800	114	16
	ホットラボセル及びケープ	7			
第4四半期	廃棄物処理場廃液ピット	2	350	80	9
	ホットラボセル及びケープ	4			
合計		36	2475	480	69

B. 8. 4 処理施設等の更新整備

(1) 液体廃棄物処理施設

(a) 固化装置の改造

1976年度に引続いて固化装置の改造を行った。おもな改造点は、陶瓶破碎圧縮機，ドラム缶反転機および排気設備の増設である。本工事は4月に完了し，5月に原子力安全局の使用前検査を受けた。6月から，主として，海洋処分用セメント固化体の作製のために運転開始した。

(小松)

(b) イオン交換処理装置の解体撤去

本装置は，東海研究所の最初の処理装置として，1958年に設置され，1970年頃まで塩濃度の低い廃液の処理のために運転された。しかし，塩濃度の低い廃液が次第に少なくなり，蒸発処理装置が主な処理装置として使用されるようになったため，イオン交換処理装置は稼働の

必要がなくなった。したがって、3月に解体撤去し、撤去物のうち、汚染のあるもの(汚染核種 ^{137}Cs 、 ^{60}Co)は、低レベル保管廃棄施設に収容した。(小松)

(2) 固体廃棄物処理施設

焼却処理装置の更新

焼却処理装置は建家も含め原子炉設置変更許可申請を行い6月に許可を得た。一方装置、建家の詳細設計をほぼ11月に完了し、設計および工事の方法の認可申請ヒアリングを経て、12月に申請、1978年1月に認可を得た。またこれらと並行して核燃料物質の使用の許可およびこれにかかわる設計および工事の方法の書類提出を完了し、これをうけて建家については2月に着工した。なお内装を含む全装置は1978年度中の完成を目標に工事を進める。(平山)

(3) 保管廃棄施設

保管廃棄施設の増設については、1976年度分の保管廃棄施設が1977年8月に完成し、8月および9月に原子力安全局の使用前および施設検査を受け、9月および10月に合格証の交付を受けた。

この保管廃棄施設の建設基数は、L型保管廃棄施設9基、M型保管廃棄施設2基、およびP型保管廃棄施設20孔である。

なお、本増設工事で保管廃棄施設の予定用地をほぼ消化した。また、今までに建設したおもな施設は、次のとおりである。

① L型保管廃棄施設(低レベル用)	53基
② M型保管廃棄施設(中レベル用)	33基
③ H型保管廃棄施設(高レベル用)	
廃棄孔500 mm ϕ	506孔
廃棄孔200 mm ϕ および300 mm ϕ	98孔

(長岡)

B.8.5 処理施設等の建設

(1) 中・高レベル施設の建設

廃棄物処理場の処理能力を增強するために、次の設備を新設する。

中高レベル廃液蒸発処理設備；本設備は中レベル廃液($1 \times 10^{-3} \sim 1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)および中高レベル廃液($1 \sim 10 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)を蒸発法により濃縮処理するもので、処理能力は約 $0.7 \text{ m}^3/\text{h}$ である。

アスファルト固化装置；本設備は、濃縮廃液、スラッジなどをアスファルト固化体にするもので、処理能力は約 $0.1 \text{ m}^3/\text{d}$ である。

中高レベル固体廃棄物処理施設；本設備は、おもに直径30 cm、高さ40 cmの円筒容器に収納できる程度の大きさの中高レベル固体廃棄物(表面線量率： $200 \text{ mR}/\text{h} \sim 4,000 \text{ R}/\text{h}$)を、圧縮処理などを行ったのち、容器に封入し保管可能な状態に処理するものである。処理能力は、約 $0.2 \text{ m}^3/\text{d}$ である。

これらの設備は、液体処理場の東側、SF道路に面して建設する地下1階、地上2階の鉄筋コンクリート造の第2廃棄物処理棟内に設置する。

第2廃棄物処理棟の一階平面図を、Fig.B. 8.5 - 1に示す。

本施設については、1976年度末に原子炉設置変更許可申請を行っており、1977年6月にその許可が得られた。その後、建家の詳細設計をすすめながら、核燃料物質使用変更許可申請および原子炉施設工認申請のため、遮蔽計算、障害解析、安全解析、構造強度計算を含む申請書類の作成を行った。

1978年2月に核燃料物質使用変更許可申請を、同年3月には原子炉施設工認申請を行った。

これらの許可が得られしただちに、第2廃棄物処理棟の建設に着手することとし、諸準備を進めている。
(小金沢)

(2) 低・中レベル固体廃棄物保管廃棄施設の建設

従来から保管廃棄施設は、保管体の発生状況に応じて、廃棄物処理場の東側海岸寄りに位置する現在の保管廃棄施設用地に逐事建設してきたが、1976年度の増設により、新規増設の余地をほぼ消化したので、従来の低および中レベル保管廃棄施設に代る低・中レベル固体廃棄物保管廃棄施設を、東海研北部敷地に建設することとし計画を進め、原子力安全局の設置許可変更手続を1978年1月に行い、3月に設置許可を受けた。工事は、1978年上期から着手し、一年後に完成の予定である。

本施設は、用地の節約を計った地下1階、地上3階の鉄筋コンクリート造りで、延床面積は約4000 m²であり、保管能力は200 lドラム缶換算で約18,000本である。なお、本施設では、保管体の収容方式を改善し管理性の向上を図っている。
(長岡)

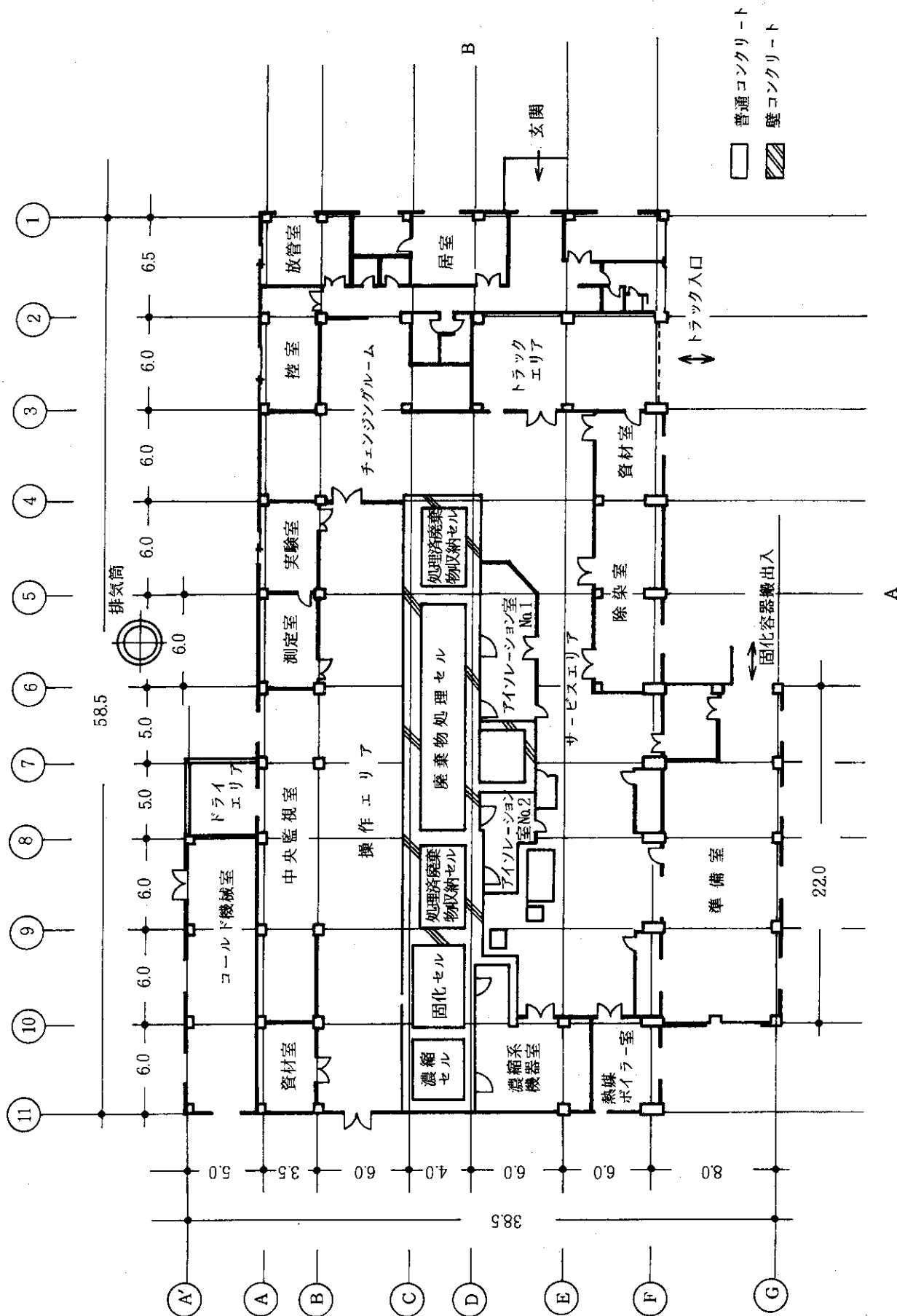


Fig.B. 8.5-1 第2 廃棄物処理棟 1 階平面図 (単位 : m)

1 C 高崎研究所

Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment

1 C.1 安全衛生管理

Health and Safety

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

Safety meetings were held by Health and Safety Committee and by respective sections. Inspection and audit for the facilities were performed, and health and safety training for the personnel was carried out.

Health examination was made regularly, and patrols for hygiene and health were done quite frequently.

No accidents occurred.

C.1.1 概要

1977年度安全衛生基本方針に基づき実施計画を策定し、全所的にその遂行を図った。

すなわち、安全衛生委員会、部課室安全衛生会議、および安全衛生管理担当者連絡会議などの定期開催を励行し、安全衛生管理の徹底を図った。

新設の設備、機器等の安全審査を行い、安全性向上の推進につとめた。また、職員等の安全教育訓練を実施するとともに法定就業資格取得を図った。

排水、排気の日常および定期的測定、検査を行ったが、異常は認められなかった。

実験廃液等は法定資格を有する業者に委託して処分を行った。

防護活動訓練としては3号加速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各班別訓練を行った。

衛生管理としては定期健康診断および特殊健康診断を遺漏なく実施するとともに食堂等衛生パトロールならびに産業医による作業環境パトロールを実施した。

以上の結果1977年度も特記すべき事故、災害の発生はなかった。

(大内)

C.1.2 安全管理

(1) 管理体制の整理

1977年度における安全管理体制および組織は、前年度と比較して大きな変更はなく、4月に安全衛生委員会委員、放射線安全審査専門部会委員、防護活動本部員および隊員等の指名変更を行った。

年末年始の休日中には、安全確保のため管理職者の自宅待機制を実施した。

照射業務管理暫定要領の見直しを行い、4月に照射業務要領を制定施行した(照射施設課)ほか高温高湿照射実験装置に伴い、同装置の運転要領を制定した。(技術開発課)

大阪研究所では安全対策および安全体制について見直しを行うため「大阪研安全問題検討グループ」を設置した。

(森)

(2) 委員会の活動

1977年度は安全衛生委員会を12回開催し、安全衛生管理実施計画をはじめ、実験計画等の安全性について審議した。

薬品の管理および ^{85}Kr 濃縮試験にかかわる安全審査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. 1.2-1およびTable. C. 1.2-2に示す。

(森)

Table C 1.2-1 安全衛生委員会開催状況 (高崎研究所, 1977年度)

開催年月日	審 議 事 項
1977. 4. 12 (第1回)	1. 昭和51年度安全衛生管理実施状況について 2. 昭和52年度高崎研究所安全衛生管理実施計画について 3. 放射線安全審査専門部会委員の指名について 4. 報告 (1) 月例報告事項 (2) 安全衛生関係の指名について (3) 指名書伝達
1977. 5. 10 (第2回)	1. 昭和52年度安全衛生行事計画について 2. 報告 (1) 月例報告事項 (2) 原研安全会議について
1977. 6. 14 (第3回)	1. 報告 (1) 月例報告事項 (2) 昭和52年度労働安全週間行事計画について (3) 空調委託業者の労働災害について
1977. 7. 12 (第4回)	1. 報告 (1) 安全衛生委員会にかかわる変更について (2) 月例報告事項 (3) その他
1977. 8. 9 (第5回)	1. 報告 (1) 防護活動総合訓練について (2) 月例報告事項 (3) その他
1977. 9. 13 (第6回)	1. 昭和52年度労働衛生行事計画について 2. 報告 (1) 月例報告事項 (2) 不用薬品等の処理状況および薬品管理の在り方
1977. 10. 11 (第7回)	1. 報告 (1) 月例報告事項 (2) 水銀等有害物質の安全取扱いについて (3) フィルムバッジの異常被曝について (4) 安全改善について
1977. 11. 8 (第8回)	1. 報告 (1) 安全衛生委員等の指名変更について (2) 月例報告事項 (3) その他
1977. 12. 1 (第9回)	1. ^{85}Kr 濃縮試験にかかわる安全審査について 2. その他

開催年月日	審議事項
1978. 1. 11 (第10回)	1. ^{85}Kr 濃縮試験にかかわる安全審査について 2. 報告 (1) 月例報告事項 (2) その他
1978. 2. 14 (第11回)	1. 退勤時の火元点検と灰皿の処置について 2. 報告 (1) 月例報告事項 (2) その他
1978. 3. 14 (第11回)	1. 昭和53年度安全衛生管理実施計画案について 2. 報告 (1) 月例報告事項 (2) 昭和52年度安全衛生管理計画の実施状況について (3) 昭和53年度安全衛生基本方針案について

Table C 1.2-2 安全衛生委員会関係専門部会開催状況

(高崎研究所, 1977年度)

開催年月日	部会名	審議事項
1977. 8. 11	薬品管理専門部会	薬品の保管量, 保管場所, および保管方法などの改善について
1977. 12/7, 12/15 12/21 1978. 1/9 (4回開催)	放射線安全審査専門部会	^{85}Kr 濃縮試験装置の安全審査について

(3) 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、技能を習得するため、1976年度同様計画的に教育訓練を実施するよう指導を行った。また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。

1976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. 1.2-3に示す。(森)

Table C 1.2-3 安全衛生教育訓練実施状況 (高崎研究所, 1977年度)

種 別	実 施 月 日	件 名	参加人員
就業資格取得訓練	1977. 4. 27	危険物取扱者受験準備講習	3
	" 4. 11~15	第1種作業環境測定士講習	2
	" 5. 18~19	特定化学物質等作業主任者技能講習	1
	" 9. 24~25	特殊化学設備の取扱整備および修理にかかわる特別教育	1
	" 9. 22	消防設備士受験準備講習会	4
	" 10. 12~14	昭和52年度衛生管理者試験準備講習会	1
	" 10. 27~28	防火管理者資格取得講習	2
	" 11. 24~25	特定化学物質等作業主任者技能講習	3
	" 12. 6~8	ボイラー実技講習会	2
	1978. 1. 18~20	二級ボイラー技士受験準備講習会	2
	1977. 5. 26~27	作業環境測定士講習(大阪研)	1
	1977. 8. 26	安全衛生管理者講習(")	3
	1978. 3. 14~15		
放射線等安全教育訓練	1977. 4. 1~15	プラスチック表面コーティング	1
	" 4. 12~22	新入職員オリエンテーション	6
	" 5. 4	放射線作業従事者訓練	1
	" 6. 13	学生研究生オリエンテーション	2
	" 7/9 8/2.16	外来研究員等オリエンテーション	9
	" 7. 30~31	救急蘇生法と看護	1
	" 7. 28~29	ボイラー実務研修会	1
	" 11. 9~10	全国安全衛生大会	1
	" 12. 12	学生研究生オリエンテーション	1
	" " "	放射線安全管理講習会	1
	" 5/30, 6/30	学生実習生等オリエンテーション(大阪研)	5
その他 (安全講演会等)	" 4. 27.	水質汚濁と流域下水道計画	4
	" 5. 16	産業廃棄物処理に関する法律の一部改正について	3
	" 9. 20	優良事業場等の見学	3
	" 10. 7	県外研修会	3
	" " "	救急法講習	15
	1978. 2. 9~10	危険物取扱者保安講習会	3
	" 2. 21	第4回安全管理技術講演会	3
	1977. 7. 8	「放射線管理について」(開催)(大阪研)	
	" 7. 14	「放射線障害について」(")(")	
	" 10. 13	「作業環境について」(")(")	

C.1.3 災害対策

(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及び設備、改修工事など、Table C.1.3-1 に示す34件の安全審査を行った。(森)

Table C.1.3-1 安全審査実施状況 (高崎研究所, 1977年度)

No	件名	依頼課室
1	照射業務管理要領	照射施設課
2	高温高湿照射劣化実験装置	技術開発課
3	水平式注形重合用照射装置	第三開発室
4	流動式接触反応装置の取扱マニュアル	大阪研究所
5	プラスチックシート蓄積電荷測定容器	第四開発室
6	高分子材料の放射線損傷の研究	技術開発課
7	放射線誘起電気伝導度測定装置	照射施設課
8	He-2加熱器	技術開発課
9	コバルト1棟プール線源貯蔵庫フタの改造	照射施設課
10	改質水性塗料製造試験装置	第四開発室
11	2号加速器オゾン処理装置	照射施設課
12	エチレン重合開発試験装置撤去工事	第二開発室
13	ポリエチレン膜の連続照射	"
14	r線照射による放射線誘起電気伝導度測定	照射施設課
15	No.1浄水設備整備	工務課
16	52大阪研排水モニタ設置工事	設備課
17	コバルト1棟プール線源貯蔵庫改造	照射施設課
18	高温高湿照射劣化実験装置運転要領	技術開発課
19	^{85}Kr 濃縮試験	研究部
20	構内外周道路舗装工事	建設部
21	構内外周道路外灯設備	"
22	高線量率照射装置(高線量率加速器による排ガス処理実験)	研究部
23	クレーン走行レール補強工事	工務課
24	鋼製階段取付工事	"
25	第5, 第7ケーブル照明安増化工事	"
26	寮バーナ更新工事	"
27	業務用住宅配線地中化工事	"
28	作業室設置工事	"
29	クリプトン室警報装置新設工事	"
30	煙感知器取替工事	"
31	構内外灯ケーブル等取替	"
32	^{85}Kr 排気設備改造工事	"
33	ダクト取替工事	"
34	52大阪研排水モニタ設置工事(設計変更)	設備課

(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、各部課室安全衛生管理実施計画に基づき施設、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実施した。また全国安全週間の準備月間中行事の一環として6月に安全総点検を実施した。

このほか、ボイラー、クレーンの性能検査を受けたが、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。各課室で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箇所の是正に努めた。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。

大阪研究所では、安全パトロール担当2名を選任し毎月末安全パトロールを実施した。また12月には所長安全パトロールを実施した。

(4) 危険物の管理

有機溶剤等の危険物の管理については1976年度同様、危険物一時置場を活用して実験室への持ち込み量および保管量を極力制限するよう各課室を指導した。また薬品の管理について専門部会で検討を行った。

危険物管理状況については年末所長パトロールの重点事項として査察を行った。(森)

(5) 防護活動訓練

1977年度における防護活動訓練状況は、Table C. 1.3-2 に示すとおりである。総合訓練は3号加速器棟第4開発室実験室で、マントルヒーターで加熱していた溶媒に引火し付近に広がり、火災がさらに実験室から森林区域へ広がるという想定で実施した。(森)

Table C.1.3-2 防護活動訓練状況 (高崎研究所, 1977年度)

実施月日	訓練項目	訓練内容
1977, 5/16, 5/26, 5/27, 5/31	防護班別訓練	活動要領の検討, 器材の点検
6/7	"	"
1977, 5, 25	防護活動本部員訓練	活動要領の検討
1977, 6, 16	課室長防護活動訓練	"
1977, 6, 28	夜間招集訓練	通報連絡体制の検討
1977, 10, 30	消火器具取扱訓練	ホース取扱訓練
1978, 2, 11, 18	消防班訓練	火災想定訓練
1977, 11/14, 12/27	"	森林, 野火火災, 室内初期火災消火活動
1978, 1/10, 1/25	"	"

(6) 防護器材等の整備

防護器材の点検整備を1977年10月と1978年3月に行い、性能の維持に努めた。
消防用器材、消火器等も定期的に点検を実施した(庶務課)

(森)

C. 1.4 災害事故発生状況

1976年度は不休災害、休業災害ともに発生はなかった。

(森)

C. 1.5 衛生管理

(1) 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—1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、あらたな異常者は発見されなかった。また、成人病予防対策として、40才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。さらに、胃ガン集団検診は希望者を対象に行い、要精密検査者が14名発見されたが、ほとんど胃炎であり、あらたな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、健康相談などを実施した。医務室における応急手当は、総計764件であり、大部分は感冒であった。

大阪研究所においては、6月および11月に、定期健康診断を実施した。

(青木)

(2) 特殊健康診断等

(a) 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、特定化学物質等障害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、特定化学物質等取扱者に対して、年2回の血液、尿、眼科、歯科、皮フ(放射線作業従事者のみ年4回実施)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)、グルタミン酸オキサロ酢酸トランスアミラーゼ(GOT)、乳酸脱水酵素(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マイクロセルカウンタにより行った。ヘマトクリットは、マイ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、エームスのマルチステックスを用い、ビリルビン、潜血反応、ケトン体、ブドウ糖、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. 1.5-1は、1977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97名、研究系職員179名、女子27名、計303名で、有機溶剤、特定化学物質等の使用による特異な差異は認められなかった。

大阪研究所における血液検査は、放射線作業従事者は3月に1回、非従事者は年1回実施した。 (青木)

(b) 産業医パトロール

群馬大学医学部衛生学教室の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。本年度は特に問題点はなかった。 (青木)

(c) その他

食堂衛生パトロールは、年4回実施し、うち1回は高崎保健所食品衛生監視員により行われた。結果は良好であった。 (青木)

Table C. 1.5-1 血液肝機能検査等平均値表 (高崎研究所, 1977年度)

課室名	項目	(g/dl) H b	(mg/dl) CHO	TTT	ZTT	(g/dl) ALB	(g/dl) T P	(mg/dl) GLU	(mg/dl) C a	(mg/dl) BIL	(mg/dl) U N	LAP	ALP	GOT	GPT	LDH	Amy
事務系	庶務課	41	15.1	157	2.7	7.0	3.7	7.0	10.1	0.9	13.5	139	4.1	23	16	348	278
	経理課	20	15.0	135	1.7	5.7	3.7	6.6	9.9	0.8	12.6	158	3.6	24	13	346	289
	工務課	20	14.7	154	3.6	6.9	3.5	6.6	10.1	0.9	12.5	141	4.1	26	15	338	248
	安全管理課	5	14.4	165	2.4	6.7	3.4	6.5	10.3	0.8	11.2	145	5.0	28	17	373	253
研究系	研究業務課	8	14.6	202	3.4	6.6	3.5	6.4	10.5	1.0	14.1	196	3.9	24	18	326	229
	人事部	3	16.3	143	3.4	8.4	3.5	7.4	11.2	0.3	13.6	169	5.1	12	7	295	291
	平均値	97	15.1	159	3.2	6.9	3.5	6.8	10.6	0.8	12.9	158	4.3	23	14	338	265
	第2開発室	33	14.6	180	2.1	5.8	3.7	6.5	9.6	0.7	11.5	141	4.8	24	15	393	238
研究系	第3開発室	22	14.7	169	1.7	6.8	3.7	6.6	10.2	0.8	14.1	154	4.0	22	16	397	244
	第4開発室	24	14.3	170	1.6	5.8	3.7	6.2	10.4	0.6	14.3	148	4.4	23	15	378	236
	照射施設課	34	14.8	166	1.6	6.8	3.8	6.6	10.4	0.6	13.7	150	4.8	24	16	386	286
	技術開発課	20	14.4	175	3.7	8.3	3.7	6.6	10.4	0.7	13.7	171	4.8	20	14	386	268
研究系	研究部	36	15.2	173	2.2	7.2	3.8	6.7	10.5	0.8	13.4	161	4.5	24	17	356	299
	食品照射室	10	15.2	175	1.3	4.5	3.6	6.6	10.2	0.8	13.1	147	4.7	28	17	347	293
	平均値	179	14.7	158	2.0	6.4	3.7	6.6	10.3	0.8	13.2	153	4.6	24	16	373	266
	女子	27	12.5	149	2.8	6.9	3.6	6.0	10.9	0.9	14.9	130	4.1	22	14	377	331

(延べ人数 303名)

C.1.6 環境保全

(1) 実験廃液等の処理

実験等により発生した廃液は各課室が安全に保管して置き、有害物および不燃物ならびに可燃物に分けて3月に産業廃棄物処理業者に処分を依頼した。 (森)

(2) 排水およびばい煙の監視

1976年度に引続きpH等14項目について連続監視を実施した。また連続監視と平行して、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、特に汚染源となるものは常時監視における結果同様検出されなかった。

ばい煙の監視は、常時監視のほか民間測定機関に依頼し硫黄酸化物等について測定分析を2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。

大阪研究所でも廃水分析を毎月、ボイラ排ガス測定を1月に実施したが、いずれも排出基準以下であった。 (森)

1 C.2 放射線管理

Radiation Monitoring

Individual and environmental radiation monitoring were carried out in the irradiation facilities as in the previous years. No special exposures were observed.

C.2.1 概要

1977年度は、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。

3 MeV 5 mA, CW型電子加速器を廃止して、あらたに3 MeV 25 mA, CW型電子加速器が設置されたが、人の立ち入る場所の漏洩放射線量率測定結果は、ほとんどバックグラウンドレベルで問題はなかった。

^{85}Kr の屋外排気については、年間をとお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われ問題はなかった。

以上のほか、測定器の保守管理、放射線安全訓練、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。

大阪研究所においても、放射線管理上とくに問題となる事項はなかった。 (大内)

C.2.2 個人被曝線量の管理

1977年度のフィルム・バッジ (FB) による外部被曝線量の測定は定期に4回行ったが、勧告値を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限界線量を超えた者は1名で、全身被曝線量は90 mrem/年であった。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、そのつど熱ルミネッセンス線量計 (TLD) を着用させたが検出限界線量を超えて被曝した者はなかった。 (綿貫)

C.2.3 施設の放射線管理

放射線管理区域としては、コックロフトワルトン (C.W) 3 MeV 5 mA 電子加速器の廃止により、1977年5月16日に当該管理区域を解除した。1978年2月1日からあらたに設置したC.W型3 MeV 25 mA 電子加速器施設を管理区域に指定した。新管理区域の漏洩放射線量率はバックグラウンドレベルで問題はなかった。照射用 ^{60}Co 線源については、減衰補充用として購入した123,000 Ci が搬入された。5月には動燃事業団大洗工学センターに貸与中であった ^{60}Co 線源 6,360 Ci が返却された。 ^{85}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線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

放射線管理施設のうち人の立ち入る場所について毎月1回 (加速器については、3カ月に1回、X線発生装置等は6カ月に1回以上) 放射線量率の測定を行った。

その結果は ^{85}Kr 取り扱い施設で最高 2mR/h 、他の施設では最高 0.3mR/h でほとんどはバックグラウンド・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 ^{85}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 ^{85}Kr ガスのパーティなどのため若干が屋外に排出されている。Table C. 23-1 に 1977 年度に排出された ^{85}Kr ガスの月別排出量を示すが、いずれも $(3 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \times 1/10)$ 以下であり問題はなかった。

Table C. 23-1 ^{85}Kr ガスの排気口における排気中の放射能濃度

(高崎研究所, 1977 年度)

排 出 年 月	1日(8時間)平均最大濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	排 出 総 量 (mCi)
1977. 4	—	0
5	—	0
6	—	0
7	—	0
8	—	0
9	—	0
10	—	0
11	2.7×10^{-7}	188
12	2.6×10^{-7}	243
1978. 1	2.7×10^{-7}	233
2	2.5×10^{-7}	223
3	2.6×10^{-7}	201
計		1,088

(3) 所内監査および官庁申請等

6月に放射線取扱主任者(大島開発試験場次長)による放射線管理の現場状況と法令規則に定められた事項の記録帳票について監査が行われた。結果は、おおむね良好とされたが、より一層の安全を期するために若干の改善事項が指摘された。

放射線障害防止法の許可使用に係る変更許可申請は、RI 工学試験棟セシウム室インターロック変更、 ^{85}Kr 濃縮試験の2件について行ったが、いずれも申請のとおり許可された。(綿貫)

C. 2.4 放射線計測器の管理

熱ルミネッセン線量計(TLD)については、 ^{226}Ra 標準線源による素子照射によるリーダー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、精度の維持につとめた。年度末には、TLD測定装置(KYOKKO-TLD-READER 1200)を購入し更新整備を行った。

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。

(綿貫)

1 D 大洗研究所

Oarai Research Establishment

1 D.1 安全衛生管理

Health and Safety

The following were performed in the year : (1) revision of safety regulations of reactor facilities in Oarai Research Establishment, (2) radiation safety training of radiation workers including subcontractors, (3) laboratory-wide exercises for assumed accidents in transportation of radioactive wastes, (4) meeting of Health and Safety Committee, and (5) medical examinations and health consultations.

Water leakage from a primary cooling pipe of JMTR was a remarkable incident in the year, but there were no major personnel exposures and contaminations caused by it.

D. 1.1 概要

前年度に引き続いて原子炉施設保安規定の全面改正の作業を進め、改正保安規定は1978年3月31日に施行された。

放射線安全関係の教育訓練としては、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。また、防災訓練としては、構内幹線道路における放射性廃棄物運搬車両の事故による人身事故、路上汚染および山林火災を想定し、全所的な総合防災訓練を実施したほか、防護活動本部員訓練などを実施した。

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も討議を行った。

衛生管理としては、法令に基づく一般健康診断および特殊健康診断を実施したほか、日常の健康相談および成人病検診なども実施した。

事故、異常としては、JMTRの1次冷却水の漏洩などがあったが、問題となるような被曝および身体汚染はなく、施設外への漏洩もなかった。(押野)

D. 1.2 安全管理

(1) 規定などの整備

原子炉施設保安規定の全面改訂にともなう放射線管理編の条文作成を進め、1978年1月27日に認可され、同年3月31日に施行された。

この規定の施行にともなって各種の規則、要領を定めた。また、核燃料物質使用施設等保安規定の見直し作業を行った。

(2) 安全衛生委員会の活動

委員会は9回開催し、主に大洗地区安全衛生管理実施計画および特殊健康診断項目のうち眼の

検査方法の変更について審議するとともに、安全衛生パトロールおよび総合防災訓練の実施計画の報告などのほか、JMTRでの一次冷却水の漏洩などの異常についても報告し、討議した。

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, 1977年度)

開催月日	議題
1977. 4.21 (第1回)	(1) 正門退避道路の新設及び通行方法について (2) 燃料研究棟でのプルトニウムテストランの実施について (3) 委員会の運営について
1977. 6. 1 (第2回)	(1) 大洗地区安全衛生管理実施計画について (2) 光化学スモッグ緊急時における協力体制について (3) 正門前交通信号について (4) 構内食堂における喫煙について
1977. 6.29 (第3回)	(1) JMTR一次冷却水の漏洩について(第1報) (2) 正門前国道に案内標識の新設について (3) 全国安全週間の所内行事について
1977. 8.18 (第4回)	(1) JMTR一次冷却水の漏洩について(第2報)
1977. 11.22 (第5回)	(1) 特殊健康診断における眼の検査方法の変更について (2) 労働基準監督官による立入調査の結果について (3) 総合防災訓練の結果について (4) 部課室安全衛生会議の開催状況について
1977. 12.15 (第6回)	(1) JMTRの運転停止について (2) 年末安全衛生パトロールの実施について
1978. 2.22 (第7回)	(1) 保安規定および下部規則の進捗状況について (2) P.P対策の概要について (3) 正門前国道の道路工事について
1978. 3.14 (第8回)	(1) JMTRでの漏水について
1978. 3.30 (第9回)	(1) 1977年度大洗地区安全衛生管理実施状況について (2) 1978年度安全衛生管理の基本方針について

(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。

また、大洗地区安全衛生管理実施計画の重点項目の1つである各種設備機器の経年劣化対策の推進として、法令等に基づく点検の対象となっていない設備機器等について実態調査を行うと

もに、パトロールにおいてもこれらの点検を行った。

このほか、各部長および課室長による安全衛生パトロールが延べ49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, 1977年度)

実施年月日	実施者	内 容
1977. 7. 7	総括安全衛生管理者	〔J M T R, 燃研棟, 浄水場, 変電所, 仮設事務棟地区〕 (1) 法令, 規定, 規則等に基づく定期点検等の対象設備機器以外の設備機器の安全管理の状況 (2) 整理整頓
	安全衛生管理主任 (代行安全衛生管理者)	〔処理場, 安管棟, RI 棟, 事務棟, 独身寮地区〕 (1) 同 上 (2) 同 上
1977. 12.21	総括安全衛生管理者	〔処理場, 安管棟, RI 棟, 事務棟, 独身寮地区〕 (1) 法令, 規定, 規則等に基づく定期点検等の対象設備機器以外の設備機器の安全管理の状況 (2) 年末年始における機器の凍結及び火災の防止対策の状況 (3) 整理整頓, 不安全行為, 不安全箇所等の摘出
	安全衛生管理主任	〔J M T R, 燃研棟, 浄水場, 変電所, 仮設事務棟地区〕 (1) 同 上 (2) 同 上 (3) 同 上

(4) 安全教育訓練

1977年度は、放射線安全訓練3コースと一般安全訓練27コースを実施した。

Table D. 1.2-3に1977年度安全教育訓練実施状況を示す。

Table D. 1.2-3 安全教育訓練実施状況 (大洗研究所, 1977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	1977. 12. 8~9	2	13
		1978. 3.15~16	-	8
	放射線作業従事者訓練	1977. 6.20~24	5	14
	管理区域内短期外来作業者訓練	1977. 4.4~1978. 3.31(36回)	-	172
一 所 内	新入職員等安全訓練	1977. 4.26	5	-
	クレーン実技講習	1977. 8.29~9.1	6	-
	救急法訓練	1978. 2. 7~10	12	5
	安全管理技術講演会	1978. 2.21	9	-
般 所 安 全 外	作業環境測定士指定講演会(放射性物質)	1977. 4.10~15	3	-
		1977. 11.14~18	2	-
	ボイラ実技講習	1977. 4.13~16	2	-
	アーク溶接業務に係る特別教育	1977. 4.23~24	1	-
	ボイラ技士免許試験受験準備講習	1977. 5.10~11	2	-
	衛生管理者免許試験受験準備講習	1977. 5.16~19	1	-
	現状における放射線管理測定技能講習	1977. 5.26~27	2	-
	作業環境測定士指定講習(有機)	1977. 5.30~6.3	1	-
	クレーン運転士免許試験受験準備講習	1977. 6. 2~ 3	2	-
	電気取扱業務(低電圧)特別教育	1977. 6.11~12	4	-
	高圧ガス製造保安責任者第2講習	1977. 6.20~22(乙種化学)	1	-
	ボイラの小管理技術講習	1977. 6.27~29	2	-
	県産業安全衛生大会	1977. 7. 8	1	-
	普通第1種圧力容器取扱作業主任者技能講習	1977. 7.21~22	2	-
	ガス溶接技能講習	1977. 9. 1~ 4	3	-
	ボイラ整備士受験準備講習	1977. 9. 6~ 7	2	-
	産業ナース連絡協議会研修会	1977. 9.20	1	-
	作業環境測定士指定講習(特化物)	1977. 11. 4~ 5	1	-
	全国産業安全大会	1977. 11. 8~ 9	2	-
	特定化学物質等作業主任者技能講習	1977. 11. 9~10	3	-
フォークリフト技能講習	1978. 1.18, 21	4	-	
公害防止技術講習会	1978. 3. 2	3	-	
労働医学研究集会	1978. 3. 4	1	-	
酸素欠乏危険作業主任者技能講習	1978. 3.8, 9, 16	1	-	
玉掛技能講習	1978. 3.23~25	5	-	

(5) 全国安全週間および全国衛生週間行事

(a) 全国安全週間行事として、次のことを実施した。

- (i) 全国安全週間の看板および安全標語の看板の掲示
- (ii) 安全旗の掲揚、各種ポスターの掲示
- (iii) 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者および安全衛生委員会委員等の腕章又は胸章の着用による安全意識の高揚
- (iv) 高圧ガスの安全取扱い講演会
- (v) 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

(b) 全国衛生週間行事として、次のことを実施した。

- (i) 全国衛生週間の看板掲示
- (ii) 衛生旗の掲揚、各種ポスターの掲示
- (iii) 衛生関係の V T R の紹介

(6) そ の 他

(a) 労働基準監督官による立入調査

1977年度11月11日に、茨城労働基準局および水戸労働基準監督署の労働基準監督官による立入調査が行われたが、特に問題となるような指摘事項はなかった。

主な調査項目は次のとおりである。

- (i) 安全衛生管理の状況
- (ii) 安全衛生教育訓練の実施状況
- (iii) 健康診断の実施状況
- (iv) 労働条件
- (v) 下請業者における(i)~(iv)の状況
- (vi) 現場査察

(b) 監督官庁への許可申請

1977年度における監督官庁への許認可申請および届出等の件数は、合計26件であり、その内訳は、次のとおりである。

放射線障害防止法関係：8件、ボイラー及び圧力容器安全規則関係：13件、高圧ガス取締法関係：1件、クレーン等安全規則関係：1件、大気汚染防止法関係：1件、廃棄物の処理及び清掃に関する法律関係：2件。

(c) 安全衛生ニュースの発行

1977年度における安全衛生ニュースの発行回数は、8回であった。(谷津)

D. 1.3 災害対策

(1) 防災活動訓練

Table D. 1.3-1 に1977年度に実施した防災活動訓練等の実施状況を示す。

総合防災訓練は、構内幹線道路上において放射性廃棄物運搬車と他の車両とが衝突し、それにもなう人身事故、山林火災の発生という事態を想定し、全職員参加のもとに実施した。

Table D. 1.3-1 防災活動訓練実施状況 (大洗研究所, 1977年度)

年 月 日	訓 訓 名	訓 練 内 容	参加者数	備 考
1977. 9. 13	防護活動本部 員全体訓練	① 昭和52年度総合防災訓練内容の概要 について 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	28	
1977. 9. 29	防護活動本部 総括班員訓練	① 総合防災訓練内容の概要について ② 班業務分担について ③ 機器の取扱いについて	10	
1977. 9. 30	防護活動本部 情報班員訓練	① 総合防災訓練内容の概要について ② 班業務分担について ③ 機器の取扱いについて	10	
1977. 10. 4	防護活動本部 管理班員訓練	① 総合防災訓練内容の概要について ② 班業務分担について ③ 機器の取扱いについて	9	
1977. 10. 6	昭和52年度 大洗研究所総 合防災訓練	① 路上汚染に対する応急措置訓練 ② 野火に対する消火訓練 ③ 負傷者救出訓練 ④ 防護活動本部員訓練 ⑤ 全職員の支援活動訓練	266	
1977. 11. 28	J M T R地区 消火器・消火 栓取扱訓練	屋内, 屋外消火器および消火栓取扱訓練	36	庶務課実施
1977. 11. 29	その他の地区 消火器・消火 栓取扱訓練	同 上	22	"
1977. 12. 19	山場平住宅地 区消火器・消 火栓取扱訓練	同 上	15	"

(2) 防護資材の整備等

防護資材の定期点検整備を、2回実施するとともに、空気呼吸器ボンベ用充填装置の使用状況および性能などについて、監督官庁による保安検査を受け、これに合格した。

D. 1.4 災害事故発生状況

(1) 災害事故

労働災害は、不休災害、休業災害ともなく、1977年度における災害事故の度数率、強度率はいずれも0であった。

(2) 放射線被曝および汚染

1977年度に発生した放射性汚染および被曝は5件であった。これらはいずれも安全衛生委員会等の審議を得て必要な処置、対策がとられた。Table D. 1.4-1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) 一般健康診断

1977年度の定期健康診断は、4月～6月(春季)と11月(秋季)の2回実施した。診断項目は、内科検診、血圧測定、身長、体重および視力の測定ならびに胸部X線撮影(年1回)であり、新たな異常者は発見されなかった。

(2) 特殊健康診断

放射線障害防止法、電離放射線障害防止規則および保安規定の定めに基づき、血液および眼(年2回)および皮フ(年4回)の検査を実施するとともに、眼の精密検査(年2回)も実施したが、特に問題となる職業性疾患は発見されなかった。

(3) 成人病検診等

38才以上および38才未満の希望者を対象とした成人病の検診を実施するとともに、原子力健康保健組合と協力して希望者に対する胃の集団検査を行った。このほか日赤移動車による献血行事に年2回の協力を行った。

また、産業医による健康相談を月1回実施した。

医務室の利用者は、年間延べ707名であり、主な利用の内訳は、感冒、切傷、擦過傷および胃腸疾患などであった。

Table D. 1.5-1は、1977年度に実施した特殊健康診断結果を項目別に一覧表にしたものである。 (谷津)

D. 1.6 環境保全

(1) ばい煙の監視

大気汚染防止法に基づく報告を行うとともに、各ボイラ施設のばい煙量などの測定を規定どおり実施した。

(2) し尿浄化槽の維持点検

廃棄物の処理及び清掃に関する法律および茨城県条例に基づき、し尿浄化槽関係の届出を行

Table D. 1.4-1 放射性汚染および被曝 (大洗研究所, 1977年時)

発生日	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		
1977年 6月7日	JMTR	原子炉建家 内主循環系 機器室	一次系冷却 水の漏洩に よる汚染	一次系冷却水原子炉入口側の圧力 サージタンクへの配管(5A)分 岐点より漏水	床 面	漏水量は約7.6 m ³ で、 主循環系機器室内床ドレ ンを経て第2排水槽に流 れ込んだ。 核種 ²⁴ Na 漏水の濃度 2.7×10 ⁻³ μCi/cm ³	原子炉入口圧力計回路に使用 しているスナップスイッチの 故障により、圧力指示が0に なり、これにより主循環系の 圧力が上昇し、圧力サージ管 に取付けである逃し弁の作動 に伴う振動で、配管取付部に 亀裂が生じ漏水した。	信頼性のあるスイッチの使用、 サージ管の振動防止のための 支持方式の改善等を行った。 主配管逃し弁の特性を改善し た。
1977年 12月13日	JMTR	炉室1階	汚染	74F-2Aキャプセルに異常が 発生し、F P ガスがHe 供給 ダに拡散、エアモニタがアラ ーム発生	手、床等	手、1×10 ³ dpm/5 cm ² ¹³⁸ Cs 衣服 5×10 ⁴ dpm/5 cm ² ¹³⁸ Cs 床、1×10 ⁴ dpm/100 cm ² ¹³⁸ Cs 約0.5 m ² 汚染	74F-2Aキャプセルに異常が 発生し、F P ガスがHe 供給 ヘッドに拡散、He ガス圧を 減圧のためデスチャージした ところF P ガスも放出し手、 床等が汚染した。	He のデスチャージ方法につ いて検討する。
1978年 3月9日	JMTR	原子炉建家 地下3階	漏水 汚染	第43サイクル中、原子炉一次冷 却系No.2 充填ポンプ出口圧力計よ り主循環機器室の床に漏水。漏水 は第2排水槽へ流入。	床 面	2×10 ³ dpm/100cm ² 汚染床面積約6 m ² 漏水の濃度 10 ⁻² μCi/cm ³ 核種 ²⁴ Na	仕力計のブルドン管に亀裂が 発生したことによる。	圧力計を交換した。 通常使用しないポンプ補修用 の圧力計は元弁を閉じる。
1978年 3月13日	JMTR	原子炉建家 地下3階O WL-1キ ュビクル内	漏水 汚染	第43サイクル中、定期点検作業 時にOWL-1のルーアキュビク ル内において、OWL-1の配管 系から漏水があることを工業用T Vにより発見。	床 面	漏水濃度 3×10 ⁻² μCi/cm ³ 核種 ¹³¹ I キュビクル内空気汚染濃度 ガス 2.1×10 ⁻⁵ μCi/cm ³ ダスト 9.4×10 ⁻⁹ μCi/cm ³ Na I 2.4×10 ⁻⁹ μCi/cm ³ 漏水量 1.9 ℓ	配管に亀裂が発生したことによ る。	当該配管を交換する。
1978年 3月13日	JMTR	原子炉建家 1階	漏水 汚染	第43サイクル中、ボイズン注入管フラ ンジ部から漏水していることを発見。	床 面	漏水濃度 1.5×10 ⁻⁴ μCi/cm ³ 核種 ²⁴ Na 漏水量 20 ℓ	ボイズン注入管フランジ部の締 付不十分による。	フランジ部の締付を行った。

Table D. 1.5-1 特殊健康診断結果統計 (大洗研究所, 1977年度)

健診項目 (回/年)	受診者延べ人数 人	再検査又は精密検査 人数(百分率)	放射線障害による 異常者人数(百分率)	その他の有所見者 人数(百分率)		備考
血液検査 2回/年	545	24 (4.4%)	0	貧血傾向	8 (1.7%)	
眼の検査 2回/年	499	17 (3.4%)	0	近視	6 (1.2%)	
				乱視	1 (0.2%)	
				眼精疲労	8 (1.6%)	
				先天性白内障	1 (0.2%)	
皮膚検査 4回/年	920	-	0	白癬	2 (0.2%)	

うとともに、各し尿浄化槽の清掃点検維持管理をとどこうりなく実施した。

その他騒音防止法および茨城県条例に基づく届出も実施した。(谷津)

(3) 排水の監視

一般排水溝の水質検査は1976年度と同様に、排水流量、pH、温度、電気電導度は連続監視、BOD、COD、浮遊物質は毎月1回検査した。そのほか四半期に2回、茨城県公害防止協会へ依頼して全クロム、全水銀等16項目について水質検査を実施した。その結果、水質汚濁防止法、県条令に定められている水質基準を満足するものであった。ただし、pHの一部が基準を超えることがあり、今後とも十分監視する必要がある。

一般排水溝の排水流量は月あたり、最大 $3.2 \times 10^5 \text{ m}^3$ 、平均 $2.2 \times 10^5 \text{ m}^3$ であった。

(佐藤)

1 D.2 個人被曝線量の管理

Individual Monitoring

The average and maximum whole-body external doses of 260 persons in Oarai Research Establishment were 11 mrem and 400 mrem respectively, and the maximum dose of hands was 170 mrem.

No internal contamination was detected in all the personnel checked by whole-body counting and by bioassay.

D. 2.1 概 要

外部被曝管理における職員の対象者数は、1976年度とほぼ同じ260人で、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11 mremおよび400 mremであった。また、手先の局部被曝は年間最高値で170 mremであった。

短期外来者の管理対象者数は前年度とほぼ同じ651人で、その最大被曝線量は310 mremであった。

内部被曝管理は、1976年度と同様、尿検査 (α および β 全放射能測定、天然ウランの測定)、肺モニタによる α 放射能 (不溶性) の測定およびホールボディ・カウンタによる $\beta(\gamma)$ 放射能の測定を行ったが、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なかった。 (上島)

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、OGL-1 電気設備点検および6月に発生した圧力サージ管破損に伴う一次冷却系の点検と補修によるものである。短期外来者の総被曝線量および最大被曝線量はそれぞれ1,920 mrem および 310 mrem 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2四半期の平均被曝線量が高いのは、オーバーホールに伴うOWL-1, 2 キュビクル内における各種作業、ホットラボセル内除染作業等によるものである。なお長期外来業者の最大被曝線量は210 mrem であった。

β 線による被曝は長期外来者に1名 (60 mrem) 認められたが中性子線による被曝はなかった。手先の年間局部被曝線量は職員1名170 mrem (東海研における被曝) で、長期外来者は局部被曝はなかった。

Table D. 2.2-3 に1967年からの職員の年間全身被曝線量の推移を示す。1977年度の被曝状況は前年度に比べて特に変化はなかった。 (上島)

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, 1977年度)

測定器	使用期間	職員	※1	※2	合計
			長期外来者	短期外来者	
フィルムバッジ	1977年 4月～ 6月	267	90	151	508
	7月～ 9月	267	87	248	602
	10月～12月	265	95	171	531
	1978年 1月～ 3月	260	97	81	438
リングバッジ	1977年 4月～ 6月	3	0	0	3
	7月～ 9月	9	0	0	9
	10月～12月	0	0	0	0
	1978年 1月～ 3月	0	0	0	0

※1 3ヶ月以上滞在する外来研究員, 外来業者など

※2 3ヶ月未満の外来者で工事, 機器の点検などに従事する者

Table D.2.2-2 職員の全身被曝線量分布 (大洗研究所, 1977年度)

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	※ $D < 130$	$130 \leq D < 400$	$400 \leq D < 1300$	$1300 \leq D$		
1977年 4月～ 6月	267	263	3	0	1	0	1.8	400
7月～ 9月	267	237	28	2	0	0	5.0	160
10月～12月	265	251	14	0	0	0	2.5	110
1978年 1月～ 3月	260	249	11	0	0	0	1.8	90
1977年度	260	225	27	7	1	0	11.3	400

※ 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, 1977年度)

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 [≤] D <400	400 [≤] D <1300	1300 [≤] 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
1977	260	225	27	7	1	0	11	400

* 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 α 全放射能, β 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 β 放射能の測定を3ヶ月に1回, 肺モニタによる不溶性 α 全放射能の測定を年1回実施した。また臨時にホールボディ・カウンタによる全身計測を2件2名実施した。これらの検査の結果は被検者全員が検出限界以下であった。Table D. 2.3-1に内部被曝測定者数を示す。

(上島)

Table D. 2.3-1 内部被曝測定者数 (大洗研究所, 1977年度)

検 査 対 象 期 間	尿 検 査			全 身 計 測 β (r) (ホールボディカウンタ)	肺 モ ニ タ 不溶性 α 核種
	α 全放射能	β 全放射能	天然ウラン		
1977年 4月~ 6月	15	2	6	21	0
7月~ 9月	15	2	6	19	0
10月~12月	14	2	5	22*	3
1978年 1月~ 3月	15	1	5	19	0

* 2名は臨時測定

1 D.3 施設の放射線管理

Radiation Monitoring in Nuclear Facilities

Radiation monitoring was carried out extensively in nuclear facilities in Oarai Research Establishment, with major efforts to improve the effectiveness of the radiation monitoring system.

A remarkable incident in the year was water leakage from a primary cooling pipe of JMTR. However, no leakage occurred outside of the facility.

In the operations performed, there found no personal exposures exceeding the maximum permissible level, nor releases of radioactive effluents beyond the working limits.

D.3.1 概要

JMTR, OWL-1, OWL-2, OGL-1の運転および定期点検作業並びに燃料研究棟におけるプルトニウム取扱作業に対する放射線管理を実施したほか、ホットラボおよび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、特に問題となるような被曝、身体汚染等はなかった。1977年度は、管理の効率化と一層の充実をはかるため、ハンドフットモニタ等の更新整備、排出放射能の監視に有効なエネルギー濃度スタックガスモニタの設計試作および放射線安全取扱手順の改正と管理方式の見直し等を実施した。

JMTRにおいて、1次冷却系からの漏水等が発生したが、施設外への漏洩はなく、環境への影響はなかった。1977年度における大洗研究所の原子力施設からの排出放射能に関しては、排気、排水ともにその濃度は諸規定に定められている基準以下であった。また、年間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。(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

1977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 D.3.2-1に示す。塵埃についてはJMTRから ^{131}I 、ホットラボから ^{125}Sb 、 ^{203}Hg がごくわずかに放出された。ガスに関してはJMTRから ^{41}Ar 、ホットラボから ^3H 、RI棟から ^{85}Kr が放出された。放射性塵埃およびガスのスタック排気口における平均濃度および放出量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

1977年度に各施設で発生した液体廃棄物の廃棄物処理場へ搬出または排水溝へ排出した放射能と、排水溝における1日および3ヶ月間平均濃度の最大値と年間排出放射能をTable D.3.2-2に示す。

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, 1977年度)

項目 施設名	排出じん埃			排出ガス		
	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排放射能 (μCi)	主な核種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排放射能 (Ci)	主な核種
J M T R (炉室)	$<1.8 \times 10^{-13}$	0	-	5.3×10^{-7}	5.0×10^2	^{41}A
(ホット実験室)	$<1.6 \times 10^{-12}$	4.6×10	^{131}I			
	$<5.1 \times 10^{-13}$	5.5	^{131}I			
ホットラボ	$\alpha: <16 \times 10^{-14}$	0	-			
	7.4×10^{-14}	1.8×10	^{125}Sb ^{203}Hg	$<5.0 \times 10^{-7}$	2.7×10^{-1}	^3H
廃棄物処理場						
(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	-			
(高レベル固体処理棟)	$<9.0 \times 10^{-14}$	0	-			
(α 固体処理棟)	$\alpha: <9.6 \times 10^{-15}$	0	-			
	$<9.0 \times 10^{-14}$	0	-			
(廃液処理棟)	$<9.0 \times 10^{-14}$	0	-			
(管理機械棟)	$<9.0 \times 10^{-14}$	0	-			
(除染施設)	$<9.0 \times 10^{-14}$	0	-			
R I 利用開発棟						
(R I 棟)	$<7.0 \times 10^{-13}$	0	-	$<1.0 \times 10^{-6}$	5.3×10^{-3}	^{85}Kr
(F P 棟)	$<7.0 \times 10^{-13}$	0	-			
安全管理棟	$<7.0 \times 10^{-13}$	0	-			
燃料研究棟	$\alpha: <3.0 \times 10^{-15}$	0	-			

(注1) α 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放射能は次のように算出した。

年間平均濃度 : 年間排放射能を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 廃棄物処理場および排水溝へ排出した放射能・廃液量
と排水溝における平均濃度・排出放射能 (大洗研究所, 1977年度)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出		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 ³)	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	1日平均濃度の 最大値 (μ Ci/cm ³)	3月間平均濃度の 最大値 (μ Ci/cm ³)	年間排出放射能 (mCi)
J M T R ホットラボ	7.8×10 ² (4.6×10 ²) ^{※1}	3.9×10 ³ (3.5×10 ³)	0	0			α 4.6×10 ⁻² β 7.8.0
RI 利用開発棟	2.4	4.7×10 ¹	0	0			α 5.1 Cr 1.1 β 7.58×10 ⁻⁹
安全管理棟	8.0×10 ⁻¹	5.0×10 ¹	0	0			α 3.6×10 ⁻¹⁰ ^{※2} β 1.8×10 ⁻⁷
廃棄物処理場	1.0	1.6×10 ²	2.1×10 ⁻¹	2.9×10 ³			α 5.1 Cs 5.1×10 ⁻¹ β 7.3×10 ⁻⁶
燃料研究棟	9.0×10 ⁻¹	1.8×10 ²	0	0			未知 5.3 β 7.88×10 ³
排水監視ポンド	—	—	α 4.6×10 ⁻² β 7.8 β 7.88×10 ³	5.7×10 ³			
動燃大洗	2.0×10 ⁻¹	3.1	α 1.1×10 ⁻² β 7.62×10 ⁻³	1.1×10 ²			α 1.1×10 ⁻² β 7.62×10 ⁻³
東北大金材研	3.0	2.8×10 ¹	—	—			
日本核燃料	2.6	4.0×10 ¹	—	—			
合計	1.3×10 ³	4.8×10 ³	α 5.7×10 ⁻² β 7.8 β 7.88×10 ³	8.7×10 ³			α 5.7×10 ⁻² β 7.8 β 7.88×10 ³

※1 ホットラボからJ M T Rタンクヤードへ排出した廃液 ※2 主要核種は⁶⁰Co, ¹³⁷Cs
(注1) α 等の核種記号のないものは,³Hを除く β γ 核種。 (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。

廃棄物処理場へ処理のため送水された放射能は βr (^3H を除く): 1.3Ciで、廃液量は $4.8 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。これは、前年度に比べ、放射能は βr (^3H を除く): 46%減、廃液量は9.1%増であり、この廃液中に含まれる核種は ^3H , ^{24}Na , ^{51}Cr , ^{60}Co が支配的で、その他の主なものとしては ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{59}Fe , ^{64}Cu , ^{65}Zn , ^{106}Ru — ^{206}Rh , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{144}Ce があった。

排水溝へ排出された廃液の放射能は α : 57 μCi , βr (^3H を除く): 8.0mCi, ^3H : 8.8Ci, 廃液量は $8.7 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。すなわち、前年度より、放射能は α : 30%増, βr (^3H を除く): 63%増, ^3H : 14%増となり、 βr 核種の主なものは ^{51}Cr , ^{60}Co , ^{137}Cs であった。

排水溝における1日平均濃度の最大値は βr (^3H を除く): $1.8 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$, 3ヶ月平均濃度の最大値は βr (^3H を除く): $5.8 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 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、年間排水放射能の管理目標値に対する割合は、総量: 13%, ^{60}Co : 18%, ^{137}Cs : 1%, ^3H : 8.8%といずれも十分に低い値であった。

(山田)

D. 3.3 JMTR 一次冷却水の漏洩に伴う放射線管理

1977年6月にJMTR (50MW連続運転中) 主循環系機器室で、原子炉一次冷却水の漏洩が発生した。Fig. D. 3.3-1にJMTR一次冷却系統と漏水箇所の概略図を示す。

漏洩原因は、原子炉入口圧力計伝送器電源回路に使用しているスナップスイッチの故障に伴い、主循環系統の圧力が上昇し、圧力サージ管に取り付けられている主循環系逃し弁が作動したことにより圧力サージ管に振動が発生し、配管取り付け部に亀裂が生じ漏水したものと考えられる。

1977年6月から同年11月にかけて漏水箇所の修復と一部改造、補強作業が行われた。

修復作業は、① 一次冷却水漏洩により、広範囲にわたって表面汚染があり、それに伴い空気汚染が存在する、② 原子炉主循環系室内のため、一次冷却系配管などからの放射線量率が高い、③ 漏水箇所および関連配管がすべて高所にあるため作業性が悪いなどの理由により内部被曝、外部被曝および汚染拡大防止に重点を置いて放射線管理を実施した。

そのため、漏水発生後ただちに同室への立入を禁止したのち、同室出入口に仮設の更衣設備を設け出入管理を行い、空気汚染が認められる期間の立入者は全員防護マスクを着用した。特に漏水部応急措置作業〔漏水濃度; $2.7 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$, 空気汚染; $1.5 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 〕の作業者は、自給式防護マスク、ビニールアノラックおよびオーバーシューズを着用した。室内の除染作業後は空気汚染の発生はなく、一次系水抜き作業、漏水部調査、漏水部配管切断作業および既設の圧力サージ管の取替え作業などが行われた。

これら作業に対し、ポケット線量計による外部被曝線量の管理、身体汚染検査および作業雰囲気連続空気モニタリングによる内部被曝管理の結果、外部被曝の最大は15mrem、内部被曝の発生は認められなかった。また、汚染の拡大もなく、漏水部修復に伴う全作業は適切な管理により問題なく終了した。

(望月)

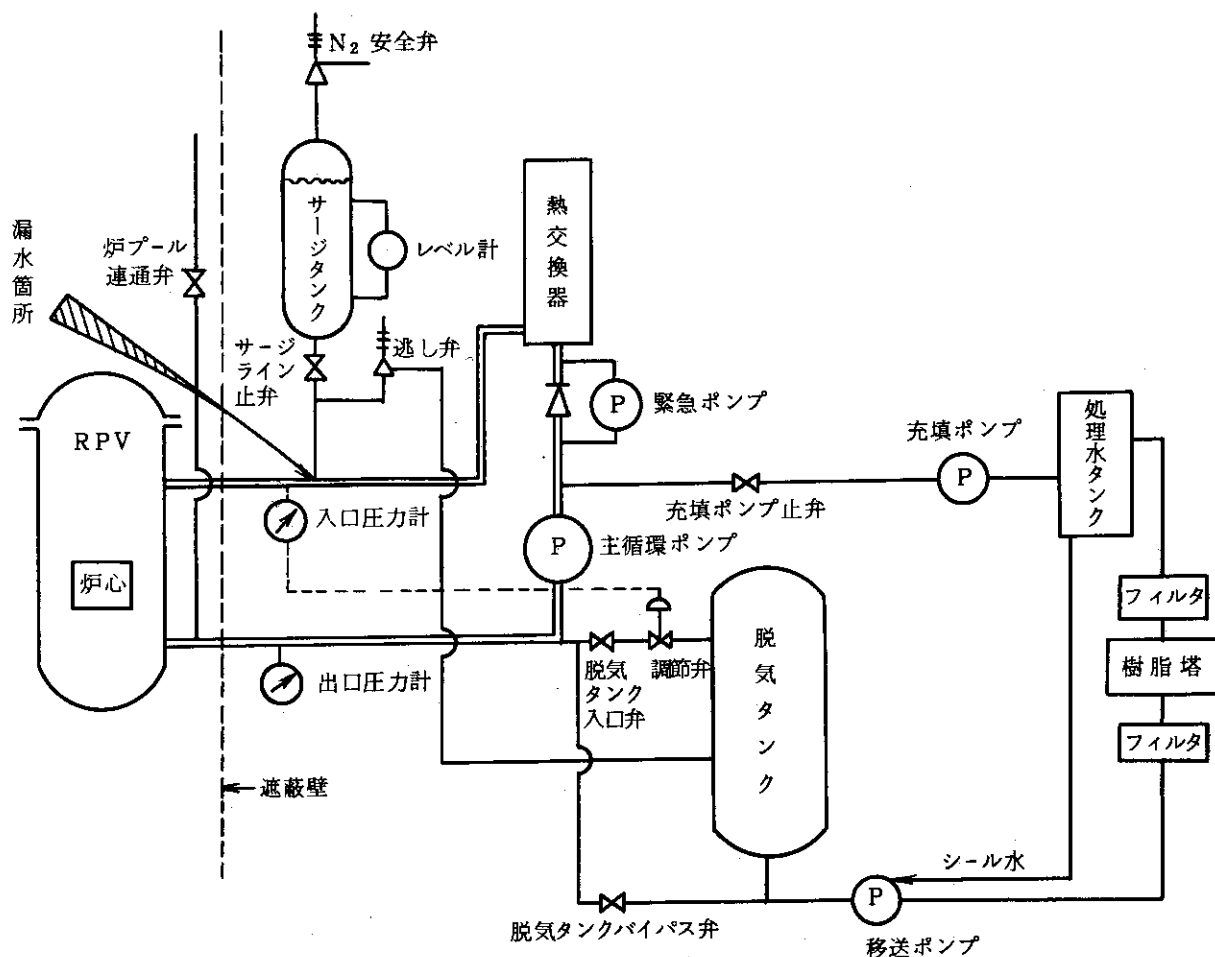


Fig. D. 3.3 - 1 JMTR 一次冷却系統図

D. 3.4 OGL-1の放射線管理

OGL-1は高温流動ヘリウムガス雰囲気の下で、主として高温ガス炉用の燃料および材料の照射試験をすることを目的として、1977年1月にJMTRに設置されたガス・ループ照射装置である。このガス・ループ照射装置のフローシートをFig. D. 3.4-1に示す。初回の第38サイクルについては材料試料(75LM-14J)の照射試験が、第39サイクルと第40サイクルについては燃料試料(75LF-15J)の照射試験が行われた。

この照射試験に伴う放射線管理を実施するにあたって、1) OGL-1・ループ・キュービクル内外の空気汚染、2) キュービクル遮蔽壁の能力、3) キュービクル内の表面汚染、4) キュービクル内の線量率分布、5) OGL-1設置に伴う原子炉圧力容器上部の放射線量率分布の変化、6) 1次系ガス中の放射能濃度、チャコールコールドトラップおよびモレキュラシーブトラップ再生時における排気中の放射能濃度、7) 試料交換時の放射線管理、8) 炉内管ガスギャップ系内の放射性ガス濃度等の項目に主眼を置いた。

上記の測定項目のうち1), 2), 3), 5)については、材料および燃料のいずれの照射試験においても、異常は検出されなかった。4)については、最も高い放射線量率を示した箇所は再生熱交換器の表面であり、その線量率はたかだか0.25 mR/h程度にすぎなかった。6)の一次系ガス

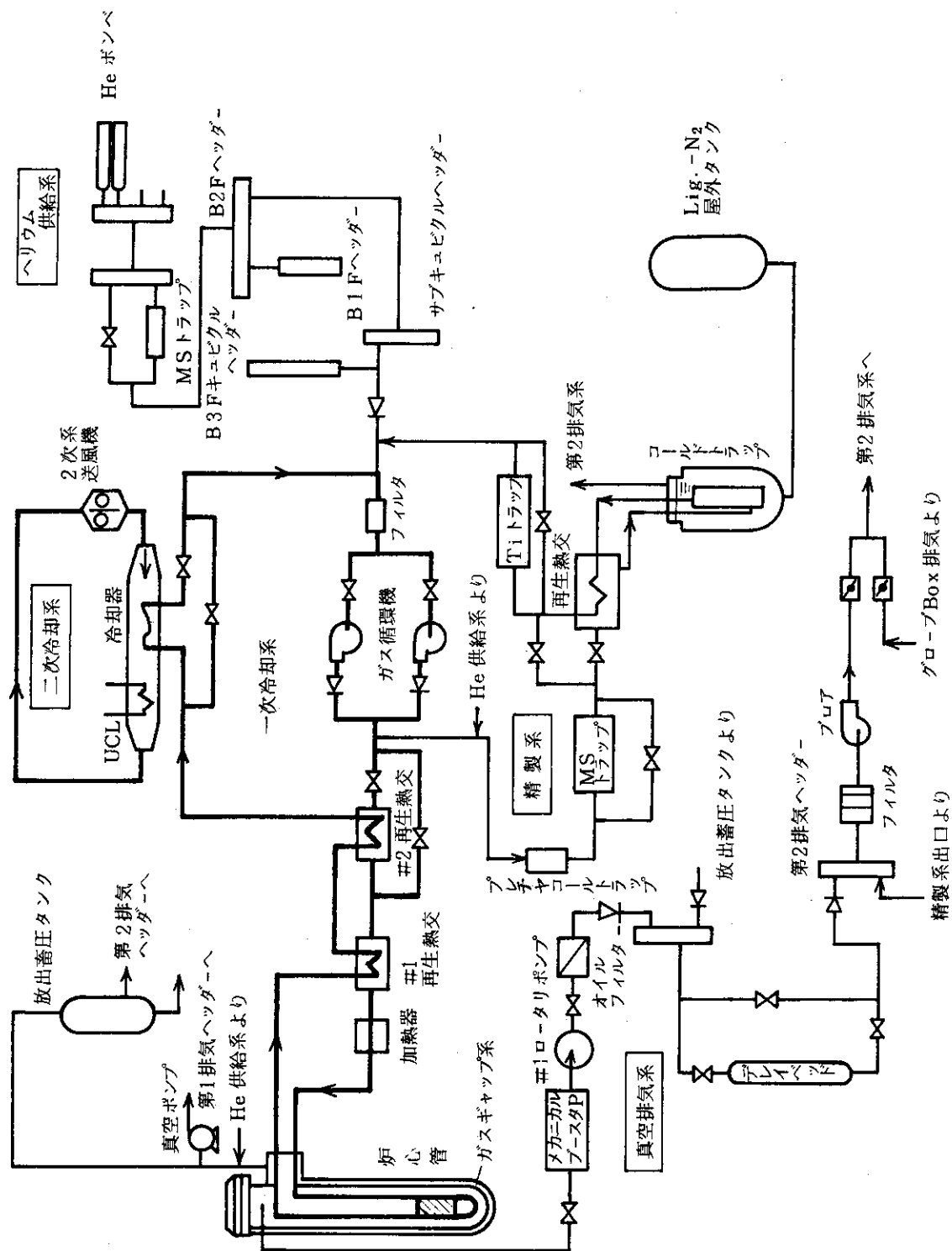


Fig.D. 3.4-1 OGL-1のフローシート

中にはFPガス等は検出されなかった。チャコールコールドトラップおよびモレキュラシーブトラップ再生時には系出口で最大 $2.5 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の ^3H が検出されたが、スタックにおいては流量率比を考慮すれば、まったく問題とならなかった。7) の試料交換作業時には材料試料取出し時において問題点はなかったが、燃料試料 (75LF-15J) 取出し時において試料上端部の一部が破損し、黒鉛片が炉内管底部に残留した。この回収作業時には放射線量率が最大 150 mR/h ある場所での作業が実施されたが、短時間で回収作業が終了したため実際の被曝線量は問題のない値であった。空気汚染については、試料交換機内に $7.0 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の ^{51}Cr 、 ^{54}Mn が検出されたが、局所排気系への接続により作業環境への影響はなかった。8) の炉内管ガスギャップ系内では最大 $1.1 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の ^3H が検出され、総量は $22 \mu\text{Ci}$ であった。

以上のように OGL-1 が JMTR に設置されてから材料試料の照射を1サイクル、燃料試料の照射を4サイクル実施してきたが、 ^3H ガスが検出されたこと、試料交換時に高線量率等が測定されたことを除けば、放射線管理上特に問題となることはなかった。 (小倉)

1 D.4 環境放射能の管理

Environmental Monitoring

The levels of gamma-rays measured by stationary monitors and the beta radioactivities of soil, sea water, crops, etc. are given in tables. No abnormal radiations and contamination in the environment were found 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基づいて予定通り監視測定業務を実施した。その結果，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った。

原研大洗研究所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，1977年度中に4回開催され，四半期ごとの監視結果の検討評価を行って報告した。隣接する日本核燃料開発株(NFD)は，1977年度から当委員会に関係者として常時出席することになり，大洗地区として環境管理の測定評価が実施できる体制が整った。(南)

D.4.2 環境放射線のモニタリング

1976年度と同様に，モニタリングステーション2ヶ所およびモニタリングポスト10ヶ所により周辺監視区域境界の空間 γ 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った。モニタリングステーションにおける γ 線照射線量率の最大値と月平均値をFig. D. 4.2-1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。

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($\text{CaSO}_4 : \text{Tm}$)を配置して行った。その結果，いずれの地点においても異常は検出されなかった。(高橋)

D.4.3 環境試料のモニタリング

1977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 β 放射能の測定については，1976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. 4.3-1に示す。1978年3月は中国核実験の影響で通常値よりも高くなった。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. 4.3-2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. 4.3-1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($1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}$ /

cm³)以下であった。また環境試料の測定結果をTable D. 4.3-2に示す。これらの値は1976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。(高橋)

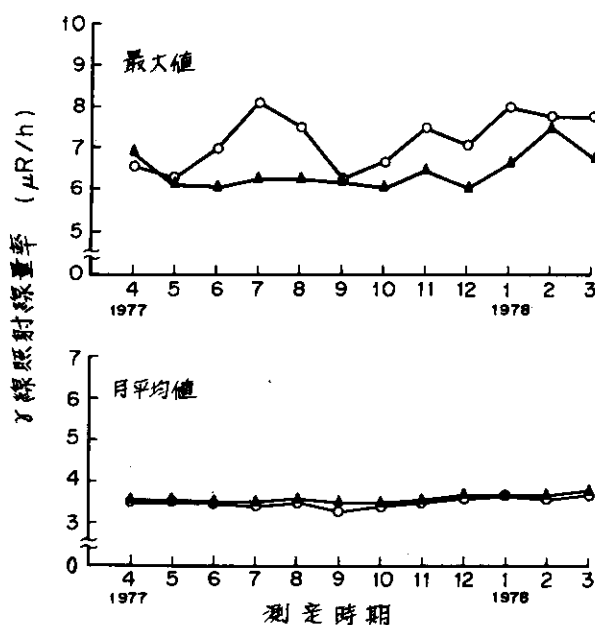


Fig.D. 4.2-1 モニタリングステーションにおける γ 線照射線量率の最大値と月平均値 (大洗研究所)
 ▲ Na.1 (処理場) Na.2 (浄水場)

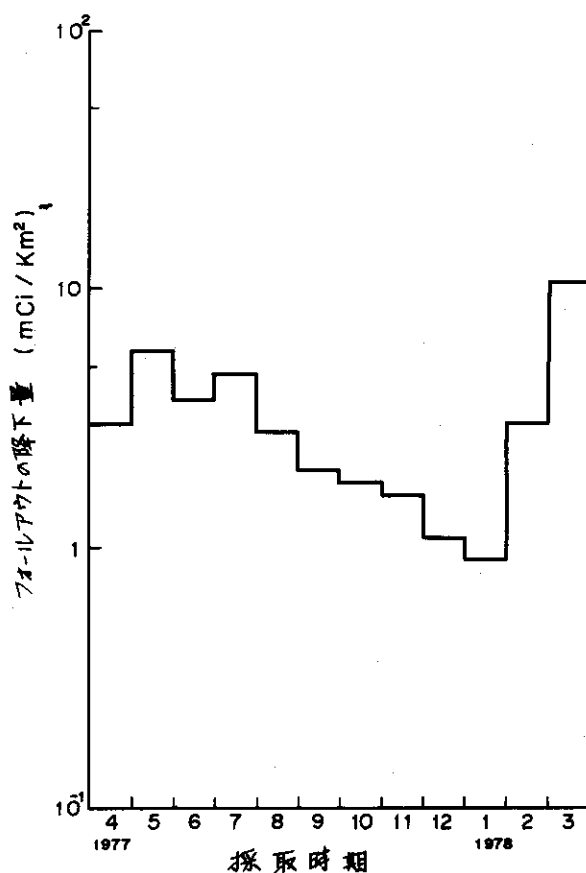


Fig.D. 4.3-1 フォールアウトの全 β 放射能月間降下量 (大洗研究所)

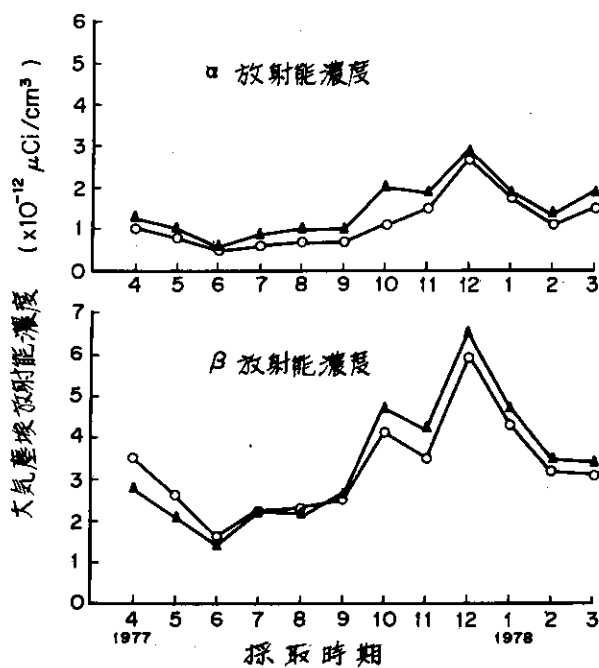


Fig.D. 4.3-2 モニタリングステーションにおける大気塵埃放射能濃度の月平均値 (大洗研究所)

▲ 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放射能濃度週平均値 (大洗研究所, 1977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	
1977	4	3.2	2.5	3.1	8.3		
	5	3.7	2.9	3.9	5.8	3.5	
	6	2.6	6.4	1.6	9.1		
	7	2.3	2.8	3.5	4.4		
	8	5.9	1.9	4.9	3.0	3.1	
	9	2.7	2.5	3.5	7.6		
	10	2.1	1.2	3.5	2.6	2.4	
	11	3.0	2.3	2.7	2.3		
	12	3.7	3.2	1.2	5.4		
	1978	1	4.1	2.4	3.6	2.7	
		2	1.2	3.0	3.5	8.1	
		3	4.7	2.2	1.6	1.4	

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, 1977年度)

試料名		採取場所	単位	放射能濃度	
				前期	後期
陸上試料	水	夏海湖	$\times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	1.9	1.9
		涸沼湖		0.6	< 0.3
		原研水道原水		3.4	3.2
		町営水道原水		3.8	4.2
		北松川井戸水		1.6	1.6
	土壌	海岸放出口	pCi/g乾	9.9	10.0
		処理場		9.7	12.8
		日中字		14.3	12.9
		下太田		11.7	12.7
	精米 ホウレン草 白菜	旭村田崎	pCi/g生		0.7
4.1					
				2.0	
海洋試料	水	No1 (500m)	$\times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	1.1	7.3
		No2 (5Km)		7.1	3.2
	海底土	No1 (500m)	pCi/g乾	21.4	12.8
		No2 (5Km)		17.9	15.3
	シラス ヒラメ(またはカレイ)	大洗沖	pCi/g生	3.5	2.8
				3.5	3.7

1 D.5 放射線計測器の管理

Maintenance of Monitors and Survey Meters

Radiation monitors installed in the JMTR, Hot Laboratory, Waste Management and Plutonium Fuel Research Buildings operated satisfactorily. Calibration of the survey meters was made as in the previous year.

D. 5.1 概 要

年次計画に基づいて、各施設の放射線管理用モニタ類、環境モニタリングポストおよびサーベイメータの定期点検、校正、修理を行い、保守管理に努めた。その結果、放射線モニタの稼働率を99%以上に保つことができた。また、サーベイメータの年間あたりの利用率は78.0%、予備率は18.6%、故障率は3.4%であった。

1967年から1970年までに購入したハンドフットクロスモニタおよびサーベイメータを対象に、更新5カ年計画を立案して、1977年度から実施することになった。初年度の1977年度はハンドフットクロスモニタ2台を更新した。(佐藤)

D. 5.2 サーベイメータ類の点検保守

1977年度に新たに補充されたサーベイメータは、レムマスター3台で大洗研究所現有総台数は242台となった。そしてサーベイメータ利用頻度は、 $\beta(\gamma)$ 表面汚染検査計が他のサーベイメータと比して最も高く、年間通じての利用率は100%近く、その予備率は3%となっている。

1977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, 1977年度)

サーベイメータの種類	校正台数	故障台数
GMサーベイメータ	168	61
電離箱サーベイメータ	116	20
α 線サーベイメータ	45	16
中性子サーベイメータ	7	3
シンチレーションサーベイメータ	10	1
ポケットサーベイメータ	11	0
ベルアラームメータ	68	6
合 計	425	107

点検校正の実施件数は425件であった。電離箱サーベイメータの感度校正は従来東海研究所で実施してきたが、1977年度から大洗研究所の2線源選択型 ^{137}Cs 照射装置により実施できるようになった。しかし中性子サーベイメータについては、大洗研究所において感度校正ができないので、東海研究所線量計測課の中性子線源によって校正した。

故障件数は107件であり、主としてGMサーベイメータのGM管の劣化と破損および β 表面汚染検査計の増幅回路の故障が目立った。

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依頼のあったサーベイメータ校正の件数は、58件であった。(清水)

D. 5.3 放射線監視機器の管理

1977年度に新設された放射線モニタは、放射性廃棄物処理場Ⅱ期計画にともなう低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体処理棟焼却炉用排気ダストモニタ(1チャンネル)および廃液処理棟増設部用エリアモニタ、多点サンプリング装置(2チャンネル)である。そのほか更新計画により、JMTR管理区域入口用ハンドフットクロスモニタ2台が更新された。

既設放射線モニタ、吸引装置および記録計の定期点検校正整備は、1976年度と同様に外部業者に委託して実施した。これら放射線モニタ類(新設放射線モニタを除く)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。きめ細かな点検整備と迅速な故障処理によって稼働率を99%にすることができた。しかしJMTRの故障発生件数がチャンネルあたり1.3件と多いのは老朽化が著しいためであり、早急に更新が考慮されなければ高稼働率の維持は困難である。(佐藤)

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, 1977年度)

項目 建家名等 年月	修理件数				合計	稼働率 (%)
	1977			1978		
	4~6	7~9	10~12	1~3		
JMTR (53チャンネル)	14	22	25	10	71	99.1
ホットラボ (18チャンネル)	1	2	5	2	10	99.5
廃棄物処理施設 (40チャンネル)※	2	8	5	6	21	99.6
燃料研究棟 (13チャンネル)	7	1	3	4	15	98.8
RI 利用開発棟 (6チャンネル)	2	3	1	2	8	98.8
安全管理棟 (2チャンネル)	1	1	0	1	3	99.6
野外モニタ (10チャンネル)	8	4	0	5	17	98.8

※Ⅱ期計画施設放射線モニタ23チャンネルを含む。

1 D.6 放射性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, except for the increase of intermediate-level liquid wastes from Oarai Research Establishment and the low-level liquid and low-active solid wastes from the other organizations in Oarai site. Low-active α solid wastes were newly produced in the Establishment.

The wastes were successfully treated, and stored in 494 concrete-lined drums and 55 concrete blocks.

Routine decontamination of clothes, equipments and installations was carried out successfully.

Newly installed were an α bearing solid wastes processing facility (including a incinerator, a press machine, a shredder, a canning machine etc.), a vapor compression type evaporator, a laundry cloth monitor and a laundry waste treatment system equipped with reverse osmosis and film evaporation apparatus.

D.6.1 概 要

大洗研究所で発生し、放射性廃棄物処理課に搬入された放射性廃棄物の量は、全体的には、前年度とほぼ同程度であった。特に増加量の多かったのは中レベル廃液で、J M T R ホットラボからの廃液によるものであった。また、燃料研究棟の稼動にともない、所内で初めて、 α 固体廃棄物が発生し、搬入された。

所外からの廃棄物は、日本核燃料開発株式会社が新規に加わったこともあり、低レベル液体廃棄物および低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物の搬入量が、かなり増加した。その他、所外からの廃棄物は全体的に増加の傾向にあった。

廃棄物の処理業務は、本年度の搬入量以上のものの処理を行い、固化体にして集積保管場に保管した。

Ⅱ期計画施設のうち、その主要施設である α 固体処理棟および低レベル廃液蒸発装置が完成し、コールドの試験運転を実施したほか、廃液放流監視設備が完成し、使用を開始した。その他、低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体処理棟Ⅱおよび固体集積保管場Ⅱの仕様を検討し、官庁手続等を行った。

放射性汚染除去業務は、機器除染、施設除染、衣料除染および皮膚除染についてほぼ例年通り実施した。本年度は、新設された除染施設の衣料除染ホールで、新しい衣料モニタリング装置の稼動を含めて、新施設における汚染防護衣の除染処理業務を開始し軌道にのせたこと、逆浸透法等を用いた洗濯廃液総合処理システムを完成させ、洗濯廃液の実処理作業を行ったこと、機器除染ホールの内装設備の整備を進めたことなどが主な事項として上げられる。

1976年度に引続き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、低レベル液体廃棄物については約 $4.5 \times 10^3 \text{ m}^3$ (1976年度: 約 $4.9 \times 10^3 \text{ m}^3$) で、前年度とほぼ同じであったが、中レベル液体廃棄物については約 $1.4 \times 10^2 \text{ m}^3$ (1976年度: 7.9 m^3) で例年の10倍以上の増加があった。これはホットラボにおける照射金属の高温強度試験に伴って発生したものである。有機廃液については約92ℓ (1976年度: 145ℓ) と減少した。

所外から搬入された液体廃棄物量は、低レベル液体廃棄物が 71 m^3 (1976年度: 8 m^3) と大巾に増加した。これは、動燃大洗工学センター、東北大に加えて、1977年度から日本核燃料開発株からの搬入が始まったことによる。中レベル液体廃棄物、有機廃液の搬入はほとんどなかった。

所内、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 $1.7 \times 10^2 \text{ m}^3$ (1976年度約 $2 \times 10^2 \text{ m}^3$) であり、高レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については約 2.7 m^3 (1976年度約 3 m^3) であり、いずれも多少減少した。また、低レベル α 固体廃棄物については約 0.2 m^3 (本年度新規) であった。

所外から搬入された固体廃棄物の搬入量は、低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については、本年度後半より日本核燃料開発株のものも約 9 m^3 搬入されたこともあり、約 $9.2 \times 10^3 \text{ m}^3$ (1976年度約 $4.4 \times 10^3 \text{ m}^3$)、その他、高レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については、約 1.1 m^3 (1976年度約 0.8 m^3)、低レベル α 固体廃棄物については約 9.2 m^3 (1976年度約 6.4 m^3)、高レベル α 固体廃棄物については約 1.3 m^3 (1976年度約 0.8 m^3) と、いずれも増加の傾向にあった。廃棄物の搬入実績はTable D. 6.2-1に示すとおりである。

(岩本、阿部)

(2) 廃棄物の処理

(a) 液体廃棄物の処理

低レベル液体廃棄物については、第II期施設の建設に伴いての間既設の配管等が使用できなかったため、約40%の約 $2,000 \text{ m}^3$ は、化学処理装置および中レベル廃液蒸発装置により、他の60%は低レベル廃液貯槽において回分式により処理した。

中レベル液体廃棄物については、中レベル廃液蒸発装置により処理した。

各レベルの廃液の処理実績をTable D. 6.2-2に示す。

発生した化学処理スラッジの 11.5 m^3 と濃縮液の 0.7 m^3 をビチューメン固化処理した他、貯槽残滓スラッジ 0.6 m^3 をセメント固化処理した。1977年度発生した固化体のドラム缶は22本(累計140本)である。また、処理済廃液の海洋放流量は $5,590 \text{ m}^3$ でその放射能は $\beta(\gamma)$ で 6.9 mCi であった。

(勝山)

Table D. 6.2-1 廃棄物の搬入実績 (大洗研究所, 1977年度)

時期 搬入物	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		
	動	燃	東北	北大	日林燃料	動	燃	東北	北大	日林燃料	動	燃	東北	北大	日林燃料	動	燃	東北	北大	日林燃料	動	燃	東北	北大	日林燃料
固体廃棄物	低レベル	9.50	628	252	0	1390	426	016	0	1250	512	096	028	0	028	634	336	144	038	038	4224	1902	508	066	
	中レベル	14.78	868	438	0	3882	1056	062	0	2622	1306	264	266	0	266	1142	476	236	306	306	9124	3706	1000	572	
	高レベル	18.745	1725	0	0	7475	6670	0230	0	14835	2875	0	0345	0	0345	0230	0	0	2300	2300	41285	11270	0230	2645	
液体廃棄物	第一類核種以外	0.520	0	0.325	0	1330	0.30	0.325	0	0.475	0	0	0	0	0	0.415	0	0.175	0	0	274	0.300	0.825	0	
	第二類核種	0	0.36	0	0	0	2.17	0	0	0.22	0.86	0	0	0	0	0	6.12	0	0	0	0.22	9.15	0	0	
	有機	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1.20	0	0	0	0	0	0.12	0	0	0	0	1.320	0	0	
低レベル	16773	0	0	0	10100	0	17	8	9680	3	0	16	8890	0	11	16	45453	3	28	40	0	0	0		
中レベル	533	0	0	0	582	0	0	0	25702	0.055	0	0.08	42	0	0	141402	0.055	0.08	0.135	0	0	0	0		
有機	0004	0	0	0	0.044	0	0	0	0.044	0	0	0	0	0	0	0.092	0	0	0	0	0	0	0		

(単位; m³)

Table D. 6.2-2 液体廃棄物の処理実績 (大洗研究所, 1977年度)

時期 処理液	第1四半期					第2四半期					第3四半期					第4四半期					年度合計				
	化学処理	蒸発処理	その他処理	化学処理	蒸発処理	その他処理	化学処理	蒸発処理	その他処理	化学処理	蒸発処理	その他処理	化学処理	蒸発処理	その他処理	化学処理	蒸発処理	その他処理	化学処理	蒸発処理	その他処理				
低レベル	359	0	1,614	0	0	565	0	16	929	1191	0	23	2062	16	3131	2062	16	3131	2062	16	3131				
中レベル	0	0	0	0	0	81.6	0	0	0	0	0	0	0	81.6	0	0	81.6	0	81.6	0	81.6				
有機	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0				
計	359	0	1,614	0	0	976	0	976	1191	0	23	2062	976	32126	2062	976	32126	2062	976	32126					

(単位; m³)

(b) 固体廃棄物の処理

低レベルβ・γ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、不燃性固体およびフィルタ類の処理を行った。その処理量は前年度までに搬入されたものを加えて可燃性固体、フィルタ類とも1977年度内搬入量以上のものを処理した。

高レベルβ・γ固体廃棄物については1977年度内に搬入された量を処理した。

1977年度の処理実績をTable D. 6.2-3に示す。

(岩本)

Table D. 6.2-3 固体廃棄物の処理実績 (大洗研究所, 1977年度)

(単位; m³)

				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	6.12	0	29.34	47.48	82.94
			不燃	49.58	61.90	24.22	9.62	145.32
		フィルタ	18.975	24.265	29.440	4.370	77.050	
		高レベル	1.115	2.015	0.325	0.440	3.895	
	核第一類	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1977年度に発生した固化体の数を示す。

(岩本)

Table D. 6.2-4 固化体の発生数 (大洗研究所, 1977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	121	195	136	42	494
コンクリートブロック (B-I) (B-II)	23	20	5	7	55
計	144	215	141	49	549

D. 6.3 汚染除去

(1) 機器除染

1977年度に実施した機器除染処理状況をTable D. 6.3-1に示す。1976年度に比較して処理件数、処理点数ともやや減少した。

除染した機器の内訳は、JMTRおよび照射設備関係のものが大部分(件数で62.5%、点数で

87.4%)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54%である。いずれも前年度とほぼ同程度となっている。

本年度の特徴として、JMTRベリリウム反射体要素中のトリチウムを定量するため、ベリリウム要素を除染して実験に供したこと、テレビカメラ部品および圧力計など、精密機器類の除染を実施したことなどがあげられる。(三島)

Table D. 6.3-1 機器除染処理状況 (大洗研究所, 1977年度)

	主要機器名	件数	点数
第I四半期	PIC容器, 鉛しゃへい容器等	3	21
第II四半期	OWL-1照射試料取扱容器, 使用済燃料輸送容器 ユニット部品, TVカメラ, CRDボールネジアッセンブリ等	10	991
第III四半期	ベリリウム反射体要素, メカニカルシール チャコールフィルタ枠, 逆浸透装置部品等	6	168
第IV四半期	圧力サージ管, バルブ, PC系ノッチワイヤフィルタ 圧力計等	5	153
年度合計		24件	1333点

(2) 施設除染

1977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。

1977年度も1976年同様、廃液貯槽およびタンクのライニング点検、補修に係る除染が多く、全体に占める割合が件数80%、面積64%、作業量78%にもおよんでいる。(三島)

Table D. 6.3-2 施設除染処理状況 (大洗研究所, 1977年度)

	件名	件数	処理面積	延作業量
第I四半期	JMTR主循環系機器室の除染	1	202	23
第II四半期	JMTR第2, 第4排水貯槽の除染	3	122	50
第III四半期	高レベルβγ固体処理ケーブおよびJMTR DPタンク (No.4~No.7) の除染	5	230	78
第IV四半期	衣料洗浄室排水槽の除染	1	147	42
年度合計		10件	701m ²	193人日

(3) 衣料除染

1977年度は、新設された除染施設の衣料除染ホールでJMTR施設等で使用した汚染防護衣料の除染処理を実施した。Table D. 6.3-3に処理状況を示す。JMTRの定期点検整備作業期間が長かったことなどにより、処理数は1976年度に比較して約10%増加した。なお、新たに乾燥機(処理能力: 50kg/回)1台および汚染度自動選別型衣服前モニターを設置し使用した。

また、廃液貯槽室に設置した逆浸透処理装置等から成る洗濯廃液総合処理システムにより洗濯廃液（約150 m³）の処理を行った。（市川）

Table D. 6.3-3 衣料洗浄除染処理状況（大洗研究所，1977年度）

四半期	第Ⅰ四半期	第Ⅱ四半期	第Ⅲ四半期	第Ⅳ四半期	年度合計
特殊作業服洗浄処理	1435 着	2972 着	1912 着	1635 着	7954 着
特殊作業服防水加工処理	1017 着	2100 着	1275 着	548 着	4940 着
黄色実験衣洗浄処理	309 着	575 着	355 着	414 着	1653 着
下着（上，下）洗浄 （特殊作業服重量換算）	424 着	1076 着	1144 着	493 着	3137着
その他の洗浄（＃）	323.9 着	367.1 着	363.0 着	358.8 着	1412.8着
合計（＃）	3127.3 着	6121.7 着	4019.4 着	3005.1 着	16273.5着

（備考）この内東北大学からの衣料洗浄除染依頼は255着あり，施設利用に関する契約により除染サービスを行った。

(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目の点検補充整備を，毎月1回，計12回，延べ420キット分について実施した。

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，職員および委託業者ならびに原子炉研修所保健物理コース研修生の，合計34名に対して，延べ3日間行った。（安中，小林）

D. 6.4 処理施設の建設

(1) 放射性廃棄物処理第Ⅱ期計画施設の概要

大洗地区の放射性廃棄物処理第Ⅱ期計画施設は，動燃大洗工学センターの「常陽」およびその関連施設から発生する α 廃棄物を中心に，動燃を含めた大洗地区の廃棄物を一元的に処理することを目的として，原研大洗研究所放射性廃棄物処理場に，既設の原研処理施設（第Ⅰ期計画）に加えて，動燃出資により設置するものである。

建設にあたっては，原研・動燃間で締結した協定の示すところにより，原子炉等規制法（原子炉および使用施設）および放射線障害防止法に係る官庁手続，設計，技術評価，安全評価，仕様書の作成，工事の監督管理および指導等は原研が行うこととなり，動燃からの委託業務として，建設を進めてきた。

昭和48年度に設置変更許可申請にともなう所内安全審査および国の安全審査を終え，その後，各施設ごとに詳細設計，設計及び工事の方法の認可申請，建設，使用前検査，保安規定の改訂，などの手順をふんで逐次整備されてきた。その主要施設の概略をTable D. 6.4-1に，また，配置をFig D. 6.4-1に示す。

これらのうち高レベル α 固体貯蔵施設、 α 一時格納庫等は、51年10月より、すでに使用を開始している。また、52年度には、 α 固体処理棟、廃液放流監視設備、管理機械棟の増設、低レベル廃液蒸発装置等が次々と完成し、試運転を行い、一部は、使用を開始した。

本年度建設した主要施設のうち、ここでは液体廃棄物処理施設について、また、技術開発の項で α 固体廃棄物処理施設について、それぞれ概要を示した。 (三戸, 進士)

(2) 液体廃棄物処理施設

a) 低レベル廃液貯槽の増設

大洗地区から発生する廃液の種類および処理方式の多様化に対処するため、既設低レベル廃液貯槽(200m³×6基)に加えて、400m³の低レベル廃液貯槽1基を増設した。貯槽は、上家付半地下式上部開放鉄筋コンクリート製角槽(底面積9m×9m高さ6m、内面合成樹脂ライニング)であり、攪拌機、ポンプ、水位計および配管類を備えている。

工事は1977年6月に完了し、7月末に原子力安全局の使用前検査および施設検査に合格した。

b) 低レベル廃液蒸発装置の設置

本装置は、低レベル廃液のうち実験室、ホットラボあるいは除染作業等で排出される廃液を主として処理するために設置した。処理方式は、蒸気圧縮式強制循環型蒸発方式であり、処理量は3m³/h、除染係数は10³以上濃縮度は約30倍である。この方式は、単効用蒸発方式と比べて、蒸発効率は10倍以上であり、加熱源を大巾に軽減できる。

本装置のフローシートをFig. D. 6.4-2に示す。

廃液は、既設低レベル廃液貯槽からポンプにより本装置へ供給し、ベント復水器、給液予熱器を介して蒸発缶へ入る。蒸発缶内の液は強制循環ポンプにより、カランドリア、蒸気室を循環する。カランドリアで加熱された循環液は蒸気室で蒸発を起す。発生した蒸気は、蒸気室のサイクロン部で液相と分離され、邪魔板、デミスタで精製され、蒸気圧縮機で圧縮される(圧縮比約1.35)。圧縮された蒸気は、カランドリアの胴側に入り、循環液の加熱に用いられ、大部分が凝縮する。この凝縮液は、凝縮液サージタンクを通り、凝縮液ポンプによって、給液予熱器の廃液により冷却され、既設低レベル廃液貯槽の処理済液槽へ送られる。一方蒸発缶内の濃縮液は、バッチ排出(全量約3m³)または、密度を一定にした連続排出も行えるようになっている。排出された濃縮液は、既設中レベル廃液蒸発装置で約7倍に濃縮し、既設ビチューメン固化装置で固化する。また装置内の非凝縮性ガスは50℃以下に冷却後、既設の排気フィルターで浄化され、スタックを介して排出される。

装置の製作は、工場で1977年8月から開始し、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)を合計4回実施した。現地での工事は1977年12月から開始し、機器類の据付、配管工事、計装・電気工事、保温・塗装工事等を行い、1978年3月末に完成した。この間に配管、計装等の検査を合計5回実施した。工事完了後、5月末に模擬廃液を用いて処理能力および除染能力の確認のため総合の検査を実施し合格した。 (西沢)

Table D. 6. 4 - 1 放射性廃棄物に関する第Ⅱ期計画主要施設一覧 (大洗研究所, 1977年度)

項 目		仕 様 概 要 (処 理 又 は 貯 留 能 力 等)	備 考
液 体 廃 棄 物 処 理 系	低レベル廃液貯槽	半地下埋設, 鉄筋コンクリート製, 内面プラスチックライニング槽 400m ³ 1基 (上屋付き)	(52. 3完成)
	低レベル廃液蒸発装置	自己蒸気圧縮型の蒸発装置 要部ステンレス鋼製 3m ³ / h	廃液処理棟増設部に設置 (53. 3完成)
	廃液放流監視設備	稀釈水量に比例した廃液放出流量制御設備 (排水監視ポンド既存設備の改造を含む) 一式	排水監視ポンド, ポンプ室増設部に設置, 指示部は管理機械棟にも設置 (52. 7完成)
固 体 廃 棄 物 処 理 系	低レベルβ・γ固体処理棟Ⅱ	β・γ一時格納庫Ⅱ	低レベルβ・γ固体廃棄物の一時貯蔵施設, 地下式, 鉄筋コンクリート造り, 200m ³
		β・γ圧縮装置Ⅱ	3軸油圧圧縮方式, 総圧200トン(脱水機, フィルター破砕機を含む) 2m ³ /day
	高レベルβ・γ貯蔵セル	高レベルβ・γ固体廃棄物の貯蔵施設, 重コンクリート製セル, マニプレータ付, セル空間容積10m ³	既設高レベルβ・γ固体処理棟内に設置 (50. 5完成)
	α一時格納庫	低レベルα固体廃棄物の一時貯蔵施設, 地下式(地上保管も可能) 150m ³	(50. 5完成)
	α固体処理棟	低レベルα固体処理設備	αホール(細断機, 圧縮機, ミキサー) 焼却炉, ビチューメン固化装置等から成る設備 1m ³ /day
高レベルα固体封入装置		ダブルシーミング方式(重コンクリートセル内に設置, マニプレーター付) 0.15m ³ /day	(52. 5完成)
高レベルα固体貯蔵施設		ステンレス鋼製パイプを堅方向に埋設した高レベルα固体廃棄物の貯蔵施設, 貯蔵空間60m ³	(50. 5完成)
共 通	固体集積保管場(Ⅱ)	処理済ドラム 固化体の保管設備, 地上式鉄筋コンクリート造り(屋根付き) 2000m ³	屋根は, スカイシャイン効果を考慮した遮蔽屋根 (54. 3完成予定)
	管理機械棟増設	既設建家の内装改造及び居室, 機械室増設, ボイラー1, 電気設備追加	(52. 7完成)

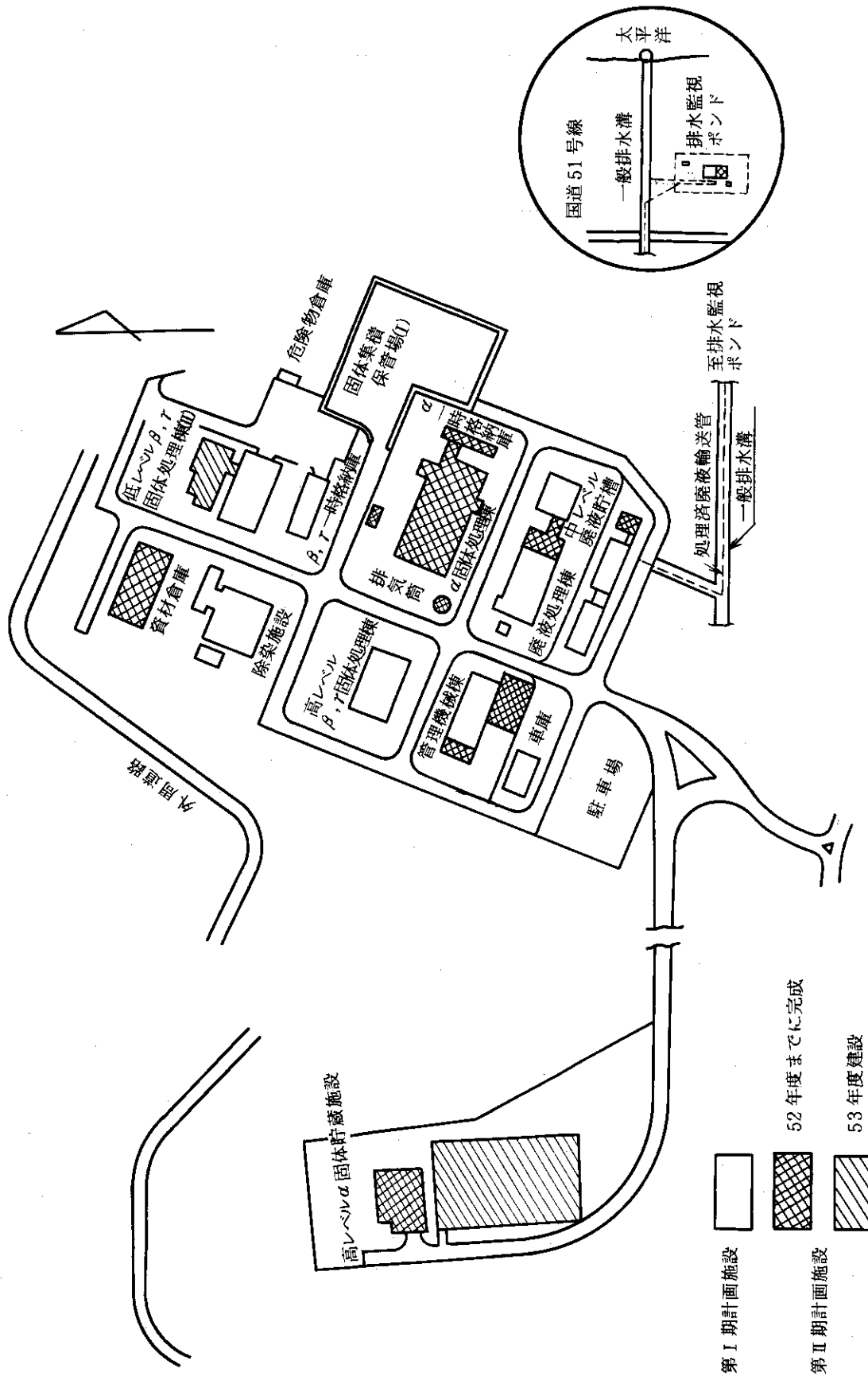


Fig.D.6.4-1 放射性廃棄物処理場配置図

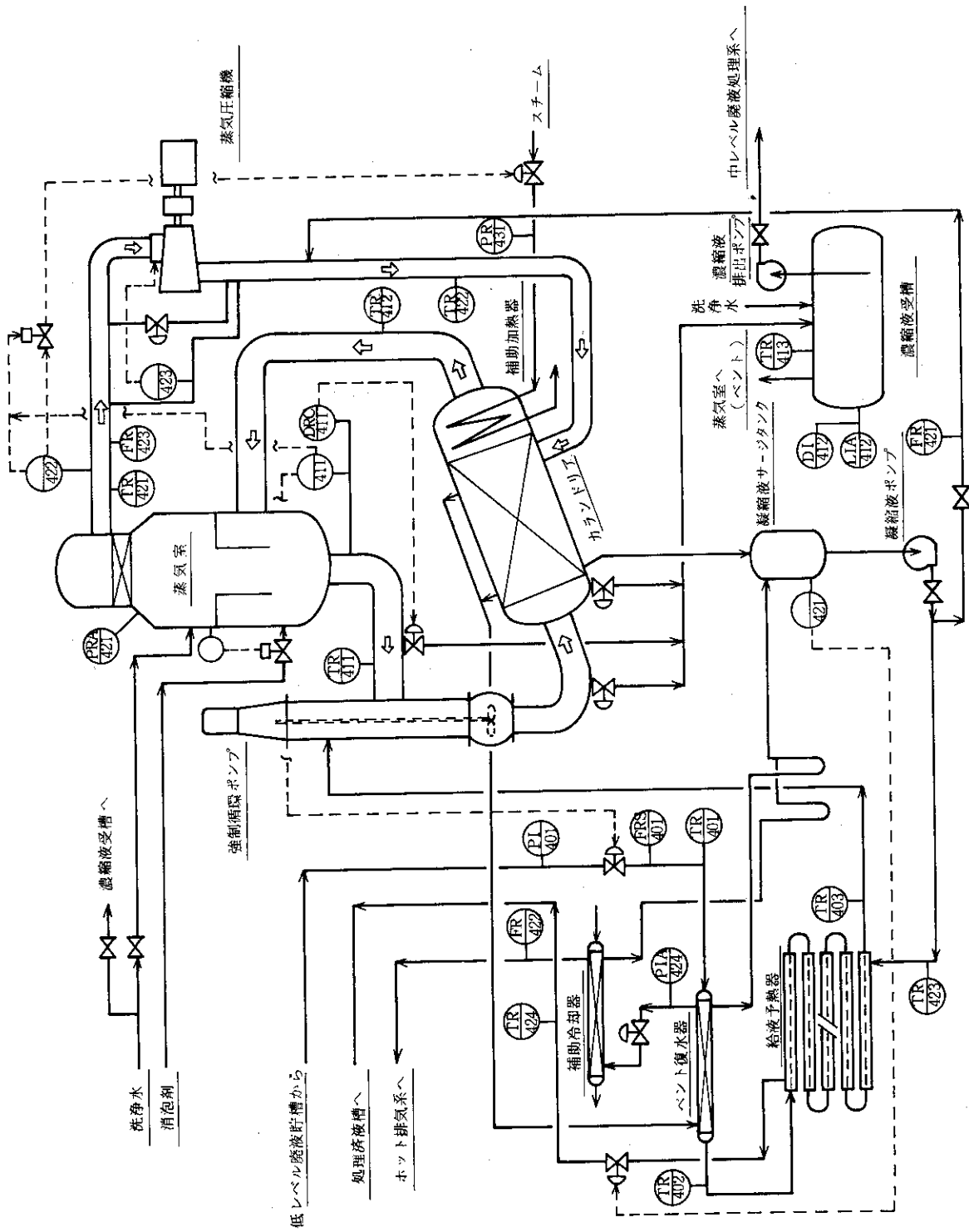


Fig. D. 6. 4 - 2 低レベル廃液蒸発装置主要配管系統図

2.1 個人被曝線量の管理

Personal Exposure

For external personal exposure, developments of film badge case are in progress in order to improve the dependency of sensitivities on energy and direction of γ -rays.

Classifications of exposure patterns considering the difference of workplace are in progress from the statistical analysis of exposure data up to this time.

In bioassay, related to an ^{241}Am contamination accident, an analytical method of fecal samples for ^{241}Am was studied. Fecal samples were dry ashed, and the ^{241}Am was determined by following two procedures. (1) the ^{241}Am was separated by coprecipitation with Ca, Mg-phosphates, and the α -activities were measured by liquid scintillation counting. (2) the ^{241}Am was determined by an analytical method of gross α -activity for urine. Good yield was obtained by the former procedure, but considerably low yield was observed for the latter procedure.

In relation to the whole-body external counting, (1) a CAMAC control system was introduced to the whole-body counting system, and a method of simultaneously counting the signals from multi-NaI(Tl) detectors was studied. (2) the method how to subtract background counts in low energy γ -rays regions to lower detection limits was studied. The forms of background spectra were classified into three types, and optimum photopeak regions were determined respectively for each spectrum. (3) characteristics, especially the rise time of signal pulses, of a wound monitor having a combined NaI(Tl)-CsI(Tl) detector were studied in lower energy γ -ray regions.

2.1.1 概要

個人外部被曝線量の管理に関する技術開発としては、前年度に引き続き、フィルムバッジの方向依存性とエネルギー依存性の改善が進められている。また、これまでの被曝データを統計的に処理、解析し、作業環境の相違による被曝パターンの類別なども進められている。(沼宮内)

バイオアッセイにおいては、 ^{241}Am の汚染事故に関連して糞中の ^{241}Am の分析法の検討を行った。試料を灰化し、(1) Ca・Mg リン酸塩沈殿への共沈を利用して分離し、液体シンチレーション法で測定する方法、(2) 尿についての全 α 放射能測定法を用いる方法、の両方法について収率を求めた結果、(1)の方法ではかなり良い収率が得られたが、(2)の方法の収率は低かった。

体外計測については下記の研究を行った。(1) 全身計測器に CAMAC コントロールシステムを導入し、複数の NaI (Tl) 検出器からの信号を同時に計測できるシステムの開発を行った。また得られるスペクトルデータの編集、I/O機器へのデータの転送についても検討を行っている。(2) NaI (Tl) 検出器を用いて、低エネルギー γ (X) 線を測定する場合のバックグラウンド計数値

の差引法について検討した。バックグラウンドスペクトルの形状を3種に区分し、それぞれの場合の最適ピーク領域を求めた。(3)低エネルギー γ 線測定に用いるNaI (T ℓ)/CsI (T ℓ)検出器(傷口モニター用)の諸特性、とくに信号パルスの立ち上がり時間について検討を行った。(赤石)

2.1.2 ホールボディカウンタにおけるCAMACの利用

ホールボディカウンタ計測装置の更新の一環としてCAMAC型端末コントローラを導入した。この端末コントローラは専用のインターフェイスを介してオルテック社の波高分析器(6240 B, 4Kメモリ)と結合し、波高分析器の制御、スペクトルデータの編集の機能と、入出力装置(タイピュータ, フロッピーディスク)および計算機への編集データの転送の機能を有している。CAMAC型端末コントローラを含めた計測装置の構成をFig. 2.1.2-1に示す。現在のホールボディカウンタは3台の8" ϕ \times 4" NaI (T ℓ)検出器を有している。8" ϕ \times 4" NaI (T ℓ)検出器の3本の光電子増倍管からの出力信号パルスはそれぞれプリアンプを経てミキサアンプに入力され加算される。加算された信号パルスはそれぞれリニアアンプで増巾と波形整形(T.C. = 2.5 μ s)をした後シグナルプロセッサ(S.P.), ミキサアンプを経て波高分析器に入力される。シグナルプロセッサで入力信号が検出されるとマルチプレクサ(MPX)で割り込みがかかり、波高分析器のメモリ番地を指定する3ビットから成るコードがマルチプレクサから波高分析器に出力され、各検出器の信号パルスは波高分析器の異なるメモリ領域にそれぞれ記憶される。このようにして得られた各検出器のスペクトルデータはCAMAC型端末コントローラを通して編集され、入出力装置へ転送される。波高分析器の制御および入出力装置へのデータの転送の基本的な制御プログラムはあらかじめPROMメモリに書き込まれて供給されているが、データ編集のためのプログラムは供給されていない。このためホールボディカウンタ計測装置に適したデータ編集プログラムの開発を独自に進める必要がある。

一方、ホールボディカウンタを用いて測定した人体のガンマ線スペクトルの解析・評価を迅速かつ高精度に行うには計算機によるデータ処理を必要とする。このため、ホールボディカウンタ計測装置と計算機のオンライン結合を次に計画している。(水下)

2.1.3 NaI (T ℓ) 検出器を用いた γ 線測定における最適光電ピーク領域の検討

NaI (T ℓ) 検出器を用いて、エネルギーの低い γ 線やX線を対象とした定量測定を行う場合、その光電ピーク領域のバックグラウンドは光電子増倍管の雑音などの影響を受けて大きく変化する。このような場合、バックグラウンドのスペクトルの形を考慮しないでピーク領域を決定すると、非常にS/N比の悪い測定になる。それゆえ、ここではこのバックグラウンドのスペクトルの形を、直線、2次関数曲線、指数関数曲線の3つの型の関数で表現して、その関数の傾きの度合に對しどのようなピーク領域のとり方をすれば適切であるかを検討した。

最適ピーク領域を決定するためにパラメータとして検出限界値を採用し、この値が最小となる最適なピーク領域と実用上適当と思われるピーク領域を求めた。光電ピークのスペクトルの分布を、そのピーク位置が100チャンネル、半値の位置がそれぞれ90, 110チャンネルとなるガウス分布で表現した。バックグラウンドのスペクトルの傾きは光電ピークの位置とその半値の位置におけるバックグラウンドの値の比で表わした(Fig. 2.1.3-1)。3つの型のバックグラウンドのスペ

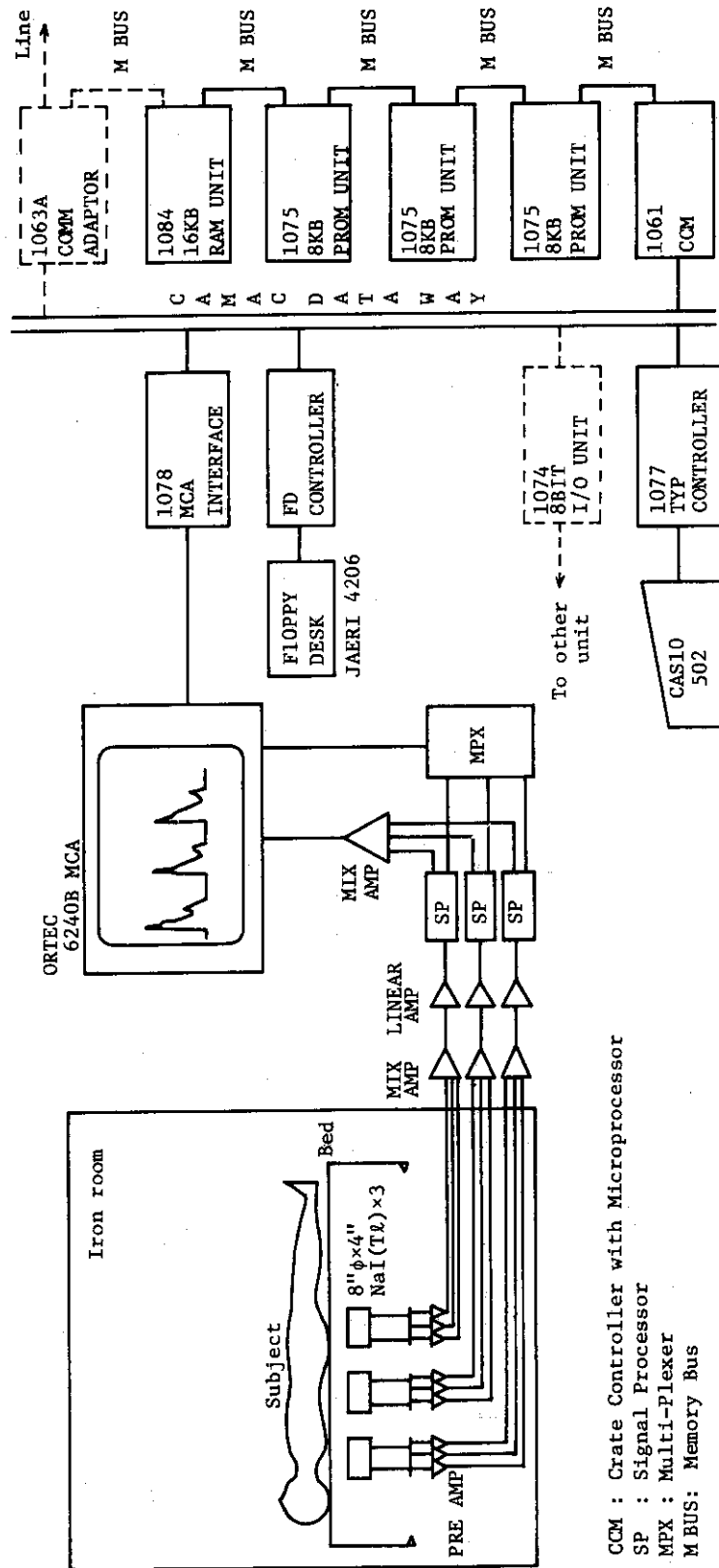


Fig. 2.1.2-1 Block diagram of whole body counting system.

クトルについての検出限界は、ピークをはさむすべてのチャンネル領域について計算した。そのさい、バックグラウンドのスペクトルの傾きが 1.5 以上となるものは 2 次関数もしくは指数関数曲線となるものとして計算を行った。

3つの型のバックグラウンドのスペクトルとも、傾きが 1.5 以下の場合の最適光電ピーク領域はほぼ 1 半値巾となり、2 半値巾でピーク領域をとると検出限界値は 1 半値巾の時の値より 10 ないし 25 % 低下した。バックグラウンドのスペクトルの傾きが 1.5 以上のものについての計算結果は Table 2.1.3-1 に示す。実際に用いる場合のピーク領域は表中の実用光電ピーク領域が扱い易く適切であろう。このピーク領域を用いても検出限界値は最適光電ピーク領域の検出限界値とほぼ等しい値である。 (田島)

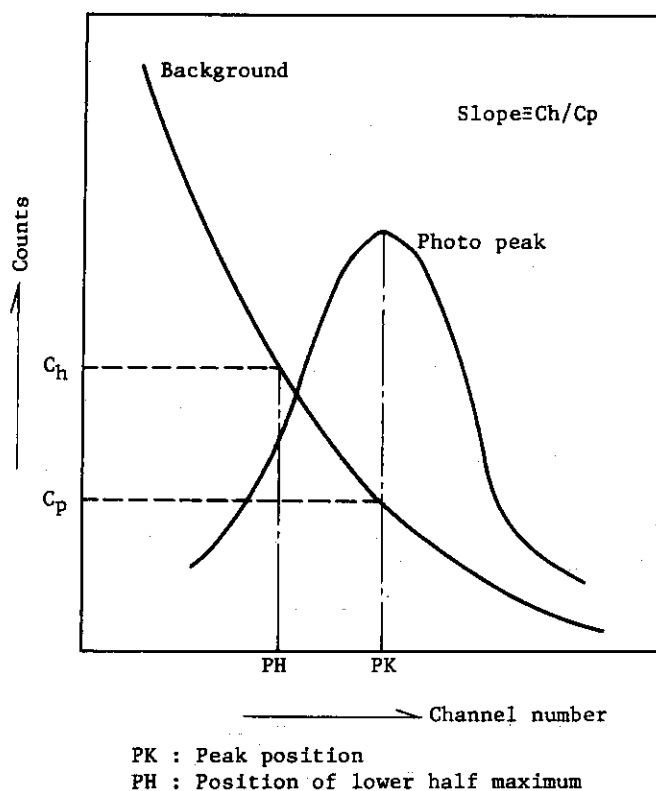


Fig. 2.1.3-1 Slope of background.

Table 2.1.3-1 Optimum and practical regions for different background shape. (The slope of the background varies from 1.5 to 5.0)

	Slope	1.5	2.0	3.0	5.0
	B.G. curve				
Optimum photo-peak region (Channel)	Quadratic	91 ~ 113	93 ~ 113	96 ~ 115	-
	Exponential	91 ~ 114	93 ~ 117	96 ~ 120	98 ~ 122
Practical photo-peak region*		[-1 ~ 1.5]	[-0.5 ~ 2]	[0 ~ 2]	

* Represented on the basis of FWHM, in which peak position is 0 and a half of FWHM is 1.

2.1.4 低エネルギー γ 線測定用 NaI (Tl)/CsI (Tl) 検出器の特性

前年度に試作したプルトニウム傷口モニタの NaI (Tl)/CsI (Tl) 検出器の特性について検討した。検出器の概要および測定回路の構成については既に報告¹⁾した。検出器は 1.5" ϕ \times 5 mm NaI (Tl) と 1.5" ϕ \times 5 mm CsI (Tl) および 150 μ m 厚のベリリウム窓からなる検出部と 2" ϕ の光電子増倍管 (浜松テレビ 7696), プリアンプより構成される。NaI (Tl) と CsI (Tl) の出力信号パルスの立上り時間が大きく異なるので、適切なコインシデンス回路を用いることにより両者の出力信号の分離が可能であり検出器後方より入射するバックグラウンド成分を有効に減少させることができる。

検出器からの出力信号パルスをライズタイムハイトコンバータに接続すると立上り時間をパルス波高に変換できる。このライズタイムハイトコンバータを用いて NaI (Tl) 結晶と CsI (Tl) 結晶の出力信号パルスの立上り時間分布を観測した。両結晶の出力信号パルスの立上り時間分布は異なるエネルギーの γ 線に対してもそれぞれ同じ値をとる。しかし弱い²³⁹Pu 線源 (116 nCi) に対して NaI (Tl) の立上り時間のピーク位置は変わらないがその分布の半値巾は 80 ns となり Table 2.1.4-1 の値と異なった。NaI (Tl) 結晶の立上り時間分布の 3 半値巾上限は 0.42 μ s となり、CsI (Tl) 結晶の立上り時間分布の 3 半値巾下限は 1.3 μ s となるため両結晶の信号パルスの立上り時間分布の分離は非常に良い。NaI (Tl) 結晶と CsI (Tl) 結晶の同一の γ 線に対する出力パルス波高値は前者を 1 とした場合、後者の値は²⁴¹Am については 0.4, ⁵⁷Co については 0.44 の値となった。 (水下)

参考文献

- 1) JAERI-M 7292 「保健物理と安全管理」 No. 19, 121 ~ 122 (1977)

Table 2.1.4-1 Peak and FWHM* of observed rise time distributions for NaI(Tl) and CsI(Tl) crystal

Peak and FWHM of observed rise time distributions	NaI(Tl)	CsI(Tl)
Peak**	0.33 μ s	2.2 μ s
FWHM**	60 ns	600 ns

* Full width at half maximum.

**These values are the same for different γ ray sources (²⁴¹Am, ⁵⁷Co, ²⁰³Hg, ¹³⁷Cs, ⁵⁴Mn, ²²Na, ⁶⁰Co) except for weak ²³⁹Pu source.

2.2 施設の放射線管理

Radiation Monitoring Technique

Relating to radiation monitoring techniques, studies were carried out as follows.

(1) Using airborne radioiodine released in the production of ^{99}Mo , studies were made of the effectiveness of impregnated charcoal filter containing TEDA in collecting the iodine and of the determination of chemical components of the iodine by selective adsorbent sampling.

The iodine was efficiently trapped in all the tested filter papers containing 1 to 10% TEDA. The airborne radioiodine took mostly inorganic forms, but the rest, organic and particulate forms.

(2) For purpose of liquid scintillation counting of tritium contained in opaque liquid wastes, characteristics of 5 different emulsion scintillator solutions were studied for comparison. A ready-made solution commercially available had the highest efficiency in counting.

(3) The probability of high level exposures among personnel was determined from the statistical analysis of the data accumulated in routine monitoring. The data on the external dose from the JPDR personnel provided useful information in setting planned special exposure levels.

(4) When cracked pipes in JPDR were inspected, temporary shields were constructed. A cost-benefit analysis of the shielding was undertaken to know whether personnel exposure doses were reduced as low as reasonably achievable. Assuming that the economic and social detriment cost was 1,000 dollar/man-rem (as suggested by NRC, USA), it was concluded that the cost of 8.9 million yen for the deduction of dose was optimum.

(5) A computer program was prepared for management of sealed and unsealed radioactive sources. The program made it easy to control the amounts of radionuclides in laboratories, to display the data in needs and to alter some regulative conditions.

2.2.1 概要

放射線管理において直接役立つ、モニタリング技術の開発、放射線計測技術の管理への応用、および管理経験を基礎に導かれた汚染解析や被曝解析などの評価技術の検討が本年度行われた主なものである。

^{99}Mo 製造時に発生する空气中浮遊放射性ヨウ素を利用して、TEDA 添着活性炭含浸濾紙の添着率の違いによる捕集効率を求めた。試験した1～10%の添着率では、添着率の違いによる捕集効率の差は少なく、いずれの添着率でも約95%以上の捕集効率を得られた。また、ヨウ素の化学形に対し選択的に吸着する各種吸着剤を利用して、 ^{99}Mo 製造時の排気中ヨウ素の組成割合を測定した。その結果、排気中のヨウ素の大半が無機状で、残りを有機状、粒子状ヨウ素で占め、粒子状ヨウ素はヨウ素全体の1割弱であった。

混濁した放射性廃液中のトリチウム濃度 (HTO) を定量するために用いる、試料精製が不用な乳化シンチレータ溶液を選択するため、自製および市販の5種類を取り上げ、実際の試料水により比較測定した。市販のシンチレータ溶液はクエンチングが少なく、シンチレータ溶液のその2/3 (容量) の試料水を添加した場合も20%程度の計数効率を示し、最も良かった。

蓄積された平常の放射線管理データを解析し、統計的特徴を検討した。ホットラボの週1回の定期表面汚染密度測定の結果では、最大許容表面汚染密度を超える表面汚染が20年に約1回程度発生し得ることを示した。また、JPDRにおける各種放射線作業員の被曝データを解析した結果では、特定作業時に1回立入った者についての被曝線量分布の幾何平均は、作業場の平均照射線量率と相関関係にあることが明らかになった。この関係は計画被曝線量の決定に利用できる。

JPDRで配管検査が供用期間中の検査作業として行われたが、作業員の被曝低減のために設置された仮遮蔽について、コスト・ベネフィット解析を試みた。この解析では被曝による損失をどの位の金額に見積るかによって、有効な遮蔽費用が決まるが、本件の遮蔽費用約890万円は、米国NRCが提案した損失費用：1 man・rem 当り1000ドルを適用すると、最適費用に近い値であった。

東海研究所のRIの保有状況を把握するため、計算機コードを開発した。コードは、RI数量管理コード、出力作成コードおよび許可条件変更コードの3種から成り、1978年3月から東海研内で実際のRIの数量管理に用いている。

このほか、当報告書に集録しなかったが、JRR-2, 3などの研究炉で発生する $^{80,80m}\text{Br}$ に対する空気中の最大許容濃度の試算、核燃料取扱時の ^{235}U および ^{nat}U による外部被曝線量評価のためのこれら核種の放射線量率の計算など、放射線管理を実施する上で有用な検討を行った。(矢部)

2.2.2 添着活性炭の放射性ヨウ素に対する除去性能とヨウ素の性状別サンプリング

放射性浮遊ヨウ素をモニタリングするための捕集剤としては、活性炭が最も効果的である。しかし活性炭の捕集効率は、ヨウ素の性状と雰囲気条件、とくに相対湿度にいちじるしく依存する。そこで湿度の影響を改善する目的で日常のモニタリングに使用しているCP-20にTEDAを種々の添着率で添着させ、それらの添着加工済CP-20の放射性浮遊ヨウ素に対する捕集時間と捕集効率の関係を調べた。また最近J.H. Kellerらによって報告されているヨウ素の性状別サンプリングのための吸着剤を用いて、 ^{99}Mo 製造施設から排出されるヨウ素の化学形とその割合を調べた。

性能試験は、 ^{99}Mo 製造施設から排気系に漏洩してくるヨウ素を利用して行った。このヨウ素の空気中濃度は、 ^{99}Mo の製造工程によって大きく変化する。したがって、性能試験にあたっては、空気中濃度が比較的安定する製造終了後の装置類の停止中に実施した。捕集効率は、試験用フィルタ (CP-20) の放射能と、全放射能、すなわちCP-20とその下流側にバックアップフィルタとして用いた2~5個のHE40-T 濾紙および活性炭カートリッジCHC-50 (TEDA 5w/o 添着) の比から求めた。試験結果をFig. 2.2.2-1に示す。

ヨウ素の性状別サンプリングのための実験は、 ^{99}Mo の各製造工程ごと、すなわち UO_2 カプ

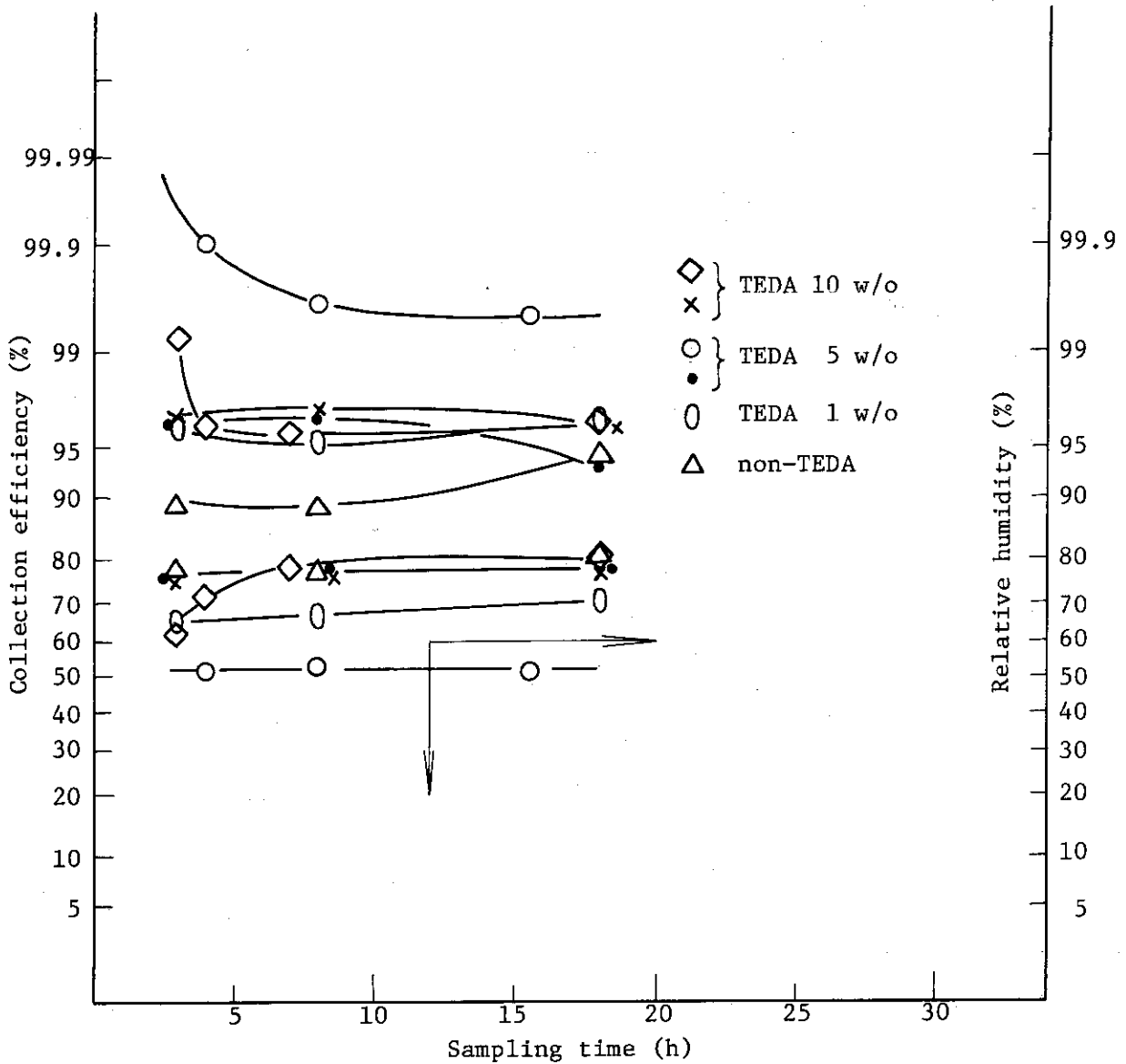


Fig. 2.2.2-1 Effects of sampling time on collection efficiencies of variously impregnated activated charcoal filter-papers (new CP-20) for collecting airborne radioiodine. (Iodine released from exhaust system of ^{99}Mo production plant)

CP-20 (weight: 700g/m^2 , thickness: 2.2mm , density: 0.3g/cm^3)
 Sampling condition (face velocity: 50cm/sec , pressure drop: $-100\sim-120\text{mmHg}$, air temperature: $24\sim30^\circ\text{C}$, ^{131}I concentration: $10^{-8}\sim 10^{-9}\ \mu\text{Ci/cm}^3$)

セル切断, 硝酸溶解, D2EHPA 溶媒抽出および製造終了後の装置類の停止期間のそれぞれについて実施した。各吸着剤は, HE40-T, CdI₂ クロモソルブ, Cu ゼオライト, Ag ゼオライト, 活性炭カートリッジの順に直列に配置し, 吸引空気の滞留時間が 0.1 秒となる流速において, 1 時間捕集した。各吸着剤の重量は, CdI₂ クロモソルブ: 14.2 g (0.40 g/cm³), Cu ゼオライト: 32.9 g (0.93 g/cm³), Ag ゼオライト: 33.8 g (0.95 g/cm³), 活性炭: 13.5 g (0.38 g/cm³) である。これらを有効径×有効厚さが 50 mm φ × 18 mm の塩化ビニール製のカートリッジに充填して使用した。実験結果を Table 2.2.2-1 に示す。この表の値は, ⁹⁹Mo の各製造工程ごとにそれぞれ 4 回捕集し, その算術平均を示したものである。

Table 2.2.2-1 Effects of selective adsorbent sampling system for various chemical forms of airborne radioiodine

Adsorbents	Mesh size (inch)	Adsorption fraction (%)				Chemical forms* of adsorbed iodine	Residence time (sec)
		Fuel cutting	HNO ₃ dissolution	D2EHPA extraction	End of operation		
HE40-T glass wool cellulose	-	12.3	6.6	6.6	6.8	Particulate	-
CdI ₂ chromosorb-P (50 w/o)	30~60	55.0	44.1	30.2	39.9	I ₂	0.1
Cu-Zeolite molecular sieve-13X (6 w/o)	30~70	11.7	13.9	18.4	17.3	HOI	0.1
Ag-Zeolite molecular sieve-13X (20 w/o)	30~70	11.9	30.3	34.9	27.1	CH ₃ I	0.1
Charcoal-I TEDA impregnant (5 w/o)	30~60	9.0	5.0	9.6	8.6	-	0.1
Charcoal-II TEDA impregnant (5 w/o)	30~60	0.06	0.05	0.26	0.20	-	0.1
Concentration of ¹³¹ I (μCi/cm ³)		2.8×10 ⁻⁶	1.0×10 ⁻⁶	3.6×10 ⁻⁷	6.2×10 ⁻⁸		

*Due to J.H. Keller, F.A. Duce, and W.J. Maeck : CONF-700816, 621 (1972)
Iodine released from exhaust system of ⁹⁹Mo production plant.

実験結果から次の事がわかった。

- (1) バックアップ用として使用した HE 40-T 戸紙に ¹³¹I は検出されなかった。したがって TEDA 添着加工済 CP-20 フィルタからの活性炭脱落現象は認められない。
- (2) 相対湿度 65 ~ 80 % において, 今回実験した TEDA の添着率の違いによる捕集効率の変化は少ない。
- (3) TEDA の添着率 1 ~ 10 w/o の CP-20 フィルタについては, 相対湿度を 80 % 以下に保ち約 1 日間捕集を続けた場合, 捕集効率は約 95 % である。
- (4) 吸引空気の相対湿度を 50 % 以下に維持した場合は, 約 1 日間捕集を続けると, 捕集効率 99 % 以上が期待できる。
- (5) 今回, 実験に使用したヨウ素の性状は, 粒子状, 無機および有機の成分は, それぞれ約 7 %, 57 %, および 36 % と推定された。

⁹⁹Mo 製造施設の排気系活性炭フィルタ (KI, 5 w/o 添着, 厚さ 50 mm, 直列 2 基使用) によって尹過された後の, 低濃度ヨウ素領域で, かつ有機成分/無機成分の比の大きな雰囲気条件下で, 今後同様の実験を行い, その捕集性能を確認する予定である。 (原田)

2.2.3 各種液体シンチレータの放射線管理面からみた性能比較

廃液中の ³H, ¹⁴C 放射能濃度測定を液体シンチレーション測定法で行う場合, シンチレータ溶液として, 含水量がすぐれていることから乳化シンチレータ溶液が多く使われる。各種乳化シンチレータ溶液について, 計数効率の比較測定を行うとともに, 放射線管理の測定に用いる場合に考慮すべき点を調べた。

比較測定に用いた乳化シンチレータ溶液は, 溶質を含みシンチカクテルをなしている市販の, 1) Aquasol-2 (New England Nuclear社), 2) Insta-gel (Packard 社), 3) ドータイトシンチゾール 500 (同仁薬化学研) および 2 種類の調合溶液 (乳化剤とトルエンシンチレータを筆者が混合調製した溶液) の計 5 種である。測定には液体シンチレーション測定器 (Aloka LSC-671型) を使用した。なお計数効率の校正は外部標準線源法により行った。

5 種の乳化シンチレータ溶液を用いて, 廃液試料 (約 $1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) を測定した結果, クエンチングの小さい試料については, どの溶液でも同程度の計数効率を得られたが, クエンチングの大きい試料については, 溶液間で大きな差異が見られた。このときの測定結果を Table 2.2.3-1 に示す。この原因は, 測定に供した廃液試料が混濁していたため, クエンチングが生じたが, 各シンチレータ溶液によりそのクエンチングの程度が異なるためであると考えられる。また調合溶液 (1) は, 波長変換体である第 2 溶質 (POPOP) が添加されていないため, 光電子増倍管の最適受光波長領域でクエンチングが著しく, 計数効率が悪化したと考えられる。この結果から, 放射線管理において, 混濁試料中の ³H, ¹⁴C を測定する場合は, それぞれの計数チャンネルでクエンチングが生じにくい, 計数効率の高い市販品を使用するのが, 高価格に問題はあるが有利である。

標準クエンチング試料で作成したクエンチング補正曲線を用いて計数効率を決定する場合, 本来測定試料の溶質, 溶媒, クエンチャ, 溶液量が全て標準試料の条件と同じくして初めて正確な測定が可能である。⁽¹⁾ しかし, 通常液体シンチレーション測定器はメーカー特有のシンチレータ溶液で校正されている。本測定器の場合トルエン系シンチレータ 20 ml で校正されている。そこで本実験に用いた 5 種の乳化シンチレータについて, ³H, ¹⁴C による内部標準法で校正した結果, メーカーの標準校正曲線をそのまま使用してもほとんど差がないことを確認した。また溶液量を 10 cm³ に減少させても溶液量依存性がなく, 実用上問題のないことがわかった。なお低レベル試料を測定する場合は, 溶液量 12 ml に対して試料を 8 ml に調整する。その時の検出感度は約 $1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ である。試料調製上考慮すべき事項として, バイアルのフタをし軽く振盪後 50 °C 前後の湯浴で加温して粘稠性を低め, はげしく振って均質に分散させるのが重要であることがわかった。 (松下)

Table 2.2.3-1 Comparison of various liquid scintillation solutions

Scintillation solution*2		Aquasol-2	Insta-gel	Dotite Scintisol 500	Prepared (1)	Prepared (2)
Composition		Not reported	Not reported	Not reported	Toluen 700ml DPO 4g Nonion NS-210 300ml	Toluen 1000ml DPO 5g POPOP 0.3g Nonion NS-210 500ml
Counting efficiency (%)	³ H	20.2	16.8	13.7	4.8	9.0
	¹⁴ C	52.7	48.5	45.0	*1	40.0

*1 Evaluation is impossible owing to high quenching.

*2 Sample volume : Scintillation solution 6ml, Sample 4ml

参考文献

- 1) 石河寛昭著 液体シンチレーション測定法 南山堂, 1977年

2.2.4 施設における放射線管理データの統計的解析

長期間にわたって得られた放射線管理データの統計的性質や特徴を明らかにするため、多岐にわたる管理データのうちから、(1)ホットラボにおいては管理区域内床面の汚染状況⁽¹⁾について、(2)JPDRにおいては個人被曝と作業内容との関係⁽²⁾について、今回それぞれ解析した。

(1) ホットラボにおける表面汚染密度

床汚染の統計的特徴を明らかにするため、主な管理区域内エリアごとの表面汚染の発生状況と冶金サービスエリア内の表面汚染密度の分布則を検討した。用いたデータは毎週1回定期的に実施している床表面汚染密度の測定結果のうち、注目エリア内で得られた最も高い値(最大表面汚染密度と呼ぶ)である。データの集計は昭和48年4月から52年11月までの約5年間行った。

主なエリアごとの汚染の発生状況は次のようである。化学ケープ側管理区域では集計期間中で数回検出された。これに反し、冶金ケープ側の管理区域では、すべてのエリアで汚染が検出され、汚染除去室(19回/5年)、冶金サービスエリア(32回/5年)そしてメンテナンス・ケープ前アイソレーション・ハウス(62回/5年間)の順に回数と汚染の程度(最大 $1.0 \times 10^5 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$)とも大きくなっている。

最大表面汚染密度の分布は対数正規確率紙上に図示した場合、4例中3例までその累積度数線が湾曲したが、Rosin-Rammler線図ではいずれもほぼ一直線となり、対数2重指数分布則に従うことがわかった。

冶金サービス・エリアにおける最大表面汚染密度値が、最大許容表面密度($1 \times 10^{-3} \mu \text{Ci}/\text{cm}^2$)を超える頻度は0.1%以下になり、今後も現在までの諸条件が変わらなければ、データの意味から、その検出確率は千週に1回以下すなわち20年に1回、最大許容表面密度を超える汚染が検出される程度である。

アイソレーション・ルーム設置に伴う冶金サービスエリア内の床汚染は、設置前より、発生頻度と汚染レベルの減少に加えて、頻度分布の中も小さくなっている。また、同エリアの空气中放射能濃度も、設置前よりレベルおよび頻度とも減少しており、アイソレーション・ルームの設置は、床および空気汚染の拡大防止にも役だっていることがわかった。(大畑)

(2) 動力試験炉における外部被曝

JPDRにおける各種の放射線作業について、放射線作業従事者における被曝線量の分布のパラメータと作業内容との関係を調べ解析した。

1968年から1977年の期間に行われた作業のうち、放射線作業届等の作業内容と被曝線量の関係の明確なものを対象とし、解析は、作業者の被曝線量分布を対数正規分布則にあてはめる方法により行った。解析項目は、①運転、保守、放射線管理の各グループの3ヶ月間の被曝、②特定作業による従事者の被曝、③特定個人の1回立入当りの被曝、④特定作業1回立入当りの被曝とした。

解析の結果、被曝線量の分布は被曝管理上の制限が強く作用した作業や、異なる被曝形態が混在している場合を除き全て平均値 μ 、分散 σ^2 の対数正規分布則に従うことがわかった(ただし、 μ および σ^2 は、被曝線量を x_i としたとき $\mu = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \ln x_i$ 、 $\sigma^2 = \frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n (\ln x_i - \mu)^2$ と表わされる)。一方、被曝線量分布の μ および σ^2 の値は作業内容、作業場の線量率および人員構成な

ど多くの因子の影響を受けると考えられる。この影響を特定作業1回立入当りの被曝線量分布についてみると、特に μ は Fig. 2.2.4-1 に示すように、作業場の平均照射線量率 γ (mR/h)との相関がみられ、 $\mu = 0.48 \ln \gamma - 0.24$ の関係が得られた。一方、 σ は作業内容等との間に明確な相関が見い出せず、25 作業についての σ は、

$\sigma = 1.2 \pm 0.58$ であった。

以上の結果から、作業場の平均照射線量率があらかじめわかっているならば、1回立入時間はほぼ 2.5 h で一定であるので、その作業の作業者グループについて全般的な被曝状況が予測でき、作業前の計画被曝線量の設定など被曝管理にこの統計解析の結果を役立てることができる。

(加藤)

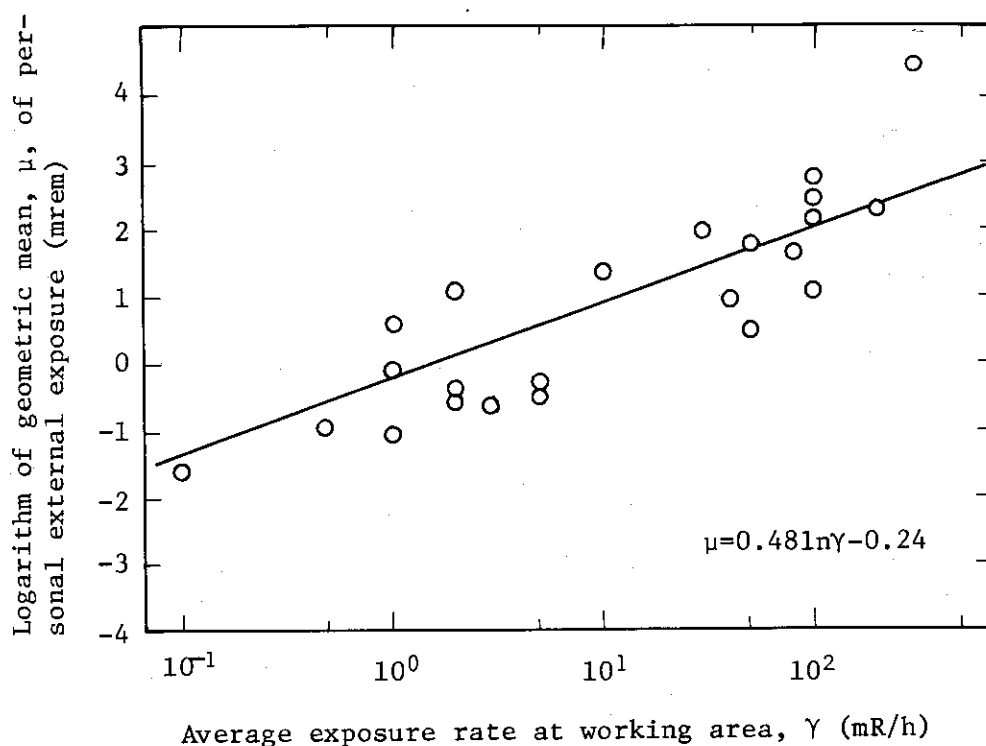


Fig. 2.2.4-1 Logarithm of geometric mean, μ , of personal external exposure (mrem) against the average exposure rate at working area.

参考文献

- (1) 大畑, 井沢ら: 第 13 回日本保健物理学会予稿集, P. 44 (1978)
- (2) 加藤, 穴沢ら: 同上予稿集, P. 45 (1978)

2.2.5 JPDR 配管検査時の仮遮蔽についてのコスト・ベネフィット解析

1), 2), 3)
 JPDR の下部生体遮蔽内配管検査時に仮遮蔽を実施して作業した場合、仮遮蔽の被曝低減におよぼす効果についてコスト・ベネフィット解析を試みた。⁴⁾

Fig. 2.2.5-1 は各種の被曝低減対策を実施した時受ける作業者の被曝線量と、被曝低減のための費用および被曝リスクに対応する費用との関係を表したものである。基礎被曝線量(被曝低減対策をとらずに作業を行った場合の推定線量)は 80 man.rem と計算され、また、被曝低減対策として燃料等の取出しのみを行った場合の推定被曝線量は 40 man.rem で、その被曝低減費用は約 240 万円であった。さらにこの対策に、炉内鉄板と炉外水袋による仮遮蔽を追加した場合は、24 man.rem の推定被曝線量に低減し、470 万円がその費用として加算された。最終的に、砂袋ラックを追加採用して 19 man.rem の被曝線量になり 180 万円が追加された。すなわち、最終的に被曝低減費用の合計は 890 万円の実績であった。

もし、さらに鉛で 5 cm 厚に遮蔽した場合を仮定すれば、被曝線量は 9 man.rem でその低減対策費用の合計は約 1500 万円と推定される。これらの関係を Fig. 2.2.5-1 の S で示す。

一方、損失については作業による損失を社会的規模で考えた。すなわち、放射線誘発性のがんや遺伝的障害に対して国・社会が負担しなければならない費用を損失とした。この損失の費用の推定値として、ICRP Pub. 22 では 1 man.rem の被曝につき 10 ~ 250 ドル(1970 ~ 72 年)と発表している。^{4), 5)}

ICRP Pub. 26 に記載されているリスク係数と、生命に対応する金額として H. J. Otway らの 20,000 ドルを採用すると、それは約 30 ドルと推定される。⁵⁾

また、NRC が軽水炉の設計目標指針、いわゆる 5 ミリレム規制として一般公衆に対して政策的に決定した値は 1000 ドルとなっている。⁵⁾

そこで、もし、損失コストとして ICRP の値の 250 ドル/man.rem を採用すると、社会的経済的損失費用対マン・レム曲線は Fig. 2.2.5-1 の D_1 で示される。社会的経済的最適値は $S + D_1$ の値が最小となる値で、この場合 500 万円の位置になる。同様に、損失コストとして NRC の値 1,000 ドル/man.rem を採用した場合、損失費用は D_2 で示される。この場合の最適値は 1,400 万円の位置、すなわち、被曝線量が 20 man.rem、被曝低減費用が 800 万円の位置になる。

損失コストが 1,000 ドル/man.rem であれば、下部生体遮蔽内作業での実績は、線量の低減が合理的に達成できる最適に近い条件であったといえる。

このように、損失コストをいくらにとるかで社会的経済的最適値は大きな違いになり、この値を簡単には決められないのが大きな問題点である。

同一仮遮蔽でも仮遮蔽の順序が変われば、社会的経済的最適値は変化する。仮遮蔽の順序は費用が少なく、被曝低減効果の大きな方法から行っていくと、最適値はより小さな値が得られる。

(古田)

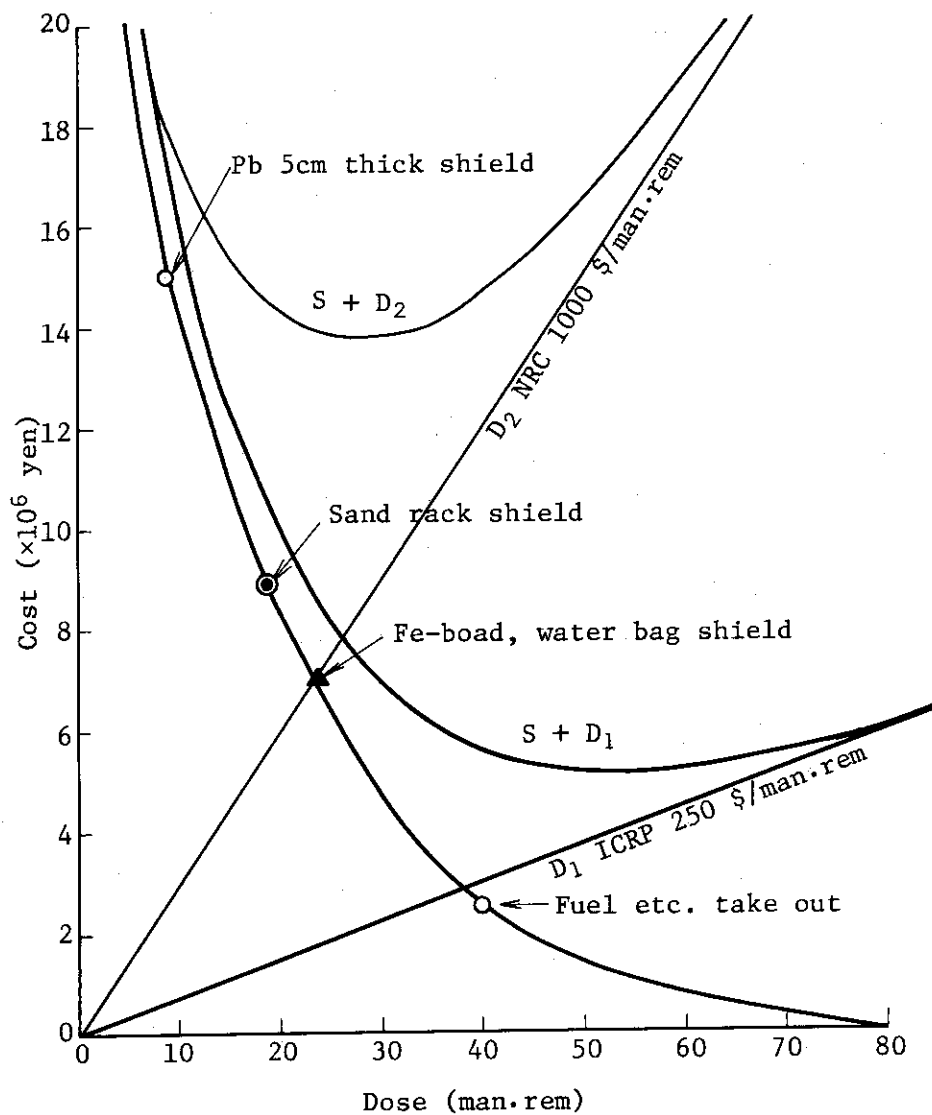


Fig. 2.2.5-1 Cost-benefit analysis of exposure dose reduction for the adoption of short-time shield at under core area.

参考文献

- 1) JAERI -M 5370 保健物理と安全管理 No. 15 52 ~ 55 (1973)
- 2) JAERI -M 5866 保健物理と安全管理 No. 16 50 ~ 53 (1974)
- 3) JAERI -M 6224 保健物理と安全管理 No. 17 54 ~ 56 (1975)
- 4) ICRP Publication 22 (1973) 日本アイソトープ協会
- 5) 稲葉次郎 “コスト・ベネフィット比較におけるマン・レムの価値：文献的検討”
保健物理 12. 109 ~ 116 (1977)

2.2.6 放射性同位元素の数量管理のためのコード作成

東海研究所における放射性同位元素（以下「RI」という）の保有^{注1)}状況を迅速かつ適切に集計把握するため、電子計算機を使用したRIの管理システムを開発した。

このシステムによるRIの管理は、半年ごとのRI保有状況の調査を通じて行われる。調査は各RI保有課室の該当調査期間における保有状況の変更に關して行い、それぞれの変更に對應したあらたな保有状態が、許可条件に照らして、妥当である事の確認を行う。調査時点におけるRIの保有状況は、建屋、課室などの項目別に分類し、出力される。出力は、放射線管理の資料として活用される。

管理コードの概略について述べる。Fig. 2.2.6-1に、このシステムで考慮したRIの流れ図を示す。

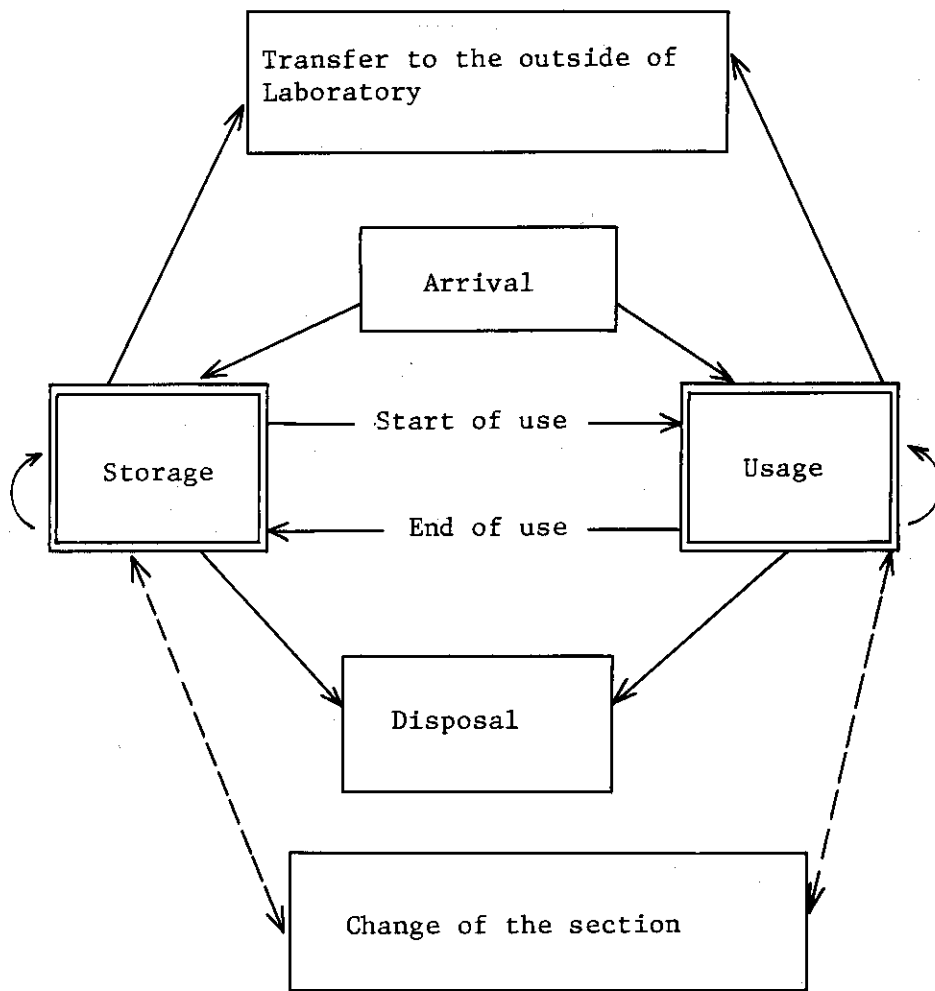


Fig. 2.2.6-1 Flow diagram of radioactive material.

注1) 使用および貯蔵をあらわす。

管理コードは、主に次の3つのコード、すなわち

- 1) RI 数量管理コード
- 2) 出力作成コード
- 3) 許可条件変更コード

および次に示す16種類のファイルによって構成されている。

- 1) 参照ファイル { 許可条件ファイル(7種類)
核データ・ファイル(1種類)
- 2) 保有状況ファイル(8種類)

管理コードはそれぞれ次のような機能を持っている。

1) RI 数量管理コード

各 RI 保有課室から提出された保有状況の変更データについて、保有状況ファイルおよび参照ファイルを基に、変更が許可条件に照らして適正である事を確認する。変更が適正と認められた場合、保有状況ファイルを更新する。

保有状況の許可条件遵守の確認は、使用場所、使用量、貯蔵場所および貯蔵量の各項目について行い、使用場所および貯蔵場所については、取得許可条件に登録された部屋かどうかの確認を行う。使用量および貯蔵量については次に述べる方式によって確認を行う。

使用量；非密封 RI の場合、該当許可単位^{注2)}において使用中の放射能が一日最大使用許可量^{注3)}の範囲内にあることの確認を行う。一方、密封 RI の場合は、使用・貯蔵の別なく、該当許可単位において保有する線源の個数、放射能がともに許可数量内にあることを確認する。

貯蔵量；各貯蔵場所について、非密封 RI の貯蔵中のものと、密封 RI の貯蔵の和が貯蔵能力以下であることを確認する。ここで、各貯蔵場所の貯蔵能力は⁶⁰Co 換算量であらわし、貯蔵核種の⁶⁰Co 換算量への変換は核データ・ファイルに準備された換算係数を用いて行う。

2) 出力作成コード

RI 数量管理コードにより、更新された保有状況ファイルを下記に示す項目に分類し、出力する。

- イ) 課室別 RI 保有リスト
- ロ) 貯蔵場所別貯蔵 RI リスト
- ハ) 建屋別使用 RI リスト
- ニ) 核種別 RI 保有リスト
- ホ) 課室別および建屋別の RI の使用・貯蔵の変更リスト
- ヘ) 建屋別廃棄 RI リスト

3) 許可条件変更コード

RI 保有にかかわる許可条件の変更が行われた場合、このコードを用いて、許可条件ファイルを更新する。

注2) 一定の使用目的に対して、許可された使用場所群をいう。

注3) 許可条件に記載されている許可量は、年間最大使用許可量と一日最大使用許可量があるが、このシステムでは一日最大使用許可量のみをチェック項目とした。

4) その他のコード

1) ~ 3) において説明したコードのほか、データ・チェック・コード、データ・訂正コード、データ・前処理コードの3種のコードも準備し、変更データのチェック、訂正などを行う。

(山口)

2.3 環境放射能

Environmental Monitoring

Monitoring posts were changed from GM type to NaI(Tl) one. The environmental monitoring data given by the new ones were analysed. The results showed that the exposure doses originated from the nuclear facilities in JAERI were at most 0.8 mR/8-month around the site and that the renewed monitoring posts could distinguish this low exposure level from the background.

Computer programs for processing the environmental monitoring data were made and they facilitated the filing and analysis of routine monitoring data.

Intercomparison at the same radiation fields was made of environmental γ -ray measuring instruments which were maintained at different nuclear institutes and companies in Tokai-Oarai District. While the values for background dose rate did not well agree among the instruments, the ones for dose rate from radiation sources were well agreed with one another.

Indication of γ -drain monitor at the second drainage in JAERI was confirmed to correspond to the β -radioactive concentration within a factor of 4.

Detection limits of a Ge(Li) detector for short time measurements of environmental samples were calculated and tabulated for use.

2.3.1 概要

モニタリングポストを GM 管方式から NaI (Tl) 方式に変更したのちの環境放射線監視データに基づき、施設放出放射性物質の影響を解析し、8ヶ月間で最大 0.8 mR の評価値を得た。また、新方式によれば、このレベルの線量まで評価可能であることがわかった。

環境監視データの処理プログラムを整備し、日常の監視データの整理・解析を容易にした。

東海大洗地区における原子力事業所の環境 r 線に対する放射線測定器の比較測定が行われた。BG 放射線の測定結果の一致性はよくないが、線源測定では良い一致が見られた。

第2排水溝における排水モニタ指示値 (r 線) が、 β 放射能濃度と係数 4 以内で一致することを明確にした。

Ge (Li) 型波高分析器により試料を短時間測定した場合の検出限界について、使用に便利な表を作成した。(松井)

2.3.2 環境放射線監視システムによる r 線量の評価¹⁾

モニタリングポストは、更新により GM 管方式から NaI (Tl) シンチレーション方式になり、1977 年 3 月に周辺監視区域附近 9 ヶ所の工事が完了し、良好に稼動している。検出器は、2" ϕ \times 2" NaI (Tl) シンチレータ (エネルギー保償回路付) であり、伝送部は約 3.3 m² のブロック小屋内に収納されている。 r 線量率観測値は、中央監視室に伝送され 10 分ごとに磁気テープに

記録される。

原子力施設の平常運転時に放出される放射性希ガスからの r 線量寄与の弁別評価を、原研構内のモニタリングポストで観測された r 線量率、風向・風速(地上 40 m)および雨量データを用いて行った。評価期間は、1977年5月から1977年12月の8ヶ月間である。この期間に原子力施設から放射性希ガスを放出した主な原子炉は、JRR-2, JRR-3, 日本原子力発電会社の1号炉である。評価に必要な気象データの取り扱い方は以下のとおりである。

- (1) モニタリングポストに影響を及ぼす風向は、原子炉煙突とモニタリングポストを結ぶ風下軸上から ± 1 方位(22.5度)以内とした。
- (2) 無風時は、それ以前の有風時の風向と同一のものとした。
- (3) 降雨の r 線量率に影響を及ぼす時間帯は、観測された雨量データをもとに、観測値より前30分および後3時間とした。(雨量計器の最小検出量は0.5 mmである)
- (4) 降雨による r 線量率の変動は、モニタリングポストが配置されている狭い地域では同一であるとした。

なお、モニタリングポスト4は、放射性固体廃棄物置場の近くに設置しており、その放射性廃棄物の影響が大きいため評価対象から除いた。

弁別法；1日、1ヶ月ごとに降雨および施設の影響のない各10分値データのみを選別し、 $0.1 \mu\text{R}/\text{h}$ のメッシュで r 線量率の頻度分布をとり、これを正規分布に適合させ、日平均値、日標準偏差、月平均値、月標準偏差を求めた。この月標準偏差は、全モニタリングポストにおいて、 $0.15 \mu\text{R}/\text{h}$ 以下であった。また、日標準偏差は最小のときで約 $0.08 \mu\text{R}/\text{h}$ になった。この状態は、検出器が温度等による影響を受けていない最良のときである。日平均値が月平均値と $\pm 3\%$ 以上違った場合には、日平均値の代わりに月平均値を各10分 r 線量率観測値から差し引くことにより弁別を行った。また、降雨による r 線量率の上昇分の変動巾は、モニタリングポスト間で最大7%であり、ポスト間の平均値を使用しても大きな誤差を生じないことが判った。そのため、施設によるものと降雨によるものとが重合した場合には、風上に位置するモニタリングポストの観測値から降雨による r 線量上昇分の平均値を求め、施設と降雨による影響を弁別した。

気象データから分類できないもの、例えば、バンデグラーフの運転による影響、非破壊検査からの漏洩放射線の影響等の特殊な場合、あるいは雨量計器で観測できない霧雨の影響はバックグラウンドの中に含まれているが、このような観測データは少なく、評価線量には影響を与えなかった。

この弁別の結果、原子力施設からの放射性希ガスによる月間積算線量は、モニタリングポスト7(JRR-2の南西500 mに位置)において最大になり、6月に $200 \mu\text{R}/\text{h}$ 、7月に $220 \mu\text{R}/\text{h}$ となった。これは、評価期間中に風向が北東～東北東で30～50%を示し、風下軸上になったためである。また、11, 12月には北西～北北西が最多風向であり、モニタリングポスト5(JRR-2の南南東500 m)とモニタリングポスト6(JRR-2の南800 m)の位置で約 $80 \mu\text{R}/\text{月}$ になった。この結果から、積算線量と風向頻度とはよい相関があることが判る。1977年5～12月の8ヶ月間の放射性希ガスによる積算線量をTable 2.3.2-1に示す。原子力施設の平常運転による r 線量寄与は、モニタリングポスト7が最大で、約 $0.8 \text{mR}/8$ ヶ月となり、風下風向頻度の少なかったモニタリングポスト1, 2では約 $0.17 \text{mR}/8$ ヶ月となった。また、降雨による r 線量

寄与は、約 0.3 mR/8ヶ月になった。別に原子力施設からの放出量をもとに計算した r 線量値は、本弁別結果値に近いものである。本解析法により、年間1 mR程度の r 線量を、日常的なモニタリングから弁別できることが判ったので、今後、管理に適用することを検討する。(小林)

Table 2.3.2-1 Integrated exposures from plume and rainfall evaluated on the basis of data observed by monitoring posts (May, 1977~Dec., 1977)

No. of MP	Integrated exposures (μ R/8 months)	
	from plume	from rainfall
1	163	291
2	172	258
3	243	282
5	352	312
6	543	312
7	833	249
8	445	294
9	216	281

参考文献

- 1) 小林秀雄, 片桐浩, 小畑 一一: 日本保健物理学会第13回研究発表会要旨集P. 31. (1978)

2.3.3 環境監視データの処理プログラム

前報¹⁾で述べたように日常の環境放射線監視において、モニタリングポスト、モニタリングステーション、気象観測、排水モニタのデータは自動収集されている。収集されたデータは、それぞれ磁気ディスク、磁気テープおよびラインプリンターに自動的に記録される。日常の環境管理上必要なデータの整理と解析には主に磁気テープにファイルされたデータを使用し、目的に応じたプログラムにより処理する。それぞれのプログラムは研究3棟の環境放射線中央監視室内予備系計算機の磁気ディスクに登録してあり、いつでも容易に計算が行えるようになっている。日常の環境放射線監視において使用されている主なプログラムについて概要を述べる。

(1) 磁気テープ編集プログラム (MTFILE)

磁気テープに納められたデータは、中央監視装置の停止(停電、点検、故障など)が起った場合、収集日時が保証されなくなる。本プログラムはそれを保障するためのプログラムである。標準日時を計算機で作成し、この日時と磁気テープ上の日時を比較し、等しければ正常データとされる。磁気テープ上の日時が進んでいる場合は、この間にデータが収集されていないことを意味するので、これを欠測データとし、また遅れている場合は操作ミス、その他の原因で時刻が正常でなかったことを示しているため、これらのデータは棄てられる。これらのデータは、別の磁気テープに欠測日時と欠測符号とを補足し再編集される。欠測時刻、欠測回数、有効データ数な

どはラインプリンタ上に記録される。

(2) 月報作成プログラム (GEPP0)

本プログラムでは(1)のMTFILE プログラムで編集された磁気テープ中のデータを用いて、モニタリングポストにおける r 線量率、また、モニタリングステーションにおける r 線量率、大気中の α 放射能および β 放射能濃度について、それらの1日間および1ヶ月間の平均値、標準偏差、最大値、積算線量、欠測数などを計算する。

(3) 気象月報作成プログラム (KISYOGEPPO)

(2)と同様に、編集された磁気テープから気象観測データを取り出し、日および月間の統計処理を行うプログラムであり、測高別の最多風向・最大風速(10分平均)・平均風速・静穏頻度、最高・最低・平均気温、積算降水量、平均日射量、平均放射収支量、欠測数、さらに、月間の降雨日数と測高別風向頻度などの統計計算を行う。また湿度については日別・時刻別の値が計算される。

(4) TLD測定データ処理プログラム (TLD)

4半期ごとに行っているTLDによる環境放射線の積算線量測定結果に、素子感度補正、リーダ直線性補正および異常値のチェック(棄却検定)を行い、地点ごとの3ヶ月積算線量、照射線量率($\mu R/h$)を計算するプログラムであり、計算は電子計算機(FACOM-230-75)で行う。

これらのプログラムは、日常の環境放射線監視データの整理、解析のために、常時使用されている。

(小畑)

2.3.4 環境放射線の比較測定

東海・大洗地区放射線管理技術委員会による第1回目の比較測定は、1973年4月に動燃大洗グラウンドで行われた。その結果、各測定器固有の定数の決定法(宇宙線寄与、材質汚染の取扱ひ方)、校正方法、評価方法を統一すれば、データの斉一性が得られることが判明したので、測定法に関するマニュアルを作成し、これにより環境 r 線の測定を行ってきた。

昨今、発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関連して、環境中の低レベル r 線量をより精度よく測定することが期待されている。また低レベル r 線測定器類も普及してきた。今回の比較測定(第2回目)は、これらの状況に即応していくために、主として日常の環境管理業務に使用している各種測定器により、同一 r 線量場を測定し、それぞれの測定器の精度、使用上の問題点評価法等を明らかにすることを目的として、1977年9月1日原研グラウンドで行った。測定結果については、本委員会によって指名されたワーキンググループにより検討を行い、全体のまとめの事務局は原研東海が担当した。

参加事業所は、上記技術委員会に所属している15事業所*で、比較測定に使用した測定器は、GM式サーベイメータ7台、電離箱7台、シンチレーションサーベイメータ13台(内5台が、DBM方式)である。(Fig. 2.3.4-1参照)。

* 原研東海、原研大洗、動燃東海、動燃大洗、原電東海、三菱原子力、住友金属、第一化学、三菱重工、千代田保安、公害技術センター、東大、東北大、放医研、水戸原子力事務所(以上略称)

比較測定はバックグラウンド(以下B.G.と略す)放射線量および線源(^{226}Ra : 0.548 mCi)からの放射線量について行った。B.G.放射線量の測定は、検出器を地上1 mに固定して午前、午後各1回20分間同時に行った。レートメータ式のもの1分間隔で20回読み取った平均値とし、計数式のもの20分間の積算値から平均値を求めた。線源の測定は、電離箱については線源から2 m前後に、その他の測定器については線源から1 m前後に検出器を固定して行った。それぞれの結果については散乱線の補正を行い、線源から1 m離れた点の線量率に換算し比較を容易にした。

B.G.放射線量及び線源からの放射線量の測定結果をFig. 2.3.4-1に示す。B.G.放射線量は当日の施設の運転状況(原研の主要原子炉は停止中)、風向(南南東から西南西で原研グラウンドは原研および原電施設の風上)および近くのモニタリングポストでの観測値から、午前と午後ではほぼ一定であることが確かめられている。以下に測定結果を要約する。

線源測定の結果は、ほとんどの測定器が測定値の±10%以内に納まっていたので測定器の校正はほぼ正常に行われていたものと思われる。しかしFig. 2.3.4-1に見られるように、B.G.線量率の測定結果は各測定器ともあまり良い一致がみられない。

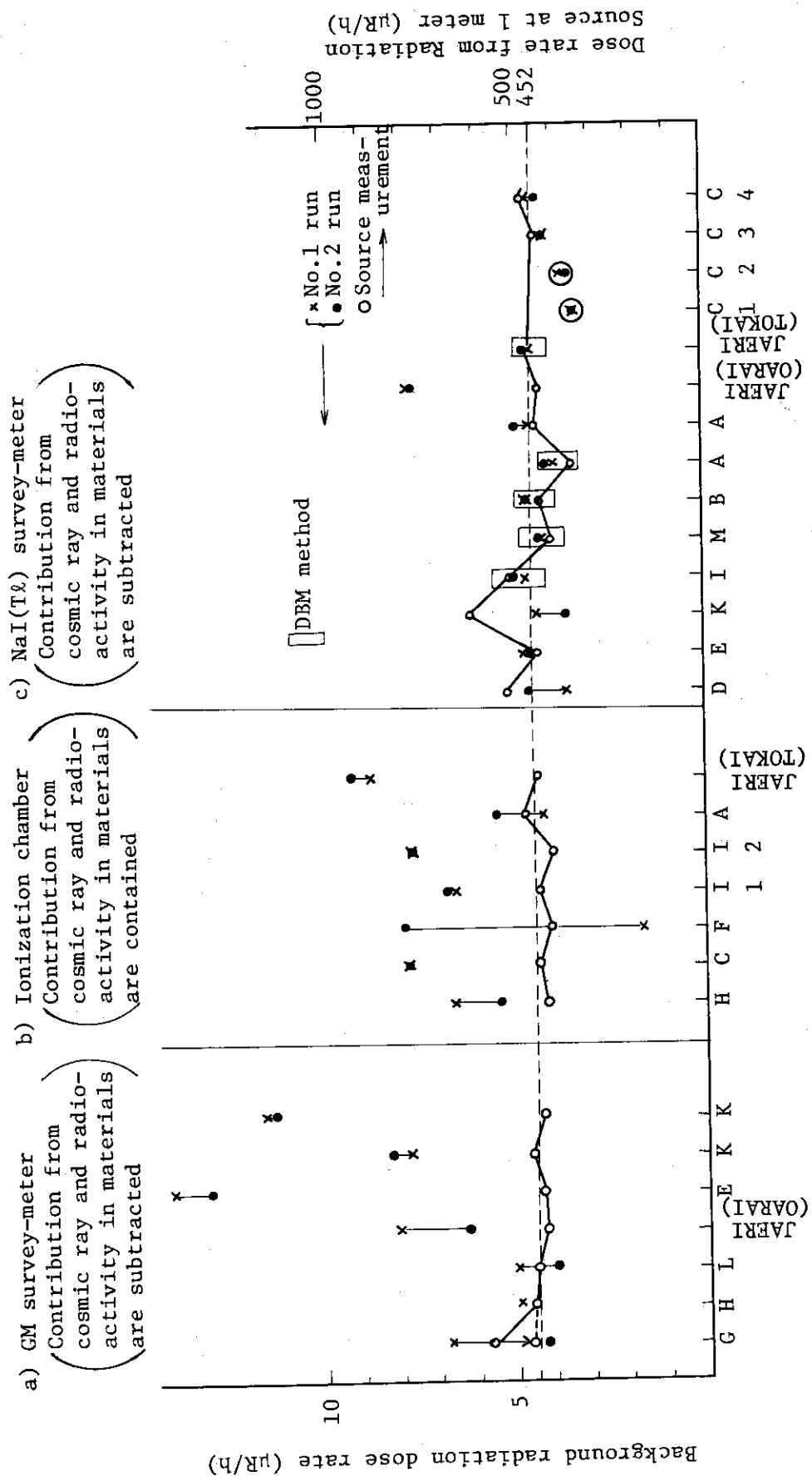
GMサーベイメータ：統計変動が大きくB.G.放射線レベルの測定には不向きで、午前、午後2回の測定値の不一致がめだつ。また方向依存性が大きいので、校正時の線束の入射方向(軸方向か軸に直角方向か)が重要になる。

電離箱：材質汚染はほとんどなく、宇宙線電離成分も $3.4 \mu\text{R}/\text{h}$ 程度であることが判っていることから宇宙線、材質汚染の補正は行っていない。スペクトル測定等から、この場の宇宙線成分を除くB.G.放射線量率は $4.5 \mu\text{R}/\text{h}$ 前後になるので、電離箱によるB.G.測定値は $7.9 \mu\text{R}/\text{h}$ 前後になる。Fig. 2.3.4-1においてH、Fの電離箱は高レベル用のものであるので2回の測定結果が異なるのはGMサーベイメータと同様である。I-①、Aが低いのは取り扱い法に問題があると思われる。原研東海の値がやや高いのは、Rn、Tnとその娘核種からの α 線によるものである。

NaI(Tl)サーベイメータ：C-①、C-②は科技庁方式によるもので、この方法によると約 $1 \mu\text{R}/\text{h}$ 程度低くなる。原研大洗の場合、サーベイメータのディスクリミネータを50 KeVに設定してあるため、同機種で100 KeVにディスクリミネータを設定してある他事業所と比較して高い値となる。DBM方式のサーベイメータの場合、線源測定値が低いとB.G.測定値も低めであり、両者の間に良い対応が見られる。この場合チェック線源等により測定器の感度変化の補正を行うことが重要である。A-①はDBM特性が完全でなかったため、線源測定値との対応が悪い。詳細については報告書¹⁾を参照されたい。(片桐)

1) 東海・大洗地区放射線管理技術委員会：

環境放射線の比較測定報告書(第2回), 1978年2月



Abbreviation of the participating organizations

Fig. 2.3.4-1 Comparison of the radiation dose rates measured by various instruments at the same radiation field.

2.3.5 排水モニタの校正定数と r/β 放射能濃度比

東海研の排水溝に設置してある排水モニタは、通常放出による放射性物質の濃度が規定濃度以下であることを再確認するとともに、万一、事故的放出があった場合の早期発見を目的としている。

排水モニタは、次のように構成されている。

水槽	814 ℓ (120 cm × 72 cm)
検出器	NaI (Tℓ) 2"φ × 2"
波高弁別レベル	50 keV
レートメータ時定数	標準偏差 15% (対数目盛)
排水溝からサンプリング速度	100 ℓ/min (連続)

この排水モニタについて、校正定数、および放射能濃度とモニタ指示値の関係を考察した。

1) 校正定数と検出限界濃度

水モニタの一般的特性はすでに詳細な実験と解析が行われているので、現在、使用している排水モニタの校正と検出限界濃度を求めた。校正は KCℓ の水溶液 (濃度範囲 $1 \times 10^{-6} \sim 8 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) を用いて r 線に対する校正定数 Kr を求めると、 $Kr = 2.2 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cps}$ となる。

また、排水モニタの B.G. 計数率 (過去 2 年間の平均値) は 35 cps である。またレートメータの時定数から、検出限界濃度 C を、バックグラウンド標準偏差 (10 cps) の 3 倍として求めると、降雨による影響が無い場合には $7 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ となる。

2) 排水モニタの r/β 比

過去 4 年間に放出された主な核種は ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{51}Cr , ^{24}Na , ^3H , ^{14}C である。この核種の年間放出割合 (Ci 数割合) は、1975 年の場合 ^{137}Cs : 36%, ^{60}Co : 10%, ^{51}Cr : 14%, ^{24}Na : 18%, その他 22% である。 (^3H , ^{14}C 除く)

上記のほかに放出可能性のある核種として、 ^{58}Co , ^{59}Fe , ^{65}Zn , ^{131}I , ^{134}Cs , ^{32}P , ^{89}Sr , ^{90}Sr などが考えられる。これらの核種のうち、 ^3H , ^{14}C , ^{32}P , ^{90}Sr は β 核種である。

これらの核種について一定の β 放射能濃度に対する r 放射能濃度の関係 (r/β 放射能濃度比) を考察した。従来の放出核種および放出可能性のある核種について、 β 放射能濃度 $10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ に対する r 放射能濃度 (排水モニタ指示値に換算) との関係を図 2.3.5-1 に示した。図から判るように β 核種および ^{51}Cr , ^{89}Sr を除く他の核種濃度は排水モニタ (r) により、 β 放射能濃度の $1/2 \sim 2$ 倍の範囲で表示される。また β 放射能 (全 β) 濃度の測定では、種々の β 線エネルギーに対して計測装置の計数効率が異なるが、測定値は係数 $1.5 \sim 2$ で実際濃度と一致する。

従って、このこの係数を考慮した場合、排水モニタによる (r) 指示値は β 放射能濃度 (測定値) と係数 4 以内で一致することとなる。 (人見)

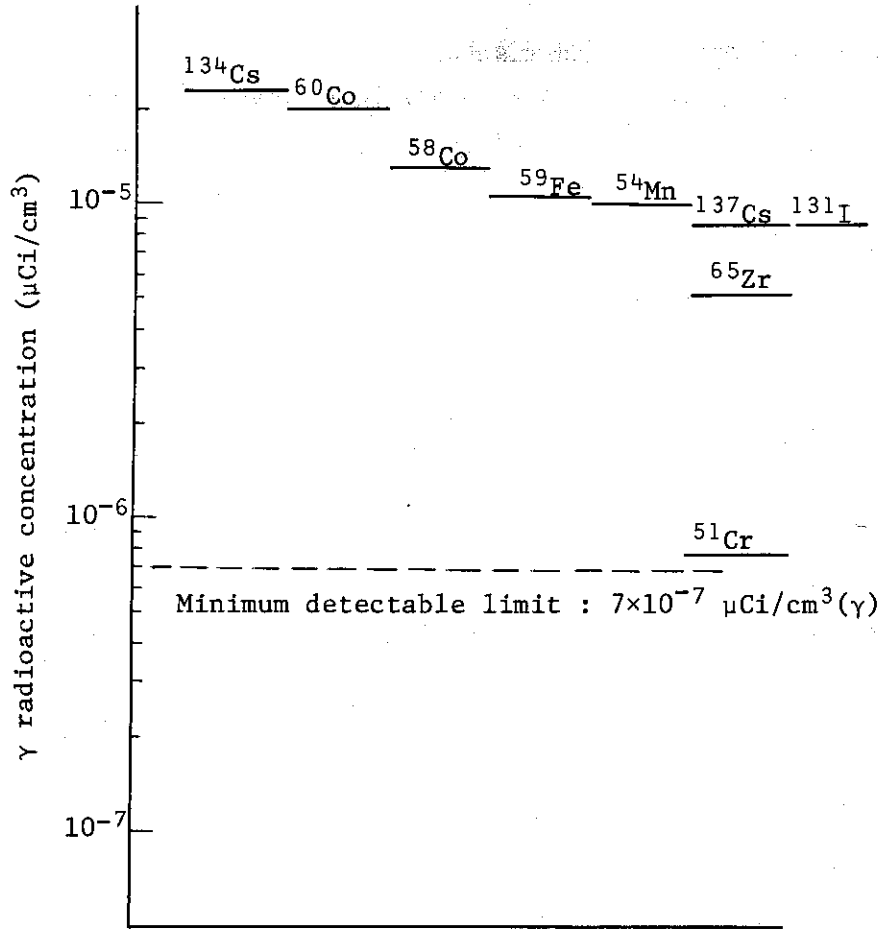


Fig. 2.3.5-1 The value indicated in γ -drain monitor at β radioactive concentration of $10^{-5}\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$.

2.3.6 大洗研の排水モニタの校正

1. はじめに

大洗研究所における排水中の放射性物質の監視は、一般排水溝出口付近に流量比例排水サンプラ¹⁾と排水モニタを設置して、連続モニタリングを行っている。今回排水モニタの校正と β/γ 放射能濃度比の測定を実施したので、これらについてのべる。

排水モニタの仕様は次のとおりである。

測定槽内容積	205 l
検出器	NaI(Tl) $1\frac{3}{4}''\phi \times 2''$
測定線種	γ 線 50 keV ~ 10 MeV
測定器	対数計数率計
	0.1 ~ 10^3 cps 4 デガード
測定範囲	0.1 ~ 10^5 cps ($\times 1, \times 10, \times 100$)

2. 排水モニタの校正

排水モニタの校正は塩化カリウム (KCl = 110 dpm/g - r) を用いて、5 kg, 8 kg, 12.5 kg の3点について実施した。KCl を約 30°C に熱した微温湯中で十分溶解したのち、Fig. 2.3.6-1 に示す測定槽に移し規定水量まで希釈した。測定は対数計数率計のディスクリアウトをスケーラに接続して 10 分間計測した。測定結果は Table 2.3.6-1 のとおりで、これより排水モニタの換算係数は次に示す値を得た。

換算係数 $5.2 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \cdot \text{cps}$

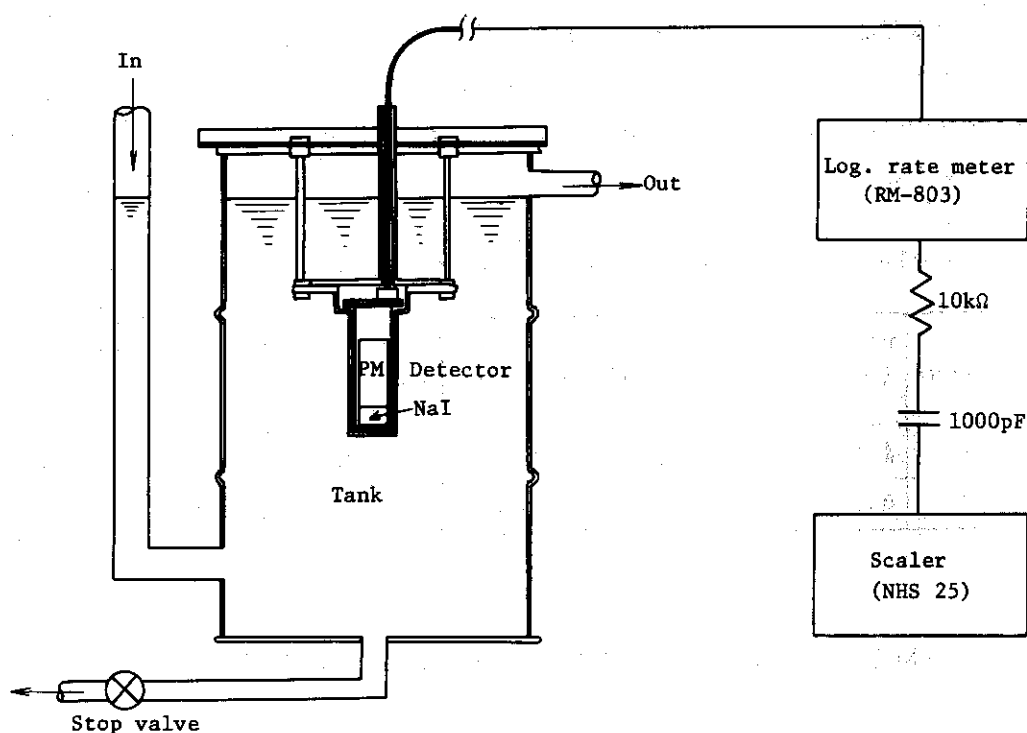


Fig. 2.3.6-1 Calibration method of drainage monitor.

Table 2.3.6-1 Results of calibration by use of KCl

KCl (kg)	γ -concentration ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	Net counts rate (cps)	Conversion coefficient ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \cdot \text{cps}$)
5	1.2×10^{-6}	22.6	5.3×10^{-8}
8	1.9×10^{-6}	37.2	5.1×10^{-8}
12.5	3.0×10^{-6}	54.0	5.5×10^{-8}

3. 検出限界濃度

バックグラウンドレベルを計数するデガードのタイム常数は 5.4 秒(実測)であり 3σ を検出限界計数率にとった場合、本モニタの検出限界濃度は次のとおりである。

$$\text{検出限界濃度} \quad 4.3 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$$

4. 排水モニタの β/γ 放射能濃度比

排水中の放射性物質の濃度の評価は、通常全 β 放射能濃度によって行われているので、排水モニタによる全 γ 放射能濃度から全 β を推測する目やすとして、 β/γ 比を求めた。測定は放射性廃液を測定槽に入れて、Fig. 2.3.6-1 の方法によって行った。同時に採取したサンプルを蒸発乾固して全 β (KC β 校正) を計測した。また Ge (Li) 波高分析器で核種分析を行い定量した。それらの結果を Table 2.3.6-2 に示す。 β/γ 比は含まれる核種によって変動するが、大洗研究所から排出される放射性廃液中に含まれる核種はおもに ^{60}Co , ^{137}Cs であり、過去の例からその比は 1~5 の中にあるので、全 γ 放射能濃度から全 β 放射能濃度への換算はファクター 1~4 の範囲で推定することができる。

Table 2.3.6-2 Beta-gamma activity ratios in drainage

No. of test	gross- β ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	gross- γ ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	gross- β / gross- γ ratio	^{60}Co ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	^{137}Cs ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	$^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ ratio
No. 1	1.8×10^{-6}	1.2×10^{-6}	1.5	3.4×10^{-7}	9.5×10^{-7}	3.6
No. 2	6.2×10^{-6}	1.7×10^{-6}	3.6	4.2×10^{-7}	5.6×10^{-7}	0.8

参考文献

- 1) JAERI-M 5866 保健物理と安全管理・No 16 143 ~ 144 (1974)

2.3.7 環境試料中放射能の Ge (Li) 検出器による検出限界についての検討

研究 3 棟 043 号室に設置してある γ 線測定システム (Ge (Li) 検出器, CANBERRA-8700 型 MCA, FACOM-U 200) を用いて低放射性物質の核種分析を行い "BOB" コードによって解析する場合の検出限界濃度を求めた。

対象としたものは環境試料中の主要 10 核種(γ)である。また汚紙 (連続汚紙, 固定汚紙) については、測定時間を変えた場合の検出限界の比較検討を行った。

(1) 放射能計測条件

現状に合わせ、次の測定条件について求めた。

- (a) 水試料 1 ℓ を蒸発濃縮して 25 mm ϕ 試料皿に入れる場合。
- (b) 農・水産物を灰化して 60 mm ϕ 容器に厚さ 10 mm まで入れる場合。
- (c) 濃縮あるいは無処理のまま 80 mm ϕ 容器に厚さ 40 mm まで入れる場合。

(2) 検出限界濃度の求め方

測定装置のバックグラウンドやモニタリングステーションで使用する未使用汚紙(HE 40T), 蒸留水, 海水等のバックグラウンドを測定してから, 3ポイントでスムージングさせた後, 該当する核種に対応する7チャンネル(半値巾の2倍が約7チャンネルとなる)をバックグラウンドとしてとり3の法に代入して算出した。なおデータ処理は“BOB 73S”コードを汎用してFACOM-U 200装置で処理した。

(3) 検討結果

Table 2.3.7-1に環境試料を1500分間測定の場合をTable 2.3.7-2には集塵汚紙の1500分間および100分間測定の場合を示した。Table 2.3.7-1からわかるように, 例えば, 排水1ℓを蒸発乾固して25mmφ試料皿に入れ1500分測定すると, ¹³⁷Csは0.32 pCi/ℓ, ⁶⁰Coは0.47 pCi/ℓが検出限界となり, ほうれん草の場合は灰化率1.6%, 938gを60mmφ×10mmの形状にして測定すると¹³⁷Cs 0.77 pCi/kg, ⁶⁰Co 1.2 pCi/kgが検出限界となる。またTable 2.3.7-2からわかるように100分間測定して時の検出限界を1500分間の場合と比較すると, 計測時間を1/15に短縮しても検出限界は5~6倍しか悪くならないので, レベルチェックを目的とする緊急時の場合などは, 100分程度の短時間測定によって核種の決定をおこなうことができることになる。表に記載してある検出限界濃度は計測条件等が同じであればそのまま目安値として適用することができるが, 今後さらに各種の試料について調査し, データを検討する。

(梁瀬)

Table 2.3.7-1 Detectable limits of Ge(Li) detector for environmental samples

Sample Nuclide energy(MeV)		Spinach	Milk	Water	White-bait	Soil	Dume-sand
		pCi/kg	pCi/ℓ	pCi/ℓ	pCi/kg	pCi/kg	pCi/kg
⁵¹ Cr	0.320	4.2×10 ⁰	4.0×10 ⁰	1.8×10 ⁰	4.2×10 ⁰	4.2×10 ¹	2.9×10 ¹
¹³¹ I	0.365	5.2×10 ⁻¹	4.9×10 ⁻¹	2.2×10 ⁻¹	5.2×10 ⁻¹	5.1×10 ⁰	3.5×10 ⁰
¹³⁴ Cs	0.605	6.0×10 ⁻¹	5.6×10 ⁻¹	2.5×10 ⁻¹	6.0×10 ⁻¹	6.0×10 ⁰	4.1×10 ⁰
¹³⁷ Cs	0.662	7.7×10 ⁻¹	7.3×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻¹	7.7×10 ⁻¹	7.8×10 ⁰	5.4×10 ⁰
⁵⁸ Co	0.811	7.2×10 ⁻¹	6.7×10 ⁻¹	2.9×10 ⁻¹	7.2×10 ⁻¹	6.9×10 ⁰	4.8×10 ⁰
⁵⁴ Mn	0.835	7.4×10 ⁻¹	6.9×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻¹	7.4×10 ⁻¹	7.4×10 ⁰	5.1×10 ⁰
⁵⁷ Fe	1.099	1.7×10 ⁰	1.6×10 ⁰	6.6×10 ⁻¹	1.7×10 ⁰	1.7×10 ¹	1.1×10 ¹
⁶⁵ Zn	1.116	1.8×10 ⁰	1.7×10 ⁰	7.4×10 ⁻¹	1.8×10 ⁰	1.8×10 ¹	1.3×10 ¹
⁶⁰ Co	1.332	1.2×10 ⁰	1.1×10 ⁰	4.7×10 ⁻¹	1.2×10 ⁰	1.2×10 ¹	7.9×10 ⁰
²⁴ Na	1.369	1.2×10 ⁰	1.1×10 ⁰	4.6×10 ⁻¹	1.2×10 ⁰	1.1×10 ¹	7.6×10 ⁰
Condition	State	ash (1.6%)	ash (0.7%)	residue	ash (1.6%)	wet	wet
	Shape φ ^{mm} ×h ^{mm}	60×10	60×10	25×1	60×10	80×40	80×40
	Volume	938g	1ℓ	1ℓ	938g	200g	250g

Table 2.3.7-2 Comparison of detectable limits sampling condition of a Ge(Li) detector for different measurement times

Nuclide	Time Unit energy(MeV)	1500 min		100 min	
		Roll filter*1) ×10 ⁻¹⁶	50φ filter*2) ×10 ⁻¹⁵	Roll filter ×10 ⁻¹⁵	50φ filter ×10 ⁻¹⁴
⁵¹ Cr	0.320	32	9.3	12	3.5
¹³¹ I	0.365	4.0	1.1	1.8	0.52
¹³⁴ Cs	0.605	3.2	0.91	2.0	0.57
¹³⁷ Cs	0.662	3.7	1.1	1.9	0.54
⁵⁸ Co	0.811	3.2	0.92	1.6	0.46
⁵⁴ Mn	0.835	3.3	0.93	2.2	0.62
⁵⁹ Fe	1.099	6.5	1.9	4.7	1.3
⁶⁵ Zn	1.116	7.3	2.1	4.5	1.3
⁶⁰ Co	1.332	4.8	1.4	2.8	0.80
²⁴ Na	1.369	4.2	1.2	2.9	0.84
¹⁰⁶ Ru	0.622	28	8.1	11	3.2
⁹⁵ Zr	0.724	7.1	2.1	3.7	1.1
²²⁶ Ra	0.609	8.4	2.5	4.3	1.3

Sampling condition

*1) Roll filter ; 250 ℓ/min, 1 month

*2) 50φ filter ; 107 ℓ/min, 1 week

2.4 放射線計測

Radiation Measurement Instrumentation

For improving the performance and characteristics of radiation measurement instruments, following studies were made.

A new type survey meter for β -rays was constructed using a plastic scintillator and a single channel pulse height analyzer (SCA). When measurements were made of absorbed dose rates due to β -rays, discrimination level and window width of the SCA were changed according to the thickness of epidermis. The resultant signals were counted and converted to dose rates. The discrimination level and window width were fixed in the case of the measurement of surface contamination.

A wide range survey meter for γ -rays was made using four plastic scintillators, three (7mm ϕ \times 7mmt) being plugged into an opaque plastic in a circle and one (1mm ϕ \times 1mmt) in the center. In a low dose rate field, all the signals from four scintillators were counted. In a high dose rate field, only the signals from one scintillator were counted using the shutter which was mounted between a light pipe and a photomultiplier tube. The survey meter was possible to measure the dose rates from 10 μ R/h to 100 R/h.

A ^{244}Cm -C γ -ray source was made to study the characteristics of detectors for high monoenergetic γ -rays, and the emitting rate of 6.13 MeV γ -rays was determined as 1.5×10^3 photons/sec $\cdot 4\pi$ from the measurement of the energy spectrum.

Some characteristics of a broad surface plastic scintillator for β -rays were studied for the purpose of developing a surface contamination detector. The results showed high detection efficiency and very small attenuation of light in the scintillator. It can be said that compared to GM tubes the plastic scintillator has advantages as a detector from the view point of its performance and easiness and low cost of maintenance.

A gamma-ray irradiation apparatus which could contain three sources was made to calibrate medium dose rates and to study energy responses of radiation measurement instruments.

2.4.1 概要

放射線管理用測定器の性能の向上および特性の検討とその改善などを目的として次の技術開発が行われた。

β 線用測定器としてプラスチック・シンチレータとシングル・チャンネル波高分析器とを用い、特高波高値のパルスだけを計数することにより、吸収線量率を直読できるサーベイメータを試作した。このサーベイメータはディスクリ・レベルとウィンド幅を適当に選定することにより任意

の厚さの不感層下の吸収線量率の測定が可能であり、ディスクリ・レベルとウィンド幅を固定して表面汚染検査計として使用することも可能である。

γ 線用広領域線量率測定器として、低線量率領域では不透明のプラスチックに埋め込んだ3個のプラスチック・シンチレータのシグナルを、高線量率領域では1個の微小シンチレータのシグナルだけを計数するためライト・パイプと光電子増倍管との間に絞りを挿入し、この操作により $10 \mu\text{R}/\text{h} \sim 100 \text{R}/\text{h}$ の線量率測定が可能なサーベイメータを試作した。

高エネルギー γ 線に対する各種検出器の特性を調べるため、 $^{13}\text{C}(\alpha, n\gamma)^{16}\text{O}$ の核反応を利用した 6.13MeV γ 線源を作成し、その強度を測定した。線源は炭素粉末と ^{244}Cm を焼結加圧してステンレスカプセルに封入したものである。エネルギー・スペクトルを測定した結果、 2MeV 以下に不純物によるものと推定されるピークが少し認められるだけで、高エネルギー領域におけるすぐれた単色性を示している。3種の測定器によって測定した 6.13MeV γ 線の強度は $1.5 \times 10^3 \text{Photons}/\text{sec}$ であった。

大面積プラスチック・シンチレータを表面汚染検査計などの検出器として使用するため、 β 線に対する特性を比較検討した。その結果、製品による性能のバラツキは認められたが、 ^{90}Sr β 線に対する検出効率 40% と高く、光の減衰も少ないことなどから GM 計数管に代る有効な検出器であることが確認された。

数 R/h 程度の標準照射をエネルギーを変えて行うため3個の線源を収納できる γ 線照射装置を作成した。3個の線源は同心円上に 120 度間隔で分離収納し、電動ロータで回転させ、任意の線源を照射位置に固定して照射する。本装置は最大で ^{60}Co 200Ci 収納が可能であり、停電時には自動的に閉じる遮蔽用シャッター、電源投入鍵と連動するインター・ロック等の安全機構を備えている。

(沼宮内)

2.4.2 プラスチック・シンチレーション型 β 線サーベイメータの試作

β 線吸収線量率の測定には、一般に電離箱型および GM 管型のサーベイメータが使用されている。これらを用いた場合の吸収線量は、 β 線測定用のフィルタを開いたときと閉じたときの指示値の差に適当な換算係数を乗じて求められる。しかし、この方法は測定が2回必要なこと、換算係数がエネルギーに依存して異なるため線量測定の精度が悪いことなどの欠点がある。これらを改良するため、先に開発された直読式 β 線吸収線量測定法¹⁾を応用したサーベイメータを試作し、その特性を調べた。

試作したサーベイメータは、線量感度(吸収線量率当りの計数率)を一定値にするために、検出器としてプラスチック・シンチレータ($40 \text{mm} \phi \times 2 \text{mm}$)を用い、特定の波高値をもつパルスのみをシングルチャネルアナライザ(SCA)を用いて計数するものである。SCAのディスクリレベルおよびウィンド幅は、人体組織の表皮層の厚さに対応して設定できる。

得られた線量感度を Fig. 2.4.2-1 に示す。 0.4MeV 以上の β 線に対して、 $25 \text{cps}/(\text{mrad}/\text{h}) \pm 15\%$ の一定値を有することがわかる。バックグラウンド指示値は、 $0.02 \text{mrad}/\text{h}$ ($7 \text{mg}/\text{cm}^2$) である。 $\beta \cdot \gamma$ 混合放射線場では、フィルタ($A\beta$ 7mm)をつけない場合とつけた場合の指示値の差から読み取る。

表面汚染検査計としての感度は、校正試験に使用しているウラン線源で求めた。cpmからdpm

への換算係数は、2.3～2.4 であり、2"φ の GM 管型の 3.1～3.9 に比べてバラツキが少ない。

GM管は測定中に破損されることが多いが、本サーベイメータの場合、遮光膜を交換するだけでよく、保守費が安く、点検調整が容易であるなどの利点がある。 (梶本)

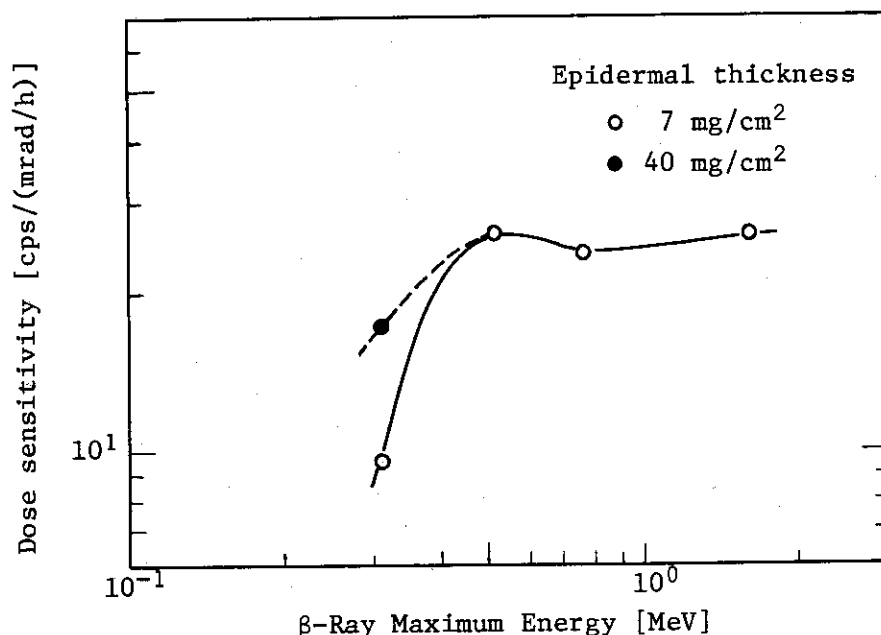


Fig. 2.4.2-1 Dose sensitivity of survey meter as a function of the maximum energy of β -rays.

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) (1976)

2.4.3 広領域線量率測定用プラスチック・シンチレーション型 γ 線サーベイメータの試作

γ 線サーベイメータとしては、一般にGM管式や電離箱式のものを使用されている。放射線レベルの比較的低い場合には主としてGM管式のもの、高い場合は電離箱式のものを使用されている。GM管式ものは、長時間使用すると特性が劣化し、構造上破損による故障が多く、また高い線量率に対し窒息する欠点を有する。一方電離箱式ものは低線量率領域では感度が低く環境放射線レベルにおけるバックグラウンド測定は困難である。以上のような欠点を改良するため新たにプラスチック・シンチレータを用いた広領域線量率測定可能なサーベイメータを試作した。このサーベイメータは、低線量率領域に7 mmφ×7 mmH×3ケ、高線量率領域に1 mmφ×1 mmH×1ケのシンチレータを有し、絞りリングにより両者を切替える構造とした。測定は、自然放射線レベルから100 R/hまでの広範囲が可能であり、また指示計は3桁の対数目盛とした。同時に試作した β 線サーベイメータ、 α 線サーベイメータなどとケースおよび内部構造を可能な限り同一化し、回路はブロック別に基板を設け保守点検が容易なよう考慮した。検出器の構造をFig. 2.4.3-1に示す。このサーベイメータのエネルギー特性、および方向依存性をFig. 2.4.3-2, Fig. 2.4.3-3に示す。

方向依存性については当初計画した性能が得られたが、エネルギー特性は必ずしも充分なものではないのでその原因を解明し改良する予定である。(上沢)

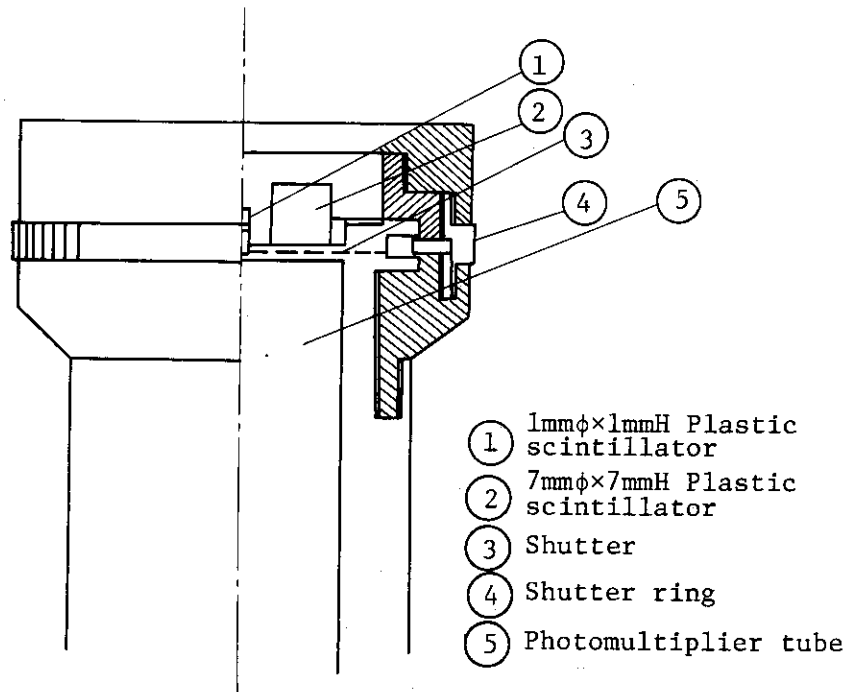


Fig. 2.4.3-1 Schematic diagram of plastic scintillation detector.

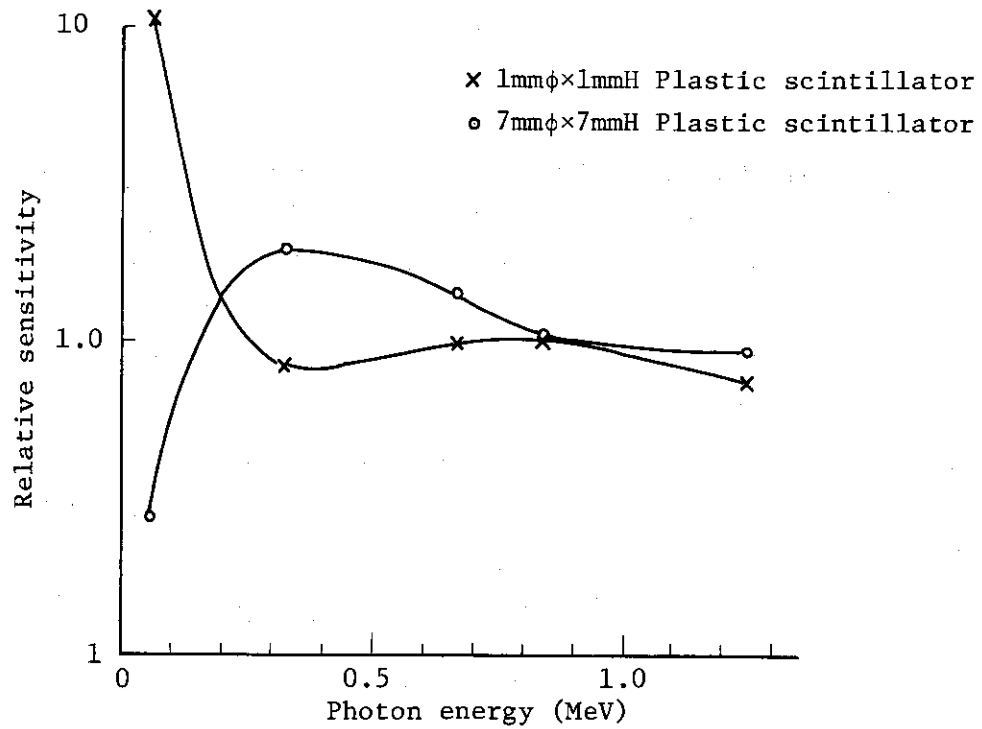


Fig. 2.4.3-2 Energy response of scintillation survey meter.

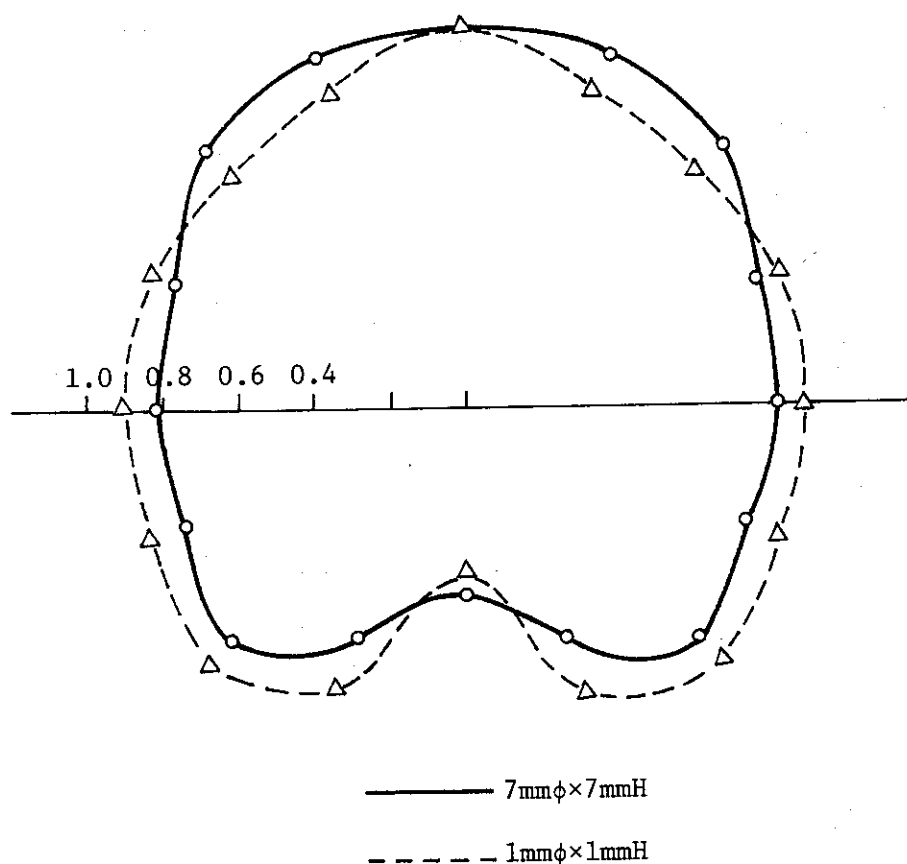


Fig. 2.4.3-3 Direction dependency of plastic scintillation survey meter for ^{137}Cs γ -rays.

2.4.4 GM管型アラームメータの特性

ポケットアラームメータは、高線量率場の作業や計画被曝等に使用されるため高信頼性と高安定性が要求される。従来使用しているものは電離箱型のアナログ方式が主なもので警報設定レベルに誤差を生じやすく、また安定度も悪いという欠点があった。最近、GM管を用いたものが開発されたが信頼性が優れているため広く使用されるようになった。そのなかからレムマスターD形についてエネルギー特性と測定精度の試験を行った。これはGM管特有のエネルギー特性を改善するため検出器に特殊なフィルタを設けている。また回路はデジタル方式による積算を行い警報レベルを10 mR から 900 mR までの範囲で設定可能である。測定器の指示精度はGM管のバラツキを含めて $\pm 15\%$ 以内であった。また警報レベルのドリフトは殆んど認められず、レベルに達しない場合でも測定器本体に組込まれたデジタル表示器により被曝線量の読み取りが可能である。エネルギー特性はFig. 2.4.4-1に示すように100 keV以上に対し $\pm 20\%$ 以内であった。以上のような特性から判断してこのアラームメータは放射線管理用として充分使用できる性能を有するものと判断できる。(上沢)

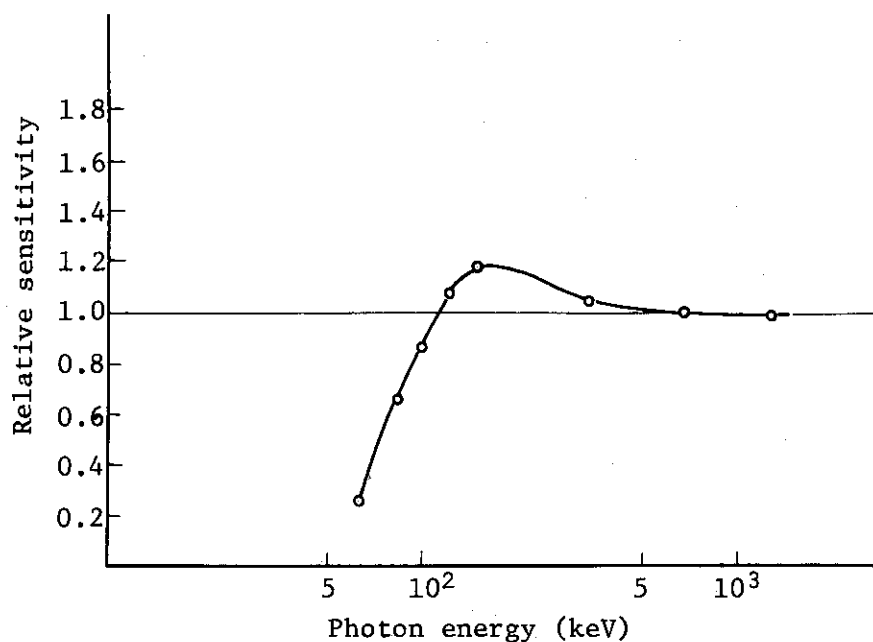


Fig. 2.4.4-1 Energy response of alarm meter.

2.4.5 6.13 MeV 単色エネルギー γ 線源の強度測定

^{244}Cm の α 線による $^{13}\text{C}(\alpha, n\gamma)^{16}\text{O}$ 反応で 6.13 MeV の単色の γ 線を放出する Cm-C 線源を作成し、その強度を測定した。

作成した線源は無定形炭素粉末 (200 mg) と ^{244}Cm (60 mCi) を焼結後加圧し、SUS の円筒型二重カプセルに封入した。カプセルの外寸は 18 mm ϕ \times 36 mm で、線源部の実効寸法は、6 mm ϕ \times 4 mm である。

強度測定には約 20 cm³ の Ge (Li) および 3" ϕ \times 3" と 5" ϕ \times 4" の NaI (T ℓ) スペクトロメータを用いた。Ge (Li) 検出器の 6.13 MeV に対する測定効率 は Cm-C 線源と同一幾何学的条件で、点状の標準線源キットと ^{56}Co を使用し、得られた効率曲線より経験的に外挿して求めた。NaI (T ℓ) 両検出器の効率は Berger ら¹⁾ によるモンテカルロ計算と Vegors ら²⁾ による計算とを参考にして、Ge (Li) 検出器と同様の測定を行って求めた。

Ge (Li) 検出器により得た高エネルギー部のスペクトルを Fig. 2.4.5-1 に示す。図に示す如く 6.13 MeV 以下には 2 MeV 以下の不純物によるピークだけであった。6.13 MeV 以上についてもピークは検出されなかった。この結果本線源の特徴の一である単色性は十分なものが得られた。三種のスペクトロメータによる強度の測定結果を Table 2.4.5-1 に示す。単純平均して求めた Cm-C 線源の 6.13 MeV の γ 線強度は 1.5×10^3 Photons/sec \cdot 4 π であった。この値は計算値の約 1/3 である。当初予定の値より小さくなった原因としては計算上での不備や製作過程での焼結が不十分であったことなどが考えられる。今後、より精密な強度測定を試みる予定である。

(間辺)

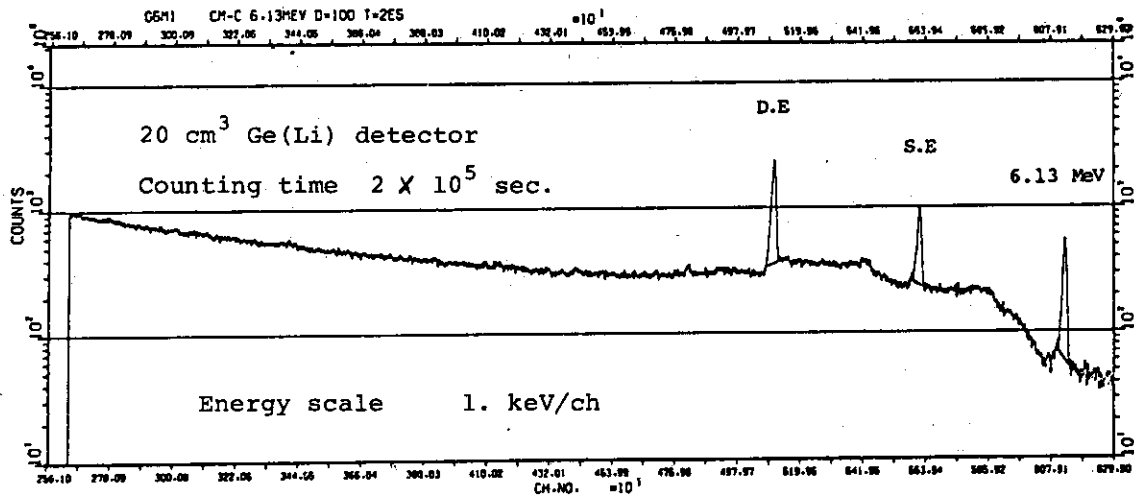


Fig. 2.4.5-1 Partial spectrum of the 6.13MeV γ -ray from the curium-carbon source

Table 2.4.5-1 Intensity of the 6.13 MeV gamma-ray of the curium-carbon source

Detector	Full energy peak efficiency	Photons per sec $\cdot 4\pi$
Ge(Li)	2.45×10^{-5}	1.49×10^3
NaI 3" ϕ \times 3"	3.13×10^{-4}	1.58×10^3
NaI 5" ϕ \times 4"	1.11×10^{-3}	1.44×10^3
Average		1.50×10^3

参考文献

- 1) M. J. Berger et al : Nuclear Instruments & Methods 104 (1972) 317
- 2) S. H. Vegors et al : IDO - 16370 (1958)

2.4.6 大型プラスチック・シンチレータの特性試験

本試験は大型プラスチック・シンチレータを表面汚染検査計（ハンドフットモニタ等）の検出器として使用する目的で、その設計に必要な基礎データを得るために実施したものである。

今回の試験には NE-102A 型、HE 型及び NU 型のプラスチック・シンチレータを使用した。使用したプラスチック・シンチレータの特性を Table 2.4.6-1 に示す。試験材の寸法は 30 \times 30 cm 及び 30 \times 180 cm である。表面汚染検査計の検出器としては、 β 線に対する特性と r 線に対する特性とが必要であるが今回はエネルギーの異なる β 線源のみを用いて実験を行った。実験に用いた β 線源は ^{90}Sr , ^{36}Cl , ^{147}Pm , ^{14}C , ^{22}Na である。Fig. 2.4.6-1 に試験装置のブロック図を示す。

Table 2.4.6-1 Physical constants of three several plastic scintillators

Scintillator Items	NE-102A Nuc. Enterprise Ltd.	Type-HE CI Technical Ltd.	Type-NU CI Technical Ltd.
Density	1.032	1.1	1.1
Refractive index	1.581	1.50~1.58	1.50~1.58
Light output (% Anthracene)	65	60~50	~50
Decay constant, Main component (ns)	2.4	~3.0	~3.0
Wavelength of maximum emission (nm)	423	~420	~420
Melting softening or boiling point (°C)	75	80~90	80~90

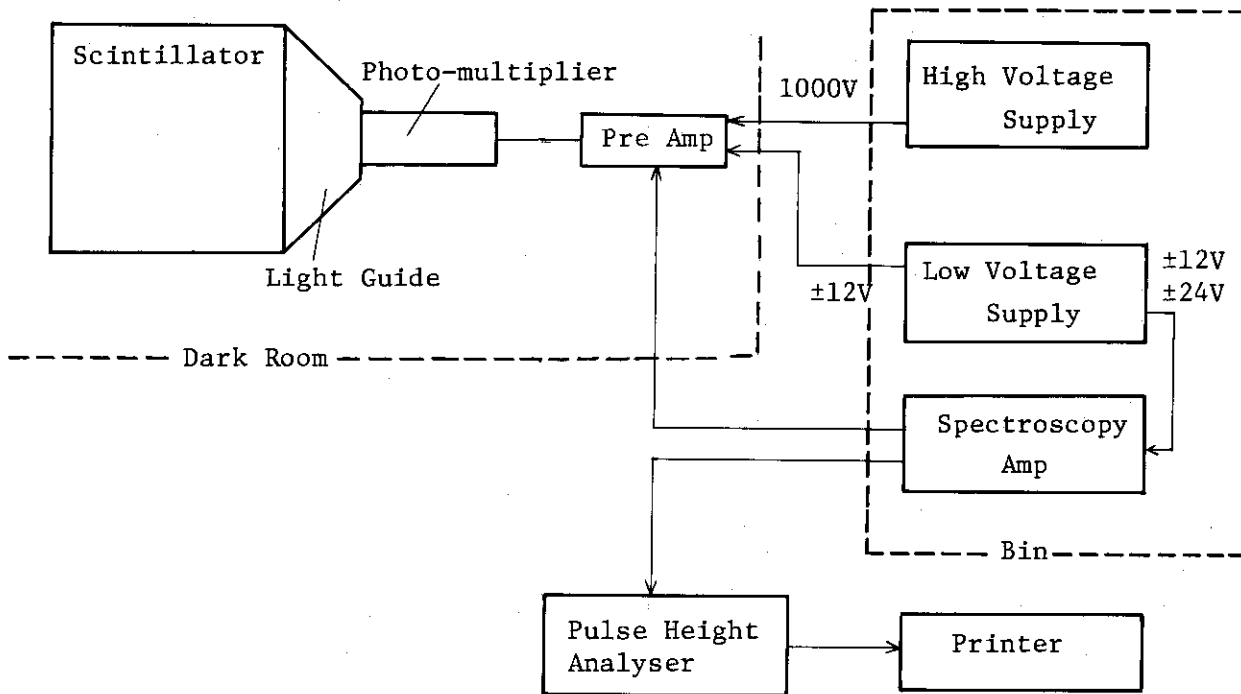


Fig. 2.4.6-1 Block diagram of the electronics

試験した試料で最も検出効率が良いのは NE-102A で ^{90}Sr に対し 40% 近い値を示した。HE 型、NU 型のシンチレータは β 線源がライトガイドのごく近傍(数 cm 以内)の位置にある時は NE-102A とほとんど差はないが、距離の増加と共に減少し、ライトガイドから 25 cm 離れた位置では 25% の効率低下であった。検出効率は同一材質のシンチレータであってもその形状寸法が異なると非常に大きな差となることが判明した。HE の 30 × 30 cm と 30 × 180 cm とで比較するとライトガイドから 25 cm の位置の検出効率低下率は前述のように 30 × 30 cm で 25%、30 × 180 cm で 64% であった。その様子を Fig. 2.4.6-2 に示す。

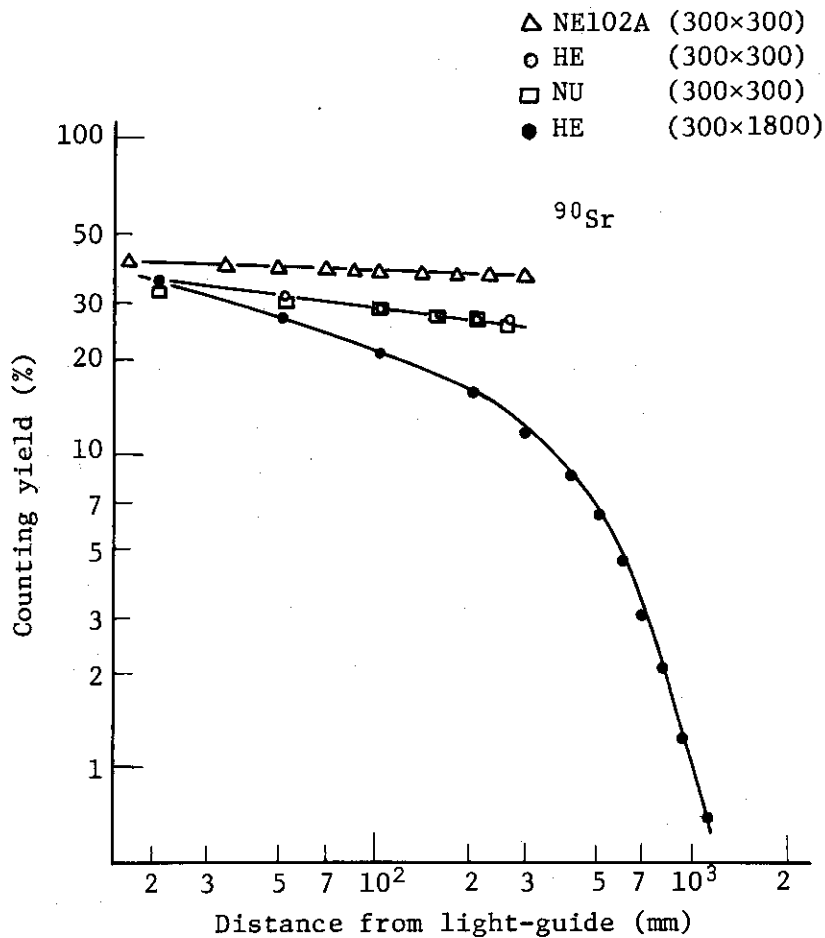


Fig. 2.4.6-2 Counting yield of various scintillators.

光の透過率は NE-102A がずば抜けて良く、30 cm 角の試験材では発光の減衰はほとんど見られなかった。発光強度の変化はプラスチック内の発光物質の分布の不均一によるものと思われ、ライトガイドからの距離に無関係であった。一方 NU, HE では光の透過率が悪く、発光強度の変化の様子は発光物質の不均一による増減を伴っている上、ライトガイドから 30 cm の位置で 70% の強度に低下している。

検出効率とバックグラウンドの関係を調べてみた。検出効率の高いシンチレータはほどバックグラウンド値も大きくなっている。そこで各シンチレータの β 線検出限界を比較する目安として、検出効率とバックグラウンド値の平方根の比 ($\eta/\sqrt{b.g.}$) を求めた。NE-102A では試験材の

全体にわたりほぼ一様である。これに対し HE 及び NU はライトガイドから離れるに従いこの比の値は小さくなり、検出器全体の平均的な検出効率は小さくなっている。

ライトガイドの効果を試験するため、10 cm 厚と 20 cm 厚の試料を準備しそれらを用いた場合の検出効率を比較した。バックグラウンドを含む測定値はライトガイドのない場合、10 cm、20 cm の順に大きかったが $\eta/\sqrt{b \cdot g}$ の値求めてみると逆の結果となった。即ち長いライトガイドの方が検出限界の値が低くなることを示した。

本試験の結果プラスチック・シンチレータは GM 計数管に代る検出器として有効なことが判明したが、今回得られたデータは試料の測定条件がかぎられており、さらに検討すべき問題点も見出された。これらの追加実験およびおよび r 線に対する特性試験の結果などと合わせて新しい形式の表面汚染検査計を試作する予定である。(岩田)

2.4.7 中レベル放射線照射装置

中レベル放射線照射装置は数 R/h 以上の r 線によって、サーベイメータや個人被曝線量計などを校正する目的で照射実験室に設置した。この装置の概略構造を Fig. 2.4.7-1 に示す。装置には 3 個の密封線源を格納することができる。電動式のローター(回転部)によって任意の 1 個の線源を選択して、照射位置に移動し照射を行う。線源格納時の鉛遮蔽は装置中心部で 350mm の厚さである。 ^{60}Co 200 Ci を格納したと仮定したとき、線源格納(貯蔵)時の表面線量率が 0.2 mrem/h となる遮蔽である。安全機構としては、次のようなものを備えている。

- (i) 線源を外力から保護するため、厚さ 2 mm のステンレス製カプセルにさらに封入し強度を保つ。
- (ii) 電動式のローターに異常な力が加わった場合、線源の剪断および装置可動部の破損などを防止するため、電動機軸と歯車シャフトの接合部にトルクリミターを設ける。
- (iii) 照射孔を塞ぐシャッターを設ける。線源が所定の照射位置に来たときだけシャッターは開く。
- (iv) 照射中に停電した場合シャッターは自動的に閉じる。
- (v) 電源投入鍵がなければ、装置を作動させることができない。
- (vi) 電源投入鍵と連動して、照射室入口の点滅式表示灯および屋外の機材搬入口付近の回転式表示灯が作動し、線源使用中であることを自動的に示す。

装置は、重コンクリート 40 cm 厚で遮蔽された制御室より遠隔操作する。標準校正等、放射線測定器の校正には、工業用テレビジョン 2 チャンネルを備えた遠隔監視装置によって、測定器の線源からの距離および測定器の指示値を読みとる。測定器の校正は電動走行台車の上で行う。

使用敷地外への漏洩放射線を防止するため高さ 5.5 m の土塁を築き、直接線を完全に遮蔽した。散乱線による管理区域境界の線量率を G-33 コードによって計算し、 ^{60}Co 、7 Ci および ^{137}Cs 14 Ci を使用し得ることがわかったので、それらの密封線源の使用許可を取得した。

装置の据付調整後 ^{60}Co 公称 7 Ci を実装した。線源より 1 m の距離の位置で約 6 R/h の線量率であった。管理区域境界の散乱線による線量率は 0.6 mR/h 以下におさまり、計算値とは合っていたが、詳細については、さらに測定の上、検討したい。(須賀)

Scale in millimeters

- 1 Driving mechanism with torque limiter
- 2 Limiting switches for display of source positions
- 3 Rotator containing radiation sources
- 4 Plug
- 5 Shielding shutter
- 6 Collimator

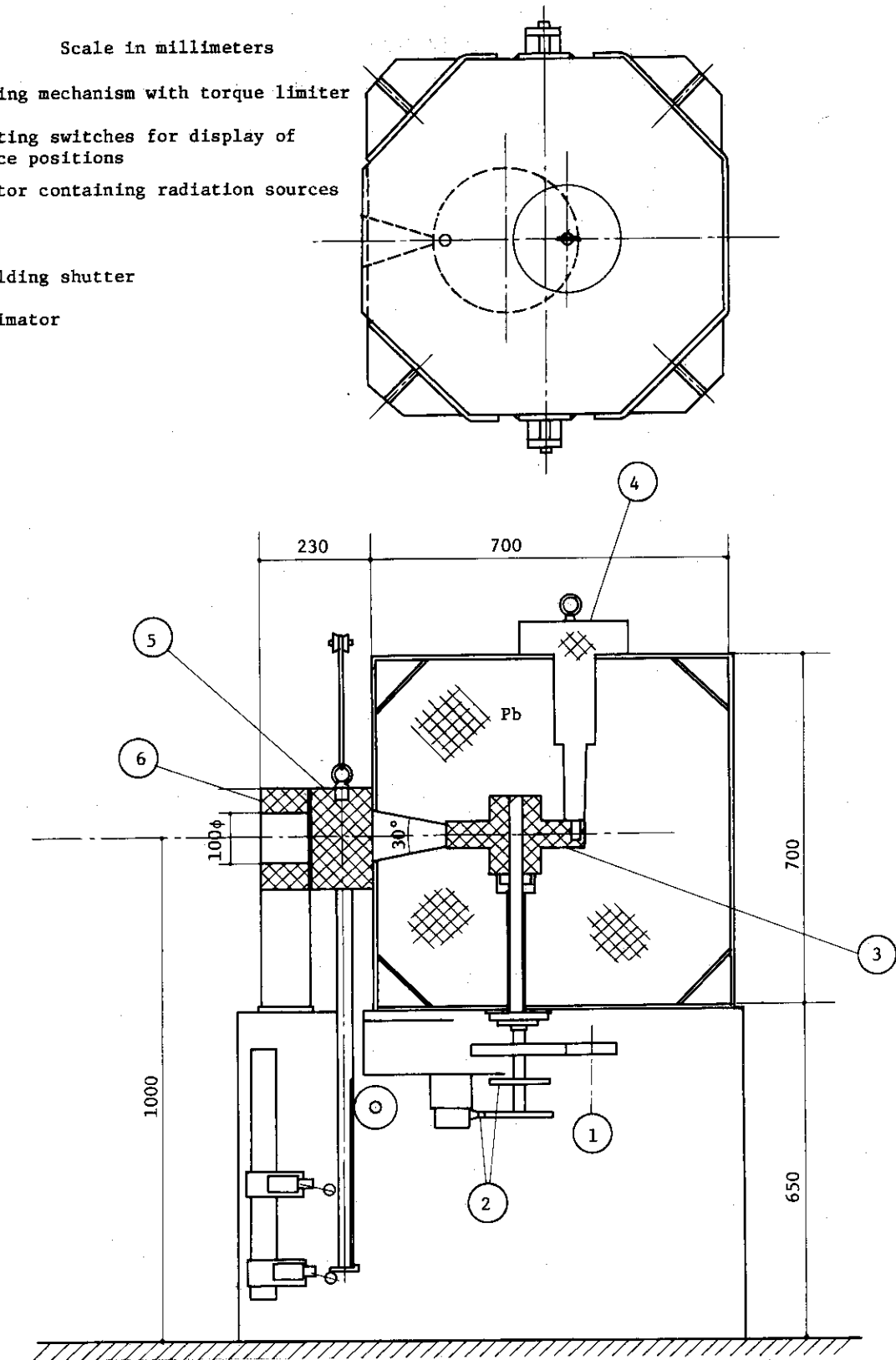


Fig. 2.4.7-1 Schema of the medium level gamma ray irradiator.

2.4.8 エネルギー濃度ガスモニタ

軽水型発電炉のスタックより放出した放射性希ガスの r 線による全身被曝線量は、ヨウ素などのように複雑な被曝経路を有せず、計算地点における被曝線量はスタックにおいて次式のような物理量、即ち単位時間あたりの r 線エネルギー放出率 Ψ ¹⁾ を求めれば、希ガスの核種分析などを行わなくても計算できる。²⁾

$$\Psi = 3.7 \times 10^{10} \sum_i Q_i \cdot F_{ij} \cdot E_{ij} \left(\frac{\text{MeV}}{\text{S}} \cdot \frac{1}{\text{h}} \right) \dots\dots\dots (1)$$

但し、 Q_i : i 核種のスタックよりの放出率 (Ci/h)。

F_{ij} : i 核種よりの J 種 r 線放出率。

E_{ij} : i 核種の J 種 r 線のエネルギー。

この Ψ はエネルギー特性の良好な電離箱型検出器等を用いて下記のように簡単に求めることが可能である。

Fig. 2.4.8-1 のように直径(半径を R cm とする) と高さが等しい円筒型ガスチェンバーに核種が i の放射性希ガス J_i ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) を大気圧で充満させた時、ガスチェンバーの中心における r 線の線束密度 Γ ($\frac{\text{n}/\text{cm}^2}{\text{S}}$) は、次の(2)式で示される。

$$\Gamma = 1.132 \sum_i J_i \cdot R \left(\frac{\text{n}/\text{cm}^2}{\text{S}} \right) \dots\dots\dots (2)$$

この場合ガスチェンバーの中心における照射線量率 D ($\mu\text{R}/\text{h}$) は、次の(3)式で与えられる。

$$D = 2.13 \times 10^9 R \sum_i J_i \cdot E_{ij} \cdot \mu(E_{ij}) \dots\dots\dots (3)$$

一方 J_i の放射性希ガスの r 線エネルギー濃度 F ($\frac{\text{MeV}/\text{S}}{\text{cm}^3}$) は(4)式のように示される。

$$F = 3.7 \times 10^4 \sum_i J_i \cdot E_{ij} \dots\dots\dots (4)$$

(3)式の照射線量率と(4)式のエネルギー濃度は比例関係にあり、その換算係数 k は(5)式のようになる。

$$k = \frac{F}{D} = 1.737 \times 10^{-5} \frac{\sum_i J_i \cdot E_{ij}}{R \sum_i J_i \cdot E_{ij} \cdot \mu(E_{ij})} \dots\dots\dots (5)$$

$\mu(E_i)$ は空気の実吸収係数で、50 keV ~ 2.5 MeV の範囲では $3.2 \times 10^{-5} \text{cm}^{-1} \pm 12\%$ で一定である。したがって F は、 $F = 5.43 \times 10^{-1} D/R$ として与えられるので、Fig. 2.4.8-2 のようにガスチェンバーの中心にエネルギー特性の良好な電離箱型検出器等を設置して照射線量率を測定すれば、 F を求めることができる。

J_i は時間的に変化するので、 F は時間 t (h) の関数であり、スタックの排風量を V (cm^3/h) で一定であるとすれば、 Ψ は次式で求められる。

$$\Psi = \frac{V}{b-a} \int_a^b F(t) dt \left(\frac{\text{MeV}}{\text{S}} \cdot \frac{1}{\text{h}} \right) \dots\dots\dots (6)$$

$F(t)$ の測定用として対数電離箱を使用した。したがって(6)式の $F(t)$ の時間積分を行い、時間平均値を得るためには、逆対数変換すなわち指数変換が必要である。指数変換器としては、4デカード対数電流を演算増幅器にフィードして、その電圧出力を周波数変換し、演算増幅器のフィードバックループにログレートメータを用いて逆関数発生器とする、指数変換器を製作した。この指数変換器の特性を Fig. 2.4.8-3 に示す。 (南)

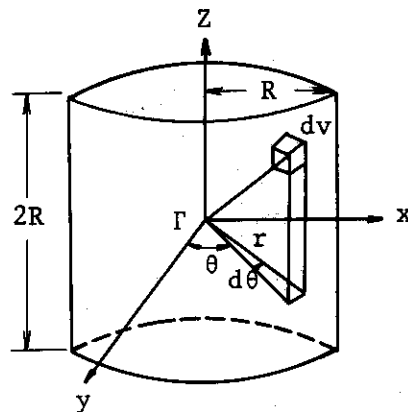


Fig. 2.4.8-1 Calculation of γ -rays flux at the center of the cylindrical gas chamber.

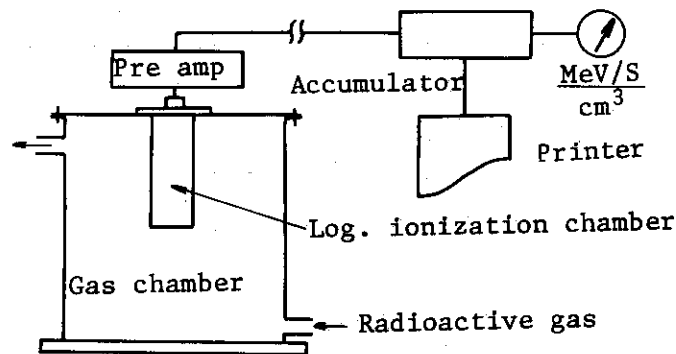


Fig. 2.4.8-2 Block diagram of the stack gas monitor for the measurement of γ -rays energy dissipating rate.

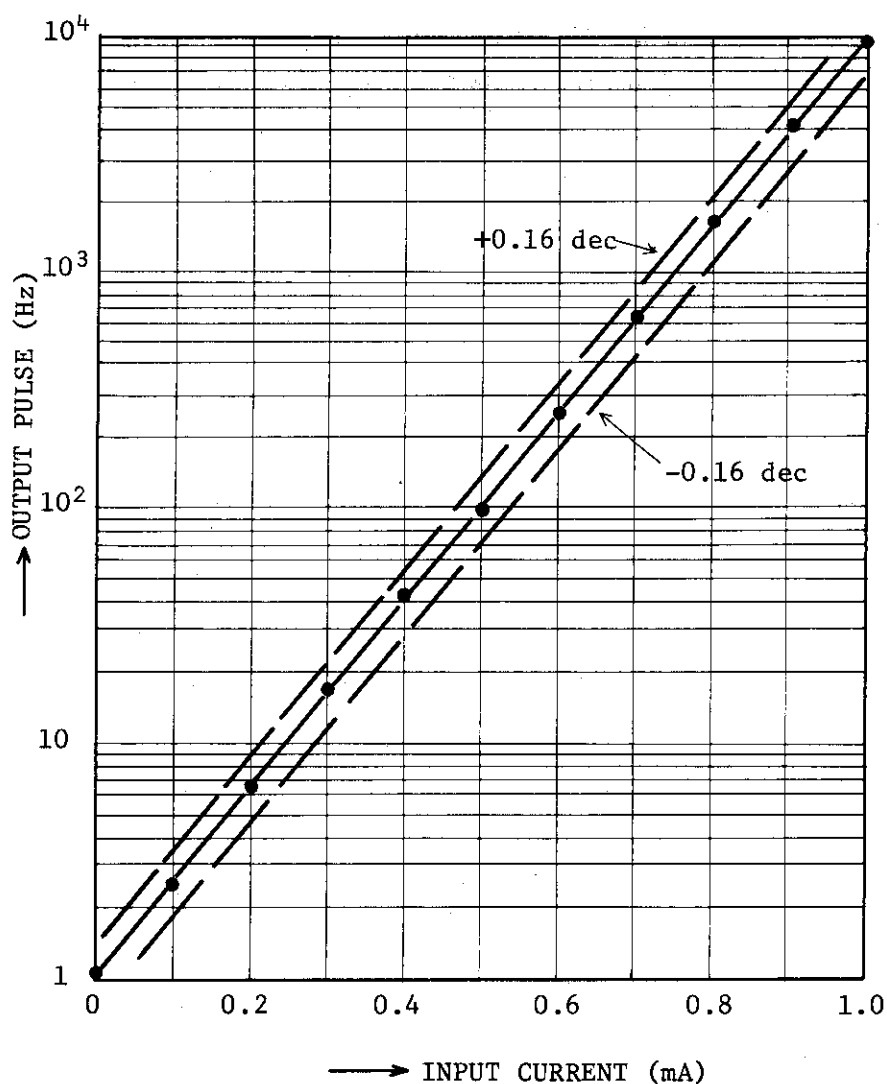


Fig. 2.4.8-3 Performance of the log. to linear converter.

参考文献

- 1) 森内茂, 宮永一郎; 日本原子力学会誌 Vol. 15 No 7 (1972)
- 2) 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

2.4.9 γ 線用GMサーベイメータの簡易型校正器

γ 線用GMサーベイメータの放射線校正を迅速に、かつ、校正作業者の被曝線量を低減して行える簡易型校正器を設計製作した。

従来行われてきた γ 線用GMサーベイメータの放射線校正は、数10 mCi程度の点状 γ 線源を用いて、線源をピンセットなどで線源ホルダーに固定し、線源と被校正用サーベイメータの検出部間距離を50 cm以上離すことにより、距離による照射線量率誤差を少なくして実施してきた。この校正方法では、比較的多量の γ 線源を使用しなければならず、校正作業者の多少の被曝は避けられなかった。この従来行われてきた校正方法は、JIS, Z-4511「照射線量測定器の校正方法」の1級相当の精度をもつ方法であるが、校正作業者の被曝の低減と校正作業の能率化と

いう観点から、従来の校正精度を維持するような校正方法を考え設計した。

そこで、Fig. 2.4.9-1 に示すように5 cm 厚さの鉛の円筒容器を作り、その中心部にGM 検出器を挿入し、容器の内壁に放射線強度の等しい棒状線源2本以上を対称的に装填できる構造の簡易型校正器を製作した。この校正器は、Fig. 2.4.9-2 に示すように r 線源と被校正用サーベイメータの検出器間距離を短縮しても照射線量率の空間分布を均一化できるので少量の r 線源で校正が実施でき、校正作業者の被曝線量もほとんど無視できる。棒状線源に用いる核種は、半減期、GMサーベイメータのエネルギー応答性、鉛によるしゃへい効果等を考慮して ^{137}Cs を使用することとした。

校正器の基準照射線量率の値付けは、実際には散乱線の影響があり、線源からの値付けが困難であるため、検定された ^{226}Ra 標準線源より1 m以上離れた距離で、GM検出器の計数率を計数誤差の少ない測定器で測定し、次に校正器へ同一のGM検出器を挿入して同様に計数率を同一の測定器で測定した。両者の値から線量率換算して、校正器の基準照射線量率を値付けした。

サーベイメータでフルスケール10 mR/hの測定レンジに対し、検出器と線源間の距離を10 cmとして、線源を対称配列にしたとき、1本当りの棒状線源の放射エネルギーは、約90 μCi 程度で ^{226}Ra 換算にしたときの照射線量率は約6 mR/hになった。

本装置の性能としては、①校正作業が迅速でしかも安全で能率的に行えること。② r 線源と被校正用サーベイメータの検出部間距離の計測誤差による校正値のバラツキを少なくできること。③100 μCi 以下の線源強度と個数を任意に選択し低い測定レンジから高い測定レンジまで幅広い放射線校正が可能であること。④被曝線量が少ないこと。⑤GM検出器のプラトー特性検査が簡単に行えること。および、⑥安価・軽量かつ小さな場所に設置できること、などの特長を備えていることが挙げられる。

(清水)

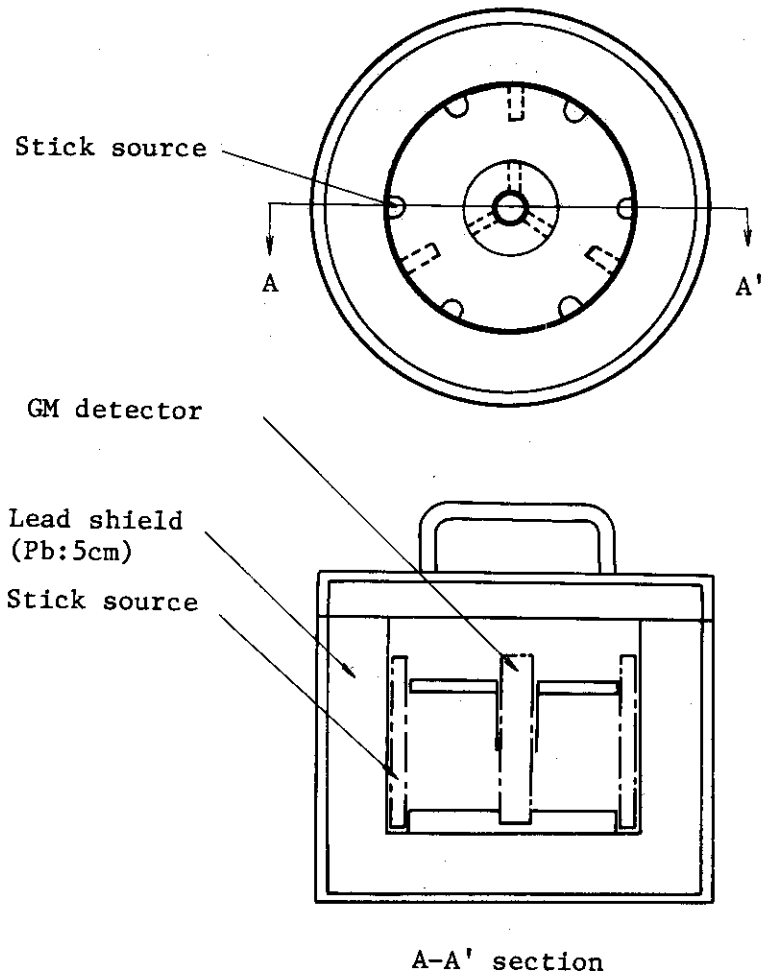


Fig. 2.4.9-1 Arrangement of stick sources and a GM detector in the calibration equipment.

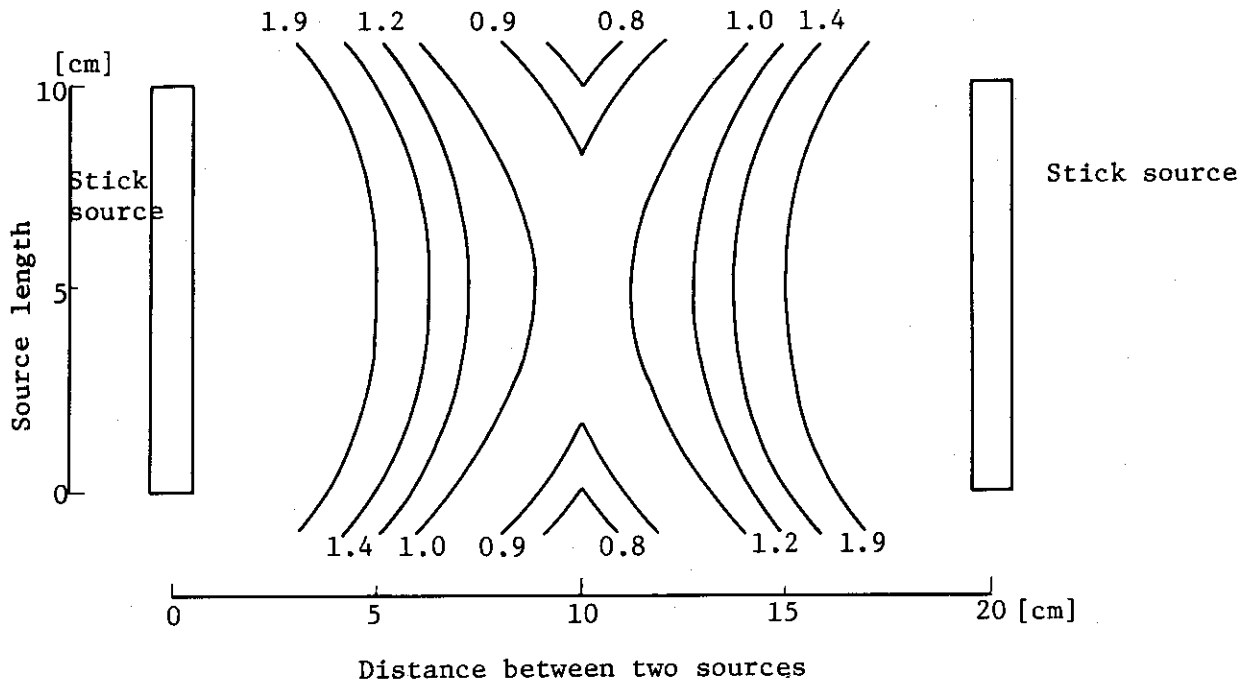


Fig. 2.4.9-2 Isodose contours obtained by confining two stick sources.

2.5 放射性廃棄物の処理および汚染除去

Waste Management and Decontamination

In Tokai Research Establishment,

(1) Concerning the provisional guideline for exploratory sea dumping of low-level wastes, a conditions of solidification by cement were established, b uni-oxial compressive strength on cement packages was evaluated by ultrasonic method and c simplified measuring method of ^{90}Sr in liquid wastes was studied.

(2) For improvement in the storage method, a reduction was made of the volume of liquid wastes transferred from organizations other than JAERI b depth of diffusion of ^{137}Cs contamination in concrete slabs was measured c processes of manufacturing steel drums were surveyed.

(3) Regarding laundry, decontamination effects of detergents on different textiles and contaminants were studied.

The following items were carried out in Oarai Research Establishment, (1) bituminization test of incinerator ashes, (2) construction of a drainage control system for treated liquid wastes, (3) construction and performance test of a α bearing solid wastes processing facility, (4) installation of decontamination equipments, (5) construction and performance test of an automatic clothing contamination monitoring system for laundry, (6) construction and performance test of a laundry waste treatment total system equipped with reverse osmosis and film evaporation apparatus.

2.5.1 概要

東海研究所では、「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」に基づく処分用固化体に関し①配合比，固化装置運転モード等固化作業条件を確立し，②作製された固化体の超音波伝播速度測定による非破壊の1軸圧縮強度算出等の品質管理を実施し良好な結果を得，③固化体中の放射能測定能率向上の一環としての ^{90}Sr の簡易測定法の開発の検討を行った。所外の液体廃棄物の減容向上を計って，その蒸発処理条件等の検討を行った。保管廃棄施設の健全性調査としてコンクリートへの ^{137}Cs 汚染の浸入度の調査を実施し，また今後のドラム缶容器取扱いに関して資料とする目的でドラム缶の製造工程調査を実施した。衣料の除染に関しては，衣料素材と汚染核種の相違による除染効率を調べた。(亀井)

大洗研究所においては，定常業務の改善のための試験，調査，また，第Ⅱ期計画施設の建設および除染施設の内装機器の整備にともなう仕様の検討，性能試験等を行った。その主なものは，(1) 焼却灰のピチューメン固化試験，(2) 処理済液の放流制御設備，(3) α 固体廃棄物処理施設の建設と性能試験，(4) 各種機器除染用設備の整備，(5) 汚染物運搬容器と専用運搬車両の整備，(6) 汚染度自動選別型衣服モニタリングシステムの整備と性能試験，(7) 逆浸透法，薄膜蒸発法による洗剤廃液総合処理システムの整備と性能試験などである。(三戸)

2.5.2 海洋処分用セメント固化体の作製と品質管理

東海研究所廃棄物処理場においては、海洋処分用セメント固化体が作製されている。1977年度には約 350 本が作製され、固化対象廃液は、蒸発濃縮液、化学処理スラッジおよび貯槽内残渣スラッジなどであった。これらの固化体は、「暫定指針」¹⁾に基づいて作製および品質管理されたものである。

ここでは、東海研廃棄物処理場におけるセメント固化体の作製および品質管理の方法について述べる。

(1) 固化装置

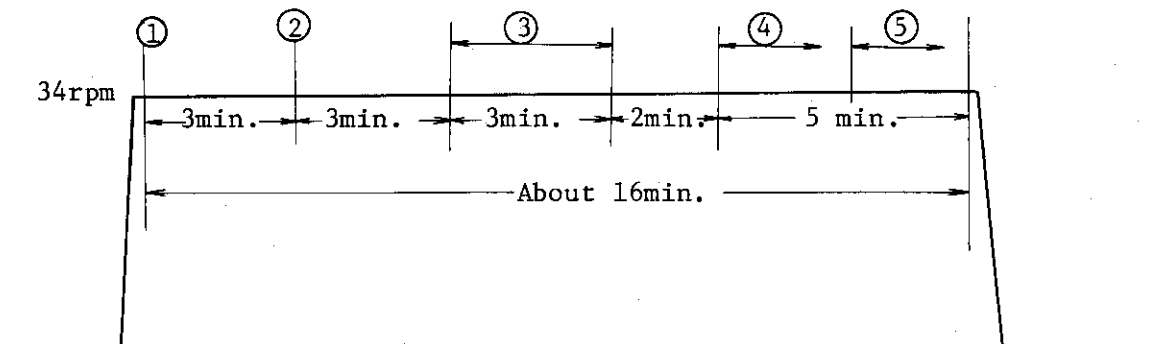
固化装置は、バッチ式アウトドラム型ミキサ（混練り容量 0.5 m^3 、羽根車回転数 34 rpm）である。固化対象廃液は、廃液供給槽、廃液計量槽を経てミキサに導入され、一方、セメントおよび骨材は、あらかじめドラム缶に計量したものが、ドラム缶反転機によってミキサに投入される構造である。

(2) 固化材および配合

固化材料は、主として普通ポルトランドセメントおよび川砂（最大寸法 5 mm、那珂川産）である。標準の配合は、1 固化体あたり廃液 50 ℓ、セメント 120 kg、川砂 255 kg である。川砂を比較的多量に用いているのは、混練り中にセメントのフロック（団子状の塊）が形成されて固化体が不均一になること、および固化体にクラックが発生することを防止するためである。この配合は、試験練りによって定めたものである。

(3) 運転モード

固化装置の運転モードを Fig. 2.5.2-1 に示す。初めに川砂、次にセメントをミキサに投入して、よく掻きまぜ、最後に廃液を除々に入れて混練りすることにより、良好なモルタルが得られる。砂の投入からモルタルをドラム缶に充填終了までの、1 行程に要する時間は、約 16 分である。



- 1 Put sand into mixer. 2 Put cement into mixer.
- 3 Put liquid waste into mixer. 4 Fast draw of mortar into drum.
- 5 Second draw of mortar into next drum.

Fig. 2.5.2-1 Operation mode of mortar mixer.

(4) 固化体の形態

完成した固化体の形態を Fig. 2.5.2-2 に示す。200 φ ドラム缶は、JIS²⁾に定める H 級 B 型である。キャッピングは、コンクリートを用いて行い、キャップを確実に固定するためのタイバーおよび補強鉄筋を取付ける。このタイバーおよび補強鉄筋については、「暫定指針」に記されていないので、特別に取付けているものである。

ドラム缶の蓋を固定するバンドの締付部は、ボルト式とし、締付部は蓋の内側に向くように折り曲げてある (Fig. 2.5.2-2 参照)。これは輸送中に固化体が落下した場合、衝撃を締付部に受けて、蓋が取れることのないようにするためである。固化体の輸送物としての強度は、IAEA 放射性物質輸送規則に定める A 型輸送物と同等の試験に耐えることを基準とする。

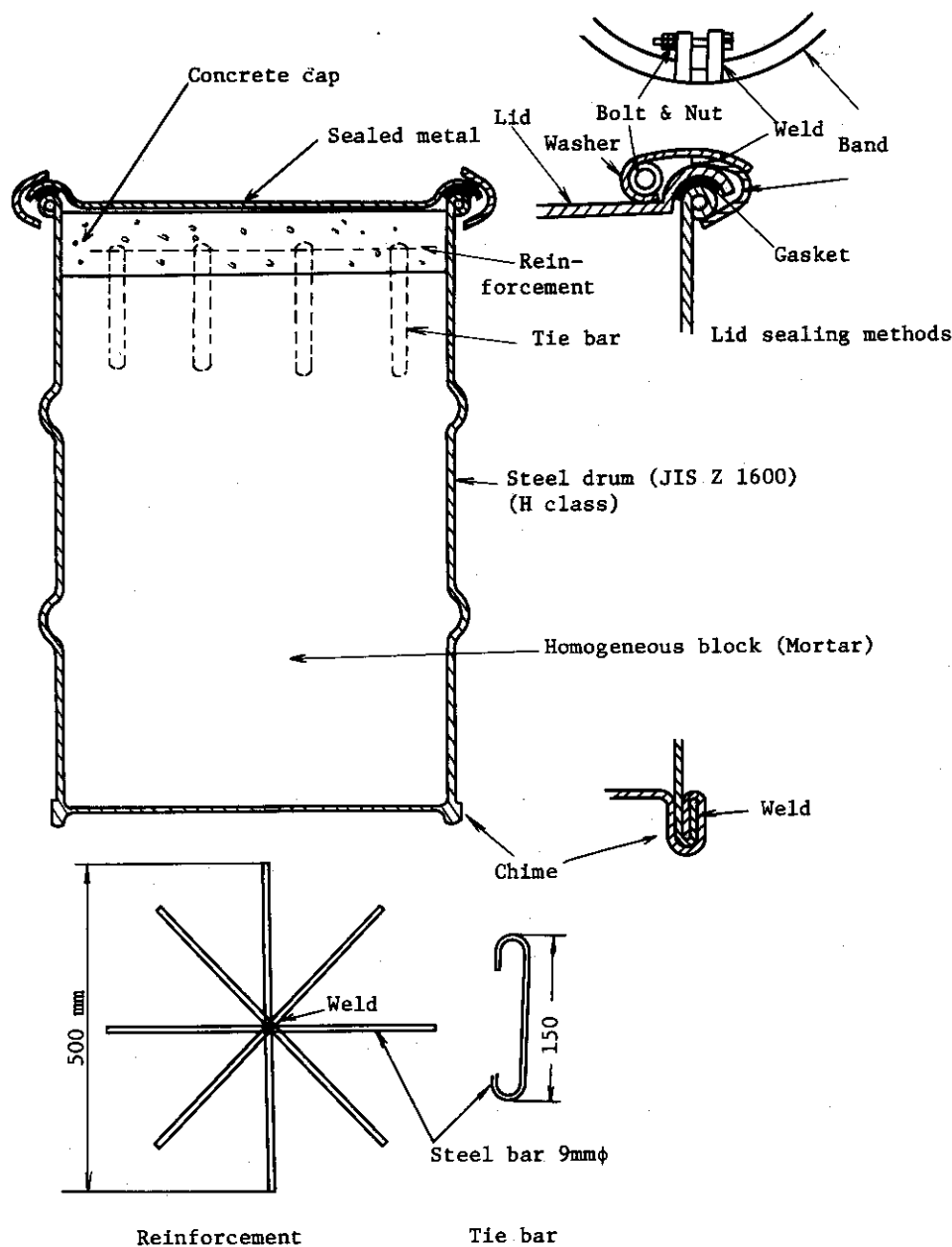


Fig. 2.5.2-2 Design of cement package for sea disposal in Tokai Research Establishment.

(5) 品質管理

固化体の作製および品質管理上、特に注意を払っている点は、固化体内部が均一であること、および固化体の1軸圧縮強度が 150 kg/cm^2 以上であることである。

品質管理上の実施事項は、(イ)材料の試験、(ロ)固化装置の管理、(ハ)固化体の検査である。(イ)については、セメントの風化、廃液の性状の変化等によって、固化反応が妨害されることのないように、あらかじめ試験練りによって、正常な固化体を得られることを確認する。(ロ)については、固化装置の運転開始前におけるミキサ等の性能のチェックおよび運転終了後における付着モルタルの洗浄である。(ハ)については、固化体の重量、放射線量率、圧縮強度の測定および外観検査である。特に、圧縮強度については、1バッチごとにモルタルを採取し、供試体 ($10 \text{ cm}^{\phi} \times 20 \text{ cm}^{\text{H}}$) を作製して、28日水中養生後における1軸圧縮強度の測定を行う。

また、固化体の全数について、超音波伝播試験を行い、超音波によって固化体強度の非破壊検査を行うためのデータをとっている。

Fig. 2.5.2-3 に固化体の作製系統図を示す。また、Table 2.5.2-1 に1977年度に作製した固化体の1軸圧縮強度、比重および表面線量率などについてのデータを示す。(服部洋)

参考文献

- 1) 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(原子力委員会・環境安全専門部会)
- 2) JIS Z 1600 (1974) 鋼製オープンドラム (200 ℓ)

2.5.3 廃液中の ^{90}Sr 放射能の簡易定量法

東海研究所廃棄物処理場においては海洋処分用セメント固化体が作製されている。これらの固化体に含まれる放射能の定量は固化前の廃液から採取したサンプルの放射能濃度を測定することによって行われる。

「廃棄物およびその他の物質による海洋汚染防止条約」(通称ロンドン条約)に基づくIAEA勧告¹⁾によると、海洋処分する廃棄物の放射能は、 ^{226}Ra , α , ^{90}Sr , ^{137}Cs , β , γ , ^3H に分けて定量することとしている。そこで特に通常のルーチン測定で定量の困難な ^{90}Sr について、放射能濃度の目安を得ることを目的として、液体シンチレーション法により簡便に測定することを試みた。ここでは液体シンチレーション法によって蒸発濃縮液中の ^{90}Sr を測定する場合の検出限界と精度について示す。

(1) 測定方法

廃液中の ^{90}Sr を測定する場合、液浸法によって ^{90}Sr と平衡にある ^{90}Y (β -max 2.27 MeV) の計測を行うことが可能であると考えられる。そこで蒸発濃縮液に含まれる ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{137}Cs を模擬した廃液を作り、一定量の $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ 溶液を添加し、液浸法による測定を試みた。

〔測定領域の決定〕 液体シンチレータ 10 mL に $3.4 \times 10^{-2} \mu\text{Ci/mL}$ (グロス $\beta \cdot \gamma$) の模擬廃液を入れて、この試料を液体シンチレーションカウンタの ^{32}P -チャンネルを用いて測定し、最大エネルギーが完全にカットされときの目盛を測定領域の下限とした。また、シンチレータに $3.5 \times 10^4 \text{ dpm} / 0.1 \text{ mL}$ の $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ 溶液を入れて、 ^{90}Y のエネルギーのカットされ

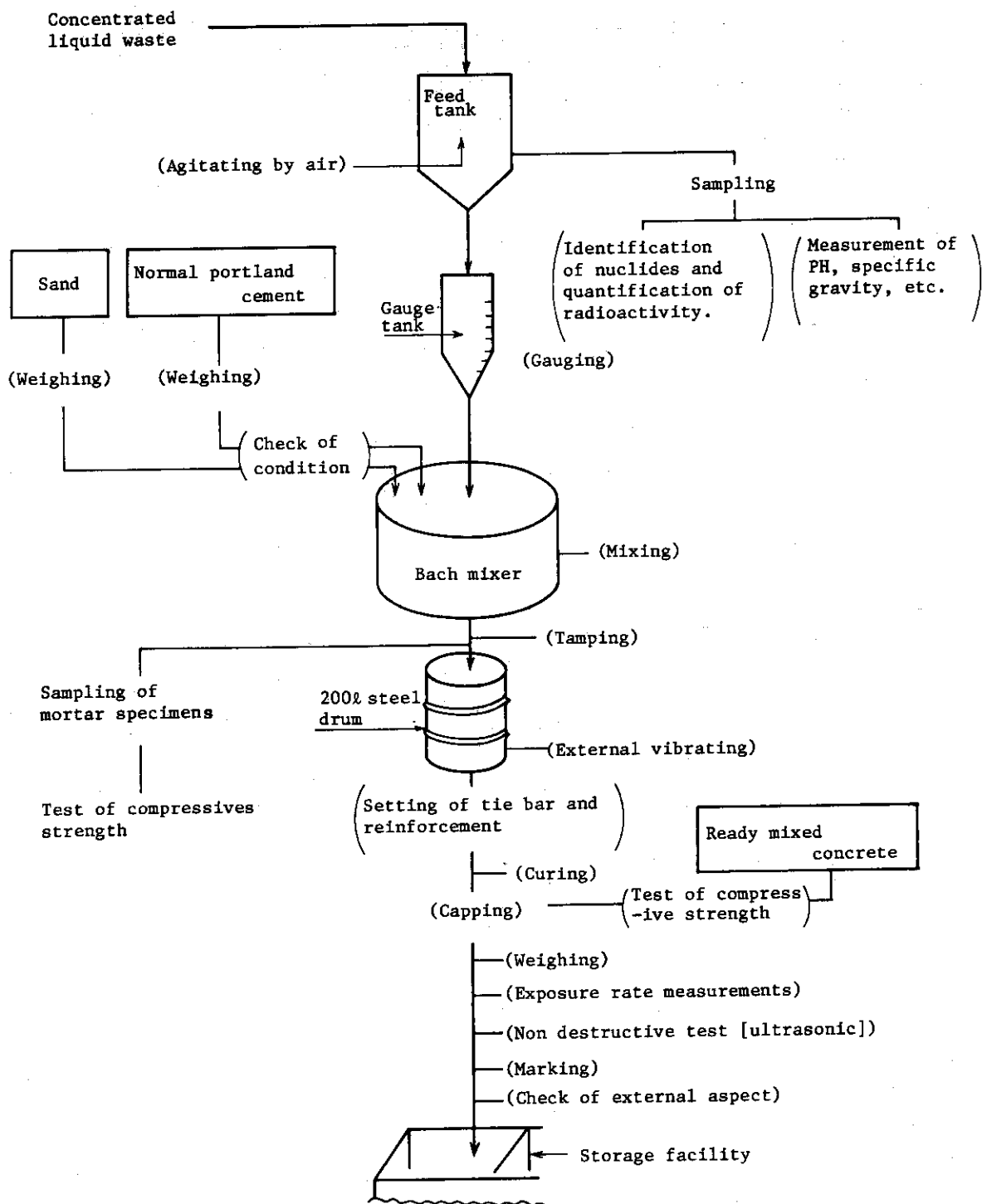


Fig. 2.5.2-3 Flow diagram of manufacture and quality control of cement package in Tokai research establishment.

Table 2.5.2-1 Data of cement packages manufactured in 1977

Lot No.	Counts of cement packages	Kind of solidified liquid waste	Composition (kg/drum)			Uniaxial compressive strength* (kg/cm ²)		Specific gravity	Radiation levels at surface of package (mR/h)
			C	S	W	Mini.	Max.		
1	20	Non treatment	120	255	51	300	379	2.2	0.2
2	"	"	"	"	53	352	552	2.3	0.3
3	"	"	"	"	"	328	440	"	0.2
4	"	"	"	"	"	309	386	"	"
5	"	"	"	"	52	312	367	2.2	<0.1
6	"	Evaporator concentrate	"	"	61	179	232	"	0.3
7	"	Chemical sludge	"	"	50	389	447	2.3	<0.1
8	"	"	"	"	55	429	483	"	0.2
9	"	"	"	"	"	397	476	"	0.3
10	16	Deposit in storage tank	"	"	"	329	484	"	0.4
11	20	"	"	"	52	299	383	"	0.6
12	"	Evaporator concentrate	"	"	56	268	308	"	0.7
13	"	Chemical sludge	"	"	55	367	439	"	0.4
14	"	Evaporator concentrate	"	"	52	251	358	2.2	1.0
15	18	"	"	"	58	225	250	"	0.8
16	16	Deposit in storage tank	"	"	63	268	289	"	1.5
17	20	Chemical sludge	"	"	50	380	462	2.3	1.0
18	"	Evaporator concentrate	"	"	58	224	317	"	2.0

note) C: Cement

Lot No.1,2 : Blast-furnace slug cement.

Lot No.3 and less : Normal portland cement.

S: Sand (Grain size of 5mm or less. Nakagawa river)

W: Liquid waste

*: After 28 days of curing period in water.

るときの目盛を測定領域の上限とした。

〔検出限界の決定〕 ^{90}Sr - ^{90}Y 溶液の放射能濃度を 2π ガスフローカウンタによって定量し、 $10^{-5}\mu\text{Ci}/\text{ml} \sim 10^{-1}\mu\text{Ci}/\text{ml}$ 間で、濃度の異なる6個の標準溶液を作った。その標準溶液を模擬廃液に添加し、液体シンチレーションカウンタで上記の計測範囲において測定した。また蒸発濃縮液についても模擬廃液と同様に測定した。検出限界は、標準溶液の ^{90}Sr - ^{90}Y 濃度と標準溶液を添加した模擬廃液の液浸法測定値との比例性が無くなる下限値とした。

〔精度〕 ^{90}Y の上限目盛をこえる蒸発濃縮液の液体シンチレーションカウンタの計数値を測定することにより、 ^{90}Y の Upperlevel をこえる核種について検討した。

(2) 結果

〔検出限界〕 ^{90}Sr - ^{90}Y 溶液を添加した模擬廃液および蒸発濃縮液を液体シンチレーションカウンタによって測定した結果を Fig. 2.5.3-1 に示す。Fig. 2.5.3-1 より模擬廃液の比例性がなくなる点は、 $7 \times 10^{-4}\mu\text{Ci}/\text{ml}$ である。したがって検出限界は $1 \times 10^{-3}\mu\text{Ci}/\text{ml}$ 程度であるといえる。これは蒸発濃縮液のグロス $\beta \cdot \gamma$ が約 $10^{-2}\mu\text{Ci}/\text{ml}$ であるので、1ケタ低いレベルまで測定できることを示す。

〔精度〕 ^{90}Y の upper Level をこえる蒸発濃縮液の計数値は ^{90}Y 測定チャンネル内に 30% ~ 60% 混入している。したがって ^{90}Sr の放射能は最大 60% 安全側に測定されている。

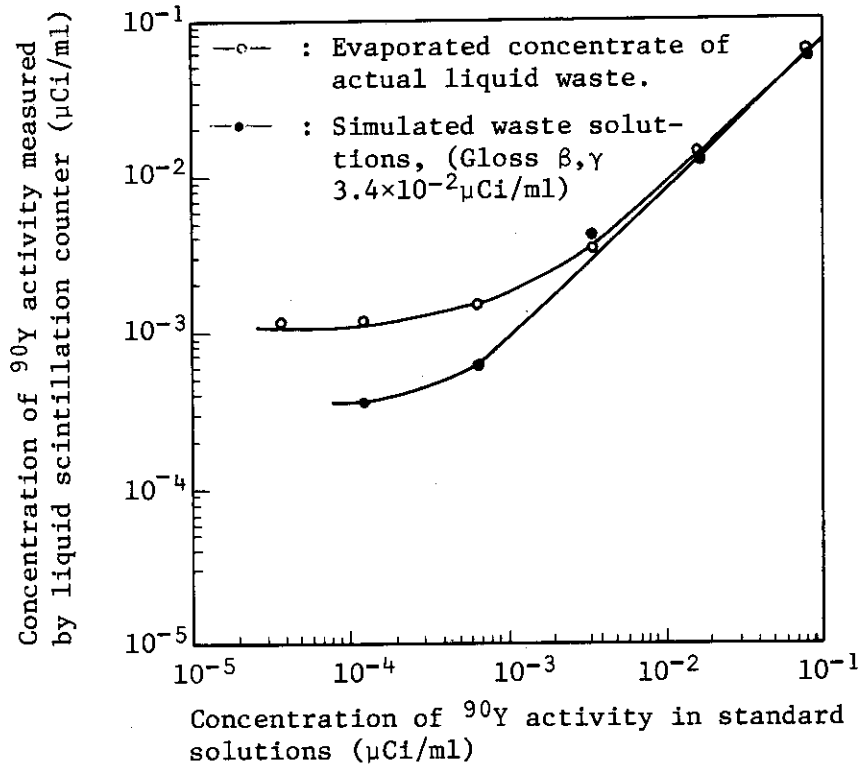


Fig. 2.5.3-1 Activity of ^{90}Y in liquid waste measured by liquid scintillation counter vs. activity of ^{90}Y standard solution by 2π gas flow counter.

(3) 考察

液浸法で⁹⁰Yチャンネルに混入する放射線の核種としては、実廃液中に含まれる高エネルギーβ核種の¹⁰⁶Rh, ¹⁴⁴Pr, ウランおよび超ウラン元素などが考えられる。このうち¹⁰⁶Rhと¹⁴⁴Prについては、半減期が比較的短く本実験ではスペクトル分析によりこれらの核種の光電ピークが顕著でないことを確認したものを使用した。したがって、ウランおよび超ウラン元素の影響も考えられる。なお本実験によって得た⁹⁰Srの測定値は化学分析法によって、その精度を確認する予定である。

(藤崎)

参考文献

- 1) 市川龍資：IAEAの新「定義と勧告」策定会議 保健物理 Vol. 13 (2), 147～150 P
(1978)

2.5.4 超音波伝播試験法によるセメント固化体の1軸圧縮強度の推定

海洋処分用セメント固化体の圧縮強度は、「海洋処分の際に作用する最大水圧および着底時の衝撃力に抵抗するものでなければならない。」(暫定指針)¹⁾とされている。セメント固化体の強度を確認する非破壊検査方式の一つとして、超音波伝播速度測定法を用いることができる。ここでは、超音波伝播速度測定法を用いて、セメント固化体の強度を確認するため、

- ① セメント固化体と同等の性状を持つ供試体の動弾性係数と1軸圧縮強度との相関関係。
- ② ①の相関関係を、ドラム詰めセメント固化体に適用した場合の誤差を調べた。

〔試験方法〕

1977年度は、海洋処分用セメント固化体を354本(200φドラム)、供試体(10cmφ×20cmH, セメント固化装置の運転1バッチにつき、3本採取)を531本、それぞれ作製した。

このうち286本の供試体について、28日間常温で水中養生を行った後、超音波試験装置を用いて伝播速度を測定した。同時に、アムスラー式圧縮強度試験機を用いて1軸圧縮強度も測定した。

この結果に基づき、下記の式²⁾より動弾性係数を求め、1軸圧縮強度—動弾性係数の相関について検討した。

$$V_l^2 = \frac{E_p \cdot g (1 - \mu)}{\rho (1 + \mu) (1 - 2\mu)}$$

ここで、 E_p ：動弾性係数 (kg/cm²)

V_l ：縦波速度 (cm/sec)

g ：重力加速度 (cm/sec²)

ρ ：密度 (kg/cm³)

μ ：ポアソン比

〔結果および検討〕

1軸圧縮強度—動弾性係数の関係を Fig. 2.5.4-1 に示す。

ただし、この直線は動弾性係数に対して、1軸圧縮強度が安全側に評価されるように仮定したものである。

結果は、廃液の種類によって傾斜の異なる2本の直線が得られ、一つは蒸発缶濃縮液を、他方は化学スラッジおよび貯槽内スラッジをそれぞれ固化したものである。

Fig. 2.5.4-1 から、動弾性係数が高いほど1軸圧縮強度も高い値を示すことがわかる。

廃液の種類による傾斜の違いは、廃液中の化学成分の違いによるものと思われる。

次に、この直線を使用して、現場で測定したドラム詰めセメント固化体の動弾性係数から、1軸圧縮強度の推定を行った。

推定した結果を Fig. 2.5.4-2 に示す。

Fig. 2.5.4-2 より、蒸発缶濃縮液ではドラム詰めセメント固化体の強度が $150 \sim 205$ (kg/cm^2)、スラッジでは $250 \sim 400$ (kg/cm^2) であった。

また、供試体の1軸圧縮強度との差は、 $50 \sim 100$ (kg/cm^2) であった。これは、前記の Fig. 2.5.4-1 の相関曲線を用いて、セメント固化体の圧縮強度を推定する場合には、 $50 \sim 100$ (kg/cm^2) の範囲で安全側に測定できることを示している。

なお、Fig. 2.5.4-2 を用いて安全側に推定したセメント固化体でも1軸圧縮強度が 150 (kg/cm^2) 以下である固化体については、他の方法で固化体の圧縮強度を確認する必要がある。

(森下)

参考文献

- 1) 試験的の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(原子力委員会環境安全専門部会)
- 2) 超音波伝播速度測定法によるドラム詰めセメント固化体の圧縮強度の検査(環境整備センター, 1977年)

2.5.5 所外から集荷された液体廃棄物の性状とその処理

日本アイソトープ協会(JRIA)は、年間約 20 m^3 の無機液体廃棄物を全国のRI使用事業所から集荷しており、そのうちの約 15 m^3 の無機液体廃棄物が原研東海研究所へ搬入される。搬入された液体廃棄物の一部は、pH調整後セメント固化処理がなされ、そのセメント固化体は国の暫定指針¹⁾に示されている圧縮強度を満足しうることが確かめられている。²⁾しかし、廃棄物の量に対し作製されたセメント固化体の量が2倍以上にもなるため、なんらかの減容処理が求められる。そこで、1977年度搬入された無機液体廃棄物の性状を調べるとともに、減容処理として蒸発処理を試みた。

〔液体廃棄物の性状〕

1977年度に搬入された液体廃棄物の機関別の搬入量を Table 2.5.5-1 に、搬入ごとの液体廃棄物のpH、蒸発残渣、放射能濃度等を Table 2.5.5-2 に示す。病院を含めた医薬学機関からの搬入量が全体の2/3をしめており、この機関から搬入されるおもな液体廃棄物は、トリクロル酢酸、培地、リン酸バッファーなどである。放射能濃度は $10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ (βr) のオーダ、 ^3H 濃度は $10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ のオーダ、pHは7~8、そして塩濃度は2~5%である。

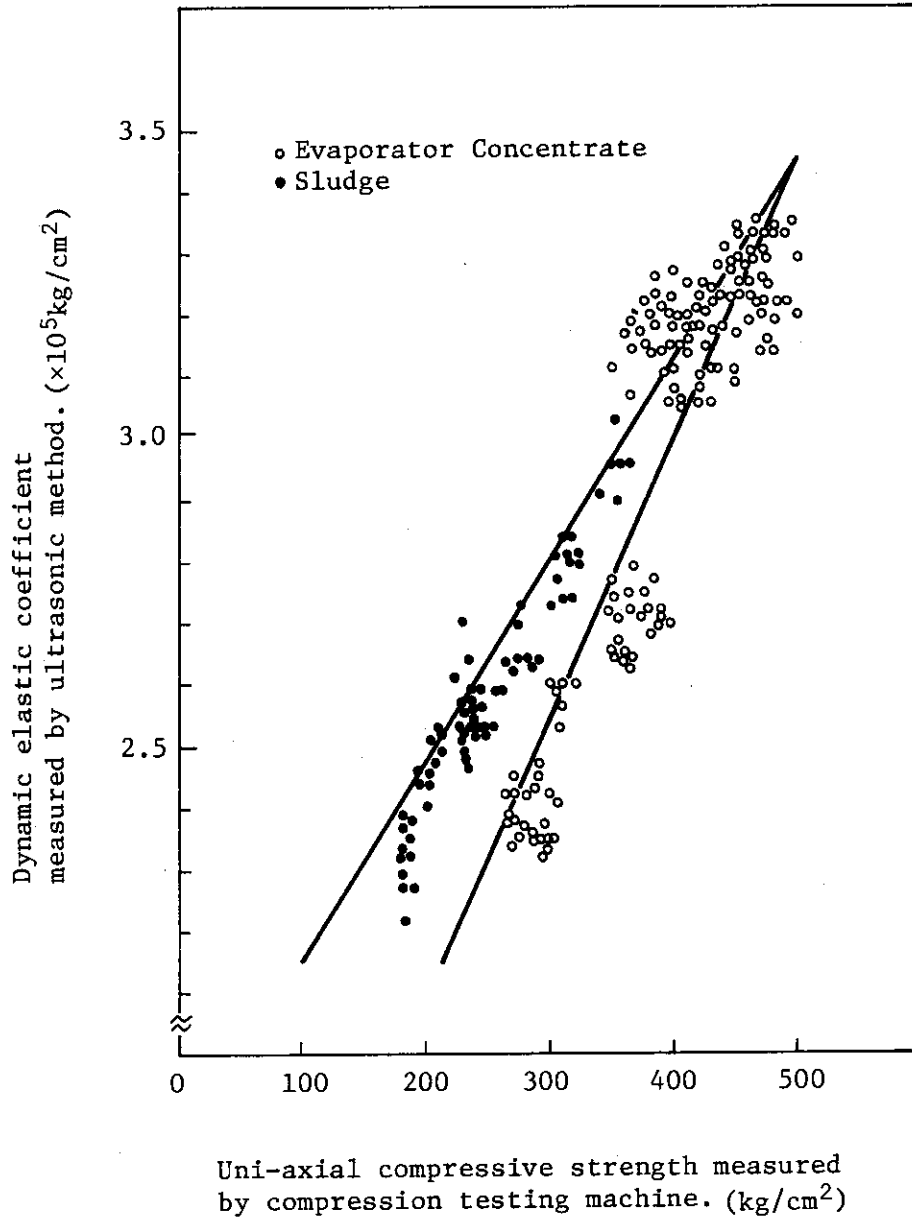


Fig. 2.5.4-1 Correlation of dynamic elastic coefficient with uni-axial compressive strength of mortar specimens.

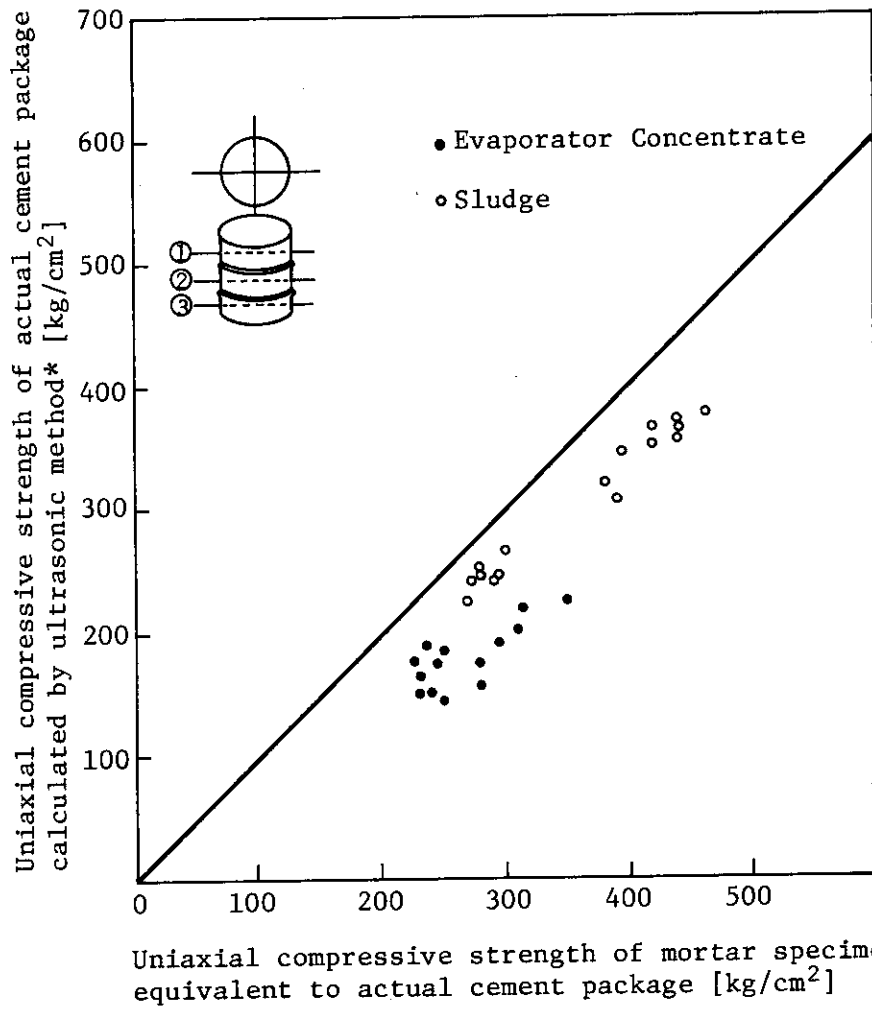


Fig. 2.5.4-2 Deviation of Uni-axial compressive strength estimated by ultrasonic method.

Notes: * Ultrasonic transfer velocity is average value of 6 check points on the cement package.

Table 2.5.5-1 Quantities of liquid radioactive waste from JRIA

(1977)

Category of Organizations	Hospitals, Clinics & Clinical Laboratories	Science & Engineering Organization	Medical Sciences Organization	Others
Volume	1.1 m ³	4.94 m ³	8.625 m ³	0.525 m ³

Table 2.5.2-2 Qualities of liquid radioactive waste from JRIA

Shipping Number	Volume m ³	pH	Electric conductivity $\mu\text{v}/\text{cm}$	Residue ppm	Radioactivity $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$				Nuclides (γ)
					$\beta\gamma$	α	³ H	¹⁴ C	
1	3.8	8.0	3.8×10^4	2.6×10^4	1.1×10^{-3}	3.8×10^{-6}	4.2×10^{-2}	3.2×10^{-3}	-
2	2.725	7.5	4.0×10^4	2.6×10^4	8.1×10^{-4}	$<1 \times 10^{-6}$	9.1×10^{-2}	1.1×10^{-2}	-
3	3.75	6.95	2.8×10^4	3.7×10^4	4.4×10^{-4}	$<1 \times 10^{-6}$	6.8×10^{-2}	2.1×10^{-3}	-
4	2.05	7.5	1.4×10^4	3.7×10^4	2.3×10^{-3}	$<1 \times 10^{-6}$	2.1×10^{-2}	3.4×10^{-3}	⁶⁰ Co, ⁶⁵ Zn, ¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs
5	2.375	7.9	2.3×10^4	4.4×10^4	7.4×10^{-4}	$<1 \times 10^{-6}$	1.1×10^{-1}	1.6×10^{-2}	⁶⁰ Co, ⁶⁵ Zn, ¹³⁴ Cs, ¹³⁵ Cs
6	0.5	7.6	1.6×10^4	-	2.2×10^{-3}	$<1 \times 10^{-6}$	7.7×10^{-1}	3.6×10^{-2}	-

〔蒸発処理〕

Table 2.5.5-2 の搬入番号 4, 5 を中心とした液体廃棄物を 中レベル蒸発処理装置 (処理能力 $0.5 \text{ m}^3/\text{h}$) を使用して処理した。処理前の廃液および処理後の濃縮液と凝縮液の比重, pH, 蒸発残渣, 放射能濃度等を Table 2.5.5-3 に示す。処理前の廃液は塩濃度が比較的高く, 濃縮度 (廃液の量/濃縮液の量) を上げることによってセメント固化を妨害するような結晶を生成するおそれがあるため, あらかじめビーカーテストを行い, 最大濃縮度を 10 とした。

Table 2.5.5-3 Qualities of evaporator concentrate

(concentrate ratio:10)

Classification of liquid	Specific gravity	pH	Electric conductivity $\mu\text{S}/\text{cm}$	Residue ppm	Radioactivity $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$		
					$\beta\gamma$	^3H	^{14}C
Liquid radioactive waste	1.03	7.35	4.5×10^4	4.4×10^4	1.9×10^{-3}	1.2×10^{-1}	4.8×10^{-3}
Evaporator concentrate	1.21	9.2	$>1.0 \times 10^5$	3.6×10^5	9.0×10^{-3}	1.6×10^{-1}	1.5×10^{-2}
Condensed water	1.00	7.8	1.3×10^3	3.0×10^3	2.1×10^{-6}	8.4×10^{-2}	3.2×10^{-4}

〔濃縮液のセメント固化試験〕

蒸発濃縮液をセメント・濃縮液・川砂の重量比 1.0 : 0.4 ~ 0.5 : 1.9 の配合で固化試験を行った。セメントの種類としては普通ポルトランドセメント, C種高炉セメント, 耐硫酸セメント, 特殊セメント* を用いた。試験は, 各セメントについて $5 \text{ cm} \phi \times 10 \text{ cm}^{\text{H}}$ のモルタル供試体を作り, 7日養生の1軸圧縮強度を JIS A 1108 に基づいて測定することによって行った。

普通ポルトランドセメント, C種高炉セメント, 耐硫酸セメントを用いた場合には, 顕著な凝結が得られなかった。しかし, 特殊セメントを用いた場合には, $314 \text{ kg}/\text{cm}^2$ の1軸圧縮強度を示した ($W/C = 0.5$)。

〔まとめ〕

上記の蒸発処理および固化試験の結果, 次のことがわかった。

- (1) 処理前の廃液の塩濃度が比較的高いため, あらかじめビーカーテストを行い, 濃縮度の限界を設定する必要がある。
- (2) 濃縮度をあげるため, 蒸発処理前に塩濃度を下げるための前処理をすることがのぞましい。
- (3) 搬入される廃液の ^3H 濃度が比較的高いため, 蒸発処理を行い, 凝縮水を一般排水する場合, ^3H 濃度が一般排水基準 ($3 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) をこえないよう希釈等をする必要がある。
- (4) 特殊セメントによる固化供試体の1軸圧縮強度は「暫定指針」に示されている $150 \text{ kg}/\text{cm}^2$ を満足している。

* 特殊セメント

通常のセメントで固型化しにくい放射性液体廃棄物を固型化するために試製したセメント (秩父セメント K・K 製造)

(5) 特殊セメント以外のセメントで強度がえられなかった原因は廃液の成分、塩濃度に関係しているものと考えられるが、詳細な点は不明である。さらに検討する必要がある。

(6) セメント固化処理前に試験練りを行い、使用するセメントを選定する必要がある。

(二ッ川)

参考文献

- 1) 原子力委員会・環境安全専門部会：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
- 2) JAERI-M 7292, 保健物理と安全管理・No. 19 P 152～153 (1976)

2.5.6 コンクリートの ^{137}Cs 汚染の侵入度

低レベル保管廃棄施設の安全性調査の一環として、コンクリートにおける ^{137}Cs 汚染の侵入度について調べた。

この調査は、 ^{137}Cs 汚染したコンクリートからコアドリルを用いてコア試料を採取することによって行った。測定方法は、コア試料(直径 50 mm, 高さ約 50 mm)の表面から深さ 1 mm ずつを研削ヤスリで削り、それぞれの深さにおけるコンクリート粉末試料を測定試料とし、この測定試料を NaI (T ℓ) シンチレーション測定器を用いて放射能濃度 (CPm/g) を測定することによった。これにより、コンクリートの ^{137}Cs 汚染濃度の侵入分布を求め、これを Fig. 2.5.6-1 に示す。この結果によると、コンクリート表面から 1～2 mm の部分において最も高い放射能濃度を示し、5 mm 以上の深さになると ^{137}Cs はほとんど検出されなかった。したがって、このコンクリートの ^{137}Cs 汚染の侵入度は 5 mm 程度であった。このことから、保管施設内で万一汚染の漏洩があっても、十分に施設コンクリートの表面に汚染が保持されることがわかった。

(宇佐美)

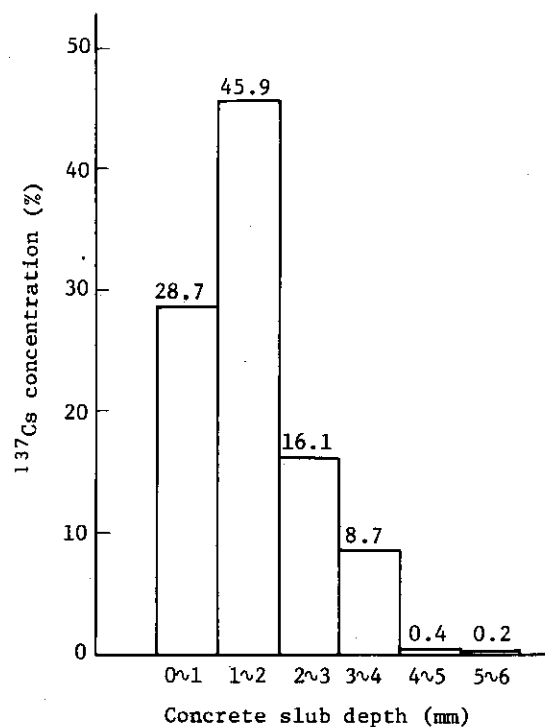


Fig. 2.5.6-1 Depth of ^{137}Cs contamination in concrete slab.

2.5.7 放射性廃棄物封入用ドラム缶に関する構造、塗装等の調査

本調査は、原子力発電所および原研東海研究所（日本アイソトープ協会関係も含む）、大洗研究所などの大型研究施設において、現在使用されている放射性廃棄物封入用ドラム缶の構造、塗装などの仕様についてドラム製造メーカーおよび販売元から調べたものである。

放射性廃棄物封入用ドラム缶は、JIS Z-1600-1977「鋼製オープンドラム(200ℓ)」に規定されたものに準拠して製造されている。原子力発電所では、H級(厚さ1.6mm)のオープンドラムで蓋の締具としてバンドボルト式のもの为主として使用され、その塗装は外面にメラミン樹脂系塗料、内面にエポキシ樹脂系塗料のものが多く、一部では内外面ともメラミン樹脂系塗料のものおよび下塗プライマーを採用しているものもある。大型研究施設では、M級(厚さ1.2mm)のオープンドラムで蓋の締具としてバンドレバー式のものも多く使用され、その塗装は外面にメラミン樹脂系塗料、内面にエポキシ樹脂系塗料のものが多く、東海研究所では試験的の海洋投棄用セメント固化体のドラム缶としてH級、バンドボルト式のものを使用している。原子力発電所および大型研究施設で使用しているドラム缶の蓋部のパッキングは、おもにスポンジ製であり、そのほかに天然ゴムまたは合成ゴム製のものもある。

原子力委員会環境・安全専門部会の「試験的の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」では、JIS Z-1601のH級B型に準じて作製されたものを用いることを原則としている。この指針以外には、放射性廃棄物に使用するドラム缶についての基準はとくになく、各事業所ではそれぞれ判断して使用しているのが現状である。

なお、本調査は、科学技術庁原子力安全局の委託研究である放射性廃棄物封入容器腐食安全性実証試験におけるドラム容器選定のための基礎資料とするものである。

(加藤)

2.5.8 各種繊維の汚染除去試験

放射線作業防護衣は、作業性等一般に要求される諸性質のほかに、放射性物質に対する汚染防護上の要求が満たされなければならない。すなわち、放射性物質による汚染がしにくく、しかも汚染の除去が容易であることが望まれる。

本試験は、Table 2.5.8-1に示す、綿繊維3種類と、化学繊維11種類について、中性洗剤(0.5w/o)の除去効果を試験した。汚染させるのに用いた放射性物質は、 $^{137}\text{CsCl}$ 、 $^{60}\text{CoCl}_2$ および $\text{Na}^{51}\text{CrO}_4$ の塩酸性(pH 2)水溶液の3種類と、原子力施設などにおける保守点検作業時での汚染を想定して、 ^{60}Co 汚染グリースを汚染させた油性汚染の1種類を上記各種繊維に汚染させたものを試料とした。

各種繊維における、4種類汚染の中性洗剤による除去効果をFig. 2.5.8-1に示す。水溶性の ^{60}Co 汚染および ^{137}Cs 汚染については、その除去率はほとんどの試料が90%以上を示し、ポリエステル、防水、制電加工の試料Na 9、Na 10およびNa 11が優れており除去率99.8%を示している。次にはポリエステル、制電加工の試料Na 4およびNa 8で除去率99.2%である。 ^{51}Cr 汚染については、ポリエステル、防水、制電加工の試料Na 10の除去効果が最も良く、除去率86.7%を示し、次にはポリエステル、制電加工の試料Na 4で除去率61.5%である。 ^{60}Co 油性汚染については、綿の防縮加工の試料Na 2の除去効果が最も良く除去率54.5%である。

⁶⁰Co, ¹³⁷Cs および ⁵¹Cr の水溶性汚染について、各種汚染試料の除去効果は、ポリエステル繊維が最も良く、次には芳香族ポリアミドと難燃レーヨンの交織、ポリエステルと綿の交織、綿の順位であり、⁶⁰Co 油性汚染については、綿繊維の除去率が大きい結果を与えた。

(讃井)

Table 2.5.8-1 Composition of the textiles

Sample No.	Fiber	Size of yarn	Fabrics	Treatment
1	Cotton	20/1×20/1	Twill	Sanforize
2	Cotton	16/1×16/1	Twill	Sanforize
3	Aromatic polyamide/Rayon blend	40/2×40/2	Twill	Antistatic・Non-flame
4	Polyester	100d×100d	Twill	Antistatic
5	Polyester/Cotton blend	23/1×23/1	Twill	Antistatic・Water proof
6	Polyester	150d×150d	Twill	Antistatic・Wetting
7	Polyester	150d×150d	Plain	Antistatic・Wetting
8	Polyester	150d×150d	Plain	Antistatic
9	Polyester	75d×100d	Twill	Antistatic・Water proof
10	Polyester	150d×150d	Twill	Antistatic・Water proof
11	Polyester	75d×100d	Plain	Antistatic・Water proof
12	Aromatic Polyamide/Rayon blend	40/2×40/2	Plain	Antistatic・Non-flame
13	Aromatic polyamide/Rayon blend	40/2×40/2	Plain	Non-flame・Wetting
14	Cotton	14/1×14/1	Twin	Sanforize

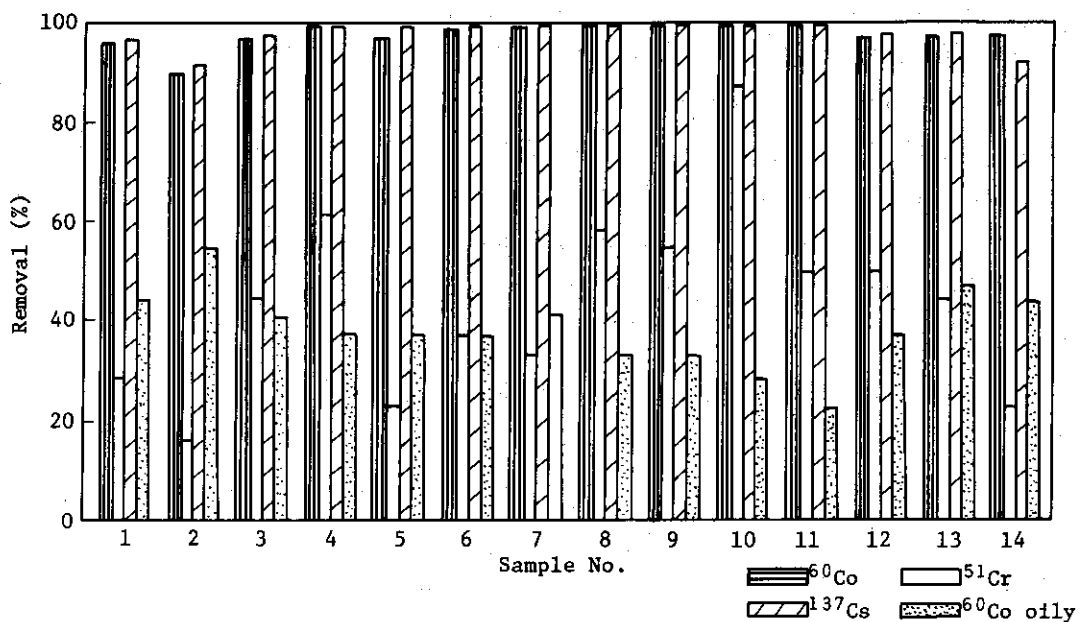


Fig. 2.5.8-1 Effect of the synthetic detergent. (0.5 w/o)

2.5.9 焼却灰のピチューメン固化試験

放射性廃棄物処理課では、JMTRを主とする大洗地区から発生する可燃性固体廃棄物は焼却処理し、生じた焼却灰はセメント固化法によってドラム缶に固化している。

この焼却灰を既設のピチューメン固化装置を用いて、アスファルトによる固化処理が可能かどうかコールドの紙を焼却して生じた模擬焼却灰を使用して検討した。

試験はまず、ビーカー規模でアスファルト固化体（以下、固化体という）の物性（比重、軟化点、引火点、耐水性）について調べた。

次に、このビーカー規模試験を基に、ピチューメン固化装置を用いて固化試験を行い、固化体の物性について調べ、ビーカー規模試験結果と比較検討した。また、焼却灰のアスファルト固化における減容比について調べ、セメント固化法と比較検討した。

(1) ビーカー規模試験

混和蒸発装置はマントルヒータ（0.4 kw）と回転速度 1200 rpm のラボスターラを使用し；混和温度の測定には通常の水銀温度計を使用した。

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（以下、ストレート 60/80 という）とブロンアスファルト 20/30（以下、ブロン 20/30 という）を用いた。

模擬焼却灰は粒度をそろえるために 10 mesh でふるい分けたものとクリップ等の異物除去を行っただけでふるい分けしない灰を使用した。

固化体の作成は 500 m ϕ ビーカーにアスファルト 200 g を入れ、170～200℃ の混和温度で水分含量を約 30 w/o に調製した灰を種々の混合比になるように徐々に加え、約 40～60分 で混和蒸発して行った。

これらの固化体について、比重軟化点¹⁾、引火点²⁾、及び耐水性を調べた。耐水性は固化体を蒸留水 2℃及び常温に浸漬し、所定時間ごとに取り出し、固化体の重量増加率で求めた。また、固化体の耐水性の評価の一方法として、模擬焼却灰を混合していないフレッシュな固化体についても試験した。

Fig. 2.5.9-1 に固化体の比重を示した。これより、灰の増加により比重は直線的に増加し、同一混合比の固化体ではストレート 60/80 を使用した場合及びブロン 20/30 を使用した場合も、また、ふるい分けた灰および全くふるい分けしない灰を使用しても比重はほとんど差がなかった。また、固化体の比重は灰を 30 w/o 以上混合することによって 1.2 を越えることがわかった。

軟化点はふるい分けた灰及び全くふるい分けしない灰を使用してもほとんど差は認められなかった。軟化点は、灰の混入量が多くなるに従い高くなったが、その勾配は、ストレート 60/80 の場合には、灰の混入量が 50 からゆるやかに大きくなり、ブロン 20/30 の場合には約 40 から大きくなった。

引火点は、ストレート 60/80 を使用しても、またブロン 20/30 を使用しても灰の混入量が多くなるに従って徐々に低くなった。

耐水性について Fig. 2.5.9-2 に示した。灰を混合した固化体もフレッシュの固化体も浸漬期間が 100 日では、2℃の浸漬の方が常温浸漬に比べて固化体の重量増加率は約 50% 低くなった。また、灰を 40, 50, 55 混合した常温浸漬の固化体はフレッシュの固化体に比べ、浸漬期間

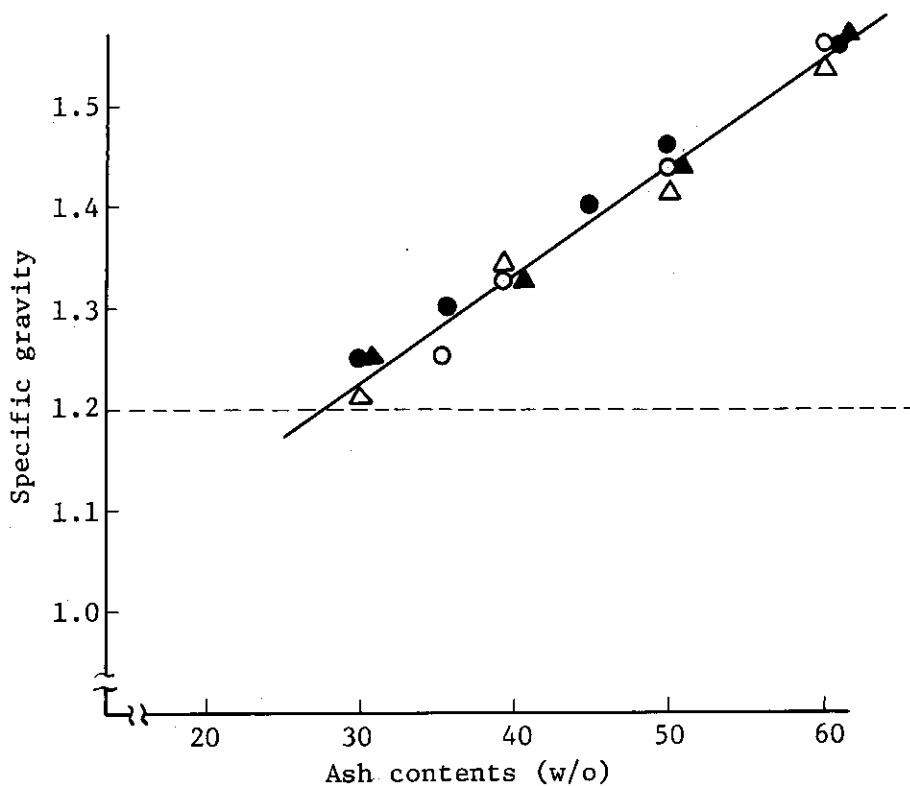


Fig. 2.5.9-1 Specific gravity of bitumen-ash product.

Mixing temp.; 170~200°C

Symbol	Bitumen used	Ash
○	Straight 60/80	Meshed
△		No meshed
●	Blown 20/30	Meshed
▲		No meshed

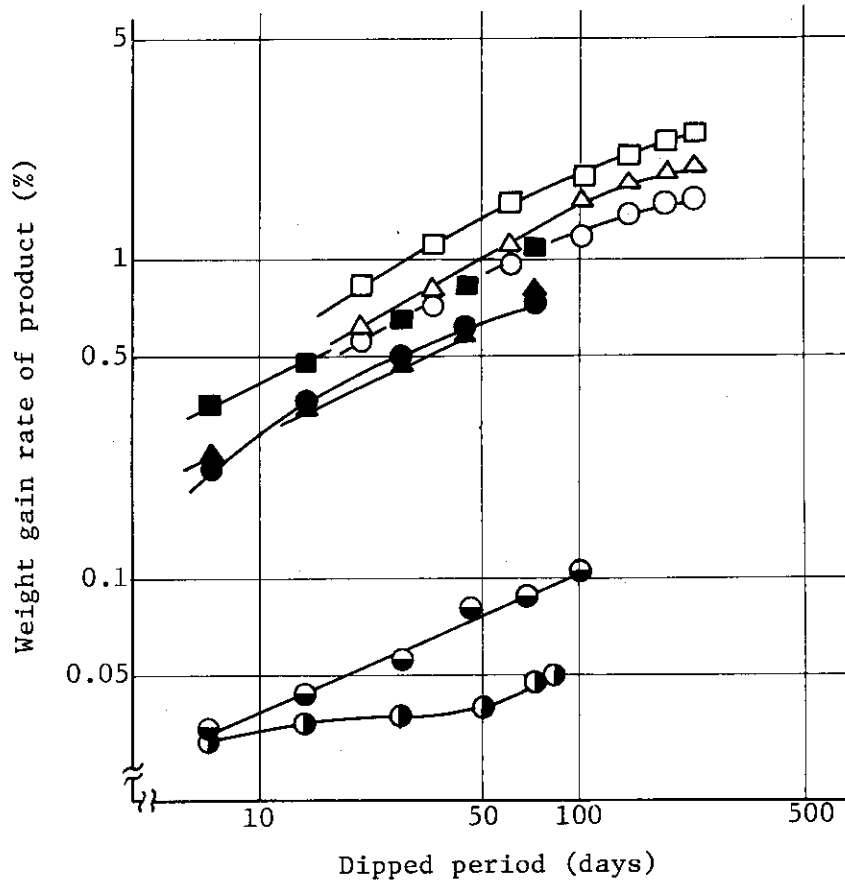


Fig. 2.5.9-2 Weight gain rate of bitumen-ash product prepared with the beaker scale.

Bitumen used : Straight asphalt 60/80
 Mixing temp. : 170~200°C

Symbol	Incorporation ratio (B:A)	Dipped temp.	Symbol	Incorporation ratio (B:A)	Dipped temp.
○	60:40	Room temp.	●	65:35	2 °C
△	50:50		▲	60:40	
□	45:55		■	50:50	
●	B only		◐	B only	

B : Bitumen, A : Ash

が 100 日で平均 15 倍の 1.5 % の重量増加率になった。

灰の固化体は浸漬期間が 100 日まではほぼ直線的に重量増加を示したが、100 日以後は重量増加率の勾配が小さくなっている。

現在まで固化体を 260 日間蒸留水に浸漬しているが、目視観察においては、固化体の膨潤等の外観変化は認められていない。

ふるい分けない灰を混入した固化体についても同様の結果が得られている。

ブロン 20/30 を使用した固化体についても、耐水性については、ストレート 60/80 の固化体と同様の結果が得られている。ブロン 20/30 を使用した固化体の特異な現象は、浸漬期間が、100 日以後において重量増加率の勾配が高くなっていることである。

(2) 既設のビチューメン固化装置による固化試験

前報³⁾⁴⁾のビチューメン固化装置を用いて模擬焼却灰のビチューメン固化試験を行った。

アスファルトはストレート 60/80 を使用し、模擬焼却灰は 10 mesh でふるい分けたものを水分含量約 50 に調製して使用した。

混和蒸発器にアスファルトを 78 kg 仕込み、200 ~ 230 °C に溶融し、スクリーフィーダ上部の簡易グローボックス(今回の試験用に作成した)より上記で調製した灰をスクリーフィーダに落とし込み 31.3 kg/h (乾燥状態の灰として 15.8 kg/h) の移送速度でスクリーフィーダにより連続的に混和蒸発器内へ供給した。

乾燥状態の灰として 55.2 kg, アスファルト中への灰の混入量として 41 を 3.5 時間にわたって混和蒸発させたのち、比重、軟化点、引火点及び耐水性試験用サンプルを採取し、測定を行った。

これらの物性値について先のビーカー規模試験結果と比較検討した。

Table 2.5.9-1 に灰の混入量が 40 のビーカー規模で作成した固化体の物性とビチューメン固化装置での固化体の物性を示した。また、Fig. 2.5.9-3 にビーカー規模で作成した固化体の室温での蒸留水浸漬による重量増加率とビチューメン固化装置での固化体の重量増加率の比較を示した。

Table 2.5.9-1 より、ビーカー規模で作成した混合時間が 40 分の固化体はビチューメン固化装置の固化体に比べ、軟化点は低く、引火点は高くなった。

ビーカー規模試験で、ビチューメン固化装置により作成した固化体と同じ混合時間で作成した固化体では、引火点はほぼ同じ値になったが、軟化点が幾分高くなった。

Fig. 2.5.9-3 より、ビチューメン固化装置で作成した固化体はビーカー規模での固化体に比べ、重量増加率は低くなっており、浸漬期間が 100 日で 0.65 % となった。ビーカー規模で作成した灰の混合量が 40 の固化体と比べて、約 1/2 倍の重量増加率になった。また、灰を混入していないフレッシュの固化体と比べては約 6 倍高くなった。

ビチューメン固化装置で作成した固化体は浸漬期間が 135 日経過し、その重量増加率は 0.9 % になった。ただし、固化体の目視観察においては、膨潤等の外観変化は認められていない。

Table 2.5.9-1 Comparison of the physical properties of product prepared with the baker scale and bituminization unit

	Preparation condition				Softening point (°C)	Flash point (°C)	Weight gain rate of product (%)
	Bitumen used	Mixing temp.(°C)	Mixing time(min)	Incorporation ratio (B:A)			
Beaker scale	Straight 60/80	170~200	40 (210)	60 : 40	62.0 (82.5)	308 (296)	1.18 (100 days)
	Blown 20/30	170~200	40 (210)	60 : 40	104.0 (149.3)	267 (230)	1.21 (100 days)
Pilot plant scale	Straight 60/80	190~220	210	59 : 41	76.5	290	0.65 (100 days)

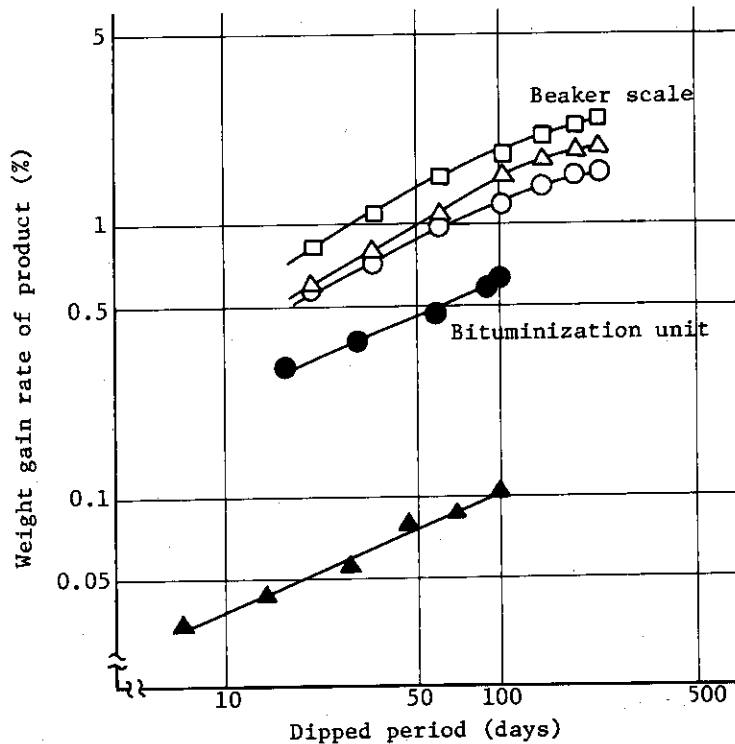


Fig. 2.5.9-3 Comparison of weight gain rate of bitumen-ash product prepared with bituminization unit and the beaker scale.

Bitumen used : Straight asphalt 60/80
 Dipped temp. : Room temp.

Symbol	Incorporation ratio (B:A)	Mixing temp.(°C)	Symbol	Incorporation ratio (B:A)	Mixing temp.(°C)
○	60:40	170	●	59:41	190~220
△	50:50		▲	B only	—
□	45:55	200			

B:Bitumen, A:Ash

Fig. 2.5.9-4 に焼却灰のアスファルト固化における減容比を示した。これより、乾燥灰（嵩比重：0.25）をアスファルト中に 40 混合させたときには灰の減容比は、0.47 が得られた。

この乾燥灰をセメント固化法により 1 軸圧縮強度が 170 kg/cm^2 得られているセメント固化条件で固化したときの増容比は 1.12 になっている。

従って、アスファルト固化法はセメント固化法に比べ、灰を 40 アスファルト中に混合した場合には 2.4 倍、50 混合した場合には 3.2 倍の減容になる。

このように、焼却灰のアスファルト固化法はセメント固化法に比べて、灰の減容比が大きく、また、固化体についても比重 1.2 を容易に確保でき、耐水性も良好な結果を得ており、焼却灰の固化法として有効であり、充分実処理が可能であると考えられる。（福田）

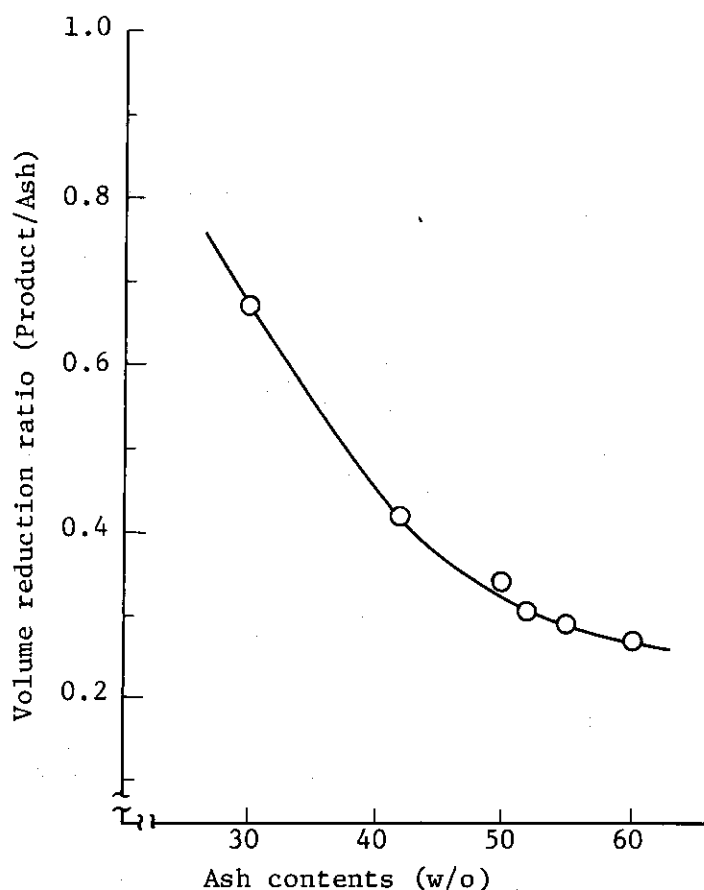


Fig. 2.5.9-4 Volume reduction ratio at bituminization of dried ash.

参考文献

- 1) JISK 2531, 石油アスファルト軟化点試験方法（環球法）（1960年）
- 2) JISK 2274, 石油製品引火点および燃焼点試験方法（クリーブランド開放式）（1962年）
- 3) JAERI -M 5370, P. 127
- 4) JAERI -M 5866, P. 158

2.5.10 処理済液の放流制御設備

大洗研・廃棄物処理場における処理済液は、排水監視ポンド(375 m³ × 2 基, 750 m³ × 1 基)に受入れている。放流にあたっては、従来放射性物質濃度に応じて放流量を決め、一定流量で一般排水溝を經由して希釈放流していた。これを、一般排水の有効利用と瞬時においても一般排水溝出口の放射性物質濃度を許容濃度以下に抑えるため放流制御設備を設けた。放流予定の処理済液は、予め放射性物質濃度を測定しておき、Fig. 2.5.10-1 に示すように、一般排水溝の流量変動に応じて一般排水溝流量と処理済液流量の比 n が一定になるよう処理済液流量を制御して放流するものである。いま、処理済液濃度を C $\mu\text{Ci}/\text{m}\ell$ 、その流量を q m³/hr、また一般排水溝の流量を Q m³/h、また希釈後の濃度を C' $\mu\text{Ci}/\text{m}\ell$ とすれば、

$$qC = (Q + q)C'$$

$$\text{したがって、} n = \frac{q}{Q} = \frac{C'}{C - C'}$$

実際には、安全側の観点から $n = \frac{C'}{C}$ として扱っている。

希釈後の濃度 C' は、 5×10^{-8} $\mu\text{Ci}/\text{m}\ell$ で管理しているので、 C を測定するならば比率設定値 n は上式から算出できる。

Fig. 2.5.10-2 は、比率設定値 n が 0.035 で放流した運転データである。^{*} グラフから、一般排水溝流量の大巾な変動に、処理済液流量が追随して放流されていることがわかる。

1977年10月から使用を開始し、1978年7月まで、処理済液の放流を17回、合計4,040 m³ 行った。この間、一般排水溝の流量は、夜間と昼間及び季節によって大巾な変動があった(最低40 m³/h, 最高500 m³/h以上)が、この変動に応じて処理済液を放流しており、良好に運転できた。

なお、本装置の運転は、放流開始後無人で行われる。運転中、調節バルブ等の故障で、比率設定値に対して±20%以上の偏差が1分間以上継続した場合は、インターロック機構により、警報を出すと同時に、ポンプの停止および調節バルブが全閉状態となる。(西沢・山崎)

^{*} この時の処理済液濃度 C は 1.4×10^{-6} $\mu\text{Ci}/\text{m}\ell$ であった。

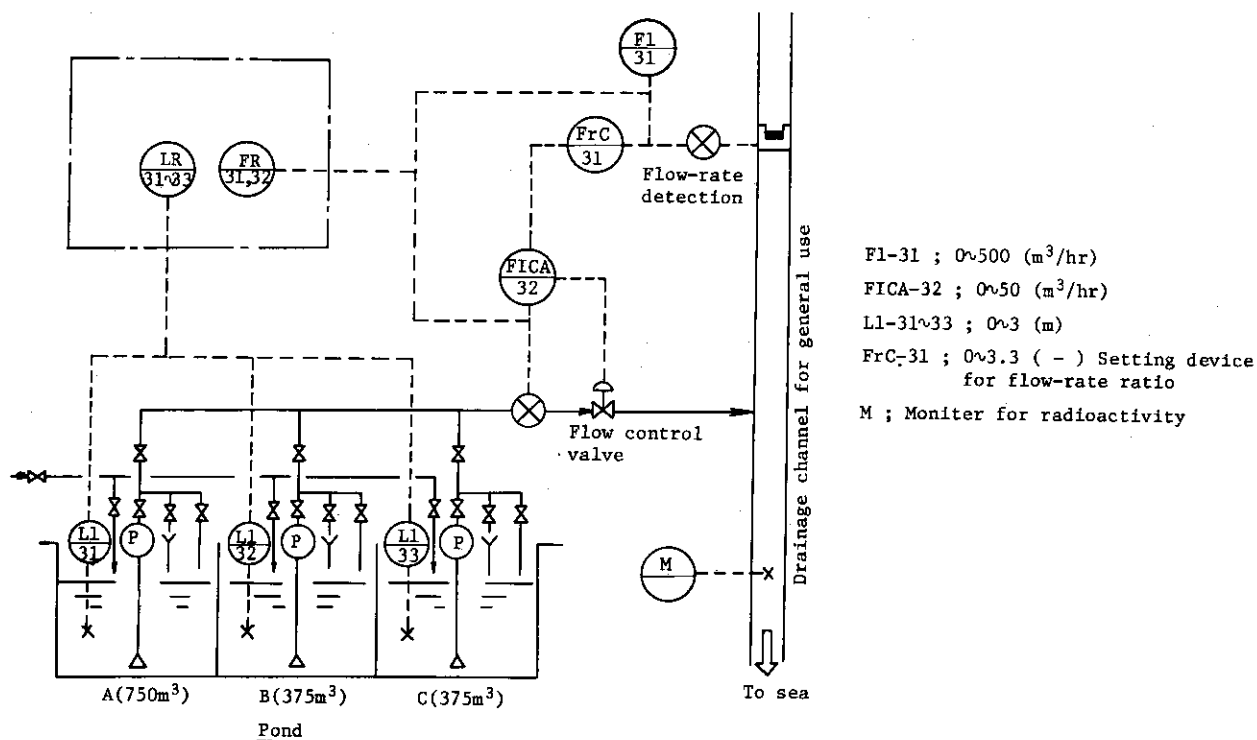


Fig. 2.5.10-1 Drainage control system

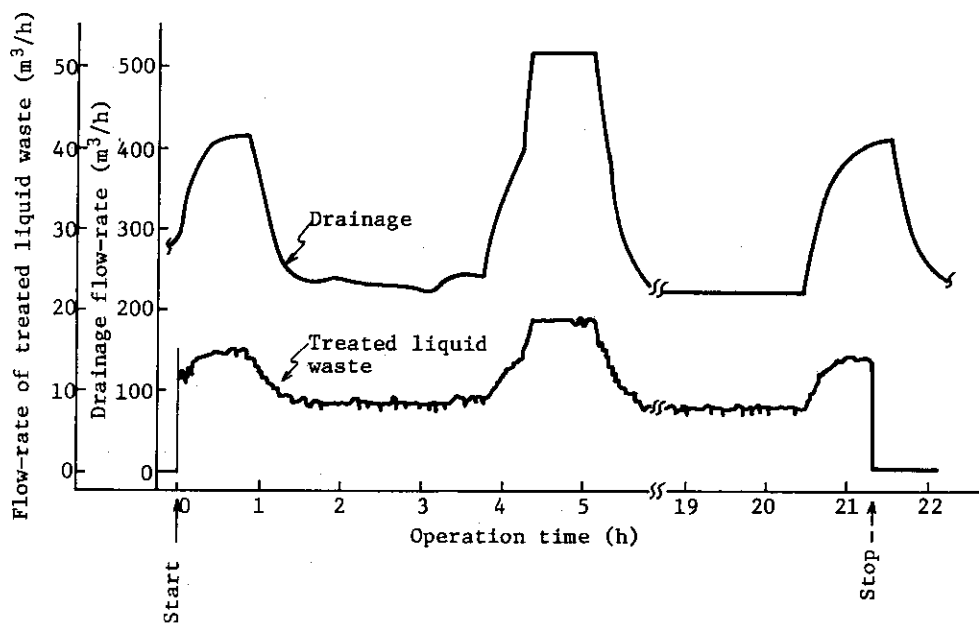


Fig. 2.5.10-2 Flow-rate of treated liquid waste vs drainage flow-rate.

2.5.11 α 固体廃棄物処理施設の概要

大洗地区における α 固体廃棄物は、大洗研燃料研究棟および、動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センターのPu燃料取扱施設を主な発生元とし、その発生量は、年間およそ 95 m^3 と推定されている。これらの廃棄物に係る処理方式の選定にあたっては、まず、作業性、 α 放射性核種の量、処分方式などから、表面放射線量率 50 mR/h 未満かつ α 放射能量 1 mCi 未満のものを低レベルとし、それ以外のものを高レベルとして区分することとした。この区分によって、上記発生量は、低レベル約 $73\text{ m}^3/\text{年}$ と、高レベル約 $22\text{ m}^3/\text{年}$ とに分けられた。

ついで、種々の調査・検討の結果、低レベルについては最終処分を考慮した処理方式を採用することとするが、高レベルについては最終処分方式が未だ定めがたいため、当面貯蔵のみを行うこととする基本方針の下に、Fig. 2.5.11-1に示すような処理システムが決定された。この処理システムには、①気密雰囲気下での廃棄物の取扱い、②施設の保安対策強化、③総合的かつ有機的なシステム化などの配慮もなされている。

以上の結果に基づいて、 α 固体廃棄物処理施設を構成する各設備・装置として、 α ホール、 α 焼却装置、高レベル α 固体封入装置、これらを収納する α 固体処理棟および貯蔵施設として α 一時格納庫、高レベル α 固体貯蔵施設にかかわる設計および整備が実施され、1976年前半までに全施設の一応の完成をみた。

その中心となる α 固体処理棟は、地上2階、地下1階の鉄筋コンクリート造で、床面積が、約 $2,200\text{ m}^2$ あり、水平方向 0.3 G の地震に耐える設計となっている。建家主要部の平面図をFig. 2.5.11-2に示す。また、この建家内の換気は、全外気導入を原則とした全室負圧制御を行い、さらに室間の空気逆流防止を考慮するとともに、高ランクの室についてはバックアップ機器の多重化、動力源の多重化がなされ、保安対策の強化を図っている。この換気系統図をFig. 2.5.11-3に示す。

以下、本年度完成した α 固体処理棟の各内装設備について述べる。 (阿部・古平)

(1) α ホール

α ホールは不燃性の低レベル α 固体廃棄物を処理するための気密室で、約 $10\text{ m} \times 10\text{ m} \times 5\text{ m}$ 高さの寸法を有する。設計条件は、耐圧 -300 mm 水柱、気密度 $1\text{ vol \%}/\text{h}$ 以下であり、鉄筋コンクリート造、内面鋼板ライニングが施されている。このうち、床ライニングはSUS 304製厚み 9 mm であり、重量機器の設置も考慮したものである。

内部は、2箇所の廃棄物搬入口(エアロック方式)のほか、分類テーブル、圧縮装置、細断機、セメントミキサー、洗浄パンなどが配置されており、作業は全身型気密服(エアライン・スーツ)を着用して行う。Fig. 2.5.11-4に α ホール内配置を示す。このほか、 α 焼却装置用分類ボックスからの不燃物シュート、同高温フィルタの使用済プリコート材拔出し配管、 α 廃液予備処理装置のスラッジ移送管及びビチューメン供給配管などが α ホール壁を貫通して導入されており、周辺設備との関連性を持たせている。

α ホール全体についての気密漏洩試験は、内装機器類の据付け後、負圧条件下で大気圧比較法により実施したが、その結果、漏れ込み量が約 $0.4\text{ vol \%}/\text{h}$ と、設計条件を十分満足するものであった。また、ホール内は、外気圧に対し、常時 -30 mm 水柱の負圧に維持される。換気は、

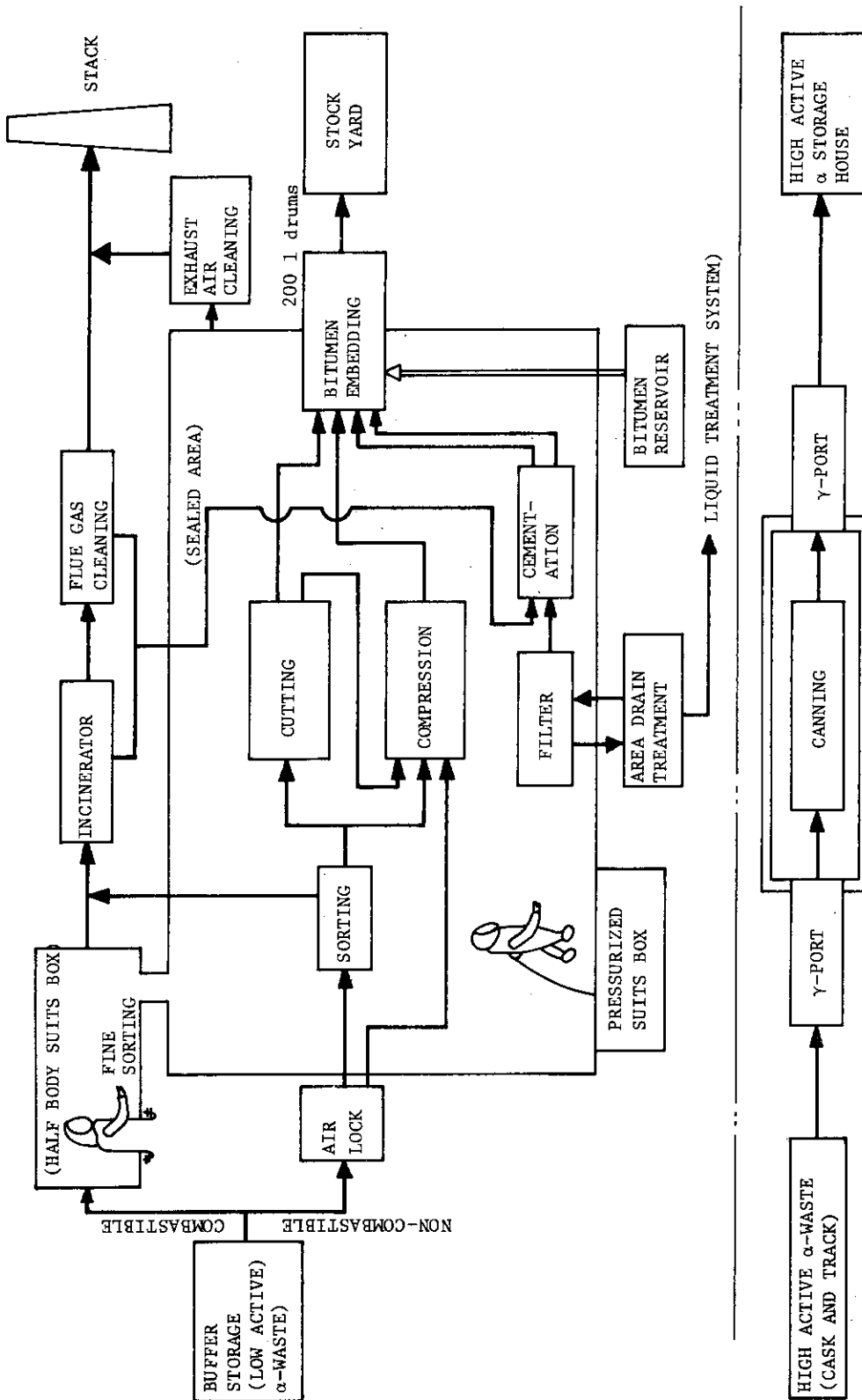


Fig. 2.5.11-1 Treatment scheme for α -bearing solid wastes.

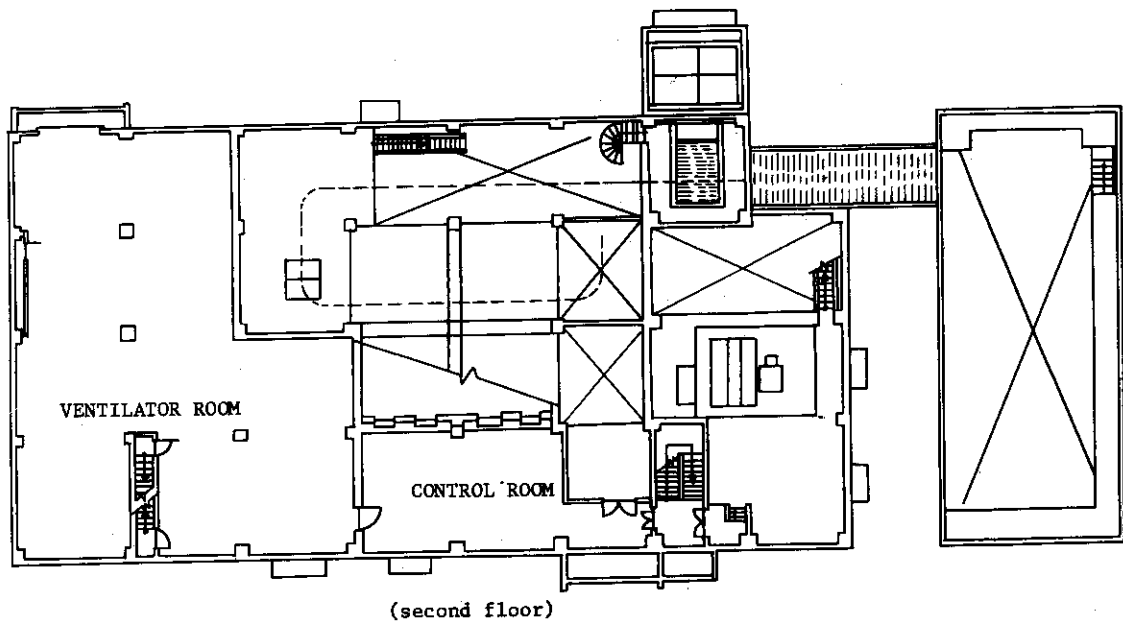
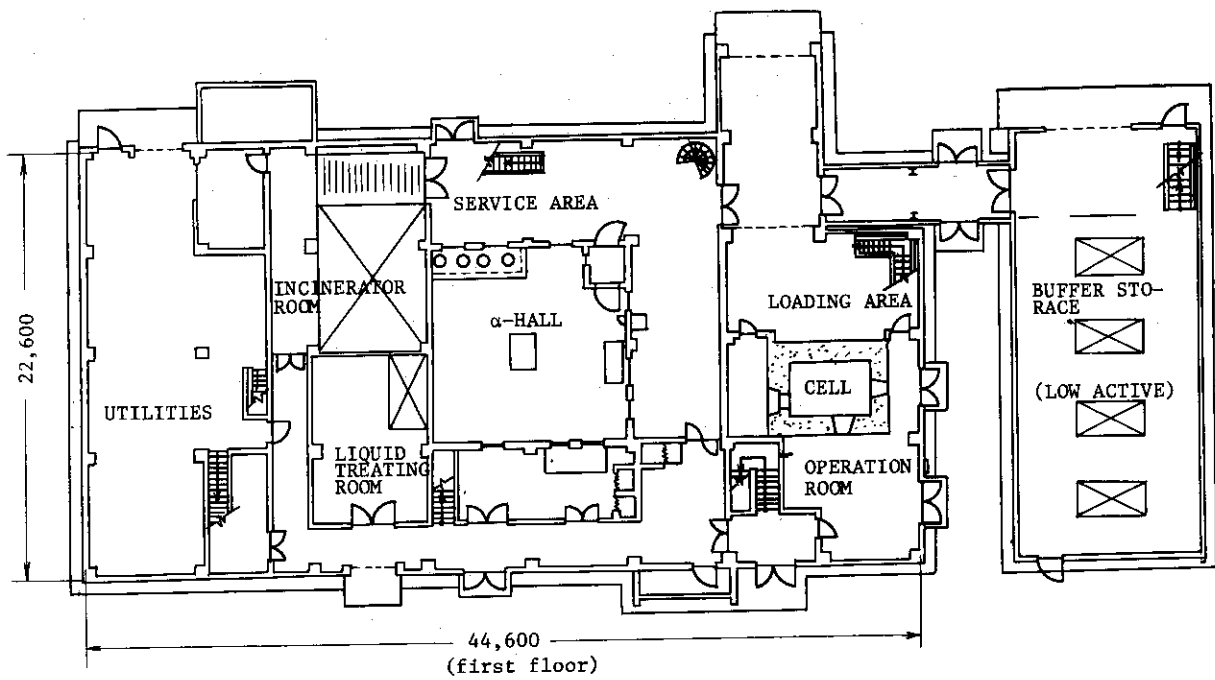


Fig. 2.5.11-2 Plot plan of α -bearing solid wastes treatment building

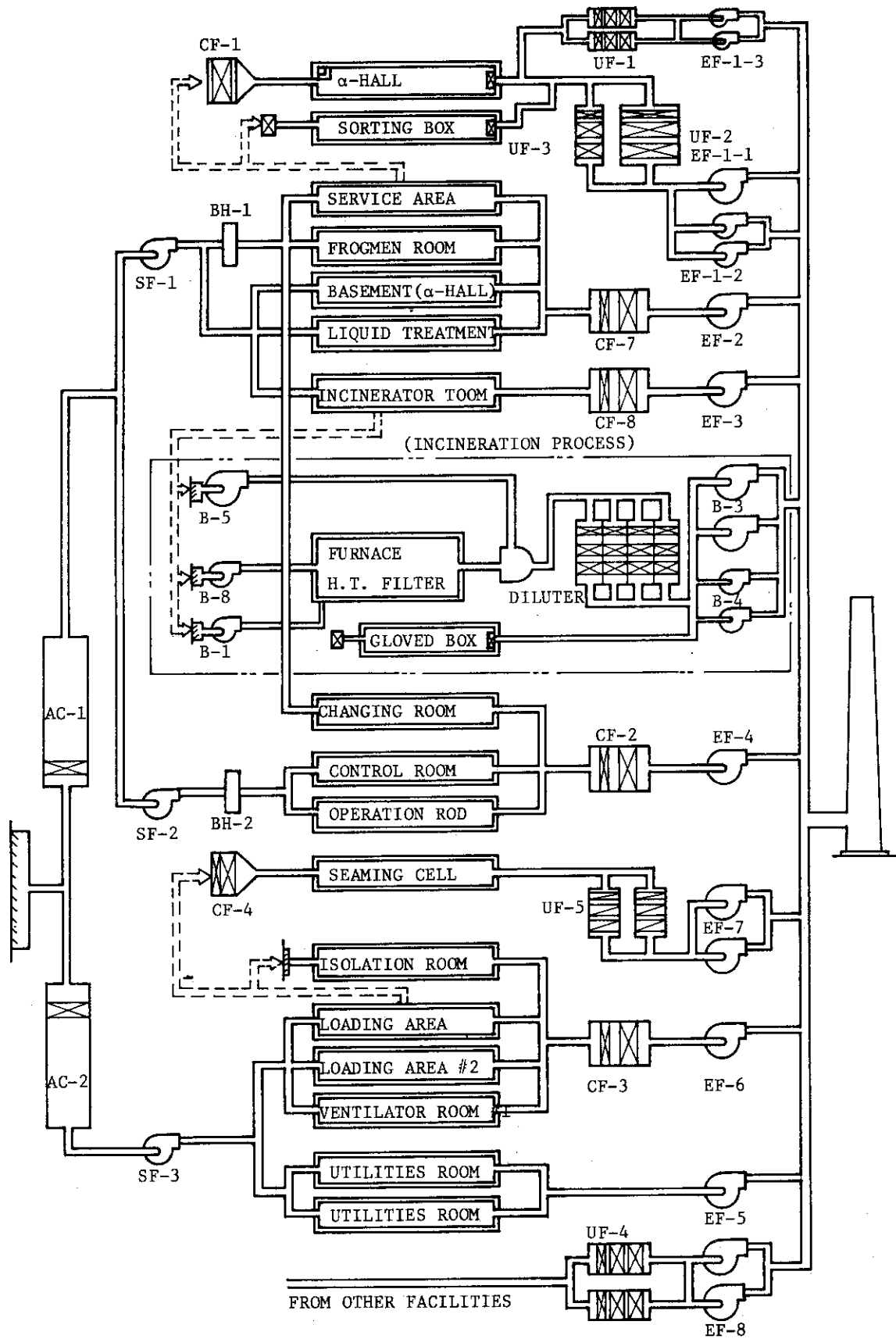


Fig. 2.5.11-3 Ventilation scheme of α -treating building.

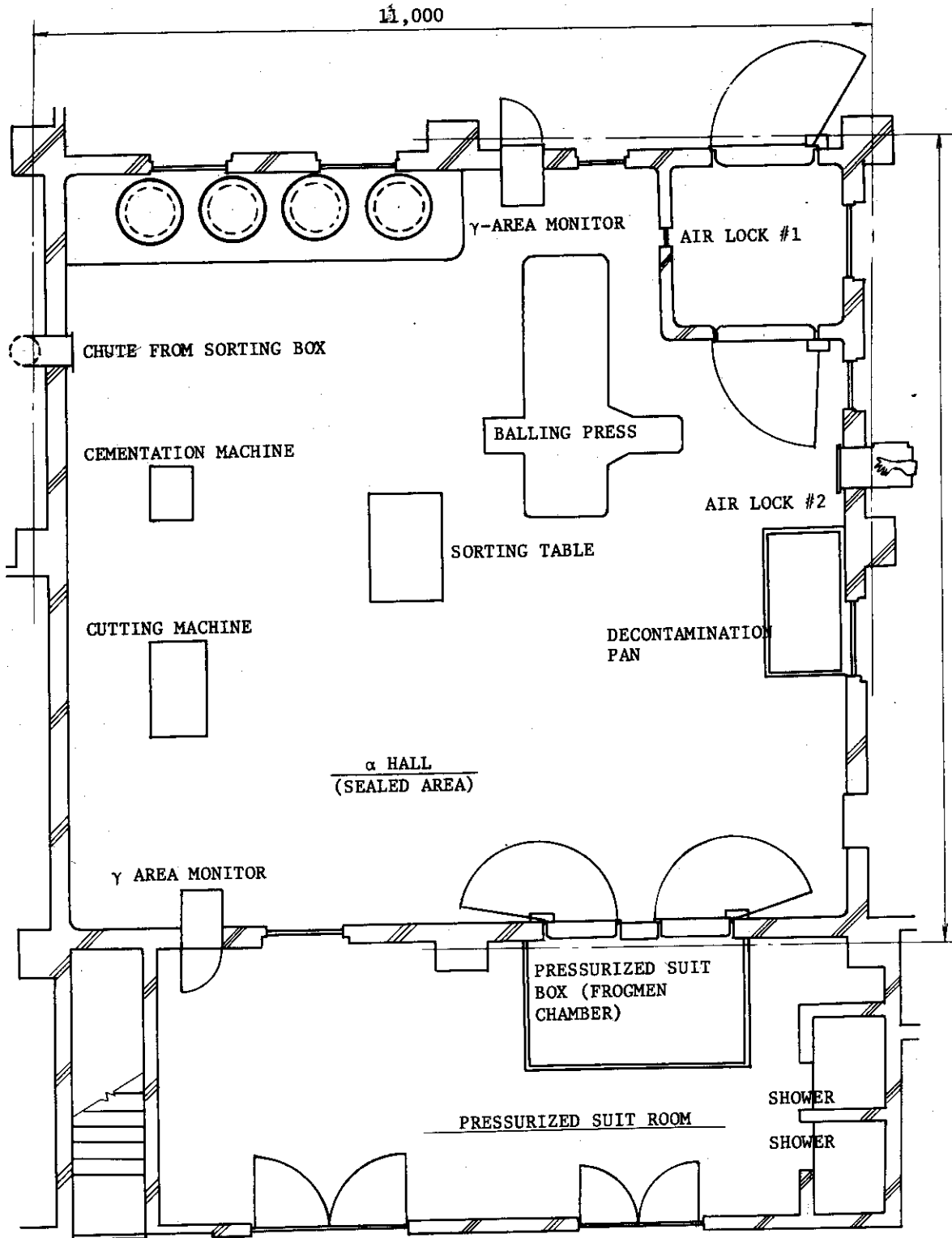


Fig. 2.5.11-4 Layout of α -hall and surroundings.

作業時は毎時約 10 回、非作業時は毎時約 1 回の割合で行い、そのため排風機は「昼間用」と「夜間用」の 2 系統を有し、さらに、停電時にそなえて、負圧維持専用の緊急ブロウを設置している。緊急用ブロウは EG 電源のほか、建家内に設置されたバッテリー電源でも運転できるようになっている。

圧縮装置は、油圧式 3 軸圧縮横型プレスで、油圧 $140 \text{ kg/cm}^2\text{G}$ 、最大圧縮力 68 トンの能力を有し、被圧縮物の最大寸法は $70 \text{ cm} \times 80 \text{ cm} \times 60 \text{ cm}$ まで取扱うことができる。) この油圧ユニットは、 α ホール外に設置し、メンテナンスの容易化を計った。油圧ユニットとプレス本体間の油圧回路には、セルフシール方式のクイックジョイント付フレキシブルホースを用いており、また、プレス本体は電動駆動台車上に設置されているので、ホール内での移動が可能であり、これによって、プレス本体下の床面の除染も比較的容易である。

裁断機は、硬質塩ビ、ゴム等を対象とし、 20 kg/h 以上の処理能力を有する。またセメントミキサは、焼却灰、スラッジ、その他粉体のセメント固化に用いるものであり、約 50 ㍓ /バッチである。これら 2 基の機器はいずれも手押台車に設置されており、容易に移動することができる。

圧縮物セメント固化体は、廃棄物投入ポート下にセットされた 200 ㍓ ドラム缶に投入し、ビチューメンが注入される。このためのビチューメンは、熱媒加熱方式の溶融槽で 160°C 程度に加熱・溶融され、加熱保温された配管及びポンプによって廃棄物投入ポート上に送られてくる。

α ホール隣室には、ホール内で発生した床ドレンなどの α 廃液を予備処理する廃液処理装置が設置されている。これは、ろ過タンク、化学処理タンクなどからなる回分式化学処理装置で、1 バッチ約 1.5 m^3 の処理を行い、上澄液は、既設廃液処理系へ、またスラッジは α ホールへそれぞれ移送し、2 次処理を行う。

ホール内作業に使用するエアラインスーツは、全身気密型自動圧力バランス方式、供給空気はもちろん、スーツ排気もホール外で行うものである。スーツは 3 人分備えてあり、通常 2 名 1 組で、1 回当たり 1 ~ 1.5 時間の作業を 1 日 3 交替で行う。スーツへの供給空気は、圧縮空気をフィルタでろ過した後、温湿度を調整して供給する。スーツ着脱前後のシール機構を Fig. 2.5.11-5 に示す。

(阿部・古平)

(2) α 焼却装置

本装置は、低レベル α 固体廃棄物のうちの可熱物を焼却処理するためのもので、発熱量 $4,500 \text{ kcal/kg}$ の廃棄物に対し、約 15 kg/h の処理能力を有する。

装置は、焼却炉本体と分類ボックスおよび灰出しボックスから成る焼却部と、高温フィルタ、空気混合冷却器、フィルタユニットなどからなる排ガス浄化系とによって構成される。本装置の系統図を Fig. 2.5.11-6 に示す。これらのうち、灰出しボックスについては漏洩率 0.1 vol\%/h 、またその他の系統については漏洩率 1 vol\%/h 以下という気密設計になっている。

炉本体は、蓄熱型密閉炉で 2 つの燃焼室を有し、LPGバーナが 2 体取付けられている。主燃焼は 1 次室において 600 から 800°C の範囲で行われ、その後 850 から 900°C の 2 次室で後燃焼が行われる。2 次室には、シリコンカーバイト系の充填物が詰められており、これに排ガスの戸過作用も持たせている。

投入前の廃棄物は、分類ボックス内で開梱、分類される。この分類ボックスは、約 $1.8 \text{ m} \times$

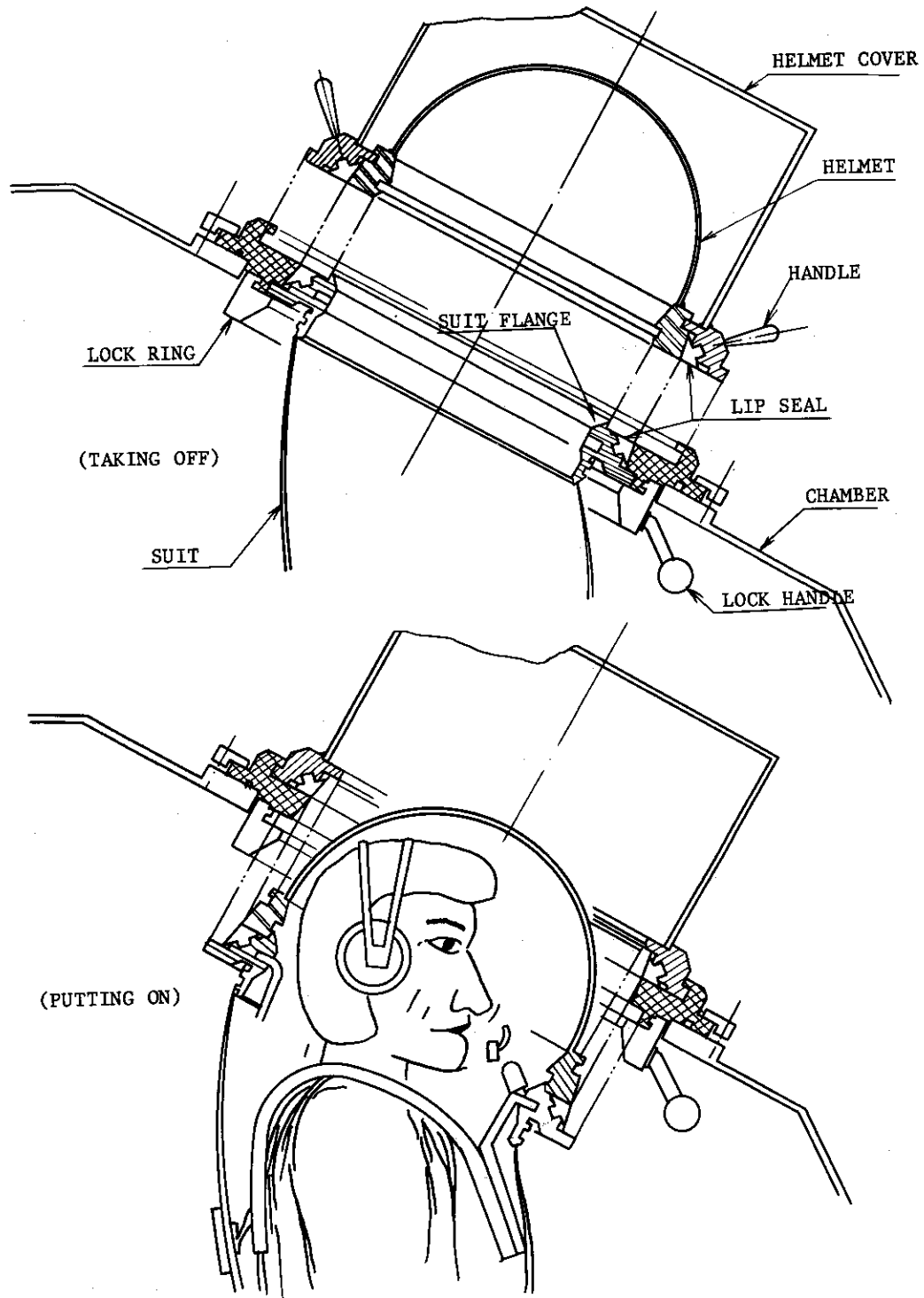


Fig. 2.5.11-5 Seal mechanism of pressurized suit

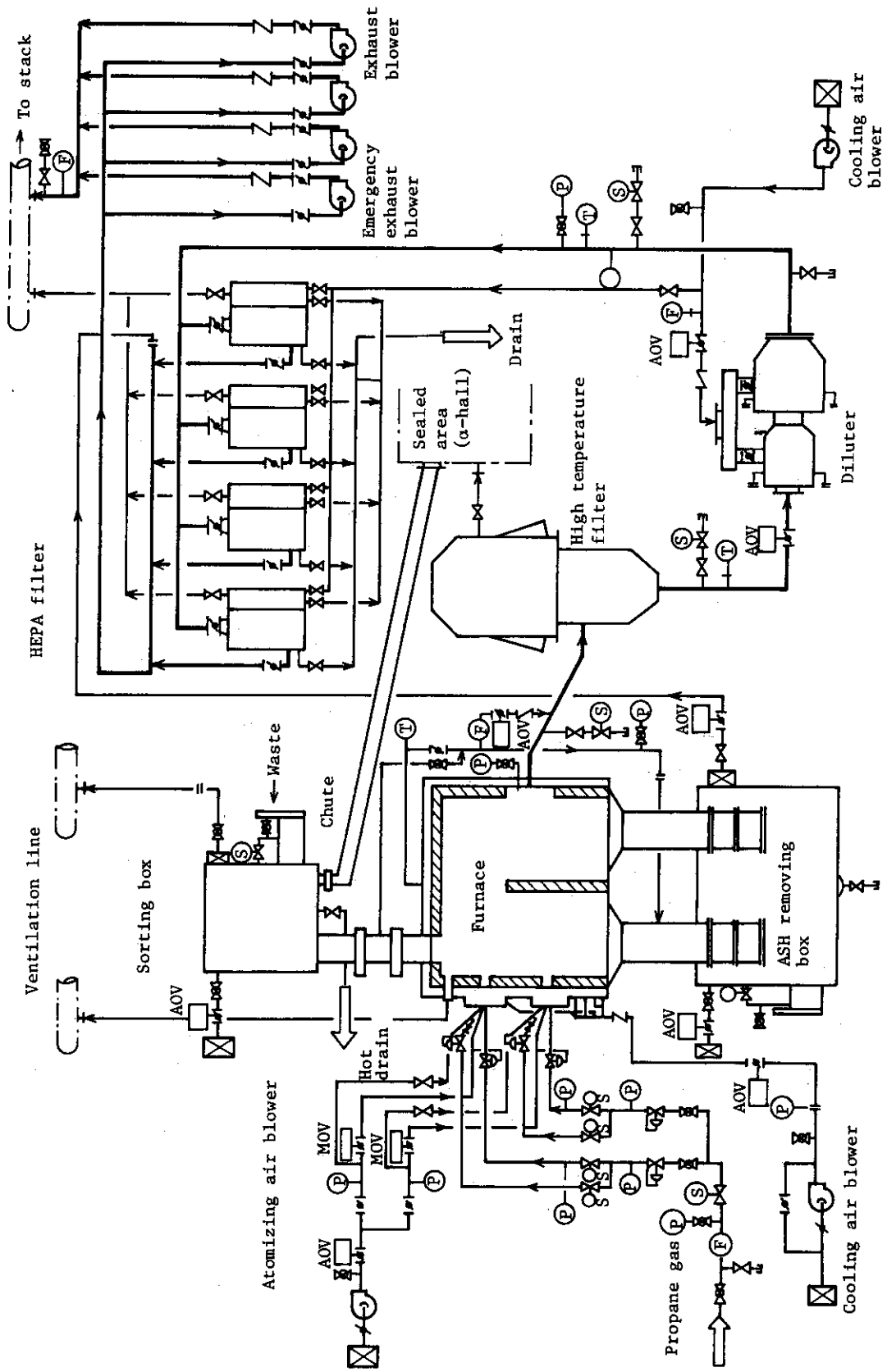
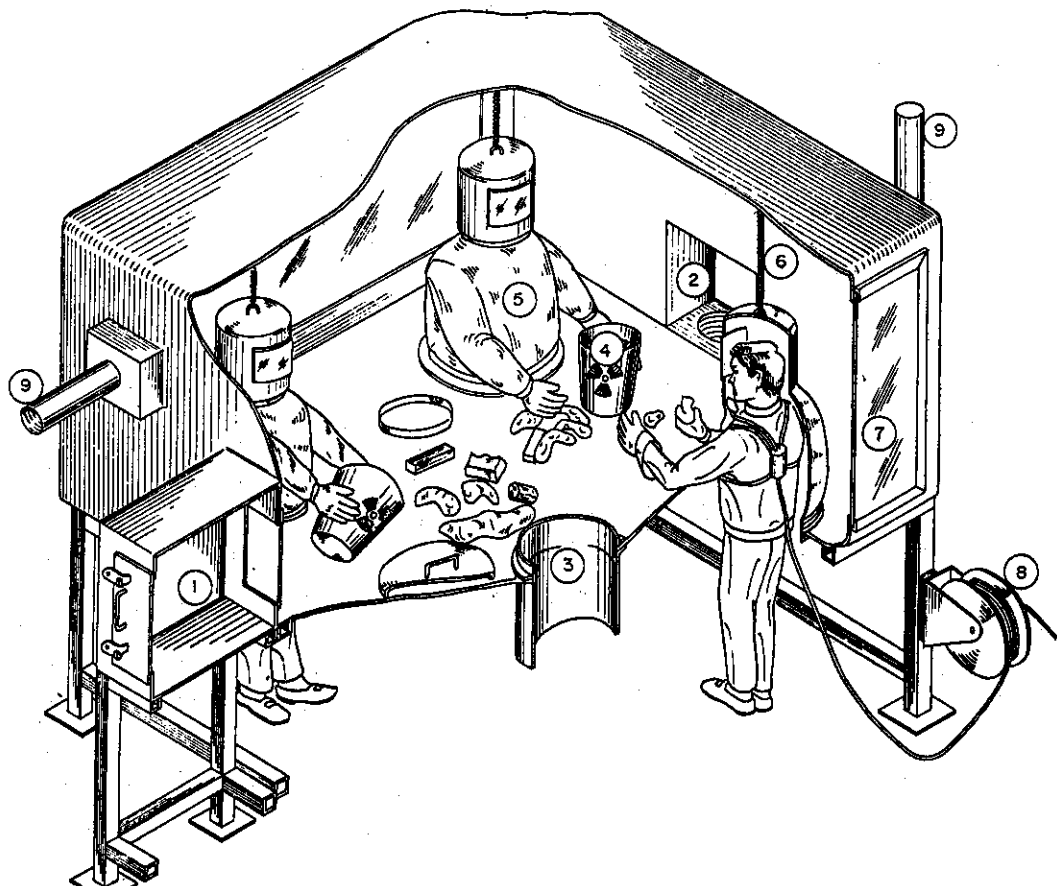


Fig. 2.5.11-6 Low active α -waste incineration process.

1.6 m × 1.7 m高きの大ききで、床面上半身用の気密服が4体取付けられ、これによってボックス内作業を行うところから、ハーフボディ・スーツ・ボックスと称している。これは、グローブボックスの作業範囲のせまさと作業性の悪さを解消し、かつ、全身型スーツの着脱の繁雑さと作業者の心理的圧迫感を取除くことをねらいとしたもので、さらにスーツ取付座を回転可能にして、全方向での作業も可能にした。スーツの交換は、グローブボックスのグローブ交換と同じ要領で行うことができる。このハーフボディ・スーツ・ボックスの概念図を Fig. 2.5.11-7 に示す。



1. Waste inlet
2. Chute to incinerator (combustible)
3. Chute to sealed area (non-combustible)
4. Waste
5. Half-body suit
6. Balancing spring
7. Window
8. Air supply hose reel
9. Ventilation pipe

Fig. 2.5.11-7 View of half-body suit box

排ガス浄化系は、プレコート方式の耐熱鋼性キャンドル型フィルタを用いた高温フィルタ（運転温度 500 から 800 °C）、外気を取込んで、希釈冷却する空気混合冷却器（出口温度 100 °C）およびプレフィルタ、HEPA フィルタを組込んだフィルタ・ユニット 4 台により構成される。特に高温フィルタのプレコート材の抜出しは、 α ホールと配管によって連絡されているので、直接 2 次処理へ送ることが可能である。

排気ブロワは、主排風機 2 台（内予備 1 台）と、停電時の緊急ブロワ 2 台とから成る。主排風機は、非常用電源によっても運転され、また、一定時間ごとに予備機との自動切換が行われる。もちろん主機故障時にも予備機への自動切換が行われる。また主排風機が 2 台共故障の場合は、緊急ブロワに切換えられる。この緊急ブロワは、非常用電源喪失時にそなえて、バッテリー系電源に接続され、常時負圧維持の機能を高めている。

メーカーからの引渡時に行った総合性能試験では、紙 70 %、ポリエチレン 30 % の模擬廃棄物による燃焼試験を延 10 時間実施した。その結果、 1.2 m^3 （150 kg）の廃棄物を燃焼して、約 14 ℓ （3.1 kg）の灰が得られた。これから、減容比約 86、減量比 48 であることがわかり、所期の性能が満足されていることを確認した。さらにこの燃焼試験後、大気圧比較法により、気密漏洩試験を行ったところ、灰出しボックスについては 0.004 vol%/h、全系については 0.12 vol%/h の結果が得られ、いずれも設計条件を十分満足するものであった。（阿部・古平）

(3) 高レベル α 固体封入装置

高レベル α 固体廃棄物は、ステンレス鋼製容器に気密封入した状態で貯蔵施設に保管される。本装置は、1.2 m 厚さのステンレス鋼製容器（底部のみ 2 mm 厚さ）をシーミング（缶詰のように巻締める）し廃棄物を封入するものである。取扱い可能な容器は 2 種類で、それぞれ S キャン、（内径 400 mm、高さ 470 mm）、L キャン（内径 500 mm、高さ 770 mm）、と称する。

概要を Fig. 2.5.11-8 に示す。封入装置は、制御部を除いて重コンクリート遮蔽（厚さ 1 m）のセル内に設置されており、操作はセル外の操作盤での遠隔操作となっている。封入装置は、コンベア部はセル上部のガンマ・ゲートを介して搬入された廃棄物を空キャンに受け、シーマ部に移送する操作を行う。シーマ部は、コンベアにより移送された廃棄物をロールによりシーミングする。

シーミングは、キャン蓋がダイスにより、キャン本体とともに回転する間にロールが、蓋およびキャン本体のつばを押し曲げ圧接して行う。なお、シーミングに先立ちキャン蓋のつば裏側、（キャン本体のつばと当る部分）には、コンパウンドを塗布し乾燥させておく。取扱うキャンの種類の変更は、ダイスおよびコンベア上のキャン受台の交換、ロール位置の変更により行われる。

シーミングを行う廃棄物は、排出元であらかじめの気密を保ち、汚染のない状態で搬入されるため、セル内および封入装置が操作中に汚染を受けることはない。

本装置により封入されたキャンは、良好な気密性能を有することが試験によって確認されている。また、シーミング後の廃棄物を貯蔵する施設（高レベル α 固体貯蔵施設）においても、漏洩の有無を随時モニタリングができるように設計しており、安全な長期保管を可能としている。

（波多野）

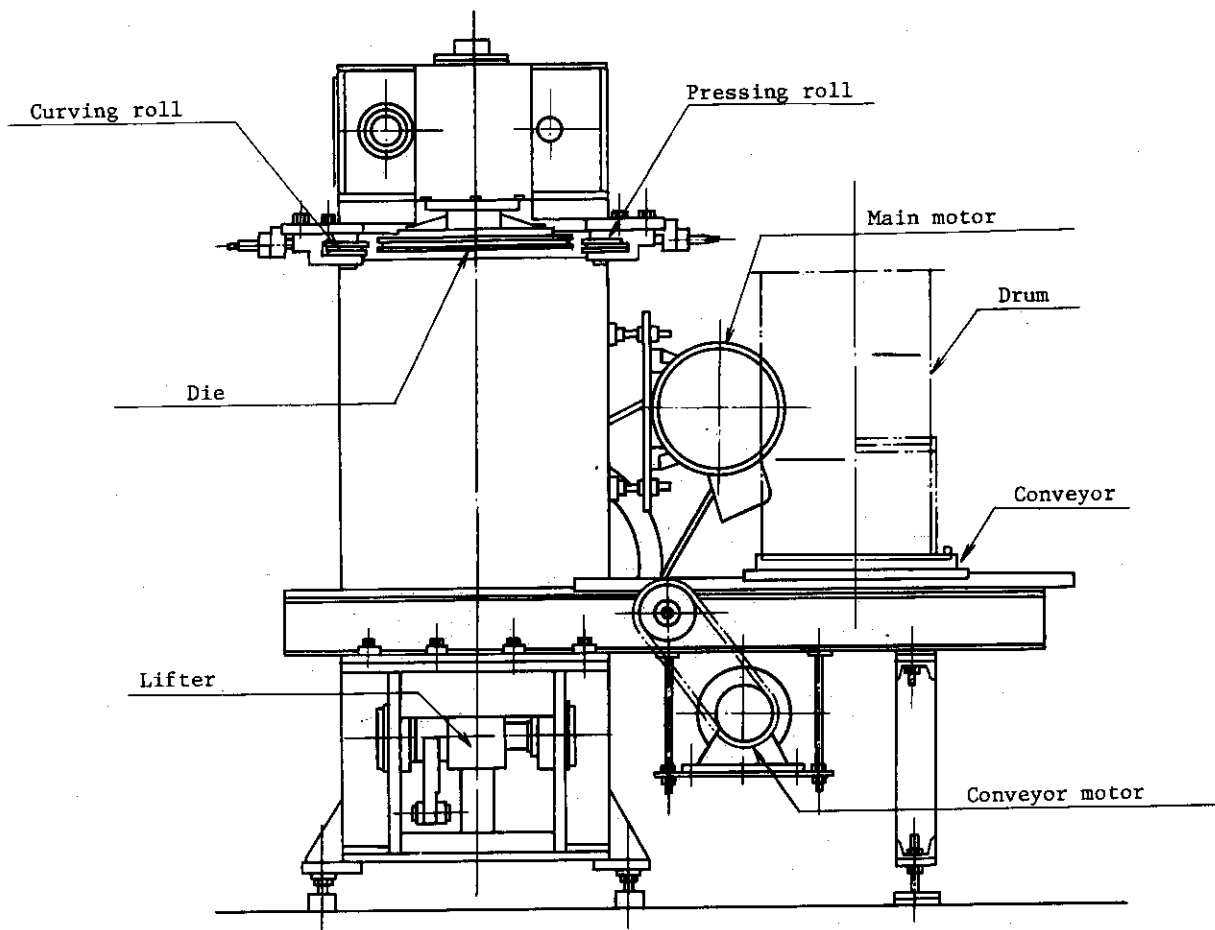


Fig. 2.5.11-8 Canning machine for high-level α solid waste

2.5.12 機器除染用洗剤スチームジェット洗浄設備

大洗研究所の除染施設に新設した洗剤スチームジェット洗浄設備は、スチーム発生機、スチーム用ホース、洗浄銃、除染液調製供給槽およびターンテーブルより構成される。本設備は、スチームジェット洗浄室において比較的汚染面積の大きい重量機器等の除染に使用する目的で設計、製作した。

スチームジェット洗浄部は、市販のスチームクリーナを耐圧性、耐久性の面で改良した軽油燃焼式ステンレス鋼製強制貫流水管ボイラーを本体とし、ステンレス鋼製フレキシブルホースおよび洗浄銃を付属している。スチーム発生機は、常用蒸気圧力 9.5 kg/cm^2 、吐出水量 600 l/h 、蒸気発生量約 15% の能力を有する。スチームは、洗浄銃先端で約 100°C 、30 cm 離れて約 60°C が得られる。運転時間は、燃料タンク容量 95 l で消費量 $16 \sim 18 \text{ l/h}$ であるから、5～6時間連続可能である。

除染液調製供給槽は、スチームジェットに除去剤を混入して除染効果をさらに高めるため、容量 500 l ステンレス鋼製角型槽 3 基を設けて、種々の除染液を迅速に調製でき、容易に切換え使用できるようにした。本槽には、除染液を加温するヒートコイル、除去剤を伴溶解する循環ポンプ、除染液をスチームに混入させる洗剤ポンプを設けている。

一方、除染作業において、大型重量機器を取扱うさいに、容易に洗浄位置を変えられるように

重量機器洗浄用回転台座としてターンテーブルを設けた。

ターンテーブルは、最大積載荷重 3000 kg で、1 人でも容易に旋回させることができる。外形寸法は、直径 1500 mm、高さ 74 mm で、総重量は、約 800 kg である。構造は、厚さ 25 mm 鋼板 2 枚の片面に直径 160 mm ϕ 、700 mm ϕ 、1300 mm ϕ の同心用に台形の溝を切削加工して、直径 38 mm の鋼球をそれぞれ 12、36、72 個ずつ配置し、溝の部分ではさみ込むボールベアリングの原理を応用してスムーズな回転が得られるようにした。また、汚染保護および腐食対策のため、外表面をステンレススチール板によりカバーした。

Photo 2.5.12-1 に、洗剤スチームジェット洗浄設備の全景を示す。

(三嶋・安中)

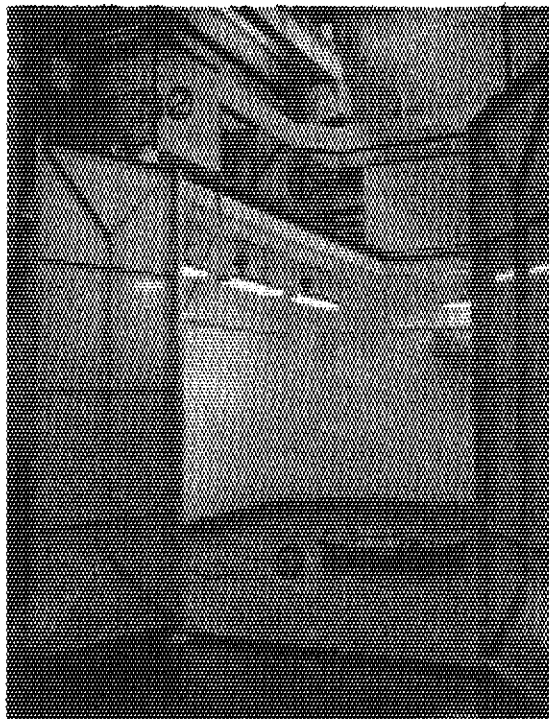


Photo. 2.5.12-1 View of steam jet cleaning equipment for radioactive decontamination

- | | |
|-------------------|----------------|
| 1 Detergent tanks | 3 Hose and gun |
| 2 Steam generator | 4 Turn table |

2.5.13 シールドカバー走行型長尺物除染流し台

本機器は、大洗研究所除染施設に新たに整備したもので JMTR で使用されている機器のうち、ハンドリング・ツールや照射装置部品など 2 m をこえる長尺汚染機器の除染に使用する目的で設計、製作した。

流し台全長は、8 m であるが、5 m と 3 m の流し台に分割して単独にも使用できる分割接合型である。

5 m 流し台は、長さ 650 mm、巾 4900 mm、深さ 200 mm の除染用水槽を、3 m 流し台には、長さ 650 mm、巾 2900 mm、深さ 400 mm の水槽を設け、水槽底部には、耐荷重性を得るため、

鋼板裏打ちを行い補強している。また、流し台上には、長さ 2.5 m のグローブボックスタイプのシールドカバーを、レールにより走行させることができるようにし、作業者の汚染防護の強化を図った。

この流し台には、給水および給湯蛇口を 1 m 間隔に取付け、排水は、水槽下部に配管を行い右端から排水する。また、作業者対向面に排気ギャラリ、棚、照明、電気コンセントを付属させ、作業性の向上を図った。なお、排水および排気は、施設内の既設系に接続し、それぞれ処置できるようにしている。

当機器の総重量は、1750 kg (5 m 用 1100 kg, 3 m 用 650 kg) であり、主要部材質は、ステンレス鋼 304 を使用した。

Photo 2.5.13-1 に長尺物除染流し台の全景を示す。

(三嶋・安井)

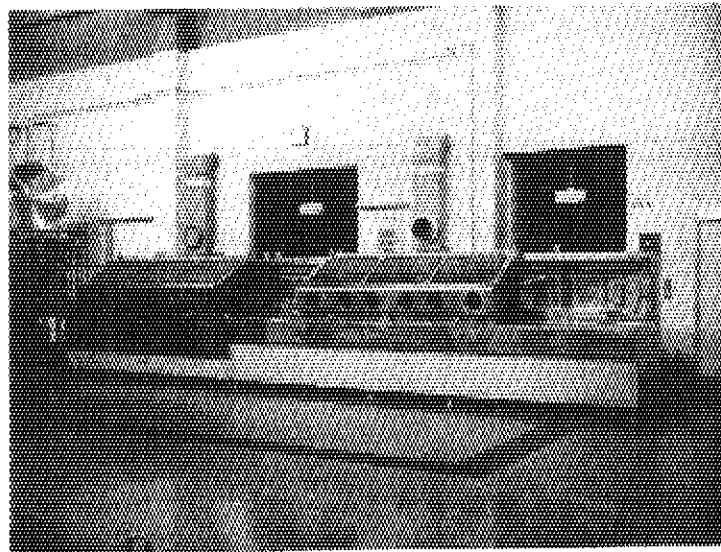


Photo. 2.5.13-1 View of decontamination tray

2.5.14 汚染機器等運搬容器と専用運搬車両

(1) 汚染機器等運搬容器

汚染機器等運搬容器(以下長尺コンテナと略す)は、被除染機器類を大洗研究所内各施設から除染施設まで安全に運搬する目的で設計、製作した。

この長尺コンテナは、全長 8 m, 巾 0.8 m, 深さ 0.8 m までの機器類収容能力を有し、最大収納荷重は 1 t である。また、5 m および 3 m 部分に分割できる分割接合型にしている、それぞれ単独にも使用できるようになっている。さらに、長尺コンテナ内には、容易に着脱できる機器類固定枠も用意している。

総重量は、2200 kg (5 m 用 1300 kg, 3 m 用 900 kg) である。材質はステンレス鋼 304 を使用し、補強に角型フレームを用い、3.5 mm 板を内張りして、すべて溶接仕上げで製作してい

る。また、分割接合部は、フランジ接合方式とし、分割使用時には、分割部をゴムパッキングおよびエンドプレートで塞ぐ構造にしている。

長尺コンテナの荷役は、すべてクレーンに頼らなければならないことから合体使用時は、均等荷重補強フレームを使用して8点吊り、分割使用のときは、4点吊りの専用吊り具を準備した。また、運搬にはすでに処理場配車整備の大型トラックの使用を予定している。

Fig. 2.5.14 - 1 に、長尺コンテナの概略図を示す。図においてAとBを接合させて8mとなる。

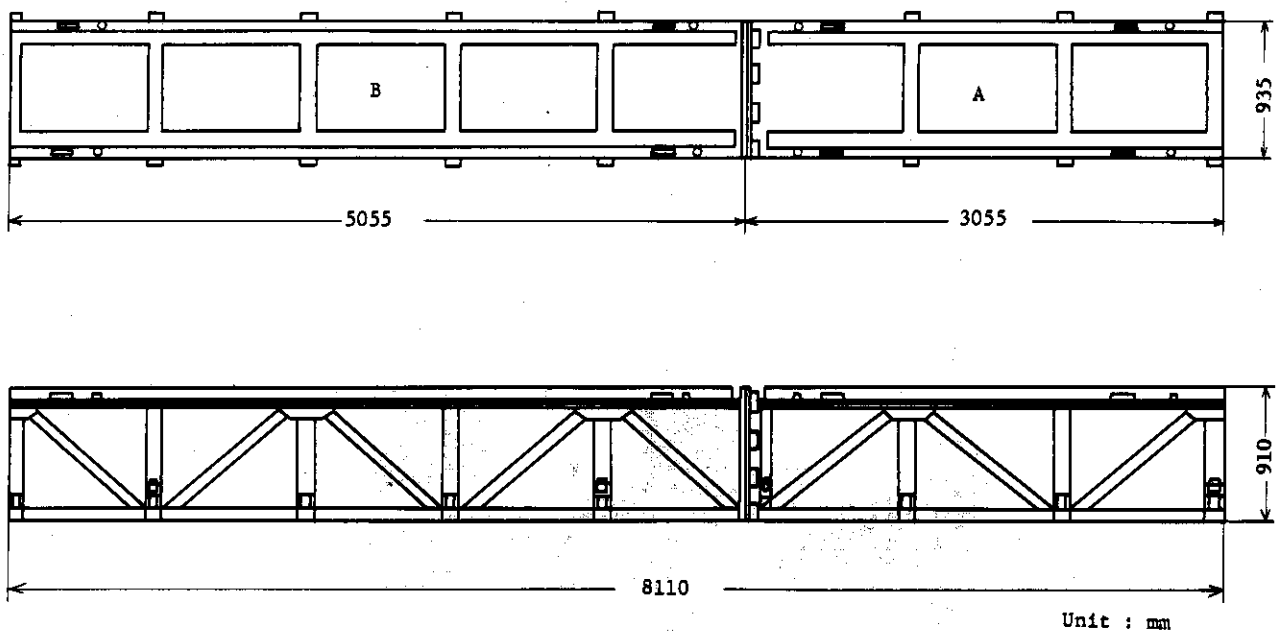


Fig. 2.5.14-1 Transportation Container

(2) 専用運搬車両

専用運搬車両（以下コンテナ車と略す）は、長尺コンテナと同様、被除染機器類を使用施設一除染施設間運搬の用に供する目的で設計、製作した。

構成は、大別して車両部とコンテナ部からなる。車両部は、ニッサンジーゼルCM 90 E（4.5トン用シャーシ中型トラック）低床フラットボデーを用い、これに450 kgの荷役パワーゲートを取り付けている。コンテナの固定は、ツイストロックおよびUボルトによる二重緊締方式を用いた。コンテナ部は、鉄骨フレームにアルミニウム外装およびステンレス鋼304内装の箱型であり、収容容積は、内寸法で、長さ4.5 m、巾2.49 m、高さ2.8 mである。最大搭載機器重量は、2850 kgである。

被除染機器類の搬入や搬出は、後部に取り付けられた両開扉から行う。また、クレーン等により荷役が容易に行えるように天蓋を3分割し、そのうち2枚がチェーン駆動操作により開閉できる構造にした。

コンテナ内部は、すべて溶接によりステンレススチールライニングを施したうえに、積荷のスリップ防止、集中荷重分散、ライニング保護、汚染防護を考慮して床面に木板を敷設している。また、積荷のワイヤ・ローピングのため、フックを床面に8個所、壁面に17個所取り付けたい

る。

Photo 2.5.14-1 に、コンテナ車の全景を示す。

(三嶋・安中)

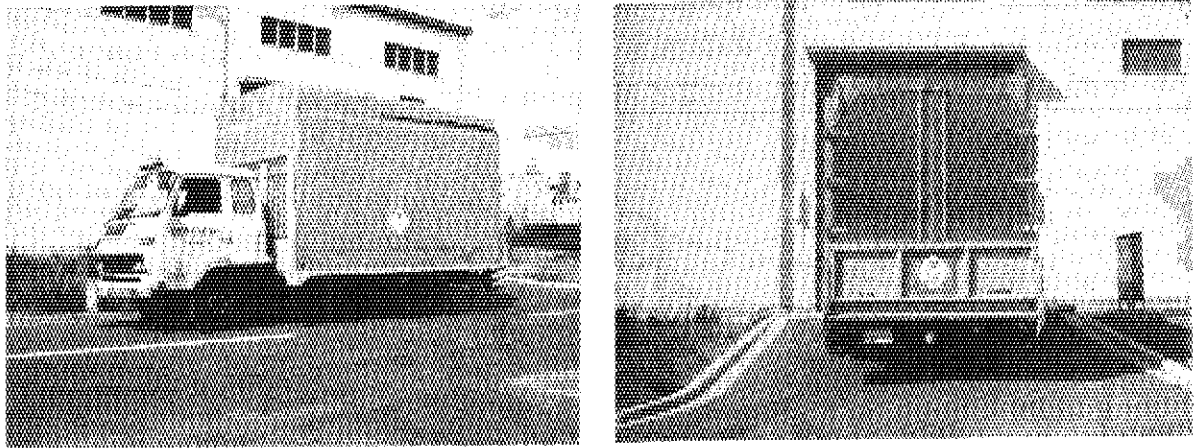


Photo. 2.5.14-1 View of the container and mobile cartor transport of radioactive contaminated equipment

2.5.15 汚染度自動選別型衣服モニタリングシステム

大洗研究所の除染施設に新しく開発して設置した汚染度自動選別型衣服モニタリングシステムは、検出素子に β γ 検出型の大面積プラスチックシンチレータを用いたものである。最初の衣服装荷時に入手を要するだけで、その後の衣服の送り込みや、放射能測定、衣服の汚染度別区分選別、測定結果の演算集計記録などのすべての行程をマイクロコンピュータの利用により自動的に行う画期的なものである。Photo. 2.5.15-1 に衣服モニタリング機構部の全景写真を示す。

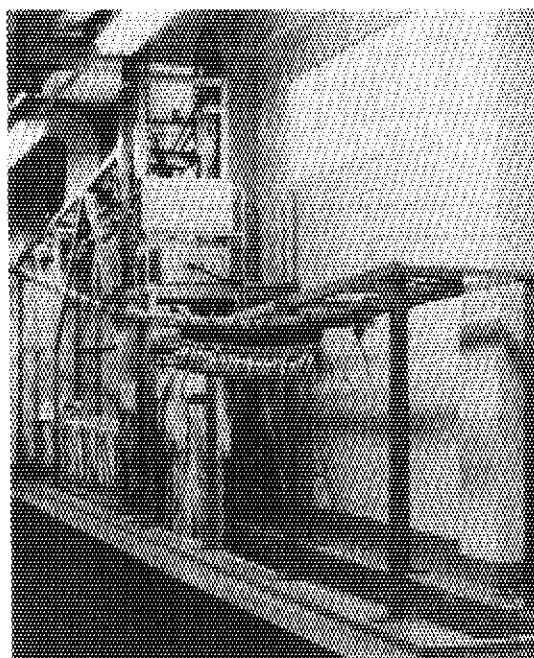


Photo. 2.5.15-1 View of the laundry clothing monitor

(1) 機構概要

本システムは、放射線検出器部をふくむ衣服ハンガーモノレール機構部 (Fig. 2.5.15-1 参照) と、コンピュータを内蔵する計測・データ処理部によって構成している。

検出器には、大面積のトルエン系プラスチックシンチレータ (巾 500 mm, 長さ 200 mm, 厚さ 20 mm) を、衣服をはさんで 2 枚対向配置し、1つのシンチレータに 2本の光電子増倍管を用いて同時計数回路を付している。検出器部と計測回路部のブロックダイアグラムを Fig. 2.5.15-2 に示す。

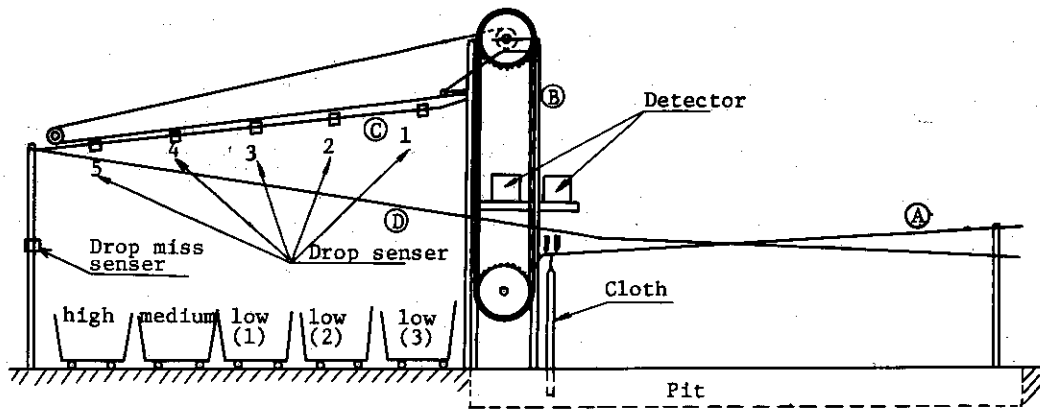


Fig. 2.5.15-1 Sketch of the laundry clothing monitor mechanism

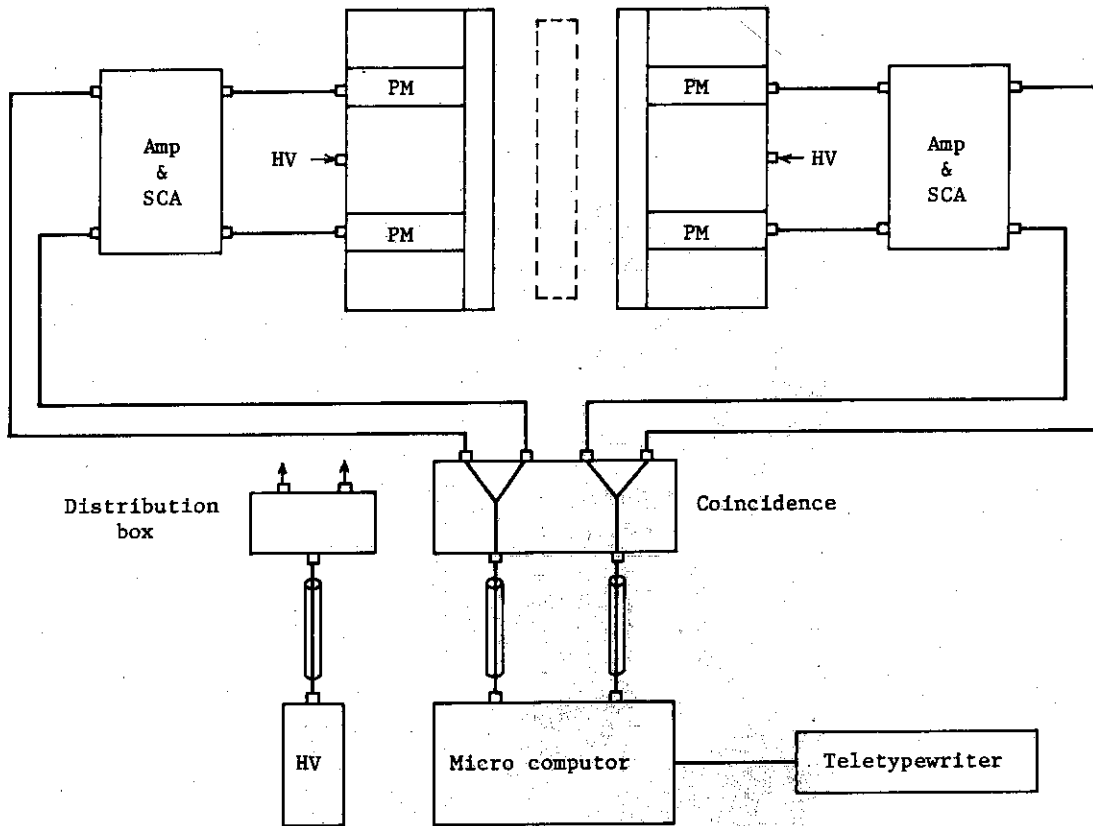


Fig. 2.5.15-2 Block diagram of the detector and the counting measurement.

検出目標は、U. K. A. E. A. の基準 (Derived Working Limits of Beta Surface Contamination for Workers)¹⁾ の $1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 、面積 300 cm^2 、全放射能 $0.03 \mu\text{Ci}$ である。

衣服ハンガーモノレール機構部は、Fig. 2. 5. 15 - 1 の図中④の装荷モノレールに、車輪付折りたたみ式衣 ンガー (Fig. 2. 5. 15 - 3 参照) を用いて衣服を吊り下げ装荷する。④のモノレール左端部にあるエアシリンダ2本のフリップ・フラップ作動によってハンガーを1つずつ繰り出す機構を介して、衣服ハンガーは垂直コンベア⑤の吊り上げフックにより吊り上げられる。検出器の間を上昇移動して通り抜ける間に、モニタリングされる。さらに、衣服ハンガーは⑤よりカムレバー機構を介して⑥のチェンモノレールに移る。チェンモノレールにより送られる途中、計測・データ処理部のコンピュータ指示による指定落下センサーにおいて、ハンガー位置確認センサー信号によってエアシリンダを作動させ、ハンガーを折りたたんで衣服を落下させる。

モニタリングした衣服は、低 (3ヶ所)、中、高の3段階の汚染度レベル区分に自動選別される。折りたたまれて衣服を落下したハンガーは、さらに移動を続けて、そのまま自走リターンレール⑦に乗って衣服装荷位置に戻る。

個々の測定データおよび集計結果は、テレタイプライタによってプリントアウトされる。

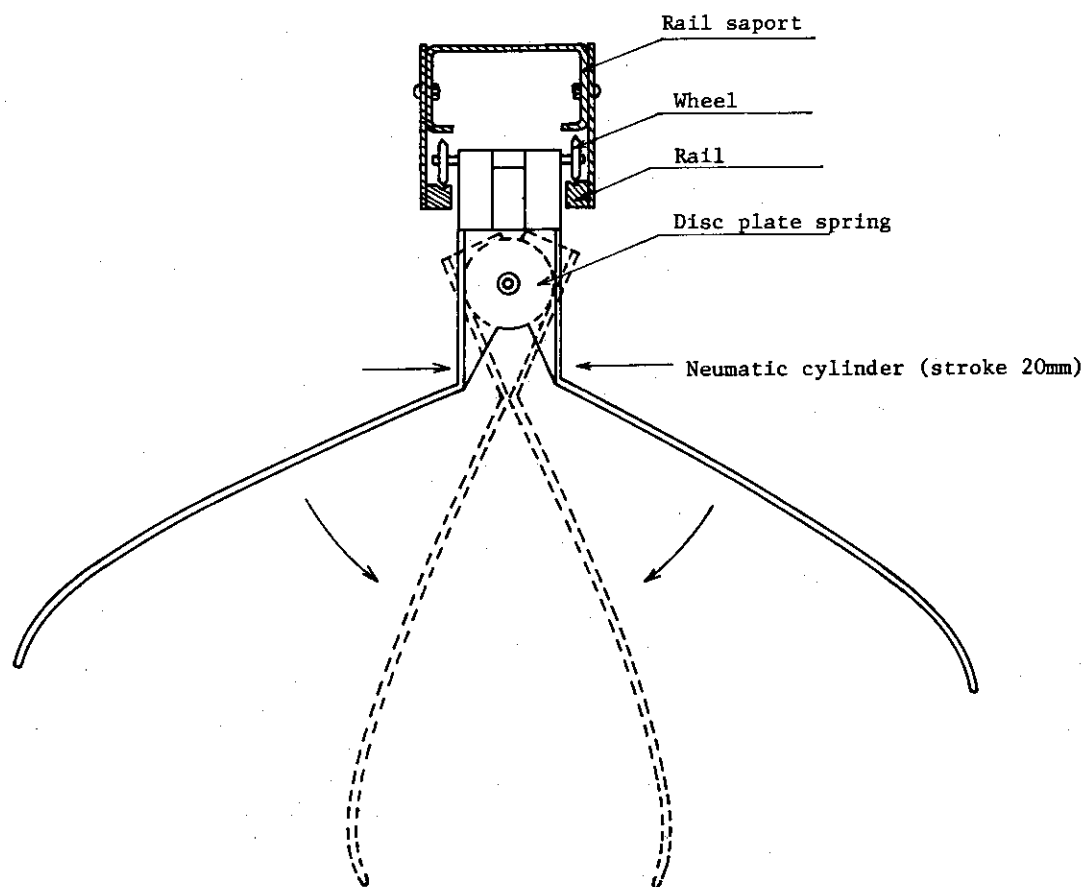


Fig. 2.5.15-3 Design of the carrier clothing hunger.

(2) 計測・データ処理回路

検出器からデータ処理部までは、Fig. 2.5.15-2 に示すように熱雑音などの影響をなくして、バックグラウンド計数率を低くさせるために1つのシンチレータに2本の光電子増倍管を用いて、信号出力を増巾した後、同時計数回路によって同時信号パルスのみを取り出すようにしている。データ処理部に送られる信号は、2チャンネルとなる。衣服モニタの放射線検出感度を高めるために、2チャンネルの信号は、データ処理部のマイクロコンピュータの内部で合算される。

(3) 性能特性

測定部での衣服移動速度は、通常計測時で5 cm/sec，さらに検出感度を高める場合を考慮してクラッチ切換で1 cm/sec になるようにしている。

処理能力は、175着/8hで、同時装荷数は175着である。

計数値は、4 sec 間隔ごとに平均計数率を求め、順次4 sec 間ごとの平均計数率を比較して大きい方を採用する方法で、4 sec 間ごとの平均計数率の最大値をもって衣服汚染計数率値としている。

大面積プラスチックシンチレータの左右巾方向の検出感度分布の一例を、 ^{60}Co (0.2 μCi 点線源)について示すと、Fig. 2.5.15-4 のような中央部の高い山型の感度分布が得られる。感度均一性の尺度として、最大計数率と最小計数率の相対比をみると、 ^{60}Co で約1.7、 ^{137}Cs で2.8、 ^{90}Sr - ^{90}Y で1.9、 β 線のみ ^{204}Tl では3.3の値が得られた。

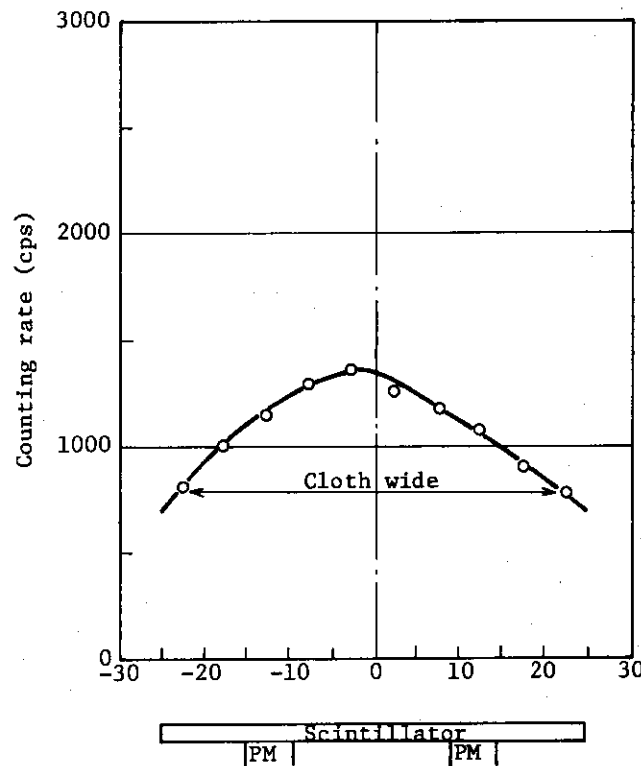


Fig. 2.5.15-4 Distribution of detector sensitivity with ^{60}Co (0.2 μCi) radiation

自然計数率は平均 225 cps である。

また、衣服を吊り下げた時の巾は 45 cm であるので、中心より左右それぞれ 22.5 cm の位置の最低感度の計数率より、検出可能な放射エネルギーの下限値を核種別に求めると、 ^{137}Cs では、 $0.011 \mu\text{Ci}$ 、 $^{90}\text{Sr}-^{90}\text{Y}$ では、 $0.0062 \mu\text{Ci}$ 、 β 放射線のみ ^{204}Tl の場合で $0.021 \mu\text{Ci}$ が得られ、さらに、大洗研の衣服汚染主要代表核種²⁾である ^{60}Co については、 $0.0085 \mu\text{Ci}$ の検出が可能であり、設計当初の目標の $0.03 \mu\text{Ci}$ および 300cm^2 の汚染面積に対して $1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ の値より十分低いレベルの汚染の検出ができる性能を有していることが確認できた。(安中)

参考文献

- 1) IAEA-SM-125/29, P. 285. (1972)
- 2) JAERI-M 6696, 保健物理と安全管理・No. 18, P. 169, (1976)

2.5.16 逆浸透法・薄膜蒸発法による洗濯廃液総合処理システム

大洗研究所では、大量の洗濯廃液から合成洗剤とともに放射性汚染物質をも効果的に分離濃縮できる半透膜の浸透現象を応用した逆浸透処理法¹⁾と、二次濃縮処理の薄膜蒸発法²⁾、さらに濃縮液を最終的に固化する高周波蒸発乾固法の洗濯廃液を用いた実用規模試験の成果にもとづき、逆浸透法・薄膜蒸発法による洗濯廃液総合処理システムの開発を行い³⁾、その実装置を 1977 年 8 月に完成したので、システムとその処理性能の概要を紹介する。

Fig. 2.5.16-1 に洗濯廃液総合処理システムのフローダイアグラムを示す。

この総合処理システムの特色は、各装置の特性を効率的に無駄なく活用する方向でシステムすべての面で設備の合理化を図り、できるかぎりコンパクトにして洗濯業務の採算性の中におさめていることである。このために、システム全体で設備投資を節約する方策が種々盛り込まれている。

まず洗濯は、配合洗剤*の 0.4 w/o 水溶液で洗浄し、つづいて 3 回のすすぎを行うが、洗濯廃液と初回のすすぎ廃液の平均洗剤濃度は 0.2 w/o であるので廃液処理を行う。一方すすぎ 2 回目と 3 回目の廃液の平均洗剤濃度は、ほぼ $5 \times 10^{-4} \text{w/o}$ であって処理済廃液なみに低いので、そのまま処理済廃液扱いとする廃液の裾切り処置を自動洗濯機連動排水自動切換弁の設置により行う。この処置により、処理する洗濯廃液量は 1/2 になる。

処理すべき洗濯廃液の処理は、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、半透膜透過液(一次処理液)と一次濃縮液に分離する。この前処理で濃縮減容比を大きくとることにより、一次濃縮液の二次濃縮用の蒸発装置規模を非常に小さくすることができる。この蒸発缶で再濃縮した二次濃縮液は、さらに高周波蒸発装置で乾固物にする。この乾固物は、詰封入して一般固体廃棄物として取扱いができるようにしている。

一方、前処理の逆浸透透過液は、さらに第二段目のスパイラルワインド(SW)型逆浸透装置により、環境放出処分のための処理を行う。この SW 型逆浸透処理で生ずる濃縮液は、前処理装置の処理供給液側に戻す。また、蒸発缶の蒸発凝縮液は、第二段逆浸透装置の処理供給側に戻す。

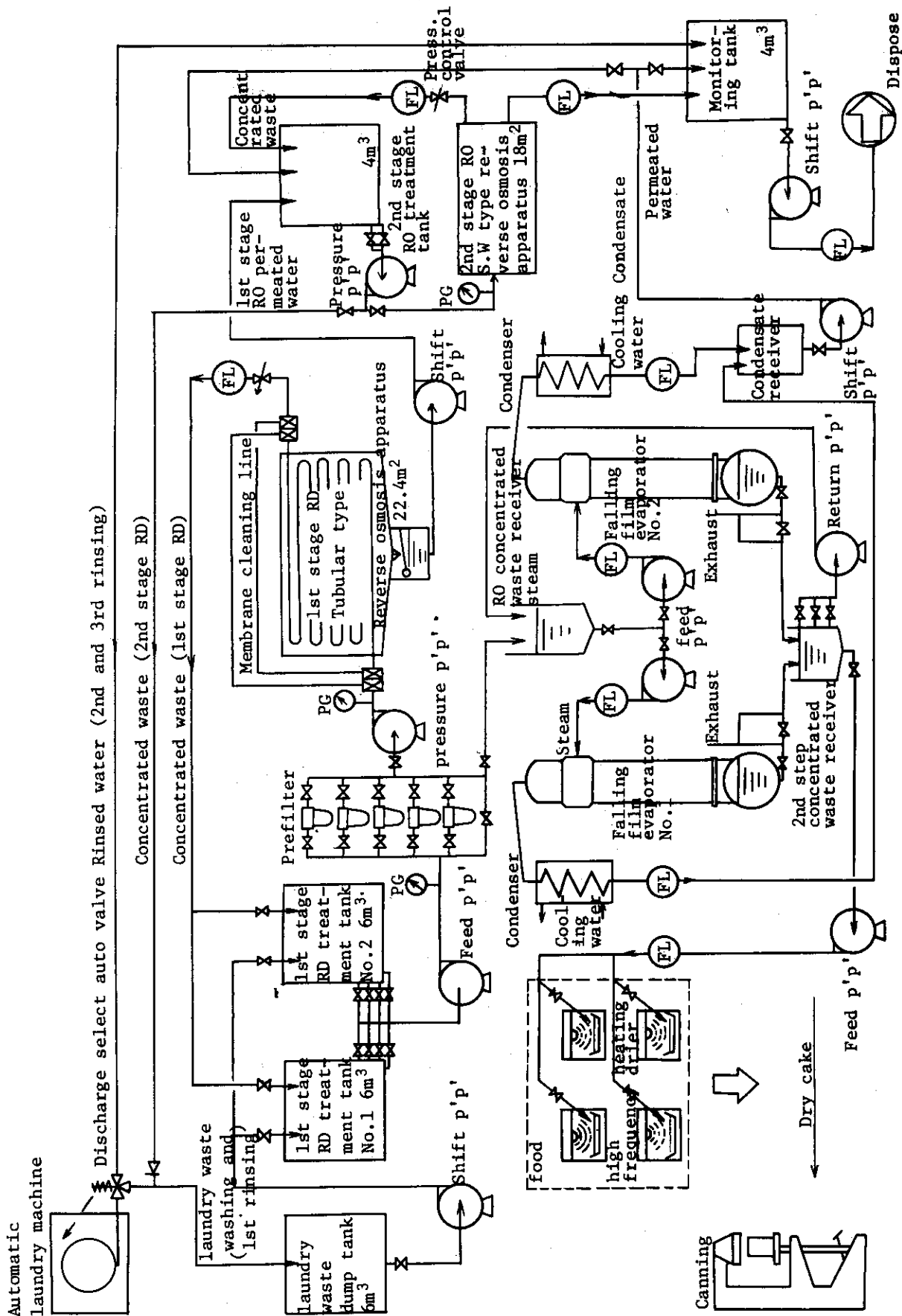


Fig. 2.5.16-1 Flow diagram of the laundry waste treatment system in Oarai Research Establishment of JAERI

その結果、総合処理システムで処理して生ずるものは、二次処理済液（逆浸透二段処理法で得られる透過液）と、廃棄物としての缶詰封入の乾固物のみである。

洗濯廃液を 6 m^3 ずつ循環濃縮バッチ処理方式によって、逆浸透一段処理および逆浸透二段処理した時の処理データは、Table 2.5.16-1 に示す。さらに、逆浸透一段処理の一次濃縮液を壺型流下式薄膜蒸発缶にて再濃縮処理した時の蒸発缶処理データは Table 2.5.16-2 に示す。

これらの、洗濯廃液総合処理システムの実廃液処理性能の結果を要約すると、

(a) 処理能力

- i) Tubler type 逆浸透一段処理装置 : $6 \text{ m}^3 / 11.5 \text{ h}$
- ii) S W type 逆浸透二段処理装置 : $5.7 \text{ m}^3 / 10 \text{ h}$
- iii) No 1 薄膜蒸発 : 10 l/h Total 25 l/h
- iv) No 2 薄膜蒸発 : 15 l/h
- v) 高周波蒸発乾固 : $0.6 \text{ l/h} / 600 \text{ w}$, Total 2.4 l/h
(電子レンジ : 出力 $600 \text{ w} \times 4$ 台)

(b) 逆浸透処理済液（半透膜透過液）の除去率

- i) 逆浸透一段処理 : 94.9% (洗剤塩類), 98.5% (放射能)
- ii) 逆浸透二段処理 : 69.7% (洗剤塩類)
- Total 処理, 総括値 : 99.3% (洗剤塩類), 99.5% (放射能)

(c) 濃縮減容比

- i) 逆浸透一段処理 : $1/25$ 6 m^3
- ii) 薄膜蒸発缶処理 : $1/10$ 240 l
- iii) 高周波蒸発乾固 : $1/4.4$ 24 l
- i)~iii) Total 減容比 $1/1090$ 5.5 l (カルメラ状乾固物)

洗濯廃液の $1/2$ は、すすぎ廃液の裾切処置による。

以上の総括減容比をみると、

$12 \text{ m}^3 / 2$ 日の洗濯廃液 5.5 l 乾固物 : $1/2180$

を得た。乾固物は 2 l 容積の缶に缶詰密封して、コンクリート内張り廃棄物処理用 200 l ドラム (D-50) に詰めて通常の固体廃棄物処理を行う。 (安中・市川)

参考文献

- 1) JAERI-M 6696, 保健物理と安全管理, No 18, 166 (1976)
- 2) JAERI-M 7292, " " , No 19, 161 (1977)
- 3) JAERI-M 7292, " " , No 19, 164 (1977)

Table 2.5.16-1 Laundry waste treatment process data of the reverse osmosis system

	Hours	Pressure kg/cm ²	Concentrated waste				Permeated water			
			Volume m ³	Volume reduction	Electro conductivity μ mho/cm	Activity μCi/ml	Permeated water velocity ℓ/h	Electro conductivity μ mho/cm	Activity μCi/ml	Decontamina- tion ratio (detergent) %
1st stage reverse osmosis treatment	Initial data	40	6.00	1/1	1.13×10 ³	6.0×10 ⁻⁸	520	20.0		
	Final data	40	0.24	1/25	2.60×10 ⁴	1.5×10 ⁻⁶	475	600.0	9×10 ⁻¹⁰	94.9
2nd stage reverse osmosis treatment							Average 508	Average 53.3		Activity 98.5
	Initial data	21	5.70	1/1	53.3	9.0×10 ⁻¹⁰	630	5.9		
	Final data	25	0.20	1/29	1.71×10 ³	2.7×10 ⁻⁸	520	95.8	3×10 ⁻¹⁰	69.7
		Average 23					Average 550	Average 16.0		Over all 99.3 Over all activity 99.5

Table 2.5.16-2 Process data of film evaporation

Heating steam pressure kg/cm ² -G	Evaporator temperature °C	Feed		Condensate			Concentrate		
		Flow rate ℓ/h	Electro conductivity μ mho/cm	Flow rate ℓ/h	Electro conductivity μ mho/cm	Decontamination ratio %	Flow rate ℓ/h	Electro conductivity μ mho/cm	Volume reduction
1.5	125	15.0	2.59×10 ⁴	13.5	1.41×10 ³	94.6	1.5	8.55×10 ⁴	1/10
Evaporation residue		39.6 g/ℓ		1.9×10 ⁻² g/ℓ			397.0 g/ℓ		
Radio activity		1.5×10 ⁻⁶ μCi/ml		1.0×10 ⁻⁹ μCi/ml			1.5×10 ⁻⁵ μCi/ml		

3.1 放射線計測

Radiation Dosimetry

Methods were studied for measuring fast neutron doses with a pair of ceramic BeO exoelectron emission dosimeters each having a radiator of polyethylene or teflon by detecting recoil protons produced by the radiator. Results showed that exoelectron emission for 1 mrad (tissue kerma) of neutrons from ^{239}Pu -Be or ^{241}Am -Be sources was equivalent to that for 0.37 mR of gamma-ray exposure and dose-response was linear.

The automatic NTA film reader was advanced. It was possible for the reader to monitor both microscopic and digitalized pictures, and the adjustment to improve the ratio of S/N for signals from tracks in NTA film was simplified.

Skyshine dose rates from a 150° -upward collimated ^{60}Co source with or without concrete shields were calculated as a benchmark problem. The results showed a good agreement with experimental data.

Charge-transfer cross sections for collisions of Li^{3+} , Be^{4+} , B^{5+} , and C^{6+} ions with an H-atom were calculated using unitarized distorted wave approximation (UDWA). Comparing with other calculated and experimental data, it is found that UDWA method is useful for impact energies greater than 2 keV/amu.

Influence of temperature on sensitivity of beta-ray absorbed dose rate meter was tested. It was confirmed that the changes in sensitivity were negligible in practical use at room temperature between 0°C and 40°C .

3.1.1 概要

セラミック BeO エキソ電子線量計を用いて、ラジエタの反跳陽子検出による速中性子線量の高感度測定法の実験的検討を行った。エキソ電子放射は、 ^{239}Pu -Be および ^{241}Am -Be 中性子線量 1 mrad (軟組織ケルマ) 当り γ 線 0.37 mR 相当で、線量直線性が良好であった。

飛跡自動測定装置の開発として、顕微鏡画像を計算機へ入力する装置の改良、画像のモニタ表示や顕微鏡光学系の調整の簡便化、飛跡信号の S/N 改善などを行った。

スカイシャイン実験に対するベンチマーク計算を行った。線源条件は ^{60}Co - γ 線を上方開き角 150° に放出し、天井遮蔽のある場合とない場合とである。計算結果は実験データと良く一致した。

Li^{3+} , Be^{4+} , B^{5+} , C^{6+} と水素原子との衝突における電荷移動断面積を UDWA 法により計算した。本法は他の計算および実験データと比較して、2 KeV/amu 以上のエネルギーに対して適用可能であると考えられる。

β 線吸収線量率測定器の感度に対する温度の影響について試験した。その結果室温が 0°C ~ 40°C で実用上感度変化が無視できることが判った。

3.1.2 エキソ電子線量計による速中性子線量の測定

エキソ電子放射 (TSEE) の特徴の一つはその有感部が表面層近傍に限定されていることである。この性質を利用して速中性子線量を高感度で測定する方法の実験的検討をおこなった。特性の揃った2個のエキソ電子線量計を1組とし、一方をポリエチレンのラジエタで、他方をテフロンで覆って照射する。前者は γ 線と反跳陽子線を、後者は γ 線のみを検出する。したがって両者のエキソ電子計数値の差から速中性子線量の成分が求まる。

使用したエキソ電子線量計は高温熱処理とNaイオンのドーピングにより活性化された12mm ϕ ×0.5mmの円盤状セラミックBeOを、厚さ0.5mmの黒鉛試料皿に収めたもの10個である。 γ 線に対する感度は、Qガス流入型GM計数管で測定したとき1mR照射当り 9×10^3 countsである。中性子線源は $^{239}\text{Pu}-\text{Be}$ (2.70×10^6 dps) および $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ (2.26×10^6 dps) で、中性子線の平均エネルギーはいずれも4.5MeVである。照射方法はアルミニウム製ホルダにラジエタと組合せた線量計5組を収め、ホルダの外側を厚さ3mmの鉛と厚さ1mmのカドミニウムで覆って γ 線と低速中性子線とを遮蔽し、線源から50cmの距離で速中性子線がラジエタ表面に垂直に入射するように配置した。

グロー曲線のピークの温度は360 $^{\circ}\text{C}$ と420 $^{\circ}\text{C}$ で、 γ 線と反跳陽子線との差異は現われない。ラジエタの厚さがそれぞれ2mmで、速中性子線量が0.5～70 mrad (軟組織等価物質に関するkerma) に対するレスポンスの例をFig. 3.1.2-1に示した。速中性子線量1mrad当りのエキソ電子放射は $^{60}\text{Co}-\gamma$ 線0.37mR相当のエキソ電子放射を示し、感度および線量直線性が良いことが判った。この測定方法による γ 線混在時の速中性子線量の最低検出限界を求めると、エキソ電子計数値の変動が単に統計的変動のみであると仮定した場合、 γ 線量が0.01mR (約1時間の自然放射線量) のとき0.014 mrad, 1mRのとき約0.1 mradと推定される。しかし実際上は線量計素子間の特性の差異、感度変動などを考慮する必要があり、検出限界はこれらの値より大きくなる。

(大谷)

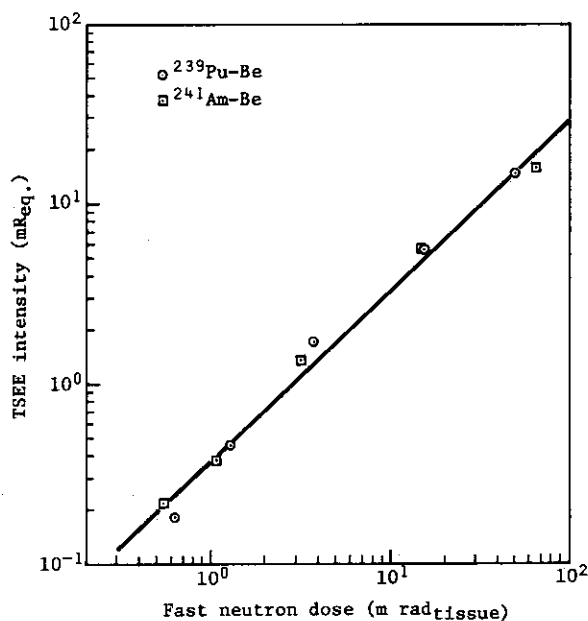


Fig. 3.1.2-1 Dose-response of ceramic BeO TSEE dosimeter for fast neutrons from $^{239}\text{Pu}-\text{Be}$ and $^{241}\text{Am}-\text{Be}$.

3.1.3 飛跡自動測定装置の開発(Ⅱ)

1976年度に開発した実験装置¹⁾は顕微鏡像を一走査線分しか表示できず、顕微鏡ステージの焦点軸を自動駆動する機構もなかった。そのため飛跡像を電気信号上で確認するのが難しく、実験上問題があった。そこで、今回 Fig. 3.1.3-1 に示すように、本装置を改良し、①光検出器の2次元化、②画像データ用バッファメモリ(RAM)の設置、③本装置または計算機からRAMへの画像データの書き込み、読み出し、④デジタル画像のDA変換とこの画像の表示、⑤window comparatorによる画像信号の2値化処理、⑥2値画像処理後に、CPUへRAMデータをREADする信号の発生、⑦CRTによる飛跡像のモニタ、⑧焦点軸駆動の自動化、⑨手動スイッチによる顕微鏡ステージの自動駆動、などを行うことができるようにした。

CRT画像モニタには、50×50光素子カメラの出力ビデオ、その2値化ビデオ、RAM中にあるデジタル画像のDA変換したビデオが表示でき、飛跡信号のS/N比を良くする顕微鏡光学系の調整などが容易となった。これは光検出器の2次元化によるところが多い。

RAM READ信号は飛跡がありそうにないRAMデータの無駄な計算機処理を省くために利用される。また、デジタル画像処理後のデータはRAMを介してDA変換され、表示される。

顕微鏡ステージの駆動は3方向とも自動化されたので、ステージ位置の再現性がよくなり、焦点合せが楽になった。自動駆動はオフラインでも行えるので、実験解析上、所要の顕微鏡像を能率よく選択できる。

以上の結果、飛跡顕微鏡画像の解析が容易となった。

(熊沢)

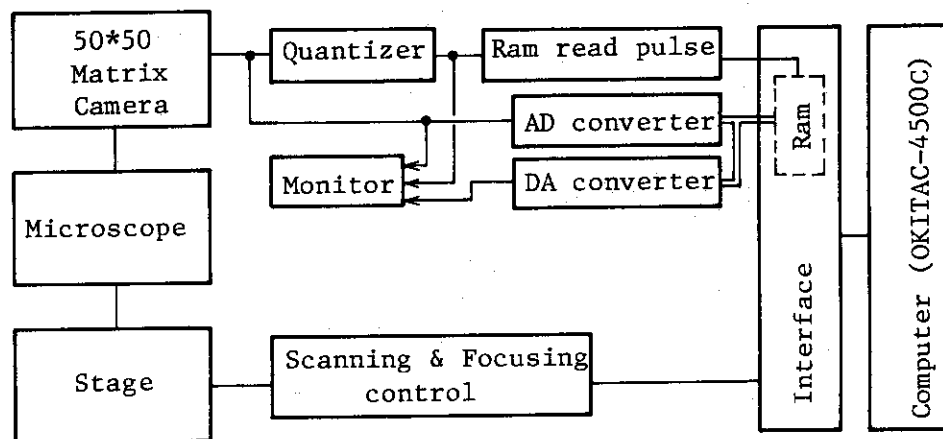


Fig. 3.1.3-1 Advanced system of computerized NTA film reader

参考文献

- 1) JAERI-M 7292, 保健物理と安全管理, No. 19, 200-201(1977)

3.1.4 スカイシャインベンチマーク計算

カンサス大学で行ったスカイシャイン実験に対するベンチマーク計算を二次元輸送コードDOT-3を用いて行った。線源条件は、5000Ciの⁶⁰Co線源を用い、ガンマ線を上方に開き150°の逆円錐状に放出し、天井遮蔽がない場合、21cmまたは43cmの天井遮蔽（普通コンクリート）がある場合とし、スカイシャイン線量は線源近傍から700mまでの距離において、地上1mの高さで求めた。

計算は天井遮蔽のない場合は1回で、天井遮蔽のある場合は2回に分けて行った。後者の場合は、天井遮蔽上面までの輸送計算を先ず行い、漏洩ガンマ線のエネルギーおよび角分布を求めた。次に、それを新しい線源とし、空気中の輸送計算を行い、スカイシャイン線量およびガンマ線スペクトルを求めた。

Fig. 3.1.4-1にスカイシャイン線量の計算結果と実験結果の比較を示す。計算では地面を真空としているが、実験との一致は極めてよい。地面による散乱を考慮すると、それだけ計算値を持ち上げることになる。それは20%以内と考えられる。Fig. 3.1.4-2にガンマ線スペクトルの計算値と実験値の比較の一例を示す。ただし、スペクトル測定器には水平線源方向に開き角60°のコリメータをつけている。この場合も、計算と実験の一致は極めてよい。（龍福）

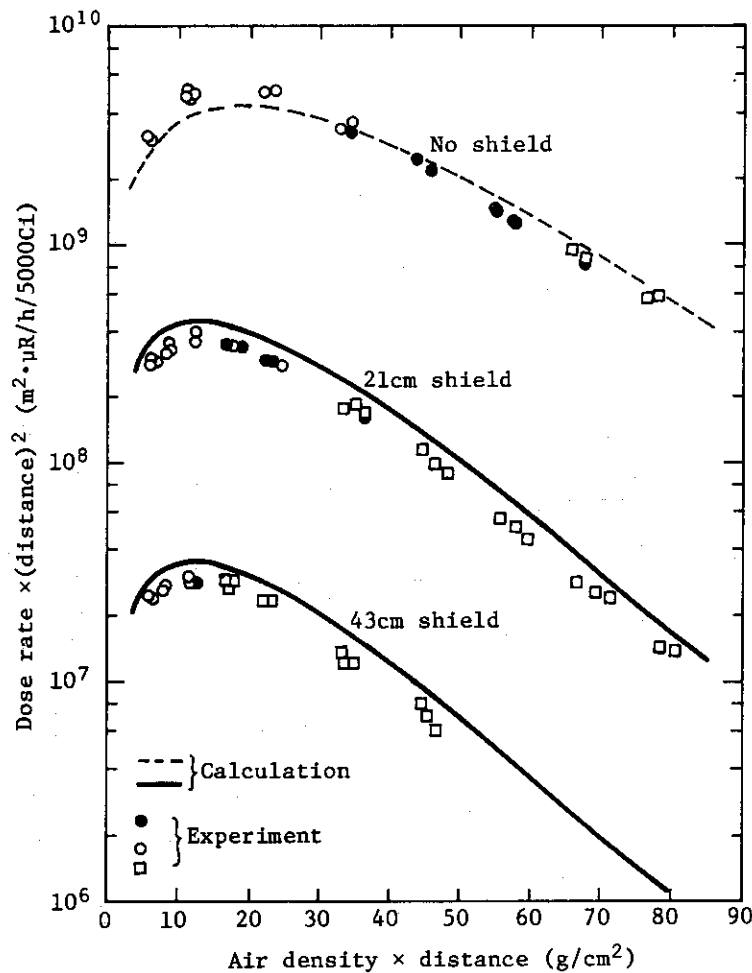


Fig. 3.1.4-1 Skyshine dose rate vs. distance.

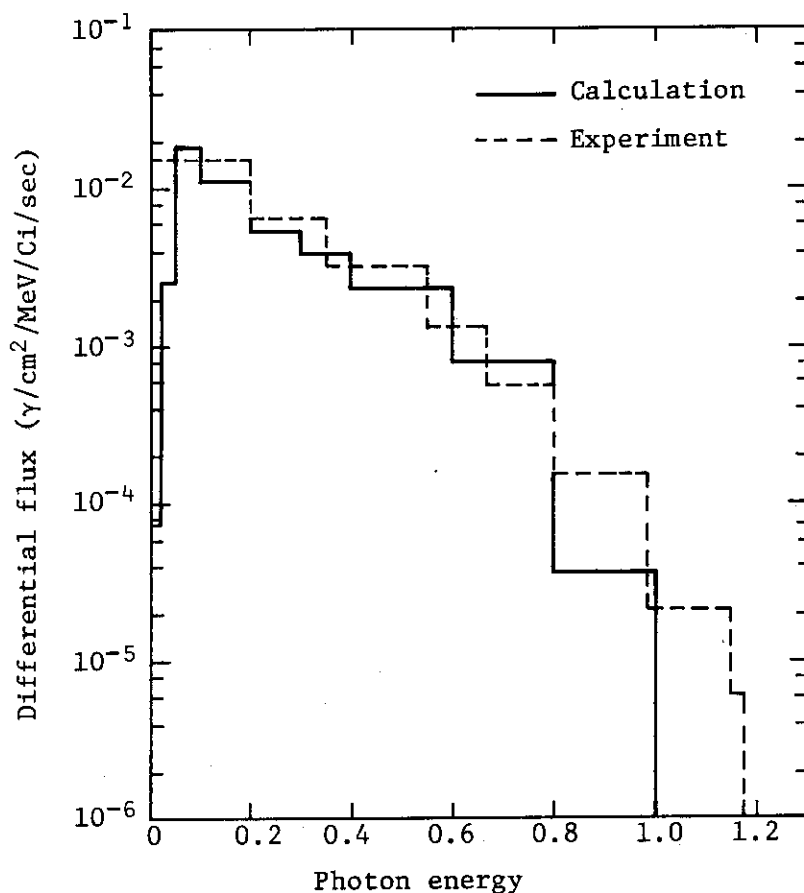


Fig. 3.1.4-2 Gamma ray spectra obtained by the collimated detector at 500 meters from the source (21cm concrete shield case).

3.1.5 Li^{3+} 、 Be^{4+} 、 B^{5+} および C^{6+} イオンとH原子との衝突における電荷移動断面積の計算¹⁾

前に、unitarized distorted wave approximation (UDWA)法を電荷移動過程 $\text{O}^{8+} + \text{H} \rightarrow \text{O}^{7+} + \text{H}^+$ の断面積の計算に応用し、0.025~200keV/amuのエネルギー範囲について極めて妥当な方法であることを確かめた。²⁾ 今回はこの方法を表記の計算に適用し、検討を行った。計算結果の例をFig. 3.1.5-1に実験値とともに示す。10keV/amu以上のエネルギー範囲では実験との一致は大体よいが、低エネルギー側では、実験値のバラツキが大きいので、それとの比較だけでは本法の有用性は確かめられない。しかし、図に示すように、本法の結果は低エネルギー領域で有用な分子軌道を用いた計算によく一致するか、または、2keV/amu付近でそれによく接続するので、本法は2keV/amu以上のエネルギーに対して適用可能であると考えられる。

(龍福)

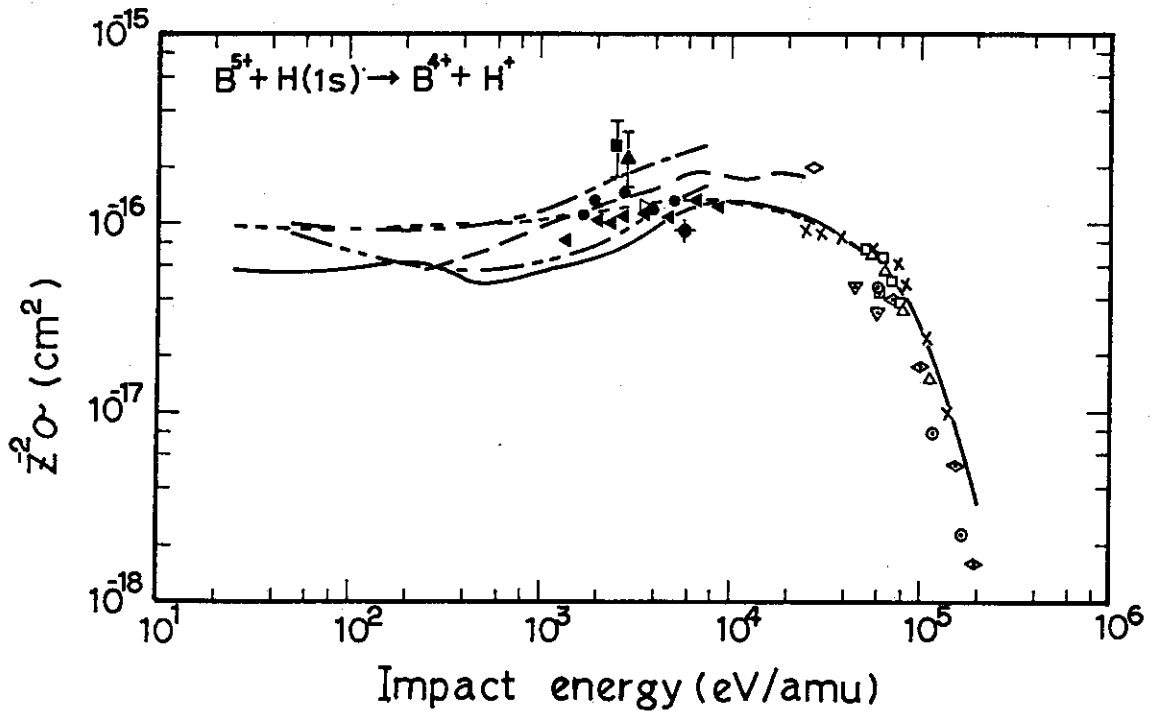


Fig. 3.1.5-1 Cross sections for the charge-transfer process, $B^{5+} + H(1s) \rightarrow B^{4+} + H^+$, versus B^{5+} - impact energy with $Z=5$. — denotes the present results, absorption model, — — — the results of Salop and Olson (classical trajectory Monte Carlo method), — — — — — the results of Salop and Olson (5-molecular-state calculations with the origin of coordinates on B^{5+} and on H^+ , respectively) and — — — — — the results of Harel and Salin (3-molecular-state calculations). ◆ shows the experimental value of Crandall et al.

For comparison, also shown are experimental cross sections for electron capture from atomic hydrogen by partially-stripped ions: $\Delta(N^{5+})$ and $\square(O^{5+})$ Phaneuf et al.; $\blacktriangle(N^{5+})$ and $\blacksquare(O^{5+})$ Bayfield and Gardner; $\triangleright(C^{5+})$, $\blacktriangleleft(N^{5+})$ and $\bullet(O^{5+})$ Crandall et al.; $\blacklozenge(Si^{5+})$ Kim et al.; $\diamond(Fe^{5+})$ Gardner et al.; $\odot(Fe^{5+})$ and $\blacktriangledown(W^{5+})$ Meyer et al.

参考文献

- 1) H. Ryufuku and T. Watanabe, "Charge-Transfer Cross Sections for Collisions of Li^{3+} , Be^{4+} , B^{5+} and C^{6+} Ions with Atomic Hydrogen." (submitted to Phys. Rev. A.)
- 2) H. Ryufuku and T. Watanabe, to be published in Phys. Rev. A. in Oct., 1978.

3.1.6 β 線吸収線量率測定器の感度に対する温度の影響

β 線吸収線量率測定器は、シングルチャンネルアナライザー(SCA)で特定波高値パルスのみを選択計数することによって、皮ふ(表皮の厚さ, 7 mg/cm^2)または指先(同, 40 mg/cm^2)の吸収線量率を、最大エネルギーが 0.4 MeV 以上の β 線に対しては、エネルギーに無関係に直読測定可能である¹⁾。感度(線量率当りの計数率)の温度依存性の原因として、温度変化にともなう検出部(主として光電子増倍管)の利得変化、SCAのディスクリレベルおよびウィンド幅の変化などが変えられる。温度変化の影響が最も大きいと予想される検出部の利得の変化に着目して実験した。

^{137}Cs ($\rightarrow ^{137}\text{Ba}$)の内部転換電子によるパルスの波高分布のピーク位置に対応するチャンネル数を指標にとり、利得と温度の関係を調べた結果、波高値(チャンネル数)が $-0.5\%/^{\circ}\text{C}$ の割合で変化することがわかった。検出部の温度が $0, 23, 40^{\circ}\text{C}$ のときの ^{60}Co , ^{90}Y からの β 線の波高分布をFig. 3.1.6-1に示した。 $L_7 \sim U_7$ ($L_{40} \sim U_{40}$)は、皮ふ(指先)の吸収線量率を測定する場合のパルス選択幅である。皮ふの吸収線量率を測定する場合の測定器の感度と β 線最大エネルギーとの関係を、温度をパラメータとしFig. 3.1.6-2に示した。 43°C の場合、感度が一定値であるとみなせる $\pm 15\%$ の範囲内から、最大エネルギーが 2 MeV 以上の β 線の場合ははずれる。しかし、感度が良くなる方向であり過大評価となるのだから、実際上は安全側の評価となる。表皮層の厚い指先の吸収線量率を測定する場合も、ほぼ同様な結果が得られた。そして、温度変化にともなう感度の変化は実用上無視できる範囲内であることが確認された。(備後)

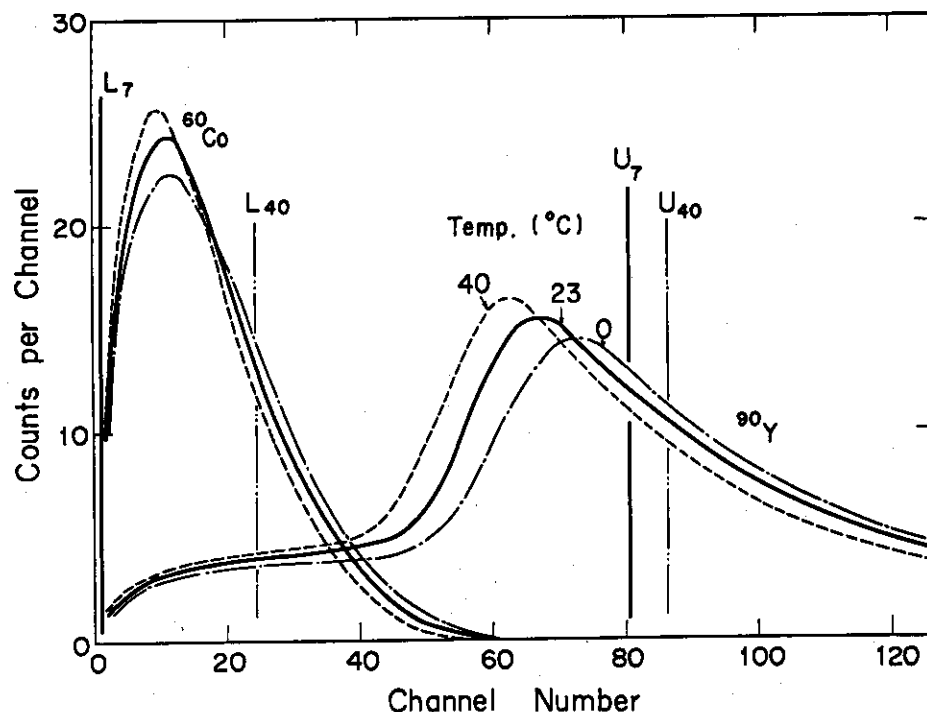


Fig. 3.1.6-1 Effect of temperature on changes in pulse height distributions of β -rays.

When the β -ray absorbed dose rate of body skin is measured, pulses between L_7 and U_7 are counted. When that of finger tips is measured, pulses between L_{40} and U_{40} are counted.

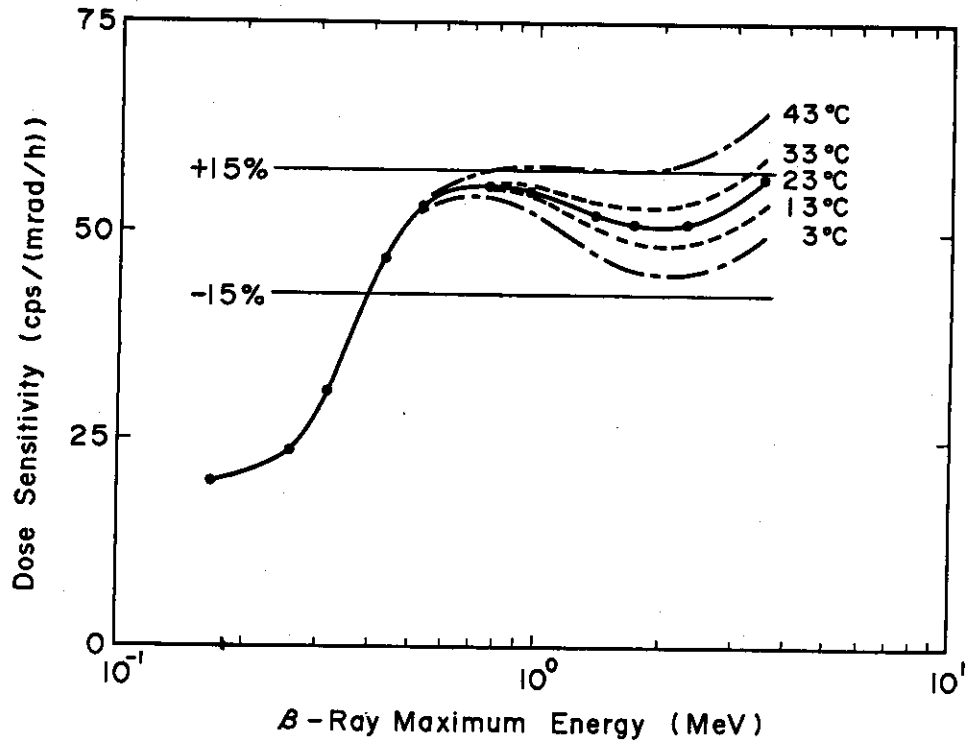


Fig. 3.1.6-2 Effect of temperature on changes in the dose sensitivit

参考文献

- 1) 備後一義：日本原子力学会誌 20, 247 (1977)

3.2 身体放射能

Body Radioactivity

The following were performed: (1) literature survey of chest retention of inhaled ^{60}Co and estimation of lung dose, (2) development of rough estimation method of Pu-isotopic composition, (3) comparison of metabolic behavior of ^{144}Ce injected into veins with that absorbed from wound site in rats, and (4) method of culture of EDTA-treated lymphocytes by adding metal ions.

3.2.1 概要

^{60}Co の肺中（胸中）の残留を示すより信頼しうる式を得るために、人間の測定例を調査し、それを基にして実験式を導いた。この実験式と ICRP Pub. 2 および新しい肺モデル（クラス Y）の残留式を用い、50年間の時間積分値および預託線量当量を求め比較した。

肺沈着プルトニウム量の決定には、このプルトニウムの X/α 比を知ることによって十分であるが、被曝線量の評価には同位体組成を明確に知っておかなければならない。緊急時に使用できるように、同位体組成比の簡易推定法の検討をおこなった。

$^{144}\text{Ce Cl}_3$ 水溶液を用い、静脈内注射された ^{144}Ce と傷口汚染から吸収された ^{144}Ce とが、体内で同一挙動をとるか否かを確かめる実験をラットを使っておこなった。その結果この2つの経路で体内にとり込まれた ^{144}Ce は同一の挙動をとることが示された。

血中リンパ球の染色体異常発生率から被曝線量を推定する研究には人血を必要とする。職員の血液検査後の残った血液を使用できれば便利であるが、血液抗凝固剤 EDTA が添加されており、リンパ球は分裂できない。しかしこの血液に複数の金属イオンを添加すると PHA 下でリンパ球は分裂するようになるので培養を試みた。（城谷）

3.2.2 吸入による ^{60}Co の胸部残留と肺の線量の評価

原子炉の運転にさいし、吸入の機会が多い核種の1つに ^{60}Co があるが、 ^{60}Co の肺中の残留について、肺モデルよりも信頼しうる残留データを得るため、1959年以降に公表された、人間を対象とする測定例の報告を調査することとした。

文献に現われた ^{60}Co の胸部残留の時間的経過は、必ずしも同一のパターンを示さず、3つの型があるように見える。Fig. 3.2.2-1 の曲線 A, B, C にそれを示した。人間の胸部の残留曲線が必ずしも同一でない理由は、吸入した ^{60}Co の化学形の違いによるのであろう。Fig. 3.2.2-1 の曲線 D, E は ICRP の肺モデルによる胸部残留曲線である。

ICRP Pub. 26(54項)によれば、放射線防護の目的には、肺は、肺胞、気管支、肺リンパ節をあわせた1つの複合器官と考え、その線量を評価することとなっている。外部計測法では、 ^{60}Co の胸部沈着部位の細部を区別できず、胸部沈着の総量を検出するにすぎない。幸にも、上述のように、線量評価上は ^{60}Co の胸部の総量のみが問題となる。しかし、文献に報告されてい

る⁶⁰Coの放射能は、胸部の軟骨（気管や肋骨などについている軟骨）に沈着している⁶⁰Coを含んでいるかも知れないし、また肝臓その他に沈着している⁶⁰Coを一部カウントしているかも知れない。これらの量は未知であり、測定された⁶⁰Coはすべて肺および／または胸部リンパ節に存在するものとすれば、安全側の評価となる。

⁶⁰Coの吸入汚染が発見された比較的初期における暫定的な預託線量当量の評価は、ICRPの肺モデルのクラスYを用いるが、正確な預託線量の評価には、胸部の測定を何回か繰返した後得られる、その人の胸部残留曲線を使用する方がよい。

Table 3.2.2-1に異なる計算方式による肺の線量の推定値を比較するため、ICRPのPub. 2および新しい肺モデル（クラスY）またFig. 3.2.2-1の曲線Aが与える胸部実効残留式、50年間の時間積分値および預託線量当量を示した。詳細は保健物理12, 261-264（1977）参照。

（藤田）

3.2.3 プルトニウム同位体組成の簡易推定法

外部計測法により、肺に沈着したプルトニウム量を決定し被曝線量を正しく評価するためには、そのプルトニウムの同位体組成比を明確に知る必要がある。同位体組成比はプルトニウムの X/α 比（以下 $(X/\alpha)_{Pu}$ と記す）と密接に関係しており、肺中プルトニウム量の決定には通常 $(X/\alpha)_{Pu}$ のみ測定されていればよい。しかし、被曝線量の評価をより正しく行うためには、各同位体の実効吸収エネルギーを放射エネルギーで荷重平均した平均実効吸収エネルギー値が必要であるため、同位体組成比を知る必要がある。通常の方法によるプルトニウムの精密な同位体分析は、時間を要し緊急時には適さない。そこで、 $(X/\alpha)_{Pu}$ のみを簡単に測定し、特に問題となる²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu および²⁴¹Amの存在比を次のような簡易法で推定することを試みた。

異なった同位体組成をもつ20のプルトニウム試料について、²⁴¹Amを除いた $(X/\alpha)_{Pu}$ を計算し、この値に対応する²³⁸Pu α /total α , ²³⁹Pu α /total α , ²⁴⁰Pu α /total α との関係を曲線に表わしておく。未知の同位体組成のプルトニウムの²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Puの存在比は、このプルトニウムの²⁴¹Amを除いた $(X/\alpha)_{Pu}$ を測定すれば、先に求めた曲線から推定することができる。²⁴¹Amの存在比は、 $(X/\alpha)_{Pu}$ 測定時に60 keVの γ 線を計数して決定される。

²⁴²Puは存在量の微量でその影響がきわめて小さいため無視することができる。また²⁴¹Puは β 崩壊であり（ごくわずかの α 崩壊は無視）、肺の被曝線量としては通常無視できる程度のものであるため、緊急時の評価では特に多量に存在しない限り無視する（ただし、吸入後肺から骨に移行する²⁴¹Puの²⁴¹Pu $\xrightarrow{\beta}$ ²⁴¹Amで作られる²⁴¹Amの α による被曝は問題になることがあるが、これは別に考慮している）。

3.2.4 傷口から吸収された¹⁴⁴Ceと静脈内注射された¹⁴⁴Ceのラットにおける代謝の比較¹⁾

放射性核種による内部被曝線量を評価するうえでは、放射性核種が血中に移行したあとの挙動を知ることが特に重要であるため、その代謝の研究では、静脈内注射が多く用いられている。しかし、放射性核種による実際の体内汚染は、胃腸管、肺あるいは傷口などからの吸収によって起る。一般に、吸収過程は注射にくらべて時間を要するものであるから、これら2つの場合では、放射性核種の体内での挙動が異なるおそれがある。この研究は、弱酸性の無担体¹⁴⁴CeCl₃水溶液

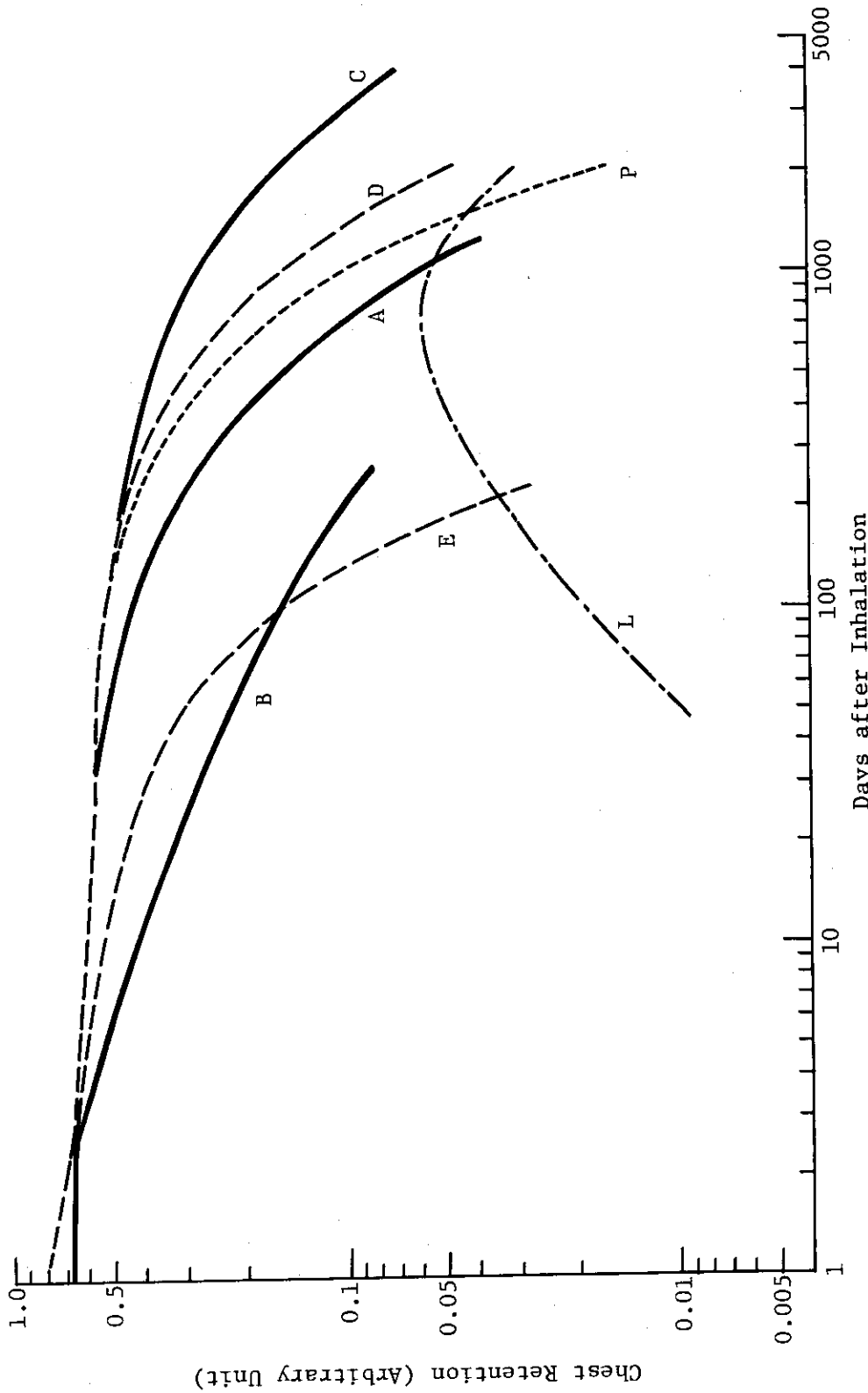


Fig. 3.2.2-1. Comparison of chest retention of ^{60}Co observed in humans (curves A, B and C) with that estimated on ICRP lung model (curves D and E).
 D: chest retention of ^{60}Co based on biological half life of 500 days (value for class Y compounds) and radiological half life of 1.9×10^3 days for ^{60}Co (chest retention D= pulmonary region retention P+pulmonary lymph node retention L), E: chest retention of ^{60}Co based on biological half life of 50 days (value for class W compounds) and radiological half life of 1.9×10^3 days (chest retention almost equals pulmonary region retention).

Table 3.2.2-1 Lung or chest retention function of ^{60}Co , exposure Q, rem/ μCi -day and committed dose equivalent based on ICRP Publ.2, new lung model and chest retention curve A.

	Effective retention function q_c	Exposure Q* (μCi -day)	Rem per μCi -day equivalent (rem)	Committed dose**
ICRP Publ. 2	$\exp\left\{-\left(\frac{0.693}{120} + \frac{0.693}{1.9 \times 10^3}\right)t\right\}$ (lung)	163	3.7×10^{-2}	6
New lung model [†]	$\exp\left\{-\left(\frac{0.693}{500} + \frac{0.693}{1.9 \times 10^3}\right)t\right\}$ (pulmonary)	$794 \left\{ \begin{matrix} 571 (\text{pulmonary}) \\ 223 (\text{lymph node}) \end{matrix} \right\}$	1.05×10^{-2}	8.3
Curve A in Figure	$0.53 \exp\left(-\frac{0.693}{110}t\right) + 0.47 \exp\left(-\frac{0.693}{440}t\right)$ (chest)	382	1.05×10^{-2}	4

* Assuming initial long term deposition in the pulmonary region is $1 \mu\text{Ci}$. $Q = \int_0^{365 \times 50} q_c dt$, q_c is pulmonary or chest retention in μCi .

**Value corresponds to Q in the middle column, i.e. committed dose equivalent for $1 \mu\text{Ci}$ of initial long term pulmonary deposition.

† Taking 500 days as biological half life.

†† According to ICRP Publ.26, lung includes lymph nodes.

として、静脈内注射された ^{144}Ce と傷口汚染後傷口部位から吸収された ^{144}Ce とが体内で同一の挙動をとるか否かを確認するために行った。 ^{144}Ce をとりあげたのは、この核種は中性水溶液中でラジオコロイドを形成する性質があるので、この確認が特に重要と考えたためである。実験動物にはラットを使用した。 $^{144}\text{CeCl}_3$ をラットの傷口に汚染後、 ^{144}Ce の尿および糞中排泄量、傷口部位における残留量、臓器中沈着量を15日間測定した。静脈内注射後のデータとしては、筆者がこれまでにラットによる実験ですでに得ているものを使用した。傷口から吸収された ^{144}Ce が静脈内注射後の ^{144}Ce と同一の挙動をとるものと仮定すると、得られた結果をICRP 10 A モデルによってよくあわせることが判明した。このことは、これら2つの経路によって体内にとり込まれた ^{144}Ce が体内で同一の挙動をとることを示すものである。 ^{144}Ce は血中でラジオコロイドを形成しないものと考えられる。(高田)

参考文献

- 1) K. Takada, Health Physics 35, 537-543 (1978).

3.2.5 EDTA 処理リンパ球の培養

血液検査に使用した後に残った少量の血液を染色体検査や放射線量と染色体異常発生率の関係を調べる実験に利用することができれば都合がよい。しかし、血液検査では血液抗凝固剤としてEDTA-2Kが使用されている。EDTAはリンパ球に対するPHAの細胞分裂誘起能を阻害する作用を有しており、濃度が1.2~1.6 mMになると、リンパ球は全く分裂しなくなる。しかし、Zn, Ni, Ca, Feらの金属イオンを添加すると、これらの金属イオンは一定の濃度範囲内で、EDTAの阻害作用を除去(中止)させる作用を有することが知られている。この事実に基づき、EDTA処理リンパ球の培養を行った。

血液検査ではEDTAは2.7 mMで使用されているため、Ca, Zn, Feイオンがそれぞれ、5.4 mM, 1.35 mM, 0.675 mMになるように CaCl_2 , ZnCl_2 , FeCl_2 の水溶液を作製し、培地10mlにつき0.1mlの割合でこれらの溶液を添加し、Moorheadの改良方法を用いて4日間培養を行った結果、60例中56例に分裂リンパ球が見られた。今後、実験方法を改良し、さらに追加実験を行う予定である。(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 light was studied using a Xe-lamp which had an energy spectrum similar to the sun's. Although the amount of decomposition increased with the increase of the amount of exposure, the decomposition rate depended on the intensity of light and initial concentration of methyl iodide.

Battery-powered air supply masks of half- or fullface type were manufactured as a trial. The performance was as follows: The half-mask could be driven for 10 hours at the flow rate of 35 l/min and the fullface one for 4 hours at 140 l/min. Their leakage could be reduced to less than 1/100 of that on the usual wearing conditions without air supply.

3.3.1 概 要

施設から放出される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、太陽光に近いスペクトルを有するXeランプ光源を用いて、放射性ヨウ化メチルの性状変化を調べた。ヨウ化メチルは、光照射量の増加とともに分解量も増加し、その速度は、光強度および初期濃度に依存することが認められた。

バッテリー駆動式加圧送風マスク（全面および半面）を、前年度までに得られた結果を基に、設計・試作し、その特性を調べた。半面マスクの場合 95 l/min で 10 h、全面マスクの場合は 140 l/min で 4 h の連続使用が可能であり、マスク着用時のリーク率は、送風式とすることにより、通常の使用方式よりも $\frac{1}{100}$ 以下に減少させ得ることがわかった。（松井）

3.3.2 放射性ヨウ化メチルのXeランプ光（白色光）による性状変化^{1), 2)}

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変化を明らかにするために、¹³¹I でラベルされた放射性ヨウ化メチルの光による性状変化を、濃度、光照射量、相対湿度に関して実験室系で調べた。

光源には、太陽光に類似したスペクトルを有するXeアークランプ（白色光、1KW）を用いた。白色光の強度測定は、波長 2540 Å に最大感度を持つ紫外線強度計を用いて行った。また、モノクロメータにより、Xe光および太陽光のスペクトルも測定した。

反応容器は、内容積が約 300 ml で、石英ガラス製の窓を持ち、試料ガスの吸排気用のコックおよびサンプリング用の孔等を備えたものである。

ヨウ化メチルや反応生成物の分析には、ガスクロマトグラフおよびメイパックサンプラを用いた。ガスクロマトグラフの検出器としては、反応容器内のヨウ化メチル濃度が $10^{-5} \sim 10^{-9} \text{ g/cm}^3$ の範囲ではFIDを、 10^{-9} g/cm^3 以下の範囲ではECDを用いた。

実験条件は、ヨウ化メチル初期濃度 $10^{-5} \sim 10^{-11} \text{ g/cm}^3$ 、温度は室温、相対湿度 $10 \sim 100$ % (さらに水滴が存在する場合)、紫外線強度 $100 \sim 2000 \mu\text{W/cm}^2$ 、混合ガスは大気圧の通過空気等であった。

ヨウ化メチルの濃度が $10^{-5} \sim 10^{-11} \text{ g/cm}^3$ の範囲では、ヨウ化メチルは光の照射時間に関して、指数関数的に分解し、その速度は光強度に依存した、光強度の時間積分量である紫外線エネルギー量に関しては、分解速度は光強度とは無関係にほぼ一定となった。

ヨウ化メチルが分解するにつれて、ヨウ素成分のほとんどすべてが元素状ヨウ素 (I_2) になることが、メイパックサンプラによる分析からわかった。また、粒子状ヨウ素も生成されたが、これは容器内に若干存在していたエアロゾルに元素状ヨウ素が付着したものと思われる。

この他、ガスクロマトグラフにおいては、有機物質と思われる2種類以上の反応生成物が検出された。無機ヨウ素については、生成の可能性もあるが、明らかではない。反応容器内に水滴が存在する場合には、ヨウ素成分がその水滴中に平衡状態になるまで溶解することがわかった。

ヨウ化メチル濃度が 10^{-11} g/cm^3 以下になると、分解速度が遅くなり、約 $3 \times 10^{-12} \text{ g/cm}^3$ で濃度が一定となる傾向を示した。この原因はいまだ明らかではない。反応生成物としてのヨウ素成分は、その多くが反応容器の内壁に検出された。これは元素状ヨウ素と粒子状ヨウ素であると考えられる。(野口)

参考文献

- 1) 松井, 野口, 吉田: 日本原子力学会 52 年秋の分科会要旨集第 2 分冊, P. 191 (1977)
- 2) 松井, 野口, 大内, 村田, 吉田: 日本原子力学会 53 年年会要旨集第 2 分冊, P. 15 (1978)

3.3.3 バッテリ駆動式加圧送風マスクの特性

前報^{1), 2)}において、肺力による浄気式の全面および半面マスクの防護性能は、着用者によって大きく異なり、とくに半面マスクでは動作の負荷によって防護係数(環境中濃度/面体内濃度)が $10 \sim 3300$ の広い範囲に分布することを報告した。バッテリー駆動式加圧送風マスク(以下、送風マスクという)は、動力源を携行し、送風機によって環境中の空気をフィルタを通して面体内へ送風する形式のものである。これによって、面体内を常時正圧に維持し、防護性能と着用感を著しく改善しようとするものである。

本研究の目標は、送風マスクとして要求される性能を明確にし、その要求を満たすマスクを設計、製作して、実際の作業現場で使用するまでの実用化を図ろうとするものである。

1977 年度には送風機、フィルタユニット、電源および面体で構成したモデルマスクを組立て、呼吸模擬装置³⁾に接続した標準人頭を用いて、各種呼吸条件下における面体内への送风量と面体内圧の変化パターンを調べた。また、人頭と面体の密着部に人工リークを設け、送风量とリーク量の減少割合を NaCl エアロゾル法⁴⁾によって調べた。

その結果、次のことがわかった。

①マスク着用時の労働の程度が $415 \text{ kg} \cdot \text{m}/\text{min}$ (軽走に相当) の場合は、毎分 90 l 以上の送風によって面体内圧は全呼吸サイクルを通して正圧に維持できる。②送風による呼吸時の面体内圧の上昇は、呼吸弁の装着数を増やすことによって浄気式マスクと同程度の面体内圧におさえ

られる。③リーク率は送風によって顕著に減少し、呼吸のピーク流量率と同程度の送風率であればリーク率は $\frac{1}{100}$ 以下に減少する。これは、無送風時のリーク率がたとえ10%であったとしても、送風時には0.1%以下のリーク率となり、防護効果が大巾に増えることを意味している。④また、少ない送風量であっても、リーク率の減少効果は十分にあり、吸気抵抗の低下にも役立ち着用感を改善できる。

これらの結果に基づいて、労働の程度として $415\text{kg} \cdot \text{m}/\text{min}$ を対象とした送風マスクを設計試作した。主な仕様は次のようである。毎分送風量は半面マスクの場合に90ℓ、全面マスクでは換気を考慮して120ℓ程度とした。この送風量を得るための送風機として、比較的高い静圧が得られるターボ型ブロワ（片吸込み、DC、6V駆動）とした。面体は従来型の面体とし、呼気弁を2個装着した。空気ろ過用フィルタには、空気抵抗が小さく、かつ捕集効率が高く加工性のある静電ろ過式ろ層を用いた。フィルタは円筒型とし、送風停止のときでも浄気式マスクと同程度の吸気抵抗で呼吸ができるような大きさとした。電源（バッテリー）には放電特性および繰返し充電を考慮して、Ni-Cd（3.5AH、6V）電池を選んだ。これらの構成部品がすべて容易に携帯できるように設計した。

上記の仕様で試作した送風マスクは、95ℓ/minで10時間の連続送風（半面マスク用）と140ℓ/minで4時間連続送風の性能（全面マスク用）を有している。今後、実際の作業現場での使用経験をとうして、より一層実用的なものへと改良してゆく予定である。（村田）

参考文献

- 1) 村田，池沢，吉田：日本原子力学会52年々会要旨集（1977）。
- 2) 村田，池沢，吉田：保健物理と安全管理 No. 19, 208（1977）。
- 3) 村田，池沢，吉田：保健物理，12, 167～173（1977）。
- 4) 池沢，村田，吉田：保健物理，11, 45～50（1976）。

3.4 環境放射能

Environmental Radiation and Contamination

Monthly mean concentrations of $^{239,240}\text{Pu}$ in the air were measured as previous years, and concentration and fallout rate of ^7Be were also measured monthly. Patterns of their seasonal variation were discussed.

Experimental measurements of environmental gamma radiation with TLD and other instruments were carried out in a stalactive cave and other places. Using the data obtained, sensitivities of TLD for cosmic rays and self doses due to material contaminations were evaluated.

For a sphere-type NaI(Tl) gamma detector, spectrum-dose conversion function was calculated using measured spectra and semi theoretical ones. Energy response functions of a NaI(Tl) detector for gamma rays were calculated by Monte Carlo method.

Vertical temperature profiles in sea breezes were measured in the same way as the previous year. Parameters were discussed in connection with internal boundary layers in sea breezes.

Optical theory of the disk for measurement of marine transparency was discussed and quantitative relation between parameters were obtained using experimental data.

3.4.1 概要

1972年度も $^{239,240}\text{Pu}$ の大気中濃度の測定を継続し核爆発実験起因の濃度季節変化を得た。また大気中 ^7Be 濃度と降下量の測定を継続し、核爆発実験起因の季節変化を得たという米国の測定例とは異ったパターンを確認した。

TLDの宇宙線感度および素子の自己汚染による線量寄与分の調査のため鍾乳洞内その他において測定実験を行った。電離箱の測定と比べて約30%低い宇宙線感度であった。

γ 線スペクトルデータを整備し球形NaI(Tl)シンチレータに対するスペクトル線量換算関数 $G(E)$ を計算した。またモンテカルロ法によりNaI(Tl)検出器の γ 線応答関数の計算を行った。

1971年度と同様夏季の海風内部境界層に関する集中観測を8月から9月にかけて行った。その解析からフェーミゲーション発生要因として海水温と内陸の地上日最高気温との差が支配的であるなどの結果を得た。

海中の透明度を測定する透明度板の光学的理論計算を行い、海洋観測および水槽実験の結果からパラメータ間の量的関係を求めた。(今井和)

3.4.2 プルトニウムの大気中濃度と降下量

1975年度において東海村における地表面大気中の $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度について調べ $^{239,240}\text{Pu}$ のフォールアウトによるバックグラウンドレベルとその季節変動を明らかにした¹⁾。本年度は $^{239,240}\text{Pu}$

の大気中濃度について継続して調べるとともに、その降下量を求めた。

大気中の²³⁹, ²⁴⁰Puの分析法については前に述べたとおり¹⁾であるがTOA有機相からPuを逆抽出するには0.5N塩酸-0.02Nフッ酸のかわりに0.1Mヨウ化アンモニウム-10N塩酸溶液を用いた。雨水を含む全降下物については大型の蒸発皿を用いて蒸発乾固し、その蒸発残渣を8N硝酸で加熱浸出する。その浸出液から直接TOA抽出を行い、以下大気中塵埃の分析法と同じである。

1975年5月からの東海村における²³⁹, ²⁴⁰Puの月間降下量は大気中の月平均濃度と同じように4,5月に高いフォールアウト核種に典型的な季節変動を示していることが明らかになった。最高値としては、大気中濃度は 39.0×10^{-6} pci/m³ (1975年5月)、降下量は27pCi/m² (1975年5月)であった。(今井利)

参考文献

- 1) JAERI-M 6696, 保健物理と安全管理, No. 18, 203 (1976)

3.4.3 地表面大気中⁷Be濃度と降下量

前年度にひきつづき、宇宙線生成核種である⁷Beの東海村における地表面大気中濃度と降下量を測定し、フォールアウト核種である¹³⁷Csの東海村における測定値と比較した。試料の採取と前処理および分析方法は既報¹⁾に述べたとおりである。東海村における⁷Beの地表面大気中濃度および降下量の月変動には、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い。この結果は、大気中⁷Be濃度の変動はフォールアウト核種と同一パターンを示すという米国の報告^{2,3,4)}と異なっている。この違いは、試料採取地点での緯度の違いによる⁷Be生成量の違いや、春先における成層圏から対流圏への⁷Beの注入の度合いの違いといった自然環境要因の差に起因していると思われる。(天野光)

参考文献

- 1) JAERI-M 7292 保健物理と安全管理 No. 19 (1977)
- 2) C. W. Thomas, BNWL-1850 P T 3 (1974)
- 3) NCRP REPORT No. 45 (1975)
- 4) W. Anderson et al., Nature, 187, 550 (1960)

3.4.4 TLDの宇宙線感度と自己汚染の評価

TLDによる線量測定において、短時間照射では1mR以下の照射線量でも高い精度が得られる。しかし、環境中での測定のように測定時間が長くなると構成材からの自己汚染寄与、フェーディング、素子間の感度のバラツキなどの理由により3カ月積算値で±5%以内の精度を得ることは容易でない。ここで、高精度測定では無視できない自己汚染寄与分の評価法について検討するとともに、宇宙線に対するレスポンスについて他の検出器と比較測定し、宇宙線に対する感度評価を行った。

TLDの自己汚染成分は、宇宙線寄与のない深い地下室やトンネル内などで、鉛で十分に γ 線を遮蔽すれば測定することが可能である。しかし、地上における宇宙線の寄与は、他の γ 線など

と分離して得ることは非常に困難である。ここで、この2点をまとめて評価するために、宇宙線遮蔽状態の異なる数地点で、 r 線が完全に遮蔽されている厚さ10cmのPb箱内で、TLD積算値、電離箱値およびNaI(Tl)によるエネルギースペクトル分布の測定を実施した。使用したTLDは、 $Mg_2SiO_4(Tb)$ と $CaSO_4(Tm)$ の2種で、ともにホルダーに入れた状態で使用した。測定場所で、最も宇宙線の低い点は福島県阿武隈鍾乳洞、他は3階建コンクリート建屋最上階、地下室等であった。フェーディング対策としては、標準照射したものを並行して置き、補正係数を求めた。

Fig. 3.4.4-1にTLDの線量率換算値と75mm ϕ 球型NaI(Tl)シンチレーション検出器による3MeV以上の吸収エネルギー値の相関関係を示した。この図より、自己汚染は $Mg_2SiO_4(Tb)$ で0.8($\mu R/h$)、 $CaSO_4(Tm)$ で1.1($\mu R/h$)となった。ロットの違いによる差は、 $Mg_2SiO_4(Tb)$ で0.79~0.83($\mu R/h$)であった。

地上での宇宙線線量は、前述の地点での各測定器での測定値をもとに推定した。その結果、

- ①電離箱とTLD測定値から算出した結果では35%
- ②NaI(Tl)とTLD測定値から算出した結果では25%
- ③NaI(Tl)、電離箱、TLD測定値から、硬成分と軟成分を別々に算出後これを加え合せることによって得た結果では30%

電離箱に比較して低いレスポンスを示す結果が得られた。これらの結果から、地上での宇宙線線量は電離箱より30%前後低いレスポンスを示すことがわかった。(坂本)

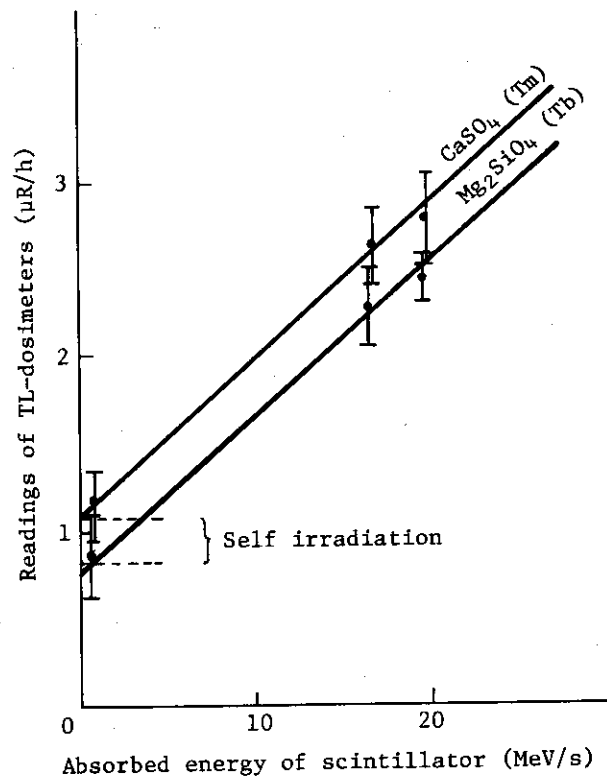


Fig. 3.4.4-1 Correlation between TLD readings and the energy values absorbed in a 3" ϕ spherical NaI(Tl) scintillator under heavy shielding condition (10cm Pb + building structures)

3.4.5 球形 NaI(Tl) シンチレータ用 G(E) 関数の決定

r 線エネルギースペクトルに直接作用させてその場の線量率を求める演算子 (G(E)関数) および、シンチレータ-光電子増倍管系より得られるパルスを電氣的に処理して線量率を得る DBM 回路 (及び DBM 回路用 G(E) 関数) は既に数種の円筒形 NaI(Tl) について決定されており¹⁾、現在モニタリングの分野等で実用化されている。一方、環境 r 線は 4π 方向から入射するため、感度特性が 4π 方向に対し、一様な検出器が要求され、近年方向感度特性が非常に良好な球形のシンチレータが使われ始めている。今回我々は 2"φ 及び 3"φ の球形 NaI(Tl) シンチレータ用 G(E) 関数および 4"φ × 3"φ 円筒形 NaI(Tl) シンチレータ用 G(E) 関数を実測スペクトルを用いて計算した。

準備した標準スペクトルは、²⁴¹Am (60 keV) から ²⁴Na (2754 MeV) までの 12 個の実測スペクトルおよび蛍光 X 線のシンチレータからのエスケープを考慮した 40 keV から 120 keV の半理論的線スペクトル 12 個である。各種の検定²⁾の後、半理論的線スペクトル 6~7 個と実測スペクトル 8 個を用いて G(E) 関数を計算した。エネルギーと発光量 (波高) との非直線性については、両者の関係を高エネルギー側から内挿した直線に従って調整した。

結果の一例を Fig. 3.4.5-1 に、評価誤差分布の一例を Fig. 3.4.5-2 に示す。今回用いた 4"φ × 3"φ NaI(Tl) は容器による吸収が大きいため低エネルギー部で立ち上る傾向が強い。60~80 keV 付近の誤差が大きいの、線スペクトルでエスケープを表現したためにエスケープピークとディスクリレベルが接近した領域で評価線量値に実際以上の段差ができたためである。実際のスペクトルはブロードなものであるからこの誤差は実用上問題にならない。 (長岡)

参考文献

- 1) 森内 茂 JAERI-1209 (1971)
- 2) JAERI-M 7292, 保健物理と安全管理, No. 19, 216 (1977)

3.4.6 NaI(Tl) 検出器ガンマ線応答関数のモンテカルロ計算

NaI(Tl) 検出器が放射線に関係した広い分野で使われている現在、これのガンマ線に対する応答関数は重要なデータの一つである。環境放射線測定の見地から見ても、G(E) 関数の計算、スペクトル分解による線量計算等に用いるため、10 MeV までの任意のガンマ線エネルギーにおける精度の高い応答関数が必要とされている。応答関数を得るために、今までにも多くの実験及びモンテカルロ法を中心とした計算が行なわれて来ている。しかし、実験では、使用できる線源が限られることから、信頼のおける結果は 3 MeV 程度までの離散的なエネルギーのガンマ線に対するものしか得られていない。また、計算については、我々の要求を満たす程度に実験と一致するものはほとんど無い。

本計算ではモンテカルロ法を用いているが、電子の減速過程を中心に、クリスタル内での反応過程をなるべく現実に近い形で計算に組み込むこと、また、実験条件に近い状態を再現すること (線源の厚さ、ベータ線吸収体、NaI クリスタル容器等を考慮に入れる)、などに注意を払い計算を進めている。Fig. 3.4.6-1 は 3"φ × 3"φ クリスタルの表面から 10 cm 離して ²⁴Na の点線源を置いた場合に得られる応答関数の実験値¹⁾と計算値の比較である。²⁴Na は 1.37 MeV と 2.75 MeV

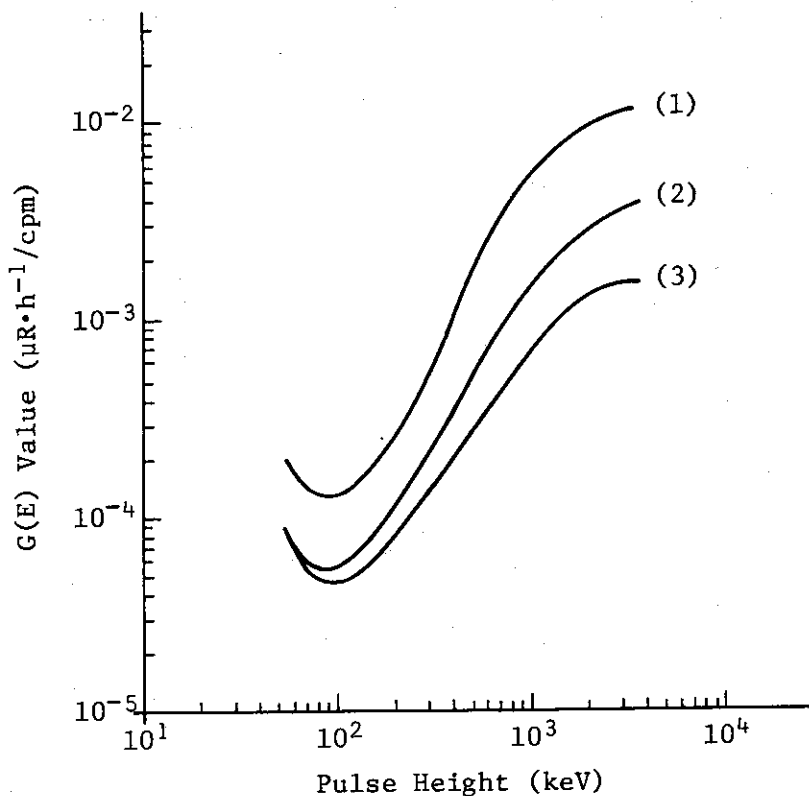


Fig. 3.4.5-1 G(E) functions for
 (1) 2"φ spherical NaI(Tl) scintillator;
 (2) 3"φ spherical NaI(Tl) scintillator;
 (3) 4"φ×3" cylindrical NaI(Tl) scintillator.

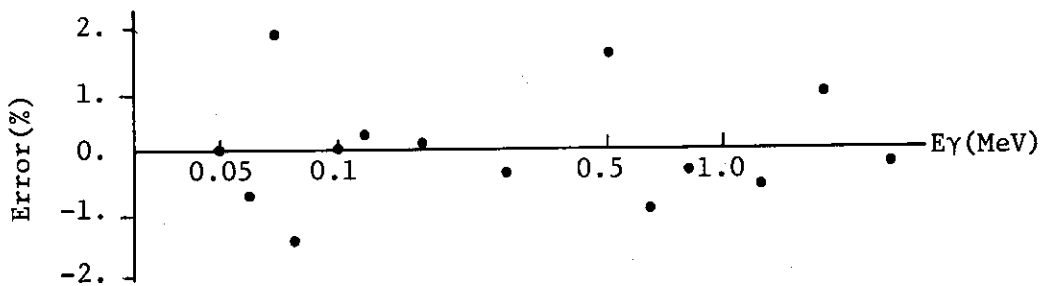


Fig. 3.4.5-2 Approximation error when G(E) function in optimum fits was applied to input spectrum data.

の2種類のガンマ線を放出するが、計算は2.75 MeVガンマ線についてのみ行なわれた。この計算は、周囲になにも無い状態の裸クリスタルに対するものであるが、実験値とのくい違いがなにに起因するものか、さらに検討中である。(齊藤)

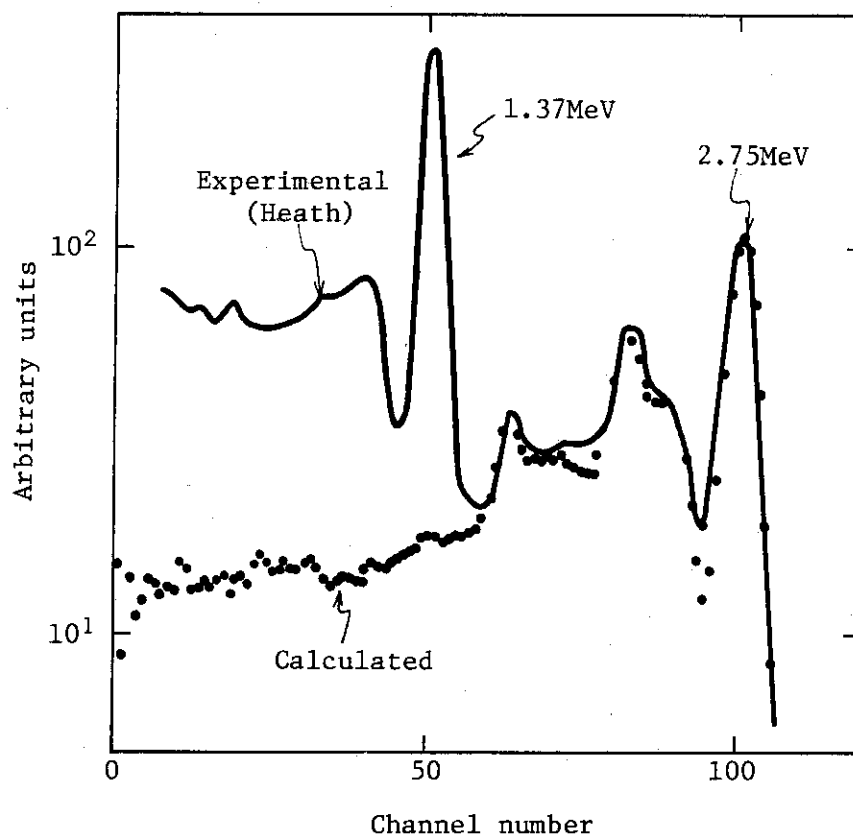


Fig. 3.4.6-1 Response function of 3''φ×3'' NaI(Tl) crystal.

参考文献

- 1) R. L. Heath, IDO-16880-1 (1964)

3.4.7 海風時の熱的境界層の構造

大気放出物による環境被曝評価の精度を高めるためには、通常の大気拡散式が適用できない気象条件の把握と、そのさいの被曝評価モデルの開発が必要とされる。沿岸地域に日中生成が予想される内部境界層は、排気筒の配置によってはフューミゲーションをもたらす可能性も考えられ、大部分の原子力施設が沿岸立地であるわが国の場合、この境界層の生成条件、構造の解明はとくに急がれる問題の一つといえよう。我々は、実測データによってこの現象を明らかにするために、観測塔のある大洗地区を選び、係留気球を併用する一連の野外観測を1976年7月から行なっている。観測方法および1976年の観測結果については本報前号(JAERI-M 7292, pp 217-218.)を参照されたい。

1976年の夏季観測では昼夜連続観測を行ったが、日中海風時のデータは4例にとどまり、一般的な結論を得るには至らなかった。本年度は、観測を日中にしぼり、8月26日から9月8日の間、11例の日中データを得ることができた。この観測結果で注目されるのは次の諸点である。

(1)全般に気温逆転は前年に比べて弱く、晴天日に内陸観測点で逆転が解消している例が多い。(2)温位鉛直傾度により強弱の逆転域を定義し、塔と内陸点の逆転下面を比較すると、風向鉛直シアの小さい日には両地点で日中持続的な対応がみられる。(3)この対応から、風の内陸侵入にともなう境界層厚さの増加を求めると、Fig. 3.4.7-1 のようになり、境界層の形は放物面と考えてよさそうである。

以上のような観測結果から、フューミゲーション発生の要因として海水温と内陸の地上日最高気温の差が決定的であること、その意味で被曝評価モデルの改良を必要とする季節は4月-8月の晴天日であることが推定された。また境界層の形状を、地上の熱フラックスと海上の温位傾度を用いて定式化する手がかりが得られた。(角田)

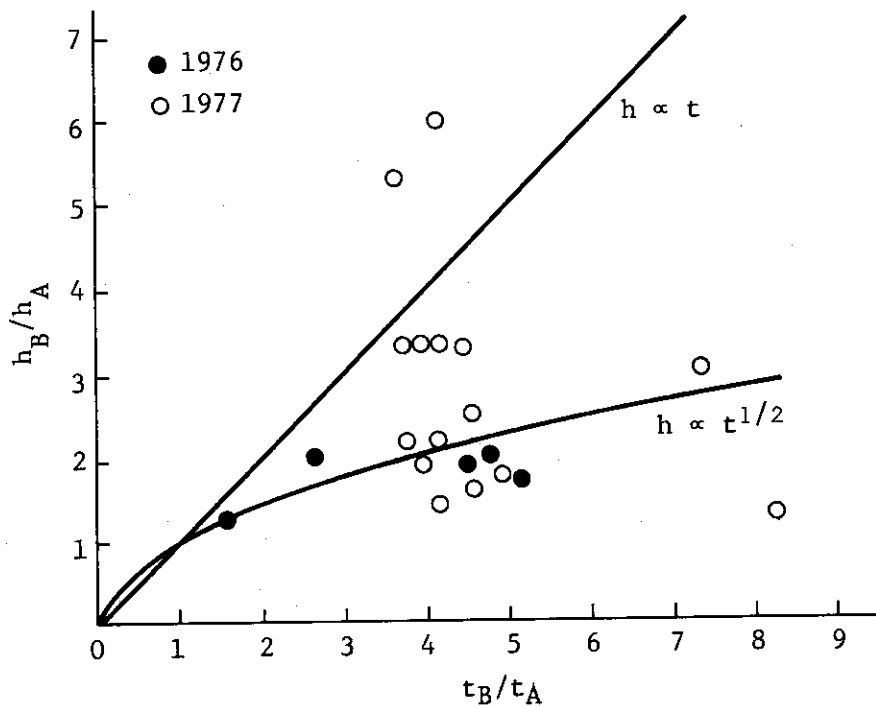


Fig. 3.4.7-1 Growth of thermal boundary layer with travel time.

h_A : Thickness of thermal boundary layer at A (Tower; 0.6km inland from shore-line).

h_B : " at B (Tethered balloon; 2.5km inland from shore-line).

t_A : Travel time of wind from shore to A.

t_B : " " from shore to B.

3.4.8 沿岸海域における透明度測定上の問題

30 cm の白ペンキ塗り円形の透明度板は (Secchi - disk), 古くから海洋調査に用いられ世界の海水の光学的性質を比較する便利な手段である。手法が、船上から白円板 (セッキューディ

スク)が見えなくなる深さを測ると言う単純なものであるため、この測定に関する理論的説明があまりなされていなかった。透明度測定に関するいくつかの理論的検討とその応用に関する提案を一連の研究として発表した。

Fig. 3.4.8-1のようなモデルを考える。I₁はバックグラウンドとして眼に入る光、I₂は透明度板から反射して眼に入る光、I₃は透明度板より上の海水中で散乱されて眼に入る光である。円板が見えなくなるのはコントラストγがある値(識イキ)以下になることとされている。

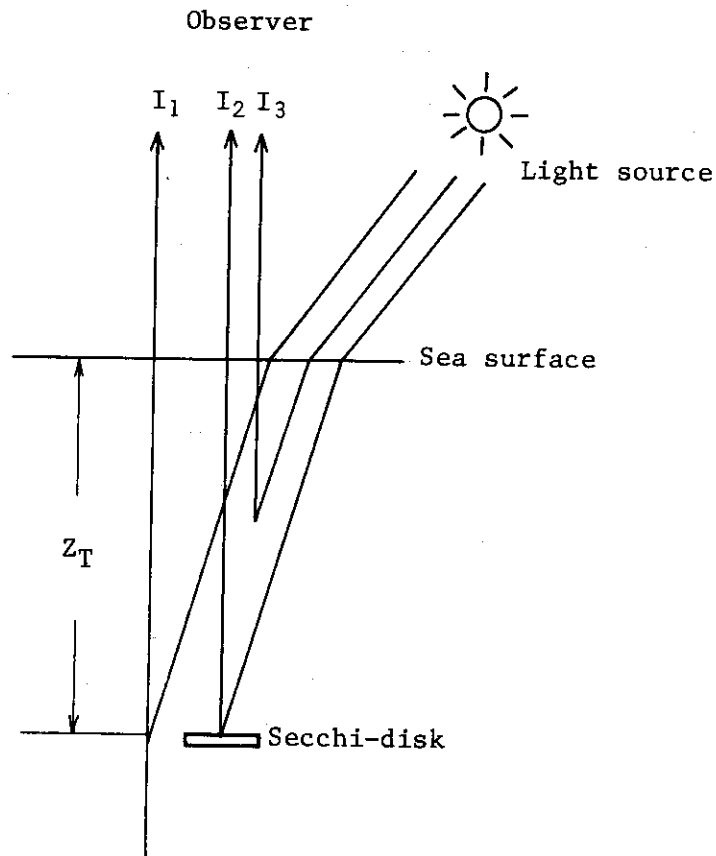


Fig. 3.4.8-1 Diagram of transparency model

$$\gamma = \frac{|I_2 + I_3 - I_1|}{I_1} \leq \sigma \quad (1)$$

上からの光が深さ Z m までに到達する値は、 $I = I_0 \exp(-kz)$ で表され、K を消散係数 (m^{-1}) と定義されている。

$$I_1 = \int_0^{\infty} I_0 \beta \exp - (\alpha + K) Z dZ = I_0 \frac{\beta}{\alpha + K} \quad (2)$$

$$I_2 = I_0 A \exp - (\alpha + K) Z_T \quad (3)$$

$$I_3 = \int_0^{Z_T} I_0 \beta \exp -(\alpha+K) Z dZ = I_0 \frac{\beta}{\alpha+K} \left[1 - \exp \{ -(\alpha+K) Z_T \} \right] \quad (4)$$

ここで、 α は平行光の消散係数 (m^{-1})、 β は散乱係数 (m^{-1})、 Z_T は透明度板の深さ (m) A は板の反射率である。

これらの式(1)、(2)、(3)、(4)から、次の関係式を得る。

$$(\alpha+K) \cdot Z_T = \ln \{ |A - \beta / (\alpha+K)| / \{ \sigma \cdot \beta / (\alpha+K) \} \} \quad (5)$$

1) 右边分子の項で $\beta / (\alpha+K)$ は A に比べ十分に小さいので省略することができる。ここで、 A または σ に 2 倍の変化を与えても、透明度 Z_T には約 $0.7 / (\alpha+K)$ m 程度の変化しか与えない。すなわち、透明度板の反射率や測定者の識イキの変化が透明度の測定値にあまり影響を与えない。透明度測定は合理的パラメータ測定法である。

2) (5)式で反射率、 A が 0 (黒色) であると、

$$(\alpha+K) Z_T (\text{Black}) = \ln (1 / \sigma) \quad (6)$$

となる。すなわち、黒い透明度板で測定をすれば、消散係数と透明度の積が識イキだけに関する簡単な式になる。

東海村沖の海洋観測と水槽による測定で黒色透明度板の透明度と α 、 K の関係から σ を計算すると約 74×10^{-3} を得る。この値は気象などで測定されている識イキの値 10^{-2} に非常に近い値である。

そのほか透明度測定に関し、同様な手法で透明度板が流されてロープが鉛直とある角度をもっている場合、底からの反射光が眼に入る場合、透明度板の大きさが測定値にどれだけ影響を与えるかなどについて検討を行なった。(福田)

3.4.9 人口および農畜産物生産分布等の調査と国民線量評価への応用に関する考察

原子力発電長期計画にともなう環境問題では、国民全体の放射線被曝量を検討することが重要であり、アメリカでは検討の一環として大規模な計算モデル (HERMES) を開発した。原研でも、我国における核燃料サイクルに起因する国民線量の長期的予測を目標に 1975 年頃から国民線量評価方法の検討を進めているが、1976 年に発電用軽水炉の平常運転に関する評価モデル (CARIEN) および想定事故に関する評価モデル (EEDAR) を開発した。

国民線量の評価には、原子力サイトを中心とする人口分布や食品生産分布とその消費過程に関する情報が必要である。一方我国の人口や食品生産・消費等については、国あるいは地方自治体が定期的に調査を行い、それらの結果を公表している。したがって、これら既存統計資料の利用を考えることができる。そこで 1976 年度に事例研究として、東海サイトを中心とする人口分布および農畜産物生産分布等に関する調査を実施し、同時に既存統計資料の利用可能性も調べた。さらに得られたデータの特性を国民線量評価の観点から考察した。

調査した主要な項目は、

- (1) 東海サイトを中心とする半径 1000km 以内の年令別、性別人口分布および主要農畜産物の生産分布
- (2) 農畜産物の生産から消費までの期間、消費割合など
- (3) 既存統計資料の利用上の問題点
- (4) 分布の将来変化の予測

である。既存データはすべて行政区画単位で統計されているため、これらデータを原子力サイトを中心とする分布に変換する方法も重要な調査事項であった。いろいろの検討の結果得られた分布変換方法は、国民線量評価の観点から十分満足できるものである。人口に関して必要な情報はすべて国勢調査結果から得られる。一方農畜産物の生産に関しては、既存データ間の整合という問題があり、分布精度に影響を与えることになる。

分布の将来変化の予測に関してもいろいろの方法が調査された。そして、人口分布の予測はいくつかの仮定を用いる必要はあるにしても、十分可能と云える。しかし農畜産物の生産に関する予測は、多量の補助データの収集、解析を必要とし、現段階では困難と考えられる。このため本調査では、農畜産物の 1988 年生産量は農林省の予測結果に基づいている。

東海サイトを中心として求めた人口および農畜産物生産の分布について、それぞれの国民線量への寄与程度を図示すると Fig. 3.4.9-1 のようになる。サイト近傍の人口および農畜産物の国民線量への寄与はいずれも 10% 程度以下となっている。一方、数百キロメートル以遠の人口、農畜産物の寄与の重要度を明らかにするためには、放射性物質の広域拡散モデルの開発が必要である。摂取経路の国民線量への寄与の比較では、葉菜、および牛乳の摂取経路が個人被曝の場合と同様に重要とみられる。米類、鶏卵、肉類の寄与の重要性を判断するためには、これらが大気中放射性物質を濃縮する能力を定量的に知る必要がある。

以上の詳細は JAERI-M 7757 (飯嶋：東海サイトを中心とする人口分布と農畜産物生産分布等の調査および国民線量評価への利用に関する考察) にまとめた。

(飯嶋)

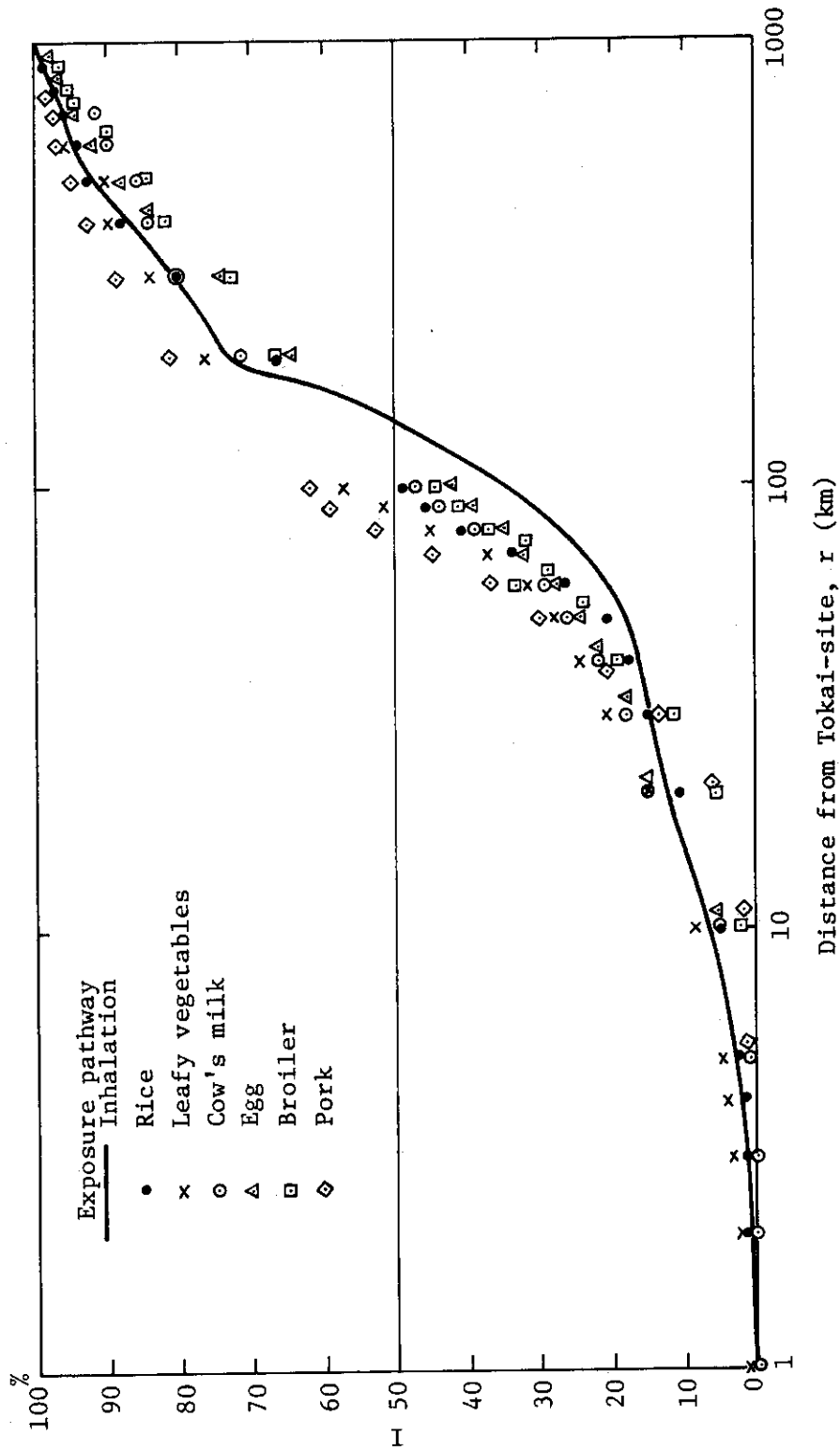


Fig. 3.4.9-1 Population doses vs. distance from Tokai-site

The ordinate I gives, with respect to each exposure pathway, ratio of the population dose integrated upto r km to that totalled upto 1000 km.

3.5 放射性廃棄物の処分

Disposal of Radioactive Waste

Researches were performed on the safety of disposal of low-level radioactive wastes on the land or into the sea. On the land disposal, migration of radionuclides such as ^{60}Co and ^{137}Cs in the sand layer was investigated by using a small scale apparatus. Distribution constants and migration rates were measured as a function of pH. On the sea disposal, the leaching of radionuclides from full-size packages of simulated radioactive wastes was investigated under the conditions corresponding to the sea bed of ca. 5000 m depth. Demonstrative tests of the integrity of simulated waste package in deep sea were performed at the Pacific Ocean. The monolithic cement-solidified waste packages in a M-class drum and packages of a D-50 multi-stage type were tested by hanging them down to 5000 m depth with a steel wire and by recovering them. The integrity of LD-75, B-I and B-III multistage packages was tested as follows; a sea camera, a buoy, a releaser etc. were connected to the package so that the camera and the buoy could be detached by the action of the releaser after the package was reached to the sea bed by free descent. The integrity was judged from photographs recovered.

From the standpoint of safety, no damage of the packages was observed in the tests.

3.5.1 概要

放射性廃棄物の処分に関しては、低レベル廃棄物の陸地処分および海洋処分の安全性に関し試験研究を実施した。

陸地処分については、放射性廃棄物から放射性核種が地中へ漏出した場合、どの様に地中を移動するかを小規模地中モデル装置を用い、 ^{60}Co および ^{137}Cs について調べた。分配係数および移動速度は放射性溶液のpHにより変化し、 ^{60}Co の場合特にその変化が大きいことがわかった。

海洋処分については、放射性廃棄物パッケージの深海底条件（高水圧、低温）における放射性核種の浸出試験を高圧水槽を用いて前年度に引き続き行ったほか、廃棄物模擬パッケージの深海中健全性実証試験を海洋で実施した。M級ドラム缶詰セメント固化体およびD-50型多重構造パッケージについては試験船からワイヤーロープで5,000mの深度まで吊おろし、その後回収して試験体を調べる方法で試験した。又、LD-75型、B-I型、B-III型多重構造パッケージについては試験体にブイ、深海カメラ、切離装置等を結んで約4,300mの海底まで自由落下させ、その後試験体から切離して回収した深海カメラから得られる写真により健全性を判定する方法をとった。

いずれの場合にも、安全上問題のあるような変化はおこっていないと判定された。

なお、これらの研究は環境安全研究室（1977年7月1日以降は環境安全研究部廃棄物処理処

分研究室)において行われた放射性廃棄物処理処分に関する研究の一部である。(伊藤(彰))

3.5.2 放射性核種の地中移動

低レベル廃棄物の陸地処分の実施に先立ち安全性を確立するために、廃棄物から漏出する放射性核種が降雨等による水の移動に伴い、どのように地中を移動するかを砂層カラムによる小規模地中モデル装置(1ℓ規模)により調べた。その結果を次に示す。

^{60}Co および ^{137}Cs の分配係数は、放射性溶液流下量の増加にしたがって減少するが、その傾向はしだいに小さくなり一定値に近づく。また、酸性度の影響は、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs とも酸性で分配係数は大きく、中性、アルカリ性では小さい。その分配係数は次のような値である。

$$^{60}\text{Co} : 2.1 \times 10^5 (\text{pH } 7.0), 2.8 \times 10^1 (\text{pH } 12.0)$$

$$^{137}\text{Cs} : 1.5 \times 10^3 (\text{pH } 7.0), 1.8 \times 10^3 (\text{pH } 12.0)$$

砂層中放射性核種の分布は、酸性の場合 ^{60}Co 、 ^{137}Cs はともに良く砂層表面付近に吸着される。 ^{137}Cs の中性およびアルカリ性では、大部分が砂層表面付近に吸着し、砂層深部に行くにしたがい分布比は指数関数的に急激に減少する。 ^{60}Co の場合、砂層表面付近に同様に多くが吸着されるが、その分布は広範囲かつ高濃度であり、砂層中を移動しやすいことが認められた。 ^{60}Co 、 ^{137}Cs の移動速度を Table 3.5.2-1 に示す。

水の移動速度に比べこれら核種の移動速度は小さく、酸性では特に小さい。しかし、中性およびアルカリ性では酸性に比べ移動速度は大きい。水の移動速度に比べると、 ^{60}Co で約 $1/100$ 、 ^{137}Cs で約 $1/10,000$ 程度である。

アルカリ性であるセメント固化体および中性であるアスファルト固化体から放射性核種が漏出し、降雨等により土壤中を移動する場合に、 ^{137}Cs のように陽イオン状にあるものは土壤に良く吸着され移動速度は非常に小さい。一方、 ^{60}Co のように加水分解され水酸化物を形成し非イオン状になる核種の移動速度は大きく、水と共に移動しやすいと考えられる。(武部, 和達)

Table 3.5.2-1 Distribution coefficient (kd') and migration rate of radionuclides in the sand layer (room temp.)

No.	Radionuclide	pH	kd' (ml/g)	Migration rate (cm/day)
1	$^{60}\text{CoCl}_2$	3.0	2.70×10^5	9.06×10^{-4}
2	$^{60}\text{CoCl}_2$	7.0	2.10×10^1	1.15×10^1
3	$^{60}\text{CoCl}_2$	12.0	2.80×10^1	8.74×10^0
4	$^{137}\text{CsCl}$	3.0	*	*
5	$^{137}\text{CsCl}$	7.0	1.50×10^3	1.63×10^{-1}
6	$^{137}\text{CsCl}$	12.0	1.80×10^3	1.36×10^{-1}

* Not available

3.5.3 模擬廃棄物パッケージの深海中健全性実証試験

放射性廃棄物の海洋処分を実施するための事前安全評価として、廃棄物パッケージの深海中健全性は重要項目の一つである。

原研においても高圧実験水槽を用いた廃棄物パッケージの健全性試験を実施し、いずれも安全上問題となるような変化は生じなかった。これら陸上における高水圧試験は主要な点で深海条件を模擬しているが、実際の海洋投棄条件と異なる点も残っている。例えば、高圧水槽ではパッケージ内部へ水が浸入しはじめるとその影響により昇圧速度が減少する。また、水温の降下速度も実際とは異なる。このように、陸上の試験では明らかにすることが困難な知見を得、廃棄物パッケージの健全性を確認実証するため、次のような海洋における実証試験を行った。(伊藤(彰))

(1) 模擬廃棄物パッケージの海中吊下ろし一回収試験

模擬廃棄物パッケージの海洋における試験は水深 5,000m の範囲で行い、同時に試験体上部に取付けた深海カメラの連続写真撮影により、昇降時における試験体表面の変化を追跡、記録した。

試験体は、大洗研放射性廃棄物処理課で製作した D-50 型多重構造パッケージおよび東海研放射性汚染処理課で製作した M 級ドラム缶づめセメント均一固化体(いずれも 200ℓサイズ)各 1 個である。

連続写真撮影に使用した深海カメラは、カメラとストロボを耐圧ガラス球内に収容し、これらにアクリル製フランジを取付けて鋼製フレームに固定したものである。深海中での試験体表面の写真撮影を実施するため、水中における露出度および被写体までの間隔など適正值は、陸上における水槽試験によって得た。

海洋での試験は海上保安庁水路部所属の「昭洋」(2000トン)を使用して行った。

試験は、1977年8月20日千葉県野島崎沖90海里(160km)、東経143°10'、北緯33°50'で行った。

試験体の海中吊下ろし、吊上げ速度は、1m/secとし、また、この時の試験体表面の写真撮影は25.7秒毎に1枚撮影できるように設定した。

試験は、D-50パッケージについてはドラム缶の蓋を外ずした状態で、またM級パッケージは蓋を付けたままで行った。試験体表面の写真撮影は、D-50パッケージについては成功した。しかし、M級パッケージについては深海カメラユニットが舷側に衝突したためフィルムの巻上げが止まり、写真撮影は成功しなかった。両試験体とも回収後、その表面を観察した。D-50パッケージはドラム缶底部に直径40cmφ、深さ2cm程度の陥没が生じた。これは、パッケージに充填された封入物の間隙および封入物が圧力上昇ならびに温度降下にもとめ収縮したためと考えられる。しかし、この凹みによりパッケージから内容物が早期に外部へ洩れることはないと考えられる。M級パッケージについてはドラム缶蓋と固化体との間にある間隙部は蓋が凹んで消滅したが、固化体には、き裂等の破損現象は発生してなく、外見上の変化は全く認められなかった。また、海洋試験終了後、回収したD-50パッケージについてはドラム缶の外表面、ドラム缶を取り除いた内張コンクリートの外表面および内張コンクリートの切断面の目視検査ならびに海中の連続写真撮影の観察を、また、回収したM級パッケージについてはドラム缶の外表面、ドラム缶を取り除いた固化体の外表面の目視検査を行った。以上の試験より得られた結果は次のとおりである。

1) 模擬廃棄物パッケージの吊下ろし一回収操作について所期の計画を達成した。

- 2) D-50パッケージの深海中の連続写真撮影は成功し、鮮明な写真が得られた。
- 3) 試験体として使用した模擬廃棄物パッケージには安全上問題となる変化のないことがわかった。(関)

(2) 多重構造パッケージの自由落下試験

模擬廃棄物パッケージの自由落下による健全性試験を東豆浚渫(株)に委託し、海上保安庁の協力のもと、四国沖300kmにある産業廃棄物排出A海域(水深4000~5000m)において実施した。試験に供したパッケージ3体は、それぞれ大洗研放射性廃棄物処理課で製作したB-I, B-III, および東海研放射性汚染処理課製作のLD-75型模擬パッケージで、いずれも多重構造パッケージに属する。これら多重構造パッケージは、海洋処分された場合、水圧によって破壊され内容物が飛散しないよう、均圧機構により内部と外部の圧力差が過大にならない設計となっている。

本試験では次のような手法を用いた。すなわち、試験用パッケージの上部に切離装置を中継して深海カメラおよびストロボをワイヤロープで接続し、更にその上部にブイを取付けて自由落下させる。着底後切離装置を作動させてカメラをパッケージから切離し、海面に浮上したカメラを回収して、撮影した写真によりパッケージの健全性を調べた。実験に使用した機材をTable 3.5.3-1に、また自由落下・カメラ回収システムをFig. 3.5.3-1に示す。

実験は、陸上での十分な各種予備試験を行った後1977年8月下旬、試験機材を東豆浚渫の「きよ丸」(551t)に搭載し、実験現場(東経134°43'~45', 北緯30°44'~45°, 水深4300m)で海上保安庁所属の「昭洋」(吊下し一回収試験実施船)と合流し、LD-75, B-III, B-Iの順で2日間にわたり、パッケージの自由落下試験を行った。連続撮影は3秒間隔で落下直前より開始し、着底後の切離しは、LD-75(14t)については「昭洋」からの指令音波によって作動する音響切離装置(AMF社製)を、重量の大きいB-III(26t)およびB-I(43t)はタイマー式切離装置(開発工業製)で行った。LD-75およびB-Iの落下時間、23分15秒(2.8m/sec), 15分45秒(4.5m/sec)に対し、浮上時間は1時間42分および1時間52分であった。なおB-IIIは落下直後衝撃によりストロボが作動停止した。

回収した連続撮影写真の観察により、落下姿勢はLD-75, B-Iとも安定であった。これは両者とも横吊り(中心軸が水平)の状態で行われたことが理由の一つに挙げられる。撮影はパッケージの上方、一方向からのみ行われているが、落下中(LD-75, B-I)または着底後(B-I)のパッケージの形状変化は撮影フィルムからは全く認められなかった。少なくとも全体の形状に影響をおよぼすような大きな変化は無かったものと思われる。この海域の海底は赤粘土で、B-Iは着底した際横置き姿勢で半分以上は海底土表面から上に現わした状態で静止していることが撮影写真から判定された。なお3回の実験とも深海カメラの回収に成功した。切離装置、深海撮影装置を用いた自由落下回収システムにより最大重量43tの重量物の落下および着底状態を観察できた点では世界でも例をみない実験であった。(大内, 比佐)

3.5.4 放射性廃棄物封入容器腐食安全性実証試験

わが国の放射性廃棄物対策の一環として、科学技術庁原子力局の委託事業である放射性廃棄物封入容器安全性実証試験「腐食安全性実証試験」を1977年度から5ヶ年計画で実施する。

本試験は原子力発電施設等の運転に伴って生じる低レベル放射性廃棄物を封入する容器につい

て、種々の環境条件下（海水、陸水、土壌および大気）における耐食性実証試験を行い、腐食に対する健全性を実証することを目的とする。すなわち、環境腐食は長期間の経年変化の現象であり、耐食性の実証を行うためには長期間にわたり腐食挙動を追跡する必要がある。一方、同一反応機構であれば、試験温度の上昇や水分の付加条件などの試験条件を腐食傾向に対して厳しくすることにより短期間でも長期の腐食状態を推定することは可能である。この目的のために加速制御の環境条件下でセメント固化体入りドラム缶の耐食性試験を行い、処分環境におけるドラム缶の耐用年数を推定する。

本年度は、腐食安全性実証試験建家の設計および建設を行うとともに防食ドラム缶の試作を行った。

腐食試験建家は、海水槽（1基、200ℓドラム缶20本用、以下同じ）、陸水槽（1基）、土壌槽（2基）、および恒温恒湿槽（1基）を設置する鉄骨スレート建家（18m×12m）と、腐食連続モニタリング装置、電子顕微鏡などを設置する実験室（48m×18m）からなる。

（加藤，前田）

Table 3.5.3-1 Instruments used for experiment

Item	Maker	Model	Specification	Quantity
Acoustic Release/ Pinger	AMF Inc.	#242	Rated Depth 6,000 m Tension 1,000 lb Weight 130 lb(in air) 70 lb(in water)	1
Deep Sea Automatic Releaser	KAIHATSU- KOGYO Co. Ltd.	KT-1	Rated Depth 10,000 m Length 1,200 mm Tension 4,000 kg Weight 90 kg(in air)	1
Deep Sea Standard Camera	BENTHOS Inc.	#372	Rated Depth 12,000 m Film 35mm×100ft Film Capacity 800 exposures Shutter Speed 1/50~2/5 S	2
Deep Sea Standard Flash	BENTHOS Inc.	#382	Rated Depth 12,000 m Capacitance 100 W.S Output 4,800 lumen Number of Flashes 3,200	2
Buoy	BENTHOS Inc.	#3750 -8	Rated Depth 6,700 m Buoyancy 182 kg	2
Submersible Transmitters	OAR Corp.	ST- 206- 100- PS	Rated Depth 7,000 m Frequency 27 MHz Battery Life 100 H Weight 2.5 lb Output Power 0.1 Watt	2
Direction Finder	OAR Corp.	ADF S-210	Display ; Pointed-lin trace from center to outer edge of circular cathode ray tube	1
Submersible Flasher	OAR Corp.	SF- 500-1 -100- PC	Rated Depth 7,000 m Battery Life 100 H Visibility Range 10 Miles Illumination/Power Level 0.1 Joul	2

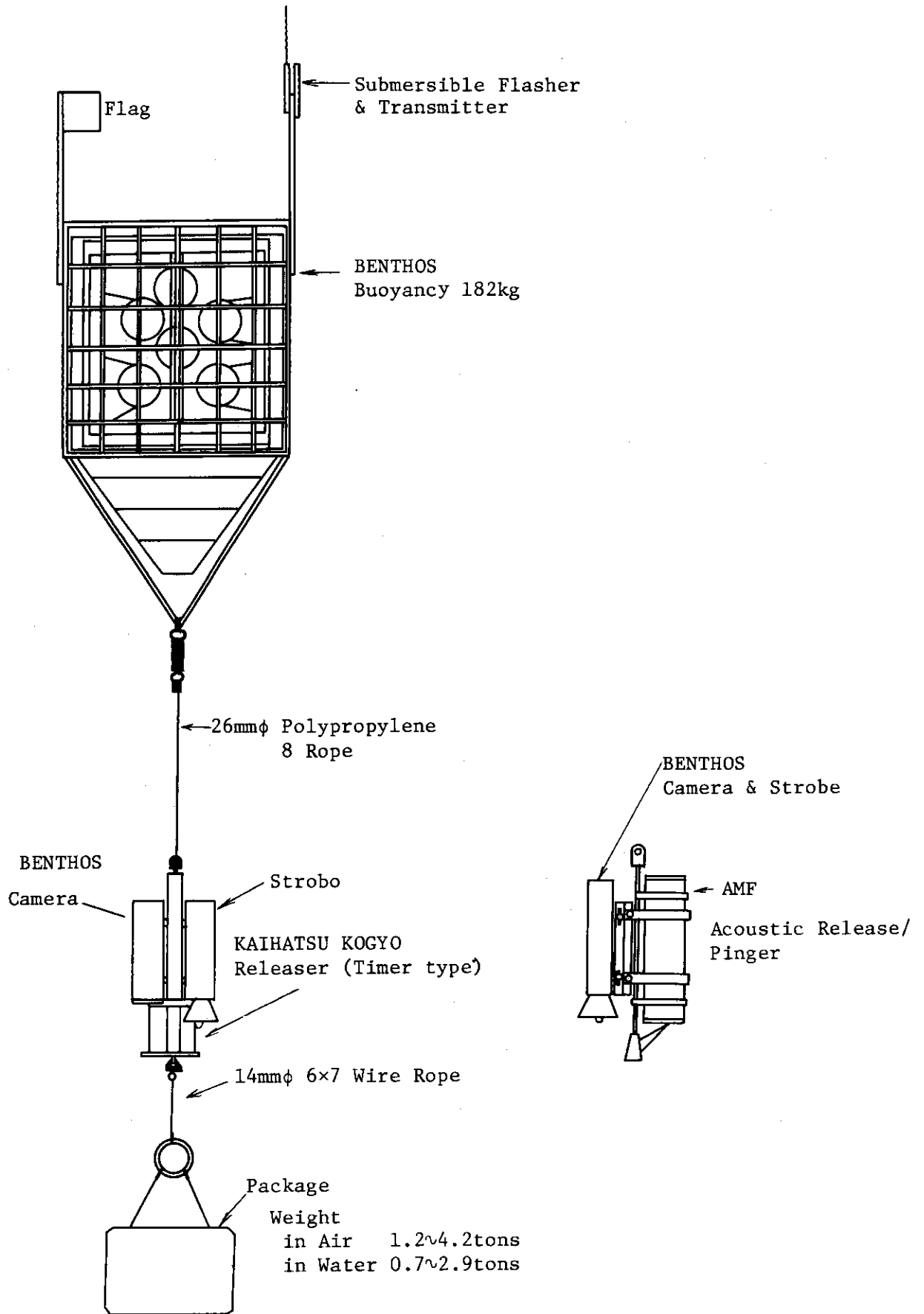


Fig. 3.5.3-1 Recovery System of Free Descent Camera

4.1 外部投稿

氏名	標 題	誌 名
宮 永 一 郎 松 元 章	「原子力発電と核燃料サイクルに関する国際会議の概要」—放射能管理と輸送—	日本原子力学会誌 19, 23~24 (1977)
備 後 一 義	β 線吸収線量率の直読式測定法	" 19, 247 (1977)
井 上 頼 輝 森 沢 真 輔 和 達 嘉 樹 他	放射性廃棄物の陸地処分	" 19, 822 (1977)
松 元 章 加 藤 清	「放射性廃棄物の地上保管」研究専門委員会成果報告書	" 19, 822~829(1977)
加 藤 正 平 穴 沢 豊 岩 谷 征 男 和 達 嘉 樹 笠 井 篤 吉 田 芳 和	漏出した原子炉1次冷却水中放射性物質の砂状土壌による捕集	" 20, 42~45 (1978)
備 後 一 義 千 田 徹	β 線吸収線量率測定器の開発 (ディスクリミネータ・フィルタ併用法)	" 20, 56 (1978)
松 元 章	核燃料サイクルと放射性廃棄物 (4. 処分技術)	" 20, 87~89 (1978)
水 下 誠 一	Portable Chair Type Whole-body Counter	Journal of Nuclear Science and Technology 14, 911~915(1977)
村 田 幹 生 池 沢 芳 夫 吉 田 芳 和	定常流および脈動流下における防護マスク捕集材のNaClエアロゾル捕集特性	保 健 物 理 12, 167~173(1977)
藤 田 稔	吸入による ^{60}Co の胸部残留と肺の線量の評価	" 12, 261~264(1977)
藤 田 稔 伊 沢 正 実 ^{*1} 橋 本 達 也 ^{*2} (^{*1} 放 医 研 ^{*2} 日本原子力発電 株式会社)	ICRP Publication 26 について	" 13, 27~40 (1978)

氏 名	標 題	誌 名
神 永 博 史 大久保 勝 一 須 賀 新 一 梶 本 与 一	サーベイメータによる放射化鋼材の放射能濃度の推定	保 健 物 理 13, 103~111(1978)
森 内 茂	測定器の精度と測定データの信頼性	電 気 学 会 誌 98, 767~770(1977)
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 (IV) 表面汚染モニタリング	Radioisotopes 26, 276~283(1977)
吉 田 芳 和	作業環境の放射線モニタリング (V) 空気汚染モニタリング, (1)概論	" 26, 357~364(1977)
山 本 峯 澄 岸 田 昌 美	作業環境の放射線モニタリング (VI) 空気汚染モニタリング (2)粒子状放射性物質の空气中濃度の測定	" 26, 70~80(1977)
吉 田 芳 和	作業環境の放射線モニタリング (VII) 空気汚染モニタリング, (3)放射性のヨウ素など揮発性物質の空气中濃度の測定	" 26, 508~518(1977)
岸 田 昌 美 渡 部 孝 三	作業環境の放射線モニタリング (VIII) 空気汚染モニタリング (4)放射性ガスの空气中濃度の測定	" 26, 71~79(1977)
吉 田 芳 和 中 戸 喜 寄	作業環境の放射線モニタリング (IX) 空気汚染モニタリング (5)水蒸気状トリチウム, ^{14}C および ^{35}S の 空气中濃度の測定	" 26, 664~672(1977)
岸 田 昌 美 須 賀 新 一	作業環境の放射線モニタリング (XI) 空気汚染モニタリング (7)試料計測方法	" 26, 65~76(1977)
森 内 茂	施設内外の線量測定(モニタリングステーション等)	" 26, 266~275(1977)
吉 田 芳 和 成 瀬 雄 二	核融合研究におけるトリチウムの安全取扱いとモニタリング	" 27, 160~172(1978)
H. Matsuzuru N. Moriyama Y. Wadachi A. Ito	Leaching Behavior of ^{137}Cs in Cement-Waste Composites	Health Phys. 32, 529(1977)
H. Matsuzuru A. Ito	Leaching Behavior of ^{90}Sr in Cement Composites	Ann. Nucl. Energy 4, 465~470(1977)

氏 名	標 題	誌 名
Minoru Kumakura Toshio Sugiura	Ion-Molecule Reaction in the Binary Mixture of Ethylene Oxide and Trioxane I. Hydrogen Atom and Proton Transfer Reac- tions.	Bull. Chem. Soc. Japan, 50, 2046~2050 (1977)
Minoru Kumakura Kazuo Arakawa Toshio Sugiura	Ion-Molecule Reactions in the Binary Mixture of Acetaldehyde and Trioxane I. Hydrogen Atom and Proton Transfer Reac- tions.	Bull. Chem. Soc. Japan 51, 49~58 (1978)
Minoru Kumakura Kazuo Arakawa Toshio Sugiura	Ion-Molecule Reactions in the Binary Mixture of Ethylene Oxide and Trioxane II. Mechanism for Reaction of Ethylene Oxide Molecular Ion with Trioxane.	Bull. Chem. Soc. Japan, 51, 54~57 (1978)
H. Ryufuku, T. Watanabe	Election Capture Process from H by O^{8+}	Abstr. Papers 10th Int. Conf. Phys. El. & At. Coll. P. 540 (1977)
K. Bingo	Absorbed dose rate meter for β -rays	International Radiation Protection Association 14th International Congress Proceedings P. 131~134 (1977)
M. Oshino H. Ryufuku Y. Yoshida & H. Tatsuta	Response of a BF_3 counter with two Paraffin Moderators for Neutron dose equivalent rates	" P. 151~154 (1977)
T. Shiroani M. Fujita	Application of Image Detector to External Counting of Low Energy γ -Emitters in Lungs	" P. 549~552 (1977)
H. Ryufuku T. Watanabe	Charge Transfer between H (1s) and O^{8+}	Atomic Collision Research in Japan No. 4, P. 36 (1978)

氏名	標 題	誌 名
M. Muramatsu Y. Suzuki I. Miyanaga Y. Wadachi	Radiotracer Techniques and Applications, Chapter 3. Safety Aspect of Radiotracer Experiments	Marcel Dekker Inc., New York (1977)
Minoru Kumakura Toshio Sugiura	Thermal Ion-Molecule Reactions in Oxy- gen Containing Molecules. Condensation-Elimination Reactions in Dimethyl Ether-Trioxane Mixtures.	z. Naturforschg. 32 a, 1533~1540 (1977)
加 藤 清	放射性固体廃棄物の減容処理 主としてその減容について	京大原子炉放射性 廃棄物管理専門研 究会報告書 P. 41~44 (1977)
吉 田 芳 和 松 井 浩	保健物理におけるエアロゾルの諸問題	京都大学原子エネル ギー研究所原子力安 全問題に関する報告書 P. 89~92 (1977)
小 林 秀 雄 天 野 光 人 見 清 一 片 桐 浩 梁 瀬 芳 晃 小 畑 一 一	第 19 回中国核実験の影響	第 19 回放射能調査研 究成果論文抄録集 P. 61~65 (1977)
藤 田 稔	国際放射線防護委員会 (ICRP) の新勧告 —Publication 26 の解説—	放射線と産業 No. 9, 5~10 (1978)

4.2 JAERI-Mレポート

氏 名	標 題	レポ ー ト No
森 内 茂	スペクトル荷重関数方式による環境 γ 線線量測定器に関する研究	JAERI-M7066 (1977)
角 田 道 生	温度の低い排気の上昇 —野外実験結果と評価式の比較—	JAERI-M7127 (1977)
龍 福 廣 中 戸 喜 寄 備 後 一 義 立 田 初 巳 ^{*1} 福 田 整 司 ^{*2} 南 賢 太郎	点積分核法による β 線皮膚線量の評価	JAERI-M7354 (1977)
*1 (日本放射線エンジニアリングKK) *2 (動燃団)		
福 田 勝 夫 西 沢 市 王 勝 山 和 夫 松 元 章 阪 田 貞 弘	化学処理スラッジおよび蒸発缶濃縮液の ピチューメン固化	JAERI-M7373 (1977)
小 畑 一 一 小 林 秀 雄 片 桐 浩 吉 田 芳 和	東海気象観測年報 (1971年)	JAERI-M7685 (1978)
飯 嶋 敏 哲	東海サイトを中心とする人口分布と農畜産物生産 分布等の調査および国民線量評価への利用に関する 考察	JAERI-M7757 (1978)

4.3 口頭発表

氏名	標 題	学 会 名
須賀新一 備後一義 梶本与一	サーベイメータの β 線特性試験 (1) 皮膚汚染の線量評価	日本原子力学会 1977年4月(大阪)
梶本与一 須賀新一 備後一義	サーベイメータの β 線特性試験 (2) 作業環境の線量率測定	"
熊澤蕃夫 上沢輝夫 須賀新一 武藤貢 沼宮内弼雄	広レンジ型 γ 線検出器のエネルギー特性	"
関晋 大内康喜 比佐勇	ドラム缶詰セメント均一固化体の品質検査(I)	"
関晋 大内康喜 比佐勇 伊藤彰彦	実大セメント均一固化体の高圧浸出試験 (I)	"
備後一義	直読式 β 線吸収線量率測定器の開発 (IV) (線量率の測定例)	"
福田勝男	イオン交換樹脂のビチューメン固化	"
松井浩 野口宏 吉田芳和 押野昌夫	放射性ヨウ素の環境条件における光による性状変化 (1) 概 要	"
松井浩 野口宏 吉田芳和	放射性ヨウ素の環境条件における光による性状変化 (2) ヨウ化メチルの太陽光による性状変化	"
村田幹生 池沢芳夫 吉田芳和	全面、半面型防じんマスクの着用時の防護性能	"
安中市秀雄 市川貞一 会川英昭 三嶋一幸 他	原子力施設における洗濯廃液の逆浸透処理 濃縮液の薄膜蒸発処理	"

氏 名	標 題	学 会 名
龍 福 廣 宮 坂 駿 一 南 多 善* * (富士通)	二次元輸送コードDOT によるスカイシャイン 線量評価	日本原子力学会 1977年4月(大阪)
飯 嶋 敏 哲 長 岡 鋭 白 石 忠 男 今 井 和 彦	軽水型発電炉の冷却材喪失事故想定時における 環境中被曝線量の評価 (I), (II), (III)	日本原子力学会 1977年10月(札幌)
須 賀 新 一 上 沢 輝 夫 梶 本 与 一 武 藤 貢 沼宮内 弼 雄	プラスチックシンチレータ式サーベイメータの 試作 (I), 仕様概要, γ 線測定	"
須 賀 新 一 上 沢 輝 夫 梶 本 与 一 武 藤 貢 備 後 一 義 沼宮内 弼 雄	プラスチックシンチレータ式サーベイメータの 試作 (II), β 線吸収線量率測定のための校正試験	"
間 辺 徹 熊 沢 蕃	単色エネルギーCm-C線源の作成 (III) 強度測定	"
備 後 一 義	β 線吸収線量率測定器の感度の温度依存性	"
古 田 敏 城 松 野 見 爾 穴 沢 豊	JPDR 配管検査時の被曝低減費用の解析	"
松 井 浩 宏 野 口 宏 和 吉 田 芳 和	放射性ヨウ素の環境条件における光による性状変化 (3)ヨウ化メチルの白色光(Xeランプ)による性状変化	"
松 井 智 明 井 沢 庄 治 大 畑 勉 黒 沢 義 昭 山 懸 昭 寿* 清 水 元 治* * (施設第2課)	廃液貯槽の化学除染による被曝低減措置	"

氏 名	標 題	学 会 名
水 下 誠 一 田 島 好 弘 矢 部 明	低エネルギー γ 線測定用 NaI (TL)/CsI (TL) 検出器	日本原子力学会 1977年10月(札幌)
安 中 秀 雄 市 川 貞 一 三 嶋 一 幸 三 戸 規 生 他	逆浸透・薄膜蒸発法による原研(大洗研)の洗濯 廃液処理システムと処理性能	"
龍 福 廣 他	輸送計算における γ 線線束角度分布評価に関する 考察	"
備 後 一 義 間 辺 巖	皮膚汚染吸収線量率測定器の開発(I) 測定法および測定装置, 皮膚汚染と線量率	日本原子力学会 1978年3月(東京)
福 田 勝 男	焼却灰のピッチューメン固化	"
間 辺 巖 備 後 一 義	皮膚汚染吸収線量計の開発, 特性試験(II)	"
松 井 浩 野 口 宏 大 内 富 男 村 田 幹 生 吉 田 芳 和	放射性ヨウ素の環境条件における光による性状変化 (4)低濃度ヨウ化メチルの白色光(Xeランプ)による 性状変化	"
松 鶴 秀 夫 伊 藤 彰 彦	セメントによるトリチウムの固化	"
南 賢太郎 清 水 滋 岡 本 利 夫 押 野 昌 夫	γ 線用 GMサーベイメータの簡易型校正器	"
安 中 秀 雄 三 嶋 一 幸 市 川 貞 一 立 田 初 巳*	汚染度自動選別型衣服モニタ(そのI) —装置概要と機構性能—	"
* (日本放射線エン 지니어リング)		
安 中 秀 雄 三 嶋 一 幸 立 田 初 巳* 須 藤 茂 雄*	汚染度自動選別型衣服モニタ(そのII) —モニタリング特性—	"
* (日本放射線エン 지니어リング)		

氏 名	標 題	学 会 名
飯 嶋 敏 哲 白 石 忠 男	原子力施設の平常運転に伴い発生する放射性 廃棄物による国民線量の評価	保健物理学会 1978年2月(原研)
"	天然放射性核種およびフォールアウト核種による 我が国の国民線量	"
大 畑 勉 宮 本 俊 寛 黒 沢 義 昭 井 沢 庄 治 鈴 木 紘	原研における放射線管理データの統計的解析 (1) ホットラボ	"
加 藤 正 平 穴 沢 豊 松 野 見 爾 岩 谷 征 男 古 田 敏 城 秋 山 勇 浅 野 善 江	原研における放射線管理データの統計的解析 (2) 動力試験炉	"
笠 井 篤	緊急時における放射性ヨウ素測定法	"
小 林 秀 雄 片 桐 浩 小 畑 一 一	環境放射能監視システムによる γ 線量の評価	"
高 田 和 夫	傷口から吸収された ^{144}Ce と静脈内注射された ^{144}Ce のラットにおける代謝の比較	"
西 健 雄 熊 沢 蕃 伊 藤 精 沼宮内 弼 雄	原研における全身被曝線量の統計解析	"
松 井 浩 熊 澤 蕃 加 藤 正 平	保健物理管理データの統計解析における2,3の問題	"
水 下 誠 一 田 島 好 弘	NaI(Tl) 検出器による γ 線測定における最適 領域の検討	"
龍 福 廣 力 渡 部 力 * (東大)	DW法による $\text{O}^{8+} + \text{H} (1\text{S})$ 電荷移動断面積の計算	物 理 学 会 1977年4月(山口)
龍 福 廣 力 渡 部 力	中高エネルギー領域における $\text{O}^{8+} + \text{H}$ 電荷移動 断面積	" 1977年10月(理科大)

氏 名	標 題	学 会 名
福 田 雅 明	沿岸海域における透明度測定上の2,3の問題	日本海洋学会 1977年4月(東京)
福 田 雅 明 津 田 良 平* * (近畿大)	沿岸海域における透明度測定上の問題 (II)	" 1977年9月(神戸)
飯 嶋 敏 哲	海洋投棄における公衆に対する線量限界	海洋学会他共催放射 性固体廃棄物の深海 投棄に関するシンポ ジウム 1977年4月(東京)
角 田 道 生 林 隆	二地点で観測した海風時逆転	日本気象学会 春季大会 1977年5月(東京)
大 谷 暁	エキソ電子線量計による速中性子線量の測定	応用物理学会 1977年10月(岡山)
小 金 沢 卓	東海研における処理施設の建設計画とその安全 性について	京大原子炉放射性廃 棄物管理専門研究会 1977年11月(熊取)
加 藤 清	放射性固体廃棄物の減容処理 主としてその減容性について	"
和 達 嘉 樹	原子炉一次冷却水中放射性物質の砂層による捕集	"
服 部 洋司良	東海研究所における液体廃棄物処理の現状	" 1978年1月(京都)
三 戸 規 生	原研大洗研究所α固体廃棄物処理施設について	"
I. Miyanaga H. Amano S. Sakata A. Ito	Development of Radioactive Waste Management Technique at JAERI	Saltzburg Con - ference, May 1977
武 部 慎 一 松 鶴 秀 夫 和 達 嘉 樹	放射性核種の地中移行に関する研究	理工学における同位 元素研究発表会 1977年6月(東京)
矢 部 明	内部被曝線量の評価	第14回理工学におけ る同位元素研究発表 会(特別講演) 1977年7月(東京)
天 野 光 笠 井 篤	⁷ Be降下量とその変動	放射能調査研究発表会 1977年11月(千葉)

氏 名	標 題	学 会 名
笠井 篤 今井 利夫	大気中 ^{239}Pu 濃度とその呼吸による被曝線量の 評価	放射能調査研究発表会 1977年11月(千葉)
安中 秀雄	原子力施設およびRI取扱施設における放射性 汚染除去技術の実際	原子力安全対策セミナー 1977年11月(東京)
飯嶋 敏哲	原子力施設に起因する環境影響の評価について	日本原子力産業会議 原子力動力炉研究会 1978年2月(東京)
龍福 廣	ガンマ線スカイシャイン	ニュートロニクス 短期研究会 1978年2月(東大)
龍福 廣 渡部 力	O^{8+} イオンによるH原子からの電子捕獲断面積 の計算	核融合連合講演会 1978年2月(筑波)
龍福 廣	多価イオンと水素原子衝突における電荷移動	核融合に関する原子 分子データ研究会 1978年3月(原研)

4.4 受託調査・研究

相手方	標 題	実 施 課 室
科学技術庁	放射性廃棄物封入容器安全性実証試験 「腐食安全性実証試験」	環境安全研究部 廃棄物処理処分研究室
原子力安全 研究協会	散乱放射線挙動評価法及びその計算コードの 整備に関する調査	保健物理部 線量計測課
動力炉・核燃料 開発事業団	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	保健物理部 線量計測課
"	大面積プラスチックシンチレーション検出器の 特性試験	保健物理部 線量計測課
"	東海地区気象観測資料の統計処理及び被曝線量 等の計算業務	保健物理部 放射線管理第1課 環境安全研究部 環境第1研究室
東京電力 ㈱	模擬廃棄物アスファルト固化体の高圧RI 浸出試験 (I)	環境安全研究部 廃棄物処理処分 研 究 室

4.5 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
筒井天尊	京都大学	処理施設に関する技術指導について	1977年10月26日	保健物理部 放射性汚染処理課
Dr. Ralph H. Thomas	カルフォルニア 大学ローレンス・ バークレー 研究所	1.高エネルギー加速器における保健物理の実際 2.高エネルギー加速器の環境に対する放射線影響	1977年11月1日	保健物理部 保健物理業務課

4.6 所外研修コースへの協力

コース名	題目	講師名
保健物理学会講習会	現状における放射線管理測定技術	岸田昌美
放射線防護課程(放医研)	個人被曝管理	沼宮内弼雄
放射線取扱主任者部会(放同協)	空間線量の測定	南賢太郎
放射線防護課程(放医研)	区域放射線管理	矢部明
電気工作物検査官研修(原子力・火力) (通産研修所)	放射線管理学	"
原子力安全対策研修コース (産産業技術出版)	原子力施設の作業環境下における 体内汚染モニタリング	"
保健物理学会勉強会	内部被曝線量評価の実際—バイオアッセイ法—	"
"	" —線量評価の実際—	"
"	" —内部被曝モニタ リング概論—	藤田稔

4.7 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) 保健物理専門課程(第9回)	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 岸田昌美
"	線量測定	備後一義
"	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
"	放射線管理概説	吉田芳和
"	放射線安全取扱(I)	山岸英雄
"	"(II)	池沢芳夫

コース名	題 目	講 師 名
保健物理専門課程 (第9回)	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
"	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	山 本 峯 澄
"	環境モニタリング (I)	山 本 峯 澄 笠 井 篤
"	" (II)	片 桐 浩
"	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 片 桐 浩
"	β , γ , 中性子線量測定 (実験)	須 賀 新 一 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 松 野 見 爾 長谷川 圭 佑 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能濃度測定 (実験)	村 田 幹 生 大 畑 勉 国 谷 安 二 原 田 康 典
"	放射線防護具等の取扱い (実験)	内 田 榛 名 佐々木 幸 男

コース名	題 目	講 師 名
保健物理専門課程 (第9回)	皮膚除染 (実験)	安 中 秀 雄 三 嶋 一 幸 高 田 和 夫 服 部 隆 充
"	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 (")	渡 部 孝 三
"	JRR-3の放射線管理 (")	中 村 清 宣
"	HOTLABの放射線管理 (")	井 沢 庄 治
"	JPDRの放射線管理 (")	穴 沢 豊 松 野 見 爾
"	研究室の放射線管荷 (")	池 沢 芳 夫 中 戸 喜 寄
"	環境放射能の管理 (")	人 見 清 一 片 桐 浩
"	個人内部被曝の管理 (")	矢 部 明
"	個人外部被曝の管理 (")	西 健 雄
"	放射線機器の管理 (")	須 賀 新 一
"	廃棄物処理・汚染除去 (")	加 藤 清 造 讚 井 賢 造
一 般 課 程 (第34回)	保健物理概論	藤 田 稔
"	放射線と許容量	"
"	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
原子力入門講座 (第3回)	放射線防護の基礎	赤 石 準
"	放射線許容量	赤 石 準
"	放射性物質の安全取扱い	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	渡 部 孝 三

コース名	題 目	講 師 名
原子力入門講座 (第3回)	放射線遮蔽	井 沢 庄 治
"	環境モニタリング	山 本 峯 澄
"	汚 染 除 去	川 野 幸 夫
"	廃棄物処理	志 垣 康 展
原子力入門講座 (第4回)	放射線防護の基礎	赤 石 準
"	放射線許容量	"
"	放射性物質の安全取扱い	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	渡 部 孝 三
"	放射線遮蔽	井 沢 庄 治
"	環境モニタリング	松 井 浩
"	汚 染 除 去	讚 井 賢 造
"	廃棄物処理	加 藤 清
原子力教養講座 (第7回)	保健物理概論	石 原 豊 秀
"	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
"	放射線防護の実験	上 沢 輝 夫
原子力教養講座 (第8回)	保健物理概論	伊 藤 直 次
"	放射線の許容量	藤 田 稔
"	放射線の防護とモニタリング	国 分 守 信
"	放射線防護の実験	上 沢 輝 夫 梶 本 与 一
核燃料工学短期講座(第8回)	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	山 本 峯 澄
"	" (3)管理技術	吉 田 芳 和
"	放射性廃棄物処理	加 藤 清
原子炉工学専門課程(第2回)	保健物理概論	伊 藤 直 次
"	許 容 量	藤 田 稔
"	施設の放射線管理	矢 部 明
"	個人被曝管理	沼宮内 弼 雄
"	環境放射線管理	伊 藤 直 次
"	廃棄物処理処分	松 元 章
"	放射線防護(3)フィルムバッジによる 線量評価(実験)	西 健 雄
"	汚 染 除 去	讚 井 賢 造

コース名	題 目	講 師 名
放射線作業従事者訓練コース (原研・協力業者安全協議会)	防護衣, 防護具の装脱着実習	大 村 英 昭 大 畑 勉
"	身体および工具等の汚染検査 (実習)	清 水 義 弘 原 田 康 典
(RI 研修部門) 基 礎 課 程	放射線モニタリング	石 原 豊 秀
"	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	三 戸 規 生
"	作業環境測定	山 本 峯 澄
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
"	放射線取扱施設	"
"	廃 棄 物 処 理	"
"	環 境 放 射 能	三 戸 規 生 山 本 峯 澄
"	管理技術演習 (I)	山 本 峯 澄
"	" (II)	"
"	線 量 測 定 (実験)	西 健 雄
"	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)	讃 井 賢 造 守 勝 治
RI の生物科学への利用コース	放射線モニタリング	南 賢 太 郎
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
作業環境測定コース	放射能計測器とその使用法	吉 田 芳 和
"	活性炭含浸カートリッジの全 γ 放射能 計測 (実習)	穴 沢 豊
"	気密電離箱による全 β 放射能計測 (実習)	中 戸 喜 寄
(大洗研放射線作業従事者訓練)	皮膚除染実習	安 中 秀 雄 三 嶋 一 幸
"	除染実習講義	安 中 秀 雄
"	放射線の人体に及ぼす作用と障害	"
"	放射性汚染物の取扱	進 士 義 正

4.8 外部兼職

氏名	所属	委 嘱 元	兼 職 事 項	期 間
元田 謙	安全管理室	原子力委員会	核物質防護専門部会委員	52. 7. 1
杉浦俊男	"	京都大学工学部	気相イオン反応研究会委員	52.12. 7
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幹事	52. 4. 1
"	"	資源エネルギー庁	原子力発電所デコミッショニング研究会委員	52.12. 1
"	"	日本造船研究協会	IMCO 原子力船安全基準 ad hoc group (RP 741)	53. 1
宮永一郎	保健物理部	茨 城 県	茨城県原子力審議会委員	50.10 52.10
"	"	"	茨城県原子力審議会委員	52.12. 1 54.11.30
"	"	科学技術庁	放射線審議会委員	50. 5.16 52. 5.15
"	"	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
"	"	通商産業省	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
"	"	科学技術庁	放射線審議会委員	52. 5.20 54. 5.19
"	"	"	環境放射能安全研究専門部会専門委員	52. 8.22 54. 8.21
"	"	原子力安全研究協会	研究委員会委員	52. 4. 1 54. 3.31
"	"	科学技術庁	原子炉安全技術専門部会放出放射性 物質測定技術小委員会委員	52.11.21 53.11.20
"	"	青 森 県	青森県原子力発電所に関する環境・ 放射線問題懇談会委員	52.11. 1 54.10.31
伊藤直次	保健物理部	原子力安全局	再処理施設技術検討会委員	51. 3.18 53. 3.17
"	"	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
"	"	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	原子力気象調査専門委員会委員	51.11. 8 52. 6.30
"	"	"	"	52. 7. 1 53. 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
"	"	"	"	52. 7. 1 53. 6.30
"	"	"	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
"	"	"	国際安全基準委員会立地基準グル ープ委員	52. 4. 1 53. 3.31
"	"	"	原子力発電所安全性評価委員会委員	52. 4. 1 53. 3.31
"	"	日本分析センター	環境放射線データ管理委員会委員	52.10.19 53. 3.31

氏名	所属	委 嘱 元	兼 職 事 項	期 間
伊藤直次	保健物理部	科 学 技 術 庁	原子炉安全専門審査会調査委員	-----
吉田芳和	"	"	原子炉安全技術専門部会小委員会構成員	50. 6. 7 52. 6. 6
"	"	"	原子炉安全技術専門部会放出放射性物質測定技術小委員会委員	52. 11. 21 53. 11. 20
"	"	"	原子炉安全専門審査会調査委員	-----
"	"	保 健 物 理 学 会	昭和 52 年度企画委員会理事	52. 2. 21 52. 12. 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
"	"	原子力安全研究協会	放射性廃棄物範囲分科会委員	52. 4. 1 53. 3. 31
藤田 稔	"	保 健 物 理 学 会	ICRP 勧告研究委員会委員	51. 11. 1 52. 12. 31
"	"	"	保健物理学会副会長	53. 1. 18 54. 3. 31
"	"	"	企 画 委 員 長	53. 2. 8 54. 3. 31
"	"	日本原子力学会	「放射線被曝対策」特別委員会委員	50. 10. 1 52. 9. 30
"	"	"	論 文 査 読 委 員	50. 9. 1 52. 8. 31
"	"	東 北 大 学	非 常 勤 講 師	52. 4. 1 53. 3. 31
"	"	科 学 技 術 庁	環境放射能安全研究専門部会影響分科会内部被曝実験棟 W・G 調査委員	53. 3. 23 54. 3. 31
小野寺哲哉	保 健 物 理 課 保 業 務 課	核物質管理センタ	核物質防護効果評価検討委員会委員	52. 10. 1 53. 7. 30
国分守信	放射線管理第 1 課	保 健 物 理 学 会	企 画 委 員	53. 2. 8 54. 3. 31
"	"	原子力環境整備センタ	環境評価研究懇談会メンバー	53. 3. 27 53. 3. 31
"	"	"	品質管理専門委員会委員	53. 1. 20 54. 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委員	53. 1. 17 53. 3. 31
松井 浩	"	京都大学原子炉実験所	原子力施設におけるエアロゾル生成過程に関する短期研究会	53. 1. 22 53. 1. 24
矢部 明	放射線管理第 2 課	日本原子力学会	企 画 委 員	50. 6. 1 53. 5. 31
山本峯澄	"	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 W・G 委員	52. 9. 19
清木義弘	"	日本原子力船開発事業団	原子力船「むつ」安全監視委員会に 関しての協力	53. 1. 17 53. 1. 19
山岸英雄	"	核物質管理センタ	嘱 託	52. 6. 1 53. 3. 31
赤石 準	体内放射能課	保 健 物 理 学 会	理 事	53. 2. 7 54. 3. 31
"	"	"	編集委員会委員	52. 1. 1 53. 12. 31
高田和夫	"	"	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
沼宮内弼雄	線量計測課	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	日本工業標準調査会臨時委員	52. 10. 1 53. 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	52. 4. 1 52. 8. 31
"	"	放射線影響協会	線量登録管理制度推進協議会委員	53. 1. 1 53. 3. 31
岸田昌美	"	保健物理学会	昭和52年度企画委員会委員	52. 2. 21 52. 12. 31
"	"	"	編 集 委 員	53. 1. 1 54. 12. 31
"	"	原子力安全研究協会	環境放射能計測規格化調査専門委員会委員	52. 8. 17 53. 3. 31
"	"	京都大学原子炉実験所	環境における自然放射能の動態に関する短期研究会	53. 3. 21 53. 3. 23
"	"	科学技術庁	原子炉安全技術専門部会放出放射性物質測定技術小委員会委員	52. 11. 21 53. 11. 20
龍福 廣	"	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	52. 4. 1 53. 3. 31
"	"	日本原子力学会	編 集 委 員	52. 6. 1 54. 5. 31
"	"	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委員	50. 7. 1 53. 3. 31
亀井和夫	放射性汚染処理課	日本アイソトープ協会	動物処理対策委員会委員	52. 9. 1 54. 7. 10
"	"	京都大学原子炉実験所	放射性廃棄物に関する専門研究会委員	52. 11. 14 52. 11. 17
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
"	"	"	動物処理対策委員会委員	52. 7. 22 54. 7. 10
服部洋司良	"	原子力環境整備センタ	品質管理専門委員会委員	52. 7. 28 53. 3. 31
松元 章	"	"	試験的陸地処分実施研究委員会委員	52. 6. 18 53. 3. 31
"	"	電力中央研究所	放射性廃棄物固化パッケージの安全評価委員会委員	52. 8. 1 52. 10. 31
"	"	通産省資源エネルギー庁	核燃料研究委員会委員	53. 2. 7 55. 2. 6
"	"	科学技術庁	INFCE 対策協議会使用済燃料貯蔵研究会委員	52. 10. 3 54. 10. 2
"	"	"	放射性廃棄物対策技術専門部会基準分科会調査員	53. 3. 20 53. 9. 19
"	"	日本原子力学会	放射性廃棄物の地上保管に関する研究会委員	50. 10. 7 52. 9. 31
"	"	原子力安全研究協会	固体廃棄物処理処分委員会保管分科会委員	52. 4. 1 53. 3. 31
平山勝嘉	"	日本アイソトープ協会	動物処理対策委員会委員	52. 7. 22 54. 7. 10
小金沢卓	"	"	RI 廃棄物処理施設工事設計条件書等審査委員会委員	52. 8. 8 53. 3. 31

氏名	所属	委 嘱 元	兼 職 事 項	期 間
小金沢卓	放射性汚染 処 理 課	京 都 大 学 原 子 炉 実 験 所	放射性廃棄物管理に関する専門研究会	52.11.14 52.11.17
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
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 52.9.30
"	"	原子力安全研究協会	保管分科会委員	52.4.1 53.3.31
"	"	原子力環境整備センタ	試験的陸地処分実施研究委員会委員	52.6.18 53.3.31
"	"	京都大学原子炉実験所	放射性廃棄物管理に関する専門研究会	52.11.14 52.11.17
笠井 篤	環 境 安 全 研 究 部	科 学 技 術 庁	環境放射能安全研究専門部会調査員	50.11.1 52.10.31
"	"	"	環境放射線モニタリング中央評価 専門部会調査員	51.4.1 53.3.31
"	"	"	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
"	"	原子力安全研究協会	放射性廃棄物範囲分科会委員	51.7.22 52.3.31
"	"	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」研究専門委員会委員	50.10.1 52.9.30
"	"	京都大学原子炉実験所	52年度科学研究費総合研究 (A) 研究分担者	52.4.1 53.3.31
森内 茂	"	原子力安全研究協会	環境放射線測定専門委員会委員	52.4.1 53.3.31
"	"	"	原子力施設散乱放射線挙動専門委員 会委員	52.4.1 53.3.31
"	"	早 稲 田 大 学	低レベル放射線の線量モニタ技術の 開発	52.4.1 53.3.31
"	"	原子力安全研究協会	環境放射線測定専門委員会委員	52.4.1 53.3.31
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	50.11.1 52.10.31
"	"	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
"	"	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
"	"	科 学 技 術 庁	原子炉安全専門審査会調査委員	
和達嘉樹	"	原子力安全研究協会	保管分科会委員	52.4.1 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	50.10.1 52.9.30
"	"	"	論文査読委員	51.10.1 53.9.30
"	"	原子力環境整備センタ	試験的陸地処分実施研究委員会委員	52.6.18 53.3.31
"	"	京都大学原子炉実験所	放射性廃棄物管理専門研究会委員	52.4.1 53.3.31

氏名	所属	委嘱元	兼職事項	期間
和達嘉樹	環境安全 研究部	保健物理学会	理事・企画委員	53. 1. 1 54. 3. 31
田代晋吾	"	動 燃 団	固化貯蔵委員会委員	52. 4. 1 53. 3. 31
伊藤彰彦	"	原子力環境整備センタ	海洋調査研究委員会	52. 2. 21 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委員	50. 10. 1 52. 9. 30
"	"	名古屋大学工学部	非常勤講師	52. 6. 1 52. 10. 15
福田雅明	環境安全 研究部	日本海洋学会	海洋環境問題委員	52. 4. 1 54. 3. 31
長岡 鋭	"	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	52. 4. 1 53. 3. 31
飯嶋敏哲	安全解析部	科 学 技 術 庁	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
"	"	"	核燃料サイクル安全基準検討会委員	52. 6. 10 53. 6. 9
"	"	原子力安全研究協会	固体廃棄物範囲分科会委員	52. 4. 1 53. 3. 31
"	"	電力中央研究所	放射性廃棄物固化パッケージの安全 評価委員会委員	52. 8. 1 52. 10. 31
"	"	原子力環境整備センタ	試験的陸地処分実施研究委員会委員	52. 6. 18 53. 3. 31
"	"	日本分析センタ	原子力施設周辺環境放射線データ 管理委員会委員	52. 10. 19 53. 3. 31
"	"	放射線影響協会	国民線量推定のための基礎調査委員 会委員	52. 12. 1 53. 3. 1
"	"	政策科学研究所	核燃料パーク環境システム調査研究 会委員	52. 12. 1 53. 3. 31
阿部昌義	大洗研究所 放射性廃棄物 処理課	日本アイソトープ協会	動物焼却炉委員会委員	52. 7 53. 3
三戸規生	"	原子力環境整備センタ	品質管理専門委員会委員	52. 8 53. 3
進士義正	"	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委員	52. 3 53. 3
"	"	日本アイソトープ協会	RI 廃棄物処理施設工事，設計条件 書等審査委員会委員	52. 8 53. 3
"	"	原子力環境整備センタ	試験的陸地処分実施研究委員会委員	52. 7 53. 3
押野昌夫	大洗研究所 安全管理課	原子力安全研究協会	固体廃棄物処理処分専門委員会委員	50. 9. 10 53. 3. 31
"	"	原子力環境整備センタ	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
"	"	"	現状における放射線管理測定技術講 習会講師	52. 5. 27
"	"	日本電気計測器工業会	IEC/TC 45 (原子力測定装置) 国内対策委員会委員	52. 4. 28 54. 3. 31
"	"	"	IEC/SC 45 B (保健物理用測定装置) 分科委員会委員	52. 4. 28 54. 3. 31

氏名	所属	委嘱元	兼職事項	期間
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	52. 4. 1 53. 4. 1
"	"	科学技術庁 原子力安全局	放出放射性物質測定技術小委員会	53. 1. 11 53. 8. 30
"	"	日本保健物理学会	現状における放射線管理測定技術 講習会講師	52. 5. 27
角川正義	保安管理室	原子力安全研究協会	保管分科会	52. 4. 1 53. 3. 31

4.9 その他(発明発見等)特許申請

氏名	標 題	申請月日
阿部昌義 他2名	ハーフボディスーツを具えたグローブボックス	1978年2月6日
南清水 賢太郎 滋	照射線量測定器の校正装置	1978年3月14日

編 集 後 記

編集方針は、基本的には従来とかわっていない。しかし、今回は特に、各研究所間の同一内容に対する項目の一元化をはかるよう努めた。また、新たに、「東京地区における安全管理」についても加えられた。

ICRU の勧告をうけた計量法の一部改正があったが、同法には従来の単位が補助単位として採用されているので、従来の単位を用いることとした。

東海研究所および大洗研究所を含む組織改正等に伴い、本報告書の内容、形式についても見直す時期に来ていると思われる。

(記：大畑)

編 集 委 員 会

委員長	吉 田 芳 和 (東海研究所保健物理部次長)
幹 事	大 畑 勉 (東海研究所保健物理部放射線管理第 2 課)
委 員	半 田 宗 平 (日本原子力研究所安全管理室)
	梁 瀬 芳 晃 (東海研究所保健物理部放射線管理第 1 課)
	松 野 見 爾 (" 放射線管理第 2 課)
	高 田 和 夫 (" 体内放射能課)
	伊 藤 精 (" 線量計測課)
	森 下 悟 (" 放射性汚染処理第 1 課)
	斉 藤 公 明 (東海研究所環境安全研究部環境第 1 研究室)
	角 川 正 義 (東海研究所保安管理室)
	森 繁 (高崎研究所管理部安全管理課)
	北 野 匡四郎 (大洗研究所管理部放射線管理課)
	佐 藤 元 昭 (" 放射性廃棄物処理課)
事務局	小野寺 哲 哉 (東海研究所保健物理部保健物理業務課長)
	高 橋 次 郎 (" 保健物理業務課)
	窪 木 信 吾 (")

「保健物理と安全管理」No.20 正誤表

頁	行	誤	正								
1	下 6	………構じた………	………講じた………								
19	下 12	安全啓蒙	安全啓蒙								
39	下 6	(4)NS <u>S</u> R	(4)NS <u>R</u> R								
41	Table B.5.2-1 中 (プルトニウム研究1棟欄)	(ステップ I) (ステップ II, III)	(スタック I) (スタック II, III)								
57	上 4	pear) ……	peak) ……								
87	下 2	SYSTEM <u>N</u>	SYSTEM <u>M</u>								
"	下 3	………白質………	………蛋白質………								
"	下 9	…(GOT), 乳酸脱水………	…(GOT), <u>グルタミン酸ピルビン酸トランスアミラーゼ(GPT)</u> , 乳酸脱水………								
89	Table C. 1.5-1 中 (1行目項目欄)	\項目	<u>人数</u> \項目								
"	"	TTT	Kunkel U TTT								
"	"	ZTT	Kunkel U ZTT								
"	"	LAP	G-Ru LAP								
"	"	ALP	K-Au ALP								
"	"	GOT	Karmen U GOT								
"	"	GPT	Karmen U GPT								
"	"	LDH	C·W·U LDH								
"	"	Amy	IU/ℓ Amy								
96	Table D. 1.2-3中下14	ボイラの <u>小</u> 管理技術講習	ボイラの <u>水</u> 管理技術講習								
100	Table D. 1.4-1中	<table border="1"> <thead> <tr> <th>発生年月日</th> <th>発生状況</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1978年 3月9日</td> <td>…第2排出槽…</td> </tr> </tbody> </table>	発生年月日	発生状況	1978年 3月9日	…第2排出槽…	<table border="1"> <thead> <tr> <th>発生年月日</th> <th>発生状況</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1978年 3月9日</td> <td>…第2排水槽…</td> </tr> </tbody> </table>	発生年月日	発生状況	1978年 3月9日	…第2排水槽…
発生年月日	発生状況										
1978年 3月9日	…第2排出槽…										
発生年月日	発生状況										
1978年 3月9日	…第2排水槽…										
110	Fig. D. 3.4-1 中	放出蓄圧タンク	放出蓄圧タンク								
153	下 2	この <u>この</u> ………	この………								
156	上 13	………することができる。	………することができる。(佐藤)								
157	上 5	………3 <u>の</u> 法………	………3 <u>σ</u> 法………								
170	下 3	………時間t (h) ……	………時間t (S) ……								
178	下5および下7	………液浸法………	………液シ <u>ン</u> 法………								
182	上 2	液浸法………	液シ <u>ン</u> 法………								
230	下 8	………考慮している)。	………考慮している)。(城谷)								