

JAERI - M
84-156

保健物理—管理と研究—No.26
(1983年度)

1984年10月

東海研究所保健物理部
高崎研究所管理部安全管理課
大洗研究所管理部放射線管理課
" 放射性廃棄物処理課

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1984

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 印刷 いばらき印刷(株)

Health Physics in JAERI. No.26
(April 1, 1983 ~ March 31, 1984)

Department of Health Physics,
Tokai Research Establishment Safety Division,
Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment
Radiation Control Division, and Waste Management and
Decontamination Division, Oarai Research Establishment

(Received August 2, 1984)

In the annual report No.26 (fiscal 1983) are described the activities of health physics including radioactive waste management in Tokai Research Establishment, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment and Oarai Research Establishment.

In all the three research establishments, radiation monitoring in nuclear facilities, individual monitoring, environmental monitoring and maintenance of measuring instruments were carried out as in the previous years.

There were no occupational exposures exceeding the maximum permissible doses and no releases of radioactive gaseous and liquid wastes beyond the release limits specified according to the regulations. In the environment there were observed no abnormal radioactivities due to facilities.

In Tokai and Oarai Research Establishments, radioactive waste management including decontamination was carried out and radioactive solid wastes were stored in the same way as in the previous years.

Technology development and research

Technology developments were made as in the previous years for improving the techniques and methods in monitoring of individuals, facilities and environment, radiation measurement instrumentation and also in waste management and decontamination. The following works were made in the researches of radiation dosimetry, body radioactivity and airborne radioactivity.

保健物理 - 管理と研究 - No.26
(1983年度)

東海研究所保健物理部
高崎研究所管理部安全管理課
大洗研究所管理部放射線管理課
放射線管理課
放射線管理課

(1984年8月2日受理)

本報は、1983年度の日本原子力研究所の東海、高崎および大洗の各研究所における放射性廃棄物処理を含む保健物理業務について、管理、技術開発および研究の3部門に分けて概要を記述したものである。

各研究所とも、施設の放射線管理、個人被曝管理、環境放射線監視、放射線管理用機器の管理および放射性廃棄物の処理などの日常業務は、前年度と同様に滞りなく実施した。

放射線作業者の個人被曝線量については、最大許容線量を超える被曝はなかった。各施設から放出した気体および液体廃棄物中の放射性物質の量および濃度は、いずれも保安規定などに定められている放出管理の基準以下であった。また、環境放射線監視結果についても異常は認められなかった。

For radiation dosimetry: a benchmark experiment for γ -ray skyshine to examine the calculation code, shielding effect of buildings for radiation from radioactive effluent released in reactor accidents, distribution apparatus for gaseous tritium standard sources to calibrate tritium monitors, a method for making large-area plane β -ray sources using ion-exchange membrane, and portable calibration apparatus for radioactive gas monitors installed in facilities.

For body radioactivity: investigation on realistic chest phantom for an assessment of Pu in lung, measurement of chest wall thickness using an water balance test ultra-sonic device derivation of the equation for the urinary excretion of Am following a single uptake, and experiment on the relationship between depth dose and chromosome aberration.

For airborne radioactivity: adsorption of radioactive elemental iodine gas on atmospheric particles, monitoring method for radioiodine in nuclear accidents, and sheltering effect of houses for radioactive effluents.

Keywords: Health Physics, Radiation Monitoring, Waste Management, Waste Treatment, Radiation Dosimetry, External Exposure, Internal Exposure, Environmental Monitoring, Radiation Protection

ま え が き

本報告書は放射性廃棄物管理を含む保健物理部門における1983年度の業務の総括報告書で、次のページに示される各組織の業務の概要を管理、技術開発および研究の3部に分けて記述してある。

各施設の区域放射線管理、個人被曝管理、環境放射線監視、放射線管理用機器の管理および放射性廃棄物の処理などの定常業務は、1982年度に引き続き滞りなく実施された。また、設備機器の新設・更新にさいしては、機械化自動化を含めた効率的な管理方式の導入と機能の充実につとめた。また、原子炉の改造解体に係る放射線管理技術の開発検討等を行った。

放射性廃棄物管理面では、1982年度に引き続き放射性廃棄物の処理や保管、汚染除去等の業務を実施した。

技術開発業務においては、管理業務に直接反映する事項として、被曝線量評価、施設の改修、計算機システムによる効率化や解体廃棄物を含む放射性廃棄物の処理、保管や施設表面材の除染に関する技術開発などが進められた。

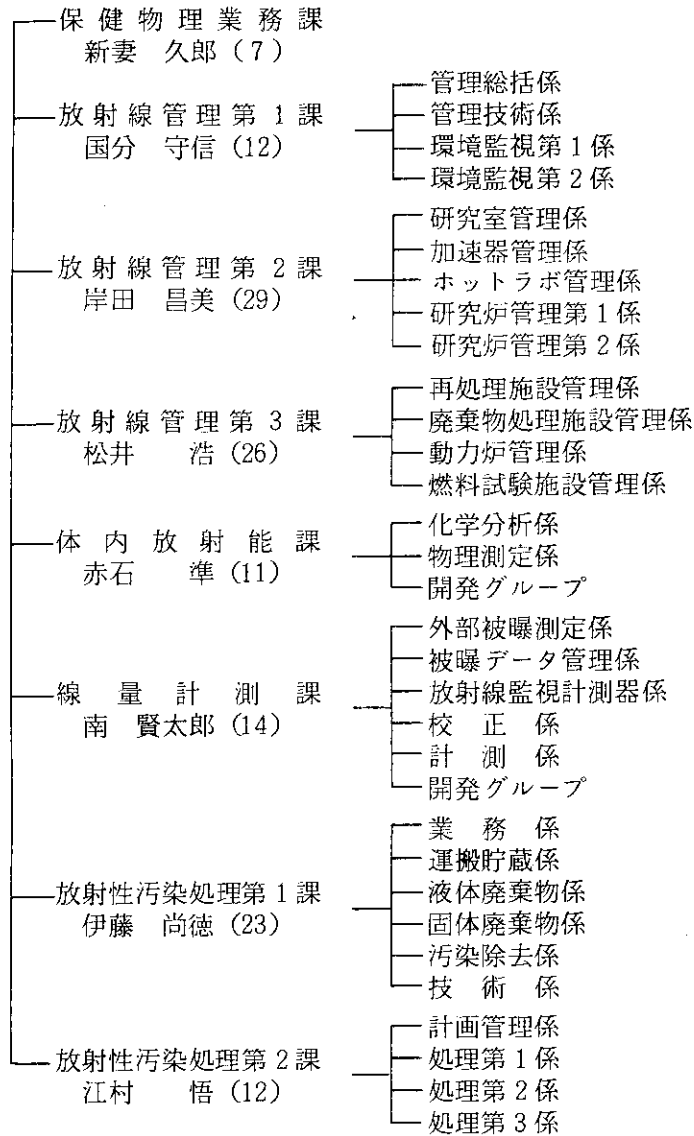
研究業務においては、研究所内外の要請に応えるため、1982年度に引き続き緊急時対策、トリチウム安全技術等に関連したテーマが重点的に進められた。特に、放射性ガスを用いたガスモニタの校正装置、校正用大面積 β 線源および肺モニタ校正用ファントムなどの開発において進展が認められた。また、環境におけるヨウ素の挙動とモニタリング技術および家屋の放射線・放射能防護効果の研究においても有益な成果が得られた。

1983年度は、基準値を超える被曝や汚染などはなかった。

(吉田芳和)

東海研究所保健物理部

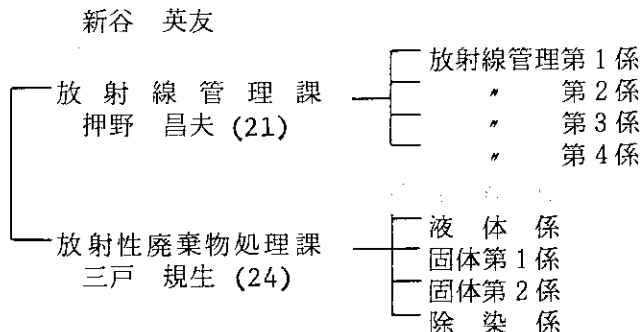
吉田 芳和 (137) 1984年3月31日現在
 (次) 沼宮内弼雄 ()内職員数



高崎研究所管理部

竹内 茂夫
 安全管理課
 加古 俊昭 (4)

大洗研究所管理部



March 31, 1984

(): Number of Personnel

Department of Health Physics, Tokai Research
Establishment (137)

- Health Physics Administration Division (7)
- Radiation Control Division I (12)
- Radiation Control Division II (29)
- Radiation Control Division III (26)
- Bioassay Division (11)
- Radiation Dosimetry Division (14)
- Waste Disposal and Decontamination
Division I (23)
- Waste Disposal and Decontamination
Division II (12)

Department of Administrative Services, Takasaki
Radiation Chemistry Research Establishment

Safety Division (4)

Department of Administrative Services, Oarai
Research Establishment

- Radiation Control Division (21)
- Waste Management and Decontamination
Division (24)

目 次

1. 管 理

1 A 東海研究所	1
1 A.1 総 括	1
A.1.1 概 要	1
A.1.2 管理区域	2
A.1.3 排気および排水の管理データ	9
A.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量	18
A.1.5 環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量	19
A.1.6 放射性汚染および被曝（事故等）	20
A.1.7 放射性同位元素の保有状況	21
1 A.2 個人被曝線量の管理	24
A.2.1 概 要	24
A.2.2 外部被曝線量の管理	24
A.2.3 内部被曝線量の管理	29
A.2.4 個人被曝線量等の登録	31
1 A.3 施設の放射線管理	32
A.3.1 概 要	32
A.3.2 第1研究棟西棟改修工事の放射線管理	33
A.3.3 ホットラボの排気2-2系統浄化設備更新工事に伴う放射線管理	35
A.3.4 JRR-2主重水熱交換器（DE-1）交換作業時の放射線管理	37
A.3.5 JRR-2主重水ポンプ分解点検作業時の放射線管理	39
A.3.6 JRR-3の極低温照射装置撤去作業時の放射線管理	41
A.3.7 再処理特研廃液長期貯蔵施設LV-3~6区画除染作業時の放射線管理	43
A.3.8 再処理特研における廃液操作貯蔵室タンク室内除染作業時の放射線管理	47
A.3.9 第2廃棄物処理棟処理セル除染作業時の放射線管理	51
A.3.10 燃料試験施設セル除染作業時の放射線管理	54
A.3.11 PNS-Aの解体撤去作業時の放射線管理	56
A.3.12 放射性汚染等の概況	56
1 A.4 環境放射能の管理	57
A.4.1 概 要	57
A.4.2 環境放射線のモニタリング	57
A.4.3 環境試料のモニタリング	63
1 A.5 放射線計測器類の管理	70

A. 5. 1	概 要	70
A. 5. 2	サーベイメータの校正	70
A. 5. 3	放射線監視計測器の管理	71
A. 5. 4	放射線管理試料の計測	72
1 A. 6	放射性廃棄物の管理および汚染除去	73
A. 6. 1	概 要	73
A. 6. 2	放射性廃棄物の管理	74
A. 6. 3	汚染除去	80
A. 6. 4	廃棄物処理施設の整備	82
1 B	高崎研究所	85
1 B. 1	放射線管理	85
B. 1. 1	概 要	85
B. 1. 2	個人被曝線量の管理	85
B. 1. 3	施設の放射線管理	85
B. 1. 4	放射線計測器の管理	86
1 C	大洗研究所	89
1 C. 1	総 括	89
C. 1. 1	概 要	89
C. 1. 2	管理区域	90
C. 1. 3	排気および排水の管理データ	91
C. 1. 4	放射性廃棄物の保管廃棄量	94
C. 1. 5	環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量	95
C. 1. 6	放射性汚染および被曝（事故等）	95
C. 1. 7	放射性同位元素の保有状況	95
1 C. 2	個人被曝線量の管理	97
C. 2. 1	概 要	97
C. 2. 2	外部被曝線量の管理	97
C. 2. 3	内部被曝線量の管理	99
1 C. 3	施設の放射線管理	100
C. 3. 1	概 要	100
C. 3. 2	JMTR 炉室内放射線モニタの更新	100
C. 3. 3	JMTR ベリリウム反射体交換作業時の放射線管理	101
C. 3. 4	放射性廃棄物処理場における被曝状況	102
C. 3. 5	放射性汚染等の概況	105
1 C. 4	環境放射能の管理	106
C. 4. 1	概 要	106

C. 4. 2	環境放射線のモニタリング	106
C. 4. 3	環境試料のモニタリング	108
1 C. 5	放射線計測器類の管理	111
C. 5. 1	概 要	111
C. 5. 2	サーベイメータ等の管理	111
C. 5. 3	放射線監視計測器の管理	112
1 C. 6	放射性廃棄物の管理および汚染除去	113
C. 6. 1	概 要	113
C. 6. 2	放射性廃棄物の管理	113
C. 6. 3	汚染除去	118
C. 6. 4	廃棄物処理施設の整備	120
2.	技術開発	123
2. 1	個人被曝線量の管理	123
2. 1. 1	概 要	123
2. 1. 2	NTA フィルム 飛跡計測法の改良	123
2. 1. 3	放射性物質非取扱者の尿のバックグラウンド放射能レベル	126
2. 1. 4	肺モニタ用ホスイッチ検出器の導入および特性試験	129
2. 1. 5	肺からの低エネルギー光子の測定への半導体検出器の適用性の検討	131
2. 1. 6	肺中のプルトニウム測定評価のためのリバモア人体模型比較実験	133
2. 2	施設の放射線管理	135
2. 2. 1	概 要	135
2. 2. 2	ホットラボスタックガスモニタの ⁴¹ Ar, ⁸⁵ Kr に対する校正	135
2. 2. 3	パラジウム触媒のガス状トリチウムに対する酸化効率	137
2. 2. 4	原子炉解体における放射線管理技術の開発(I)	140
2. 2. 5	燃料試験施設セル除染作業時における空气中放射能濃度と粒径分布	141
2. 2. 6	燃料試験施設セル除染作業時における表面汚染密度と再浮遊係数	144
2. 2. 7	ホットセル除染作業時における表面汚染の再浮遊係数	146
2. 3	環境放射能	149
2. 3. 1	概 要	149
2. 3. 2	携帯型広レンジγ線線量率測定記録装置の試作	149
2. 4	放射線計測	153
2. 4. 1	概 要	153
2. 4. 2	2π α /β計数装置の自動測定システム	153
2. 4. 3	校正用熱中性子照射場の開発	155
2. 4. 4	X線発生装置のフィルタろ過X線の特性	156
2. 4. 5	パルス状X線モニタの特性	159
2. 4. 6	ガスモニタの ³ Hガスによる校正	161

2.5	放射性廃棄物の処理および汚染除去	163
2.5.1	概 要	163
2.5.2	蒸発濃縮液および貯槽内沈殿物の性状調査	163
2.5.3	低・中レベル液体廃棄物管理のプログラム作成	167
2.5.4	廃棄物パッケージの放射能評価法の開発	170
2.5.5	低レベル蒸発処理装置の解体方法の改良	172
2.5.6	解体廃棄物の処理, 保管および処分技術の開発(I)	176
2.5.7	中・高レベル固体廃棄物の分別管理法の開発	177
2.5.8	β ・ γ 固体廃棄物の熱分解試験II)	179
2.5.9	原子力施設用汚染防護塗料の除染試験	184
2.5.10	剝離性塗料による除染試験	186
2.5.11	低レベル β ・ γ 固体廃棄物の帳票管理コードの開発	190
3.	研 究	195
3.1	放射線計測	195
3.1.1	概 要	195
3.1.2	γ 線スカイシャイン・ベンチマーク実験II)	195
3.1.3	家屋等の放射線遮蔽効果II)	197
3.1.4	可搬式ガスモニタ校正装置の特性試験	199
3.1.5	校正用トリチウムガス線源作製法の開発	200
3.1.6	イオン交換膜を利用した大面積平面 β 線線源作製法の開発	202
3.2	身体放射能	204
3.2.1	概 要	204
3.2.2	肺モニタ用ファントムの開発(I)	204
3.2.3	胸部軟組織厚の評価	208
3.2.4	血中に単一的に取り込まれたアメリシウムの尿中排泄式の誘導	210
3.2.5	深部線量と染色体異常II)	212
3.3	空気汚染	214
3.3.1	概 要	214
3.3.2	大気エアロゾルへの放射性元素状ヨウ素ガスの吸着	214
3.3.3	緊急時ヨウ素モニタリング法の開発	216
3.3.4	家屋等の放射能防護効果II)	
	隙間の通気抵抗係数と抵抗指数および家屋の風圧係数の測定	219
付 録		221
1.	外部投稿	221
2.	JAERI-Mレポート	223
3.	所内資料	224

4. 口頭発表および講演	226
5. 特許申請および登録	231
6. 受託調査・研究	231
7. 講師招へい（講演）	232
8. 所外研修コースへの協力	232
9. 所内研修コースへの協力	233

Contents

1. Monitoring and Maintenance	
1A Tokai Research Establishment	1
1A.1 General	1
A.1.1 Summary	1
A.1.2 Controlled Area	2
A.1.3 Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	9
A.1.4 Waste Management and Monitoring	18
A.1.5 Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	19
A.1.6 Radiological Incidents	20
A.1.7 Inventory of Radioisotopes	21
1A.2 Individual Monitoring	24
A.2.1 Summary	24
A.2.2 Monitoring for External Exposure	24
A.2.3 Monitoring for Internal Exposure	29
A.2.4 Registration of Personnel Exposure	31
1A.3 Radiation Monitoring in Nuclear Facilities	32
A.3.1 Summary	32
A.3.2 Radiation Monitoring in Dismantling of Experimental Equipments in Laboratory Building 1	33
A.3.3 Radiation Monitoring in Renewal of Air-Cleaning Systems in Hot Laboratory	35
A.3.4 Radiation Monitoring in Exchange of Heat Exchanger of JRR-2	37
A.3.5 Radiation Monitoring in Overhaul of Main Heavy Water Pump of JRR-2	39
A.3.6 Radiation Monitoring in Removal of LHTL in JRR-3	41
A.3.7 Radiation Monitoring in Decontamination of Tank Yard in Radioactive Waste Storage Facility of Fuel Reprocessing Laboratory	43
A.3.8 Radiation Monitoring in Decontamination of Tank Room in Liquid Waste Management Facility of Fuel Reprocessing Laboratory	47
A.3.9 Radiation Monitoring in Decontamination of Treatment Cell in Intermediate-Level Wastes Treatment Facility ...	51

A.3.10	Radiation Monitoring in Decontamination of $\beta(\gamma)$ Concrete Cell in Reactor Fuel Examination Facility	54
A.3.11	Radiation Monitoring in Dismantling of Pulse Neutron Source-A	56
A.3.12	Unexpected Radiation Exposures and Surface Contaminations	56
1A.4	Environmental Monitoring	57
A.4.1	Summary	57
A.4.2	Monitoring for Environmental Radiation	57
A.4.3	Monitoring for Environmental Samples	63
1A.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	70
A.5.1	Summary	70
A.5.2	Calibration of Survey Meters	70
A.5.3	Maintenance of Monitors	71
A.5.4	Radiation Counting of Samples	72
1A.6	Waste Management and Decontamination	73
A.6.1	Summary	73
A.6.2	Radioactive Waste Management	74
A.6.3	Decontamination	80
A.6.4	Construction of Waste Treatment Facilities and Dismantling of the Incinerator	82
1B	Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	85
1B.1	Radiation Monitoring	85
B.1.1	Summary	85
B.1.2	Individual Monitoring	85
B.1.3	Radiation Monitoring in Facilities	85
B.1.4	Maintenance of Monitors and Survey Meters	86
1C	Oarai Research Establishment	89
1C.1	General	89
C.1.1	Summary	89
C.1.2	Controlled Areas	90
C.1.3	Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	91
C.1.4	Waste Management and Monitoring	94
C.1.5	Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	95
C.1.6	Radiological Incidents	95

C.1.7	Inventory of Radioisotopes	95
1C.2	Individual Monitoring	97
C.2.1	Summary	97
C.2.2	Monitoring for External Exposure	97
C.2.3	Monitoring for Internal Exposure	99
1C.3	Radiation Monitoring in Facilities	100
C.3.1	Summary	100
C.3.2	Renewal of Radiation Monitors in JMTR	100
C.3.3	Radiation Monitoring in Renewal Work of Beryllium Reflectors of JMTR	101
C.3.4	Exposure Dose of Workers in Oarai Radioactive Waste Facilities	102
C.3.5	Unexpected Radiation Exposures and Surface Contaminations	105
1C.4	Environmental Monitoring	106
C.4.1	Summary	106
C.4.2	Monitoring for Environmental Radiation	106
C.4.3	Monitoring for Environmental Samples	108
1C.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	111
C.5.1	Summary	111
C.5.2	Maintenance of Survey Meters	111
C.5.3	Maintenance of Monitors	112
1C.6	Waste Management and Decontamination	113
C.6.1	Summary	113
C.6.2	Radioactive Waste Management	113
C.6.3	Decontamination	118
C.6.4	Maintenance and Construction of Facilities	120
2.	Technology Development	
2.1	Monitoring for Personnel Exposure	123
2.1.1	Summary	123
2.1.2	Improvement of Track Counting Method for NTA Film	123
2.1.3	Background Radioactivity Levels of Urines Collected from Non-Exposed Subjects	126
2.1.4	New Chest Counter Using Dual Phoswich Detectors for a Measurement of Plutonium in Lungs	129

2.1.5	Investigation of Hyperpure Germanium Detector Array for the Assessment of Plutonium in Lungs	131
2.1.6	Intercomparison Study of Livermore Phantom as a Calibration Standard in the Assessment of Plutonium in Lungs	133
2.2	Radiation Monitoring in Facilities	135
2.2.1	Summary	135
2.2.2	Calibration of the Stack Gas Monitor in Hot Laboratory for ^{41}Ar , ^{85}Kr	135
2.2.3	Measurement of Oxidation Efficiency of Palladium Catalyst for Tritium Gas	137
2.2.4	Development of Radiation Monitoring Technique for Nuclear Reactor Decommissioning (I)	140
2.2.5	Radioactive Concentration in Air and the Size of Aerosol Particles in Decontamination of the Cells in Reactor Fuel Examination Facility	141
2.2.6	Surface Contamination Density and Resuspension Factor in Decontamination of the Cells in Reactor Fuel Examination Facility	144
2.2.7	Resuspension Factor in Cell Decontamination in Oarai Hot Lab.	146
2.3	Environmental Monitoring	149
2.3.1	Summary	149
2.3.2	Manufacture of B.G. \sim 10R/h γ ray Recording Survey Meter	149
2.4	Radiation Measurement Instrumentation	153
2.4.1	Summary	153
2.4.2	The Computer Controlled 2π Alpha/Beta Counting System and Comparison of Measurement Results of Plane Sources with that by ETL	153
2.4.3	Development of Thermal Neutron Irradiation Field for Routine Calibration of Radiation Protection Instruments	155
2.4.4	Measurement of Filtered Continuous X-ray Properties	156
2.4.5	Characteristics of the Pulsed X-ray Monitor	159
2.4.6	Calibration of Gas Monitors with Tritium Gas	161

2.5	Waste Management and Decontamination	163
2.5.1	Summary	163
2.5.2	Study on Property of Evaporator Concentrates and Sludges in Storage Tanks	163
2.5.3	Computer Programing for Low and Intermediate Liquid Waste Management	167
2.5.4	Development of Method for Estimation of in Waste Packages	170
2.5.5	Improvement of Cutting Method for Volume Reduction of Low Level Liquid Waste Evaporating Facility	172
2.5.6	Development of Decommissioning Waste Management Techniques	176
2.5.7	Introduction of Selected Management on Radioactive Waste	177
2.5.8	Pyrolysis Test of β, γ Solid Wastes (II)	179
2.5.9	Decontamination Test of Protective Paints for Nuclear Facilities	184
2.5.10	Test of Strippable Coating Decontamination	186
2.5.11	Computer Program for Management of Low-Level β, γ Solid Waste	190
3.	Research	
3.1	Radiation Dosimetry	195
3.1.1	Summary	195
3.1.2	A Benchmark Experiment for γ -ray Skyshine (III)	195
3.1.3	Shielding Effect of Buildings for Radiation (II)	197
3.1.4	Characteristics of Portable Calibration Apparatus for Radioactive Gas Monitor	199
3.1.5	Development of Method of Gaseous Tritium Source Preparation	200
3.1.6	Development of the Method for Making Large-Area Plane β -ray Source Using Ion-Exchange Membrane	202
3.2	Body Radioactivity	204
3.2.1	Summary	204
3.2.2	Realistic Chest Phantom for an Assessment of Pu in Lungs	204
3.2.3	Measurement of Chest Wall Thickness Using an	

Ultra-Sonic Device	208
3.2.4 Derivation of the Equation for the Urinary Excretion of Americium Following a Single Uptake	210
3.2.5 Depth Dose and Chromosome Aberration (II)	212
3.3 Airborne Radioactivity	214
3.3.1 Summary	214
3.3.2 Adsorption of Radioactive Elemental Iodine Gas on Atomospheric Particles	214
3.3.3 Development of Monitoring Method for Radioiodine in Nuclear Reactor Accidents	216
3.3.4 Sheltering Effect of Houses for Radioactive Effluent (II) Measurements of Coefficient and Exponent of Air Flow Resistance for Gap and Wind Pressure Coefficient of House	219

Appendix

1. Journal Papers	221
2. Papers Published as JAERI-M Report	223
3. Papers Published as Internal Report	224
4. Oral Presentations	226
5. Patents	231
6. Entrusted Works	231
7. Lectures by Outside Persons	232
8. Training Courses for Outside Organizations	232
9. Training Courses in JAERI	233

1 A 東海研究所

1 A.1 総括

A.1.1 概要

各施設の区域放射線管理，個人被曝管理，環境放射線監視，放射線管理用機器の管理および放射性廃棄物の処理などの定常業務は，1982年度に引き続き滞りなく実施された。また，設備機器等の新設・更新にさいしては，機械化自動化を含めた効率的な管理方式の導入と機能の充実につとめた。

区域放射線管理については，第1研究棟西棟改修工事の排気設備撤去作業のほか各種作業の放射線管理を実施するとともに，原子炉解体に係る放射線管理技術の開発および原子炉改造に係る放射線管理の検討等を行った。また，JT-60実験棟の放射線管理機器の整備を進め，運転開始に備えた。

放射線作業者の個人被曝線量については，外部全身被曝の最大は580mrem，平均は10mrem，であった。有意の内部被曝はなく，管理区域随時立入者などを含めて最大許容線量を超える被曝はなかった。放射線作業の集団線量は，東海研究所職員（1314人）で9.05人・レム，外来業者等（1766人）で20.67人・レム，合計で29.72人・レムであった。

1983年度に各施設から放出された気体および液体廃棄物中の放射性物質の量および濃度は，いずれも保安規定などに定める放出管理の基準値以下であった。また，年間放出量に基づいて算出された周辺環境における被曝線量は，放射性希ガスによる全身被曝線量が年間最大0.13mrem（JRR-2南西方向周辺監視区域境界），液体廃棄物中の主要核種による全身被曝は年間 1.1×10^{-3} mrem であって，原子炉保安規定に規定されている周辺公衆の線量目標値，年間5mremより小さい。なお，環境放射線監視結果についても異常は認められなかった。

放射性廃棄物は，処理設備で減容・固化・密封され，保管体として収容された。放射性固体廃棄物として収容された保管廃棄体の数量は，低レベル保管体2564本で1982年度に比較してやや増加した。異形保管体，中レベル保管体および高レベル保管体は合計362m³であり，1982年度に比較して増加した。これは主にJRR-3改造計画に伴う炉室内実験装置等の撤去および第1研究棟西棟の改修工事に伴う異形保管体等が多量に生じたためである。

放射線管理用モニタ類は，年次計画に基づいて更新したほか，研究炉地区における放射線管理用モニタの集中監視システムの整備を進め，1983年度はJRR-4，SHEのシステム整備を実施した。

放射線作業の安全確保に重要な意義をもつ教育訓練には積極的に協力した。すなわち，原子炉研修所，RI研修所において定期的に行われる各種研修，新入職員および放射線作業従事者訓練などに当部職員が講師および実習指導員として参加したほか，各作業現場において外来業者を含む作業者の教育訓練を積極的に行った。

(沼宮内弼雄)

A.1.2 管理区域

原子炉施設保安規定第2編第1条，第2条，核燃料物質使用施設等保安規定第2編第1条，第2条および放射線障害予防規定第48条に基づき設定されている第1種管理区域および第2種管理区域（一時的に設定されたものは除く）をそれぞれTable A.1.2-1 およびTable A.1.2-2に示す。1983年度中に新たに設定された主要な管理区域は，第1種管理区域では環境シミュレーション試験棟，第2種管理区域では二相流ループ実験棟である。

1983年度中に一時的に設定および解除された管理区域の件数は第1種管理区域69件，第2種管理区域22件であった。その主な設定理由は，第1種管理区域は排気フィルタ交換などの排気設備の保守作業（62件），第2種管理区域はX線などによる非破壊検査作業（20件）である。

（大久保勝一）

Table A.1.2-1 第1種管理区域

（東海研究所，1984年3月31日現在）

建 家	範 囲	適 用 規 定
第 1 研 究 棟	地下1階：001-A号室（核燃料倉庫） 東側3階全域	放射線障害予防規定
第 3 研 究 棟	020号室（RI庫），2階東側半分，3階東側半分	放射線障害予防規定
第 4 研 究 棟	地下1階：廃液タンク室 1階：放射線管理室，事務室，給気 フィルター室およびコールド便所を除く区域 2階：全域 3階：全域 4階：全域	放射線障害予防規定
放射線標準施設棟	2階：202，204，206号室，第1貯蔵室	放射線障害予防規定
タンデム加速器 建 家	地下1階：照射室，ホット測定室，汚染検査室 1階：ホット化学実験室，RI貯蔵庫，核燃料保管 庫	放射線障害予防規定
セラミック特研	6，7，9，10，13，14，15，16，17，18，19，20号室	放射線障害予防規定
冶金特研	5，6，7，8，9，10，11，12，13，14，15，16，17，18号室， 核燃料貯蔵庫， 核燃料貯蔵庫から玄関までの廊下	放射線障害予防規定
リニアック	化学実験室	放射線障害予防規定
J R R - 1	セミホット実験室，測定室，化学実験室，放射性 物質貯蔵室，X線発生装置使用室，汚染検査室 炉室地下（サブパイル室）	放射線障害予防規定
ホットラボ	冶金ケーブ（含地下），冶金サービスエリア，冶 金操作室，冶金汚染除去室，排風機室，ホットス	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定 放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
J R R - 2 炉管理部格納庫 新核燃料倉庫 開発試験室	トレージ, 化学操作室, 化学汚染除去室, ジュニアケープ, 化学サービスエリア, セミホットセル室, 更衣室, 鉛セル操作室, 黒鉛材料研究室, 黒鉛材料準備室, ホット実験室, モニタリングケープ, 化学ケープ, 鉛セル, スチールセル, マニプレータ修理室, ドライエリア 炉室, 制御室, エアロック, ロッカー室と炉室の間の廊下, 実験準備室南側化学実験エリア, 炉室入口より通じる作業衣掛場に隣接する区域およびロッカー室に隣接する区域 全 域 全 域 SHE 炉室, SHE 燃料作業室, SHE 燃料貯蔵室, 化学実験室	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定 原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定 使用施設等保安規定 放射線障害予防規定
R I 製造棟	201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210, 211, 212, 213, 214, 215, 216, 302, 303, 304, 305, 307, 310, 311, 312, 313 号室, 300 番台地下室, セミホット廊下, ホット中央廊下, 渡り廊下, 401, 402, 403, 404, 405, 406, 407 号室, 地階タンク室 309 号室, 309 号地階 502 号室 (地階)	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定 使用施設等保安規定 放射線障害予防規定
J R R - 3	炉室 (地階, 1 階, 中 2 階), ロッカー室, 使用済燃料室および同地階, 付属建家廊下および測定室	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定
J R R - 4	地下 FFD 室, 冷却機器室, 測定室, リドタンク, ローディングドッグ A, B, リフト, 燃料倉庫, ロッカー室, 炉室とロッカー室との間の廊下, 2 階 No. 1 プール, No. 2 プール, 測定室, 制御室, 散乱実験室, 炉室, ホット実験室, 線源置場	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定
プルトニウム研究 1 棟	101, 102, 103, 104, 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111, 113, 114, 115, 116, 3, 4, 5, 6 号室, ホット便所, シャワー室, 更衣室, 廃液貯槽室	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定
再処理特別研究棟	再処理特研: 121, 122, 123, 124, 131, 132, 133, 134, 135, 136, 137, 138, 139, 140, 142, 143, 144, 145, 221, 222, 223, 231, 232, 233, 241, 242, 243, 244, 323, 324 ホットケープ, 分析セル, Pu セル, 溶媒回収セルサ	放射線障害予防規定 使用施設等保安規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
プルトニウム研究 2棟	ブケープ, II棟ポンプ室廃液操作室, 地下1階サンプリング室, 地下2階タンク室, ポンプ室 廃液長期貯蔵室: 地階ポンプ室, 高レベル廃液貯蔵室, トランスミッター室, サンプリング室, Al 廃液貯蔵室, IAW貯蔵室 1,2号室, 廊下	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
再処理試験室 ウラン濃縮研究棟	5,7,8,9,10,11,12,13,14,15号室, 廊下 レーザー実験室, 核燃料貯蔵庫	放射線障害予防規定
処理処分開発棟	大実験室, 小実験室, 供試体製作室, 中実験室, 測定室	放射線障害予防規定
フッ素実験室	N-3, N-4, S-1, S-2, S-3, S-4, S-5, S-6, 暗室, 汚染検査室, 廊下	放射線障害予防規定
廃棄物処理場	液体廃棄物処理施設: 汚染検査室, 低レベル蒸発 処理装置室1階および2階の全域, 中レベル蒸発 処理装置室の1階, 2階および地階の全域, 分析 室, 化学実験室, 計測室, 低レベル廃液貯槽室お よびタンクヤード, 中レベル廃液貯槽室, 廃液格 納庫, 受入検査室, 処理済廃液貯槽と屋外フェン スで囲まれた区域内 固体廃棄物処理施設: 汚染検査室, 焼却処理室1 階および2階の全域, 圧縮処理室, 解体処理室と 屋外フェンスで囲まれた区域内 第1廃棄物処理棟: 汚染検査室, コントロール室, 排風機室, 機器室, 廃棄物一時置場, 灰取出し室 第2廃棄物処理棟: 1階: 資材室, 中央監視室, 測定室, 実験室, 操 作エリア, チェンジングルーム, 濃縮セル, 固化 セル, 処理済廃棄物収納セル, 廃棄物処理セル, 処理前廃棄物収納セル, 濃縮系機器室, アイソレ ーションルームNo.1, No.2, 容器搬入室, サービ スエリア, 除染室, 準備室, 熱媒ボイラー室 2階: クレーンホール, アスファルト溶解室 地階: 地階操作室, ホット機械室, 濃縮セル, ド ラム詰室, ポンプ室, 固化準備室, コンクリート 注入室, 凝縮水貯槽室, 前処理室, 処理前廃液貯	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定 放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
汚 染 除 去 室	槽室，固化系機器室，地下ホール，ポンプ室，中高レベルサンプタンク室 チェンジング室，ホット実験室，測定室，器材室，除染室，除染ホール，衣料分別室，衣料除染室，衣料汚染度測定室，検査室，衣料整理室	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定
廃棄物安全試験施設	居室を除く区域	放射線障害予防規定 使用施設等保安規定
F C A	炉室，作業室，燃料貯蔵室，エアロック室，セミホットラボ，更衣室	原子炉施設保安規定
T C A	第1燃料貯蔵室，第2燃料貯蔵室，燃料貯蔵室，作業室，炉室1階および地階，作業室と炉室の間，汚染検査室	原子炉施設保安規定
F N S 建 家	TAP室，ターゲット取扱保管室，第1ターゲット室，第2ターゲット室，加速器室，作業室，汚染検査室，ホット測定室，セミホット室，中2F，廃棄物一時貯蔵室，ホット機械室	放射線障害予防規定
J P D R	原子炉格納容器，スタック，地下道，オフガスタンク室 タービン建家：地下室全域，1階ホット用工作室，実験室，汚染検査室，実験準備室，計測室，化学実験室，機器搬入室，給水ポンプ室，樹脂再生室，復水脱塩器室，廃棄物処理設備制御室，コンデンサー室，浄化脱塩器室，再生熱交換器室，ろ過物貯蔵タンク室，M・Gセット室，タービンコンデンサー室，オフガス室，廃水タンク室	原子炉施設保安規定
N S R R	ダンプコンデンサ建家：地階全域，1階海水循環ポンプ室，コンデンサ室，給水ポンプ室，復水ポンプ室，樹脂再生室，復水脱塩器室，2階電気室，補給水脱塩器室，オフガス室，3階全域，緊急用建家，廃棄物処理建家，排風機建家，燃料貯蔵建家1階全域，屋外フェンスで囲まれた区域内 燃料棟：大実験室，校正室，組立検査室，燃料保管室，試験検査室 制御棟：更衣室，サンプリング室，燃料棟から更衣室までの廊下 原子炉棟：エアロック，ローディングエリア，実	原子炉施設保安規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
燃料試験施設 試験棟	<p>験エリア，燃料貯溜プール，原子炉プール，解体 エリア，補機エリア，RI一時貯蔵室，Rコンダク ト，セミホットケーブル，セミホットケーブルエリア， 強制冷却系エリア，中性子ラジオグラフィ室，ド レンタンクピット，サブパイル室，熱交ピット， 原子炉棟から制御棟までの渡り廊下 照射物管理棟：固体廃棄物一時保管室 地階：更衣室，廃液タンクエリア，ホット機械室， アイソレーションルーム，プール，アルゴン制御 室，セル操作室 1階：更衣室，ホット実験室，サービスエリア， プール，倉庫，アイソレーションルーム，α γセ ル，β γセル，操作室，暗室，マニプレーターメ ンテナンス室，実験室，測定室，計測器室(A)，(B)， 廃液タンクローリー接続所 2階：メンテナンスボックス，アイソレーショ ンルーム上面部，β γセル上面部</p>	<p>使用施設等保安規定 放射線障害予防規定</p>
環境シミュレーシ ョン試験棟	<p>地階：D.P.タンク室，ホット機械室， 配管ピット 1階：チェンジンクリーム，試料保管室，放射能 測定室，分配係数測定室，コントロール室，RI調 整室，RI貯蔵室，ウエザールーム，試験ホール， 廃棄物保管室，廃棄物処理室，除染室</p>	<p>放射線障害予防規定</p>
科学技術庁電源開 発促進対策特別会 計施設	<p>107, 108, 109, 110, 112 201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210, 吹 抜部分</p>	<p>放射線障害予防規定</p>

Table A.1.2-2 第2種管理区域

(東海研究所, 1984年3月31日現在)

建 家	範 囲	適 用 規 定
第 1 研 究 棟	地階：005, 007 1 階：101, 102, 103, 105, 106, 107, 109, 110 2 階：217	放射線障害予防規定
第 2 研 究 棟	地階：041, 042, 043, 044, 046 1 階：102, 109, 118, 120, 134, 136 2 階：230 3 階：334, 336, 342, 344, 345, 346, 347, 348	放射線障害予防規定
第 3 研 究 棟	地階：047	放射線障害予防規定
第 4 研 究 棟 放射線標準施設等	地下1階：共同溝(A), (B), (C) 1 階：第1照射室, 第2照射室, 第3照射室, 第4照射室, 第5照射室 地階：第2貯蔵室, 第4照射室	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
超高圧電顕建家 5 MeV V. D. G.	高圧タンク室, 地下全室 ターゲット室, マグネット室, 3, 5, 7, 9, 11, 13, 15, 17, 23, 25, 27号室, 中性子源倉庫, RI 倉庫	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
2 MeV V. D. G. タンデム加速器 建家	ターゲット室, マグネット室 タワー：地下2階～8階 地下2階：レーザー光源室, 廃液タンク室, 廃棄物一時保管場所, 密封線源貯蔵室, 通路 地下1階：ターゲット室, マグネット室 1 階：イオン源室, 入射マグネット室, 実験準備室, 実験室(4) 2 階：イオン源室, 軽イオンパブチャー室, 実験室(1), (2), (3)	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
使用済燃料貯蔵 施設	居室および機械室を除く区域	原子炉施設保安規定
工 作 工 場	特殊作業室	放射線障害予防規定
J F T - 2 建家	大実験室, 建家外東側区域	放射線障害予防規定
核 融 合 特 研	スパッタリング実験室	放射線障害予防規定
⁶⁰ Co 照 射 室	照射ケーブル室, 物理実験室 (開放研究室)	放射線障害予防規定
リ ニ ア ッ ク	コントロール室, モジュレータ室, 加速管室, ターゲット室, 中性子測定室, (5箇所) 周辺柵内	放射線障害予防規定
材 料 試 験 室	6号室の一部	放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
非破壊測定実験室	照射室，貯蔵庫とフェンスで囲まれた区域内	放射線障害予防規定
モックアップ	軽水天然ウラン未臨界炉室，ITS-2実験室	放射線障害予防規定
機械化工特研	ROSA実験室	放射線障害予防規定
開発試験室	制御室，建家北側の屋外フェンスで囲まれた区域内，9号室，スラリー沸とう予備実験室の一部	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定
原子炉特研	121, 123, 125, 127号室	放射線障害予防規定
J R R - 3	新燃料格納庫	原子炉施設保安規定
RI貯蔵施設 (RI製造棟隣接)	放射性物質貯蔵庫，RI梱包作業室	放射線障害予防規定
高温工学特研	中実験室の一部	放射線障害予防規定
廃棄物処理場	第2廃棄物処理棟： 1階：トラックエリア，屋外フェンスで囲まれた区域内 地階：共通ダクト，配管トレンチ 第1保管廃棄施設：低レベル保管廃棄施設と屋外フェンスで囲まれた区域内 中高レベル保管廃棄施設と屋外フェンスで囲まれた区域内	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定
廃棄物安全試験施設	2階：物理実験室	放射線障害予防規定
F C A	PNS室	原子炉施設保安規定
配管信頼性実証試験室	X線室	放射線障害予防規定
配管信頼性実証試験室B棟	地下ピット	放射線障害予防規定
大型再冠水実験棟	平板炉心試験装置周辺内，円筒炉心試験装置周辺内，ピット	放射線障害予防規定
二相流ループ実験棟	実験室	放射線障害予防規定
職員診療所	X線撮影室	
JT-60附属実験棟	実験室の一部	
" 実験棟	能動粒子線電源室	

A.1.3 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

1983年度に各施設から排出された放射性塵埃およびガスの核種別の年間平均濃度と年間排出放射能を Table A.1.3-1 に示す。各施設とも保安規定、放射線障害予防規定に定められている排出基準値を超える排出はなかった。

排出放射性塵埃の年間排出放射能のなかで、1982年度に比較して増加がみられたのは第4研究棟の ^{14}C 、ホットラボの ^{125}Sb 、JRR-2の ^{138}Cs 、 ^{88}Rb などの短半減期核種およびJRR-4の一時的に排出された ^{27}Mg などであった。一方、減少したものは非管理区域に変更された第1研究棟西側の ^{14}C 、JRR-2の ^{131}I 、 ^{133}I 、RI製造棟の ^{203}Hg 、廃棄物処理棟の ^{125}I 、燃料試験施設の ^{125}Sb などであった。その他の施設については大きな変化はなかった。

排出放射性ガスの排出放射能を1982年度と比較すると、 ^{41}Ar については原子炉運転時間が増加したJRR-2で2倍となり、JRR-3は改造のため運転を停止しているため排出量は0であった。 ^3H についてはJRR-2および第1廃棄物処理棟が1.8倍であるが、JRR-3が0.3倍であるので総排出量は1982年度の約0.7倍であった。

(2) 放射性廃液

1983年度に各施設から排出された放射性廃液の処理区分別の核種別放射能、廃液量、および各施設からの排出放射能と排水溝の流量から求めた排水溝別の1日平均濃度および3カ月平均濃度の最大値、年間排出放射能を Table A.1.3-2 に示す。

排水溝へ排出された放射能（検出限界濃度以上のもの）は1982年度に比較して α 核種は2倍、 β 、 γ 核種は1.5倍に増加しているが、 ^3H は約2/3に減少している。廃液量は1982年度と同程度であった。

(3) 放出管理目標値との比較

原子炉施設から排出された気体廃棄物のうち、放出管理目標値が定められている核種の排出放射能と管理目標値の比較を Table A.1.3-3 に示す。

全施設から排水溝へ排出された液体廃棄物中の核種の放射能と管理目標値との比較を Table A.1.3-4 に示す。

これらの値はいずれも管理目標値を十分に下回った。

(大久保勝一)

Table A. 1.3 - 1 各施設から排出された放射性塵埃・ガスの放射性濃度および放射能

(東海研究所, 1983年度)

項目 施設名		放射 性 塵 埃			放 射 性 ガ ス		
		年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (μCi)	核 種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (Ci)	核 種
第 1 研究棟	東 側	$< 1.2 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—	
		$< 1.1 \times 10^{-14}$	0	全 α			
		$< 1.2 \times 10^{-14}$	—	全 β			
	西 側 (1982年6月 まで)	4.1×10^{-13}	1.8×10^{-1}	^{14}C	—	—	
		$< 1.1 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co			
		$< 1.1 \times 10^{-14}$	0	全 α			
		$< 1.1 \times 10^{-14}$	—	全 β			
第 3 研究棟		$< 1.1 \times 10^{-12}$	2.4×10^2	^{38}Cl	—	—	
		$< 1.1 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co			
		$< 3.1 \times 10^{-12}$	2.7	^{131}I			
		$< 1.1 \times 10^{-14}$	0	全 α			
		$< 1.2 \times 10^{-14}$	—	全 β			
第 4 研究棟		5.7×10^{-11}	3.1×10^4	^{14}C	8.8×10^{-10}	9.4×10^{-2}	^3H
		$< 1.2 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co			
		$< 1.9 \times 10^{-12}$	6.8	^{131}I	$< 2.5 \times 10^{-8}$	4.6×10^{-2}	^{85}Kr
		$< 1.1 \times 10^{-14}$	0	全 α			
		$< 1.2 \times 10^{-14}$	—	全 β	$< 1.9 \times 10^{-10}$	7.8×10^{-4}	Rn-Tn
セラミック特研		$< 1.2 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	5.1×10^{-10}	5.4×10^{-2}	^3H
		$< 1.1 \times 10^{-14}$	0	全 α			
		$< 1.2 \times 10^{-14}$	—	全 β			
冶 金 特 研		$< 3.3 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—	
		$< 3.4 \times 10^{-14}$	0	全 α			
		$< 3.3 \times 10^{-14}$	—	全 β			
5.5MV VdG		—	—	$< 2.4 \times 10^{-9}$	5.2×10^{-3}	^3H	
タンデム加速器		$< 1.2 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—	
		$< 1.2 \times 10^{-14}$	—	全 β			
F R S		$< 3.6 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—	
		$< 3.6 \times 10^{-14}$	—	全 β			
ホ ッ ト ラ ボ	主 排 気 口	8.0×10^{-17}	2.6×10^{-2}	^{90}Sr	$< 2.0 \times 10^{-7}$	3.0×10^{-2}	^3H
		1.2×10^{-12}	4.0×10^2	^{125}Sb			
		$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	^{137}Cs	$< 2.2 \times 10^{-8}$	5.7×10^{-2}	^{41}Ar
		$< 2.0 \times 10^{-14}$	3.7×10^{-2}	全 α			
		$< 1.9 \times 10^{-14}$	0	全 β	$< 1.8 \times 10^{-8}$	2.3×10^{-1}	^{85}Kr
	副 排 気 口	$< 2.0 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs	—	—	
		$< 2.0 \times 10^{-14}$	—	全 β			
J R R - 2		$< 6.5 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	4.6×10^{-8}	2.2×10^1	^3H
		$< 2.2 \times 10^{-13}$	3.5×10^1	^{82}Br	1.0×10^{-6}	5.0×10^2	^{41}Ar
		$< 8.7 \times 10^{-14}$	3.4	^{131}I			
		$< 2.8 \times 10^{-13}$	3.7	^{133}I			
		$< 7.5 \times 10^{-14}$	2.6	^{203}Hg			
		6.8×10^{-11}	3.2×10^4	$^{138}\text{Cs}, ^{88}\text{Rb}, ^{89}\text{Rb}, ^{38}\text{Cl}$			
		$< 1.1 \times 10^{-14}$	—	全 α			
	$< 1.1 \times 10^{-14}$	—	全 β				
J R R - 1		$< 2.3 \times 10^{-13}$	0	^{60}Co	—	—	
		$< 6.0 \times 10^{-14}$	—	全 β			
リニアック		—	—		4.5×10^{-7}	5.9×10^1	^{13}N
					4.5×10^{-7}	5.9×10^1	^{15}O

項目 施設名		放射 性 塵 埃			放 射 性 ガ ス		
		年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排放射能 (μCi)	核 種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排放射能 (Ci)	核 種
R I 製 造 棟	200 番	$<2.8 \times 10^{-13}$ $<2.8 \times 10^{-13}$	0 -	^{60}Co 全 β	$<1.7 \times 10^{-8}$	1.1×10^{-1}	^3H
	300 番	$<1.6 \times 10^{-11}$ 1.3×10^{-13} $<2.5 \times 10^{-12}$ 3.0×10^{-13} 2.4×10^{-13} $<5.2 \times 10^{-14}$ $<9.2 \times 10^{-14}$	3.4×10^3 3.8×10^1 3.5×10^2 9.0×10^1 7.1×10^1 1.3×10^1 -	^{35}S ^{32}P ^{197}Hg ^{203}Hg $^{99\text{m}}\text{Tc}$ ^{131}I 全 β	$<4.8 \times 10^{-8}$	2.2×10^{-2}	^{14}C
	400 番	$<9.2 \times 10^{-14}$ $<9.2 \times 10^{-14}$	0 -	^{137}Cs 全 β	1.9×10^{-8}	1.2	^3H
開 発 試 験 室	S H E	$<3.1 \times 10^{-14}$ $<3.1 \times 10^{-14}$ $<2.8 \times 10^{-14}$	0 0 -	U_{nat} 全 α 全 β	-	-	
	化学実験室	$<3.5 \times 10^{-13}$ $<3.5 \times 10^{-13}$	0 -	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$ 全 β	-	-	
J R R - 3		$<8.0 \times 10^{-14}$ $<1.2 \times 10^{-13}$ $<1.4 \times 10^{-14}$ $<1.4 \times 10^{-14}$	0 0 - -	^{60}Co ^{131}I 全 α 全 β	3.3×10^{-8}	2.0×10^1	^3H
J R R - 4		$<5.2 \times 10^{-14}$ $<4.3 \times 10^{-14}$ $<3.4 \times 10^{-14}$ $<1.7 \times 10^{-13}$ $<8.9 \times 10^{-14}$ $<5.9 \times 10^{-15}$ $<5.4 \times 10^{-15}$	5.3 1.7×10^1 0 0 4.6 - -	^{24}Na ^{27}Mg ^{60}Co ^{131}I ^{138}Cs 全 α 全 β	$<1.8 \times 10^{-7}$	2.3×10^{-1}	^{41}Ar
Pu 研 究 1 棟	スタック I	$<1.7 \times 10^{-14}$ $<1.3 \times 10^{-14}$ $<1.3 \times 10^{-14}$	0 0 -	全 α ^{137}Cs 全 β	-	-	
	スタック II・III	$<1.7 \times 10^{-14}$ $<1.5 \times 10^{-14}$ $<1.5 \times 10^{-14}$	0 0 -	全 α ^{137}Cs 全 β	-	-	
Pu 研究 2 棟		$<1.7 \times 10^{-14}$	0	全 α	-	-	
再 処 理 特 研	スタック I	$<1.7 \times 10^{-14}$ 4.4×10^{-17} $<1.5 \times 10^{-14}$ $<1.5 \times 10^{-14}$	0 5.8×10^{-3} 0 -	全 α ^{90}Sr ^{137}Cs 全 β	-	-	
	スタック II・III	$<1.7 \times 10^{-14}$ $<1.5 \times 10^{-14}$ $<1.5 \times 10^{-14}$	0 0 -	全 α ^{137}Cs 全 β	-	-	
再処理試験室		$<1.7 \times 10^{-14}$	0	U_{nat}	-	-	
フッ素特研		$<1.6 \times 10^{-12}$ $<1.7 \times 10^{-14}$	3.8×10^1 0	^{131}I U_{nat}	-	-	
ウラン濃縮特研		$<1.7 \times 10^{-14}$	0	U_{nat}	-	-	
廃棄物処理処分開 発棟		$<4.0 \times 10^{-14}$ $<4.0 \times 10^{-14}$	0 -	^{137}Cs 全 β	-	-	
	液体処理施設 (低レベル)	$<2.5 \times 10^{-14}$ $<2.2 \times 10^{-13}$ $<8.5 \times 10^{-14}$ $<2.4 \times 10^{-14}$	0 1.1 0 -	全 α ^{125}I ^{137}Cs 全 β	-	-	

項目 施設名		放射 性 塵 埃			放 射 性 ガ ス		
		年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (μCi)	核 種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (Ci)	核 種
棄 物 処 理 場	液体処理施設 (中レベル)	$<2.5 \times 10^{-14}$	0	全 α	—	—	
		$<2.4 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs			
		$<2.4 \times 10^{-14}$	—	全 β			
	圧縮処理施設	$<3.1 \times 10^{-14}$	0	全 α	—	—	
		$<7.5 \times 10^{-14}$	2.7	^{75}Se			
		$<2.0 \times 10^{-13}$	5.0	^{125}I			
		$<2.5 \times 10^{-13}$	0	^{137}Cs			
	第1廃棄物処 理棟	$<2.7 \times 10^{-14}$	—	全 β			
		$<3.1 \times 10^{-14}$	0	全 α	7.5×10^{-8}	2.3×10^1	^3H
		$<1.9 \times 10^{-13}$	2.9×10^1	^{75}Se			
$<2.5 \times 10^{-13}$		3.3×10^1	^{125}I				
第2廃棄物処 理棟	$<1.5 \times 10^{-13}$	0	^{137}Cs				
	$<2.7 \times 10^{-14}$	—	全 β				
	$<1.5 \times 10^{-14}$	0	全 α	—	—		
	$<2.2 \times 10^{-17}$	1.8×10^{-3}	^{90}Sr				
汚 染 除 去 場	$<5.7 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs				
	$<1.2 \times 10^{-14}$	—	全 β				
	$<2.5 \times 10^{-14}$	0	全 α	—	—		
廃棄物安全試験棟	$<2.4 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs				
	$<1.1 \times 10^{-14}$	0	全 α	—	—		
	$<1.2 \times 10^{-14}$	—	全 β				
環境シミュレーシ ョン試験棟	$<3.5 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs	—	—		
	$<3.5 \times 10^{-14}$	—	全 β				
F C A	$<3.2 \times 10^{-15}$	0	全 α	—	—		
	$<7.7 \times 10^{-14}$	0	^{131}I				
	$<1.3 \times 10^{-14}$	0	U_{nat}				
	$<1.3 \times 10^{-14}$	—	全 β				
T C A	$<8.2 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—		
	$<3.1 \times 10^{-13}$	0	^{131}I				
	$<4.8 \times 10^{-14}$	0	全 α				
	$<7.3 \times 10^{-13}$	—	全 β				
J P D R	原子炉建家	$<7.3 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	$<2.7 \times 10^{-7}$	0	$^{85\text{m}}\text{Kr}, ^{133}\text{Xe}$
		$<1.2 \times 10^{-14}$	—	全 α			
	$<1.1 \times 10^{-14}$	—	全 β				
燃料貯蔵建家	$<2.3 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—		
	$<4.0 \times 10^{-15}$	—	全 α				
$<3.6 \times 10^{-15}$	—	全 β					
F N S	$<9.9 \times 10^{-14}$	0	全 β	$<2.0 \times 10^{-7}$	2.8	^3H	
				$<2.0 \times 10^{-7}$	9.2×10^{-1}	^{13}N	
N S R R	原子炉棟	$<6.1 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	$<1.4 \times 10^{-7}$	2.3×10^{-1}	^{41}Ar
		$<7.0 \times 10^{-14}$	0	^{131}I			
	$<1.2 \times 10^{-14}$	—	全 α				
	$<1.1 \times 10^{-14}$	—	全 β				
燃 料 棟	$<7.5 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—		
	$<5.6 \times 10^{-14}$	—	全 β				
燃 料 試 験 施 設	$<1.4 \times 10^{-15}$	0	全 α	$<9.2 \times 10^{-8}$	2.1×10^{-1}	^{85}Kr	
	$<1.2 \times 10^{-12}$	2.7	^{125}Sb				
	$<7.2 \times 10^{-13}$	0	^{131}I				
	$<1.4 \times 10^{-14}$	—	全 β				

(注) 年間排出放射能および年間平均濃度は次の方法で算出した。

年間排出放射能；検出限界濃度以上で排出した放射能の和。検出限界濃度未満での排出は排出放射能を0とした。

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風量で除した値。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 A.1.3 - 2 各施設から排出された放射性廃液の処理区分・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, 1983年度)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出*1		排水溝へ排水		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*2 (mCi)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均最大 濃度*3 (μ Ci/cm ³)	3カ月平均 最大濃度*3 (μ Ci/cm ³)	排出放射能*2 (mCi)	
第1研究棟	β, γ ; 4.3×10^{-1} α ; 1.6×10^{-1}	2.4×10^1	⁶⁰ Co; (8.4×10^{-4}) ⁹⁰ Sr; 2.6×10^{-3} β, γ ; 6.7×10^{-3}	5.6	第1排水溝	β, γ ; 2.6×10^{-9}	4.8×10^{-11} (6.8×10^{-11})	4.4×10^{-2} (5.7×10^{-2}) ⁵⁸ Co; (5.0×10^{-5}) ⁶⁰ Co; 5.0×10^{-3} (4.7×10^{-2}) ⁸⁹ Sr; 4.9×10^{-3} ⁹⁰ Sr; 4.9×10^{-3} ¹³⁷ Cs; 1.8×10^{-2} U _{nat} ; (1.1×10^{-2}) β, γ ; 1.1×10^{-2} (1.0×10^{-4})	
第3研究棟	β, γ ; 3.2 ³ H; 5.5×10^{-1}	2.3×10^1	0	0					
第4研究棟	β, γ ; 5.3 ³ H; 1.9×10^2 α ; 3.0×10^{-3}	1.4×10^2	0	0					
セラミック特研	—	—	⁶⁰ Co; (4.6×10^{-3})	4.4×10^1					
冶金特研	β, γ ; 2.0×10^{-1}	1.3×10^1	⁶⁰ Co; (2.0×10^{-3}) ⁸⁹ Sr; 1.9×10^{-3} ⁹⁰ Sr; 3.8×10^{-4} β, γ ; 3.9×10^{-3}	1.4×10^1					
燃料試験施設	β, γ ; 1.1×10^2 α ; 2.1	1.3×10^2	0	0					
リニアック	—	—	⁶⁰ Co; (4.6×10^{-3})	3.5					
J R R - 1	β, γ ; 2.9×10^{-2}	2.1	⁶⁰ Co; 3.9×10^{-3} ¹³⁷ Cs; 1.8×10^{-2}	9.7					
N S R R	β, γ ; 4.6×10^{-1}	7.0	⁶⁰ Co; (3.8×10^{-2}) ⁸⁹ Sr; 3.0×10^{-3} ⁹⁰ Sr; 1.9×10^{-3}	3.3×10^2					
タンデム加速器	—	—	⁶⁰ Co; (9.3×10^{-4})	1.1×10^1					
F R S	β, γ ; 5.8×10^{-1}	1.2×10^{-2}	⁶⁰ Co; 1.2×10^{-3}	2.3					
所外施設 (東大)	—	—	³ H; 8.8×10^{-1} ⁵⁸ C; (5.0×10^{-5}) β, γ ; 4.3×10^{-5} (1.0×10^{-4})	1.2×10^2					
所外施設 (核管センター)	—	—	U _{nat} ; (1.1×10^{-2})	8.9×10^1					
ホットラボ	β, γ ; 2.1×10^2 α ; 8.1×10^{-1}	8.7×10^1	0	0	第2排水溝	α ; 1.5×10^{-8}	4.2×10^{-11} (5.1×10^{-10})	2.8×10^{-2} (3.9×10^{-1})	
開発試験室	S H E	β, γ ; 1.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	⁶⁰ Co; (9.9×10^{-4})					8.7
	化学実験室	β, γ ; 9.7	1.2×10^1	⁶⁰ Co; (2.0×10^{-3}) ¹³⁷ Cs; (1.5×10^{-3})					1.4×10^1
J R R - 2	β, γ ; 4.0×10^1 ³ H; 8.1×10^1	4.4×10^{-2}	³ H; 5.7×10^2 ⁵¹ Cr; 1.5×10^{-1} ⁶⁰ Co; 2.6×10^{-2} (8.4×10^{-3}) ⁶⁵ Zn; 3.7×10^{-2} ⁸⁹ Sr; 3.8×10^{-4} ⁹⁰ Sr; 4.0×10^{-4}	1.1×10^2					
J R R - 3	β, γ ; 9.2×10^{-2} ³ H; 6.4×10^{-2} α ; 8.0×10^{-3}	5.2×10^{-2}	³ H; 2.4×10^2 (5.9×10^{-2}) ⁹⁰ Sr; 1.4×10^{-3} ¹³⁷ Cs; 2.6×10^{-1} (1.3×10^{-2})	2.4×10^2					

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排水		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	1日平均最大 濃度 (μ Ci/cm ³)	3カ月平均 最大濃度 (μ Ci/cm ³)	排出放射能 (mCi)			
J R R - 4	β, γ ; 4.8×10^{-2}	9.0×10^{-2}	${}^3\text{H}$; 1.4×10^1 (3.8×10^{-1}) ${}^{60}\text{Co}$; 1.3×10^{-2} (8.8×10^{-2})	5.9×10^2	第 2 排 水 溝			${}^{137}\text{Cs}$; 8.3×10^{-1} (4.6×10^{-1}) U_{nat} ; (9.5×10^{-3})			
RI 製造棟	β, γ ; 3.2×10^2 ${}^3\text{H}$; 6.7×10^2 α ; 1.2×10^{-1}	1.0×10^2	0	0				${}^3\text{H}$; 6.4×10^{-4} (9.1×10^{-8})	4.8×10^{-5} (2.9×10^{-9})	1.6×10^4 (1.1)	
プルトニウム研 究1棟	α ; 8.0×10^1	2.3×10^{-2}	${}^{137}\text{Cs}$; (8.0×10^{-3}) α ; (4.2×10^{-2})	7.8×10^1				${}^{14}\text{C}$; 1.2×10^{-4} (3.6×10^{-8})	1.3×10^{-6} (1.0×10^{-9})	8.2×10^2 (7.4×10^{-1})	
再処理特研	β, γ ; 1.1×10^{-1} α ; 1.9×10^{-2}	2.5	${}^{89}\text{Sr}$; 1.2×10^{-3} ${}^{90}\text{Sr}$; 2.1×10^{-2} ${}^{137}\text{Cs}$; 9.2×10^{-2} α ; 2.8×10^{-2} (2.2×10^{-2})	6.1×10^1							
ウラン濃縮特研	—	—	U_{nat} ; (9.7×10^{-4})	1.8							
廃棄物処理処分 開発棟	β, γ ; 1.1×10^{-2}	2.0×10^{-2}	${}^{60}\text{Co}$; 1.1×10^{-2} ${}^{137}\text{Cs}$; 1.5×10^{-2}	1.4×10^1							
フッ素特研	—	—	U_{nat} ; (8.5×10^{-3})	1.6×10^1							
環境シミュレ ーション試験棟	β, γ ; 6.6	2.9×10^1	${}^{60}\text{Co}$; 3.6×10^{-2} ${}^{85}\text{Sr}$; 5.5×10^{-2} ${}^{137}\text{Cs}$; 6.4×10^{-2} (3.2×10^{-4})	3.2×10^1							
汚染除去場	β, γ ; 5.6 α ; 4.0×10^{-4}	4.9×10^1	${}^{14}\text{C}$; 5.8×10^{-2} ${}^{90}\text{Sr}$; 3.3×10^{-2} ${}^{137}\text{Cs}$; 8.9×10^{-2} (1.2×10^{-2}) α ; 2.4×10^{-2}	1.9×10^2							
所外施設 (第1化学)	—	—	${}^3\text{H}$; 6.4×10^2 ${}^{14}\text{C}$; 8.0×10^2	1.9×10^3							
廃 棄 物 処 理 場	液体処理施 設	β, γ ; 12 ${}^3\text{H}$; 5.6×10^1	3.3×10^1	${}^3\text{H}$; 1.5×10^3 ${}^{14}\text{C}$; 37 ${}^{54}\text{Mn}$; 3.9×10^{-2} ${}^{60}\text{Co}$; 4.3×10^{-2} ${}^{90}\text{Sr}$; 1.5×10^{-2} ${}^{137}\text{Cs}$; 2.1×10^{-3} (2.8×10^{-1}) α ; (9.4×10^{-2})				2.3×10^3			

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排水		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	1日平均最大 濃度 (μCi/cm ³)	3カ月平均 最大濃度 (μCi/cm ³)	排出放射能 (mCi)			
廃 棄 物 処 理 場	第1廃棄物 処理棟	β, γ ; 1.6 ^3H ; 7.3×10^2	5.6×10^1	^3H ; 1.3×10^4 ^{14}C ; 1.2×10^1 (1.0×10^{-3}) ^{75}Se ; 1.5×10^{-2} ^{90}Sr ; 2.7×10^{-4} ^{125}Sb ; 1.3×10^{-2} ^{125}I ; 7.2×10^{-2} ^{137}Cs ; (1.3×10^{-2}) α ; (2.3×10^{-2})	1.3×10^2						
	第2廃棄物 処理棟	-	-	^3H ; 4.2×10^1 (6.5×10^{-1}) ^{14}C ; 8.0×10^{-1} (6.1×10^{-1}) ^{60}Co ; 5.6×10^{-2} ^{90}Sr ; 1.1×10^{-2} ^{134}Cs ; 8.4×10^{-3} ^{137}Cs ; 1.3×10^{-1} (9.5×10^{-2}) α ; (1.6×10^{-1})	9.1×10^2						
	焼却処理施 設	-	-	^3H ; 2.6×10^{-1} ^{14}C ; 9.3×10^{-2} ^{89}Sr ; 3.8×10^{-4} ^{90}Sr ; 7.8×10^{-3} ^{137}Cs ; 4.0×10^{-2} (2.2×10^{-2}) α ; (6.2×10^{-3})	5.0×10^1						
廃棄物安全試験 棟	β, γ ; 6.6 α ; 1.0×10^{-3}	6.4	$^{99\text{m}}\text{Tc}$; 2.9×10^{-4} ^{134}Cs ; 9.7×10^{-4} ^{137}Cs ; 1.4×10^{-1} (1.5×10^{-2}) α ; (1.7×10^{-2})	2.1×10^2							
F C A	-	-	^{235}U ; 4.1×10^{-3} U_{nat} ; (1.4×10^{-2})	3.2×10^1	第 3 排 水 溝	β, γ ; 2.9×10^{-7}	5.9×10^{-9} (3.3×10^{-10})	1.7 (1.1×10^{-1}) ^{60}Co ; 1.5 (9.6×10^{-2}) ^{90}Sr ; 6.3×10^{-4} ^{137}Cs ; 1.9×10^{-1} ^{235}U ; 4.1×10^{-3} U_{nat} ; (1.4×10^{-2})			
T C A	-	-	^{60}Co ; (4.1×10^{-3})	3.6×10^1							
J P D R	β, γ ; 2.4×10^{-1}	1.0×10^{-3}	^{60}Co ; 1.5 (9.2×10^{-2}) ^{90}Sr ; 6.3×10^{-4} ^{137}Cs ; 1.9×10^{-1}	5.5×10^2							
F N S	^3H ; 3.0×10^{-4}	5.0×10^{-3}	^3H ; 2.2×10^2	2.0×10^1					^3H ; 1.6×10^{-5}	1.2×10^{-6}	2.2×10^2 α ; 2.8×10^{-2} (3.9×10^{-1}) β, γ ; 3.2 (7.4×10^{-1})
合 計	α ; 8.3×10^1 β, γ ; 7.3×10^2 ^3H ; 1.8×10^3	7.3×10^2	α ; 2.8×10^{-2} (3.9×10^{-1}) β, γ ; 3.1 (7.4×10^{-1})	8.1×10^3							

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排水		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	1日平均最大 濃度 (μ Ci/cm ³)	3カ月平均 最大濃度 (μ Ci/cm ³)	排出放射能 (mCi)
合計			⁵¹ Cr ; 1.5×10^{-1} ⁵⁴ Mn ; 3.9×10^{-2} ⁶⁵ Zn ; 3.7×10^{-2} ⁵⁸ Co ; (5.0×10^{-5}) ⁶⁰ Co ; 1.7 (2.4×10^{-1}) ⁷⁵ Se ; 1.5×10^{-2} ⁸⁵ Sr ; 5.5×10^{-2} ⁸⁹ Sr ; 6.9×10^{-3} ⁹⁰ Sr ; 9.6×10^{-2} ^{99m} Tc ; 2.9×10^{-4} ¹²⁵ Sb ; 1.3×10^{-2} ¹²⁵ I ; 7.2×10^{-2} ¹³⁴ Cs ; 9.3×10^{-3} ¹³⁷ Cs ; 1.0 (4.6×10^{-1}) U _{nat} ; (3.5×10^{-2}) ²³⁵ U ; 4.1×10^{-3} β, γ ; 1.1×10^{-2} (1.0×10^{-4}) ³ H ; 1.6×10^4 (1.1) ¹⁴ C ; 8.2×10^2 (7.4×10^{-1})					⁵¹ Cr ; 1.5×10^{-1} ⁵⁴ Mn ; 3.9×10^{-2} ⁶⁵ Zn ; 3.7×10^{-2} ⁵⁸ Co ; (5.0×10^{-5}) ⁶⁰ Co ; 1.7 (2.4×10^{-1}) ⁷⁵ Se ; 1.5×10^{-2} ⁸⁵ Sr ; 5.5×10^{-2} ⁸⁹ Sr ; 6.9×10^{-3} ⁹⁰ Sr ; 9.6×10^{-2} ^{99m} Tc ; 2.9×10^{-4} ¹²⁵ Sb ; 1.3×10^{-2} ¹²⁵ I ; 7.2×10^{-2} ¹³⁴ Cs ; 9.3×10^{-3} ¹³⁷ Cs ; 1.0 (4.6×10^{-1}) U _{nat} ; (3.5×10^{-2}) ²³⁵ U ; 4.1×10^{-3} β, γ ; 1.1×10^{-2} (1.0×10^{-4}) ³ H ; 1.6×10^4 (1.1) ¹⁴ C ; 8.2×10^2 (7.4×10^{-1})

- *1 廃棄物処理場に搬入された所外施設およびRI研修所からの廃液は除外した。
- *2 排出放射能；検出限界濃度以上と未満の排出放射能を区分して集計してある。検出限界濃度未満の廃液は検出限界濃度であるとして排出放射能を計算し、()内に示した。
- *3 1日平均最大濃度および3カ月平均最大濃度；検出限界濃度以上での排出放射能を排水溝流量で除した値。検出限界濃度以上での排出がない場合、検出限界未満での排出について同様に計算し、()内に示した。

Table A.1.3-3 気体廃棄物^{*1}の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1983年度)

原子炉 施設	種 類	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
JRR-2	放射性希ガス	⁴¹ Ar	3.5×10^3	5.0×10^2	1.4×10^{-1}
	放射性ガス	³ H	2.6×10^2	2.2×10^1	8.5×10^{-2}
JRR-3	放射性希ガス	⁴¹ Ar	3.5×10^3	0 ^{*2}	0
	放射性ガス	³ H	4.4×10^2	2.0×10^1	4.5×10^{-2}
JRR-4	放射性希ガス	⁴¹ Ar	2.6×10^1	2.3×10^{-1}	8.8×10^{-3}
NSRR	放射性希ガス	主に ¹³³ Xe, ⁴¹ Ar	1.2×10^3	2.3×10^{-1} ^{*3}	1.9×10^{-4}
	放射性ヨウ素	¹³¹ I	1.3×10^{-1}	0	0

*1 検出限界濃度未満は排出量を0として集計してある。

*2 原子炉停止中

*3 主要核種⁴¹Ar

Table A.1.3-4 液体廃棄物^{*1}の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1983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	4.3×10^{-3}	8.6×10^{-3}
	⁶⁰ Co	0.1	1.9×10^{-3}	1.9×10^{-2}
	¹³⁷ Cs	0.1	1.5×10^{-3}	1.5×10^{-2}
³ H		7×10^2	1.6×10^1	2.3×10^{-2}
¹⁴ C		1×10^1	8.2×10^{-1}	8.2×10^{-2}

*1 第1, 第2, 第3排水溝の合計

検出限界濃度以上と未満の排出放射能の合計値。検出限界濃度未満での排出は検出限界値で排出されたものとして排出放射能を集計してある。

A.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量

1983年度に保管廃棄を行った廃棄物量を Table A.1.4-1 に示す。この量は1982年度廃棄量の約2倍に当たり大幅な増加を示している。これは主に JRR-3 原子炉改造計画に伴う炉室内の実験装置等の撤去、および第1研究棟の改修工事に伴う金属等を収納した低レベル異形保管体およびドラム保管体が多量に発生したためである。

(川野 幸夫, 西村 允宏)

Table A.1.4-1 放射性廃棄物の保管廃棄量

(東海研究所, 1983年度)

処 理 量		保 管 廃 棄 量		備 考
区 分	量	区 分	量	
液体廃棄物	m ³			
β, γ 低レベル	717.2	低レベルドラム保管体	1,027本* (250.2m ³)	コンクリートブロック体56個含む
β, γ 中レベル	111.7			
固体廃棄物				
β, γ 低レベル可燃	655.71	中レベルドラム保管体	28 (10.4 m ³)	コンクリートブロック体6個含む
β, γ 中レベル可燃	2.36			
β, γ 低レベル不燃	615.57			
β, γ 中レベル不燃	1.38			
β, γ 高レベル不燃	6.81			
		直接廃棄物		
		低レベルドラム保管体	1,537本*(187.4 m ³)	
		中レベル保管体	63個 (26.83m ³)	
		高レベル保管体	58個 (6.75m ³)	
		大型異形保管体	174個 (283.8 m ³)	
		α低・高レベル保管体	37個 (34.4 m ³)	

*低レベルドラム保管体合計2,564本

A.1.5 環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量

原子炉施設保安規定に基づき、東海研究所の周辺監視区域外における放射性希ガスおよび液体廃棄物による全身被曝線量を算出した。

放射性希ガスに起因する全身被曝線量は、放出管理目標値が定められている JRR-2, JRR-3, JRR-4, および NSRR の各原子炉施設について算出した。その結果、被曝線量が最大となった地点は、JRR-2 南西方向の周辺監視区域境界であり、その値は 0.13 mrem であった。原子炉施設ごとの被曝線量を Table A.1.5-1 に示す。

液体廃棄物に起因する全身被曝線量は、東海研究所全施設から排出された ^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs について算出した。その結果は $1.1 \times 10^{-3} \text{ mrem}$ であった。核種別の被曝線量を Table A.1.5-2 に示す。

放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量の合計は 0.13 mrem であり、原子炉施設保安規定に定められている年間の線量目標値 5 mrem の 2.6% であった。

(大久保勝一)

Table A.1.5-1 希ガスからの年間全身被曝線量

(東海研究所, 1983年度)

原子炉施設	年間放出量 [*] (Ci)	JRR-2 南西の周辺監視区域境界 の全身被曝線量 (mrem)
JRR-2	5.0×10^2	1.3×10^{-1}
JRR-3	0	0
JRR-4	0	0
JPDR	0	0
NSRR	2.3×10^{-1}	$< 1 \times 10^{-3}$
合 計		1.3×10^{-1}

* 検出限界濃度未満は放出量を 0 とした。

Table A.1.5-2 液体廃棄物からの年間全身被曝線量

(東海研究所, 1983年度)

核 種	年間放出量 [*] (Ci)	全身被曝線量 (mrem)
^3H	1.6×10^1	4.1×10^{-4}
^{60}Co	1.7×10^{-3}	3.8×10^{-4}
^{137}Cs	1.0×10^{-3}	2.7×10^{-4}
合 計		1.1×10^{-3}

* 検出限界濃度未満は放出量を 0 とした。

A.1.6 放射性汚染および被曝（事故等）

1983年度は事故等による放射性汚染および被曝はなかった。

（大久保勝一）

A.1.7 放射性同位元素の保有状況

放射性同位元素の保有状況調査は、使用許可を要するものについては、東海研究所放射線障害予防規定第48条に基づき、1983年6月および12月の2回実施した。Table A. 1.7 - 1に1983年12月末現在における建家別放射性同位元素保有状況を示す。

使用許可不要の密封100 μ Ci以下のものについても、保健物理部の通達に基づき1984年3月末現在の保有状況の調査を実施した。Table A. 1.7 - 2に建家別の保有状況を示す。

（大久保勝一）

Table A. 1.7 - 1 建家別放射性同位元素保有状況 (1983年12月31日現在)

(東海研究所, 1983年度)

建家名	密 封 線 源		源		使用中の非密封線源		貯蔵中の非密封線源		合計 (Ci)
	RI量(Ci)	主要核種名	核種数	RI量(Ci)	主要核種名	核種数	RI量(Ci)	主要核種名	
第1研究棟	1.0×10^{-1}	^3H	1	0			0		1.0×10^{-1}
第2研究棟	5.7	Am-Be, Am-Li, ^{137}Cs	9	0			0		5.7
第3研究棟	1.6×10^{-2}	^{241}Am , ^{57}Co , ^{137}Cs	7	5.1×10^{-3}	^{137}Cs , ^{22}Na , ^{60}Co	25	2.7	^3H , ^{60}Co , ^{90}Sr	34
第4研究棟	1.3×10^{-2}	^{63}Ni , ^{85}Kr	2	7.1	^3H , ^{14}C , ^{241}Am	11	2.3	^3H , ^{85}Kr , ^{147}Pm	29
放射線標準施設棟	1.1×10^2	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{226}Ra	12	0			3.0×10^{-1}	^{85}Kr , ^3H , ^{147}Pm	18
核物理特研	4.9	Am-Be, Ra-Be, ^{137}Cs	5	0			0		4.9
タンデム加速器棟	2.0×10^{-2}	Am-Be, ^{192}Ir	2	3.3×10^{-4}	^{252}Cf , ^{210}Po , ^{241}Am , ^{244}Cm	4	0		2.0×10^{-2}
セラミック特研	2.9×10^{-2}	^{137}Cs	1	4.1×10^{-2}	^3H	1	5.3	^3H	1
冶金特研	0			0			2.2×10^{-3}	^{137}Cs , ^{90}Sr , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{86}Sr	4
材料試験室	5.4×10^{-2}	^3H	1	0			0		5.4×10^{-2}
J F T - 2	9.9×10^{-3}	^{241}Am , ^{57}Co	2	0			0		9.9×10^{-3}
非破壊測定実験室	1.6×10^{-4}	^{252}Cf	1	0			0		1.6×10^{-4}
コバルト照射室	1.3×10^4	^{60}Co	1	0			0		1.3×10^4
リニアック	1.0×10^{-1}	Am-Be, Ra-Be	2	0			1.1×10^{-3}	^{152}Eu , ^{60}Co , ^{137}Cs	6
機械化工特研	3.5×10^1	^{137}Cs	1	0			0		3.5×10^1
開発試験室	1.3×10^1	^3H , Ra-Be, Am-Be	3	0			4.6×10^{-2}	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{54}Mn	4
モックアップ建家	1.5	Am-Be	1	0			0		1.5
J R R - 1	0			4.0×10^{-3}	^{137}Cs , ^{60}Co	2	4.7×10^{-6}	^{76}As , ^{185}W , ^{72}Ga	3
J R R - 2	1.1×10^{-1}	Ra-Be, Am-Be, ^{252}Cf	3	0			0		1.1×10^{-1}
J R R - 3	9.8×10^{-3}	Am-Be	1	0			0		9.8×10^{-3}
J R R - 4	5.6	Am-Be, ^{137}Cs , ^{60}Co	3	0			0		5.6
ホットラボ	4.9×10^1	^{60}Co , ^3H	2	0			3.8×10^{-2}	照射黒鉛, ^{152}Eu	2

(Table A.1.7 - 1 の続き)

建 家 名	密 封 線 源		源		使用中の非密封線源		貯蔵中の非密封線源		合計 (Ci)	
	RI量(Ci)	主要核種名	核種数	RI量(Ci)	主要核種名	核種数	RI量(Ci)	主要核種名		核種数
R I 製 造 棟	3.2×10^1	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{170}\text{Tm}, ^{226}\text{Ra}$	4	4.9×10^2	$^3\text{H}, \text{FP}, ^{152}\text{Eu}$	15	1.2×10^3	$^3\text{H}, ^{32}\text{P}, ^{60}\text{Co}$	22	1.7×10^3
高温工 学 特 研	5.4×10^{-2}	^3H	1	0			0			5.4×10^{-2}
P u 研 究 1 棟	1.1×10^{-2}	$^{241}\text{Am}, ^{57}\text{Co}, ^{210}\text{Po}$	3	5.0×10^{-1}	$^{241}\text{Am}, ^{244}\text{Cm}, ^{237}\text{Np}$	8	6.7	$^{241}\text{Am}, ^{210}\text{Pb}, ^{231}\text{Pa}$	6	7.2
P u 研 究 2 棟	0			0			1.2×10^{-1}	^3H	1	1.2×10^{-1}
再 処 理 特 研	0			1.9×10^{-1}	$^3\text{H}, \text{FP}, ^{244}\text{Cm}$	6	2.4	$^3\text{H}, ^{244}\text{Cm}, ^{243}\text{Am}$	6	2.6
フ ッ 素 特 研	0			0			2.4×10^{-5}	$^{90}\text{Sr}, ^{106}\text{Ru}, ^{131}\text{I}$	3	2.4×10^{-5}
廃棄物処理処分開発棟	0			3.7×10^{-4}	^{134}Cs	1	2.7×10^{-2}	$^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}, ^{134}\text{Cs}, ^{144}\text{Ce}$	4	2.7×10^{-2}
廃棄物 処 理 場	0			5.6×10^{-7}	^{75}Se	1	4.2×10^{-1}	$^3\text{H}, ^{60}\text{Co}, ^{134}\text{Cs}$	8	4.2×10^{-1}
汚 染 除 去 場	0			0			4.9×10^{-2}	$^3\text{H}, ^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}$	3	4.9×10^{-2}
W A S T E F	0			4.2×10^{-2}	^{137}Cs	1	1.7×10^4	$^{90}\text{Sr}, ^{137}\text{Cs}, ^{134}\text{Cs}$	9	1.7×10^4
環境シミュレーション棟	9.8×10^{-4}	^{252}Cf	1	7.0×10^{-3}	$^{65}\text{Sr}, ^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^3\text{H}$	4	7.2×10^{-2}	$^3\text{H}, ^{137}\text{Cs}, ^{90}\text{Sr}$	13	8.0×10^{-2}
F C A	8.0×10^1	$^{241}\text{Am}, \text{Am}-\text{Be}, \text{Ra}-\text{Be}$	6	0			0			8.0×10^1
T C A	9.4	$^3\text{H}, \text{Ra}-\text{Be}, ^{252}\text{Cf}$	3	0			0			9.4
F N S	2.2×10^{-2}	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}, ^{252}\text{Cf}$	4	7.0×10^{-1}	^3H	1	9.6×10^3	^3H	1	9.6×10^3
配管信頼性実証試験	9.5	^{137}Cs	1	0			0			9.5
大型再冠水試験棟	3.0×10^1	$^{241}\text{Am}, ^{109}\text{Cd}, ^{153}\text{Gd}$	3	0			0			3.0×10^1
二相流ループ実験棟	4.3×10^1	^{137}Cs	1	0			0			4.3×10^1
J P D R	2.8×10^{-2}	$^{63}\text{Ni}, ^{85}\text{Kr}, ^{152}\text{Eu}$	9	0			0			2.8×10^{-2}
N S R R	3.0	$\text{Am}-\text{Be}$	1	0			0			3.0
実用燃料試験施設	6.3×10^2	$^{60}\text{Co}, \text{Am}-\text{Be}$	2	0			0			6.3×10^2
合 計	1.4×10^4		29	5.6×10^2		41	2.8×10^4		70	4.3×10^4

Table A. 1.7 - 2 密封 100 μ Ci 以下の放射性同位元素保有状況
(1984年3月31日現在)

(東海研究所, 1983年度)

建 家 名	個数	核 種		RI 量 (Ci)
		核種数	主 要 核 種 名	
第 1 研 究 棟	7	7	^{63}Ni , ^{241}Am , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na	8.8×10^{-5}
第 2 研 究 棟	651	37	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{22}Na	1.8×10^{-3}
第 3 研 究 棟	311	32	^{241}Am , ^{57}Co , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na	1.1×10^{-3}
第 4 研 究 棟	189	28	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{241}Am , ^{90}Sr	4.9×10^{-4}
放射線標準施設棟	97	24	^3H , ^{137}Cs , ^{226}Ra , ^{90}Sr , ^{133}Ba	1.9×10^{-3}
体内 RI 分析室	87	14	^{14}C , ^3H , ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{22}Na	9.2×10^{-6}
核物理特研	27	12	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{22}Na , ^{109}Cd	1.1×10^{-4}
タンデム加速器棟	11	8	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na , ^{241}Am , ^{133}Ba	5.2×10^{-5}
セラミック特研	1	1	^{60}Co	1.4×10^{-7}
冶金特研	8	8	^{241}Am , ^{152}Eu , ^{133}Ba , ^{60}Co , ^{137}Cs	5.2×10^{-5}
J F T - 2	9	9	^{55}Fe , ^{241}Am , ^{133}Ba , ^{60}Co , ^{137}Cs	5.8×10^{-5}
コバルト照射室	1	1	^{60}Co	3.8×10^{-7}
リニアック	8	3	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na	2.1×10^{-5}
開発試験室	10	9	^{137}Cs , ^{241}Am , ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{22}Na	3.4×10^{-5}
モックアップ建家	18	15	^{241}Am , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{88}Y , ^{133}Ba	4.2×10^{-5}
原子炉特研	52	13	^{14}C , ^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na	9.1×10^{-5}
J R R - 1	31	11	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{57}Co , ^{54}Mn , ^{88}Y	5.9×10^{-5}
J R R - 2	41	20	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{57}Co , ^{54}Mn , ^{22}Na	4.5×10^{-5}
J R R - 3	27	15	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{133}Ba , ^{54}Mn , ^{22}Na	3.5×10^{-5}
J R R - 4	17	9	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{57}Co , ^{54}Mn , ^{22}Na	1.2×10^{-4}
ホットラボ	53	14	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{54}Mn , ^{226}Ra , ^{22}Na	3.2×10^{-4}
RI 製造棟	50	19	^{241}Am , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na , ^{57}Co	5.4×10^{-5}
Pu 研究 1 棟	21	12	^{22}Na , ^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs , ^{60}Co	7.0×10^{-4}
再処理特研	33	14	^{241}Am , ^{60}Co , ^{152}Eu , ^{22}Na , ^{137}Cs	9.5×10^{-5}
再処理試験室	1	1	^{210}Pb	4.5×10^{-7}
廃棄物処理処分開発棟	9	9	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na	4.4×10^{-6}
廃棄物処理場	8	8	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{133}Ba , ^{60}Co , ^{22}Na	3.6×10^{-6}
第2廃棄物処理棟	35	13	^{14}C , ^3H , ^{90}Sr , ^{241}Am , ^{137}Cs	3.6×10^{-5}
汚染除去場	7	6	^{60}Co , ^{14}C , ^{133}Ba , ^{137}Cs , ^{234}Pa , ^{210}Bi	7.6×10^{-7}
W A S T E F	40	18	^{137}Cs , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{241}Am , ^{152}Eu	3.8×10^{-4}
環境シミュレーション棟	5	5	^{137}Cs , ^{60}Co , ^{22}Na , ^{90}Sr , ^{90}Y	2.3×10^{-4}
F C A	59	28	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{54}Mn , ^{241}Am , ^{57}Co	1.6×10^{-4}
T C A	32	16	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{57}Co , ^{241}Am , ^{22}Na	9.6×10^{-5}
F N S	33	20	^{63}Ni , ^3H , ^{14}C , ^{241}Am , ^{137}Cs	6.3×10^{-5}
科技厅電源特会施設	9	9	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{133}Ba , ^{22}Na	3.7×10^{-6}
J P D R	121	27	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{54}Mn , ^{57}Co , ^{22}Na	1.5×10^{-4}
N S R R	13	11	^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{57}Co , ^{60}Co , ^{241}Am	4.5×10^{-5}
実用燃料試験施設	73	15	^{90}Sr , ^{241}Am , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na	1.8×10^{-3}
合 計	2205	56		1.0×10^{-2}

1 A.2 個人被曝線量の管理

A.2.1 概 要

個人外部被曝管理については、原研全事業所の放射線作業従事者と管理区域随時立入者（これらを以下では「従事者等」という。）について年間延 11,941人、一時立入者について年間延1,448人の被曝線量測定、被曝データ処理および通知・報告などを実施した。その結果、全身被曝（外部被曝と内部被曝を合算）および局部被曝のいずれも保安規定等に定められた管理基準を超える被曝はなかった。

原研全事業所の従事者等の年間集団被曝線量、年間平均被曝線量および年間最大被曝線量は、それぞれ、43.6人・レム、11mremおよび1.150mremであった。また、東海研究所の従事者等の同線量は、29.7人・レム、10mrem、580mremであった。

被曝線量登録管理については、放射線従事者中央登録センターに対して、原研全事業所の従事者等の指定登録、指定解除登録、定期線量登録および法定記録の引き渡しなど年間延11,707件の登録申請を行った。

（南 賢太郎）

内部被曝管理については、1982年度とほぼ同様に実施した。年度当初、全課室について個人ごとに非密封放射性物質の取り扱い状況の調査を行い、体内汚染の可能性の大小等を考慮して定期検査被検者および検査種類を決定した。選定された定期検査受検者数は、バイオアッセイでは全 α 放射能は42名、全 β 放射能は16名、トリチウムは73名、天然ウランは18名、体外計測では全身計測は134名、胸部計測は27名であった。全身計測による定期検査被検者のうち大洗研究所における作業員45名に対しては、大洗研究所の放射線管理課が検査を実施した。年間の検査回数は、胸部計測が1回、全 α 放射能尿分析が2回のほかはすべて毎四半期に1回であった。定期検査の結果、臨時検査を必要とした例はなかった。

定期・臨時の両検査について有意な汚染を判定するために必要なバックグラウンド検査を引き続き行った。

臨時検査は、大洗研究所で行われたものを含め14件 107名について実施した。このうち、7件73名は入退域検査として行われたものである。臨時検査の結果、体内汚染の検出された者はなかった。

（赤石 準）

A.2.2 外部被曝線量の管理

(1) 全事業所の統計

全事業所における全身被曝線量の管理対象者数は、従事者等について4,080人（年間延人数11,941人）で、前年度比で約1%の増加であった。従事者等の四半期ごとおよび年間の全身被曝線量の分布と、それぞれの平均、最大および集団被曝線量を Table A.2.2-1 に示す。また、作業員区分別の全身被曝線量分布を Table A.2.2-2 に示す。集団被曝線量の合計は、43.6人・レ

ムであり、その内訳は職員等が13.3人・レム(1,730名)、外来研究員等が2.8人・レム(386名)、請負業者が27.6人・レム(1,749名)および研修生が0人・レム(215名)であった。従事者等の年間平均全身被曝線量は11mrem(1982年度は9mrem)、年間最大全身被曝線量は大洗研究所におけるキャプセルの使用済保護管処分作業に従事した者の被曝で、1,150mrem(1982年度はFCA作業で560mrem)であった。

各事業所別の従事者等の年間全身被曝線量分布、年間平均および最大の全身被曝線量を Table A. 2.2-3 に示す。

また、従事者等の手先被曝については、年間平均および年間最大被曝線量は、それぞれ 98 mrem および 1,500 mrem であった。

(2) 東海研究所の統計

東海研究所の従事者等の全身被曝線量を四半期ごとおよび年間に分け、それぞれの平均と最大被曝線量および集団被曝線量を Table A. 2.2-4 に示す。従事者等の年間平均全身被曝線量は10 mrem(1982年度は10 mrem)で、年間最大全身被曝線量はFCA作業における580 mrem(1982年度はFCA作業で560 mrem)であった。従事者等の集団被曝線量は29.7人・レムであった。従事者等の作業者区分別の全身被曝線量分布を Table A.2.2-5 に示す。職員等、外来研究員等、請負業者および研修生についての集団被曝線量は、それぞれ9.1人・レム、2.4人・レム、18.3人・レムおよび0人・レムであった。

(田村 勝裕, 河合 勝雄)

Table A.2.2-1 従事者等の四半期別全身被曝線量分布

管理期間	従事者等の 人数	全 身 被 曝 線 量 分 布 (人数)				平均被曝 線 量 (mrem)	最大被曝 線 量 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		20 mrem 以上		1000 mrem 以上				
		検出限界 線量未満*	100 mrem 未満	300 mrem 未満	1000 mrem 未満			
第1 四半期	2,882	2,759	108	15	0	2	190	5,960
第2 四半期	3,051	2,825	199	27	0	4	240	11,800
第3 四半期	3,050	2,799	237	13	1	4	1,150	11,500
第4 四半期	2,958	2,695	237	25	1	5	300	14,370
年 間	4,080	3,518	425	128	8	11	1,150	43,630

* 検出限界線量：20 mrem

Table A.2.2-2 従事者等の作業者区分別全身被曝線量分布

作業者区分	従事者等の 人数	全 身 被 曝 線 量 分 布 (人数)				平均被曝 線量*2	最大被曝 線 量 (person・mrem)	
		20 mrem 以上		1000 mrem 以上				
		検出限界 線量未満*1	100 mrem 未満	300 mrem 未満	1000 mrem 未満			
職員等	1,730	1,526	171	29	4	8(9)	390	13,320
外来研究員等	386	339	39	8	0	7(6)	210	2,750
請負業者	1,749	1,438	215	91	4	16(12)	1,150	27,560
研修生	215	215	0	0	0	0(0)	0	0
全 作 業 者	4,080	3,518	425	128	8	11(9)	1,150	43,630

*1 検出限界線量：20 mrem

*2 カッコ内の数値は1982年度の値である。

Table A.2.2-3 従事者等の事業所別全身被曝線量分布
(全事業所, 1983年度)

事業所名	従事者等の 人数	全身被曝線量分布 (人数)						平均被曝 線量*2 (mrem)	最大被曝 線量 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		検出限界 線量未満*1		100 mrem 以上		300 mrem 以上				
		20 mrem 以上 100 mrem 未満	304	91	100 mrem 以上 300 mrem 未満	1000 mrem 以上	1000 mrem 以上			
東海研究所	3,080	2,681	304	91	4	0	10 (10)	580	29,720	
高崎研究所	173	173	0	0	0	0	0 (0)	0	0	
大洗研究所	751	589	120	37	4	1	18 (10)	1,150	13,890	
RI 研修所	76	75	1	0	0	0	0 (0)	20	20	
全事業所	4,080	3,518	425	128	8	1	11 (9)	1,150	43,630	

*1 検出限界線量：20 mrem

*2 カッコ内の数値は1982年度の値である。

Table A.2.2-4 従事者等の四半期別全身被曝線量分布

管理期間	従事者等の 人数	全身被曝線量分布 (人数)						平均被曝 線量 (mrem)	最大被曝 線量 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		検出限界 線量未満*		100 mrem 以上		300 mrem 以上				
		20 mrem 以上 100 mrem 未満	73	12	100 mrem 以上 300 mrem 未満	1000 mrem 以上	1000 mrem 以上			
第1四半期	2,189	2,104	73	12	0	0	2	190	4,320	
第2四半期	2,251	2,110	126	15	0	0	3	240	6,960	
第3四半期	2,281	2,106	167	8	0	0	3	160	6,970	
第4四半期	2,271	2,065	184	21	1	0	5	300	11,470	
年間	3,080	2,681	304	91	4	0	10	580	29,720	

* 検出限界線量：20 mrem

Table A. 2. 2-5 従事者等の作業者区別全身被曝線量分布

(東海研究所, 1983年度)

作業者区分	従事者等の 人数	全身被曝線量分布 (人数)				平均被曝 線量*2 (mrem)	最大被曝 線量 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		検出限界 線量未満*1	20 mrem 以上 100 mrem 未満	100 mrem 以上 300 mrem 未満	300 mrem 以上 1000 mrem 以上			
職員等	1,314	1,174	116	22	2	7 (10)	320	9,050
外来研究員等	347	306	34	7	0	7 (7)	210	2,400
請負業者	1,264	1,046	154	62	2	14 (12)	580	18,270
研修生	155	155	0	0	0	0 (0)	0	0
全作業者	3,080	2,681	304	91	4	10 (10)	580	29,720

*1 検出限界線量: 20 mrem

*2 カッコ内の数値は1982年度の値である。

A.2.3 内部被曝線量の管理

(1) 定期検査

(a) 被検者の選定

1983年度の定期検査被検者を選定するため、年度当初に放射線作業従事者の所属する課室ごとに非密封放射性物質の取扱状況の調査を行った。調査の対象となった課室数と従事者数は、東京本部では1課室23名(RI研修所)、東海研究所では118課室1,824名、および大洗研究所の18課室428名であった。調査項目は1982年度と同様に、 α 、 β 、 γ の各放射性核種とウランとに大別し、取扱核種、取扱量、作業方法、防護設備・防護具および作業建屋等である。

調査結果に基づいて、課室ごとに取扱核種、作業時間に基づいて作業者をグループ分けした。これらの作業者グループについて取扱作業状況、作業場の放射線管理状況、過去の体内汚染発生状況などをもとに、RI研修所放射線管理責任者、東海研究所放射線管理第2課、第3課および大洗研究所放射線管理課と調整し、また体内放射能課の検査能力を勘案して各課室に対する被検者数の割当原案を作成した。被検者は、この割当原案に基づき、各課室長と体内放射能課との調整ののち、所属課室長により決定された。

この結果、1982年度に比べ全 β 放射能尿検査で5名、トリチウム尿検査で7名、および全身計測で11名被検者数が増加した。その他の検査は、1982年度とほぼ同数である。

検査種目ごとの被検者数を Table A.2.3-1 に示す。

(服部 隆充)

(b) 検査結果

定期検査は、バイオアッセイと体外計測により実施した。バイオアッセイの全 α 放射能尿検査は年2回、体外計測の胸部計測は年1回、その他の検査は年4回実施した。これらのうち大洗研究所の職員の全身計測は、大洗研究所で実施された。これらの検査結果を Table A.2.3-2 に示す。検査の結果、バックグラウンドの変動範囲を超えた被検者が、全身計測で5名(東海研究所)あったが、再検査の結果有意な汚染は見出されなかった。

(水下 誠一, 服部 隆充)

(2) 臨時検査

臨時検査は14件、107名について実施した。このうち7件、73名は入退域検査として行われたものである。Table A.2.3-3 に結果を示す。この検査の結果、体内汚染は検出されなかった。

(3) バックグラウンド調査

定期、臨時両検査の測定値について、有意な汚染の有無を判定するために必要なバックグラウンドデータの調査を実施した。対象者は非密封の放射性物質を取り扱ったことのない職員、あるいは過去数年間に取り扱っていない職員から選定した。1983年度は24名について延べ379例(全 α 放射能41, 全 β 放射能84, トリチウム85, 天然ウラン86, 全身計測62, 胸部計測21)の測定値が得られた。

(水下 誠一, 服部 隆充)

Table A. 2.3-1 1983年度定期検査被検者選定数

検査方法	検査種目	東京本部	東海研究所	大洗研究所	計
バイオ アッセイ (尿検査)	全 α 放射能	0	13	29	42
	全 β 放射能	5	11	0	16
	トリチウム	3	67	3	73
	天然ウラン	0	14	4	18
体外計測	全身計測	3	86	45	134
	胸部計測	0	10	17	27
計		11	201	98	310

Table A. 2.3-2 定期検査結果
(全事業所, 1983年度)

検査方法	検査種目	受検者数	受検率(%)	再検査者数	臨時検査が必要とされた者
バイオアッセイ (尿検査)	全 α 放射能	84	100	0	0
	全 β 放射能	63	98	0	0
	トリチウム	284	98	0	0
	天然ウラン	72	100	0	0
体外計測	全身計測	524*	99	5	0
	胸部計測	27	100	0	0
計		1054	99	5	0

* 大洗研究所で実施したもの174を含む

Table A. 2.3-3 臨時検査結果 (全事業所, 1983年度)

No.	期日*1	検査核種	被検者数	検査*2方法	測定数または試料数	体内汚染検出者	備考
1	1983. 4. 8	γ 線放出核種	8	I	16	0	*3
2	6. 3	γ 線放出核種	8	I	16	0	*3
3	6. 14	γ 線放出核種	2	I	4	0	*3
4	7. 11	γ 線放出核種	10	I	20	0	*3
5	7. 17	^3H	12	E	12	0	
6	8. 8	^3H	2	E	10	0	
7	8. 24	γ 線放出核種	32	I	64	0	*3
8	9. 2	^{137}Cs	4	I	8	0	
9	10. 6	γ 線放出核種	7	I	7	0	
10	12. 1	^{131}I	1	I	1	0	
11	12. 19	γ 線放出核種	5	I	10	0	*3
12	1984. 1. 6	γ 線放出核種	8	I	16	0	*3
13	1. 19	^{60}Co	1	I	1	0	
14	2. 8	^{60}Co	7	I	7	0	
計			107		192	0	

*1 体内汚染の場合は発生日, 入退域検査の場合は作業前測定日

*2 E; バイオアッセイ, I; 体外計測

*3 外部業者の入退域に係る検査

A.2.4 個人被曝線量等の登録

個人被曝線量等の登録は、原研全事業所の放射線作業者を対象に、所内被曝管理のための所内登録と、放射線従事者中央登録センターに対する中央登録について実施した。

所内登録については、従事者等の全身被曝データ年間延 11,941件、局部被曝データ年間延 171件および一時立入者（フィルムバッジを着用した者）の全身被曝データ年間延 1,448件について処理し、その記録を保存するとともに通知した。

中央登録については、被曝線量登録管理制度に基づき、従事者等の指定登録、指定解除登録、定期線量登録および法定記録（指定解除者放射線管理記録）など年間延 11,707件の登録申請を行った。Table A.2.4-1 に中央登録データ件数を示す。

（河合 勝雄）

Table A.2.4-1 中央登録申請データ件数

（全事業所，1983年度）

管理期間 データの種別	管理期間				年 間
	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	
事前登録	48	33	24	12	117
指定登録	536	620	687	567	2,410
指定解除登録	550	619	647	641	2,457
指定解除者 放射線管理記録	550	618	646	641	2,455
個人識別変更登録	23	8	2	2	35
手帳発効登録	57	13	8	4	82
定期線量登録	4,138	13	0	0	4,151

1 A.3 施設の放射線管理

A.3.1 概要

原子炉施設、RI取扱施設、核燃料取扱施設など各種施設について放射線管理を実施した。平常の放射線管理業務の強化に関連して、老朽化した放射線管理機器の更新および整備を進めるとともに、年次計画による放射線管理モニタの集中監視システムの導入を推進した。

放射線管理モニタの集中監視システムは、1981年度から研究炉を中心に年次的に整備を進めているものであり、放射線管理用モニタを集中監視するとともに施設運転の情報と有機的に結合して、放射線管理の効率化をはかろうとするものである。1983年度はJRR-4についてシステムを整備した。

1983年度に行われた放射線管理の主要なものは次の作業に関するものである。

- (1) 第1研究棟建家改修工事に伴う排気設備等の撤去工事
- (2) ホットラボ排気2-2系統フィルタユニット更新工事およびグラファイトラボ・グローブボックス撤去作業
- (3) JRR-2における熱交換器交換工事、主重水ポンプ分解点検作業
- (4) JRR-3における極低温照射装置等の撤去作業
- (5) リニアックにおけるターゲット更新作業およびターゲット室等の改修作業
- (6) 再処理特研における長期貯蔵施設および廃液操作貯蔵室タンク室の除染
- (7) 焼却処理施設における焼却処理装置解体撤去作業
- (8) JPDR施設利用試験における原子炉一次冷却系、冷却材浄化脱塩系および廃液系等各配管の切断作業、一次系統の化学除染試験
- (9) 燃料試験施設セル除染作業、内装器材の保守点検、および遮蔽安全実験装置の解体作業

これらの作業において許容量を超える作業者の被曝は生じていない。また、年度内に実施した各施設の平常の放射線管理において、作業環境モニタリングから特記すべき異常は検出されていない。

このほか、JRR-3改造工事ならびに、JT-60実験棟（那珂町）等の建設に当たっては、放射線管理方式の検討、放射線管理設備の整備を行った。また、JPDR解体に係る放射線管理技術の開発計画、JRR-3改造計画への参画、原子力施設のデコミッションングに関する委員会等に参加し活動した。

（山本 峯澄，松井 浩）

A.3.2 第1研究棟西棟改修工事の放射線管理

第1研究棟西棟（以下「1棟」という。）では、1982年1月から実験室内の実験装置、器具などの第4研究棟への移転作業¹⁾、1982年7月からフード、流しなどの実験用設備の撤去作業²⁾に引き続いて1983年1月から12月にかけて建家躯体を除くすべての排気、排水設備および内装設備などを撤去し、かつ汚染箇所は除染して居室およびコールド実験室に更新する改修工事が実施された。

ここでは、1983年1月から6月にかけて行われたホット系の排気、排水設備などの汚染機器類の撤去作業、除染作業時の放射線管理およびこれらの作業で得られた放射線管理上の知見を述べる。

(1) 改修工事の進め方

工事は大きく3段階に分けて行われた。第1段階においては工事着手前に非管理区域であった居室におかれていた非汚染機器類の解体、撤去作業が行われ、第2段階においては西棟全域を管理区域に設定して、ホット排水管を上流側から下流側へと撤去し、排気ダクトについては既設排気設備を運転している状態で、末端部分から下流側の順に解体撤去された。第3段階においては西棟全域の放射性汚染物の撤去、除染を行い、汚染のないことを確認したうえで、全域の管理区域を解除し、居室およびコールド実験室への改修工事に入った。

(2) 改修工事に係る放射線管理方法

1棟は化学実験室であったため管理区域の照射線量率の最大はホット排水管表面の0.5 mR/h、また表面汚染密度の最大はフードが設置されていた床面の局所的な汚染の $1 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ であった。これらの主要核種は ^{137}Cs であった。これらのことから工事中の放射線管理としては、外部・内部被曝管理のための作業環境モニタリングよりはむしろ、内装機器類の解体・撤去に伴い発生する大量の搬出物品にたいする汚染検査をいかに効率よく確実にを行うかが重要であった。

搬出物品にたいする汚染検査は一次検査を工事業者側が行い、最終検査を原研側放管が行った。搬出物品の管理には物品がホット系のものか、コールド系のものかに応じて色の異なるスプレーペンキを吹き付けて識別した。また、汚染検査を終了し基準値以下で搬出可能となった物品には、原研放管のみが所有し使用する専用の色のペンキを吹き付けることにより判定を明確にした。これらの汚染検査業務量の増加に対処するため、工事期間中、業務委託により放射線管理の補助要員を確保した。

(3) 汚染の状況

改修工事においてはすべての汚染箇所を撤去・除染するため、1棟内すべての床・壁・天井などについての汚染検査を行った。検査の結果施設の老朽化のほかに構造上あるいは取り扱い上に起因すると思われる汚染が種々の箇所に検出された。

老朽化による汚染としては、ホット排水管からの漏洩によるフード下床面の汚染($1 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)がある。これに起因する汚染はフード設置場所のほとんどにあった。また、構造上などによる汚染としては ^{14}C による汚染があげられる。 ^{14}C は標識化合物の合成・製造実験のため345、347号室で取り扱われていた。 ^{14}C により実験室内の床・壁・天井のほか、機器類のあらゆるものが $1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 程度汚染されていた。汚染密度は鉄製窓枠の錆びた箇所が一番高く $2 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ であった。この他には取り扱い実験室に関係する給・排気ダクトおよび排水

管もほぼ $1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 程度に汚染していた。このように広い範囲が汚染した原因としては、標識化合物を取り扱った実験用ガラス器具を重クロム酸硫酸混合溶液内で煮沸洗浄したことなどにより、 ^{14}C がガス状 (CO_2) になって室内に拡散したものと推定される。給気ダクトの汚染は、排気系の運転が停止する夜間などに、遊離した ^{14}C が給気系へ逆流したことが原因と考えられる。また、排気系には ^{14}C にたいして効果的な浄化設備が設置されてなく、HEPA フィルタのみであったため排気チェンバー、排気ダクト、および排気筒が汚染されていた。なお、これらの汚染検査には ^{14}C の低エネルギー β 線も検出できる比例計数管式サーベイメータ (コンタマツト) が有効であった。

改修工事は汚染拡大など、とくに問題となるようなこともなく終了した。以下には本作業の放射線管理経験で得られた知見と、今後の同種の施設建設時における検討事項および管理上の課題について列挙する。

- ① 「放管補助要員」は短期間に多くの放射線管理業務が集中する本作業の場合非常に効率的であった。
- ② 搬出物品にたいする管理のために採り入れたカラースプレによる色別表示は、タグによる方法に比べ確実性および判別性において優れており効果的であった。
- ③ 1 棟では第 2 種管理区域で少量の非密封核燃料物質の使用が認められてきたが、第 2 種管理区域での非密封 RI などの取り扱いには避けるべきである。
- ④ 第 1 種管理区域内にホット系とコールド系の排水設備を設置する場合は、流し台の設置位置を離すとともに、色を変えるなどの明確に区分できるようにする必要がある。
- ⑤ ^{14}C などの核種を揮発性の形で取り扱う実験室は、有効な捕集機能を有する排気系設備を設置する必要がある。
- ⑥ 実験室床面の施工にさいしては、コーナ部をできるだけまるみをもたせるとともに、除染作業を容易にできるような床面材の選定を行い、腰壁部への立上り部を 30 cm 程度設ける必要がある。
- ⑦ ホット・コールド系の排気・排水管などはそれぞれ独立したパイプスペース内に設置することが望ましいが、それができない時は、系統が明確に区分できるようにする必要がある。

(松下 紘三)

参考文献

- 1) 松下紘三：保健物理—管理と研究—No. 24 JAERI-M 82-112, 32 (1981)
- 2) 松下紘三：保健物理—管理と研究—No. 25 JAERI-M 83-134, 32 (1982)

A.3.3 ホットラボの排気2-2系統浄化設備更新工事に伴う放射線管理

ホットラボの地下排風機室内の排気2-2系統浄化設備更新工事が、1983年11月から4カ月にわたって実施された。排気2-2系統浄化設備は1962年2月に使用を開始し、22年間使用されてきた。

更新作業の主な工程は、①作業場所の養生、②排気ダクト（上流、下流側）の解体・撤去、③フィルタ・ユニット内のフィルタ取り出し、④フィルタ・ユニット解体・撤去、⑤基礎コンクリート解体、⑥新フィルタ・ユニットの設置、ダクト取り付けという手順であった。

作業に先立ち、排気2-2系統浄化設備につながる冶金B、C、Dの各ケーブルの使用を中止し、ケーブル内除染を行い、背面扉、天井ハッチなど開口部に目張を施し、ケーブル内から放射性汚染が漏洩しないように措置した。

Fig.A.3.3-1に排気2-2系統浄化設備の照射線量率と内部表面汚染密度を示す。内部表面汚染密度は、最大 $1 \times 10^3 \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 、平均 $4 \times 10^4 \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ （遊離性汚染）であり、主な汚染核種は、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs であった。このため、フィルタ・ユニット、排気ダクト内部の汚染が、切断時に拡大することが考えられたので、仮設ハウス、局所排気などを設けた。ダクト細断処理時の仮設ハウス内の遊離性汚染密度は最大 $6.0 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ であり、空気中濃度（ $\beta(r)$ ）は最大 $1.5 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ になった。

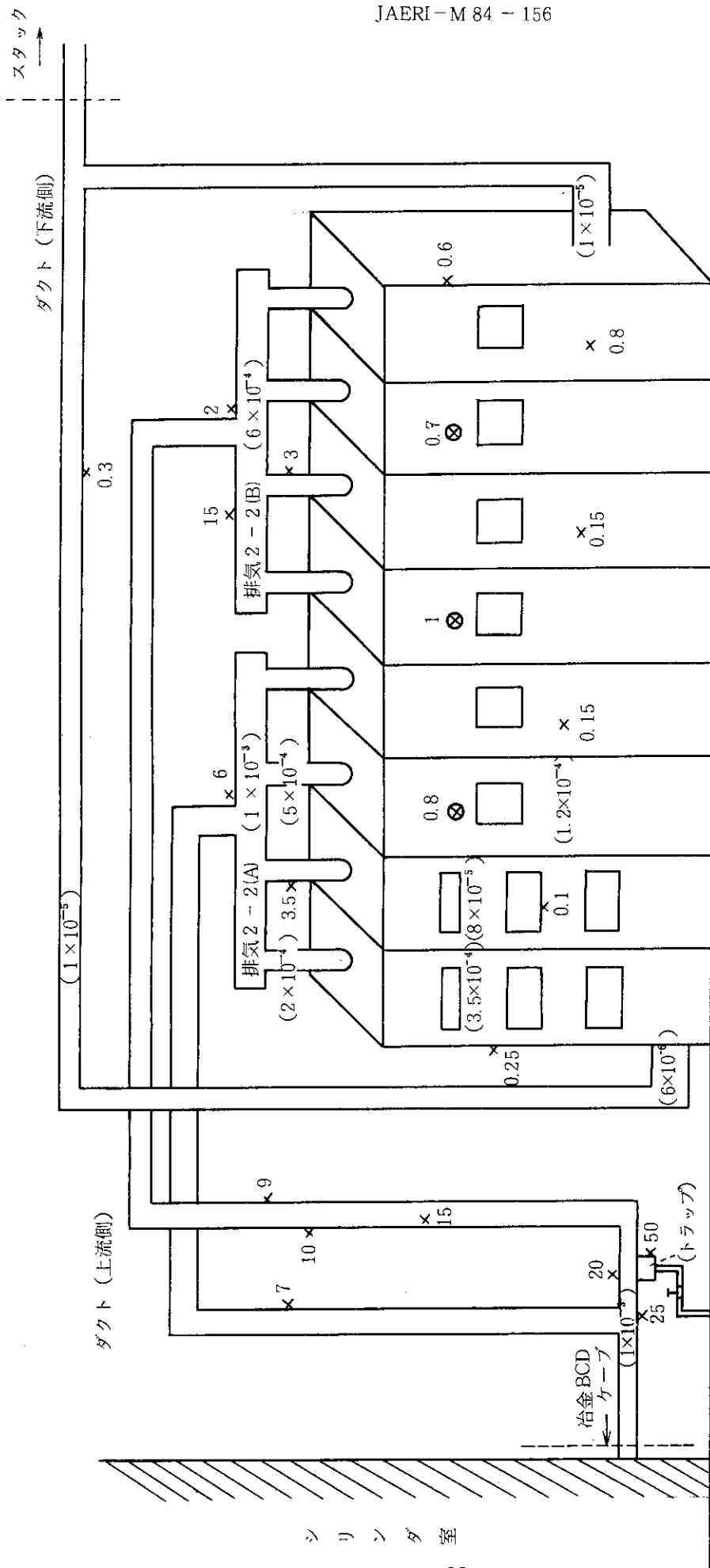
内部被曝、身体汚染を防止するために、作業内容に応じて半面マスク、全面マスク、ビニールアノラック、タイベックスーツなどを着用させた。作業終了後に、身体、防護具などの汚染検査を実施した結果、数名の全面マスクのフィルタから最大で $5.0 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ の汚染（ $\beta(r)$ ）が検出されたが、鼻孔等の汚染は検出されなかった。

排気2-2系統浄化設備の照射線量率は、排気ダクト（上流側）のトラップ表面が $50 \text{ mR}/\text{h}$ あり、その周辺にも部分的に $20 \sim 30 \text{ mR}/\text{h}$ の高線量率の箇所があり、この作業位置は $20 \text{ mR}/\text{h}$ 程度の照射線量率であった。この撤去作業は交代で行い、作業にはアラームメータを着用させ、計画被曝線量（ 50 mrem ）を定めて作業した。撤去後の当該区域の線量率は $1.0 \text{ mR}/\text{h}$ に下がった。

作業者のポケット線量計による集団被曝線量は $438 \text{ 人} \cdot \text{ミリレム}$ で、個人最大で 49 mrem であり、計画被曝線量以内で作業は終了した。

なお、本作業において、ポケット線量計の読み取りで、温度差に起因する疑似線量が認められた。これは立入前の読み取り時の気温と作業室内の気温が暖房の影響で 20°C 程度の差が生じたこと、溶接作業によるポケット線量計着用部位の温度が上昇したこと等による。使用したポケット線量計のうち、最も温度依存性が著しいものは $0.7 \text{ mrad}/^\circ\text{C}$ であった。他のポケット線量計はいずれも $0.2 \text{ mrad}/^\circ\text{C}$ であった。したがって、ポケット線量計の読み取りにあたっては、高温下で使用した場合は温度の下がるのを待って測るなど、着用前の読み取り時と温度差が出ないように配慮する必要のあることがわかった。

（沢島 勝紀）



注) () 数は内部の表面汚染密度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)

Fig. A. 3.3-1 排気 2-2 系統浄化設備 (更新前) の照射線量率と内部表面汚染密度

- x 印は照射線量率測定点 (mR/h)
- ⊗ 印は裏側の照射線量率測定点 (mR/h)
- 更新範囲

A.3.4 JRR-2 主重水熱交換器 (DE-1) 交換作業時の放射線管理

1984年1月23日から3月31日にかけて、JRR-2主重水熱交換器（「以下DE-1」と略記）の交換作業が行われた。この作業は、DE-1の伝熱管が破損したため、新たに製作した熱交換器と交換するというものであった。作業内容は、熱交換器まわりの一次系および二次系配管などを切り離し、新旧の熱交換器を交換し、配管などを復旧するというものであった。このような熱交換器の交換作業は、1970年8月にも行われている。この時も今回と同様に伝熱管破損に伴うもので、2基の熱交換器が交換された。今回の交換作業における放射線管理の概要を述べ、前回の交換作業で得られた放射線管理データと比較し、被曝を低減する上での問題点を検討した。

(1) 作業時の放射線レベルおよび放射線防護

今回の交換作業における作業場の照射線量率は、一次系配管や機器などの内部に付着している ^{60}Co などからの放射線により、2~10 mR/hであった。今回の作業では計画被曝線量を400 mremと定め、ポケット線量計により被曝線量を管理した。一次系配管取り外し時のトリチウムによる空気汚染の拡大防止対策として、系内の排気および局所排気を行った。これによりトリチウムの空気中濃度は、作業位置において、1日最大値 $5.5 \times 10^{-6} \sim 1.5 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。作業者のトリチウムによる内部被曝の防止対策として、一次系配管を取り外すような場合には、送風マスクやビニールアノラックなどを着用させた。

(2) 過去の管理データとの比較

Table A. 3.4-1に1970年に実施された熱交換器の交換作業における放射線管理データと今回の交換作業時の管理データとを比較して示す。作業場の照射線量率および作業中に発生したトリチウムの空気中濃度は、今回の作業時と前回の作業時はほぼ同程度であった。トリチウムによる作業者の内部被曝線量は、今回は全員10 mrem以下であった。

これに対して前回は¹⁾作業者15名のうち7名が10 mrem以上の被曝をし、個人の最大で59 mrem、被曝者全員のトリチウムの内部被曝線量の合計値は190 mremであった。これは、送風マスク等の着用により作業性が悪化し、これにより外部被曝が増加することとなり全体として被曝線量の増加をまねくと判断され、異常に高い空気汚染が生じたときのみ防護具を着用したことによる²⁾。一方、作業者の外部被曝線量は、今回は個人の最大が300 mrem、作業者の平均が104 mremであった。これらの値は、前回の作業時の値と同程度である。しかし、総被曝線量では、2820人・ミリレムと前回の1760人・ミリレムに比べ約60%高い値であった。この主な原因としては、一次系配管等の取り外しと熱交換器の架構基礎および架構新設工事などに作業日数がかかったことと、内部被曝防止のための防護具の着用により作業効率が低下し、結果的に被曝線量の増加につながったことも若干影響していると思われる。このようなことから、総被曝線量を低減するためには、①必要最小限の作業員数で作業を実施させる。②作業内容および作業手順を作業者に熟知させ作業効率を向上させることが上げられる。また、作業性をそこなわないような防護具などの開発と一次系からの重水漏洩時の突発的な空気汚染に対処するための応急的な防護具などを備える必要がある。

(後藤 孝徳)

参考文献

- 1) 研究炉管理部・保健物理安全管理部：重水炉（JRR-2, JRR-3）の運転経験, JAERI-M-4304, 36-37 (1971)
- 2) 穴沢 豊, 国分守信, 藤田久美雄：作業環境におけるトリチウムのモニタリング, 保健物理, 7, 32 (1972)

Table A. 3.4-1 JRR-2 主重水熱交換器交換作業時の放射線管理データの比較

作業実施期日		1970年8月~9月 ¹⁾ (DE-1, 2交換)	1984年1月23日~3月31日 (DE-1交換)
照射線量率レベル (mR/h)		2~6 (最大: 400)	2~10 (最大: 300)
トリチウムによる空気汚染濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)		6.0×10^{-6} ~ 2.5×10^{-6}	5.5×10^{-6} ~ 1.5×10^{-4}
外部被曝線量 ^{*1}	個人平均 (mrem)	120	104
	個人最大 (mrem)	280	300
	総被曝線量 (person-mrem)	1760	2820
内部被曝線量	個人平均 (mrem)	13^{*2}	$< 10^{*3}$
	個人最大 (mrem)	59^{*2}	$< 10^{*3}$
	総被曝線量 (person-mrem)	190^{*2}	$< 10^{*3}$
作業人数	(人)	15	27

*1 フィルムバッジによる測定結果

*2 尿検査による測定結果

*3 吸気測定による結果

A.3.5 JRR-2 主重水ポンプ分解点検作業時の放射線管理

JRR-2では、1984年2月8日から約2週間にわたって、主重水ポンプ（DP-1, DP-2）の分解点検作業が行われた。この作業は、主重水ポンプの健全性の確認を目的としたものであり、2基の主重水ポンプを分解し、それぞれの部品の外観検査および寸法測定を行い、摩耗した部品を交換して組み立てるといったものであった。

作業を行うにあたって、ポンプ内部に残留重水のあることが予想され、また分解する部品の表面には、 ^{60}Co など腐食生成物による高レベルの汚染が予想された。このようなことから、放射線管理上は、作業者の内部被曝の防止および作業エリア外への汚染拡大防止のための管理に重点を置く必要があった。

分解点検作業は、炉室一階に設置されたビニールハウス内で行い、空気汚染の発生防止対策としては、ハウス内排気系の他に局所排気系が設置された。作業者は、ビニールアノラックおよび送風マスクを着用し、作業時の空気汚染の監視は、トリチウムモニタおよびルームダストモニタにより連続して行った。

本作業における主な放射線管理データをTable A.3.5-1に示す。分解前の重水ポンプの表面線量率は、1～2 mR/h程度で最大で10 mR/hであった。分解後の各部品での表面線量率は10～500 mR/hであり、作業位置での線量率は平均で3～5 mR/h、最大で20 mR/hであった。これら部品の表面汚染密度は、スミヤ法の測定結果で $5 \times 10^{-5} \sim 5 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ であった。汚染核種の主なものは ^{60}Co および ^{51}Cr であり、これらは約1対1の比で存在した。また、作業時におけるトリチウムの空気汚染は平均で $1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、最大で $9.3 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であり、 ^{60}Co 等による放射性塵埃の一日平均濃度は、最大で $4.5 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。

作業者の内部被曝は、トリチウムに対して呼気中濃度の測定によりチェックした。その結果は、全作業者とも10 mrem以下であった。

作業期間中の外部被曝線量は、計画被曝線量が300 mremであったのに対し個人の最大が150 mremであり、総被曝線量としては390人・ミリレムであった。手先の被曝線量は作業者の最大が300 mremであり、胸部での被曝線量と比較すると各作業者とも約2倍程度であった。

JRR-2では、炉室内に設置した簡易ビニールハウスで、今回のような作業を行うことは初めての経験であったが、異常な被曝や汚染の拡大もなく作業を終了することができた。

今回の作業での問題としては、作業場であるビニールハウスが空間的に狭かったため、分解した高線量率の部品を作業者の近くに置かなければならず、作業位置の線量を上昇させ無用な被曝の原因となったことがあげられる。今後これと同様な作業を行う場合には、高線量率の部品等の一時置場など、十分なスペースを確保し、被曝の低減を計る必要がある。

(大内 富男)

Table A.3.5-1 主重水ポンプ分解点検時の放射線管理データ

ポンプ分解 前表面の線 量率 (mR/h)	ポンプ分解部品		空气中放射能濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)		作業者の被曝線量
	線量率 (mR/h)	表面汚染密度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)	トリチウム	*1 放射性塵埃	
1.0 ~ 10	10 ~ 500	4.5×10^{-5} } 4.5×10^{-3}	1.0×10^{-5} } 9.3×10^{-5}	1.2×10^{-11} } 4.5×10^{-10}	平均 $98 (195)^{*2}$ mrem 最大 150 (300) mrem 総被曝 390 person • mrem

* 1. 主核種 ^{60}Co , ^{51}Cr

* 2. () 内は局部被曝

A.3.6 JRR-3の極低温照射装置撤去作業時の放射線管理

極低温照射装置(LHTL)は、ファーストコンバータ(90%濃縮ウラン426g)を有する実験装置であり、1962年2月JRR-3実験孔H-5に設置された。この装置は主として材料を極低温(液体He冷却)で中性子照射し、照射損傷の機構や超電導磁石材料の耐照射性の試験などの研究に使用されてきた。実験終了に伴い、1984年2月13日から3月30日にかけて、撤去作業が実施された。

撤去作業は、炉外部の機器であるHeガス冷却装置、ファーストコンバータ冷却装置、試料操作部および計測制御装置の解体撤去と、炉内装置の水平実験孔照射プラグの解体撤去に大別される。

炉外部の撤去時に大量に発生する撤去品の一般廃棄物と放射性廃棄物の区分のための汚染検査は、汚染検査用GM管式サーベイメータと比例計数管型サーベイメータ(コンタマツ)を併用して行った。汚染した試料操作部の機器、He系冷却器類(汚染密度: $1 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)の解体はグリーンハウス内でバンドソーを用いて行い、防護具として半面マスクを着用させた。グリーンハウス内の空気汚染はダストモニタにより連続的に監視したが、空気汚染は検出されなかった。

照射プラグの引き抜き時には5,000 R/h以上の高線量率が予想されたため、遮蔽容器を用いた。ファーストコンバータは、JRR-3内のホットケープで照射プラグから切断、分離され、ホットラボにおいて密封容器に封入してJRR-3 SF プールに保管された。照射プラグは遮蔽プラグとしてH-5実験孔に再挿入した。この作業においては、炉内から漏洩するビーム状の γ 線およびファーストコンバータからの γ 線による外部被曝の管理に重点をおいた。このため作業前の打合せ、リハーサルを十分に行い、さらに関係者以外の炉室、SF室への立ち入りを禁止するとともに作業はクレーンを用いて遠隔操作で行った。作業の行程と各作業時の線量率、実験孔内の線量率をFig.A.3.6-1に示す。ファーストコンバータの線量率はケープにセットされたラドコン線量計によって測定した結果、表面で5,400 R/h、50 cmで390 R/hであった。また、実験孔内の線量率はテレクターによって測定した結果、最大340 R/h(熱遮蔽タンク壁部)であった。

これら一連の作業による外来業者の外部被曝線量は、ポケット線量計の測定値で個人最大62 mrem、個人平均38 mrem、集団線量は226人・ミリレムであった。

今回の作業では、照射プラグの遮蔽容器を用いたケープへの運搬、自動切断機へのセッティング、切断までの行程を同じ大きさのダミーを使ってあらかじめリハーサルを行い、その時点で方法の確認、改善等を行ったため、実際の作業を円滑にし、外部被曝の防護上有効であった。また、使用履歴および事前検査では汚染がないと判断されていた炉外部Heガス熱交換系に汚染が検出された(主要核種 ^{60}Co , ^{54}Mn)。この原因は①カプセル挿入用ボート(SUS)と照射筒(SUS)の間の摩擦による金属粉の放射化②試料投入用円筒弁等の金属粉の放射化など微量の放射化物が長期間にわたり蓄積したものと考えられる。

(村山 卓)

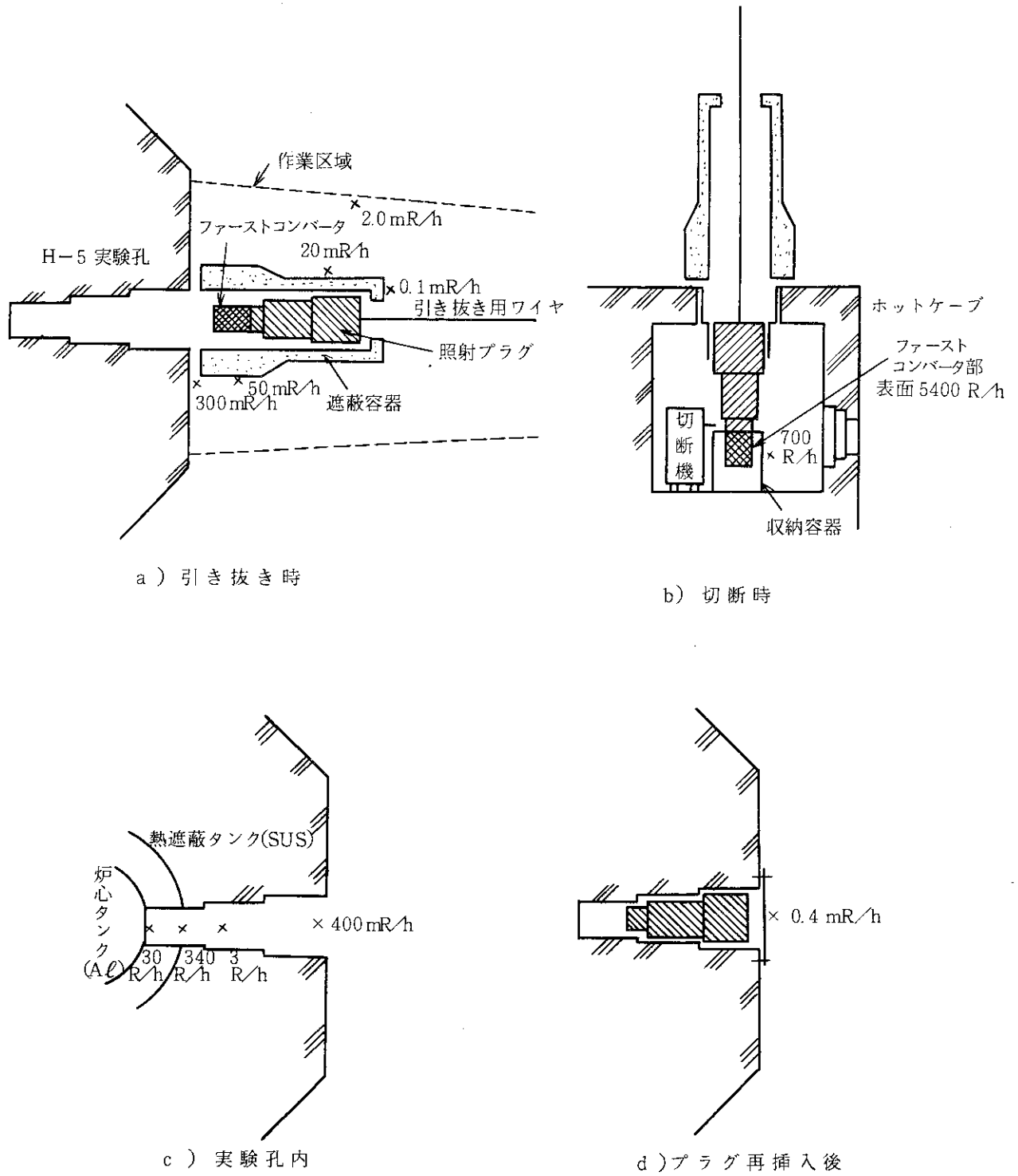


Fig. A. 3.6-1 LHTL 撤去作業時の照射線量率

(東海研究所 1983 年度)

A.3.7 再処理特研廃液長期貯蔵施設LV-3～6区画除染作業時の放射線管理

廃液長期貯蔵施設のプロセス廃液タンク室LV-3～6区画（以下「LV-3～6区画」という）は、1968年に実施された湿式再処理ホット試験時に汚染が生じ、水性ペイントにより固定されていた。しかし近年、水性ペイントの経年劣化による遊離性汚染が認められるようになったため、1983年2月から約5カ月にわたってLV-3～6区画内の除染が実施された。

作業区画の汚染度は α 線放出核種（以下「 α 」と略記。）で平均 $1.4 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 程度あり主な核種は ^{239}Pu であった。ローカルサンプラのフィルタで捕集された塵埃の α 線エネルギースペクトル図をFig. A. 3.7-1に示す。 $\beta(\gamma)$ 線放出核種（以下「 $\beta(\gamma)$ 」と略記。）では平均 $9.0 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ （主な核種は ^{137}Cs ）程度であった。また、照射線量率はタンク表面で最大7 mR/h、平均で2～3 mR/hであった。

(1) 作業内容

- (a) LV-3/4区画：ケレン・溶剤により水性ペイントを剥離し、中性洗剤・10%硝酸溶液により除染した。
- (b) LV-5/6区画：ケレン・ハンマによりポリエステルライニングを除去し、オートチゼルなどによりモルタルを除去した。また、その後ライニングを施工した。

(2) 作業上の処置

この作業では遊離性汚染が発生するので作業者の内部被曝、身体汚染および汚染拡大を防止するため下記の処置をした。

- (a) 除染作業者は送風マスク、PVC・タイベックスーツおよびゴム長靴などを着用した。
- (b) 靴カバー、ゴム手袋は複数着用し、汚染レベルの違う場所へ立ち入る時は外側を脱ぐようにした。
- (c) 作業区画入口には第1、第2、第3バリアを設置し、第1、第2バリアにはそれぞれグリーンハウスを設け、防護具の着脱をした。
- (d) 作業に伴な発生する塵埃の飛散防止のため局所排気設備を設けた。
- (e) LV-3/4とLV-5/6区画の空気汚染による相互汚染を防止するためビニールにより仕切りを設けた。

(3) モニタリング結果

作業中は、LV-3～6区画内、グリーンハウス内およびLV-3～6区画部屋系排気フィルタの2次側の空気汚染をモニタリングするとともに、作業工程ごとに作業者にパーソナルサンプラを装着させ、呼吸域の空気をサンプリングした。

(a) 空気汚染

LV-3～6区画内の空気中放射能濃度は、 α で最大 $3.9 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、 $\beta(\gamma)$ で最大 $2.3 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。作業工程ごとにパーソナルサンプラを使用して作業者の呼吸域での濃度を測定したところ、 α で最大 $7.9 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、 $\beta(\gamma)$ で最大 $6.2 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。また、グリーンハウスおよび排気中の空気中放射能濃度は、 α および $\beta(\gamma)$ ともに検出限界以下であった。

(b) 表面汚染

除染後のLV-3～6区画内の直接サーベイ法による表面汚染測定結果をFig. A. 3.7-2に示す。表面汚染密度は、LV-3/4区画で最大 $2.5 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 、LV-5/6区画で最大 α

$3.6 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$, また残存汚染量は, LV-3/4 区画で $\alpha: 7.2 \mu\text{Ci}$, $\beta(\gamma): 2.2 \times 10^2 \mu\text{Ci}$, LV-5/6 区画で $\alpha: 3.2 \mu\text{Ci}$, $\beta(\gamma): 9.6 \times 10^1 \mu\text{Ci}$ であった。なお $\beta(\gamma)$ の残存汚染量は β/α 比 (実測値) を 30 として算出した。また, 遊離性の汚染は配管およびピットの一部を除きすべて検出限界以下になった。その他, ワンピースに α で最大 $4.1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$, 第 2, 第 3 バリア内床に α で最大 $5.0 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ の汚染が検出されたほか身体汚染は発生しなかった。

(c) 被曝線量

計画被曝線量は作業時間の長短により 100 ~ 450 mrem に設定した。その結果, 個人被曝線量の最大は 300 mrem, 総被曝線量は 2580 人・ミリレム, 平均被曝線量は 152 mrem であった。また, ^{239}Pu (肺・不溶) による推定内部被曝線量は 10 mrem 以下と算定された。

(4) この作業から得られた参考事項

- (a) 各作業工程において求めた再浮遊係数を Table A. 3.7-1 に示す。作業中は塵埃の発生を防止するため, 湿式で作業を行い, さらに局所排気設備を使用した。
- (b) パーソナルサンプラで集塵した呼吸域と区画内の空气中放射能濃度は, ほぼ同じであった。これは区画内の換気容量が少なかったこと, および局所排気設備を使用したためと思われる。
- (c) 作業中, 送風マスクの空気供給ラインの継手部がはずれ, 空気の供給が一時遮断されたことがあった。そのため送風マスクを使用する時は作業開始前に継手部を確認すると同時に, 継手部の少ない物を用いるようにする必要がある。また, 発汗の多い作業で全面マスク (フィルタ 1 個装着のもの) を着用した時, 汗によりフィルタが目詰まりしたことがあった。このような作業にはサイドフィルタ方式 (フィルタ 2 個装着のもの) が適していると考えられる。

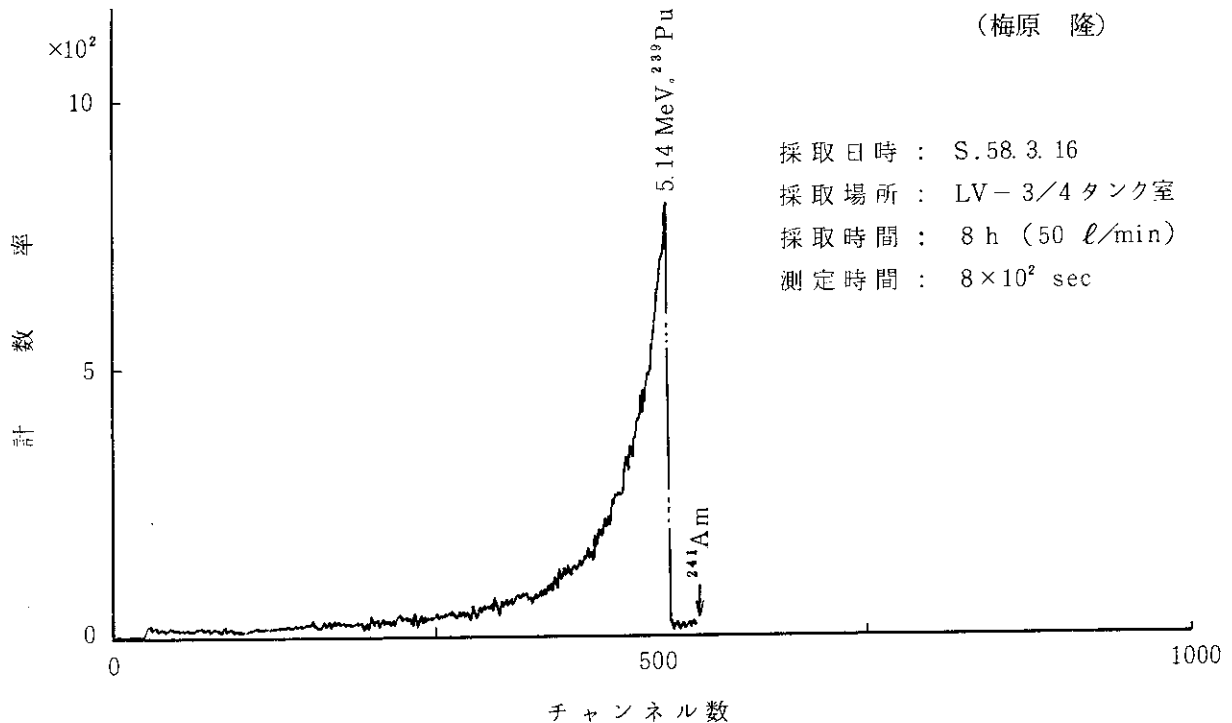





Fig. A. 3.7-1 ローカルサンプラのフィルタ (HE-40T) に捕集された塵埃の α 線エネルギースペクトル図 (真空, S-D: 10 mm)

測定年月日 : LV-3/4 1983. 6. 6
 LV-5/6 1983. 5. 10

単位 : dpm/100 cm²

汚染部 :  $6 \times 10^2 \sim 4.5 \times 10^3$
 4.5×10^3 以上
 スポット汚染

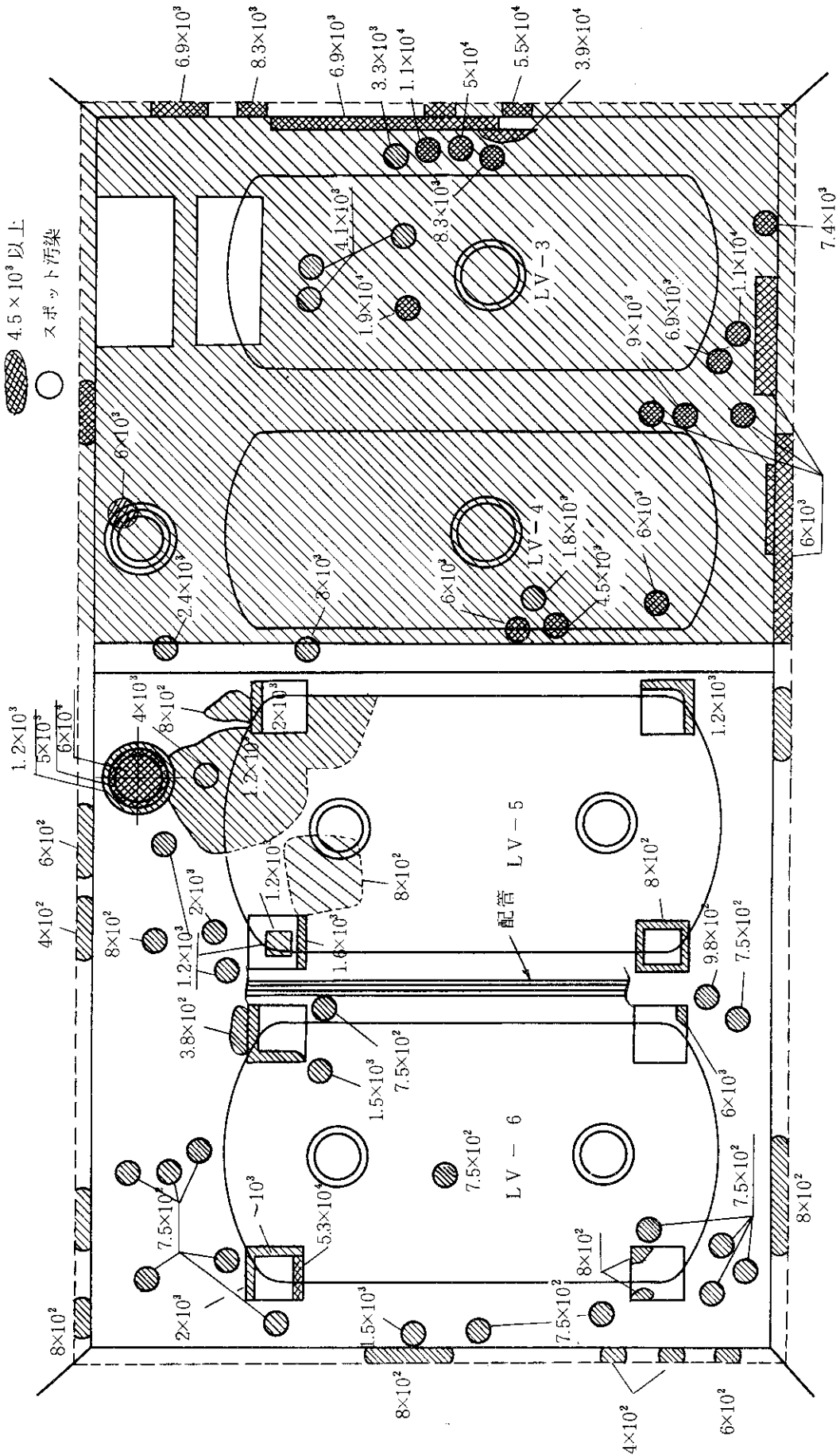


Fig. A. 3.7-2 LV-3 ~ 6 区画内除染後のα線サーベイ測定結果

Table.A. 3.7 - 1 各作業工程における再浮遊係数^{*1}

作業工程	作業方法	表面汚染密度 ^{*2} ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)	空气中放射能濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	再浮遊係数 (cm^{-1})
LV-3/4 区画 ペイント剥離	<ul style="list-style-type: none"> ケレン主体, 一部残ペイントに溶剤使用 ウエットの状態で作業 	1.4×10^{-3}	最大 3.9×10^{-10} 平均 1.3×10^{-10}	最大 2.8×10^{-7} 平均 9.3×10^{-8}
LV-3/4 区画除染	<ul style="list-style-type: none"> 中性洗剤による除染 (洗剤→乾ウエス→ぬれウエス→乾ウエス) 	4.1×10^{-6}	1.2×10^{-12}	2.8×10^{-7}
LV-5/6 区画 ライニング剥離	<ul style="list-style-type: none"> ケレン主体, ガラスクロス (補強材) ではハンママーリング併用 	6.8×10^{-4}	最大 3.5×10^{-10} 平均 1.3×10^{-10}	最大 5.1×10^{-7} 平均 1.9×10^{-7}
LV-5/6 区画 コンクリートはつり	<ul style="list-style-type: none"> オートチゼル (圧空作動), 手はつりの併用 	1.4×10^{-5}	最大 1.8×10^{-11} 平均 6.8×10^{-12}	最大 5.0×10^{-7} 平均 2.6×10^{-7}

* 1. α 線測定値から算出した。

* 2. 除染前のスミヤ法による測定値

A.3.8 再処理特研における廃液操作貯蔵室タンク室内除染作業時の放射線管理

湿式法による燃料再処理ホット試験時（1968年）に生じた廃液床ダクトの汚染¹⁾が、ダクト内に生じた結露水とともに拡大し、1970年頃廃液操作貯蔵室タンク室（以下「タンク室」という。）の床面等が汚染した。その時点での措置として、遊離性の汚染を除去したのちタンク室とダクト間を密閉するとともに、残留汚染の拡大を防止するため水性ペイントにより汚染を固定した。最近になり水性ペイントの経年劣化に伴い遊離性汚染が検出されるようになった。このため1983年11月から約2カ月半にわたってタンク室の除染が実施された。

タンク室床面の汚染レベルは、水性ペイント塗布前のデータから $\beta(\gamma)$ 線放出核種（以下「 $\beta(\gamma)$ 」と略記。）で平均 $2.3 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ （核種： ^{137}Cs ）であり、 α 線放出核種（以下「 α 」と略記。）汚染（核種はU、Puと推定される。）は $\beta(\gamma)$ の1/100以下であった。スミヤ試料の γ 線スペクトルをFig. A.3.8-1に示す。また、タンク室内の照射線量率はタンク底部で0.5から70 mR/h、タンク側壁で0.1から12 mR/h、タンク室上部で0.1から4.0 mR/hであった。

作業は、①タンク室床および配管等の水性ペイントの除去（剝離剤を塗布してケレンで除去）および除染、②タンク表面およびタンク室側壁等のぬれウェスによる除染であった。

この作業では下記の処置により作業者の内部被曝およびポンプ室等への汚染拡大を防止した。

- ① 作業者は作業内容および汚染レベルに応じて送風マスクあるいは全面マスクを着用した。また靴カバー等は複数着用し、汚染レベルの異なる場所へ立ち入る時は外側から順次とるようにした。
- ② タンク室外への汚染拡大を防止するためポンプ室にグリーンハウス（2段）を設けるとともに、ポンプ室・タンク室間およびタンク室・ダクト間開口部はビニールシートで養生し閉鎖した。
- ③ タンク室には局所排気設備を設けるとともに、空気が地下2階のポンプ室から地下1階の管理区域入口へ逆流するのを防止するため、地下1階の部屋系排気のダンパを閉とした。

作業中は廃液操作貯蔵室のスタック、ポンプ室およびタンク室の空気汚染をモニタリングするとともに、ポンプ室から退室する人の防護衣および身体の汚染を検査した。

作業期間中スタックおよびポンプ室内の空気中放射能濃度はすべて検出限界以下であった。またタンク室内の空気中放射能濃度は最大 $1.0 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であったが、除染が進むにしたがって低下し、再除染の段階では検出限界以下となった。

除染後、タンク室内の遊離性汚染は、 α 、 $\beta(\gamma)$ ともすべて検出限界以下となった。固着性汚染については、外部放射線の影響を除くため約5 cm厚鉛遮蔽付の $\beta(\gamma)$ 表面汚染計を用いてタンク室床面を測定した。その結果をFig. A.3.8-2に示す。 $\beta(\gamma)$ の表面汚染密度は最大 $3.3 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ で、固着性汚染の総量 $\beta(\gamma)$ で約45 μCi と推定された。なお固着性の α 汚染は、 $1.4 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 程度の表面汚染がタンク室床ピット内のほかもう1カ所に検出されただけであった。

この作業の計画被曝線量は、550 mremに設定したが、実作業時間が計画時の約1/2以下であったことおよび作業場所により照射線量率が2桁も違うことなどから、外部被曝線量の個人最大は、120 mremで計画時の約1/5にとどまった。また総被曝線量は、960人・ミリレムであった。

内部被曝線量については安全側の仮定をし、 $1 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の濃度の10倍の雰囲気で全作業期間全面マスクを着用したとして ^{137}Cs について推定した。その結果、推定内部被曝線量は全身で10mrem以下であった。

この作業でも1982年度に報告¹⁾したと同様に費用、労力等の面から安易に汚染を固定すべきでないということが再確認された。また、照射線量率の高い場所での β (γ) 汚染の直接測定に備えて移動容易（例えばキャスト付など）な遮蔽体を整備しておいた方が良いと思われる。なお、今後は定期的に汚染の遊離化等について監視し、その都度必要な処置をすべきであるとする。

（長谷川圭佑）

参考文献

- 1) 沢島啓：保健物理-管理と研究-No. 25, JAERI-M 83-134, 44～45 (1982)

採取日 : S. 55. 7. 14
 測定日 : S. 55. 7. 31
 エネルギー幅 : 0.5 KeV/ch.

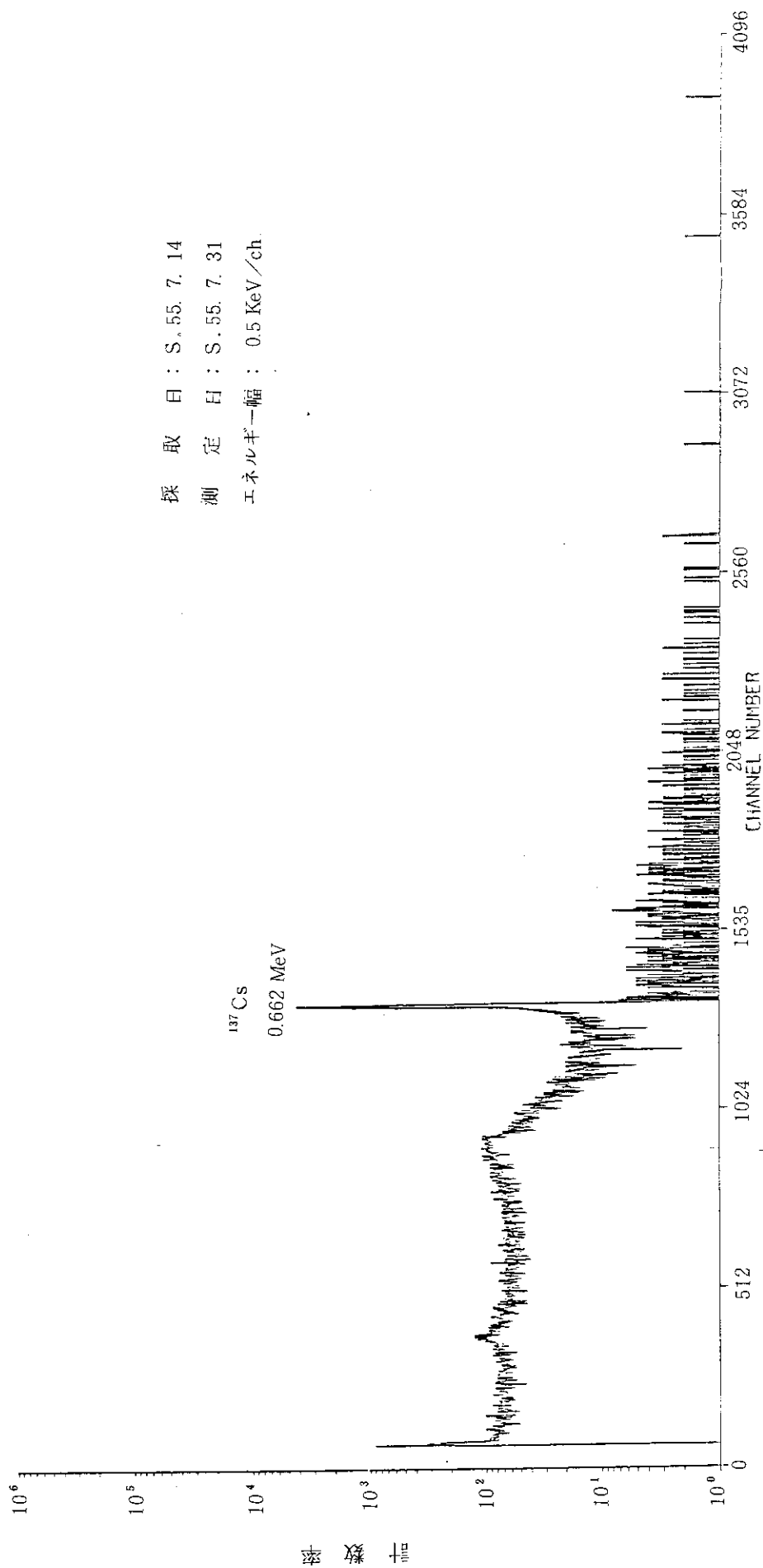
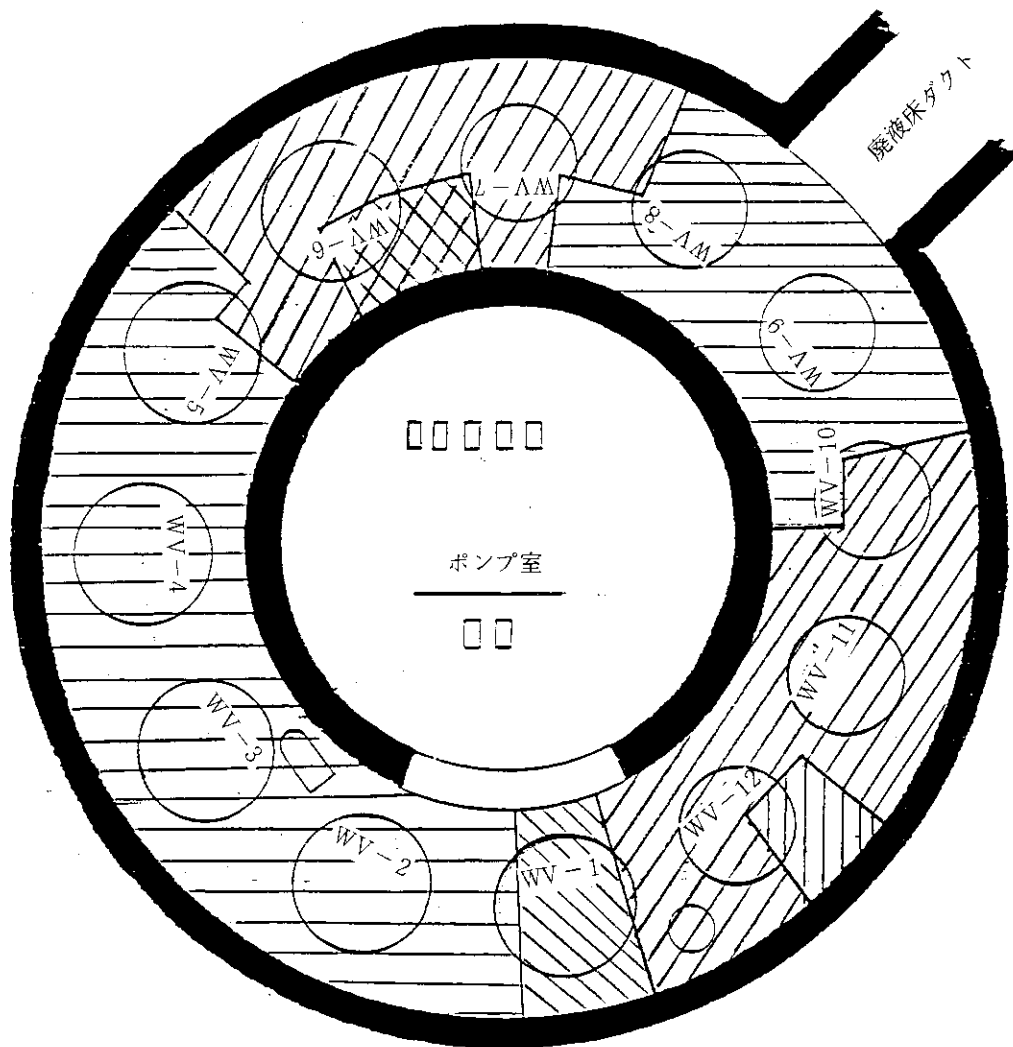


Fig. A. 3.8 - 1 廃操タンク室スミヤ試料の γ 線スペクトル



測定年月日 ; S. 59. 1. 12

測定線種 ; $\beta(\gamma)$ 線






汚染度 ;		$2.3 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$
		3.2×10^{-5} "
		5.4×10^{-5} "
		7.7×10^{-5} "
		1.1×10^{-4} "

Fig.A. 3.8 - 2 廃操タンク室の直接サーベイ法による表面汚染密度測定結果 (除染後)

A.3.9 第2廃棄物処理棟処理セル除染作業時の放射線管理

所内の各施設（主にホットラボ施設および燃料試験施設）から発生する中・高レベル固体廃棄物は、第2廃棄物処理棟固体廃棄物処理設備で、分類、切断、圧縮等の工程により減容・処理される。これらの処理作業のため処理セル内は主に、 ^{137}Cs 、 ^{60}Co 等の核種によって高レベルに汚染されている。昭和59年1月13日から24日まで、圧縮処理装置の故障修理のため、処理セルの除染作業が実施された。以下に同除染作業時の放射線管理について述べる。

(1) 表面汚染と空気汚染の管理

処理セル内は最大 $1.6 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 、平均 $1.8 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ に汚染されており、除染作業はまず、マニピュレータによる遠隔一時除染を実施した後、作業者が直接セル内に立ち入って、塗膜剝離法^{*1}による除染を実施した。除染後の表面汚染は、最大で $1.4 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 、平均 $4.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 程度に除染されたが、局所的に除染困難な部分については、 $4.5 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 程度の汚染が残った。除染前・後の表面汚染の値から、除染係数は $10^2 \sim 10^3$ 程度であった。

本除染作業を通じての空気汚染は、最大 $9.8 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であり、作業者の呼吸保護としては、汚染レベルおよび作業内容を考慮し、エアラインスーツ、自給式加圧服、全面マスクおよび半面マスク等を選択して使用させた。

内装機器の点検修理等では、作業に先立ちセル内の除染が不可欠である。除染作業時には高レベルの空気汚染が予想され、除染作業前のセル内表面汚染の情報から、作業時に発生する空気汚染を予測評価できるようにすることは放射線防護上重要である。今回の除染作業では、これらの観点から再浮遊係数^{*2}について測定した結果、 $2 \times 10^{-8} \sim 5.4 \times 10^{-7} (\text{cm}^{-1})$ の値が得られた。この値は、植田¹⁾らが報告している再浮遊係数（燃料試験施設におけるセル除染時の値） $10^{-8} \sim 10^{-4} (\text{cm}^{-1})$ の小さい方の値に対応している。この理由としては従来の除染方法がぬれウエスによる拭き取り法であったのに対し、今回の除染方法は前述したように塗膜剝離法で実施したため、汚染が膜内に封じ込められ飛散しにくくなったためと思われる。

(2) 照射線量率と被曝線量の管理

セル内の廃棄物等はあらかじめ処理し、局所的に線量率の高い箇所は鉛球による遮蔽を施して、極力被曝低減に努めたが、除染前の照射線量率は、 $5 \sim 200 \text{ mR}/\text{h}$ であり、除染後の照射線量率は、内装機器等の残存汚染および除染困難な箇所からの影響で、圧縮装置周辺で最大 $11 \text{ mR}/\text{h}$ であった。作業者の被曝線量は、総線量 $100 \text{ 人} \cdot \text{ミリレム}$ および個人最大 30 mrem であった。なお除染作業では、汚染度の高い部分に直接手足が触れるため、 β 線による局部被曝が予想された。今後の作業に参考とするため、手足にパームバッジを着用させ β 線被曝線量を測定した。その結果はTable.A.3.9-1に示すとおりである。足部では靴下、作業靴およびオーバーシューズを着用しているため、 β 線による被曝は検出限界（ 20 mrem 未満）以下であったが、手部では布手

*1 塗膜剝離法とは、アクリルエマルジョン樹脂を塗布し、ある時間経過させて同樹脂が乾燥した後に剝離するものである。

*2 再浮遊係数 = 空气中放射能濃度 / 表面汚染密度

袋とゴム手袋だけであるので、最大270 mremの被曝があった。今後とも手部の β 線による被曝防護を念頭に放射線管理を行う必要がある。また、今後の除染作業における計画被曝線量等を推定するために、表面汚染密度と作業位置（床上1 m）での照射線量率の関係を測定した。その結果をFig. A. 3.9-1に示す。

(3) 今後の課題

内装機器等の点検修理作業については、あらかじめマニピュレータによる遠隔一時除染を実施した後に、作業者が直接セル内に立ち入る手順となるが、遠隔除染では操作性に限界があるため、あまり除染効果は期待できない。従ってセル内作業時間の短縮および被曝低減を考慮に入れて、通常の廃棄物処理作業においては、できるだけセル内汚染を最小限に留めるような工夫と、汚染拡大防止の工夫が必要である。また今回の除染作業で得られた再浮遊係数は、さらに表面汚染と空気汚染の粒径分布の測定、サンプリング配管沈着の補正、および適正サンプリング位置など多くの問題点があり、より精度の高い測定データが得られるような測定方法の改良が必要である。

（早坂 寿夫）

参考文献

- 1) JAERI-M 83-134, 保健物理-管理と研究-No. 25 p. 56 (1982)

Table. A. 3.9 - 1 処理セル除染作業時の被曝線量

作業者	全身被曝 (mrem)		局 部 被 曝 (mrem)			
	γ	β	手 部		足 部	
			γ	β	γ	β
1	30	×	60	×	30	×
2	20	×	30	120	×	×
3	×	×	×	40	×	×
4	30	50	90	220	40	×
5	×	×	×	×	30	×
6	×	×	×	×	×	×
7	×	×	-	-	-	-
8	×	×	-	-	-	-
9	20	×	40	270	20	×
10	×	20	×	50	×	×
11	×	×	×	30	×	×
12	×	×	×	60	×	×
13	×	×	30	×	20	×
14	×	×	×	50	×	×
15	×	20	20	120	×	×
16	×	×	×	×	×	×

×は、20 mrem未満

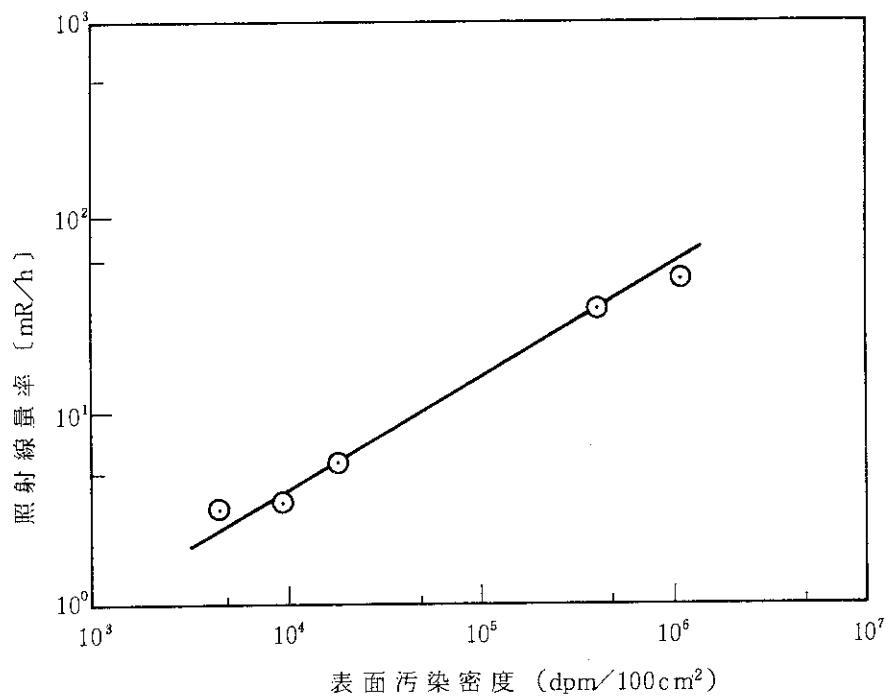


Fig. A. 3.9-1 処理セル除染時の表面汚染密度と作業位置における照射線量率の関係

A.3.10 燃料試験施設セル除染作業時の放射線管理

燃料試験施設における1983年度の照射後試験は、九電玄海(C-33)、関電大飯(2D-49)、関電美浜(D-03, D-01)、動燃ふげん(P-06)各炉の燃料について実施された。この中で破壊試験を行った燃料は、C-33と2D-49である。

β γ コンクリート各セルの除染作業は、従来どおりセル内装機器の定期点検に先立って、点検作業者の被曝低減および作業能率の向上のため、3回に分けて実施した。この除染作業は、従来の方法と同じぬれウエス等を用い、ふき取る方法である。呼吸保護具も表面汚染レベルや作業位置を考慮してエアライン、自給式加圧服および全面マスクを選択、着用した。

各セルの除染作業時における放射線管理データの概要をTable.A.3.10-1に示した。主な特徴および問題点をまとめると次の通りである。

- (1) 除染作業工程は、最初、高線量率、高汚染部に注目して架台上面と比較的低位置の壁面を行い、次にセル内上部(天井、内装設備)に移り、再び架台、壁面へと移動する。このため、ある程度除染した部分を再汚染する結果となる。その改善策として、最初の架台部除染を短時間に処置するか、セル上部から進める作業工程も考えられる。また、過去の除染作業は、架台から上部のみを対象としていたが、No.3セル架台下の汚染密度は $1.8 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ に達しており、今後の除染計画において考慮する必要がある。
- (2) 各セルの汚染核種の相対比は、No.3, 4セルの場合、 ^{137}Cs と ^{60}Co がほぼ同値であり、これに対する $^{106}\text{Ru}-\text{Rh}$, $^{144}\text{Ce}-\text{Pr}$ の比は約0.6であった。No.5, 6セルは、 ^{137}Cs が大部分で $^{106}\text{Ru}-\text{Rh}$, $^{144}\text{Ce}-\text{Pr}$ がその約0.2, ^{60}Co は0.1であり、No.1, 2セルについては、 ^{60}Co が大部分で ^{137}Cs の比は0.08以下であった。FPの存在率は、 β γ セルラインにおける照射後試験の進行に伴い明らかに増加していた。
- (3) No.3, 4, 5, 6セル除染作業時における作業者の被曝線量は、 β 線線量が γ 線線量の1.4から2.4倍であった。電離箱を用いたセル内照射線量率の測定値は、FPの高エネルギー β 線が寄与し見かけ上高い値を指示する。この経験から、 γ 線と β 線を分別して測定できる小型の測定装置を準備した。今後、照射線量率および被曝線量について両者を明確に分別し、それらの相関について把握する予定である。
- (4) セル内汚染密度測定用スミヤ試料は、 α 放射能として約 $1 \mu\text{Ci}$ /試料にも達しているため、高汚染試料の取り扱いおよび測定評価には細心の注意が要求される。さらに、次年度からプルトニウム富化燃料の試験が開始されるため、照射線量率、表面汚染密度および空气中放射能濃度などの放射線モニタリングにおいて基礎データを収集し、さらに適切な管理方式を確立する必要がある。

(泉 幸男)

Table A. 3. 10-1 セル除染作業時における放射線管理データ
(東海研究所, 1983年度)

セル No.	第 1 回		第 2 回		第 3 回			
	3	4	5	6	1-1F	1-BF	2-1F	2-BF
作業期間	1983.9.1 ~ 9.29		1983.11.17 ~ 12.8		1984.2.13 ~ 2.29			
作業日数 (日)	14		19		14			
作業人数 (名)	原研: 6 外来: 19		原研: 5 外来: 30		原研: 6 外来: 17			
照射線量率 (mR/h)	*1							
作業前機器 最大	120	120	300 (2000)	500 (2000)	350	>2000	180	-
" 空間 "	30	20	70 (400)	150 (400)	140	350	110	-
作業後 "	-	-	5 (25)	60 (150)	70	110	25	-
表面汚染密度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)								
作業前 最大	9×10^{-2}	2×10^{-2}	1×10^0	2×10^0	1×10^{-4}	6×10^{-4}	3×10^{-2}	1×10^{-3}
" 平均 "	3×10^{-2}	4×10^{-3}	1×10^{-1}	9×10^{-2}	9×10^{-5}	2×10^{-4}	6×10^{-3}	6×10^{-4}
作業後 最大	5×10^{-5}	4×10^{-4}	2×10^{-5}	4×10^{-4}	9×10^{-7}	2×10^{-5}	9×10^{-6}	2×10^{-6}
放射能濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	*2							
セル内 最大	9×10^{-11}	3×10^{-9}	$4 \times 10^{10} (2 \times 10^{-6})$	$1 \times 10^{-9} (3 \times 10^{-8})$	2×10^{-9}		4×10^{-11}	
計画被曝線量 (mrem)	250		150		150			
被曝線量 最大	110		110		135			
(mrem) 平均	55		36		62			
備 考	*1 () 内の値は, FPの高エネルギーβ線の寄与を含む指示値であり, 1982年度のデータも同じである。							
	*2 サンプルング配管を通して評価した濃度であり, セル内でサンプルングした濃度は () 内に示す。							

A.3.11 PNS-A 解体撤去作業時の放射線管理

PNS-A は 300 keVパルス中性子発生装置で、1969年から10年間高速炉臨界実験および核融合ブランケットの模擬実験に使用されたが、今回、所期の目的を達成したので高電圧装置、加速装置、制御装置等を東京大学原子力工学研究施設に移設し再使用するため解体撤去が行われた。

加速器室内の照射線量率は低く、ビーム延長管のターゲット部が放射化により0.1 mR/hであった。表面汚染はトリチウムのみであり、その検査はスミヤ法により行った。その結果、汚染が最も大きかった場所はターゲット付近であり表面汚染密度は約 $4.5 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ であり、汚染範囲はターゲット付近、ターゲット保管庫、ターゲット交換用フード等に限定され、床や壁面は検出限界以下であった。ビーム延長管および排気系内部はトリチウムで高汚染しており、その表面汚染密度は約 $0.5 \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ と推定された。これらの解体撤去作業における事前評価において、作業者の内部被曝線量は0.11 mrem、排気口における濃度は $7 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ と推定されたため、通常の状態ですべて安全に作業が行えると判断した。

解体撤去作業に先立って、加速器室内を区画整理し更衣兼防護資材置場、清掃作業場所、搬出物品置場、汚染物取扱場所を設けた。実験に使用した各種測定器、部品、ケーブル、器材等は清掃後汚染検査を行って搬出した。各種炉心構成材およびそれを入れる引出し約900本は清掃後FCAの管理区域内へ搬入した。内部が高汚染しているビーム延長管の解体は、局所排気用のフレキシブルダクトを設置し、フランジ部はビニールシートでカバーして取り外し盲フランジで封をした。その際、作業者の呼吸域をトリチウムモニタで監視したがバックグラウンドレベルであった。ビーム延長管および排気系の配管を切断するため簡易フードを作成し、その中でドラム罐に入る長さに切断し両端をゴム栓と接着剤で封をした。これらの配管内部の表面汚染密度の分布をスミヤ法により測定した結果、ターゲットから1 m位置では約 $100 \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 、1.5 m位置では約 $40 \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 、2 mでは約 $5 \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ で、それ以後排気用ポンプ位置までほぼ同じ値であった。また、偏向マグネット内部は $0.3 \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 、加速管内部は約 $10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 、排気系の塩ビ製配管内部は $10^{-2} \sim 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ であった。

この作業で発生した放射性固体廃棄物中の全トリチウム量は約50 mCiであり、カートンボックスの量は可燃100個、不燃50個であった。カートンボックスに入らない大型の廃棄物は金属類と塩ビ製品とに分けて6個のドラム罐に封入した。

本作業においては、加速器室内のトリチウム汚染レベルが低く、かつ、その範囲も狭い範囲に限定されていたので、解体撤去作業はきわめて容易に行うことができた。これはトリチウム取り扱い実験終了後約4年間にわたって室内の換気が行われていたため、表面汚染は換気除染されたためと推定される。

問題点として 2π ガスフローカウンタを用いてスミヤ試料を測定した場合、ラドン、トロンによる擬似計数が測定されたことである。これを確認するため液体シンチレーション法を併用したが、測定結果が得られるまでに長時間を要し作業能率が低下した。

(古田 敏城)

A.3.12 放射性汚染等の概況

1983年度は放射性汚染等で今後の放射線管理を遂行する上で参考となる特記事項はなかった。

(大久保勝一)

1 A.4 環境放射能の管理

A.4.1 概要

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、1982年度と同様に、定地点および走行経路における照射線量率の連続および定期測定、環境試料中放射能濃度の定期測定ならびに排水試料の連続採取・測定を実施したほか、気象観測等を行った。その結果、施設からの排出放射性物質に起因する異常は認められなかった。また従来から飲料水および海水中のトリチウム濃度測定を行っていたが、今年度から新たに雨水、大気および松葉中のトリチウム濃度調査のための測定を開始した。

1982年度と同様に「茨城県環境放射線監視計画」に基づき環境試料中の ^{90}Sr 、 ^{106}Ru 、 ^{144}Ce 、 Pu の化学分析を、また、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を準用して、原子力施設からの気体廃棄物および液体廃棄物に含まれる ^{89}Sr 、 ^{90}Sr について化学分析による測定を実施した。

そのほか、JRR-3の改造に伴い、設置変更申請書の環境監視計画・線量評価に関する記述、各種データおよび被曝線量の全面改訂、携帯型 γ 線照射線量率測定記録装置の試作、科学技術庁からの受託業務「極低レベル固体廃棄物処分技術の調査」および日本原子力船研究開発事業団からの受託業務「原子力船（むつ）の平常運転時および事故時における被曝線量評価」を行った。

(国分 守信)

A.4.2 環境放射線のモニタリング

(1) モニタリングステーションによる監視

Fig. A. 4.2-1にモニタリングステーションにおける監視結果を示す。 α 放射能濃度および β 放射能濃度は、固定ろ紙式ダストモニタにより大気中の放射性塵埃をろ紙上に1週間連続捕集し、捕集後72時間以上放置して自然放射能を十分減衰させた後測定評価したものである。いずれの測定値にも異常は認められなかった。

(2) モニタリングポストによる監視

Table A. 4.2-1に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「平均」より数 $\mu\text{R/h}$ 程度高い値を示す。表中特に高い値は廃棄物パッケージの輸送、HENDELの非破壊検査の影響によるものである。

(3) 定点における γ 線照射線量率測定

1982年度と同様、測定点19点について γ 線照射線量率の測定を4月と10月に実施したが、異常は認められなかった。Table A. 4.2-2に測定結果を示す。

(4) 環境中の積算線量の監視

1982年度と同様、TLDにより3月間の積算線量を測定した。施設からの放出放射能による異常は検出されなかった。Table A. 4.2-3に測定結果を示す。なお1983年度より水戸気象台構

内において測定を開始した。

(5) γ 線照射線量率の走行測定

1982年度と同様、走行サーベイを1983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

1982年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。

(7) その他の管理業務

- (a) JRR-3の解体および改造に伴い、設置変更許可申請書の添付書類、6、8、9、10の環境監視計画に関する記述、環境線量評価に必要な気象データ・社会環境に関するデータおよび平常時事故時における被曝評価等について全面改訂を行った。
- (b) 携帯型広レンジ γ 線照射線量率自動測定記録装置（移動型モニタリングポスト、測定範囲バックグラウンド ~ 10 R/h程度）を作成し、特性試験を行った結果、方向特性、エネルギー特性、線量率特性等良好なデータが得られ、日常の環境モニタリングにも十分活用できることがわかった。
- (c) 環境線量等の図形表示装置の仕様を作成し発注した。
- (d) 気象観測塔の補修および塗装工事を1983年5月上旬より7月末まで行った。
- (e) 日本原子力船研究開発事業団からの受託調査「原子力船（むつ）の平常運転時および事故時における被曝線量評価」を行った。1983年11月1日に契約、1984年3月29日に報告書を提出した。
- (f) 科学技術庁からの受託業務「極低レベル固体廃棄物処分技術調査（安全性調査）」に関して、固体廃棄物の埋設および焼却処分に伴う公衆の被曝線量の算定に必要なモデルの検討、パラメータの調査に基づいて計算コードを作成し、これにより代表的核種について主要被曝経路、線量に影響を及ぼす要因等各種の検討を行った。

（小畑 一一）

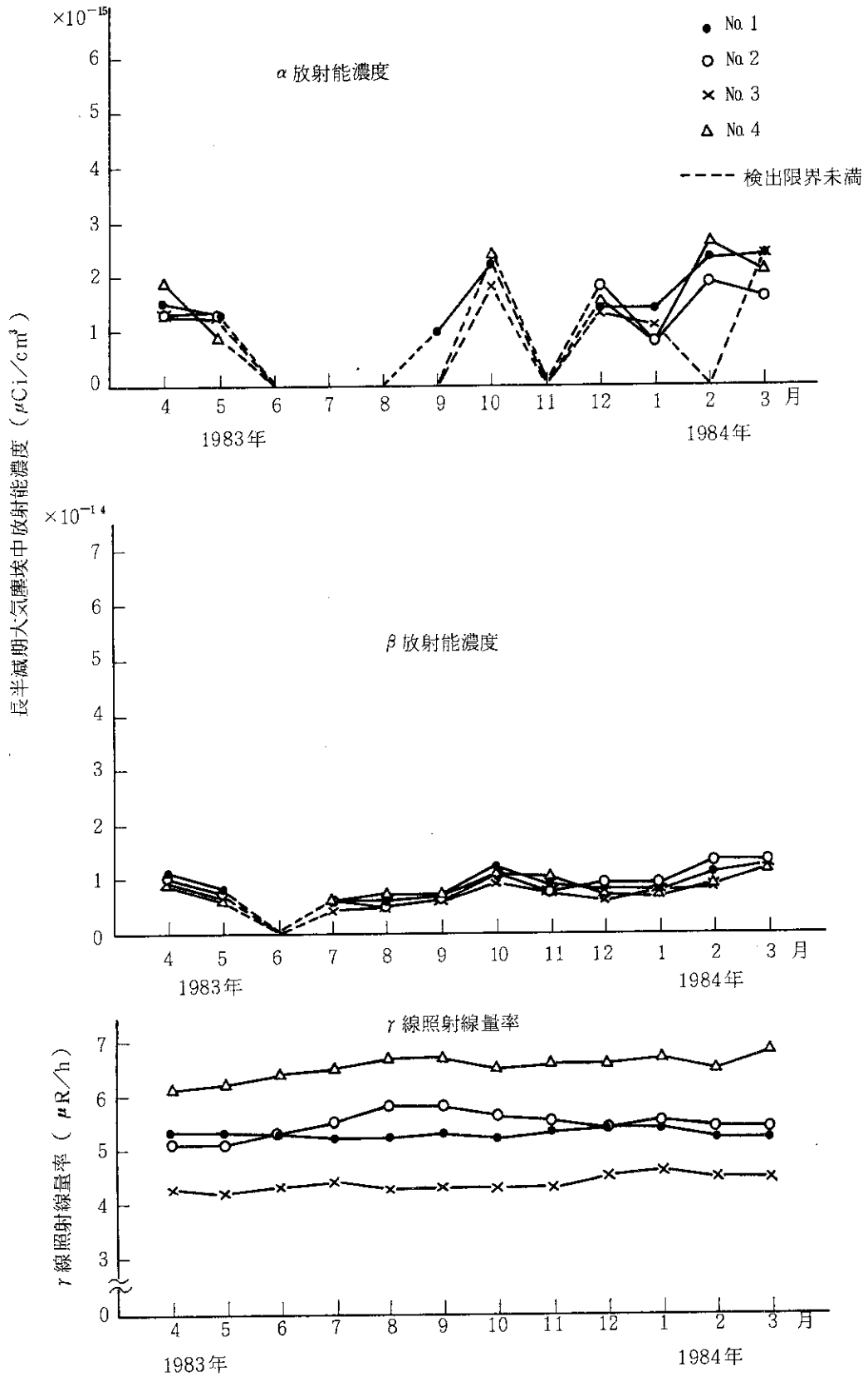


Fig. A. 4.2-1 モニタリングステーションにおける γ 線照射線量率 および長半減期大気塵埃中放射能濃度の月平均値

Table A. 4.2-1 モニタリングポストにおける照射線量率の月平均値と月間最大値
(東海研究所, 1983年度)
(単位: $\mu\text{R}/\text{h}$)

ポストNo.	年月	1983年												1984年			年間	標準 偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3					
構内 ポスト	MP-11	平均	5.8	5.5	5.7	5.8	5.8	5.8	5.6	5.5	5.2	5.1	5.1	5.1	5.2	5.5	0.3	
	MP-11	最大	7.7	9.5	8.7	8.5	7.2	7.2	7.2	7.5	8.6	8.4	7.4	7.4	7.2	9.5	-	
	MP-12	平均	5.0	4.9	4.9	4.9	4.8	5.0	5.4	5.4	5.5	5.5	5.5	5.4	5.4	5.2	0.3	
	MP-12	最大	6.5	6.1	7.7	7.6	6.5	6.6	7.7	7.7	8.4	6.6	6.8	7.9	7.9	8.4	-	
	MP-13	平均	5.6	5.5	5.2	5.3	5.5	5.6	6.0	6.0	5.7	5.6	5.5	5.4	5.5	5.5	0.2	
	MP-13	最大	7.3	6.9	8.5	8.3	6.9	7.6	8.3	8.3	8.5	7.9	6.9	7.4	9.1	9.1	-	
	MP-14	平均	7.6	7.4	7.5	7.4	7.1	7.3	7.3	7.5	7.6	7.6	7.6	7.6	7.5	7.5	0.2	
	MP-14	最大	9.6	13.8 ^{*1}	11.7 ^{*1}	36.9 ^{*1}	11.1 ^{*1}	12.5 ^{*1}	10.3	10.3	10.6	11.5 ^{*1}	12.1 ^{*1}	10.0	15.1 ^{*1}	36.9 ^{*1}	-	
	MP-15	平均	5.1	5.2	5.3	5.4	5.3	5.2	4.9	4.9	4.6	4.3	4.2	4.3	4.4	4.9	0.5	
	MP-15	最大	7.0	6.5	9.0	8.9	7.0	6.6	7.2	7.2	6.9	5.8	5.5	6.9	6.7	9.0	-	
	MP-16	平均	4.1	4.1	4.2	4.2	4.2	4.2	4.1	4.1	3.9	3.7	3.7	3.5	3.7	4.0	0.3	
	MP-16	最大	5.8	5.5	7.4	7.2	5.6	5.7	16.0 ^{*2}	16.0 ^{*2}	5.7	5.3	5.3	5.3	5.6	16.0	-	
MP-17	平均	4.5	4.6	4.6	4.7	4.6	4.5	4.4	4.4	4.3	4.1	4.1	4.0	4.1	4.4	0.3		
MP-17	最大	6.4	6.2	7.4	7.4	6.5	5.7	5.8	5.8	6.1	5.3	5.1	6.0	6.2	7.4	-		
MP-18	平均	5.3	5.3	5.2	5.4	5.6	5.4	5.4	4.9	4.7	4.5	4.4	4.3	4.5	5.0	0.5		
MP-18	最大	7.2	6.7	7.7	8.2	7.9	6.7	6.4	6.4	8.4	8.3	5.8	5.8	6.1	8.4	-		
MP-19	平均	5.0	5.1	4.9	5.0	5.1	5.1	4.8	4.8	4.6	4.3	4.1	4.1	4.0	4.7	0.4		
MP-19	最大	7.1	6.7	8.1	7.8	6.6	6.2	6.5	6.5	6.7	5.5	5.6	5.6	6.2	8.1	-		
MP-21	平均	5.4	5.3	5.4	5.5	5.3	5.4	5.0	5.0	5.0	4.8	4.9	4.7	4.8	5.1	0.3		
MP-21	最大	7.7	7.2	9.5	9.2	7.4	7.6	7.3	7.3	6.5	6.2	6.5	6.5	6.6	9.5	-		
MP-22	平均	4.9	5.0	4.9	5.0	5.1	5.1	4.8	4.8	4.6	4.4	4.3	4.2	4.4	4.7	0.3		
MP-22	最大	6.6	6.3	8.3	8.2	6.7	6.4	6.8	6.8	6.5	5.5	5.8	5.9	6.0	8.3	-		
MP-23	平均	4.5	4.5	4.6	4.7	4.8	4.9	4.7	4.7	4.5	4.3	4.3	4.3	4.4	4.5	0.2		
MP-23	最大	6.0	5.8	7.2	7.3	5.9	6.2	6.5	6.5	6.9	5.4	5.5	5.8	6.0	7.3	-		
MP-24	平均	5.2	5.3	5.0	5.2	5.3	5.3	5.0	5.0	4.8	4.6	4.4	4.3	4.5	4.9	0.4		
MP-24	最大	6.7	6.5	7.7	7.7	6.3	6.9	6.6	6.6	6.7	5.5	5.5	5.9	6.1	7.7	-		
MP-25	平均	5.0	4.9	5.0	5.1	5.0	5.1	5.0	5.0	4.8	4.8	4.7	4.7	4.7	4.9	0.2		
MP-25	最大	6.8	6.3	8.0	8.0	6.7	6.7	7.1	7.1	7.7	6.1	6.0	6.2	7.0	8.0	-		

* 1 廃棄物の輸送による影響

* 2 HENDELの非破壊検査による影響

Table A. 4.2-2 定点における γ 線照射線量率測定結果

(東海研究所, 1983年度)

地点番号	地点名	測定期間	1983年4月13日 ~ 4月28日	1983年10月12日 ~ 10月17日
		測定結果	照射線量率 ($\mu\text{R}/\text{h}$)	照射線量率 ($\mu\text{R}/\text{h}$)
1	構内(ST-1)		5.5	5.4
2	舟石川(原電住宅)		3.2	2.9
3	照沼(如意輪寺)		3.9	4.0
4	宮前(酒列神社)		2.8	3.0
5	須和間(ST-3)		3.7	3.5
6	”(住吉神社)		3.4	3.9
7	那珂湊(三峯神社)		2.5	2.7
8	勝田(吉田神社)		4.2	3.3
9	”(日製病院前)		3.4	3.6
10	”(香取宮)		2.6	3.2
11	那珂町(上宮寺)		4.1	4.1
12	内宿(大山台)		3.0	2.9
13	磯部(都々逸塔)		5.0	5.0
14	横堀(発汗地藏)		3.2	3.4
15	菅谷(鹿島神社)		5.8	5.9
16	稲田(今鹿島神社)		2.6	2.7
17	亀下(ST-4)		6.3	6.4
18	高野(鹿島神社)		2.7	3.0
19	石神(住吉神社)		3.5	3.6

Table A. 4.2-3 積算線量測定結果

(東海研究所, 1983年度)

地点番号	測定期間 地点名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 積算 線量 (mR)
		1983年3月23日 ~6月21日		1983年6月21日 ~9月21日		1983年9月21日 ~12月20日		1983年12月20日 ~1984年3月30日		
		測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)	測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)	測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)	測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)	
M-1	構内(ST-1)	11.6	11.7	11.4	11.3	12.1	12.2	12.5	11.3	46.6
M-2	周辺監視区域境界 (MP-1)	10.2	10.3	13.4	13.2	12.4	12.5	12.7	11.5	48.6
M-8	周辺監視区域境界 (プル研裏)	9.5	9.6	9.6	9.5	9.7	9.8	10.7	9.7	38.7
M-10	周辺監視区域境界 (MP-7)	8.2	8.3	9.3	9.2	9.5	9.6	13.3	12.0	39.2
M-11	周辺監視区域境界 (MP-8)	10.3	10.4	11.4	11.3	10.3	10.4	11.4	10.3	42.5
M-13	構内(ST-2)	10.3	10.4	12.9	12.8	13.0	13.1	11.9	10.7	47.1
M-17	新川下流	8.3	8.4	10.6	10.5	11.1	11.2	11.7	10.6	40.8
M-18	宿	8.2	8.3	9.3	9.2	9.8	9.9	9.4	8.5	36.0
M-19	阿漕ヶ浦南西方	8.0	8.1	8.7	8.5	10.8	10.9	10.3	9.3	36.9
M-20	阿漕ヶ浦西方	10.0	10.1	11.4	11.3	9.8	9.9	10.9	9.8	41.2
M-21	白方	8.5	8.6	9.6	9.5	10.4	10.5	9.7	8.8	37.5
M-22	原電グラウンド北西	8.2	8.3	8.8	8.7	9.1	9.2	10.1	9.1	35.4
M-26	川根	9.2	9.3	10.1	10.0	10.7	10.8	10.9	9.8	40.0
M-29	須和間(ST-3)	8.6	8.7	8.6	8.4	9.8	9.9	9.9	8.9	36.0
M-30	亀下(ST-4)	13.3	13.5	14.7	14.5	13.0	13.1	15.2	13.7	55.0
M-53	東海中	10.8	10.9	11.6	11.5	12.0	12.1	10.2	9.2	43.8
M-44	豊岡1	6.9	7.0	8.2	8.1	8.7	8.8	8.4	7.6	31.6
M-56	豊岡2	8.6	8.7	12.7	12.6	11.3	11.4	12.6	11.4	44.2
M-57	豊岡3	11.4	11.5	13.8	13.6	12.6	12.7	13.6	12.3	50.2
M-58	水戸气象台	8.8	8.9	9.2	9.1	9.5	9.6	9.2	8.3	36.0

表中各測定値は5cm厚の鉛箱内の値(宇宙線, 自己汚染などの寄与分)を差し引いてある。

A.4.3 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の全 β 放射能の測定

1983年度に実施した環境試料中の全 β 放射能の測定については、試料の種類および頻度ともに1982年度とほぼ同様であった。

各試料の測定結果を、Table A. 4.3-1に示す。これらの値は、例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。

(2) 降下物および雨水中の全 β 放射能の測定

水盤法によって採取した降下物中の全 β 放射能から算出した月間降水量および雨量計によって採取した雨水中の全 β 放射能濃度の月平均の変動を、Fig. A. 4.3-1に示す。

水盤法による降下物中の放射能は、ほぼ例年通りであった。雨水中濃度はほとんど検出限界値未満のレベルであった。

(3) 排水溝排水中の放射能濃度

第1および第2排水溝については、1週間連続採取した試料により週平均濃度を求め、第3排水溝については、毎週1回の採水試料から濃度を求めた。これらの値はいずれも $1/10 \cdot (\text{MPC})_w$ 以下で問題はなかった。Table A. 4.3-2に月間平均濃度を示す。

(4) 環境試料中の放射性核種濃度

1983年度に採取した陸上の飲料水、河川水、農産物、土壌ならびに沿岸海域の海水、海産生物、海底土および排水溝出口砂中に含まれる放射性核種濃度を測定した。その結果をTable A. 4.3-3(a)およびTable A. 4.3-3(b)に示す。いずれも異常は認められなかった。

(5) 大気塵埃および降下物中の放射能

1982年度と同様に、モニタリングステーションで集塵したろ紙から大気中の放射性核種濃度を測定した。その結果をTable A. 4.3-4に示す。また、水盤法によって採取した降下物中の放射性核種により評価した降水量に基づく結果をTable A. 4.3-5に示す。いずれも異常は認められなかった。

(大畑 勉)

(6) 環境試料中のトリチウム濃度

1982年度までは河川水、飲料水および海水中のトリチウム濃度の測定を行ってきたが、トリチウムの取り扱い施設の増加にそなえて、1983年度は1984年度からの本格的なトリチウムモニタリングに先立ち、予備的に雨水、空気そして松葉中のトリチウム(HTO)濃度について測定を行った。

① 雨水中トリチウム濃度

試料処理室屋上に設置した雨量計で降雨ごとに採取し、その濃度を測定することにより雨水中トリチウム濃度を求めた。その結果をFig. A. 4.3-2に示す。

② 空気中トリチウム濃度

試料処理室においてシリカゲルを捕集剤として、空気中の水蒸気成分に含まれるトリチウム濃度を測定することにより空気中トリチウム濃度を求めた。その結果をFig. A. 4.3-2に示す。空気中トリチウム濃度と雨水中トリチウム濃度との間には良い相関関係が見られた。

③ 松葉中トリチウム濃度

試料処理室、MP-7(測定の前半は真砂寮)および那珂町向山の3カ所について、月1回の頻度で採取した松葉を乾留し、その自由水の濃度を測定することにより松葉中トリチウム濃度

を求めた。その結果を Fig. A. 4.3-3 に示す。

(大越 実)

Table A.4.3-1 環境試料中の全β放射能測定結果

(東海研究所, 1983年度)

試料・地点名	前 期	後 期	試料・地点名	前 期	後 期
陸 土 pCi/kg 乾			農 産 物 pCi/g 生		
構 内 JPDR	16	14	松 葉<指標物>	—	3.2
東 海 村 須 和 間	9.3	8.2	牛 乳 (船 場)	1.2	1.4
” 亀 下	19	18	牧 草 (”)	4.4	5.0
” 石 神	9.5	8.2	精 米 (須和間)	—	0.8
勝 田 市 高 場	10	8.2	甘 藷 (”)	—	5.3
” 宮 前	9.7	7.3	ほうれん草(”)	4.0	5.6
” 稲 田	6.6	7.0	水 産 物 pCi/g 生		
那 珂 町 横 堀	6.7	8.0	カレイ (東海沖) { (可食部) (骨) (内 蔵) (頭)	1.8	4.1
” 向 山	10	11		2.4	2.9
排水口近辺土砂 pCi/g 乾				2.0	3.3
第 1 排 水 溝	17	17		1.3	2.4
第 2 ”	14	18	シラス (東海沖)	2.7	2.4
第 3 ”	19	19	ワカメ (久慈浜)	—	—
飲 料 水 pCi/l			ヒジキ (”)	—	12.2
阿 漕 浦 取 水 口	* * ¹	*	海 底 土 pCi/g 乾		
荒 谷 台 浄 水 場	*	*	東海沖 C 海域 * ²	16	22
長 堀 ”	*	*	東海沖 D 海域 * ³	16	12
岡 ”	4.5	*	海 水 pCi/l		
照 沼	*	*	東海沖 C 海域	*	*
須 和 間	*	*	” ”	1.2	*
那 珂 町 向 上	*	*	東海沖 D 海域	*	*
河 川 水 pCi/l			” ”	*	*
久慈川原研取水口	*	*			
久慈川河口(豊岡)	1.1	*			

* 1 : * 検出限界未満
 * 2 : 原研沖約 500 m
 * 3 : 原研沖約 2,000 m

Table A. 4.3-2 排水溝における排水中の放射能濃度 (月平均値)

(東海研究所, 1983年度)

年月	地点	第 1 排水溝		第 2 排水溝		第 3 排水溝
		全β (μCi/cm ³)	全β (μCi/cm ³)	³ H (μCi/cm ³)	全β (μCi/cm ³)	
1983年 4月		< 3.6 × 10 ⁻⁹	5.8 × 10 ⁻⁹	2.3 × 10 ⁻⁶	1.2 × 10 ⁻⁹	
5月		3.8 × 10 ⁻⁹	4.7 × 10 ⁻⁹	2.1 × 10 ⁻⁶	1.2 × 10 ⁻⁹	
6月		3.9 × 10 ⁻⁹	8.1 × 10 ⁻⁹	3.8 × 10 ⁻⁶	< 1.0 × 10 ⁻⁹	
7月		< 3.6 × 10 ⁻⁹	1.8 × 10 ⁻⁸	2.2 × 10 ⁻⁶	< 1.0 × 10 ⁻⁹	
8月		< 3.6 × 10 ⁻⁹	5.1 × 10 ⁻⁹	4.3 × 10 ⁻⁶	1.0 × 10 ⁻⁹	
9月		< 3.6 × 10 ⁻⁹	5.0 × 10 ⁻⁹	7.7 × 10 ⁻⁶	< 1.0 × 10 ⁻⁹	
10月		3.7 × 10 ⁻⁹	4.9 × 10 ⁻⁹	4.8 × 10 ⁻⁶	1.1 × 10 ⁻⁹	
11月		< 3.6 × 10 ⁻⁹	< 3.6 × 10 ⁻⁹	2.8 × 10 ⁻⁶	< 1.0 × 10 ⁻⁹	
12月		< 3.6 × 10 ⁻⁹	8.5 × 10 ⁻⁹	8.8 × 10 ⁻⁶	1.3 × 10 ⁻⁹	
1984年 1月		3.9 × 10 ⁻⁹	5.4 × 10 ⁻⁹	1.8 × 10 ⁻⁴	1.0 × 10 ⁻⁹	
2月		3.6 × 10 ⁻⁹	1.0 × 10 ⁻⁸	2.8 × 10 ⁻⁶	1.4 × 10 ⁻⁹	
3月		3.8 × 10 ⁻⁹	4.7 × 10 ⁻⁹	6.7 × 10 ⁻⁶	< 1.0 × 10 ⁻⁹	

Table A. 4.3 - 3 (a) 環境試料(食物)中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1983年度)

種類	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³¹ I	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
飲料水	1984年1月	東海村 阿漕浦取水口	*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	pCi/cm
	1983年4月	東海村須和間	*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	11月		*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	4月	那珂町向山	*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
牛乳	4月	東海村船場	-	-	-	-	-	-	-	*	2.8	-	pCi/l生
	11月		-	-	-	-	-	-	-	*	9.0 × 10 ⁻¹	-	
ほうれん草	4月	東海村須和間	-	-	-	(3.6)	-	-	-	*	*	-	pCi/kg生
	11月		-	-	-	(6.8)	-	-	-	*	*	-	
精米	11月	"	-	-	-	(*)	-	-	-	-	4.9	-	
カレイ (可食部)	6月	日立市久慈浜	-	*	*	(*)	*	*	(*)	-	3.4	(*)	
	11月		-	*	*	(*)	*	*	(*)	-	5.5	(*)	
シラス	6月	"	-	*	*	(*)	*	*	(*)	-	4.9	(*)	
	10月		-	*	*	(*)	*	*	(*)	-	4.2	(*)	
ワカメ ヒジキ	6月	"	-	*	*	-	*	*	-	-	5.0 × 10 ⁻¹	-	
	12月		-	*	*	-	*	*	-	-	1.5	-	

() : 化学分析 * : 検出限界未満 - : 測定対象外

Table A. 4.3 - 3(b) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1983年度)

項目	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	単位
河川水	1983年4月	那珂町久慈川	*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	pCi/cm ³
	11月	原研取水口	*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
海水	4月	原研東海沖	*	*	*	(0.09)	*	*	(*)	0.12	(*)	-	pCi/l
	10月	C 海域	*	*	*	(0.14)	*	*	(*)	0.15	(*)	-	
	4月	"	*	*	*	(0.16)	*	*	(*)	0.11	(*)	-	
	10月	D 海域	*	*	*	(*)	*	*	(*)	0.13	(*)	-	
海底土	1983年7月	原研東海沖	-	*	*	(*)	*	*	(*)	13	(*)	(12)	pCi/kg 乾
	1984年1月	C 海域	-	*	*	(*)	*	*	(*)	*	(*)	(6.8)	
	1983年7月	"	-	*	*	(*)	*	*	(*)	26	(*)	(18)	
	1984年1月	D 海域	-	*	*	(*)	*	*	(*)	*	(*)	(16)	
排水口 出口砂	1983年7月	第1排水溝出口	-	*	*	-	*	*	*	14	*	-	
	1984年1月		-	*	*	-	*	*	*	*	*	-	
	1983年7月	第2 "	-	*	*	-	*	*	*	*	*	-	
	1984年1月		-	*	*	-	*	*	*	*	*	-	
	1983年7月	第3 "	-	*	*	-	*	*	*	*	*	-	
	1984年1月		-	*	*	-	*	*	*	*	*	-	
陸 土	1983年5月	東海村	-	*	*	-	*	*	*	55	*	-	
	11月	原研構内	-	*	*	-	*	*	*	54	*	-	
	5月	石 神	-	*	*	-	*	*	*	900	*	-	
	11月		-	*	*	-	*	*	*	2700	*	-	
	5月	亀 下	-	*	*	-	*	*	*	530	*	-	
	11月		-	*	*	-	*	*	*	490	*	-	
	5月	須和間	-	*	*	-	*	*	*	520	*	-	
	11月		-	*	*	-	*	*	*	460	*	-	
	5月	勝田市 稲田	-	*	*	-	*	*	*	68	*	-	
	11月		-	*	*	-	*	*	*	270	*	-	
	5月	高 場	-	*	*	-	*	*	*	790	*	-	
	11月		-	*	*	-	*	*	*	670	*	-	
	5月	宮 前	-	*	*	-	*	*	*	700	*	-	
	11月		-	*	*	-	*	*	*	1600	*	-	
	5月	那珂町 横堀	-	*	*	-	*	*	*	31	*	-	
	11月		-	*	*	-	*	*	*	82	*	-	
	5月	向 山	-	*	*	-	*	*	*	310	*	-	
	11月		-	*	*	-	*	*	*	460	*	-	

() : 化学分析 * : 検出限界未満 - : 測定対象外

Table A. 4.3-4 大気塵埃中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1983 年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1983 年 4 月	82	*	*	*	*	*	*	*
5 月	110	*	*	*	*	*	*	*
6 月	37	*	*	*	*	*	*	*
7 月	35	*	*	*	*	*	*	*
8 月	39	*	*	*	*	*	*	*
9 月	53	*	*	*	*	*	*	*
10 月	31	*	*	*	*	*	*	*
11 月	65	*	*	*	*	*	*	*
12 月	48	*	*	*	*	*	*	*
1984 年 1 月	52	*	*	*	*	*	*	*
2 月	27	*	*	*	*	*	*	*
3 月	51	*	*	*	*	*	*	*
* : 検出限界未満 単位 : $\times 10^{-15} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$								
備考 : 採取地点はモニタリングステーションNo.3 (須和間) である。								

Table A. 4.3-5 降下塵中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1983 年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1983 年 4 月	2.9	*	*	*	*	*	5.3×10^{-3}	*
5 月	2.3	*	*	*	*	*	5.4×10^{-3}	*
6 月	4.4	*	*	*	*	*	7.0×10^{-3}	*
7 月	3.4	*	*	*	*	*	3.6×10^{-3}	*
8 月	0.6	*	*	*	*	*	*	*
9 月	1.5	*	*	*	*	*	*	*
10 月	3.0	*	*	*	*	*	*	*
11 月	1.5	*	*	*	*	*	1.7×10^{-3}	*
12 月	0.9	*	*	*	*	*	*	*
1984 年 1 月	1.5	*	*	*	*	*	3.6×10^{-3}	*
2 月	1.6	*	*	*	*	*	*	*
3 月	1.7	*	*	*	*	*	*	*

* : 検出限界未満 単位 : mCi/km^2

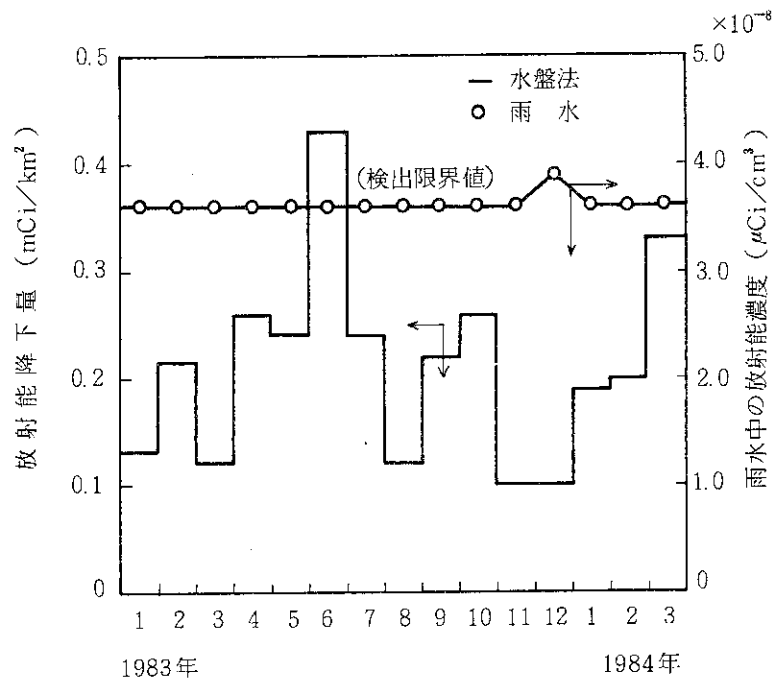


Fig. A. 4.3-1 降下物および雨水中の全β放射能

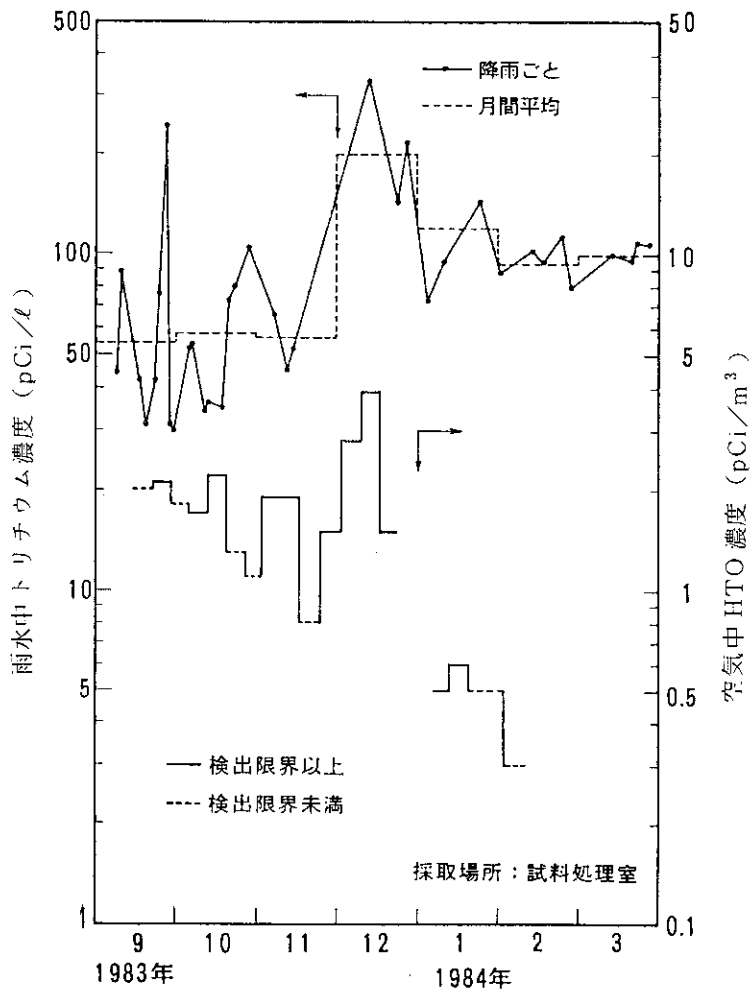


Fig. A. 4.3-2 空気および雨水中のHOT濃度

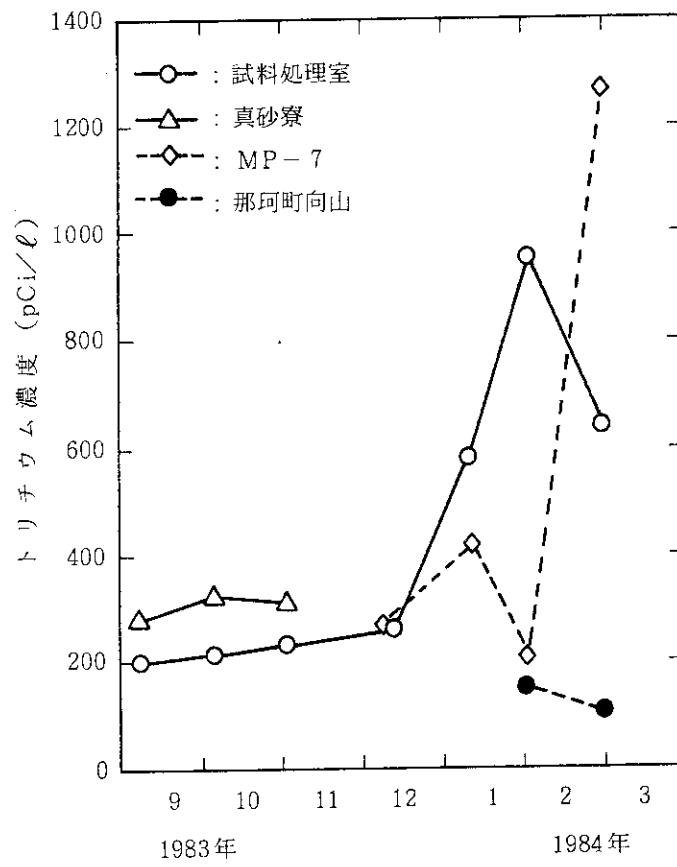


Fig. A. 4.3-3 松葉自由水中のトリチウム濃度

1 A.5 放射線計測器類の管理

A.5.1 概 要

サーベイメータ、各施設の放射線モニタおよび環境放射線監視システムを年次計画に基づいて更新し、定期点検、修理を行い稼働率の向上に努めた。

GMサーベイメータは校正件数も多く従来の校正方法では校正作業者の被曝を無視することができないので、GMサーベイメータ専用の校正用照射装置を作製し、校正作業の能率化を進めるとともに作業に伴う被曝の低減化を図った。

施設の放射線モニタについてはFCAのプルトニウムダストモニタの更新に協力した。なお、既設の放射線モニタ等については年2回点検校正を行った。

放射線管理用試料の計測については年次計画に基づき滞りなく作業を進めるとともに、機器整備計画の最終年度として高感度液体シンチレーション・カウンタの据付を完了した。

(南 賢太郎)

A.5.2 サーベイメータの校正

東海研究所、高崎研究所および原子炉研修所で使用しているサーベイメータ等の校正を実施した。1983年度の点検校正延台数は、サーベイメータ1077台、ポケット線量計1068本であった。また、フィルムバッジ、TLD等の標準照射は229回であった。サーベイメータ等の校正台数と標準照射の内訳をTable A. 5.2-1および2に示す。

サーベイメータ更新年次計画により1983年度において、老朽化の著しいサーベイメータ20台を更新した。サーベイメータ校正時における作業者の放射線被曝を低減するため、GMサーベイメータ簡易校正装置および簡易窒息試験装置を整備した。また、サーベイメータ自動校正装置の改造と一部プログラムの改修を行い、校正業務の簡易化を図った。

(上沢 輝夫)

Table A. 5.2-1 サーベイメータ校正台数

サーベイメータ機種名	現有台数	校正台数
GMサーベイメータ	190台	322台
電離箱 "	136	230
β 線表面汚染検査計	168	311
α "	74	134
中性子サーベイメータ	17	16
" レムカウンタ	12	19
シンチレーション・サーベイメータ	11	10
テレテクタ	19	35
計	627	1077

Table A. 5.2-2 標準照射件数

標準照射件名	件数
フィルムバッジ	114 件
TLD	115
計	225
ポケット線量計	1068 本

A.5.3 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

放射線管理第1課所管の環境放射線監視システムの定期点検校正を実施した。放射線モニタについては年2回、データ伝送およびデータ処理システムについては年間計画にしたがって全システムの保守点検を実施した。1983年度の故障は7件であった。

(2) 施設放射線管理用モニタの維持管理

放射線管理第2課、第3課所管のモニタについて年2回定期点検を実施した。環境シミュレーション試験施設の新設に伴い、定期点検校正を1回実施した。

原子炉施設等の放射線管理用モニタについては年1回、原子力局による定期検査を受けた。ガスモニタ校正装置の各種特性試験および校正を実施した。Table A. 5.3-1に1983年度に発生したモニタ別の故障統計を示す。

(3) モニタ更新

下記の施設の放射線管理用モニタについて更新を実施した。

FCA	プルトニウム・ダストモニタ	4系統
液体処理施設	ダストモニタ	2系統
汚染除去場	ダストモニタ	1系統
	ハンドフットクロスモニタ	1系統
ウラン濃縮棟	ダストモニタ	1系統
再処理試験室	ハンドフットクロスモニタ	1系統
NSRR	ハンドフットクロスモニタ	1系統
JRR-3	ハンドフットクロスモニタ	1系統
開発試験室	ガンマ・エリアモニタ	3系統
	ニュートロン・エリアモニタ	1系統
	ダストモニタ	2系統
	空気吸引装置	1式

開発試験室のモニタ更新については、1984年6月完了の予定である。

(4) 新設建家放射線管理用モニタ

JT-60の新設に伴い、放射線管理用モニタの検出器の各種特性試験を実施し、検出部の仕様を決定した。本モニタ4系統の発注は1984年4月の予定である。

(千田 徹)

Table A. 5.3-1 放射線管理用モニタの故障発生件数
(東海研究所, 1983 年度)

モニタ名称	故障件数 (件)	故障率 (件/系統)
エリアモニタ	41	0.18
ダストモニタ	29	0.20
水, ガスモニタ	4	0.10
ハンドフットモニタ	28	0.47
モニタリングポスト	2	0.14
モニタリングステーション	5	0.38
その他	16	-
合計	125	0.25

A.5.4 放射線管理試料の計測

東海研究所における各種放射線管理試料および環境試料の測定と評価, および検出器, 自動測定解析装置の点検校正と整備を実施した。試料の測定は集中計測システムで実施した。1983年度の測定件数は14,300件で, 延測定時間は13,300時間であった。測定件数と測定時間の内訳をFig. A. 5.4-1に示す。検出器や自動測定解析装置の故障は17件発生したが, 測定業務に支障は生じなかった。

集中計測システム用の機器類の整備は年次計画で進めており, 1983年度は第4年目にあたる。同年度に導入した機器は主に環境中の³Hの放射能を測定するための低バックグラウンド液体シンチレーションカウンタが1式, 測定依頼票の情報を直接自動測定解析装置に入力する光学式文字読取装置が1式である。

検出器の精密校正をγ-X線スペクトロメータ1台, X線スペクトロメータ1台, α線β線計数装置2台について実施した。このほか多芯式大型2πプロポーションナル・カウンタにパーソナルコンピュータを接続し, 自動測定する整備を行った。このカウンタを用いて酸化ウラン標準線源の絶対測定を70個実施した。

(間辺 巖)

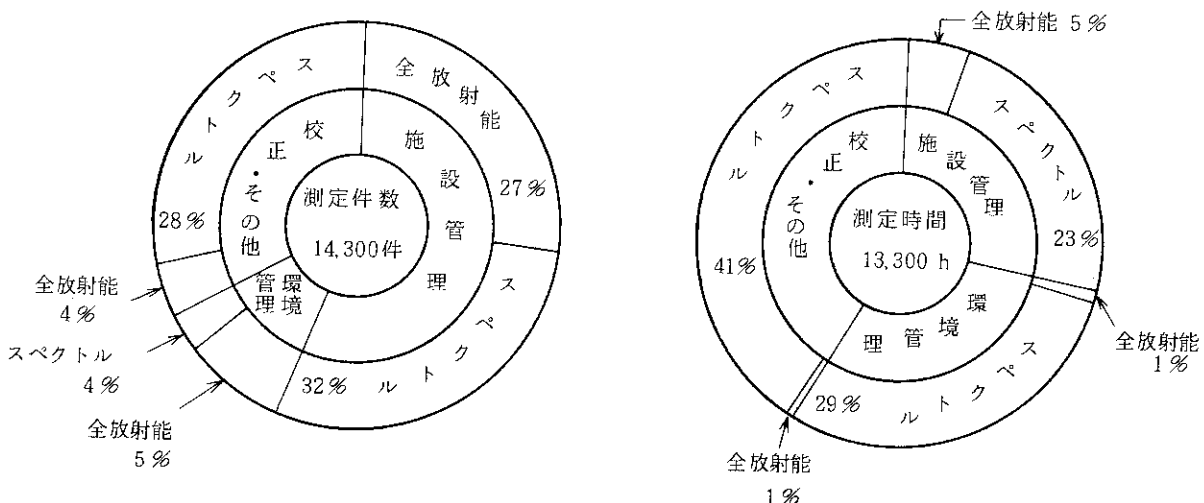


Fig. A. 5.4 - 1 試料測定の内訳

1 A.6 放射性廃棄物の管理および汚染除去

A.6.1 概 要

東海研究所における放射性廃棄物の発生量は、1982年度と比較して低レベル液体廃棄物は約13%、中レベル液体廃棄物は約16%それぞれ減少した。固体廃棄物は、低レベル固体廃棄物が約50%増加し、中・高レベル固体廃棄物も約90%増加した。

所外からの搬入量は、液体廃棄物が大幅に増加したが、これは放医研の施設改修工事が完了し海水の搬入が再開されたためである。固体廃棄物についてはほぼ同量であった。

処理については、低・中レベル廃棄物処理施設、中・高レベル廃棄物処理施設とも所定の処理を計画通り実施した。

液体廃棄物の処理によって生じた濃縮廃液、凝集沈澱スラッジは、セメント固化およびアスファルト固化により処理を行った。

固体廃棄物のうち、可燃性廃棄物は発生量の増大に伴い処理量も1982年度より約16%増加した。低レベル不燃性廃棄物、フィルタは圧縮処理したが、この処理量は、1982年とほぼ同じである。

高レベル固体廃棄物は、主に実用燃料試験室、ホットラボ管理室からのものであったが、一部JRR-3のMNU使用済燃料冷却管の廃棄に関係した廃棄物も含まれている。

保管廃棄量は、1982年度と比較して約2倍と増加したが、これはJRR-3原子炉改造計画に伴う炉室内の実験装置等の撤去および第1研究棟の改修工事により、低レベル異形保管体が多量に直接保管廃棄されたためである。

(伊藤 尚徳, 岸田昌美)

汚染除去に関しては、機器除染件数ならびに数量は1982年度と同程度であったが、衣料除染は約7%増加した。施設除染では、件数の増加に伴い除染面積、作業人員および作業日数とも増加している。

施設の改修整備に関しては、上期に旧焼却処理装置の撤去を行い、下期には低レベル蒸発処理装置の更新および保管廃棄施設(P型)の増設を行った。

(伊藤 尚徳)

A.6.2 放射性廃棄物の管理

(1) 廃棄物の搬入

(a) 液体廃棄物

1983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 A. 6.2-1およびTable A. 6.2-2に示す。

所内の液体廃棄物搬入量は、低レベル無機廃液 611.95 m^3 、有機廃液 0.09 m^3 、スラッジ 2.98 m^3 、中レベル無機廃液 118.46 m^3 、有機廃液 0.03 m^3 、スラッジ 0.29 m^3 、高レベル廃液 0.05 m^3 、アルファ廃液 0.02 m^3 であった。また所外の液体廃棄物搬入量は、低レベル海水廃液 136.90 m^3 、(すべて放医研の廃液)と中レベル無機廃液 15.17 m^3 であった。

1983年度の搬入実績を1982年度と比較した場合、所内について約 118 m^3 の減少であった。これは主にJRR-3のSFプール水系の搬出がなかったためである。所外の廃液については、約 91 m^3 の増加であった。これは放医研の海水廃液貯溜槽の改修工事が完成し海水廃液が増加したためである。

(鈴木 正樹)

(b) 固体廃棄物

1983年度における所内および所外の固体廃棄物の搬入状況をそれぞれTable A. 6.2-1およびTable A. 6.2-2に示す。

所内の固体廃棄物の搬入量は、低レベル固体廃棄物 1191.67 m^3 、中レベル固体廃棄物 25.77 m^3 、高レベル固体廃棄物 12.69 m^3 、アルファ固体廃棄物 39.90 m^3 であった。また所外からの固体廃棄物搬入量は、低レベル固体廃棄物 552.56 m^3 、中レベル固体廃棄物 5.40 m^3 、高レベル固体廃棄物 0.39 m^3 、アルファ固体廃棄物 2.20 m^3 であった。

1983年度の搬入実績と1982年度を比較した場合、所内については約 450 m^3 の増加であった。これは主にJRR-3の原子炉改造計画に伴う廃棄物およびホットラボ、第1研究棟の改修などによって発生したものである。所外からの搬入量は約 20 m^3 の増加であった。これは主にRI協会から搬入された廃棄物である。

(鈴木 正樹)

(2) 廃棄物の処理

(a) 液体廃棄物

(i) 低・中レベル液体廃棄物

1983年度の低レベル液体廃棄物および中レベル液体廃棄物の処理量と処理装置の稼働日数をTable A. 6.2-3に示す。1982年度の処理量と比し、低レベル液体廃棄物は約 240 m^3 減少した。これは、低レベル蒸発処理装置の更新工事が行われたためである。

(服部洋司良)

(ii) 中・高レベル液体廃棄物の処理

1983年度における中・高レベル液体廃棄物の処理量および処理装置の稼働日数をTable A. 6.2-3に示す。

中・高レベル液体廃棄物の発生はほとんど燃料試験施設およびホットラボからのものであり、これらのすべてを蒸発処理し生成した濃縮液はアスファルト固化を行った。また、低レベル蒸

発処理装置の更新に伴い、その工事期間中、低レベル廃液についても蒸発処理を行った。

なお、中・高レベル蒸発処理装置について、最重要部である蒸発罐の開放点検を行った。その結果、局部的に軽微な腐食が認められた以外に問題はなく健全であることが確認された。

(長岡 幸男)

(b) 固体廃棄物

(i) 低・中レベル固体廃棄物

1983年度の固体廃棄物の処理量および処理装置の稼働日数を Table A. 6.2-4 に示す。圧縮処理装置によって不燃性廃棄物、排気フィルタを約 615 m³ (128 トン) 処理し、また焼却処理装置によって可燃性廃棄物、排気フィルタ (木枠) 658 m³ (77 トン)、有機廃液 0.6 m³ を処理した。これらの処理に伴って発生した処理済廃棄物は、圧縮体 (200 ℓドラム罐) が 793 本、焼却灰 (100 ℓドラム罐) が 58 本であり、減容比は圧縮処理において約 1/4、焼却処理において約 1/180 であった。

(平山 勝嘉)

(ii) 中・高レベル固体廃棄物

1983年度における中・高レベル固体廃棄物は、主に燃料試験施設およびホットラボ施設で発生したものであり、その処理量を Table A. 6.2-4 に示す。

中・高レベル固体廃棄物は、セル内の除染などに使用したプラスチックシート、紙ウェス、布ウェス、マニプレータブーツなどの圧縮性廃棄物と、研磨板、水フィルタケースなどの非圧縮性廃棄物であった。前者については、分類、圧縮処理を行った後金属容器に封入し、後者は直接金属容器に封入した結果、総合減容比は 1/3 であった。それぞれの封入容器は、遮蔽付のドラム罐またはコンクリートブロックに埋込み、多重構造パッケージとした。

また、今年度は、アルミニウム製の JRR-3 MNU 使用済冷却管廃棄物 (最大表面線量率 1 R/h) を減容処理するため圧縮装置の改修を行った。この圧縮装置は処理セル内に設置されているので、改修に先だち処理セル内をストリップル塗料により除染した後、圧縮装置の主シリンダ機構とそれらに付随する汚染防護用ジャバラおよびリミットスイッチの改修を行った。

(讀井 賢造)

(c) 固化

(i) セメント固化

1983年度にセメント固化した廃棄物およびパッケージ数を Table A. 6.2-5 に示す。セメント均一固化したものは海洋処分用パッケージとして製作したものである。その他のセメント固化体は、海洋処分用パッケージの基準に合致させることが困難な廃棄物をコンクリート内張りドラム罐 (D-50 型) および 200 ℓドラム罐に固化したものである。全パッケージの発生数は 1982 年度に比し 85 本減少した。これは、低レベル蒸発処理装置の更新工事のため、蒸発濃縮液等の固化対象廃液が大幅に減少したためである。

(服部 洋司良)

(ii) アスファルト固化

1983年度にアスファルト固化した廃棄物は、主に中・高レベル蒸発処理装置の濃縮液および貯槽内沈澱スラッジであった。

これら固化対象廃棄物の処理量およびパッケージ発生量を Table A. 6.2-5 に示す。

(丸山 亨)

(iii) プラスチック固化

1983 年度におけるプラスチック固化対象物は、化学除染廃液中和によって生じた特殊スラッジおよび有機物を含んだスラッジ等である。その処理量およびパッケージ発生量を Table A. 6.2-5 に示す。

(長岡 幸男)

(3) 保管廃棄

1983 年度に発生した低・中および高レベル保管体を Table A. 6.2-6 に示す。

1983 年度の保管廃棄数量と 1982 年度の廃棄数量を比較してみた場合、約 410 m³ 増加した。これは JRR-3 の原子炉改造計画に伴う炉室内の実験装置等の撤去により発生した保管体および第 1 研究棟改修工事に伴って低レベルの汚染機器等が多量に発生したためである。

(鈴木 正樹)

Table A. 6.2-1 所内廃棄物の搬入量 (東海研究所, 1983年度)

廃棄物区分	固 体						液 体							
	β, γ			α			β, γ							
	低レベル		中レベル	高レベル	低レベル	高レベル	低レベル		中レベル	高レベル				
	可燃物	不燃物				無機	有機	スラッジ						
合計 (m ³)	485.70	156.45	130.55	418.97	25.77	12.69	37.50	2.40	611.95	0.09	2.98	118.77	0.05	0.02

* 1 中レベル廃液中には、無機、有機、スラッジが含まれている。

Table A. 6.2-2 所外廃棄物の搬入量 (東海研究所, 1983年度)

事業所名	廃棄物区分	固 体										液 体		
		β, γ					α					β, γ		
		低レベル		中レベル			高レベル		低レベル		中レベル		低レベル	
		可燃物	不燃物	圧縮	フィルタ	非圧縮	圧縮	フィルタ	非圧縮	圧縮	フィルタ	非圧縮	海水	無機
R I 協会	131.85	297.00	60.07	45.0	5.40	0.27	-	-	-	-	-	-	15.0	
放 医 研	3.60	3.00	4.29	-	-	-	-	-	-	-	-	136.90	-	
核管センター	1.10	0.90	0.64	-	-	-	-	2.20	-	-	-	-	0.17	
東 京 大 学	0.60	0.60	-	0.03	-	0.03	-	-	-	-	-	-	-	
三 菱 重 工	1.80	0.60	1.28	0.2	-	0.09	-	-	-	-	-	-	-	
合計 (m ³)	138.95	302.10	66.28	45.23	5.40	0.39	2.20	136.90	15.17					

(単位: m³)

Table A. 6.2-3 液体廃棄物の処理実績

(東海研究所, 1983年度)

施設区分	処理装置		稼動日数	低レベル 蒸発処理	中レベル 蒸発処理	中・高レベル 蒸発処理	凝 集 沈 澱 処理	備 考
	レベル区分	性状区分						
				55(1)	2(0)	107(0)	18(18)	
所内 (β, γ)	低レベル	無機		429.4	-	175.5	-	
	中レベル	無機		-	2.6	109.1	-	
	小計			429.4	-	284.6	-	
所外 (β, γ)	低レベル	海水		-	-	-	106.9	放医研
		無機		5.4	-	-	-	日本アイソトープ協会
	中レベル	無機		-	-	-	-	
	小計			5.4	-	-	106.9	
合計				434.8	2.6	284.6	106.9	

* () 内は所外分の稼動日数 (内数)

(単位: m³)

Table A. 6.2-4 固体廃棄物の処理実績

(東海研究所, 1983年度)

施設区分	処理装置		稼動日数	低・中レベル*1 焼却処理	低・中レベル 圧縮処理	中・高レベル 圧縮処理
	レベル区分	性状区分				
				175 (28)* ³	90 (55)* ³	141 (0)* ³
所内 (β, γ)	低レベル	可燃物		480.91	-	-
		不燃物		-	157.65	-
		フィルタ		35.85	89.54	-
	中レベル	可燃物		2.36	-	-
		雑固体		-	-	1.38
	高レベル	雑固体		-	-	6.81 (1.11)* ²
小計			519.12	247.19	8.19	
所外 (β, γ)	低レベル	可燃物		138.95	-	-
		不燃物		-	302.10	-
		フィルタ		-	66.28	-
	小計			138.95	368.38	-
合計				658.07	615.57	8.19 (1.11)* ²

* 1 表中には有機廃液 0.6 m³ (所内) の焼却処理は含まない。

(単位: m³)

* 2 () 内は直接容器封入

* 3 () 内は所外分の稼動日数

Table A. 6.2-5 固化処理実績

(東海研究所, 1983年度)

固化方法 稼働日数 処理量 固化対象物	セメント均一固化		その他のセメント固化		アスファルト固化		プラスチック固化	
	13		3		57		4	
	処理量 (m ³)	パッケージ数 (本)	処理量 (m ³)	パッケージ数 (本)	処理量 (m ³)	パッケージ数 (本)	処理量 (m ³)	パッケージ数 (本)
蒸発濃縮液	12.5	104	-	-	8.2	18	-	-
沈澱物	-	-	1.0	11	1.8	1	-	-
アルミ脱被覆廃液	-	-	-	-	-	-	-	-
特殊スラッジ他	-	-	-	-	-	-	0.3	8
合計	12.5	104	1.0	11	10.0	19	0.3	8

Table A. 6.2-6 保管廃棄数量

(東海研究所, 1983年度)

区分	保管体名	保管廃棄量		放射能 (mCi)
		個数	容積 (m ³)	
β, γ	低レベル保管体* ¹	2,564 本	437.6	1.9×10^5
	低レベル異形保管体	174 個	283.8	5.3×10^2
	中レベル保管体* ²	91 個	37.23	6.9×10^4
	高レベル保管体	58 個	6.75	2.2×10^5
α	低・高レベル保管体	37 個	34.4	7.3×10^3

* 1 200 l ドラム 1698 本, 100 l ドラム 30 本, 50 l ドラム 780 本, コンクリートブロック 56 個含む

* 2 コンクリートブロック 6 個含む

A.6.3 汚染除去

(1) 機器除染

1983年度における機器除染の状況を Table A. 6.3-1 に示す。1982年度と比較して、処理数量が若干減少したが、処理件数は同数であった。

施設別依頼状況は、処理件数で見ると原子炉施設 26%、RI製造棟 31%、廃棄物処理施設 36%、その他 7%となっている。このほか不用の備品で除染可否判定の対象となったものは 132 件あり、その内訳は除染可 25 件、除染不可 107 件であった。

1983年度における NSRR 実験カプセルについては、前年度と比較すると 2 倍の依頼数量(16 体)となった。また低レベル廃液蒸発処理装置の更新に伴う撤去塔槽類の除染は、処理件数で 18%、また処理数量では 16%を占めた。

(小澤 政千代)

(2) 衣料除染

1983年度は、5品目について除染(洗濯)を行った。その処理状況を Table A. 6.3-2 に示す。1982年度と比較して、7.5%とわずかに増加した。

除染した衣料のうち除染不能で廃棄したものは 5 着、また、除染不完全で一時保管した衣料は、黄色実験衣 3 着、特殊作業衣 30 着、その他 2 枚であった。その結果、返還率は 99.98%となった。

(小松 茂)

(3) 施設除染

1983年度に実施した施設除染処理状況を Table A. 6.3-3 に示す。施設別の除染依頼比率は、ホットラボ 54.5%、燃料試験施設 15.9%、RI製造棟 4.5%、原子炉施設 4.6%、廃棄物処理施設 20.5%となっている。

1982年度と比較すると、件数で 18.9%、除染面積は 20.4%、作業人員は 5.8%、作業日数 28.6%と大幅に増加した。

(守 勝治)

Table A. 6.3-1 機器除染処理状況

(東海研究所, 1983年度)

機 器 名	処理件数	処理数量(個)
WNTポンプ,トランスファキャスク,セラミックフィルタエレメント支持プレート,油分離器ストレーナカートリッジ(2個),試料研磨機,NSRR実験カプセル(16本),RI移送容器(4基),ステンレス板,ターンテーブル,ベベルギヤ,シャフト,寸法測定用治具,ニブラ,パイプカッタ,液移送ポンプ,低レベル蒸発罐,ミストセパレータ,廃液供給槽,凝縮液貯槽(2基),充填塔,VT-1キャスク,固体廃棄物コンテナ,封入容器投入ガイド,スタンド,固体廃棄物圧縮機ヘッドカバー,水切板,ローラガイド,SFプール水中灯(10個),低レベル蒸発処理装置蒸発蒸気配管	39	1,050

Table A. 6.3 - 2 衣料除染処理状況

(東海研究所, 1983年度)

品名	黄色実験衣 (着)	特殊作業衣 (着)	特殊作業衣帽子 (枚)	作業用手袋 (双)	管理区域用靴下 (足)	合計(点)
除染	9,674	40,882	48,642	253	74,634	174,085
廃棄	0	5	0	0	0	5

Table A. 6.3 - 3 施設除染処理状況

(東海研究所, 1983年度)

作業場所	件数	除染面積(m ²)	作業人員(人)	作業日数(日)
ホットラボケープおよびセル	24	990	304	38
燃料試験施設ケープおよびセル	7	2,365	828	56
RI 製造棟ケープ	2	40	16	2
JRR-2 炉室ホットケープ	1	35	7	1
モックアップ棟	1	60	17	2
液体廃棄物処理施設	8	1,080	267	57
第2 廃棄物処理棟セル	1	155	107	6
合計	44	4,725	1,546	162

A.6.4 廃棄物処理施設の整備

(1) 低レベル蒸発処理装置の更新

低レベル蒸発処理装置は、旧装置の約7年間にわたる使用により蒸発罐内部に腐食が進行したために更新した。旧装置の撤去工事は、11月に開始し、同月末に完了した。新装置の据付工事は、12月から開始し2月末に完了した。原子炉規制法に基づく「設計及び工事の方法」の認可申請は5月に行い、使用前検査および施設検査は、11月に工場検査2回、1月と2月に現地検査各1回（2月は完成検査）を行った。更新した主な機器は、蒸発罐、廃液供給槽、ミスト分離器、充填塔、凝縮液貯槽（2基）、廃液供給ポンプなどである。機器および系統の仕様は、旧装置のものとはほぼ同様であるが、機器の製作および据付工事にあたっては、溶接の入熱管理に特に注意を払った。また、蒸発罐内部を適宜点検できるようにマンホールを設けた。撤去した機器類については、汚染除去のため、汚染除去場に移送した。

（服部 洋司良）

(2) 旧焼却処理装置の撤去

旧焼却処理装置は、低レベル可燃性固体廃棄物の焼却処理を目的に1965年度に設置し、1966年度から1979年度までの14年間に約3000 m³の焼却処理をした。しかし、装置各部の老朽化が顕著となり、また新鋭設備として乾式焼却処理設備が完成し、1979年10月より運転を開始したため、旧焼却処理装置は1980年4月以降運転を停止した。この施設のうち、建家等の有効利用をはかり、また汚染部分の撤去について安全性の向上をはかるため、課内で解体撤去について検討を進め、1983年上期に撤去を実施した。

本装置は、廃棄物投入フード、焼却炉本体、スプレースクラバ、サイクロン、電気集塵器、クーラ、リヒータ、布フィルタ、高性能フィルタ、各機器間煙道、排気ブロア、排気筒およびこれらの附帯設備で構成している。

解体撤去作業は、本装置の排気ブロアを局所排気用排風機として使用するため、廃棄物投入フード、炉本体、各除塵系、排気ブロアの順に解体撤去した。

炉本体の解体撤去時には、放射性塵埃飛散防止の措置として簡易フードで炉全体を区画し、かつ、炉内残存焼却灰を水で洗浄除去するとともに耐火レンガを十分湿らせてから、全面マスクおよびビニールアノラックを着用して、電気ハンマでレンガを砕き撤去した。各除塵装置、煙道およびその他の機器の解体撤去は、できるだけフランジ部より解体撤去し、切断作業を伴う場合は、切断部を除染後電動ニブラおよび酸素アーク溶断機ならびにアセチレンガス溶断機によって切断した。

本装置の解体撤去にあたっては、解体撤去物の保管廃棄量の低減下をはかるため、同敷地内にある圧縮処理施設に撤去物を搬入し、排気量の十分とれる圧縮処理フード内にて細断し減容をはかった。また、アングル等軽鋼材および保温材等は圧縮し減容をはかった。細断作業では、ステンレス鋼製機器は酸素アーク溶断機を使用し、鉄鋼材はアセチレンガス溶断機を使用した。これは、酸素アーク溶断作業時の塵埃発生量が多いため、圧縮フード排気系のフィルタの目詰まりが著しいので切断物により溶断機を使い分けた。

撤去作業期間は、1983年4月に始まり8月に終了した。作業日数は78日、作業人員は延769人を要した。作業者の外部被曝については、10 mrem/人以下であった。なお、解体撤去物の保管

廃棄までの経路における廃棄物の容積の変化を Fig. A. 6.4-1 に示し、解体撤去作業に付随して発生した廃棄物を Table A. 6.4-1 に示す。

(鈴木 久雄)

(3) P 型保管廃棄施設の増設

P 型保管廃棄施設は、同型式の保管廃棄施設が不足してきたので、今後の廃棄物搬入に対応するために増設した。原子炉規制法に基づく「設置変更申請」を1982年10月、「設計及び工事の方法」の認可申請を3月に行った。また、使用前検査および施設検査を10月と12月(完成検査)に受けた。本施設は、主としてホットラボで発生する高レベル廃棄物のうち、放射能が1,000 Ci (^{60}Co 換算) 以下のものを保管廃棄するもので、廃棄孔数は16孔である。仕様は1977年度に設置されたものと同様である。

なお、本増設により、同位置に設置されていた大型遮蔽廃棄施設 (SH型) を撤去した。

(服部 洋司良)

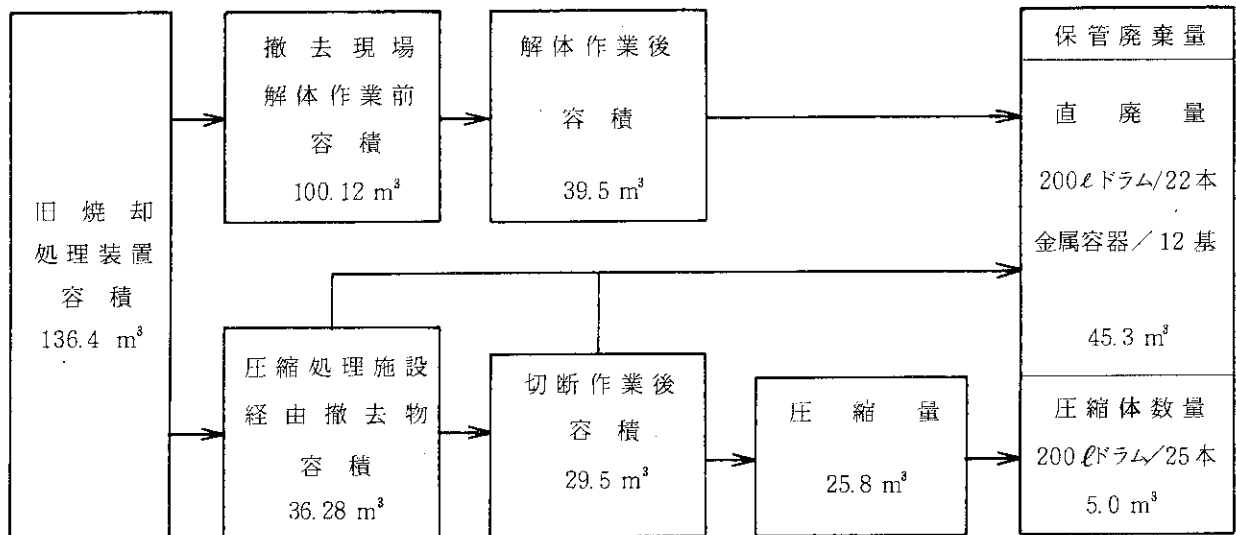


Fig. A. 6.4-1 旧焼却処理装置の解体撤去に伴う廃棄物の容積の変化

Table A. 6 - 1 解体附随発生廃棄物

発生場所	固 体 廃 棄 物			液 体 廃 棄 物	
	性状区分	数量(個)	容積(m ³)	性状区分	容積(m ³)
旧 焼 却 炉	可燃カートン	279	5.58	放射性廃液	1.9
	不燃カートン	161	3.22		
	HEPAフィルタ	18	1.98	一 般 排 水	23.0
	PREフィルタ	3	0.06		
	そ の 他	21	1.0		
圧縮処理施設	可燃カートン	58	1.16	放射性廃液	7.9
	不燃カートン	6	0.12		
	HEPAフィルタ	33	3.63	一 般 排 水	5.1
	PREフィルタ	33	0.66		
合 計		612	17.41	合 計	37.9

1 B 高崎研究所

1 B.1 放射線管理

B.1.1 概要

1983年度は、前年度と同様に放射線管理上特記するような被曝はなかった。

コバルト第2照射棟線源貯蔵プールの ^{60}Co 150万Ci貯蔵施設として施設検査に合格した。

コバルト第1照射棟照射施設の改修工事が開始された。不用となったRI小線源を東海研汚染処理第1課に依頼して廃棄処分とした。

放射線施設の漏洩放射線量率測定、構内敷地境界における環境放射線モニタリングおよび一般排水モニタリングにおいても異常は認められなかった。

照射用線源の補充および動燃事業団への貸出し等のため搬入出があったが放射線管理上の問題はなかった。

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支障はなかった。

(加古 俊昭)

B.1.2 個人被曝線量の管理

1983年度のフィルムバッジ(FB)による外部被曝線量の測定を定期的に4回行ったが、FB着用者で検出限界値を超えた者はなかった。

放射線施設の共同利用者、工事業者等の所外からの管理区域一時立入者は786名/年間であり、そのつど熱ルミネッセンス線量計(TLD)を着用させ測定したが検出限界値を超えて被曝した者はなかった。

(綿貫 孝司)

B.1.3 施設の放射線管理

コバルト第2照射棟線源貯蔵プールの改修整備を行い、新たに貯蔵能力 ^{60}Co 150万Ciの貯蔵施設として変更許可を得て施設検査にも合格した。コバルト第1照射棟照射施設改修工事に伴い、同棟内を11月から放射線管理区域に係る遵守事項等の適用除外区域とした。

研究計画の終了によって不用となった ^{137}Cs 0.3mCiおよび ^{63}Ni 14mCi密封線源を東海研汚染処理第1課に依頼して廃棄処分とした。

照射用 ^{60}Co 線源については、5月に減衰補充用としてペンシル型密封線源15個計106,000Ciが搬入されたが、特に放射線管理上の問題はなかった。

RI使用施設および放射線発生装置等の放射線障害予防規定に基づく自主検査を各施設とも実施したが、異常は認められなかった。1984年3月末現在の高崎研究所の放射性同位元素の種類および数量をTable B.1.3-1に、放射線発生装置等の種類と性能をTable B.1.3-2に示す。

(1) 照射線量率の測定

放射線施設の人の立ち入る場所について定期的に照射線量率の測定を行ったが、ほとんどバックグラウンドレベルであった。

構内の敷地境界南地の2点に設置されているモニタリングポストにおける環境放射線線量率は6.5～11.8 $\mu\text{R}/\text{h}$ であった。Table B.1.3-3に月平均値と月間最大値を示す。敷地境界の東西南北に設置したTLDによる積算線量モニタリングの結果でも異常は認められなかった。

(2) 施設点検および施設変更許可申請

放射線施設の放射線障害予防規定に基づく点検、検査は所管課室において実施されたが、特に問題点は認められなかった。

放射線障害防止法の許可使用に係る変更許可申請はいずれも申請書のとおり許可された。

1983年度の申請件名と許可番号および許可年月日を以下に示す。

① 密封コバルト線源の数量変更

「58安(放安)第1999号(昭和58年5月25日付)」

② (イ) コバルト第2照射棟線源貯蔵プール ^{60}Co 150万Ci貯蔵施設。

(ロ) 密封コバルト線源の数量変更。

(ハ) ^{63}Ni 15mCi, ^{137}Cs 300 μCi 使用場所の廃止。

「58安(放安)第3995号(昭和58年10月14日付)」

(綿貫 孝司)

B.1.4 放射線計測器の管理

放射線施設に付帯するモニタ類の定期点検、検査、校正および修理等は所管課において実施されたが放射線管理上特記するような故障等はなかった。

サーベイメータの校正は東海研線量計測課に依頼してGM管式42台、電離箱式12台、シンチレーション式4台および高線量率計2台について実施した。

環境放射線モニタリングポスト2基およびTLD測定装置についても ^{226}Ra 線源を用いて校正を行い精度の維持に努めた。

(綿貫 孝司)

Table B. 1.3-1 放射線同位元素の種類および数量

(高崎研究所, 1984年3月31日現在)

施設名	貯蔵能力又は 1日最大使用数量	核種および現有数量	備考
コバルト第1照射棟	^{60}Co 500,000 Ci	— Ci { — }	改修中
コバルト第2照射棟	^{60}Co 500,000 Ci	474,984 Ci { 5,814 Ci × 14 個 4,522 " × 26 " 3,884 " × 34 " 3,302 " × 20 " 1,952 " × 20 " 339 " × 120"} }	
コバルト第2照射棟 線源貯蔵施設	^{60}Co 1,500,000 Ci	56,574 Ci	
食品照射ガンマー線 照射棟	^{60}Co 400,000 Ci	377,721 Ci { 6,359 Ci × 15 個 5,011 " × 12 " 2,823 " × 18 " 1,592 " × 44 " 1,393 " × 21 " 1,271 " × 39 " 1,126 " × 20 " }	
RI 工学照射棟コバルト室	^{60}Co 8,000 Ci	(1,230 Ci)	固定式照射装置
“ セシウム室	^{137}Cs 4,800 Ci	(3,150 Ci)	固定式照射装置
コバルト第1照射棟	^{60}Co 10 Ci	(10 Ci)	可搬式照射装置
RI 小線源貯蔵室	^{60}Co 換算 200 Ci	^{60}Co 70 Ci	
		^{137}Cs 90 Ci	
	^{60}Co 換算 200 Ci	^{60}Co 4.8 mCi ^{60}Co 1.2 mCi ^{60}Co 1.1 mCi ^{226}Ra 2 mCi	
RI 工学試験棟 線源貯蔵庫	^{90}Sr 120 Ci	^{90}Sr 18 Ci	

Table B. 1.3-2 放射線発生装置等の種類と性能

(高崎研究所, 1984年3月31日現在)

施設名称	種類および性能	台数	備考
1号加圧器	コッククロフト・ワルトン型加圧器 2 MeV, 30 mA	1	
2号加圧器	コッククロフト・ワルトン型加圧器 3 MeV, 25 mA	1	
3号加圧器	照射用大出力X線発生装置 200 kVp 1,000 mA	1	放射線障害防止法 適用除外
研究棟ESR室	X線発生装置 50 kVp 50 mA	1	〃
研究棟X線回折室	X線回折装置 60 kVp 50 mA (2kW)	1	〃
	X線回折装置 60 kVp 80 mA (3kW)	1	〃
	X線回折装置 60 kVp 200 mA (12kW)	1	〃

Table B. 1.3-3 モニタリングポストにおける放射

線量率の月平均値と月間最大値

(高崎研究所, 1983年度)

年 月	平均値 ($\mu\text{R}/\text{h}$)		最大値 ($\mu\text{R}/\text{h}$)			
	南	北	南	北		
1983	4	7.1	10.0	※	※	
	5	7.2	8.6	6.6	8.3	
	6	7.2	11.3	6.7	11.8	
	7	7.2	9.2	6.6	8.9	
	8	7.2	9.2	6.6	8.9	
	9	7.2	9.8	6.6	9.9	
	10	7.2	8.9	6.6	8.8	
	11	7.3	10.0	6.5	6.6	
	12	7.4	9.0	6.5	8.3	
	1984	1	7.4	9.1	6.6	9.0
		2	7.2	9.0	6.6	8.6
		3	7.3	8.6	6.6	7.6

※ 調整中

1 C 大洗研究所

1 C.1 総括

C.1.1 概要

大洗研究所における各施設の区域放射線管理，個人被曝管理，環境放射線監視および放射線管理用機器の管理などの定常業務は，1982年度に引き続いて滞りなく実施された。また，放射線管理用機器の更新整備にあたっては，放射線監視の効率化と機能の充実に努めた。

区域放射線管理については，JMTRにおけるベリリウム反射体の交換作業をはじめ各種作業の放射線管理を実施したほか，JMTRの放射線モニタの更新にあたって，モニタ配置の見直し，電算機によるデータ処理方式の導入などについて検討を行った。

1983年度に各施設から放出された気体および液体廃棄物中の放射性物質の量および濃度は，いずれも保安規定等に定められた放出管理の基準値以下であった。また，年間放出量に基づいて算出した周辺環境における被曝線量は，放射性希ガスによる全身被曝線量が年間最大 5.2×10^{-2} mrem (JMTRの南西方位の周辺監視区域境界)，液体廃棄物中の主要核種による全身被曝線量が年間 7.8×10^{-3} mrem であって，原子炉施設保安規定に定められた線量目標値，年間 5 mrem を十分下廻った。

環境放射線監視に関しては，更新されたモニタリングポスト（測定範囲： $10^{-6} \sim 10^1$ R/h）による連続監視に切り換え，従来のモニタリングポストおよびモニタリングステーションは廃止した。また，環境放射線監視データの電算機による自動処理方式を導入するため，データ処理システムの構成およびデータ処理方法などについて検討を行った。なお，1983年度における環境放射線監視結果については，周辺環境に異常は認められなかった。

放射線作業員の個人被曝線量については，全身被曝および局部被曝ともに保安規定等に定められた管理基準値を超える被曝はなかった。1983年度における従事者等の外部全身被曝の最大は 1,150 mrem (JMTRにおける計画外被曝によるもの)，平均は 18 mrem であり，内部被曝は被検者全員が検出限界以下であった。なお，従事者等 (751名) の集団被曝線量は，13.9人・レムであった。

保安教育訓練については，放射線作業従事者訓練などに講師および実習指導員として参加したほか，各作業現場において，外来業者を含む作業員の保安教育訓練を積極的に実施した。

(押野 昌夫)

放射性廃棄物処理場においては，大洗地区で発生する液体および固体廃棄物を処理して，200 ℓドラム缶型パッケージ 633 本，コンクリートブロック型パッケージ 93 個および高レベル α 保管体 92 個を保管廃棄した。排出元からの廃棄物発生量は，前年度と比較して，中レベルスラッジ等一部にかなりの減少がみられたほか，種類によって多少の増減があったものの，全体的にはほぼ同程度の発生量であった。現場活動の本格化に伴い，昨年まで急上昇していた所外からの廃棄

物発生量も、動燃の常陽におけるMK-II 移行作業の終了とともに、やゝ安定した感がある。放射性汚染除去業務は、施設の老朽化に伴う改修工事等により、除染件数が増加の傾向にあるが、滞りなく遂行しJMTR等の活動を支援した。

1983年度新たに設置した施設等は、まず、前年度より動燃との受託契約に基づき建設を進めていた、高レベル α 固体貯蔵施設、 α ホール用エアラインスーツ訓練設備、フィルタ破碎機、コンクリート強度試験機および γ 線波高分析器用データ処理装置である。また、東海研計算センターに接続する計算機端末を設置し、低レベル β, γ 固体廃棄物管理にかゝるデータ処理コードを、計算センターの協力により作成し、試験的使用を開始した。また、衣料除染前モニタの更新、その他老朽化した処理設備および排気・排水設備等の改修を行い、安全性の向上を図った。

β, γ 焼却施設の更新計画に基づき、海外の焼却施設の視察調査を行った。また、前年度に引き続きマイクロ波を用いた固体廃棄物の熱分解溶融固化試験を行い、実用化に向けて新たな情報を得た。その他、固化体の健全性試験、各種除染試験等を行い、技術の向上を図った。

動燃との協定に基づく運営協議会、同幹事会を開催するとともに、毎月1回の連絡担当者会議等により、大洗地区放射性廃棄物管理業務の円滑な運営を図った。その他、各種教育訓練、委員会活動等への参加協力を行った。

(三戸 規生)

C. 1. 2 管理区域

1983年度中に新たに設定された管理区域は、核燃料物質使用施設等保安規定に基づく、燃料研究棟2階の排風機室の一部(第1種管理区域)である。これ以外は変更されなかった。

1983年度中に一時的に管理区域として設定された件数は、第1種管理区域は18件、第2種管理区域は17件であった。その主な作業内容による設定状況をTable C. 1. 2 - 1に示す。

(高橋 豊)

Table C. 1. 2 - 1 一時的な管理区域の設定状況

(大洗研究所, 1983年度)

主 な 作 業 内 容	管理区域の区分	件数
排気設備の保守点検作業(フィルタ交換等)	第1種管理区域	18
排水設備の保守点検作業(改修工事等)	〃	0
JMTR 新燃料および照射燃料キャプセルの搬入	第2種管理区域	13
放射線測定器の線源校正作業	〃	4

C.1.3 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

1983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ならびに年間排出放射能を Table C.1.3-1 に示す。JMTR の第63サイクルから第65サイクルの運転に伴って、 ^{41}Ar が放出された。JMTR ホット実験室で行われたヨウ素の原子炉材料試験片への吸着実験により、 ^{131}I が放出された。またホットラボでは水力ラビット解体時に ^{125}Sb が放出された。しかし、いずれの施設においても排気口における平均濃度および放出量は保安規定に定めている管理目標値または管理基準値と比べて十分に低いものであった。

(藤岡 克治)

(2) 排出放射性廃液

1983年度に各施設で発生した放射性廃液の廃棄物処理場への搬出状況、排水溝へ排出された放射能と廃液量ならびに排水溝における1日および3カ月平均濃度の最大値と年間排出放射能をそれぞれ Table C.1.3-2 に示す。

廃棄物処理場へ処理のために送水された廃液の放射能は β, γ (^3H を除く) で 0.55 Ci, 廃液量は $4.2 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。これは、1982年度に比べてみると、放射能は β, γ (^3H を除く) で 54% 減に、廃液量は 22% 減となっている。この廃液中に含まれる核種としては、 ^3H , ^{24}Na , ^{60}Co , および ^{137}Cs が支配的であり、その他の主な核種は、 ^{22}Na , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{59}Fe , ^{99}Mo , および ^{134}Cs であった。

排水溝へ排出された廃液の放射能は α 69 μCi , β, γ (^3H を除く) 0.71 mCi (主な核種は ^{60}Co , ^{137}Cs), ^3H 9.3 Ci で、廃液量は $4.9 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。これは1982年度よりも放射能については、 α 10% 減, β, γ (^3H を除く) 72% 減, ^3H 28% 減で、廃液量は 20% 減となっている。

排水溝における1口平均濃度の最大値は β, γ (^3H を除く) で $1.4 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$, 3カ月間平均濃度の最大値は $9.9 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ となっており、法令および規定等に定められた排水基準値以下であった。また、年間排出放射能の管理目標値に対する割合は、Table C.1.3-3 に示す通り、いずれも十分に低い値であった。

(望月 民三)

Table C. 1.3-1 排出塵埃・ガスの放射能濃度および放射能

(大洗研究所, 1983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)	主な核種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能(Ci)	主な核種
JMTR (炉室)	$<1.0 \times 10^{-14}$	0	—	6.5×10^{-7}	5.7×10^2	^{41}Ar
(ホット実験室)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	^{131}I	8.9×10^{-10}	7.8×10^{-1}	^3H
(ホット実験室)	$<1.0 \times 10^{-12}$	2.1×10^{-1}	^{131}I			
ホッラボ	$\alpha: <6.2 \times 10^{-15}$ $<3.7 \times 10^{-14}$	0 2.5	— ^{125}Sb	$<2.0 \times 10^{-7}$	1.5×10^{-3}	—
廃棄物処理場						
(低レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟Ⅰ)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(低レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟Ⅱ)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(β, γ 焼却装置)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(高レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(α 固体処理棟)	$\alpha: <4.5 \times 10^{-15}$ $<3.3 \times 10^{-14}$	0 0	— —			
(廃液処理棟)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(管理機械棟)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(除染施設)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
RI 利用開発棟						
(R棟)	$<1.5 \times 10^{-13}$	0	—			
(F棟)	$<1.5 \times 10^{-13}$	0	—			
安全管理棟	$<1.5 \times 10^{-13}$	0	—			
燃料研究棟	$\alpha: <3.4 \times 10^{-15}$	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出放射能は次のように算出した。

年間平均濃度 : 年間排出放射能を1年間連続して排風機を運転した場合の年間総排気量で除した値。ただし, その値が検出限界濃度より小さい場合は“ $<$ (検出限界濃度値)”

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

Table C.1.3-2 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, 1983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口平均濃度の 最大値 (μ Ci/cm ³)	3ヵ月間平均濃 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 RI 利用開発棟 安全管理棟 廃棄物処理場 燃料研究棟	4.7 × 10 ² 1.2 × 10 ¹ 5.5 × 10 ⁻² 4.7 × 10 ⁻² 1.6 3.3 × 10 ⁻²	2.3 × 10 ³ 1.1 × 10 ² 1.0 × 10 ¹ 2.5 × 10 ¹ 1.3 × 10 ³ 1.1 × 10 ²	0 — 0 0 0 0	0 — 0 0 0 0	α 7.1 × 10 ⁻¹⁰ γ 1.4 × 10 ⁻⁸ ³ H 3.2 × 10 ⁻⁴	α 5.5 × 10 ⁻¹¹ γ 9.9 × 10 ⁻¹⁰ ³ H 2.2 × 10 ⁻⁵	α 3.4 × 10 ⁻² γ 6.0 × 10 ⁻¹ ⁶⁰ Co 3.8 × 10 ⁻¹ ¹³⁷ Cs 2.2 × 10 ⁻¹ ⁹⁰ Sr 8.7 × 10 ⁻² ³ H 9.3 × 10 ³
排水監視ポンド	—	—	α 3.4 × 10 ⁻² β γ 6.9 × 10 ⁻¹ ³ H 9.3 × 10 ⁻³	4.5 × 10 ³	—	—	—
動燃 東北大金材研 日本核燃料	6.9 × 10 ¹ 0 4.8 × 10 ⁻³	3.7 × 10 ² 0 4.8 × 10 ¹	α 3.5 × 10 ⁻² β 1.8 × 10 ⁻² — —	4.2 × 10 ² — —	α < 1.0 × 10 ⁻⁷ β < 5.0 × 10 ⁻⁸	α < 1.0 × 10 ⁻⁷ β < 5.0 × 10 ⁻⁸	α 3.5 × 10 ⁻² β 1.8 × 10 ⁻²
合計	5.5 × 10 ²	4.2 × 10 ³	α 6.9 × 10 ⁻² β, γ 7.1 × 10 ⁻¹ ³ H 9.3 × 10 ³	4.9 × 10 ³	—	—	α 6.9 × 10 ⁻² β, γ 7.1 × 10 ⁻¹ ³ H 9.3 × 10 ³

注1 α 等の核種記号のないものは³Hを除く β または γ 核種の値である。

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。ただし、動燃の欄は、動燃(大洗)排水溝出口での濃度を示す。
(1982年9月からは、 α および β, γ ともに $1.0 \times 10^{-8} \mu$ Ci/cm³以下)。

Table C. 1.3 - 3 液体廃棄物の放出管理目標値との比較

(大洗研究所, 1983年度)

核 種		放出管理目標値 (Ci / 年)	排出放射能 (Ci / 年)	排出放射能 放出管理目標値
³ H 以外の 核 種	総 量	6.0×10^{-2}	7.1×10^{-4}	1.2×10^{-2}
	⁶⁰ Co	6.0×10^{-3}	3.8×10^{-4}	6.3×10^{-2}
	¹³⁷ Cs	4.8×10^{-2}	2.2×10^{-4}	4.6×10^{-3}
³ H		1.0×10^2	9.3×10^0	9.3×10^{-2}

C.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量

1983年度における廃棄物パッケージ等の保管廃棄量を Table C.1.4 - 1に示す。1982年度と比較して、ドラム缶保管体はほぼ同じであったが、コンクリートブロック型保管体は約60%増加した。コンクリートブロック型保管体の増加の主な理由は、高レベルβ, γ固体廃棄物の発生量が1982年度より増加するとともに、照射線量率の高いものが多く発生したことによるものである。

(岩本 貞雄)

Table C. 1.4 - 1 放射性廃棄物の保管廃棄量

(大洗研究所, 1983年度)

処 理 量			保 管 廃 棄 量		
区 分		量	区 分		量
液体 廃棄物	β, γ 低レベル	4213 m ³	200ℓドラム缶型パッケージ	38本	633本
	β, γ 中レベル	0.1 m ³			
	β, γ 有機	0.201 m ³			
	スラッジ	1.72 m ³			
固体 廃棄物	β, γ 低レベル可燃	148.56 m ³		543本	
	β, γ 低レベル不燃	384.83 m ³		36本	
	α 低レベル可燃	0.36 m ³			
	α 低レベル不燃	12.64 m ³			
	β, γ 高レベル	4.345 m ³	200ℓドラム缶型パッケージ	16本	
			コンクリートブロック型パッケージ	93個	
α 高レベル	106個*	高レベルα保管体	106個		

*密封措置の上保管

C.1.5 環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量

原子炉施設保安規定に基づき、1983年度に放出された放射性希ガスおよび液体廃棄物による周辺監視区域外における全身被曝線量を算出した。

JMTR原子炉施設から放出された放射性希ガスによる全身被曝線量を算出した結果、被曝線量が最大となった位置はJMTR南西方位の周辺監視区域境界であり、その値は 5.2×10^{-2} mremであった。希ガスによる全身被曝線量を Table C. 1.5-1 に示す。

液体廃棄物による全身被曝線量は、大洗研究所全施設から放出された ^3H 、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs について算出した。その結果、合計で 7.8×10^{-3} mrem であった。液体廃棄物による核種別の全身被曝線量を Table C.1.5-2 に示す。

放射性希ガスおよび液体廃棄物による全身被曝線量の合計は 6.0×10^{-2} mrem であり、原子炉施設保安規定に定められている年間の線量目標値 5 mrem を十分に下回った。

(佐藤 信之)

Table C.1.5-1 希ガスによる年間全身被曝線量

(大洗研究所, 1983年度)

原子炉施設	年間放出量 (Ci)	JMTR南西の周辺監視区域境界の 全身被曝線量 (mrem)
JMTR	5.7×10^2	5.2×10^{-2}

Table C.1.5-2 液体廃棄物による年間被曝線量

(大洗研究所, 1983年度)

核種	年間放出量 (Ci)	全身被曝線量 (mrem)
^3H	9.3	4.9×10^{-3}
^{60}Co	3.9×10^{-4}	1.8×10^{-3}
^{137}Cs	2.2×10^{-4}	1.1×10^{-3}
合計		7.8×10^{-3}

C.1.6 放射性汚染および被曝 (事故等)

1983年度は事故等による放射性汚染および被曝はなかった。

(岡本 利夫)

C.1.7 放射性同位元素の保有状況

放射性同位元素の保有状況調査は、大洗研究所放射線障害予防規定第46条に基づき、1983年6月に実施した。

1983年6月30日現在における課室別放射性同位元素保有状況を Table C.1.7-1 に示す。

(佐藤 信之)

Table C.1.7-1 課室別放射性同位元素保有状況 (1983年6月30日現在)

(大洗研究所, 1983年度)

課室名	密封線源		非密封線源		合計 (Ci)		
	RI量(Ci)	主要核種名	核種数	RI量(Ci)		主要核種名	核種数
放射線管理課	1.9×10^1	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{226}Ra	6	6.4×10^{-5}	^{60}Co , ^{152}Tm , ^{241}Am	7	1.9×10^1
放射性廃棄物処理課	0		0	1.6×10^{-2}	^3H , ^{90}Sr , ^{60}Co , ^{137}Cs	13	1.6×10^{-2}
プルトニウム技術開発室	1.0×10^{-2}	^{63}Ni	1	0		0	1.0×10^{-2}
利用開発室	1.0×10^1	^3H , ^{60}Co , ^{170}Tm	15	2.7×10^1	^3H , ^{85}Kr , ^{90}Sr , ^{170}Tm	10	3.7×10^1
計画課	1.5×10^1	^3H , $^{241}\text{Am-Be}$	2	1.8×10^{-3}	^{60}Co , ^{54}Mn	2	1.5×10^1
原子炉第1課	1.5×10^1	$^{241}\text{Am-Be}$	2	0		0	1.5×10^1
原子炉第2課	1.0×10^{-1}	$^{241}\text{Am-Be}$	2	0		0	1.0×10^{-1}
照射第2課	9.0×10^{-2}	^3H	1	0		0	9.0×10^{-2}
照射第3課	9.4×10^{-3}	^{63}Ni	1	1.5×10^{-5}	^{60}Co , ^{241}Am	2	9.4×10^{-3}
ホットラボ課	4.9×10^1	^{60}Co , ^{137}Cs	3	1.4×10^4 *	^3H , ^{32}P , ^{192}Ir	18	1.4×10^4
合計	1.1×10^2		19	1.4×10^4		32	1.4×10^4

* 各種照射試料のRI量

1 C.2 個人被曝線量の管理

C.2.1 概 要

1983年度は、職員等および外来業者従業員の従事者等（従事者および随時立入者）751名と一時立入者延536名について個人被曝線量の管理を実施した。その結果、全身被曝および局部被曝ともに保安規定等に定められた管理基準値を超える被曝はなかった。

1983年度における従事者等の外部全身被曝線量は最大1,150mrem、平均18mremであり、集団被曝線量は13.9人・レムであった。なお、外部全身被曝線量の最大値は、JMTRにおける使用済キャプセル保護管廃棄作業時に生じた計画外被曝によるものであった。

内部被曝管理については、1982年度と同様に各作業グループから選定した被検者について、尿検査（全 α 測定、天然ウラン測定およびトリチウム測定）および体外計測（肺モニタおよび全身カウンタによる測定）による定期検査を実施した。また、一部の作業者について、作業前後に全身カウンタによる臨時検査を実施した。その結果、被検者全員が検出限界以下であった。

（押野 昌夫）

C.2.2 外部被曝線量の管理

1983年度における大洗研究所の従事者等の各四半期および年間の全身被曝状況を Table C.2.2-1 に示す。従事者等の年間の平均被曝線量、最大被曝線量および集団被曝線量は、それぞれ18 mrem、1,150 mrem、13,890 人・ミリレムであった。最大被曝線量 1,150 mrem は JMTR において使用済のキャプセル保護管の廃棄処理作業に従事した作業者の被曝である。なお作業者区別の年間全身被曝状況を Table C.2.2-2 に示す。

1983年度における外部被曝を伴った主な作業は、JMTRにおけるベリリウム棒交換作業、OSF-1 据付作業、OWL-1 保守点検作業および放射性廃棄物処理場における低レベル固体廃棄物処理作業などであった。

1983年度における局部被曝(手)の状況は、管理対象者20名の平均被曝線量が137 mrem、最大被曝線量は燃料研究棟でプルトニウム精製作業に従事した作業者の1,500 mrem であった。

なお1983年度は中性子線および β 線による被曝はなかった。

（上島 正好）

Table C.2.2-1 従事者等の全身被曝状況

(大洗研究所, 1983年度)

管理期間	従事者等 の人数 ^{*1}	全身被曝線量分布(人)						平均被曝線量 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		検出限界 ^{*2} 線量未満	20 mrem 以上 100 mrem 未満	100 mrem 以上 300 mrem 未満	300 mrem 以上 1,000 mrem 未満	1,000 mrem 以上				
第1四半期	495	458	34	3	0	0	3	140	1,620	
第2四半期	606	521	73	12	0	0	8	220	4,840	
第3四半期	576	497	70	5	0	1	8	1,150	4,530	
第4四半期	491	434	53	4	0	0	6	230	2,900	
年間	751	589	120	37	4	1	18	1,150	13,890	

* 1 従事者および随時立入者をいう。

* 2 検出限界線量：20 mrem

Table C.2.2-2 従事者等の作業者区別年間全身被曝状況

(大洗研究所, 1983年度)

作業者区分	従事者等 の人数	全身被曝線量分布(人)						平均被曝線量 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		検出限界 線量未満	20 mrem 以上 100 mrem 未満	100 mrem 以上 300 mrem 未満	300 mrem 以上 1,000 mrem 未満	1,000 mrem 以上				
職員等 ^{*1}	264	201	54	7	2	0	16	390	4,250	
外来研究員等 ^{*2}	27	21	5	1	0	0	13	200	350	
長期外来者 ^{*3}	142	104	19	17	2	0	33	440	4,630	
短期外来者 ^{*4}	318	263	42	12	0	1	15	1,150	4,660	
全作業者	751	589	120	37	4	1	18	1,150	13,890	

* 1 職員, 特別研究員などをいう。

* 2 動燃からの派遣者, 協力研究員などをいう。

* 3 年間契約に基づき構内に常駐する請負業者をいう。

* 4 * 3以外の請負業者をいう。

C.2.3 内部被曝線量の管理

定期測定として尿検査による全 α 放射能、トリチウムおよび天然ウランの測定、全身カウンタによる β , γ 放射能の測定ならびに肺モニタによる不溶性 α 放射能の測定を実施した。また、臨時測定として大洗研究所で行われた内部被曝の可能性のある主な作業に従事した者の全身カウンタによる測定を行った。Table C.2.3-1に1983年度の検査実施者数を示す。これらの測定の結果は被検者全員が検出限界以下であった。

(上島 正好)

Table C.2.3-1 内部被曝検査実施者数

(大洗研究所, 1983年度)

管理期間	尿 検 査			全身計測 (β, γ 核種)	胸部計測 (不溶性 α 核種)
	全 α 放射能	トリチウム	天然ウラン		
第1四半期	0	3	4	61(16) [*]	0
第2四半期	29	3	4	80(36)	0
第3四半期	0	3	4	75(33)	17
第4四半期	29	3	4	51(8)	0

* () 内は臨時測定数

1 C.3 施設の放射線管理

C.3.1 概要

JMTR、ホットラボ、廃棄物処理場、燃料研究棟およびRI棟等の日常の放射線管理を実施するとともに、放射線管理業務の一層の強化充実を図るため、JMTRホット実験室放射線モニタの更新整備、ハンドフットクロスモニタ・サーベイメータの更新整備、JMTR炉室内放射線モニタの更新に伴う実施計画の検討およびJMTR放射線モニタのデータ処理に関する既設電算機利用の検討等を行った。また、老朽化した施設放射線モニタの更新整備を実施するにあたり課内技術検討グループにより検討した結果、次のような基本設計方針の基に更新整備を進めることになった。

(1)原則として原研モジュール型モニタ方式を採用する。(2)信号・電源ケーブル、サンプリング配管、水またはガス用サンプリング容器等はできるかぎり再利用する。(3)空気吸引装置は原則として空気集中捕集（ルーツブロー）方式を採用する。(4)放射線管理業務への電算機導入を積極的に推進する。(5)過去10数年にわたる管理経験や管理データに基づき不要と判断されるモニタは積極的に廃止する。(6)軽水炉の事故時の放射線計測に関する安全審査指針を参考とし、できるかぎり指針に沿うように努める。(7)放射線モニタの塗装色は明るさを基調としたベージュ系の色に統一するなどである。

1983年度において放射線管理の対象となった主な作業は、(1)JMTRにおけるベリウム反射体の交換作業、OWL-1流調弁、安全弁等の修理点検作業、OWL-2炉内管断熱層の整備作業および放射性汚染機器類の廃棄作業、(2)ホットラボにおける各セルの除染作業、(3)燃料研究棟における高次化プルトニウムの精製作業、(4)放射性廃棄物処理場における低レベル廃液貯槽の除染作業などであった。

1983年度はJMTRにおいて使用済キャプセル保護管の廃棄処理作業時に計画外の被曝(1.15 rem)が1件あった以外は問題となる汚染等はなく、施設からの排気、排水ともに排出濃度は基準値以下であり、また、年間排出量も管理目標値以下であった。

(岡本 利夫)

C.3.2 JMTR 炉室内放射線モニタの更新

JMTR放射線モニタは1967年に設置されて以来約15年間使用されてきたが、老朽化したので年次計画に基づき、JMTR炉室内放射線モニタの更新整備を実施することになった。この更新を契機に過去の運転管理経験をふまえて、現行の放射線モニタによる監視体制の見直しを行った。主な変更点は次のとおりである。

(1) 炉室1階の低レベル用 γ 線エリアモニタのうち、比較的線量率の少ない場所で、しかも、既設非常用 γ 線エリアモニタと対象的な位置にあるモニタを非常用 γ 線エリアモニタに変更し、事故時の多重性と独立性の向上を図る。なお、非常用 γ 線エリアモニタの警報音とランプ表示を従来のものよりも聞え易く見易いものとするため、音量を大きくし、ランプも大きな回転灯にするなどの改善を図った。

(2) 炉室地下1階の扇形室における線量率の監視は、一次冷却水モニタ、脱気ガスモニタおよ

び隣接する精製系機器室 γ 線エアモニタにより十分可能であるので、当室内 γ 線エアモニタを廃止し合理化を図る。

(3) 過去の炉室内 γ 線線量率レベルに関する管理データに基づき、制御棒駆動装置室 1 カ所および排水ポンプ室 2 カ所の γ_M 線エアモニタ (測定範囲 $1 \sim 10^4 \text{mR/h}$) を γ 線エアモニタ (測定範囲 $10^{-2} \sim 10^2 \text{mR/h}$) に変更し、監視機能の適正化を図る。また、主循環系機器室 2 カ所に設置されている γ_M 線エアモニタのうち、1 カ所を γ_H 線エアモニタ (測定範囲 $0.1 \sim 10^3 \text{R/h}$) に変更することにより、線量率の監視範囲の拡大を図る。

(4) モニタ機器の互換性および品質保証等の向上のため、原研モジュール方式を採用する。なお、エアモニタの検出器については、原研モジュール方式に適合させるため GM 管式に変更する。

(5) 炉室内におけるダストおよびガスモニタの空気サンプリング装置を、ルーツブロワ方式に変更し集中化を図る。また、各空気サンプリングバルブの切換方式として手動方式のほかに電磁方式を加えるとともに、一部分散していたダストモニタの指示、記録部を炉室内放射線モニタ盤に集中化させ管理の効率化を図る。

(6) 各放射線モニタのデータを原子炉データ処理システム用電算機に送り込み、データの監視機能をもたせるなどの電算機利用を積極的に図る。特に、異常時の状況把握や対応措置等が放射線モニタ関係データに加えて、原子炉関係データ等から総合的に、しかも、迅速的確になされることが期待される。

なお、本モニタは、1984 年 10 月に完成する予定である。

(菊地 正光)

C.3.3 JMTR ベリリウム反射体交換作業時の放射線管理

JMTR 炉心部のベリリウム反射体は、高速中性子による照射損傷により変形を生じ燃料の冷却能力の低下をもたらすため、ある時点でベリリウム反射体を交換する必要がある。交換の時期としては、燃料冷却能力の関係から変形量として 1 mm を目安に交換作業が実施される。

初回の交換作業は 1975 年に行われ、今回は 2 回目であり前回は遭遇した問題点を解決するため、作業方法などについて下記の対策を検討した。

(1) 交換作業中に問題点が生じた場合にも、作業が円滑に進行するよう作業マニュアルの整備をする。

(2) 交換作業用のハンドリングツールの汚染を低下させるため、原子炉压力容器 RPV 内の水の置換を 2 週間に 1 回の割合で実施する。

(3) 交換作業用治具を改良し、作業時間の短縮化を図る。

(4) 高レベルに汚染するツール先端部を水中に保管し、汚染の拡大防止に努める。

(5) 毎日の被曝管理を充分に行うとともに、作業員のローテーションを行い被曝線量が一部の作業員に偏しないようにする。

(6) 作業場所である RPV 上の線量率を低下させるため、線源となっている OWL-1 炉内管の遮蔽を実施する。

(7) 作業場所より退出する際には、長靴および作業衣のサーベイを実施する。

以上の対策のうち(6)についてはRPV上が狭隘で遮蔽物を設置するスペースが確保できないこと、重量物をRPV内に設けることは技術上問題があることなどから今回は実施できなかったが、その他の対策の実施により被曝線量の低減化および汚染拡大防止についてはほぼ満足すべき結果が得られた。作業場所の平均線量率は、前回の作業時の約2倍に上昇していたにもかかわらず、総被曝線量は前回の1260人・ミリレムから990人・ミリレムに、最大被曝線量は120 mrem から80 mrem (計画被曝線量は150 mrem) にそれぞれ低下し、身体汚染などについても問題は発生しなかった。

(小倉 照雄)

C.3.4 放射性廃棄物処理場における被曝状況

大洗研究所の放射性廃棄物処理場は、1971年度に廃棄物処理業務が開始され、その後約13年が経過した。本廃棄物処理場における全身被曝線量の全体的特徴を明らかにするとともに、今後の被曝管理に役立てることを目的として業務開始の1971年4月から1982年3月までの期間にわたり、職員と請負業者を対象に集団被曝線量と最大被曝線量の関係、集団被曝線量と廃棄物処理との関係および職員と請負業者の被曝線量の推移について調査した。それらの結果をそれぞれFig.C.3.4-1, Fig.C.3.4-2 および Fig.C.3.4-3 に示す。これらの調査から次のことが判った。

(1) 液体廃棄物処理および高レベル β, γ 固体処理作業における集団被曝線量と最大被曝線量の関係は、集団被曝線量の増加とともに最大被曝線量も増加し、しかも巾広く変動する傾向が見られる。このことは液体廃棄物処理作業では処理工程数が多く、取り扱う放射性物質の汚染量の変動が比較的大きいこと、また、高レベル β, γ 固体廃棄物処理作業においても表面線量率が200 mR/h を超える廃棄物処理のため線量の変動が大きく、かつ、作業人員も少ないことなどによるものと考えられる。一方、低レベル β, γ 固体廃棄物処理作業では表面線量率が200 mR/h 以下の廃棄物処理のためか、集団被曝線量の増加の割合に比較して最大被曝線量のそれは極く僅かである。

(2) 低レベル β, γ 固体廃棄物、液体廃棄物および高レベル β, γ 固体廃棄物処理作業における、集団被曝線量と廃棄物処理量との相関は認められなかった。低レベル β, γ 固体廃棄物処理作業において集団被曝線量が漸次上昇の傾向が見られ、特に1978年度と1980年度に高い値を示したのはそれぞれJMTRのOWL-1の配管除染作業と、固体集積保管場Ⅰに保管されていたドラム缶型の廃棄物パッケージの固体集積保管場Ⅱへの移管作業によるものである。液体廃棄物処理作業において集団被曝線量が近年顕著に増加しており、特に1980年度と1982年度に高い値を示したのは、それぞれドラム缶の廃棄物パッケージの移管作業と、動燃の高速実験炉(常陽)の燃料交換作業に伴って発生した高線量のスラッジ廃棄物のセメント固化処理作業によるものである。また、高レベル β, γ 固体廃棄物処理作業において集団被曝線量が運転当初の1971年度と1972年度に高い値を示したのは、それぞれ固体集積保管場Ⅰができるまで建家内にコンクリート固化体を保管していたことと、コンクリート固化体を固体集積保管場Ⅰに移管作業をしたことによるものである。なお、ここで注目すべきことは高レベル β, γ 固体廃棄物処理作業において、集団被曝線量が1972年度から1977年度にかけて着実に減少し約 $\frac{1}{8}$ に低減していることである。その原因は固体集積保管場Ⅰの完成もさることながら、高レベル β, γ 固体廃棄物処理作業による被曝線量が最も高かったため、年々処理施設内の保管方法や処理作業方法等の工夫、改善に努めたことによるもので

ある。

(3) 12年間にわたる職員の平均被曝線量は44 mrem, 請負業者のそれは76 mrem であり, 職員の平均被曝線量に対する請負業者のその比は1.7であった。業務開始当初の1971年度における平均被曝線量に対する最近の3年間の平均被曝線量の比は, 職員および請負業者でそれぞれ $\frac{1}{8}$, $\frac{1}{4}$ であり両方ともに被曝線量が低減している。この低減の主因は高レベル β, γ 固体廃棄物処理作業における被曝低減によるものである。

以上の結果から, 近年液体廃棄物処理作業において集団被曝線量が著しく増大しているのので, スラッジ等の比較的線量の高い廃棄物を処理する作業に焦点を合せた綿密な被曝管理を実施し, 被曝低減に努めることがのぞまれる。

(秋山 勇)

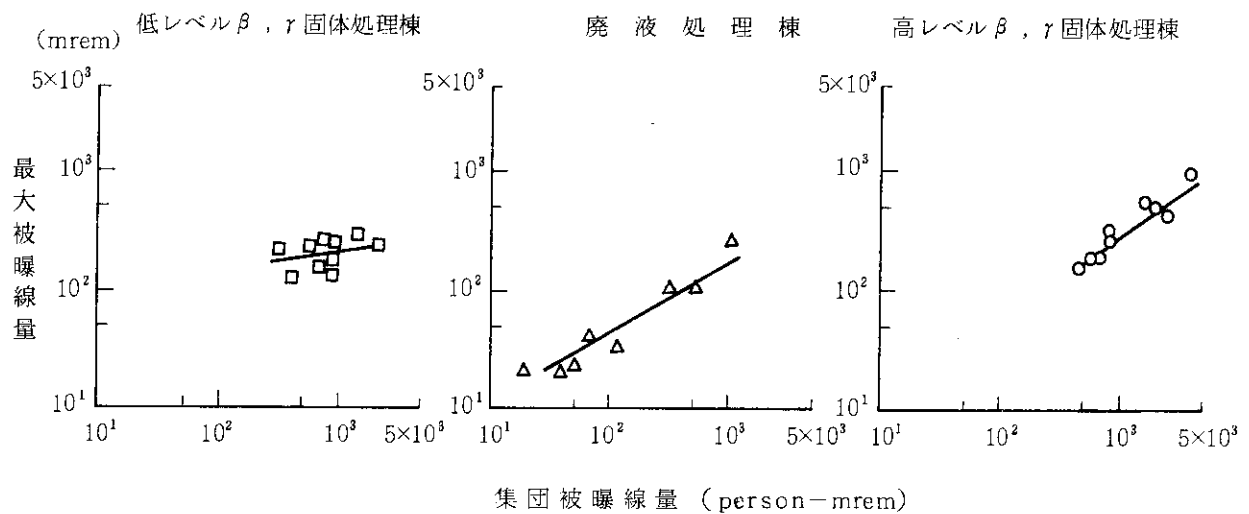


Fig. C. 3.4 - 1 集団被曝線量と最大被曝線量の関係

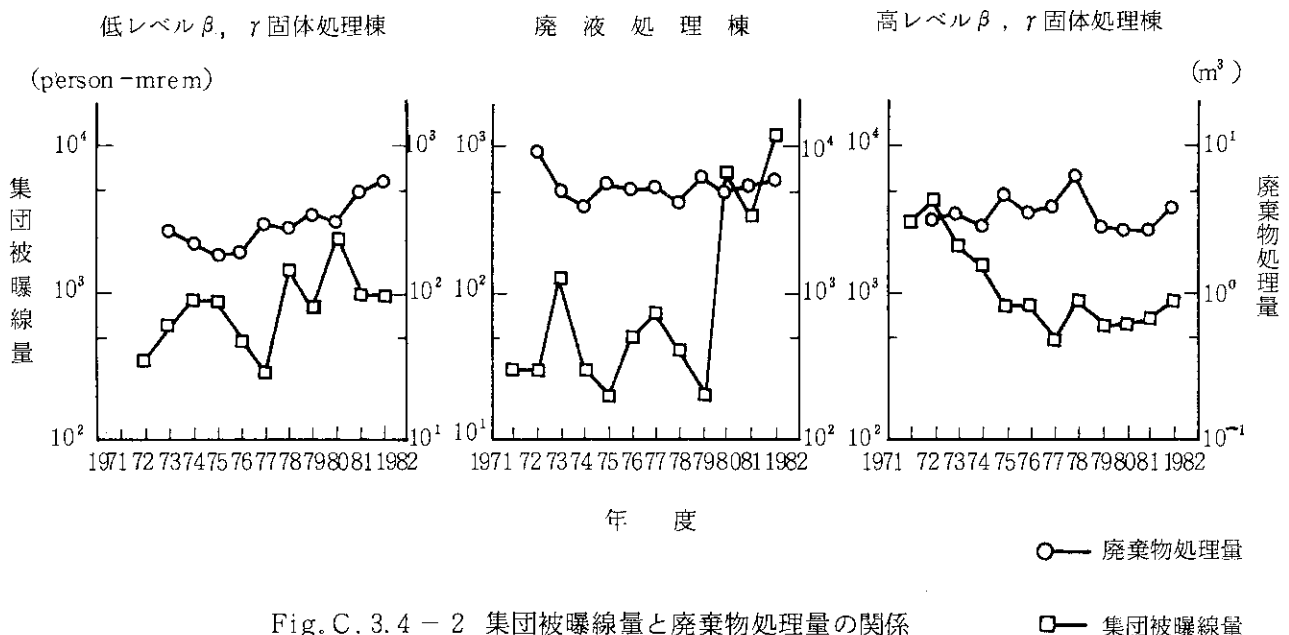


Fig. C. 3.4 - 2 集団被曝線量と廃棄物処理量の関係

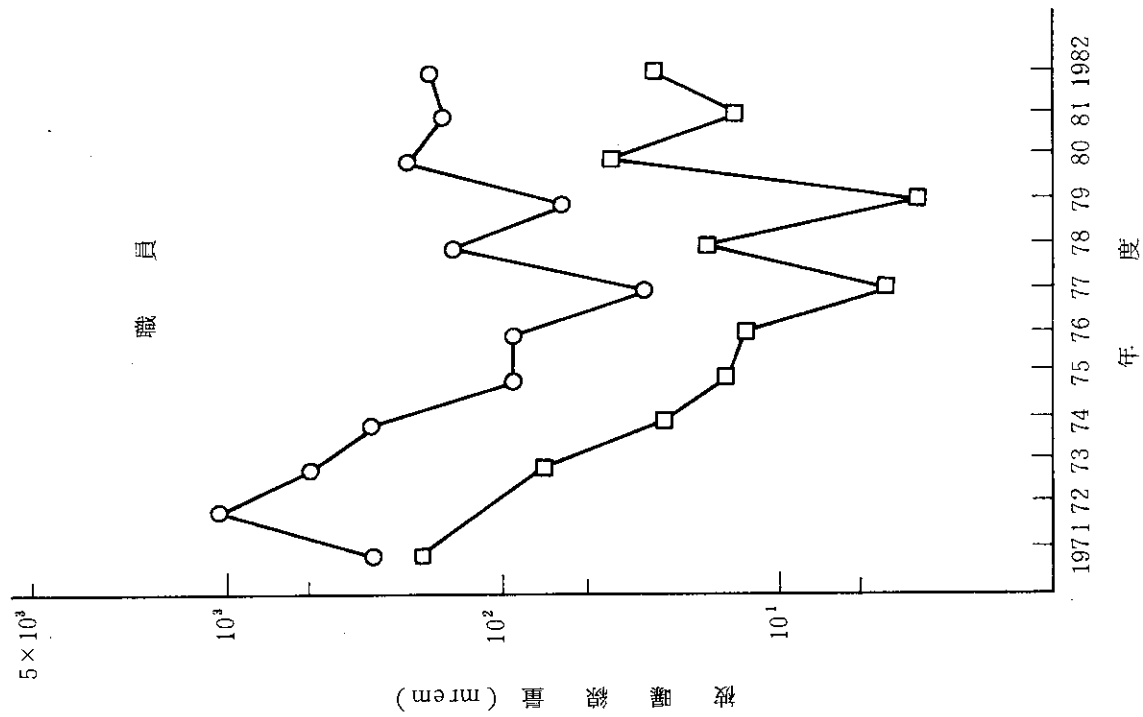
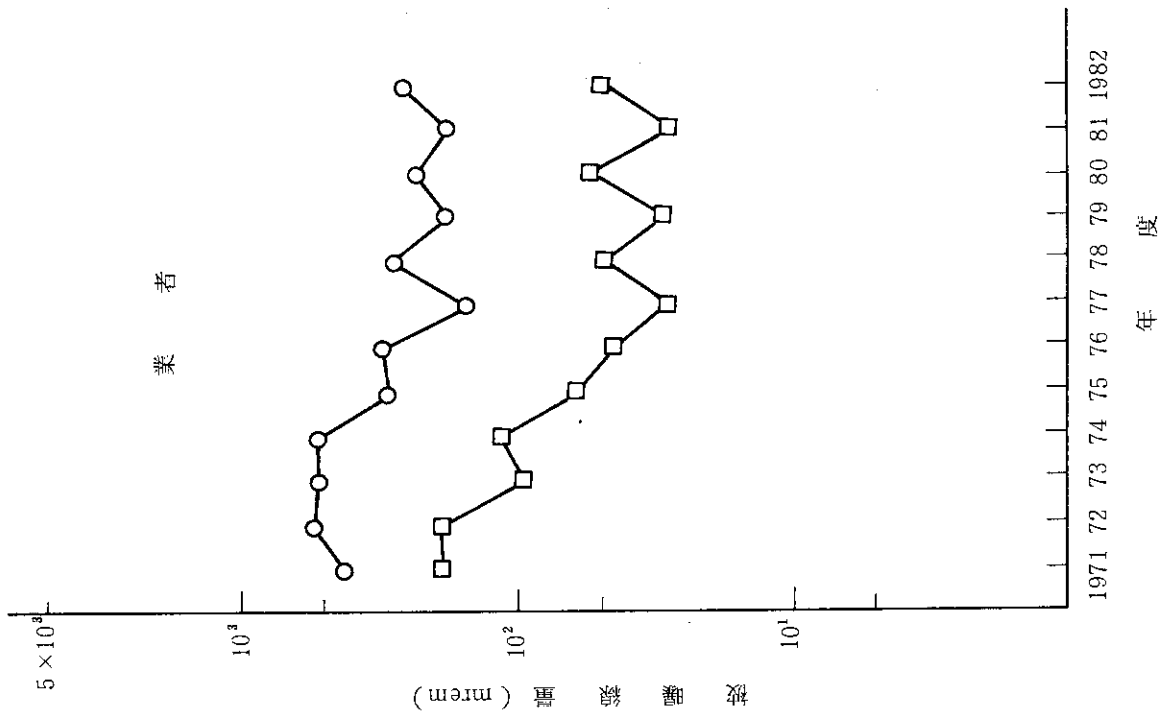


Fig. C. 3. 4 - 3 職員と請負業者の被曝線量の推移

○— 最大被曝線量
□— 平均被曝線量

C.3.5 放射性汚染等の概況

1983年度における放射性汚染等で今後の放射線管理を遂行する上で参考となる特記事項は1件あり、それらの発生状況、原因、処置および対策の概要をTable C.3.5-1に示す。

(岡本 利夫)

Table C.3.5-1 放射線管理上の参考となる特記事項

(大洗研究所, 1983年度)

発生日	発生場所	種類	発生状況	汚染・被曝などの状況	原因	処置および対策
12月7日	JMTR 炉室	被曝	職員1名と下請作業員2名の合計3名で、炉室内カナルNo.1の水中に保管されている使用済のキャプセル保護管を廃棄処理するため引上作業を行っていた。作業中同一場所に保管されていた照射済のキャプセルを間違っ	下請作業員1名が本作業に係る計画被曝線量(150 mrem)を超える1.15 remの被曝を受けた。他2名の被曝線量は共に40 mremであった。また、周辺で作業していた人のポケット線量計による被曝線量はすべて10 mrem以下であった。	今回の被曝は、同一場所に保管されていた照射済のキャプセルを、使用済のキャプセル保護管と間違っ	処置 ① 作業員中1名のポケット線量計が振り切れていたので、至急フィルムバッジの現像を行った。 ② また、炉室内で作業していた人の被曝線量を、ポケット線量計により確認した。 対策 ① 照射済キャプセルなどの高放射性物質は、使用済のキャプセル保護管などと明確に区分するため識別票を付けて保管する。 ② この種の作業を下請業者に行わせる場合には「当所職員の監督、指示の下に行うこと」などの遵守事項を一層周知徹底させる。 ③ 作業中はサーベイメータによる作業環境の照射線量率の監視を厳守する。

1 C.4 環境放射能の管理

C.4.1 概 要

大洗研究所周辺監視区域内外における定期的な環境モニタリングとして、モニタリングポストによる環境放射線の連続監視、陸上試料および海洋試料の定期採取、排水試料の連続採取ならびに試料の放射能測定を実施した。また、風向風速、大気温度、雨量などの気象観測を行った。その結果、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。

原研（大洗）、動燃（大洗）および日本核燃料開発㈱で構成される大洗地区環境放射線監視部会は、1983年中に4回開催され、四半期ごとの環境測定結果の検討評価を行うとともに測定結果の記載方法の見直し等を行った。

1983年度から環境放射線の連続測定監視を、更新されたモニタリングポストにより実施し、従来のモニタリングステーションは廃止した。ただし、モニタリングステーションの大気塵埃放射能測定機能は最寄りのモニタリングポストに付加することにしたため、環境用ダストモニタの変更に伴う所内審査および官庁申請等を行った。また、新モニタリングポストによる監視を実施するにあたって、周辺監視区域を共用している動燃（大洗）と協議し運転要領を定めた。

そのほか、1983年度はモニタリングポスト更新整備の最終年度として、環境放射線監視データの電算機による処理システムの整備をすることになり、課内技術検討グループを編成して技術調査、処理システムの構成およびデータ処理方法等の検討を行い仕様を作成するとともに、テレメータを一部改造し東海研を経由して科学技術庁水戸原子力事務所へ環境放射線データを送信する方法の改善を図った。なお、環境放射線データ処理装置は1984年後半に完成の予定である。

（岡本 利夫）

C.4.2 環境放射線のモニタリング

1983年度は、8カ所のモニタリングポストにより周辺監視区域境界および構内の γ 線照射線量率の連続モニタリングを実施した。その結果、施設からの影響は認められなかった。

モニタリングポストにおける γ 線照射線量率の月平均値と月間最大値をTable C.4.2-1に示す。表中の「最大値」は1時間平均の月間最大値である。

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2 Km 地点20カ所にTLD〔CaSO₄ (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。

（大村 英昭）

Table C.4.2-1 モニタリングポストにおける照射線量率の月平均値と月間最大値

(大洗研究所, 1983年度)

ポストNo.	年月	1983年												1984年			年間	標準 偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3					
		平均	最大	平均	最大	平均	最大	平均	最大	平均	最大	平均	最大					
P-1	周	3.5	3.4	3.5	3.7	3.5	3.5	3.7	3.6	3.5	3.6	3.7	3.5	3.5	3.5	3.5	3.5	0.10
	辺	5.7	4.3	6.3	5.9	5.2	5.4	5.4	4.9	6.0	4.8	6.2	5.7	6.4	4.7	7.3	7.3	-
P-2	監	3.9	3.7	3.8	3.7	3.7	3.8	3.8	3.6	3.6	3.6	3.8	3.6	3.5	3.6	3.7	3.7	0.14
	視	6.1	4.7	6.7	6.0	5.4	5.4	5.4	4.8	6.0	4.8	6.2	5.5	6.2	4.7	6.7	6.7	-
P-3	祝	3.8	3.6	3.7	3.8	3.7	3.8	3.8	3.8	3.8	3.8	3.8	3.8	3.7	3.8	3.7	3.7	0.32
	区	6.1	4.6	6.4	5.3	5.2	5.3	5.3	4.9	6.1	4.9	6.1	5.7	6.1	4.8	6.4	6.4	-
P-4	域	3.5	3.4	3.5	3.5	3.5	3.5	3.6	3.4	3.2	3.4	3.2	3.3	3.2	3.2	3.4	3.4	0.14
	境	5.9	4.4	6.3	5.7	5.0	5.1	5.1	4.5	5.6	4.5	5.6	4.8	5.2	4.3	6.3	6.3	-
P-5	界	3.7	3.5	3.6	3.6	3.6	3.6	3.7	3.6	3.6	3.6	3.6	3.6	3.5	3.6	3.6	3.6	0.04
		5.7	4.4	6.2	5.2	5.1	4.9	6.0	4.6	5.8	4.6	5.8	5.4	5.4	4.5	6.2	6.2	-
P-6		4.7	4.6	4.6	4.6	4.7	4.8	4.7	4.5	4.4	4.5	4.4	4.4	4.3	4.3	4.6	4.6	0.17
		6.7	5.5	7.3	6.3	6.2	6.3	7.3	5.7	6.6	5.7	6.2	6.2	6.2	5.1	7.3	7.3	-
P-7		3.9	3.8	3.9	3.9	3.9	3.9	3.9	3.8	3.7	3.8	3.7	3.7	3.6	3.6	3.8	3.8	0.10
		5.7	4.5	6.2	5.8	5.0	5.1	6.1	4.6	5.7	4.6	5.7	5.1	5.9	4.4	6.2	6.2	-
P-8		3.7	3.5	3.6	3.6	3.5	3.6	3.7	3.5	3.4	3.5	3.4	3.4	3.4	3.4	3.5	3.5	0.10
	内	5.8	4.4	6.4	5.8	5.3	5.3	6.5	4.5	5.8	4.5	5.8	5.2	5.7	4.4	6.5	6.5	-

(単位: $\mu\text{R/h}$)

C.4.3 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の全β放射能濃度

1983年度に行った大洗研究所敷地内および周辺環境試料中の全β放射能の測定を、1982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. C.4.3-1 に示す。前年度と比較して異常は認められなかった。

モニタリングポストにおける大気塵埃放射能濃度の測定結果を Fig. C.4.3-2 に示す。前年度と比較して異常は認められなかった。

排水溝出口における排水の連続比例サンプリングによる1週間平均放射能濃度の測定結果を Table C.4.3-1 に示す。いずれも未知核種の規制濃度 ($1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) 以下であった。

環境試料の放射能測定結果を Table C.4.3-2 に示す。L 海域の海底土は、排水溝出口から 2 Km 以内の海域における 3 地点の混合試料である。また、M 海域の海底土は、排水溝から南へ 5 Km、海岸から 2 Km 以内の海域における 2 地点の混合試料である。これらの値は 1982 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。

(2) 環境試料中の放射性核種濃度

茨城県環境放射線監視計画に基づいて、降下塵、大気塵埃、陸土、排水口近辺土砂、葉菜類、海底土および海産生物中について核種分析を実施した。なお葉菜類については 1983 年度から茨城県の環境放射線監視計画に基づいて ^{90}Sr の化学分析を開始した。その結果を Table C.4.3-3 に示す。いずれの測定値にも異常は認められなかった。

(大村 英昭)

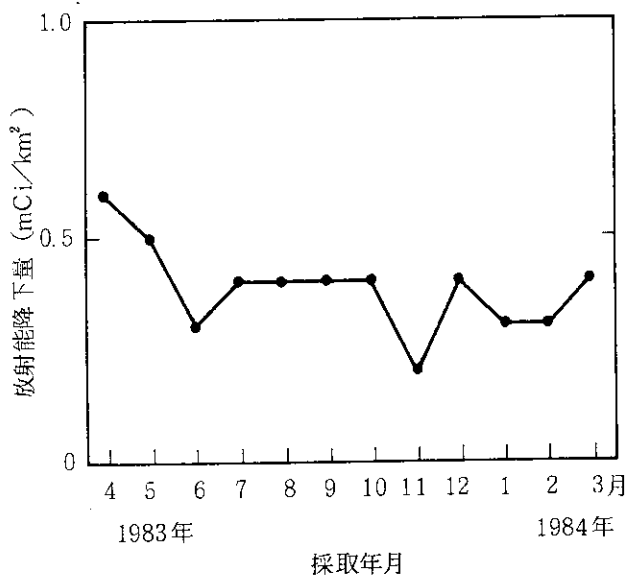


Fig. C. 4.3 - 1 降下物中の全β放射能

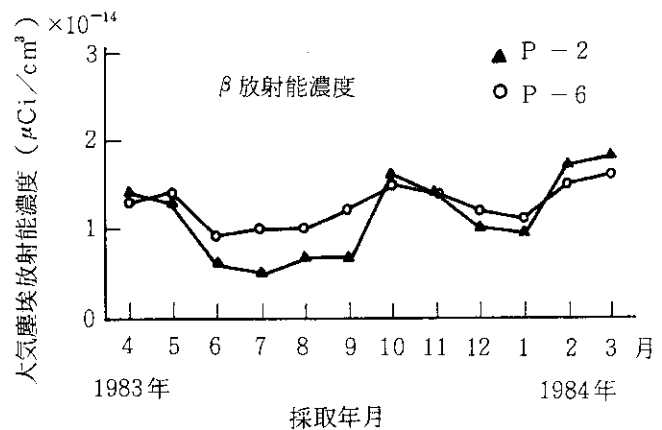


Fig. C. 4.3 - 2 モニタリングポストにおける大気塵埃放射能濃度の月平均値

Table C. 4.3-1 排水溝における排水の全β放射能濃度週平均値

(大洗研究所, 1983年度)

年 月	第1週	第2週	第3週	第4週	第5週
1983年 4月	2.9	2.3	2.3	2.8	
5月	4.9	2.3	2.2	2.5	<2.1
6月	<2.1	2.1	2.9	2.4	
7月	2.0	2.0	2.0	6.2	
8月	6.3	2.4	5.0	<1.8	<1.8
9月	2.7	2.8	9.6	2.3	
10月	2.8	5.9	2.6	2.2	3.3
11月	<2.0	3.4	<1.9	3.4	
12月	<1.9	2.2	3.1	2.6	
1984年 1月	4.1	4.6	2.9	5.7	
2月	3.4	3.4	2.4	2.5	
3月	2.2	3.8	3.7	2.7	

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

Table C. 4.3-2 環境試料中の全β放射能

(大洗研究所, 1983年度)

環境試料		採取場所	単 位	放 射 能 濃 度	
				前 期	後 期
陸 上 試 料	水	夏海湖	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$<1.9 \times 10^{-9}$	1.8×10^{-9}
		酒沼		$<3.1 \times 10^{-10} *1$	$<3.3 \times 10^{-10} *1$
		原研水道原水		4.1×10^{-9}	3.5×10^{-9}
		町営水道原水		4.1×10^{-9}	3.8×10^{-9}
		北松川水道水		3.8×10^{-9}	3.0×10^{-9}
		北松川井戸水		1.5×10^{-8}	1.4×10^{-8}
	土 壤	排水溝出口付近	pCi/g.乾	10.8	9.1
		処理場		10.7	10.7
		日中内		12.6	12.7
		下太田		11.6	11.3
精 米 ホウレン草 白 菜	旭村田崎	pCi/g.生	2.3	0.7	
			1.8		
海 洋 試 料	海 水	No. 1 (500 m)	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$<3.0 \times 10^{-10} *1$	$<3.2 \times 10^{-10} *1$
		No. 2 (5 Km)		$<3.0 \times 10^{-10} *1$	$<3.2 \times 10^{-10} *1$
	海 底 土	No. 1 (500 m)	pCi/g.乾	16.0	15.9
		No. 2 (5 Km)		17.4	15.3
		L 海 域		15.8	15.1
		M 海 域		16.3	13.2
シ ラ ス カ レ イ	大 洗 沖	pCi/g.生	4.9	3.6	
			3.4	3.3	

*1 鉄, バリウム共沈法による。

Table C. 4.3.-3 環境試料中の放射性核種濃度

環境試料	採取年月	採取地点	単位	(大洗研究所, 1983年度)																					
				⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	⁹⁰ Sr	¹³¹ I													
降下量	1983年 4月	安管棟屋上	$\times 10^{-2}$ mCi / km ²	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*				
	" 5月			*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
	" 6月			*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*		
	" 7月			*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	
	" 8月			*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	
	" 9月			*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	
	" 10月			*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	
	" 11月			*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	" 12月			*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	1984年 1月			*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	" 2月			*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	" 3月			*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*
1983年 4月~6月				*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
" 7月~9月		P-2		*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
" 10月~12月				*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
1984年 1月~3月				*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
1983年 4月~6月		P-6		*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
" 7月~9月				*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
" 10月~12月				*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
1984年 1月~3月				*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
1983年 5月		飛	$\times 10^{-1}$ pCi / g. 乾	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
" 11月		沢		*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
1983年 7月		原研動燃排水口																							
1984年 1月																									
1983年 7月		シ	$\times 10^{-2}$ pCi / g. 乾	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
1984年 1月		海		*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
1983年 5月		域		*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
" 10月				*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
1983年 5月		大	$\times 10^{-3}$ pCi / g. 乾	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
1983年 5月		洗		*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
" 11月		沖		*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
1983年 4月				*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
1983年 10月		旭		*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
1983年 4月		村		*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
" 10月		田		*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			
" 10月		崎		*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*			

注) 検出限界値は県環境放射線監視委員会の数値 * : 検出限界以下 / : 測定対象外 ▲ : 化学分析

1 C.5 放射線計測器の管理

C.5.1 概要

各施設の放射線モニタ，モニタリングポストおよびサーベイメータの定期点検，校正を年次計画に基づいて実施した。故障修理等維持管理に努めたため稼働率の向上を図ることができた。

モニタリングポストの更新が1982年度末に完成したのに伴い，保安規定の改正を行い1983年5月から新ポストに切換えて環境放射線監視を開始した。

JMTR 施設炉室内放射線モニタの更新を1984年度オーバーホール期間に実施することとして，システムの立案，仕様の検討等を行い発注した。完成は1984年10月の予定である。

ハンドフットクロスモニタ，サーベイメータの更新は年次計画通り継続して実施した。

(佐藤 信之)

C.5.2 サーベイメータ等の管理

1982年度から実施しているサーベイメータ更新第2次5カ年計画により，本年度は各機種合せて41台を更新した。その内訳は，GMサーベイメータ11台，電離箱サーベイメータ11台， $\beta(r)$ 表面汚染サーベイメータ11台， α 表面汚染サーベイメータ7台および中性子レムカウンタ1台である。これらの更新によって大洗研究所の現有サーベイメータ等の総台数は，処理場Ⅱ期施設関係を含め316台になった。

1983年における現有台数，校正台数（購入時の受入検査台数を含む）および故障台数をサーベイメータの機種別に Table C.5.2-1 に示す。点検校正（購入時の受入検査を除く）は，外部業者に委託して実施した。点検校正の実施件数は，年2回の校正目標に対し100%達成でき631件であった。年間の修理件数は74件であり，その主な故障内容は，検出器の破損・劣化および増幅回路などであった。

スケーラ等の放射線計測機器の故障修理件数は，年間4件であった。

(水書 利雄)

Table C.5.2-1 サーベイメータの現有台数，校正台数および故障台数
(大洗研究所，1983年度)

サーベイメータの種類	現有台数	校正台数	故障台数
GMサーベイメータ	67*1	138	40
電離箱	81*2	173	6
$\beta(r)$ 表面汚染	80*3	150	26
α 表面汚染	42*4	80	0
中性子	9*5	16	0
シンチレーション	8	16	1
ベルアラームメータ	29	58	1
合計	316	631	74

- * 1 前期6台および後期5台購入，後期9台廃棄
- * 2 前期6台（6台は2回校正）および後期5台購入，後期10台廃棄
- * 3 前期6台購入および後期5台購入（未校正）
- * 4 前期3台購入および後期4台購入，* 5 後期1台購入（未校正）

C.5.3 放射線監視計測器の管理

放射線モニタの更新計画により、JMTR炉室内放射線モニタの更新を図るため、仕様の作成を
終り発注した。現地据付完了は、1984年10月の予定である。

処理場施設においては、高レベル α 固体貯蔵施設建家の増設に伴い作業エリアの放射線監視を
目的とする γ 線エリアモニタ1チャンネルを増設し、使用前検査を受検した。

新モニタリングポスト装置8基による監視は、保安規定改正の認可を受けた後、1983年5月よ
り定常稼動を開始した。これに伴い、旧モニタリングポストは1カ月の並列運転を行った後、6
月に廃止した。

ハンドフットクロスモニタは、更新5カ年計画により燃料研究棟1台(α 線用)を更新した。

各施設に設置した放射線モニタ、吸引装置および記録計の定期点検校正は、1982年度と同様に
外部委託により実施し、整備に努めた。放射線モニタの故障修理件数および年間稼動率をTable
C.5.3-1に示す。稼動率は、モニタリングポストの故障修理件数が減少し、全施設とも99%以上
に維持することができた。年間の修理件数は54件であり、その主な故障内容は、検出器の劣化・
破損、レートメータの劣化および吸引装置のカーボンブレード破損などであった。

(水書 利雄)

Table C.5.3-1 放射線モニタの修理件数および稼動率

(大洗研究所, 1983年度)

項目 年月 建家名等	修 理 件 数					稼動率 (%)
	1983			1984	合 計	
	4~6	7~9	10~12	1~3		
J M T R (56系統)	3	0	9	7	19	99.8
ホットラボ (22系統)	4	1	2	3	10	99.8
廃棄物処理施設 (55系統)	1	6	3	2	12	99.8
燃料研究棟 (16系統)	1	4	4	2	10	99.2
RI 利用開発棟 (6系統)	0	1	0	0	1	100
安全管理棟 (2系統)	0	0	0	0	0	100
モニタリングポスト (18系統)	0	1	0	0	1	100

1 C.6 放射性廃棄物の管理および汚染除去

C.6.1 概 要

大洗地区で発生した放射性廃棄物は、1982年度と比較して液体廃棄物処理施設から発生した中レベルスラッジと動燃から発生した一般無機に減少がみられた以外は、目立った変化はなかった。上記廃棄物は、いずれも1982年度に実施された常陽のMK-II移行作業に起因したもので、作業終了に伴い廃棄物の発生も減少した。

搬入された放射性廃棄物は、種類ごとにそれぞれの処理装置により処理し、200ℓドラム缶型パッケージ(D-50型)633本、コンクリートブロック型パッケージ(B-I型, B-III型)93個、および高レベル α 保管体106個を保管廃棄した。

放射性汚染除去業務は、施設、機器、衣料および皮ふ除染について実施し、各現場を支援した。特に機器除染については、各施設の老朽化による施設、機器類の更新に伴ってこれからも除染件数の増加が予想される。

施設の整備状況では、1982年度に現場工事に着手した高レベル α 固体貯蔵施設の増設工事が1983年12月に完了した。一部官庁検査と保安規定の改正作業を残しているため、本施設の使用開始は1984年度となる。また、 α ホール用エアラインスーツ訓練設備、フィルタ破砕機、コンクリート試験機、 γ 線波高分析器用データ処理装置等を新設したほか、衣料前モニタの更新、老朽化した処理設備、排気設備、排水設備等の改修を行い、安全性の向上を図った。

(進士 義正)

C.6.2 放射性廃棄物の管理

(1) 廃棄物の搬入

大洗地区で発生し、搬入された放射性廃棄物の搬入実績をTable C.6.2-1に示す。

(a) 液体廃棄物

所内の液体廃棄物搬入量は、低レベルが一般無機約3,800 m³、有機0,044 m³、スラッジ0.47 m³であり、中レベルが一般無機0.12 m³、有機0.016 m³、スラッジ1.26 m³であった。また、所外の液体廃棄物搬入量は、低レベルのみで一般無機約416 m³、有機0.041 m³、スラッジ0.06 m³であった。

1983年度の搬入実績を1982年度と比較すると、所内については一般無機では大差はなかったが、スラッジについては約90%減少した。これは、所外排出元において管理方法の改善がなされたために、処理場内受入貯槽で発生する沈降物が減少したためである。

所外については、一般無機が、1982年度比約65%の減少であった。これは、動燃(常陽)において1982年度のような大量の燃料交換作業が行われなかったためである。

(勝山 和夫)

(b) β , γ 固体廃棄物

低レベル β , γ 固体廃棄物の搬入量は、所内については約210 m³、所外については約290 m³であり、いずれも1982年度と大差ない状況であった。

高レベル β , γ 固体廃棄物の搬入量は、所内については約 1.9m^3 であり、1982年度とはほぼ同じであったが、所外については1982年度に引き続き動燃からの搬入が多く、合計約 2.1m^3 となり、1982年度（約 1.7m^3 ）に比較して約20%の増加となった。

（岩本 貞雄）

(c) α 固体廃棄物

低レベル α 固体廃棄物の搬入量は、所内については約 10.1m^3 、所外については約 9.3m^3 であり、いずれも1982年度に比較して増加した。これらの表面照射線量率分布は約64%が 1mR/h 未満、約36%が $1\sim 50\text{mR/h}$ となっており、1982年度よりわずかに上昇傾向にあった。

高レベル α 固体廃棄物の搬入量は、所内については 0.9m^3 、所外については約 8.3m^3 であり、1982年度と比較して、所外分の増加が目立った。しかし、これらに伴って保管廃棄された核燃料物質量は、プルトニウム総量で約25g、ウラン総量で280g（劣化ウラン約123gを含む）であり、1982年度比でそれぞれ約41%および約9%（劣化ウラン以外では約31%）減少した。

（阿部 昌義）

(2) 廃棄物の処理

1983年度における放射性廃棄物の処理実績を Table C. 6.2-2 および C. 6.2-3 に示す。

(a) 液体廃棄物

一般無機の低レベル液体廃棄物については、化学処理装置により 181m^3 を、低レベル廃液蒸発装置により $1,263\text{m}^3$ を処理した。

その他、極くレベルの低い廃液は減衰処理もしくは低レベル廃液貯槽内で回分式化学処理した。

スラッジについては化学処理スラッジ（約 13m^3 ）および蒸発缶濃縮液（約 4.4m^3 ）とともにビチューメン固化（一部セメント固化）した。発生した固化体は全部で38本であった。

有機廃液については、洗浄等の予備処理を行ったのち β , γ 焼却装置により処理した。

（勝山 和夫）

(b) β , γ 固体廃棄物

低レベル β , γ 固体廃棄物については、可燃性固体および不燃性固体のうち脱水した含水布・紙は β , γ 焼却装置により、これ以外の不燃性固体およびフィルタ等は β , γ 圧縮装置 I および II により処理した。1982年度に引き続き焼却装置における廃棄物の投入間隔および廃棄物の組合せ等の変更など、これまでの処理方法の一部を変えて滞貨量の減少に努めた結果、総処理量は約 533m^3 となり、これまでの滞貨量を約 40m^3 減少することができた。

高レベル β , γ 固体廃棄物については、高レベル β , γ 処理装置により、約 4.3m^3 を処理した。

（岩本 貞雄）

(c) α 固体廃棄物

低レベル α 固体廃棄物については、 α 雑処理設備（ α ホール）により不燃性固体約 12.6m^3 を処理した。このほか、これまでに α ホール内で処理した廃棄物の引き取り時梱包材（段ボール箱）約2,200個（約1,300Kg）を焼却処理した。

高レベル α 固体廃棄物については、搬入量約 9.2m^3 のうち約 8.4m^3 を高レベル α 封入装置によって密封措置し、発生元で密封措置済のもの約 0.8m^3 とあわせて全量を高レベル α 固体貯蔵施設に貯蔵した。

（阿部 昌義）

(3) 廃棄物パッケージの保管

各処理装置の稼動により発生した廃棄物パッケージのうち、コンクリートブロック型廃棄物パッケージについては固体集積保管場Ⅰに、200ℓドラム缶型廃棄物パッケージについては固体集積保管場Ⅱにそれぞれの形態別に分類し保管した。

Table C. 6.2-4 に 1983 年度に発生したパッケージの数を示す。200 ℓドラム缶型はほぼ平年並の発生量であったが、コンクリートブロック型は対象となる高レベル β , γ 固体廃棄物の発生量が増加したことなどにより、1982年度と比べて36個増加した。

(岩本 貞雄)

Table C.6.2 - 1 廃棄物の搬入実績

(大洗研究所, 1983年度)

廃棄物 区分	固 体 廃 棄 物				液 体 廃 棄 物									
	β, γ				β, γ									
	高レベル		α		高レベル		α							
	可 燃	低レベル 不 燃	低レベル 可 燃	低レベル 不 燃	可 燃	低レベル 不 燃	低レベル 可 燃	低レベル 不 燃						
所 内	70.02	89.12	51.175	1.895	1.32	4.34	4.485	0.90	3812.53	0.044	0.47	0.12	0.016	1.26
	78.78	8224	57.615	1.900	0.74	8.54	0	8.28	368.47	0.041	0.06	0	0	0
所 外	4.32	5.00	1.610	0.150	-	-	-	-	0	0	0	0	0	0
	13.58	32.18	10.005	0	-	-	-	-	48	0	0	0	0	0
計	96.68	11942	69.230	2.050	0.74	8.54	0	8.28	416.47	0.041	0.06	0	0	0
合 計	166.70	20854	120405	3.945	2.06	12.88	4.485	9.18	4229.00	0.085	0.53	0.12	0.016	1.26

(単位: m³)

Table C. 6.2-2 液体廃棄物の処理実績

(大洗研究所, 1983年度)

処理方法 区分		処 理 量 内 訳			合 計
		化学処量	蒸発処理	その他処理	
低 レ ベ ル	一般無機	181	1263	2769	4213
	有機	0	0	0.191	0.191
	スラッジ	0	0	0.27	0.27
中 レ ベ ル	一般無機	0	0.1	0	0.1
	有機	0	0	0.010	0.01
	スラッジ	0	0	1.45	1.45
合 計		181	1263.1	2770.921	4215.021

(単位: m³)

Table C. 6.2-3 固体廃棄物の処理実績

(大洗研究所, 1983年度)

			処 理 量
β, γ 固 体	低 レ ベ ル	可 燃	148.56
		不 燃	260.40
		フィルタ	124.430
	高 レ ベ ル		4.345
α 固 体	低 レ ベ ル	可 燃	0.36
		不 燃	12.64
		フィルタ	0.
	高 レ ベ ル		9.18

(単位: m³)

Table C.6.2-4 固化体の発生数

(大洗研究所, 1983年度)

	固 化 体 数
200ℓ ドラム	633
コンクリートブロック(B-I, B-III)	93
合 計	726

(単位: 個)

C.6.3 汚染除去

(1) 機器除染

1983年度の機器除染処理状況を Table C.6.3-1に示す。1982年度と比較して処理件数は約30%増加したが、処理点数は約20%に減少した。

施設別依頼状況は、処理件数でJMTR・照射施設80%、廃棄物処理施設20%となっている。このうち補修・改造等の目的で所外に搬出するため除染を行った件数は、全体の20%であった。

JMTRは建設後約15年を経過し、老朽化による設備機器類の更新が行われ、それに伴う除染件数が増加している。これらの機器類は、一般廃棄を目的とするため搬出基準値を満足しなければならないが、基準値以下まで除染することが困難な傾向にある。また、今後ますますその傾向が増加することが予想される。したがって、放射性廃棄物の低減化対策のためにも、これらの対象物の適切な除染方法の開発が急務であると考えられる。

(小林 弘也)

(2) 施設除染

1983年度の施設、設備などの現場除染処理状況を Table C.6.3-2に示す。

1983年度も1982年度と同様、貯槽類の点検、補修に係る除染が多く、全体の67%（貯槽3件、カナルおよびSFCプール1件）を占めた。

(三嶋 一幸)

(3) 衣料除染

1983年度に実施した防護衣料の衣料除染処理状況を、Table C.6.3-3に示す。除染品目のうち作業衣服は1982年度と比較して、燃料研究棟依頼分は32.8%減少したが、JMTR依頼分は38.4%増加し、全体では約11.9%増となった。また、中レベル以上の汚染衣料の発生率は全作業服の約0.13%で、除染後モニタによる測定の結果が基準値以上であったために保管した衣料の割合は、全作業服の約0.8%であった。

洗濯廃液の処理量は156m³であった。

洗濯廃液処理装置のうち逆浸透第1段処理装置のチューブ型逆浸透膜の交換整備および薄膜蒸発装置のステンレス製配管部の交換整備を行い、新たに乾燥用電子レンジ3台を設置した。また、衣料モニタシステムの点検整備を実施した。

(尾曾 智重)

(4) 皮ふ除染

各施設の管理区域内手洗い流し場41カ所に設置されている応急皮ふ除染キットの内容品目の点検、補充、整備を毎月1回、延べ492キット分について行った。

また、人の皮ふの代わりに生豚皮を用いて放射性汚染に伴う応急皮ふ除染実習訓練を、職員および委託業者合計18名に対して実施した。

(小林 弘也)

Table C.6.3 - 1 機器除染処理状況

(大洗研究所, 1983年度)

	主 要 機 器 名	件 数 (件)	点 数 (点)
第1四半期	マニプレータ爪, フィルターケーシング SF キャスク吊り具	3	387
第2四半期	精製系前置フィルタ, SUS配管, 主軸, テストピース, 遠心分離機, キャプセルラック	6	137
第3四半期	CRD ボールネジアッセンブリ キャプセルラック, ノズル大フランジ SFキャスク受台, ノッチワイヤフィルタ, 他	15	743
第4四半期	キャプセル切断架台, 空気作動弁 ベリリウム交換架台, キャプセル保護管切断架 台, 他	7	284
年度合計	—————	31	1,551

Table C.6.3-2 施設除染処理状況

(大洗研究所, 1983年度)

	件 名	件 数 (件)	除染面積 (m ²)	延作業量 (人・日)
第1四半期	低レベル廃液貯槽No.5	1	100	14
第2四半期	JMTR第4排水貯槽 JMTR第2排水貯槽	2	170	40
第3四半期	貯蔵セルおよび分類セル 使用済燃料輸送容器	2	230	107
第4四半期	カナル#3およびSFCプール	1	100	17
年度合計	—————	6	600	178

Table C.6.3 - 3 衣料除染処理状況

(大洗研究所, 1983年度)

特殊作業服 (着)	特殊作業服 防水加工 (着)	黄色実験衣 (着)	靴 下 (足)	その他 (点)	合 計 (点)
9,064	4,068	2,390	27,604	22,416	65,542

(備考) この内東北大学からの衣料除染依頼は、926点あり、施設利用に関する契約により除染を行った。

C.6.4 廃棄物処理施設の整備

1982年度に現場工事に着手した高レベル α 固体貯蔵施設の増設工事¹⁾が、1983年12月に完了した。本施設は、ステンレス鋼製密封容器に封入した高レベル α 固体廃棄物を長期間保管する施設で、1975年度に完成した施設を今回、拡張する方式で増設したものである (Fig.C.6.4-1)。施設は地上1階、地下1階の建家と、密封容器を収納する貯蔵設備とから構成される。このうち貯蔵設備は、ステンレス鋼製の堅型円筒式貯蔵孔を γ 線遮蔽のための重コンクリートおよび普通コンクリートからなる遮蔽体内に設置した構造であり、貯蔵孔上部には遮蔽プラグが挿入される。また、貯蔵孔の下部は孔内の空気または結露水がサンプリングできるように、サンプリング設備に接続されている (Fig. C.6.4-2)。

貯蔵孔は約40cm ϕ ×45cmHの密封容器 (S キャン) を5個収納するS型孔、約50cm ϕ ×75cmHの密封容器 (L キャン) を3個収納するL型孔のほか、今回新たに約33cm ϕ ×45cmHのAGFキャンを6個収納するG型孔を加え、合計900キャンから1,836キャン分に貯蔵能力を増加した。これは1990年度分までの推定発生量に対応できるものと見込まれている。また、各貯蔵孔の最大収納放射エネルギーは、S型孔、L型孔については従来どおり ^{60}Co 1,500Ci / 孔、G型孔については γ 線エネルギー1MeV換算で120Ci / 孔を想定したものとなっている。Table C.6.4-1に貯蔵能力の総括表を示す。

(阿部 昌義)

参考文献

- 1) 進士義正, 他: 保健物理—管理と研究—No. 25, JAERI-M 83-134, 126, (1983)

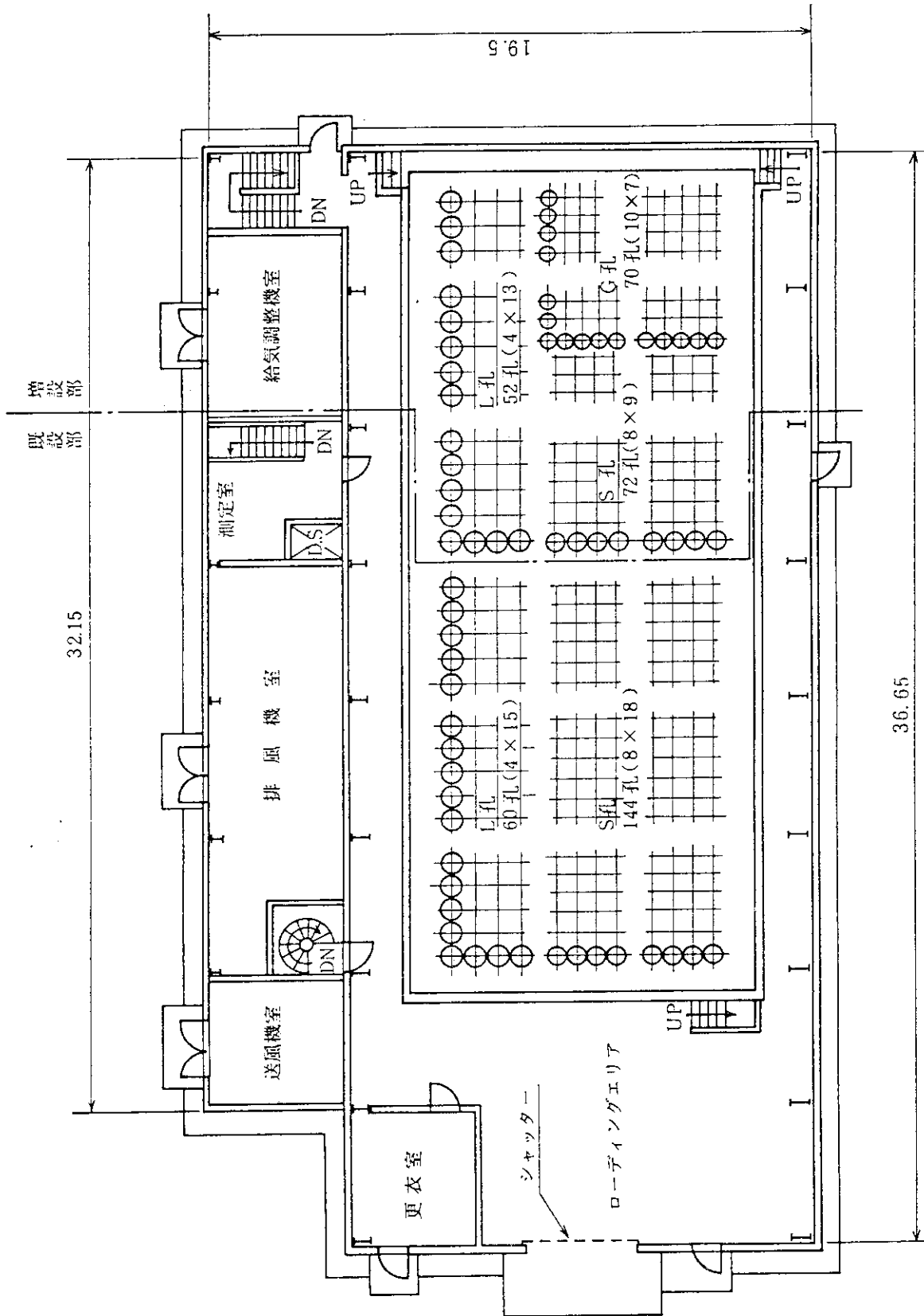


Fig. C. 6.4 - 1 高レベルα固体貯蔵施設1階平面図

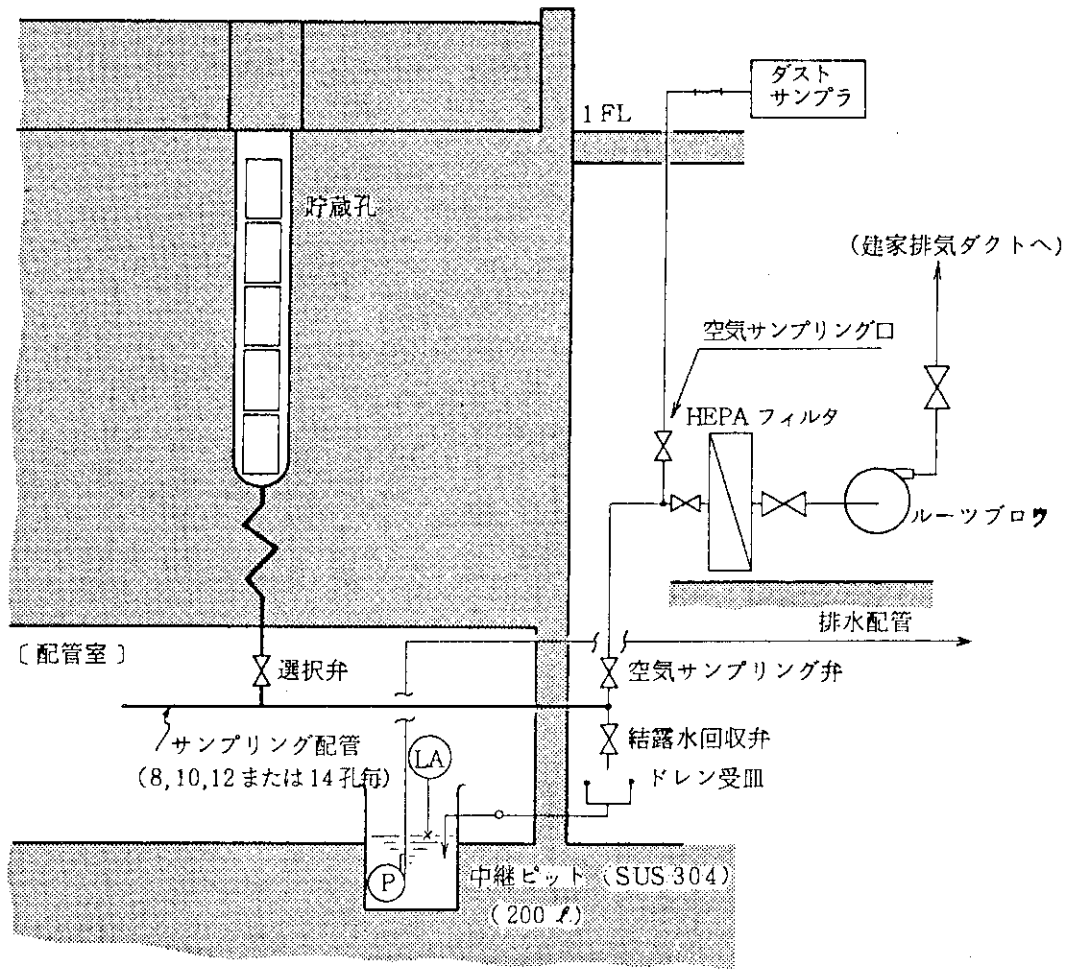


Fig. C. 6.4 - 2 貯蔵孔サンプリング設備概念図

Table C.6.4 - 1 高レベルα固体貯蔵施設整備状況

		S 型 孔	L 型 孔	G 型 孔
内部寸法		45cmφ × 2.5mH	55cmφ × 2.5mH	38cmφ × 2.95mH
収納容器		Sキャン (40cmφ × 45cmH) 5個/孔	Lキャン (50cmφ × 75cmH) 3個/孔	AGFキャン (33cmφ × 45cmH) 6個/孔
遮蔽能力		⁶⁰ Co, 1,500Ci / 孔	⁶⁰ Co 90 Ci / 孔	γ線1MeV 120 Ci / 孔
貯蔵数量	既設孔	144	60	-
	増設孔	72	52	70
	合計孔	216	112	70
	容器数量個	1,080	336	420

2.1 個人被曝線量の管理

2.1.1 概要

NTAフィルムの飛跡は3次元的であり、これを顕微鏡で観察し、計数を行うためには顕微鏡の焦点を常に動かしながら飛跡の判定をしなければならない。したがって飛跡の計数には非常な労力を必要とするうえに目の疲労が大きい。そこで、ITVカメラ法により飛跡をブラウン管で観測することにより問題の解決を図った。

(南 賢太郎)

バイオアッセイ法による個人内部被曝モニタリングにおいて、体内汚染の有無の判定のために、尿中のバックグラウンド放射能レベルについての測定を、非密封の放射性物質を取り扱っていない職員20数名について行っている。今回は最近の3年間の結果について測定値の分布を調べ、平均値および標準偏差について検討した。

肺モニタ検出器として使用してきた薄型NaI(Tl)検出器に替えて、NaI(Tl)/CsI(Na)二重結晶型のホスイッチ検出器を導入した。従来使用していた検出器に比較すれば、バックグラウンド計数を低減でき、その他の特性も良好であることがわかったので、1983年度から定期検査等の通常業務に使用している。

高純度半導体検出器を肺中のプルトニウムからの低エネルギー光子の測定に用いるときの性能について、リバモア人体模型を使用した校正実験を基に、二重結晶型検出器の性能との比較を行った。

ハーヴェル研究所では、プルトニウムからの光子と類似の低エネルギー光子を放出する短半減期核種で標識したエアロゾルをボランティアに吸入させ、その肺中の既知量の放射能測定から得られたデータによって、リバモア人体模型の有効性を調べるプロジェクトが行われつつあった。このプロジェクトの一部に関与することによって入手し得た情報について述べた。

(赤石 準)

2.1.2 NTAフィルムの飛跡計測法の改良

原研では速中性子線による外部被曝線量の測定に、原子核乳剤を塗布したNTAフィルムを1957年から現在に至るまで用いている。

速中性子線と主に乳剤中に含まれる水素原子との弾性衝突の結果、反跳された陽子が乳剤中に形成する飛跡を顕微鏡下で測定することによって、被曝線量を求めている。しかし、顕微鏡を用いた直視法による飛跡計測は、技能と熟練および労力を要し、かつ求められる中性子感度はLehman等の理論および実測値に比べ低い値を示している。

顕微鏡倍率400～600倍での計測が一般的である。倍率を1100倍にした場合、 ^{252}Cf のエネルギー領域に対する中性子感度は前者と比較して約50%上昇することが報告されている。しかし、高倍率では収差補正のため油浸法を用いなければならず、定常業務への導入は困難である。

そこで近年高解像度撮像管が市販されている事に着目し、これを顕微鏡に接続してモニタ画像上の飛跡を計測する方法について検討した。

倍率400倍の顕微鏡に高解像度撮像管を接続することにより1200倍の画像が得られ、かつ収差補正なしで数 μm の微小飛跡の識別が可能である。また、乳剤中に鋭角に形成された2,3 μm 程度の飛跡を黒化粒子の連なりと判定するには、画像上の倍率を1800倍にすることで解決できる。

飛跡計測は走査法 (Line scanning method) を用い、計測視野数は次の方法で決定した。1977年から1983年までの過去6年間の平均バックグラウンド飛跡数を求め、この値から信頼度95%の検出限界線量当量が10 mremとなる計測視野数を最短平均信頼区間法を用いて求めた。この結果、 ^{252}Cf に対する計測視野数は360視野(視野面積5.9 mm^2)となるが、従来法で求めた潜像退行補正係数を考慮し、470視野(視野面積7.8 mm^2)とした。

前記条件下で $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ および ^{252}Cf を用いて線量当量5 mremから1000 mremの標準照射を行ったフィルムの計測を行い、それぞれの飛跡数を求めた。その結果をFig. 2.1.2-1に示す。図に示すように10 mrem以上の線量当量と計測飛跡数の間に直線関係が成立する。

NTAフィルムの ^{241}Am および ^{252}Cf に対する単位視野面積当たりの反跳陽子飛跡数は、それぞれ18.1 tracks/ $\text{cm}^2 \cdot \text{mrem}$, 9.81 tracks/ $\text{cm}^2 \cdot \text{mrem}$ である。この値は、従来の420倍での顕微鏡の直視走査法で求めた中性子感度に対して、それぞれ13%, 94%(自由空气中条件)の感度上昇を示し、Lehmanが計算によって求めた中性子感度に近い値を示している。他との比較をFig. 2.1.2-2に示す。

本方法による飛跡計測技術の個人依存性を、線量当量と計測飛跡数の関係から求めた結果をFig. 2.1.2-3に示す。各人の平均計測数は、計測前に一定の飛跡パターン識別の訓練を行うと標準偏差内に入り、有意差は認められない。

以上述べたように、本方法の導入によって従来法で求めた中性子感度を飛躍的に上昇させることが可能となったほか、短期間で信頼性のある飛跡計測ができる測定者の養成を容易にするなど、本方法の有効性が実証された。

(田村 勝裕)

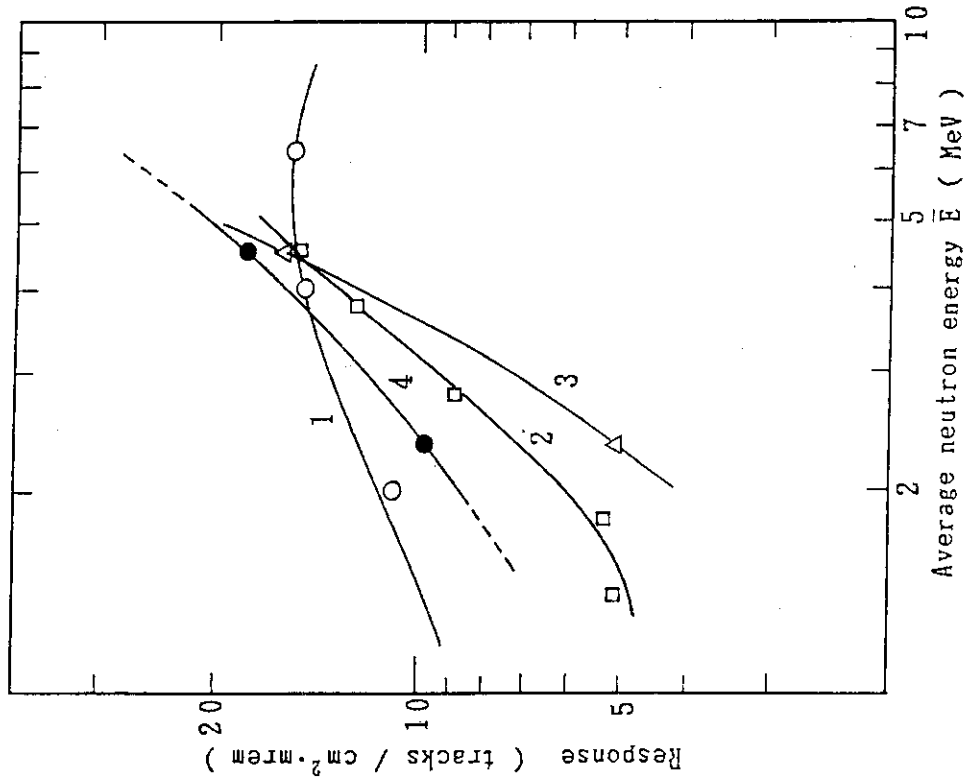


Fig. 2.1.2-2 Response of NTA film as a function of neutron energy.

- Curve 1 : Calculated response to monoenergetic neutrons , Lehman
- Curve 2 : Experimented response , M.Oshino
- Curve 3 : Experimented response , T.Nishi
- Curve 4 : Experimented response , K.Tamura

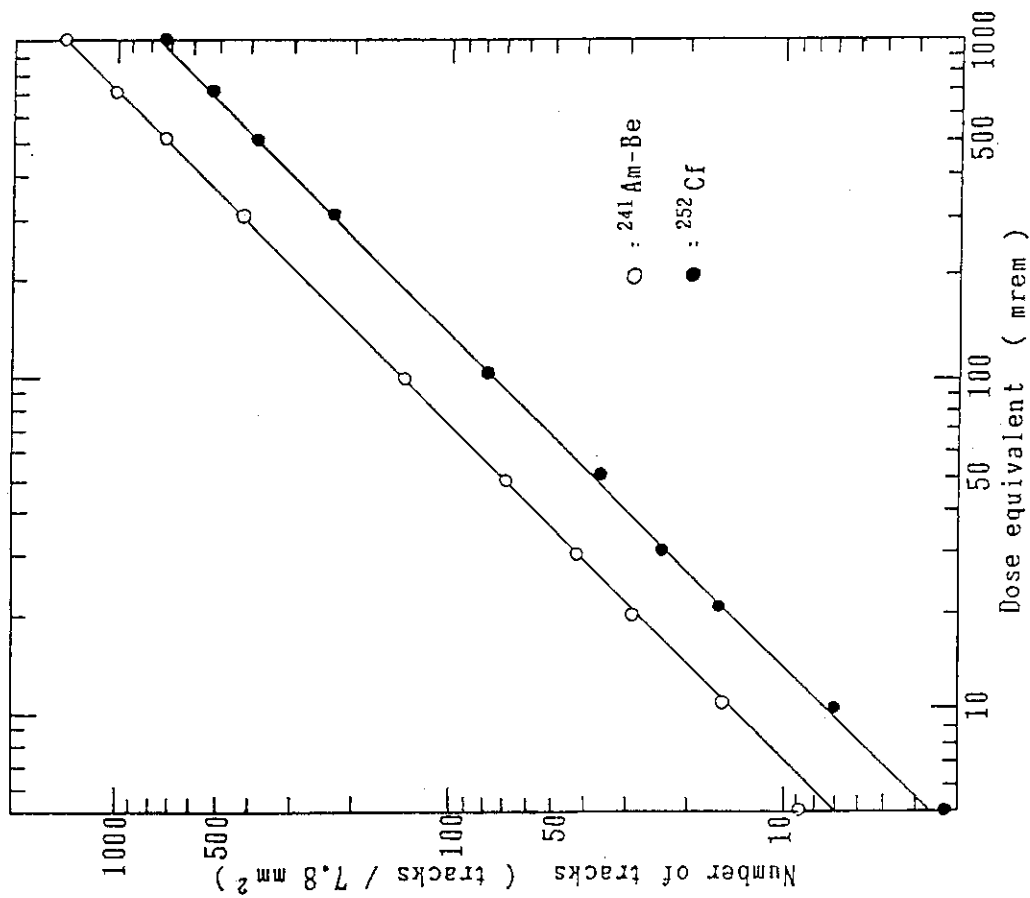


Fig. 2.1.2-1 Relation between dose equivalent and number of tracks.

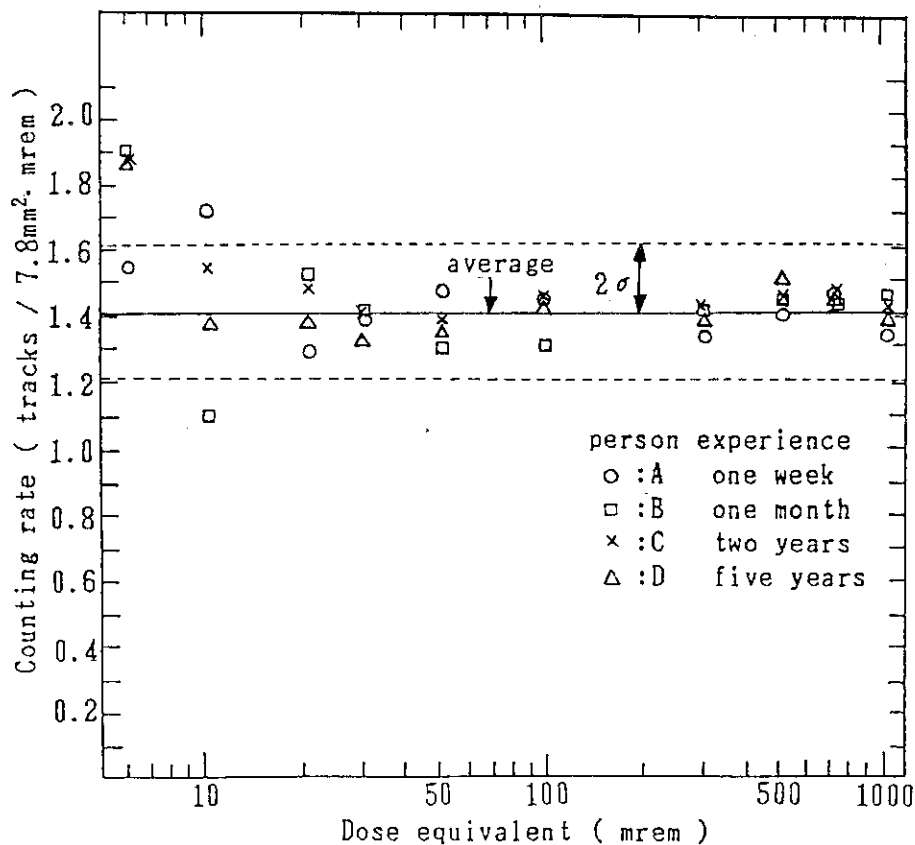


Fig. 2.1.2-3 Individual variation of counting rate of tracks in NTA film.

2.1.3 放射性物質非取扱者の尿のバックグラウンド放射能レベル

バイオアッセイ法による個人内部被曝モニタリングにおいて、体内汚染の有無の判定のために必要である尿中のバックグラウンド放射能レベルの測定を、放射性物質を取り扱っていない保健物理部内の職員 20 数名の尿試料について行っている。今回は最近の 3 年間の測定結果について報告する。測定は定期尿検査（日常モニタリング）と同一の分析方法によって行った。分析法の概略は次のとおりである。

(a) 全 α 放射能

尿試料 750 ml に濃硝酸を加えて湿式灰化した後、プルトニウム、アメリシウム等の α 線放出核種をリン酸ビスマス沈殿に共沈させ分離する。次にフッ化セリウム沈殿に共沈させ、このフッ化セリウム沈殿をステンレス製試料皿に移した後、ガスバーナで焼付け、ガスフロー型低バックグラウンド比例計数装置を用いて 200 分間測定する。測定値は試薬および計数装置のバックグラウンドを差し引き、計数効率を補正して尿試料 750 ml あたりの崩壊率を求める。

(b) 全 β 放射能

尿試料 400 ml に硝酸を加え加温、放冷した後、アンモニア水を加えて塩基性にし、尿中に存在するカルシウム、マグネシウム、リン酸イオン等を塩基性リン酸塩として沈殿させ、 ^{90}Sr 、 ^{32}P 等の多くの核種を共沈させる。沈殿を乾燥した後、ガスフロー型低バックグラウンド比例計

数装置で20分間測定する。測定値から計数装置のバックグラウンドを差し引き、塩化カリウムの計数効率曲線を用いて補正し、尿試料400 mlあたりの崩壊率を求める。

(c) トリチウム放射能

尿試料0.2 mlに液体シンチレータを加えて良く混合し、冷暗所に静置した後、液体シンチレーション・カウンタで10分間測定する。測定値は測定器のバックグラウンドを差し引いた後、計数効率を補正して尿試料1 mlあたりの ^3H 濃度として求める。

このようにして得られる測定値には、(i)測定器のバックグラウンド、(ii)試薬中の放射性不純物等による計数、および(iii)尿試料中に本来含まれている放射能による計数の3つが含まれる。放射線作業に基づく体内汚染の有無の判定は、作業者の尿試料についての測定値からこの上記3つの原因に基づく計数値を差し引くことにより可能である。特に放射性物質の取り扱いに関係しない(iii)による計数値を別に得ることは、このデータが普遍的に利用できることになり、重要である。このため、放射性物質非取扱者についての測定値から、上記(i)、(ii)に基づく計数値を差し引いた値をFig. 2.1.3-1に示した。平均値 μ 、標準偏差 σ は、正規分布として求めたものである。人体内から排泄される放射能は微量であり、また測定器のバックグラウンドの時間的変動が大きいので得られた尿中放射能の値としてはマイナスのものがある。また、いずれの測定結果においても、偏差の大きいことが認められた。現行の定期検査の体内汚染の判断基準には、この分布の 3σ 上限値を用いているが、この目的のためにも今後さらにデータ集収を続けていく予定である。

(服部 隆充)

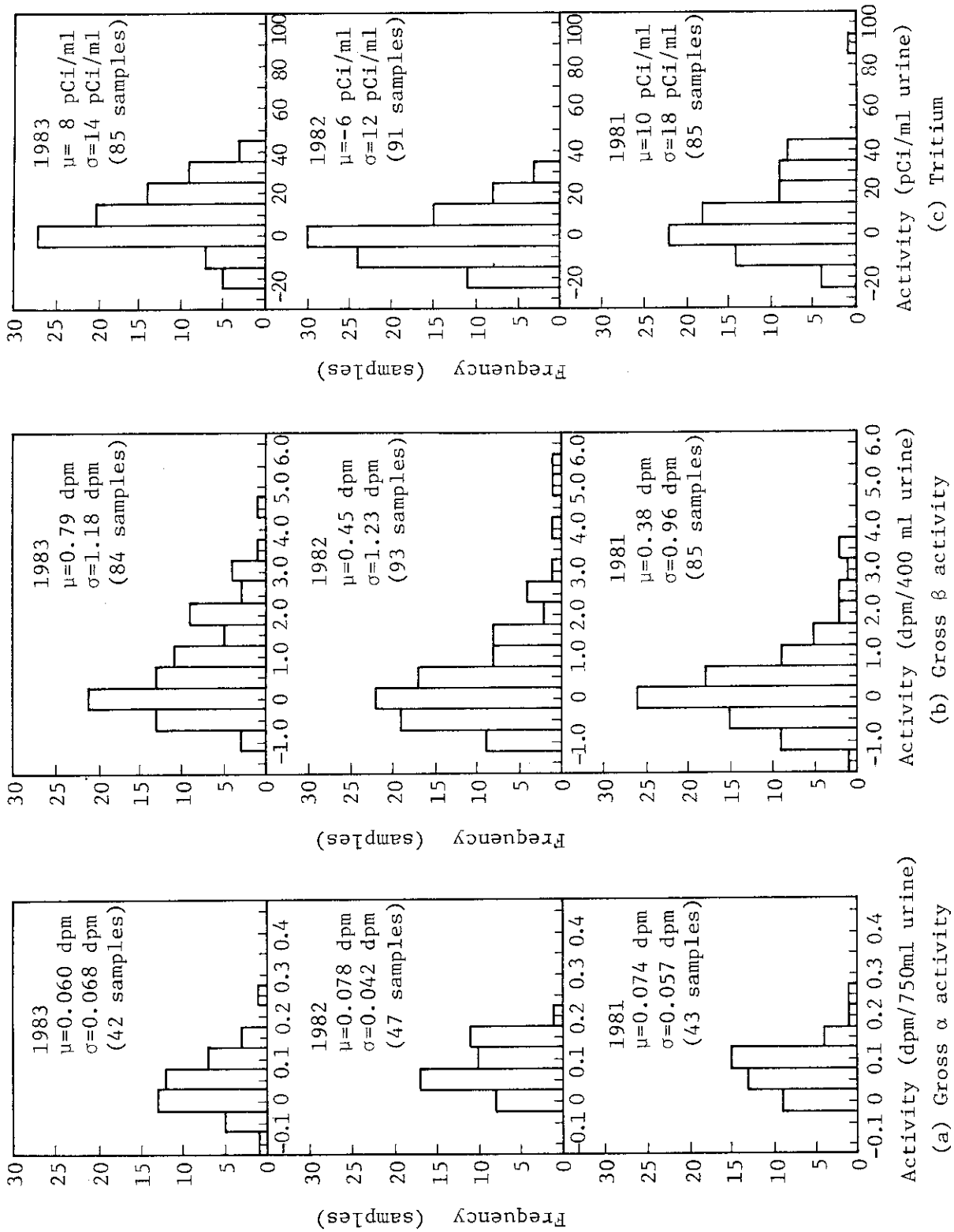


Fig. 2.1.3-1 Background activities of urines for gross α , gross β and tritium obtained from non-exposed subjects.

2.1.4 肺モニタ用ホスイッチ検出器の導入および特性試験

肺モニタ検出器として1972年から使用してきた9.5" ϕ \times 1/2" のNaI(T ℓ) 検出器に替えて、新たに5" ϕ のNaI(T ℓ)/CsI(Na) 結晶のホスイッチ検出器を1983年5月に導入した。従来は大型検出器1台による測定を行ってきたが、今回は2台の検出器により、左右両肺を別々のジオメトリーで測定できるようにした。仰臥位となった被検者に対し、両肺部を最適にふかむ(俯瞰)できる位置に検出器窓面が設定できるように支持具を設計した。従来のものに比べ小型化したことにより、被検者の圧迫感は大幅に解消された。肺中のプルトニウムからのX線を測定することを考慮し、窓材および結晶等の厚さはBe窓500 μ m, NaI(T ℓ) 3mm, CsI(Na) 3.8cmとした。計算では、10 keVのX(γ)線に対しBe窓での吸収損失は4%程度となり、100 keVのX(γ)線に対しNaI(T ℓ) 結晶の吸収割合は84%程度である。

Fig. 2.1.4-1に波形弁別回路を用いたシステムブロックダイアグラムを示す。線形増幅器以降に同時計数回路を2回路設けた。第1の回路ではNaI(T ℓ) 検出器のパルスをゲート信号とし、遅延増幅器出力のパルスと同時計数を行うことにより、NaI(T ℓ) 結晶のみと作用したX線による信号を取出し、第2の回路ではCsI(Na) 検出器のパルスによる同時計数によりCsI(Na) 結晶で作用した γ 線による信号を取出せるようにした。測定できるX(γ)線のエネルギー範囲は、NaI(T ℓ) 検出器について約7 keV ~ 125 keV, CsI(Na) 検出器について約200 keV ~ 1800 keVである。

Fig. 2.1.4-2に鉄室内バックグラウンドのライズタイムスペクトル(波形弁別出力)を示す。図中のピークは左から光電子増倍管の雑音, NaI(T ℓ) 検出器のパルス出力, およびCsI(Na) 検出器のパルス出力である。通常、光電子増倍管の雑音の立ち上がり時間は数nsec, NaI(T ℓ) については0.2 μ sec, またCsI(Na) については0.6 μ secといわれているが、回路系の時定数により0.3 μ sec程遅い立ち上がり時間が観測された。これら3つの信号は、波形弁別により非常に良く分離することができた。また同時計数による計数損失は、NaI(T ℓ) 検出器信号系で2%以下であった。

(大井 義弘)

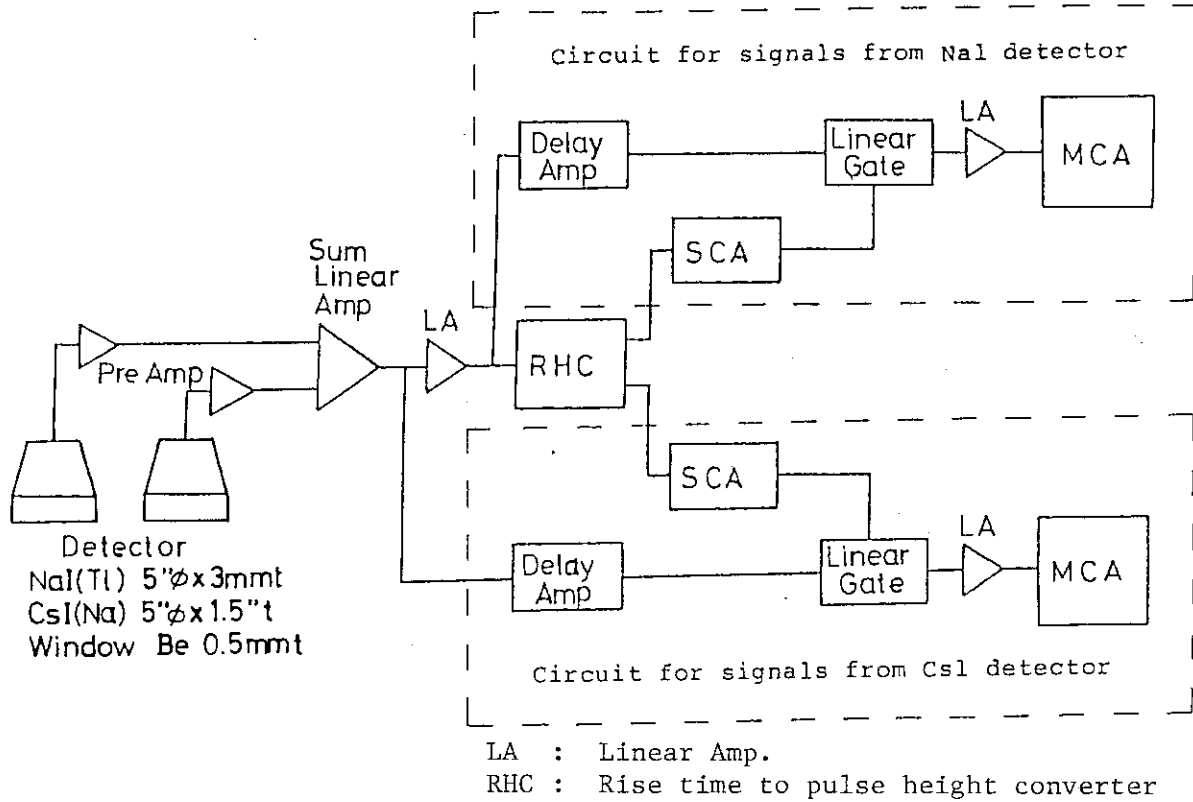


Fig. 2.1.4-1 Block diagram of chest counting system for measurement of plutonium in lung.

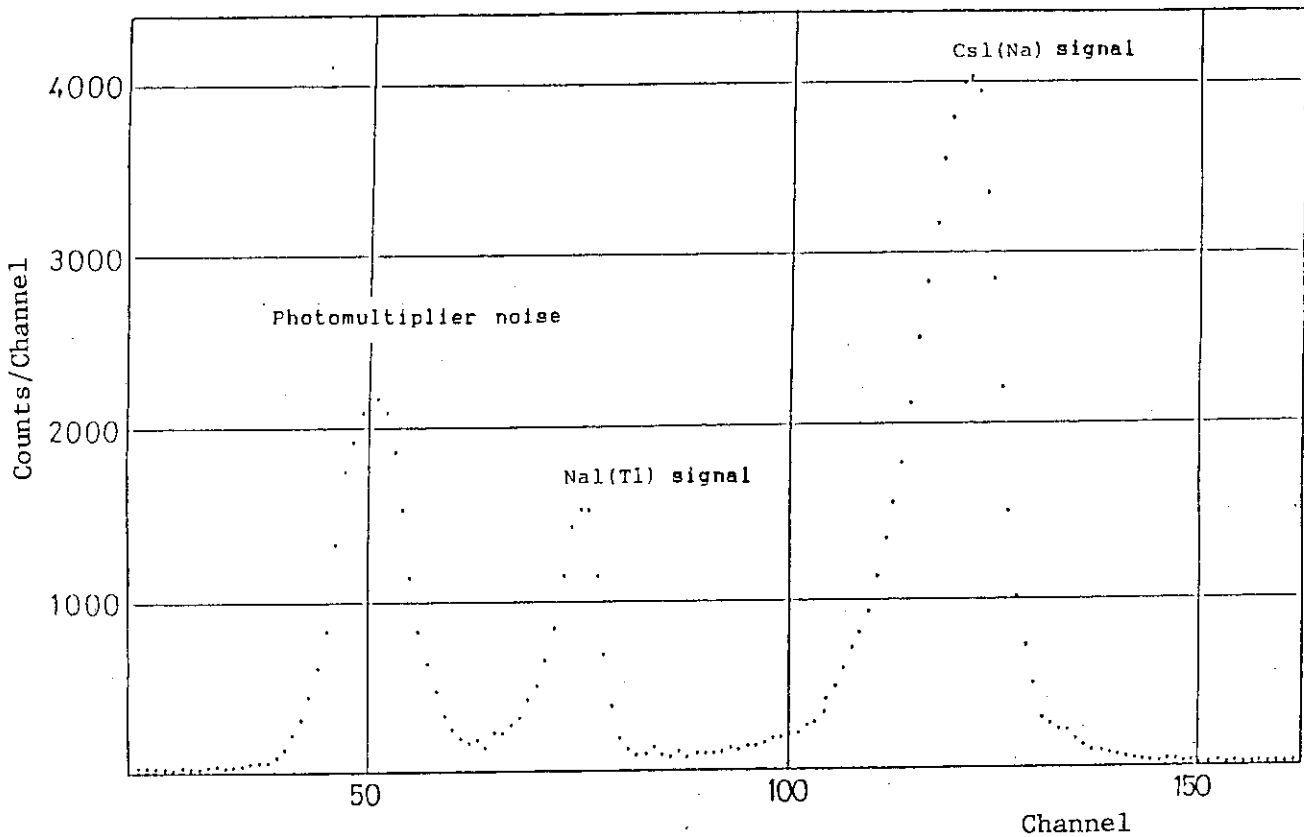


Fig. 2.1.4-2 Pulse height distribution of Rise Time to Pulse Height Converter output (Background in the Iron Room).

2.1.5 肺からの低エネルギー光子の測定への半導体検出器の適用性の検討

低エネルギーX線検出用の高純度半導体検出器が肺中のプルトニウムからの低エネルギー光子の測定に有効に使用できるかどうかについて、二重結晶シンチレーション検出器との比較校正実験を基に検討した。この実験には肺からの低エネルギー光子の校正に有効性が確認されているリバモア人体模型を使用した。直径2インチの半導体検出器を左右の胸部にそれぞれ4台配列したアレイを想定し、直径5インチの二重結晶シンチレーション検出器とほぼ同一の測定条件で実験を行った。胸部に対する半導体検出器の配列をFig. 2.1.5-1に示す。図に示したように、検出器はその2辺が鎖骨と胸骨に接し、また検出器面と胸表面の距離は検出部中心位置で約5mmとした。

3種類の異なる厚さ(15.8 mm, 22.4 mm, 29 mm)の胸部軟組織厚について検出効率を測定した。半導体検出器では L_{β} (17.2 keV)と L_{γ} (20.2 keV)のX線を測定した。26 mmの胸部軟組織厚についてこれらの測定結果より得られた検出効率は ^{238}Pu , ^{239}Pu についてそれぞれ0.05 cpm/nCi, 0.02 cpm/nCiの値であった。二重結晶シンチレーション検出器についても同様にしてプルトニウムのX線の測定から、検出効率は ^{238}Pu , ^{239}Pu についてそれぞれ0.15 cpm/nCi, 0.058 cpm/nCiの値であった。

2種類の検出器の検出限界(MDA)を $\text{MDA} = 3\sqrt{2}\sigma/\eta$ の式より計算して求めた。 σ は測定評価誤差(標準偏差)を表わし、 η は検出効率を表わしている。人体の測定データと人体模型の測定データとから60分の測定時間の σ を求めた。半導体検出器について σ は0.93 cpmであり、二重結晶シンチレーション検出器については1.16 cpmであった。この2種類の検出器について、26 mmの胸部軟組織厚と60分の測定時間の条件の基で得られた ^{238}Pu と ^{239}Pu の検出限界をTable 2.1.5-1に示す。表に示した二重結晶シンチレーション検出器の検出限界は最良の測定条件での評価値¹⁾である。今回の実験では ^{238}Pu , ^{239}Pu についてそれぞれ0.033 μCi , 0.085 μCi であった。

肺中のプルトニウムの測定に関して、半導体検出器はその優れたエネルギー分解能特性にもかかわらず、二重結晶シンチレーション検出器に取って代るほどの性能を有していないことがわかった。しかし、肺中の ^{241}Am の測定に関しては、左右の胸部に各1台の半導体検出器を用いれば放射線防護の目的上十分な低いレベルの測定が可能(検出限界 ~ 0.3 nCi)である。

(水下 誠一)

参考文献

- 1) D. Newton, J. B. Venn, A. L. Anderson and G. W. Campbell : Direct Assessment of Plutonium in the Chest with Germanium Detectors, Health Phys., 44, 69 (1983)

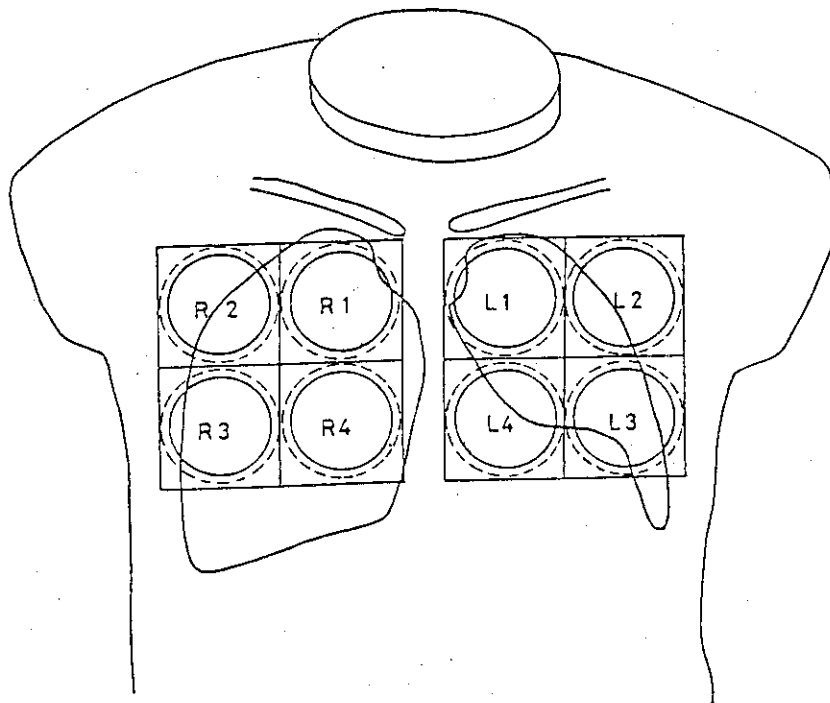


Fig. 2.1.5-1 Grid of location of HPGE eight-detector array illustrated in relation to approximate lung position of LLNL phantom. The broken circles indicate the periphery of the detector housing; the inner circles show the sensitive area.

Table 2.1.5-1 Estimates of Minimum Detectable Activity (MDA) of ^{238}Pu and ^{239}Pu in lungs for 26 mm chest wall thickness in 60 min counting time.

		HPGE detector array Combined X-ray region (17.2 + 20.2 KeV)	Twin 5" phoswiches X-ray region
^{238}Pu	Estimated counting efficiency (cpm/ μCi)	52	
	Uncertainty (cpm)	0.93	
	MDA (μCi)	0.076	0.016 *
^{239}Pu	Estimated counting efficiency (cpm/ μCi)	20	
	Uncertainty (cpm)	0.93	
	MDA (μCi)	0.20	0.039 *

* estimated from another report

2.1.6 肺中のプルトニウム測定評価のためのリバモア人体模型比較実験

吸入により肺に沈着したプルトニウムなどから放出される低エネルギー光子の測定と校正には二重結晶シンチレーション検出器 (phoswich detector) およびランドファントムで代表される校正用人体模型が広く利用されてきた。しかし、従来の人体模型の低エネルギー光子の吸収特性が人体の組織のそれとは異なることが校正上の問題点として1970年頃認識された。このため、より実的な人体模型の開発が必要となり、1972年よりIAEA後援の基に英国、米国の研究所の研究協力により人体模型の開発が行われた。開発された人体模型は主体となった研究所の名前をつけリバモア人体模型と呼ばれ、1978年より広く利用されるようになった。現在、世界の主な研究所で20体を超えるリバモア人体模型が肺中のプルトニウムの測定の校正用標準模型として用いられている。

この人体模型の有効性について、英米の4研究所による相互比較実験がIAEAの後援のもとに1979年より開始され、ハーウェル研究所で実施したそのプロジェクトの一部に参与することができた。この実験は、プルトニウムと類似の低エネルギー光子を放出する既知量の短半減期核種 ^{92m}Nb によって標識されたエアロゾルをボランティアが吸入した後、その被検者について肺中の ^{92m}Nb を測定し、得られたデータとリバモア人体模型の校正データとを比較するものである。ボランティアはハーウェル研究所(英国)で、 ^{92m}Nb によって標識された直径 $5\mu\text{m}$ のポリスチレン粒子が一様に拡散した空気を一定の呼吸率で吸入した。その後、肺に沈着した ^{92m}Nb からの γ 線およびX線を、全身計測および二重結晶シンチレーション検出器による胸部計測により測定した。胸部軟組織厚は専門の担当者が超音波診断装置を用いて測定・評価した。

Fig. 2.1.6-1に、ハーウェル研究所の8インチ直径の二重結晶シンチレーション検出器でボランティアとリバモア人体模型を測定し比較した結果を示す。図で縦軸はX線の検出効率であり横軸は筋肉等価胸部軟組織厚である。実線はリバモア人体模型から予測される検出効率であり、丸はボランティアについての実測点である。図より両者は良く一致している。このことはリバモア人体模型が肺中のプルトニウム測定のための校正用人体模型として有効であることを示しており、この人体模型の構造および組織等価物質が適切であることを示している。同様な結果が米国の3研究所(アルゴンヌ、パシフィックノーウェスト、ローレンスリバモア)でも得られた。

(水 下 誠一)

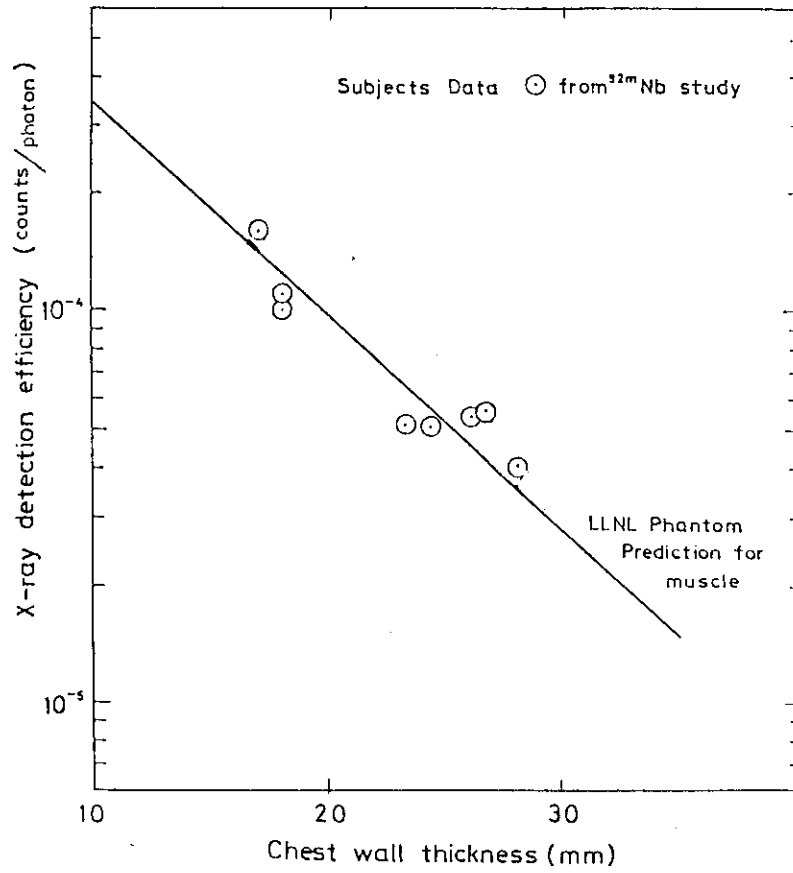


Fig. 2.1.6-1 X-ray detection efficiency for ^{239}Pu in lungs obtained by response calculations for LLNL Phantom and the subjects.

2.2 施設の放射線管理

2.2.1 概要

施設内の日常の放射線管理において生じた管理技術上の問題に対して解析，検討を加えるとともに必要に応じて試験し，モニタリング技術の向上を図った。原子炉解体に伴う管理技術の開発を年次計画に基づき実施した。

1983年度に実施した作業環境，放出放射性物質のモニタリングのための技術開発および原子炉解体に伴う放射線管理技術の開発の主なものは次のとおりである。

- (1) トリチウムで校正されたスタックガスモニタを ^{41}Ar ， ^{85}Kr に対して校正した。校正は1.5ℓおよび0.5ℓの電離箱を基準として行った。容積30ℓのガスモニタの ^{41}Ar ， ^{85}Kr に対する電離効率はいずれもそれぞれ16%，26%であることがわかった。
- (2) 排気中の元素状トリチウムの放出量をパラジウム触媒を用い，水素ガスを添加せずに捕集する方式を試験した。触媒加熱温度150℃以上で酸化効率100%が得られ，触媒からの酸化トリチウムを完全に回収するには流量500 ml/minにおいて約20時間要することがわかった。
- (3) 燃料試験施設セル，大洗研ホットラボセル内の除染作業時における再浮遊係数をそれぞれの施設に対して求めた。燃料試験施設セルにおいては $3 \times 10^{-6} \text{ cm}^{-1}$ ， $6 \times 10^{-7} \text{ cm}^{-1}$ の値がそれぞれ異なるセルで得られた。大洗研のホットセル除染時には $2 \times 10^{-6} \sim 6 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$ の再浮遊係数が得られ，研磨セルにおいては $2 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$ の値を用いるのが適切であることがわかった。

燃料試験施設セル除染作業時において，エアロゾルの粒子をアンダーセンサンプラを用いて測定したところ，空気力学的放射能中央径は異なる2つのセルにおいて，それぞれ約30 μmと約8 μmであった。

- (4) 原子炉解体における管理技術の開発として，コンクリート廃材等区管理測定装置および改良型塵埃モニタを試作し，その特性試験を実施した。

(山本 峯澄，松井 浩)

2.2.2 ホットラボスタックガスモニタの ^{41}Ar ， ^{85}Kr に対する校正

1983年5月のホットラボ放射線モニタ更新に伴い，メインスタックガスモニタとして電離箱型ガスモニタ（アロカ製RIC-511型，内容積30ℓ）を設置した。その後，このモニタによるモニタリング結果から，メインスタックより ^{41}Ar ， ^{85}Kr が排出されることを確認した。しかし，このモニタは ^3H 以外の核種に対しては校正されていないため， ^{41}Ar ， ^{85}Kr ガスによる校正を実施し，校正定数，電離効率などを求めた。

(1) 方法

^{41}Ar による校正実験系統図をFig. 2.2.2-1に示す。基準測定器には1.5ℓ円筒型電離箱（大倉電気製409601型，電位計：タケダ理研製TR-84M型）を用いた。この電離箱にJRR-2運転中被照射空気系から ^{41}Ar ガスを採取し，測定系にセットして電離箱内の ^{41}Ar をダイヤフラムポンプにより流量率10ℓ/minでガスモニタに導入し循環させた。十分 ^{41}Ar が混合した約20分後にポンプを止め，両測定器の指示が一定になった時点で値を読み取り，校正定数Kを次の式

より求めた。

$$K = C_o / C_i \quad (1)$$

C_o : 基準測定器の濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

C_i : ガスモニタ指示値 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

ここで基準測定器として使用した 1.5 ϕ 電離箱の電位計は、 ^{90}Sr が封入されている標準電離箱で校正した。また、 ^{41}Ar に対する電離効率を 6.06 %¹⁾ とし、基準ガス濃度を算出した。

^{85}Kr については、0.5 ϕ 円筒形電離箱を基準測定器とした可搬型ガスモニタ校正装置 (Fig. 2.4.6-1 参照) で LMRI 製の ^{85}Kr 標準ガスを使用して校正した。

ガスモニタの ^{41}Ar , ^{85}Kr に対する電離効率 η は、次式で求めた。

$$\eta = \frac{W}{1.602 \times 10^{-19} \times V \times 3.7 \times 10^4 \times \bar{E}_\beta} \times \left(\frac{1}{C}\right)_{^3\text{H}} \times \frac{1}{K} \times 100 (\%) \quad (2)$$

W : β 線が 1 個のイオン対を作るに要するエネルギー (33.85 eV)

V : ガスモニタ内容積 ($3 \times 10^4 \text{ cm}^3$)

\bar{E}_β : β 線平均エネルギー (^{41}Ar : $4.64 \times 10^5 \text{ eV}$, ^{85}Kr : $2.505 \times 10^5 \text{ eV}$)

$(\frac{1}{C})_{^3\text{H}}$: ^3H についての濃度と電離電流の換算係数 ($2.697 \times 10^{-8} \text{ A}/\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

K : 校正定数

(2) 結果

電離箱型ガスモニタの ^{41}Ar , ^{85}Kr に対する校正結果を Table 2.2.2-1 に示す。校正定数は、 ^{41}Ar が 0.078, ^{85}Kr が 0.089, 電離効率は、 ^{41}Ar が 16.1%, ^{85}Kr が 26.1% であった。電離効率が 1.5 ϕ 電離箱の電離効率 (^{41}Ar について約 6%, ^{85}Kr について約 12~13 %¹⁾) に比較して約 2~3 倍大きくなるのは、内容積が大きいため電離箱内部で失われる β 線エネルギーの割合が多くなるためと考えられる。

また、 ^{41}Ar , ^{85}Kr に対する検出限界濃度は、約 $2 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ となり低レベルの濃度まで測定できることがわかった。

現在、ホットラボでは作業によりスタックからの放出核種が異なり (JRR-2 気送管照射試料のホットラボでのアウターキャプセル開封時は ^{41}Ar が、原電東海 1 号炉などの使用済燃料切断、研磨時は ^{85}Kr が放出される), また ^{41}Ar , ^{85}Kr が同一時間に放出されることはほとんどないため、作業内容ごとに排出核種の判別を行ってモニタリングしている。

(宮本 俊寛)

参考文献

- 1) 浜田, 他: 環境放射能の計測の標準化に関する調査研究, 原安協報告 (1980)

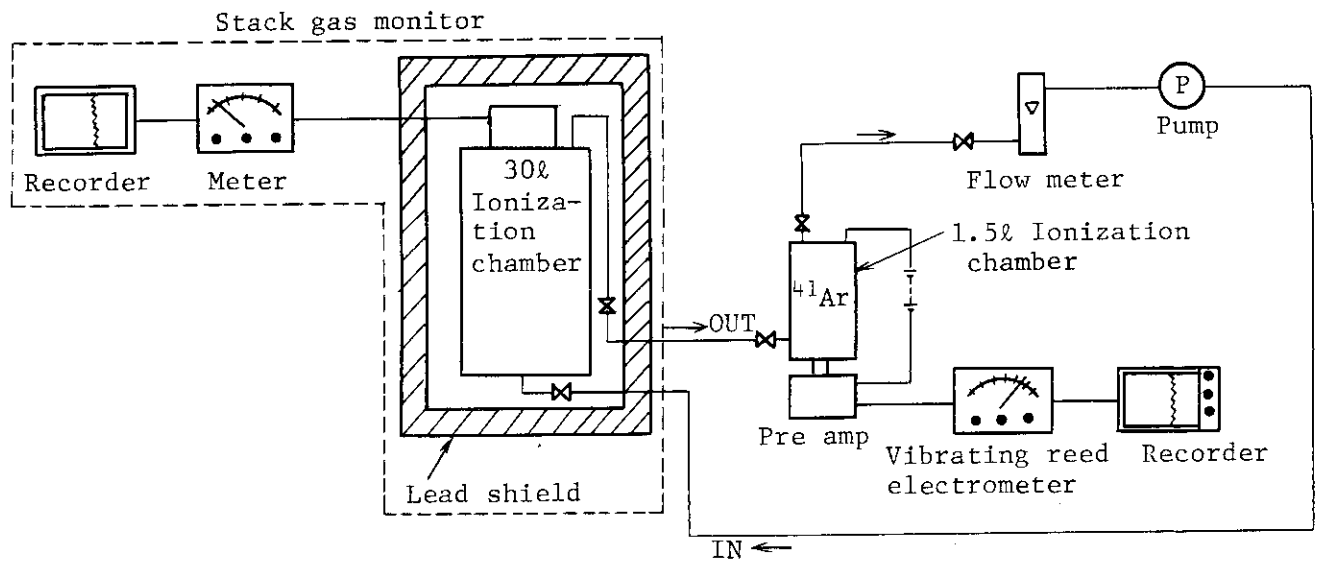


Fig. 2.2.2-1 Block diagram of calibration apparatus using ^{41}Ar for the stack gas monitor

Table 2.2.2-1 Results of calibration for the stack gas monitor

Nuclides	β -ray average energy \bar{E}_β (keV)	Calibration constant	Ionization efficiency (%)	Minimum detectable concentration ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
^{41}Ar	464.0	0.078	16.1	1.8×10^{-8}
^{85}Kr	250.5	0.089	26.1	1.6×10^{-8}

2.2.3 パラジウム触媒のガス状トリチウムに対する酸化効率

ガス状トリチウム（以下「HT」と略す。）の排気モニタリングなどにおいて、HTの捕集には触媒などを用いて酸化し、それをシリカゲルなどで捕集する方法が用いられる。触媒を用いるにあたって、問題となるHTに対する酸化効率および酸化したトリチウムが触媒から離脱する時間を、パラジウム触媒について調べた。

(1) 方法

実験に用いた装置を Fig. 2.2.3-1 に示す。酸化触媒は、日産ガードラー触媒製 G-63D (Pd : 0.5% / アルミナ担持) を 100 g 用いた。

酸化効率の測定は次のような方法で行った。一定濃度のトリチウムを含む空気を連続して装置内に引き、シリカゲル①でHTOを除去し、HTの濃度を電離箱(1.5 ℓ)①で測定した。電離箱通過後の空気は、触媒を通過させ、これによって酸化したトリチウムをシリカゲル②で捕集し、未酸化のHTを電離箱②で測定した。なお、触媒の温度による酸化効率の変化を調べるため、触媒加熱温度を室温から400°Cまで変化させた。また、空気中の湿度による酸化効率への影響については、シリカゲルを通して、自記温湿度計で相対湿度0%を示す状態と、水バブラーを通し

85%を示す場合とについて調べた。

酸化効率は、電離箱①の測定値から電離箱②の測定値を差し引いた値を、電離箱①の測定値で除して求めた。

離脱が完了するまでの時間は、シリカゲル②を取り除き、触媒加熱温度 150°C から 300°C まで変化させ、電離箱①に一旦貯溜したHTを触媒に通し、電離箱②の指示値がバックグラウンドになるまでの時間から求めた。

(2) 結果

酸化効率は、Fig. 2.2.3-2 からわかるように、触媒加熱温度 150°C 以上で、相対湿度に影響されずに 100% であることがわかった。触媒からの HTO の離脱完了時間は、Fig. 2.2.3-3 に示すとおり、流量率 100 cm³/min で約 70 時間を要し、500 cm³/min では約 20 時間を要することがわかった。

これらの結果を基に、現在 RI 製造棟では、200°C に加熱したパラジウム触媒とシリカゲルを用いて、HT および HTO の捕集を行っている。この方法により、トリチウムの排出総量と平均濃度を評価している。一方トリチウムの放出濃度の監視は、電離箱で行っている。また、HTO だけの捕集には、シリカゲルを用いている。

(伊藤 精)

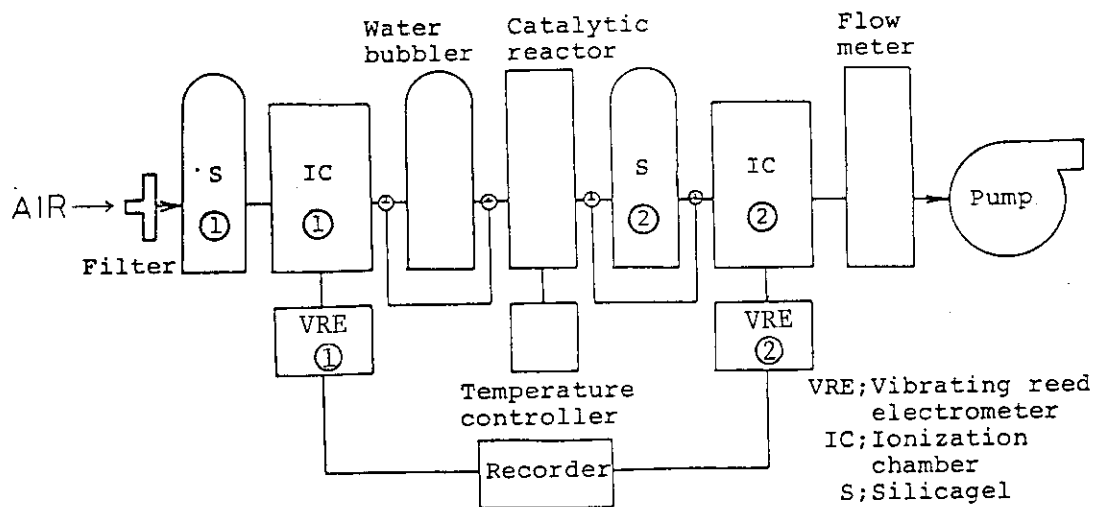


Fig. 2.2.3-1 Diagram of tritium oxidation experimental system.

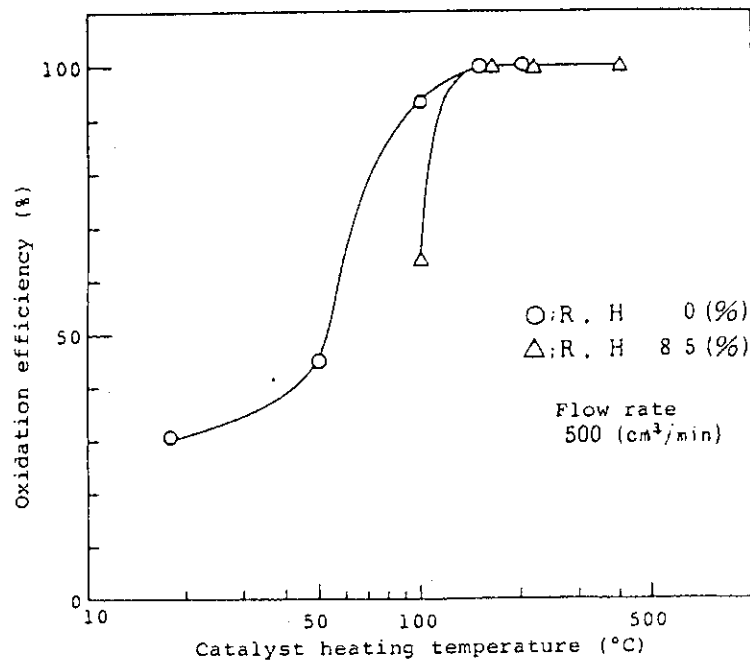


Fig. 2.2.3-2 Oxidation efficiency of palladium catalyst.

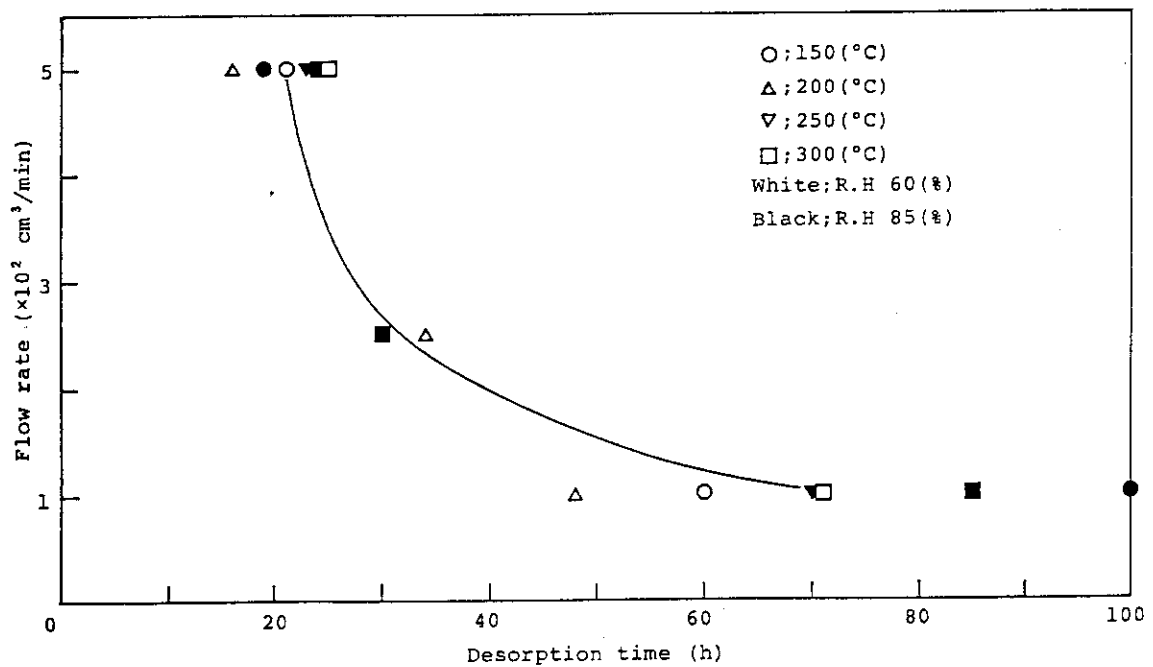


Fig. 2.2.3-3 Desorption time of HTO for palladium catalyst.

2.2.4 原子炉解体における放射線管理技術の開発（I）

放射線管理の立場から見た原子炉解体作業の特徴は、①高照射線量率および高空気汚染の環境における作業が多いこと、②放射線防護の観点から経験のない新しい作業方法が採用される場合が多いこと、③大量の工具類、廃棄物などの管理区域からの搬出が行われること、④業種の異なる多数の作業者が放射線作業に従事すること、などである。これらの作業条件の下で作業者の安全を確保し、被曝の低減を図るとともに放射線管理を効率的に行うため次のような放射線管理用機器の開発を進めている。

(1) 高照射線量率測定装置

本装置は、高度に放射化された炉内構造物や圧力容器などによる照射線量率を空中あるいは水中において的確に測定するためのもので、遠隔操作により空中の場合 1000 R/h まで、水中の場合 1×10^5 R/h までの照射線量率を測定することができる。装置は、それぞれ 1981 年度および 1982 年度に試作し、線量率直線性、遠隔操作機能等の性能試験を行った。

(2) 搬出物品自動汚染検査装置

本装置は、解体作業時に管理区域から搬出される大量の作業用機材、工具等の表面汚染の有無を自動的に効率よく判別区分するためのもので、測定から汚染の有無の判定区分までの一連の動作が自動的に行われる。検出部には、表面汚染検出用としてガスフローカウンタが測定物品を取り囲むように 6 面に設置されており、内面汚染検出用としてプラスチックシンチレーション検出器（または NaI (T ℓ) シンチレーション検出器）1 個が下面ガスフローカウンタの下側に取り付けられている。試作装置の総合的な性能試験は、1981、1982 年度に行い、表面汚染 (U_3O_8) に対しては 1×10^{-5} μ Ci/cm² 以下、内面汚染 (^{60}Co) に対しては約 2 ~ 7 nCi の検出限界があることがわかった。

(3) 改良型塵埃モニタ

本装置は、高濃度の放射性塵埃の発生する作業環境において集塵ろ紙の目詰まりを防止し、吸入性粒子の空气中放射能濃度を連続監視するためのもので、測定対象粒子を空気力学的に 2 μ m 以下と 10 μ m 以下の粒径範囲に分級できる。装置は 1983 年度に試作を完了し、分級特性等の性能試験を実施している。

(4) コンクリート廃材等区分管理用測定装置

本装置は、解体撤去作業において汚染の可能性の極めて低い大量のコンクリート廃材等の放射性固体廃棄物を低減するため、廃棄物に含有されている放射性核種と放射能濃度を分析し、区分境界値以下で非放射性廃棄物と同等に取り扱い得る廃棄物を区分確認するためのもので、コンクリート廃材 (^{60}Co) のドラム缶 (200 ℓ) に対して約 1×10^{-6} μ Ci/g の検出下限放射能濃度を目標としている。1983 年度では、構成機器のうち測定部およびデータ解析部の一部について試作を行い、その性能試験を行った。1984 年度に被測定物駆動機構、遮蔽体、重量測定機構等を試作し、1983 年度に試作した機器と一体化する。

(5) 今後の主な予定

- a) 定型廃棄物容器表面汚染・線量率自動測定装置の試作を 1985、1986 の両年度にわたって実施する。
- b) 1983 年度に高照射線量率測定装置および搬出物品自動汚染検査装置の評価試験結果に基

づき、1984年度で実地試験に適用するための必要な機能の付加と改造を行う。

c) 1984年度に改良型塵埃モニタの評価試験および被曝計算コードの作成を行う。

(池沢 芳夫)

2.2.5 燃料試験施設セル除染作業時における空气中放射能濃度と粒径分布

燃料試験施設では、燃料の照射後試験終了後、内装機器の定期点検に先立ち、セル内の除染作業が行われる。除染作業中の空気汚染モニタリングは、セル内排気口付近から配管を通して空気をサンプリングし、セル外定置式ダストモニタで監視している。今回、定置式ダストモニタを使用して作業位置の空气中放射能濃度をより正確に把握することを目的として、セル内空气中放射能濃度の分布、セル内およびセル外サンプリング試料の濃度差、さらに濃度差の原因となるエアロゾルの粒径分布を調査した。

調査の対象とした施設は、 β, γ コンクリートNo. 5, 6セルで、サンプリング方法は次の通りである。セル内については、中央部の床上より0.5 m, 1.0 m, 1.5 m位置の各高さにおいて、水平方向にそれぞれ3個、合計9個のサンプリング端を持つ多段式サンプラ(43 l/min・個)を設けた。さらに排気口上にアンダーセンサンプラ(アンダーセン式エアロゾル9段分級装置16 l/min)を設置した。また作業には個人サンプラ(2 l/min)を着用させた。一方、セル外については定置式ダストモニタ(100 l/min)とアンダーセンサンプラを併置した。セル外モニタまでのサンプリング配管(25 mm ϕ :塩ビライニング)の長さは、No. 5, 6セルにおいてそれぞれ6.9 m, 11 mであった。

以下に調査結果を要約する。

- (1) 除染作業の経過に伴うAMADの変化をFig. 2.2.5-1^{*}に示す。除染前期におけるセル内AMADは、No. 5セルが約30 μ m, No. 6セルは約8 μ mであった。配管通過後のAMADは2 μ mから6 μ mの間ではほぼ一定しており、1.1 μ m以下の粒子に着目した場合、セル外でのアンダーセンサンプラによる全放射能に対する割合は、No. 5, 6セルともに除染が進むにつれ、約5%から40%に増加した。
- (2) 高さ方向の空气中放射能濃度の相対比をFig. 2.2.5-2に示す。多段式サンプラの高さ1.0 m位置の濃度に対する0.5 m, 1.5 mの濃度比は、No. 5セルではそれぞれ5.5, 0.63, No. 6セルでは1.5, 0.78であった。
- (3) セル内排気口濃度に対する各サンプリング位置の相対濃度比をTable 2.2.5-1に示す。これらの結果より排気口濃度から呼吸域濃度を推定する場合、84%信頼値の補正係数は3.6であった。またセル外の定置式ダストモニタからセル内の排気口部の濃度を推定する場合の84%信頼値の補正係数は、No. 5, 6セルそれぞれ67, 46であった。

セル外に設置した定置式ダストモニタを用いセル内の空气中放射能濃度を監視する場合、作業員間の呼吸域濃度差、サンプリング配管への粒子沈着と沈着した粒子の再飛散が問題として残っているが、今回の調査結果を用いることにより、セル内濃度を確実に、迅速に検出することができる。

(佐藤 一弘)

* 横軸はセル内全域の除染を対象とした入室回数を示す。

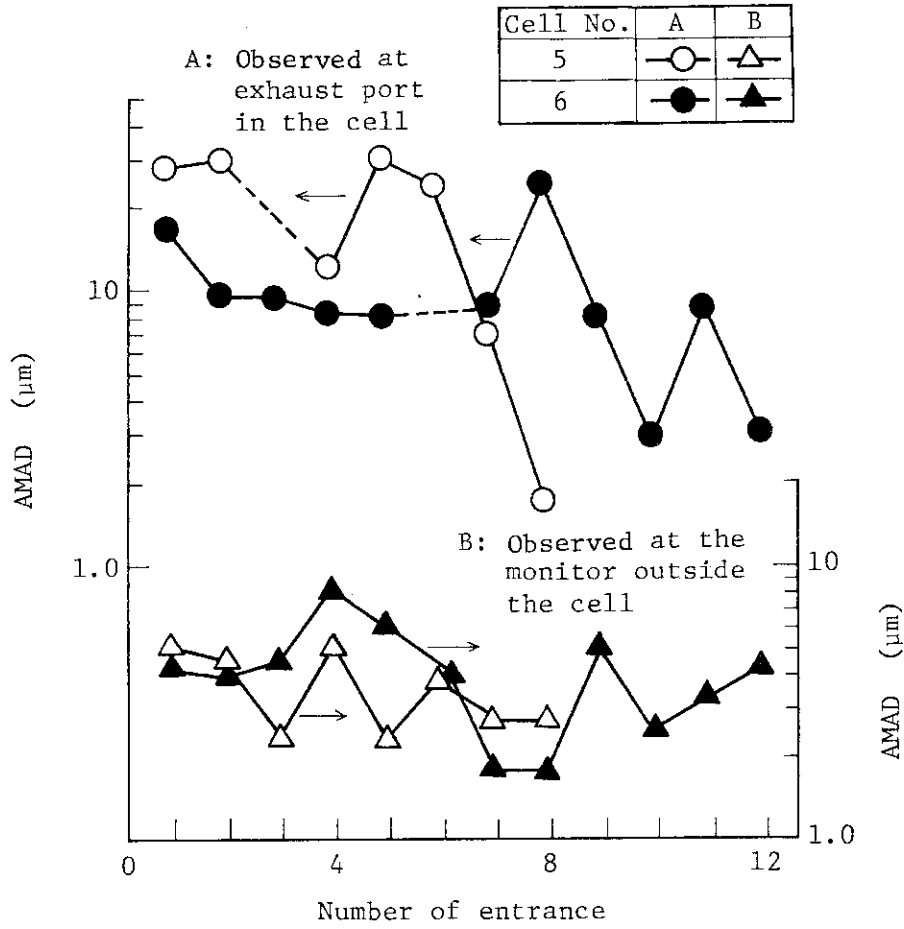


Fig. 2.2.5-1 The variation of AMAD of the aerosols following the number of entrance for decontamination.

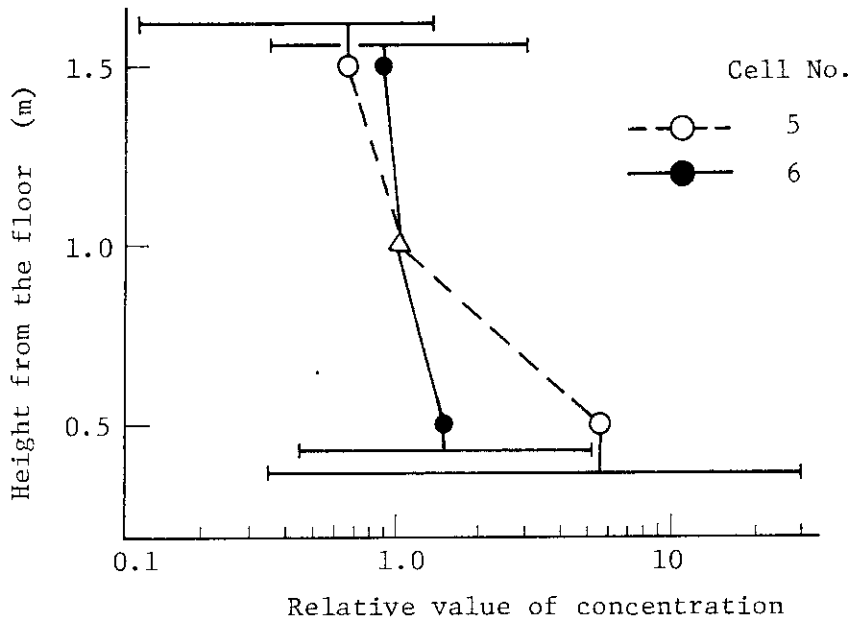


Fig. 2.2.5-2 Relative value of radioactive concentration in air for different height in the cells.

Table 2.2.5-1 Ratios of radioactive concentration in air sampled at different positions in the cells to that at their exhaust port

Sampling position		Median	σ_g *1
Breathing zone		1.1	3.3
Center of the cell		2.2	2.7
In-cell exhaust filter *2	No.5 cell	1/24	2.8
	No.6 cell	1/16	2.9

*1 Geometric standard deviation.

*2 Air is collected by the fixed dust monitor outside the cell through sampling pipe.

2.2.6 燃料試験施設セル除染作業時における表面汚染密度と再浮遊係数

燃料試験施設のセル内除染作業時においては、作業者の内部被曝防止のために呼吸保護具を着用する。呼吸保護具は、その種類によって防護係数が異なり、空气中放射能濃度および表面汚染密度に応じて着用基準が定められている。この空气中放射能濃度は、表面汚染密度から再浮遊係数を用いて推定することができ、セル除染作業時には、除染前の表面汚染密度に基づき呼吸保護具を選定している。

今回の調査は、セル内除染作業時の再浮遊係数を求めるために、 $\beta \gamma$ No. 5, 6セルの表面汚染密度と空气中放射能濃度を測定した。表面汚染密度の変化と再浮遊係数の特徴について記述する。

- (1) 表面汚染密度：表面汚染密度の測定は、スミヤ法およびサーベイ法で行った。その測定回数と点数は、No. 5セルが8回、平均8点/回、No. 6セルが7回、平均12点/回であった。スミヤ法で得られた表面汚染密度は、Fig. 2.2.6-1[※]に示すとおり、除染回数が増えると空气中放射能濃度と同様に指数関数的に減少した。No. 6セルの減少傾向は、No. 5セルに比べてゆるやかである。この原因は、No. 6セルの床壁面積がNo. 5セルの約2倍であり、1回の除染作業における時間と人数が同じであったため、単位面積あたりの除染作業量の差であると考えられる。
- (2) 再浮遊係数：再浮遊係数は、表面汚染密度に対する空气中放射能濃度の比として求めた。空气中放射能濃度は、セル中央に設置した多段式サンブラにより得られた値を用いた。表面汚染密度は、空气中放射能濃度試料採取時に対応した前後の平均値を用いた。これらにより求めた再浮遊係数とその分布を、Table 2.2.6-1およびFig. 2.2.6-2に示す。スミヤ法の表面汚染密度から求めたNo. 5セルの再浮遊係数はNo. 6セルに比べて、算術平均値で約1桁高い。この原因は、作業状況や、室内風速の違いなどによるものと考えられる。サーベイ法の表面汚染密度から求めた再浮遊係数は、スミヤ法に比べて約2桁低い。これは、サーベイ法によって求めた表面汚染密度の値がスミヤ法によって求めた値と比べて約2桁高いためである。

除染作業時における再浮遊係数をスミヤ法およびサーベイ法により測定評価した結果次のことがわかった。(1) 空気汚染は、遊離性汚染の再浮遊によるものであり、スミヤ法が遊離性汚染を代表している。(2) スミヤ法から求めた再浮遊係数は表面汚染密度の変化に依存していない。(3) サーベイ法では、空気汚染に関連のない固着性汚染が測定される。以上の点から、スミヤ法で得られた再浮遊係数を用いることが現実的である。今後は、スミヤ法で得られた再浮遊係数のうち、高い値を示したNo. 5セルの $1 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$ を用いて管理することにした。しかし、再浮遊係数は、諸条件で変化することから、他のセルにおいても同様な方法でこの係数を求め、詳細なデータを蓄積・解析していく必要がある。

(富居 博行)

※ 横軸はセル内全域の除染を対象とした入室回数を示す。

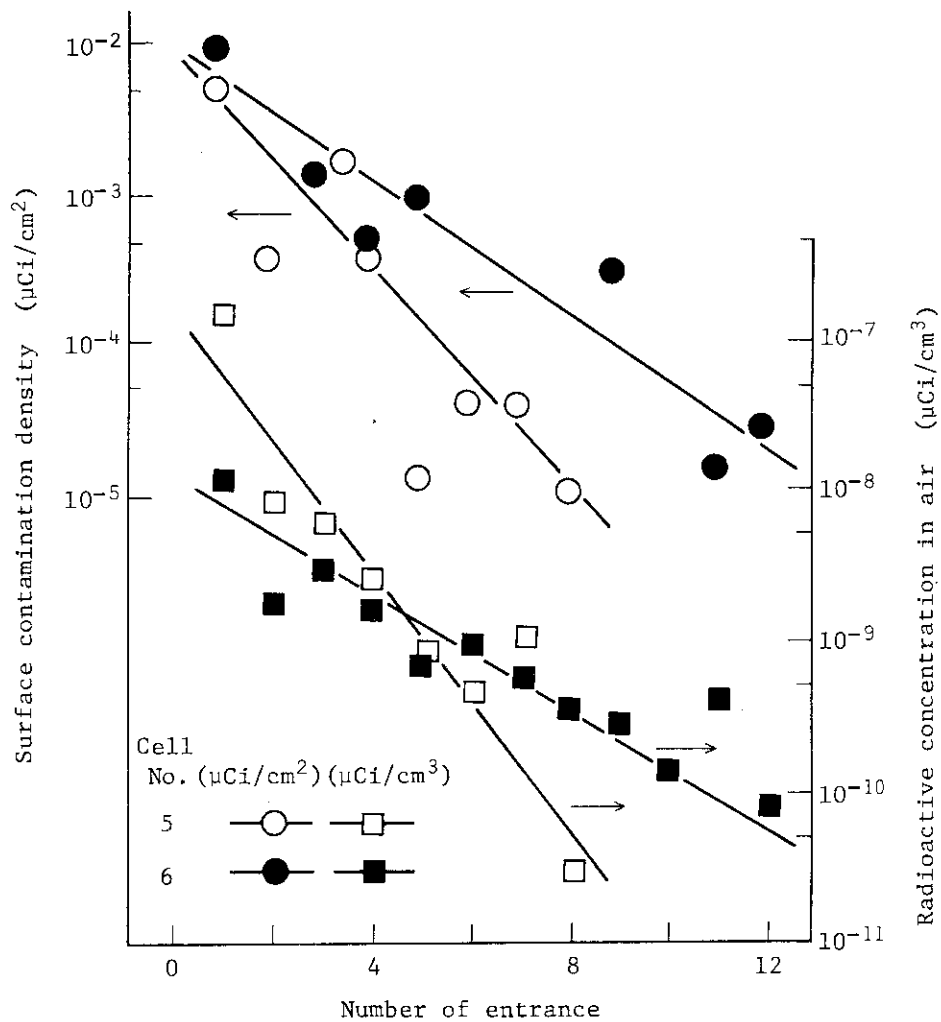


Fig. 2.2.6-1 Surface contamination density and radioactive concentration in air following the number of entrance for decontamination.

Table 2.2.6-1 Resuspension factors in decontamination of the cells

Cell No.	Meas. method	Median	σ_g^*	Average
5	Smear	2.6×10^{-6}	5	1.3×10^{-5}
	Survy	2.1×10^{-8}	13	9.5×10^{-8}
6	Smear	6.3×10^{-7}	3.1	1.2×10^{-6}
	Survy	1.8×10^{-8}	2.8	2.5×10^{-8}

* Geometric standard deviation

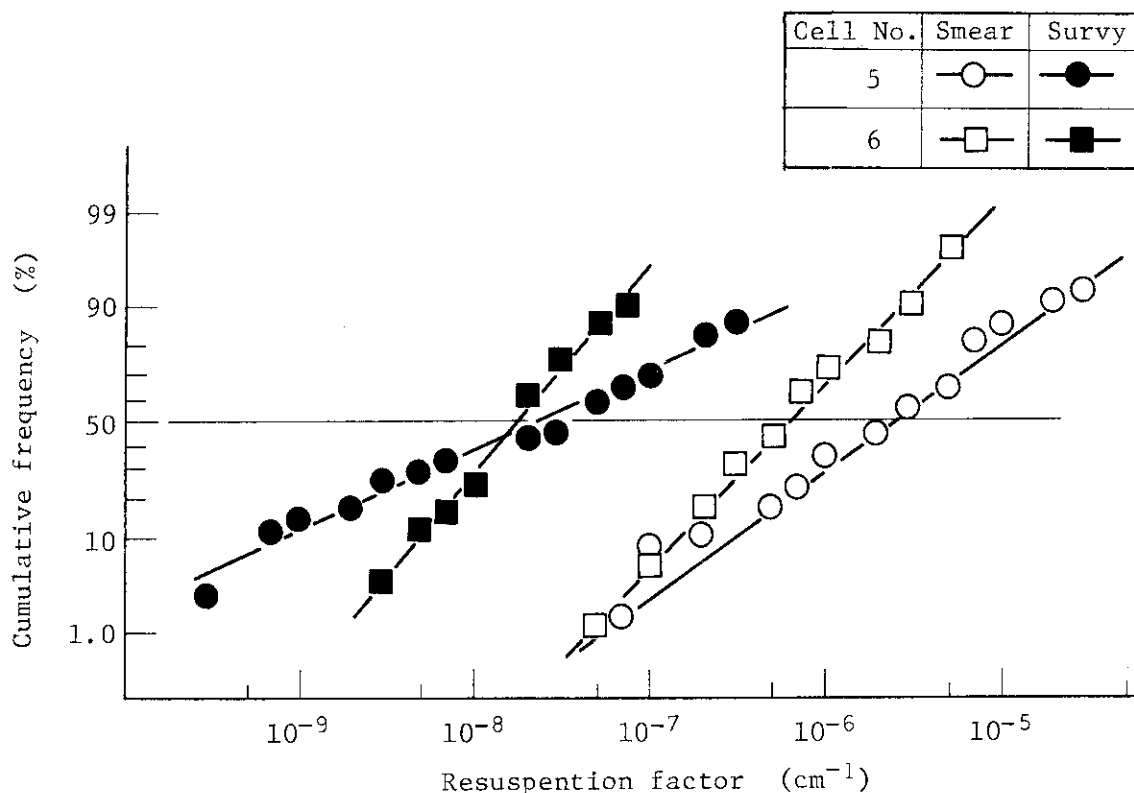


Fig. 2.2.6-2 Distribution of resuspension factor for the two different measurement methods.

2.2.7 ホットセル除染作業時における表面汚染の再浮遊係数

燃料および被覆材料等の照射後試験が行われる大洗研究所ホットラボ施設においては、試料の切断、研磨作業などによって発生する放射性微粉体により、セル内は高度に汚染されている。したがって、セル内の機器のオーバーホール時に行われる除染作業において、放射性微粉体の舞い上りにより比較的高い濃度の空気汚染が発生する可能性が高い。作業前におけるセル内の表面汚染密度から除染作業時の空气中放射能濃度を推定するため、過去10年間にわたる除染作業時の測定データに基づいて再浮遊係数を求めた。

調査の対象とした作業は、各セルで行われたマニプレータによる遠隔除染後の第1回目の立入除染作業とした。作業内容は、主として機器の搬出、フィルタ交換および架台表面汚染のぬれウェスによる除染などであり、作業時間は、30～50分間である。また、セルの表面材料はエポキシ樹脂塗装、架台はステンレス製であり、作業時のセル換気回数は12～40回/時(セル寸法：2.8 m² × 1.8 m ~ 18 m² × 5.5 m)である。

立入作業前のセル内床面の表面汚染密度は、マニプレータを使用して、ろ紙によるふきとり法により求めた。ふきとり面積は1カ所につき約100 cm²であり、セル当たり3～19カ所の試料を採取した。なお、表面汚染密度を求めるにあたっては、採取効率を100%とした。また、立入作業時におけるセル内の空气中放射能濃度は、作業者に着用させた個人用携帯型エアサンプラ(流量約2 l/min)により求めた。

再浮遊係数は、各セルについて、作業時の空气中放射能濃度を作業前の表面汚染密度（セル内の平均値）で除して求めた。

これらの結果について、比較的微細な放射性粒子による汚染が予想されるセル、たとえば試料の研磨または、マイクロカットによる試料切断作業を主業務とするセル（以下「研磨系セル」という。）とその他試料の切断、プレス、保管各種試験検査等を主業務とするセル（以下「その他系セル」という。）に分類して、平均表面汚染密度と空气中放射能濃度との関係をFig. 2.2.7-1に、また、平均表面汚染密度と再浮遊係数との関係をFig. 2.2.7-2に示す。平均再浮遊係数とその範囲は、研磨系セルでは、それぞれ $1.8 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$ 、 $2.6 \times 10^{-6} \sim 5.6 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$ であり、その他系セルでは、それぞれ $7.5 \times 10^{-6} \text{ cm}^{-1}$ 、 $3.9 \times 10^{-8} \sim 3.9 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$ であった。

これらのデータを検討した結果、次のような結論を得た。

- (1) 研磨系セル（図中○印）では、表面汚染密度が高くなると、発生する空气中放射能濃度も高くなる傾向を示し、再浮遊係数の変動範囲は比較的狭まい。したがって、研磨系セルの場合には、再浮遊係数の値として $2 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$ を用いることができる。
- (2) その他系セル（図中×印）では、表面汚染密度が高くなっても発生する空气中放射能濃度にあまり大きな変化はなく、 $5 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 程度といえる。

（河原井 邦雄）

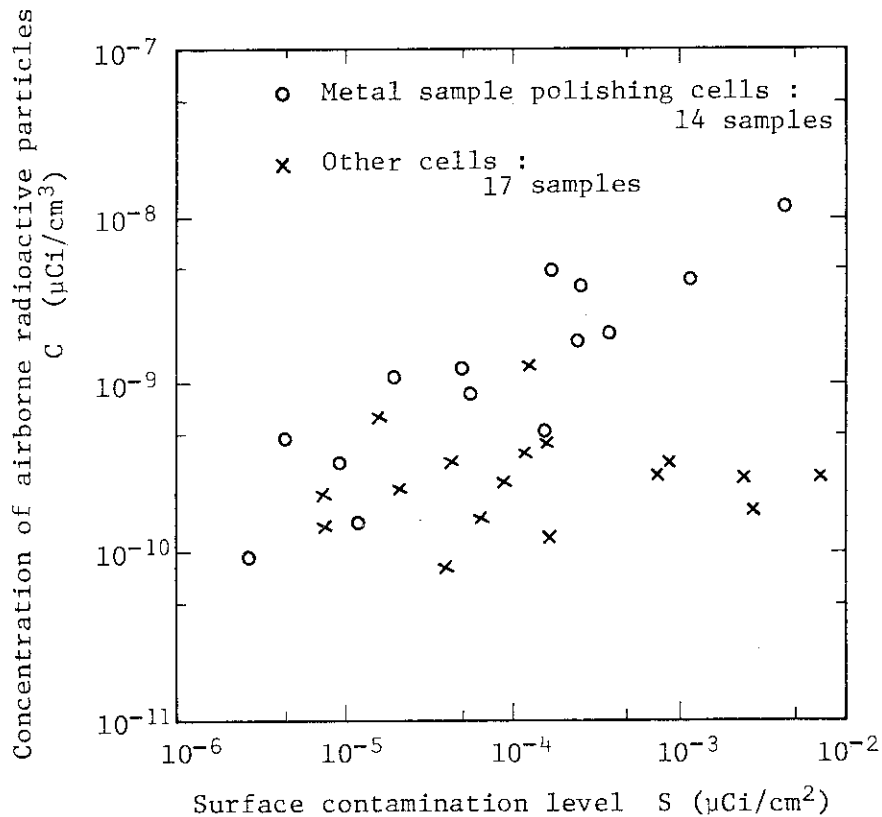


Fig. 2.2.7-1 Relation between average surface contamination level and concentration of airborne radioactive particles.

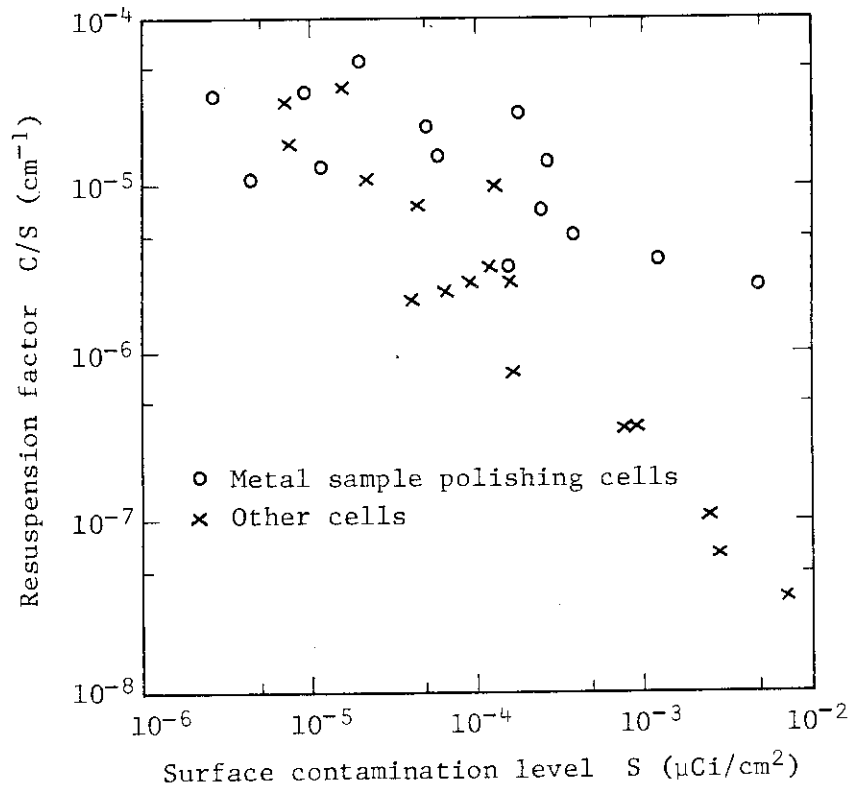


Fig. 2.2.7-2 Relation between average surface contamination level and resuspension factor.

2.3 環境放射能

2.3.1 概要

「原子力発電所等周辺の防災対策について」（1980年6月，原子力安全委員会）には，原子力災害時における空間 γ 線のモニタリングのために移動型モニタリングポストの臨時配置の必要性が述べられている。現在この目的のために高線量率まで測定可能な電離箱式のものが市販されているが，バッテリー電源を含む全システムの重量および容積ともに携帯性，迅速性の点で必ずしも満足できるものではない。試作した携帯型広レンジ γ 線線量率測定記録装置は，バックグラウンドから約5 R/hまでの線量率が内蔵電源で約20時間測定可能である。エネルギー特性，線量率特性，方向特性等の変化はそれぞれ $\pm 13\%$ ， $\pm 17\%$ ， $\pm 17\%$ 以内であり高線量率領域でも満足できる性能を有している。全重量は約8 kgで携行性にも優れている。小型軽量でかつ自動連続測定記録ができる本器は，事故時における移動型モニタリングポストとしてだけでなく，日常的な屋内外のエリアモニタ等として多方面での利用が期待できる。

(片桐 浩)

2.3.2 携帯型広レンジ γ 線線量率測定記録装置の試作

原研では，既に単一のNaI(Tl)シンチレーション検出器により自然放射線レベルから最大10 R/hまで測定できる広レンジ γ 線線量率計¹⁾を開発し，これを敷地周辺のモニタリングポストに使用している²⁾。この方式を移動型モニタリングポストに適用することを目的として本装置を試作した。本装置の外観をPhoto. 2.3.2-1に，ブロックダイアグラムをFig. 2.3.2-1に示す。検出器には7 mm厚の鉛遮蔽体（開口面積33%）を取り付けた2" ϕ \times 2" NaI(Tl)シンチレータを使用した。自然放射線レベルから約5 mR/hまでの低線量率域ではDBM方式により，また，約5 mR/hから約5 R/hまでの高線量率域では電流方式により線量率を測定する。本装置は，低線量率域での精度も良く，日常の環境モニタリング業務にも広く使用できるものである。以下に特長および特性を述べる。

(a) 特長

携帯性を考え，通常は，プローブ（1.3 Kg）は測定器本体（約7 kg，320（幅） \times 160（高） \times 220（奥行）mm）に取り付けられているが，本体から取りはずして測定することもできる。電源は，内蔵電源（単一アルカリ電池）と商用電源（ACアダプタ使用）が使用でき，内蔵電源では約20時間連続測定できる。装置前面のスイッチにより測定方式切換レベル（1～9 mR/hの範囲で可変），時刻，換算係数，補正係数が設定できる。液晶表示器には，時刻および30秒ごとの線量率が選択表示できる。また，計測時間（10～9990秒）を設定することもでき，計測時間内の平均線量率が計算されて計測終了時刻とともに自動的に内蔵プリンタに出力される。さらにRS-232C仕様による外部への出力もできる。低線量率域では，線量率は内蔵のアナログレートメータに表示されるとともに，外部のアナログレコーダにも出力できる。DBM方式では，P-ROM化されたG(E)関数を使用しているのでP-ROMを交換することにより任意の大きさの

NaI (T ℓ) シンチレータ、またはプラスチックシンチレータを検出器として使用することができる。

(b) 特性

検出器に取り付けられた鉛遮蔽体により約 200 KeV 以下のエネルギー特性が改善されており、高線量率域では 60 KeV ~ 1.25 MeV の範囲で変化は $\pm 13\%$ 以内であった。線量率特性を Fig. 2.3.2-2 に示す。低線量率 (~ 5 mR/h) では $\pm 5\%$ 以内、高線量率域 (5 mR/h ~ 5 R/h) では $\pm 17\%$ 以内の直線性が得られた。Fig. 2.3.2-3 に DBM 方式による方向特性を示す。 ^{226}Ra 線源を用いて、検出器前面 (軸方向) から照射したときの計数率に対する各方向からの計数率の割合を表わした。低線量率域では、 0° から 90° まで $\pm 3\%$ 以内、 150° までは $\pm 16\%$ 以内であり、高線量率域でも、ほぼ同様の値を得た。

温度特性は、低線量率域・高線量率域ともに 0°C から 40°C の範囲で $\pm 7\%$ の変動が認められたが、今後、温度補償回路を取り付けることにより大幅に改善されると考えられる。

検出器の鉛遮蔽体に含まれる U, Th 系列核種からの線量率寄与は約 $0.03 \mu\text{R/h}$ であった。シンチレータおよび光電子増倍管 (浜松 7696) に含まれる ^{40}K による材質汚染は約 $0.10 \mu\text{R/h}$ であった。3 MeV 以上の宇宙線感度は約 47 cpm であり、以上の結果から DBM 方式では材質汚染と 3 MeV 以上の宇宙線寄与分、 $0.76 \mu\text{R/h}$ を補正值として用いた。

問題点としては、数 R/h 照射後、短時間ではバックグラウンドに戻らないこと、および、一時的にゲインの落ちることが上げられる。

(山口 武憲)

参考文献

- 1) 森内 茂：昭和 55 年日本原子力学会分科会予稿集，p. 90 (1980)。
- 2) 小林ら：保健物理—管理と研究—No. 25 (JAERI-M, 83-134)，p.148 (1983)。

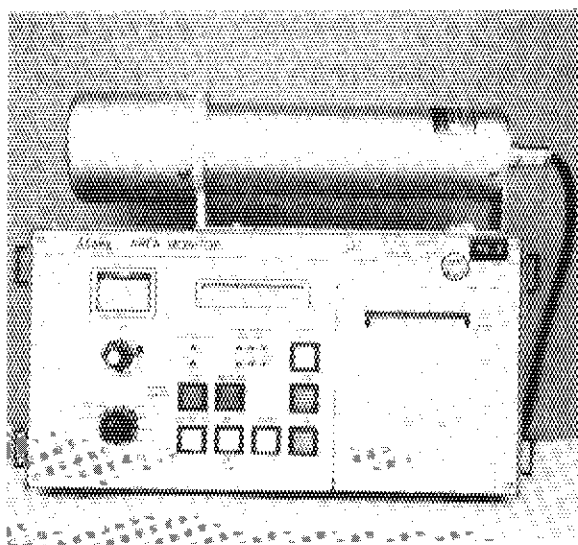


Photo. 2.3.2-1 The exterior of wide range survey meter.

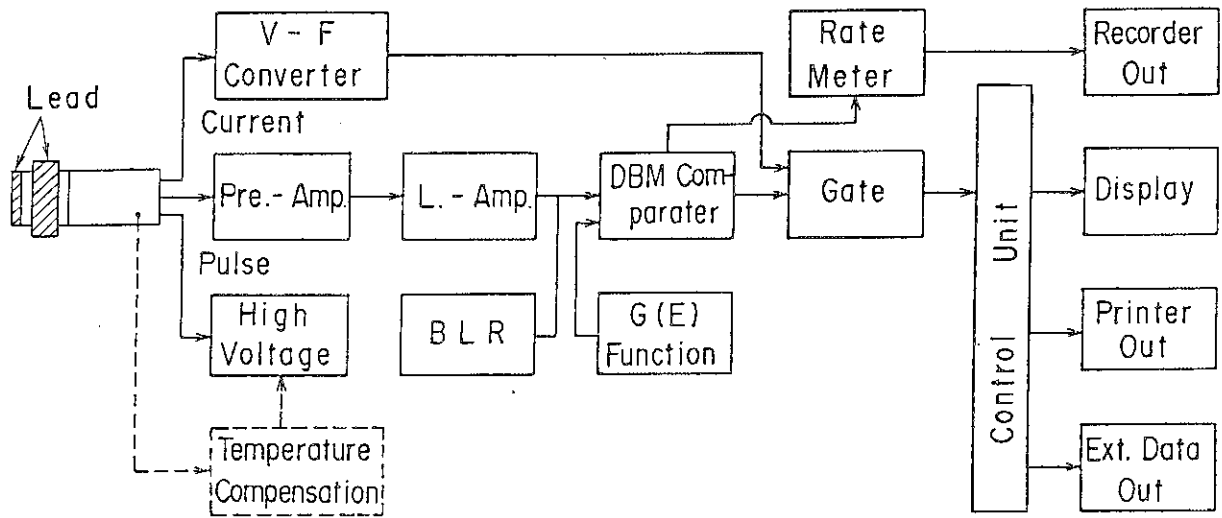


Fig. 2.3.2-1 Block diagram of wide range survey meter.

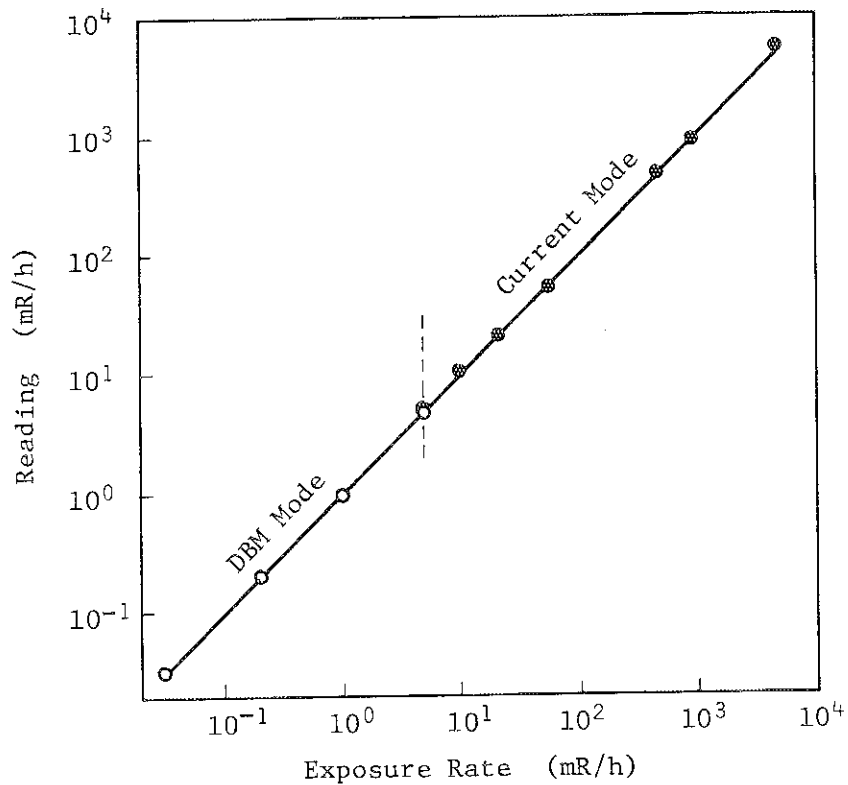


Fig. 2.3.2-2 Exposure rate response of wide range survey meter.

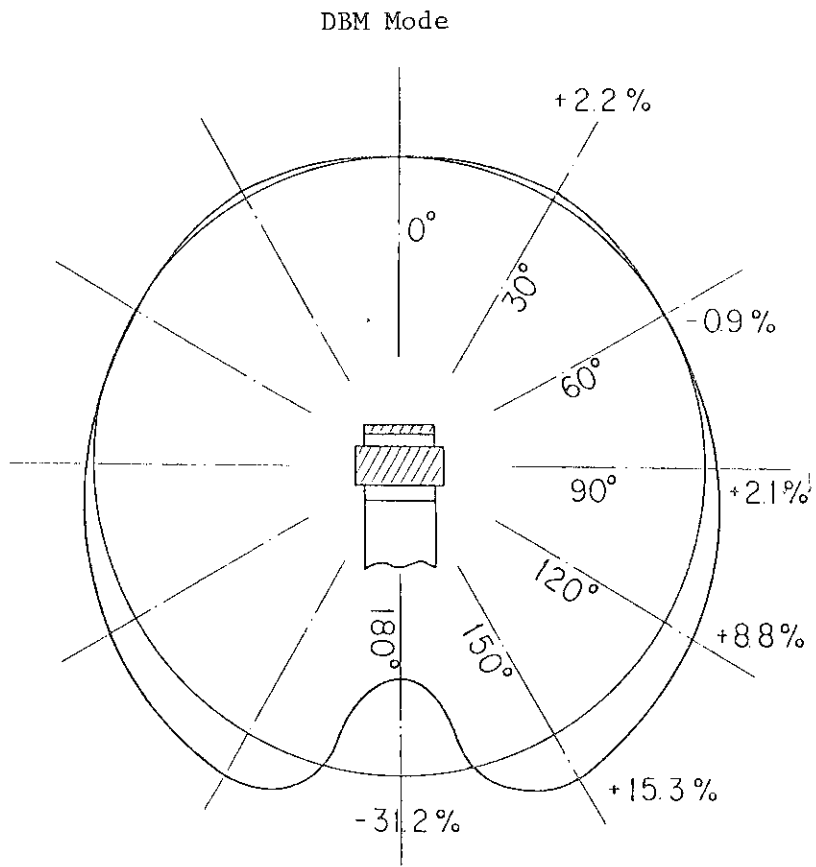


Fig. 2.3.2-3 Directional response of wide range survey meter.

2.4 放射線計測

2.4.1 概要

$2\pi\alpha/\beta$ 計数装置をパーソナルコンピュータで制御し、ウラン面線源の α 線または β 線のフルエンス率を能率よく値付できるようにした。また、黒鉛パイル中の熱中性子フルエンスのトレーサビリティを確保するとともに熱中性子による校正が実施できるようにした。

放射線測定器のエネルギー特性調査に用いるため、新規設置のX線装置について実効エネルギーの調査を実施した。

JT-60施設に設置するX線エリアモニタの特性について調査した。

施設に据付のガスモニタを可搬型校正装置を用い ^3H ガスで校正した。結果は満足すべき値であった。

(南 賢太郎)

2.4.2 $2\pi\alpha/\beta$ 計数装置の自動測定システム

ダストモニタ等の校正には、通常、面状 α 、 β 線源を使用する。これらの線源の α 線、 β 線の 2π 放出率は、 $2\pi\alpha/\beta$ 計数装置を用いて測定し、値づけを行う。

装置の自動化に先だって、使用する大面積 2π 比例計数管¹⁾のトレーサビリティの確保のために、標準線源の相互比較測定を電子技術総合研究所との間で行った。比較測定には α 線源として直径2.5cm、5cmの面状 U_3O_8 線源と、 10×10 cm正方板状 U_3O_8 線源を使用し、 β 線源として $27\text{mg}/\text{cm}^2$ のアルミ板付 10×10 cm正方板状 U_3O_8 線源を使用した。計数ガスは、 α 線測定がPRガス、 β 線測定がメタンガスである。測定結果をTable 2.4.2-1に示す。

原研での測定結果は、電子技術総合研究所の示す誤差範囲内であった。この結果から、大面積 2π 比例計数管は、面状 α 、 β 線源の 2π 放出率の測定に使用できることが確認された。

この計数管を用い、 2π 放出率測定の自動化を試みた。従来、この測定は手動により行っていたため非能率的であった。今回、パーソナルコンピュータを導入し、プラトー特性と 2π 放出率の測定と記録を自動的に行うプログラムを作成した。プログラム言語はBASICを使用した。Fig. 2.4.2-1にシステムのブロックダイアグラムを示す。

キーボードより測定条件を会話形式で入力すると自動的に高圧の印加、可変および測定を繰り返す。次に最小自乗法により直線近似を行いプラトー長、プラトー勾配を計算する。プラトー特性の結果から使用電圧を決定し、 2π 放出率の測定と計算を行う。これらの結果はすべてフロッピーディスクに記録される。また、同時にプリンタにより報告書の作成を行う。このプログラムの作成により、夜間の測定も可能になるなど大幅な省力化がなされた。また、データの検索、履歴が容易にできるようになった。

(川崎 克也)

参考文献

- 1) 吉田 真：保健物理—管理と研究—No. 24, JAERI-M-112, 137, (1981)

Table 2.4.2-1 Activities of plane sources determined by ETL and JAERI.

Standard source	Radiation	Measured by ETL	Measured by JAERI	Ratio (JAERI/ETL)
2.5 cm (D) Disk source	α	75.6(Bq) \pm 2.3(%)	75.5(Bq)	0.999
5.0 cm (D) Disk source	α	261.1(Bq) \pm 2.0(%)	260.0(Bq)	0.996
10 \times 10 cm Square source	α	1621.8(Bq) \pm 1.8(%)	1615.7(Bq)	0.996
10 \times 10 cm Square source	β	364.2(cps) \pm 1.8(%)	362.2(cps)	0.995

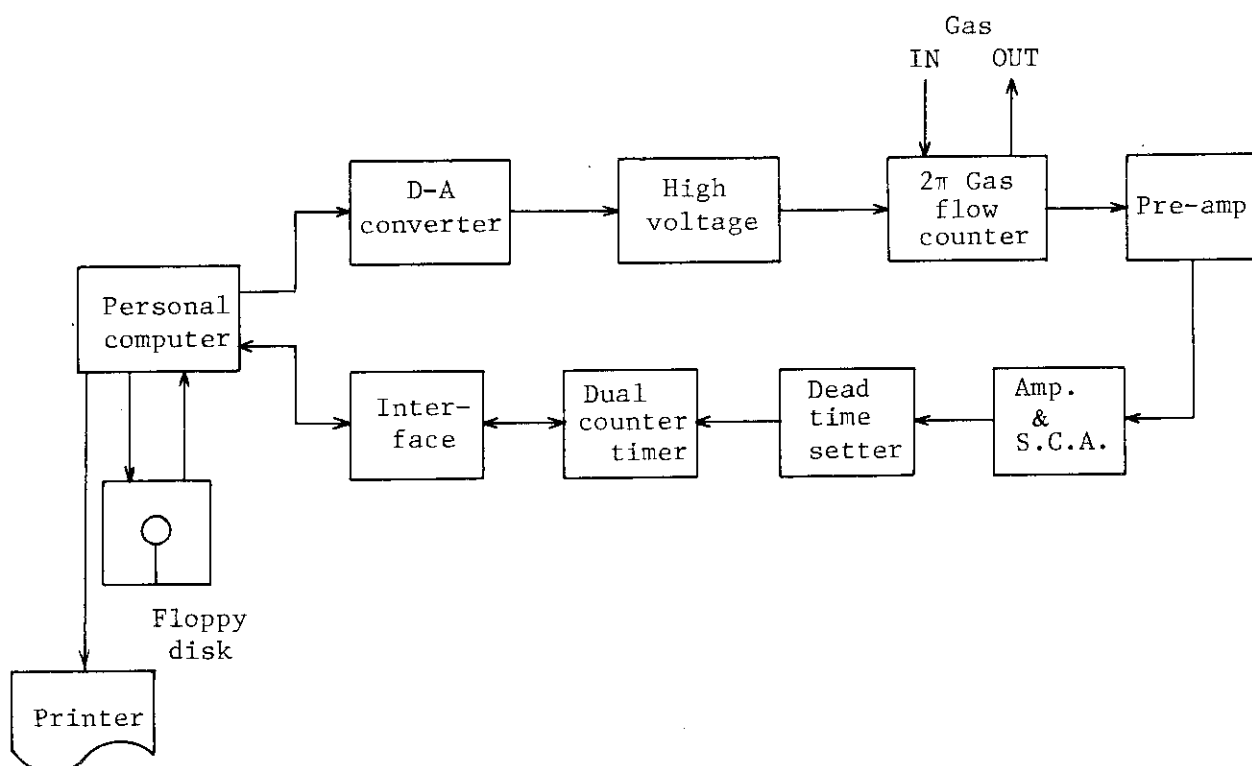


Fig. 2.4.2-1 Block diagram of 2π alpha/beta counting system.

2.4.3 校正用熱中性子照射場の開発

国家標準とトレーサビリティを確保した標準熱中性子照射場を整備し、定期的に熱中性子測定器の校正を行い、測定精度を維持することは被曝線量を評価する上で重要である。現在、日常的に測定器の校正を行うことを目的とした標準熱中性子照射場は少ない。そこで迅速かつ容易に熱中性子測定器の校正が実施できる標準熱中性子照射場用黒鉛パイルを製作した。

本黒鉛パイルは、パイル中に組み込まれた黒鉛プラグを交換することにより、熱中性子の利用率が高く測定器の校正が容易にできる等方熱中性子照射場と、測定器の方向依存性試験などが可能な平行ビーム状熱中性子照射場をつくることができる。等方熱中性子照射場を構築する場合は Fig. 2.4.3-1 (A) で示される 1~4 の位置に一对の中性子線源 ($^{241}\text{Am}-\text{Be}$, $^{239}\text{Pu}-\text{Be}$ 各 1 Ci) を設置して、パイル中心部の空洞を照射場とする。平行ビーム状熱中性子照射場を構築する場合は Fig. 2.4.3-1 (B) に示す。中性子線源には ^{252}Cf 25.5 mCi (1984 年 1 月 1 日現在) を用いた。照射場は黒鉛壁の外部である。熱中性子を導く部位を除いて、散乱熱中性子の影響を除外するため、厚さ 1 mm のカドミウムで照射場は遮蔽されている。

等方照射場の中心におかれ熱中性子フルエンス率および線量当量率を Table 2.4.3-1 に示す。また、平行ビーム状照射場における線量当量率は 3.27 mrem/h (1984 年 1 月 1 日現在) である。各照射場の熱中性子フルエンス率は金箔の誘導放射能の絶対測定により値付けた。金箔の誘導放射能の絶対測定は国家標準とトレーサビリティが確保されている¹⁾。熱中性子フルエンス率の測定誤差は 2% 以内である。等方照射場内における熱中性子フルエンス率の変動は、空洞の黒鉛壁から 5 cm 以上離れた場所では $\pm 3\%$ 以内である。平行ビーム状照射場における変動は、1 辺 16 cm の正方形照射野において $\pm 3\%$ であった。

本黒鉛パイルは、種々の熱中性子測定器を容易にかつ精度良く校正できる熱中性子照射場を構築できる。それゆえ、放射線管理に使用される多数の熱中性子測定器を定期的に校正し、その信頼性を維持することが容易になった。また等方熱中性子照射による校正と、平行ビーム状熱中性子照射による校正を実施することにより、熱中性子測定器の総合的な方向特性を明らかにすることが可能となった。

(浅野 芳裕)

参考文献

1. 浅野 他：日本原子力学会昭和 58 年秋の分科会予稿集 G 37 (1983)

Table 2.4.3-1 Thermal neutron fluence rate at the center of the cavity of graphite pile. (Isotropic neutron irradiation field)

Source position	Fluence rate ($\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$)	Cd ratio	Dose equivalent (mrem/h)
1	3.33×10^3	3.8	12.8
2	2.80×10^3	4.7	10.8
3	2.09×10^3	5.8	8.02
4	1.35×10^3	8.1	5.19

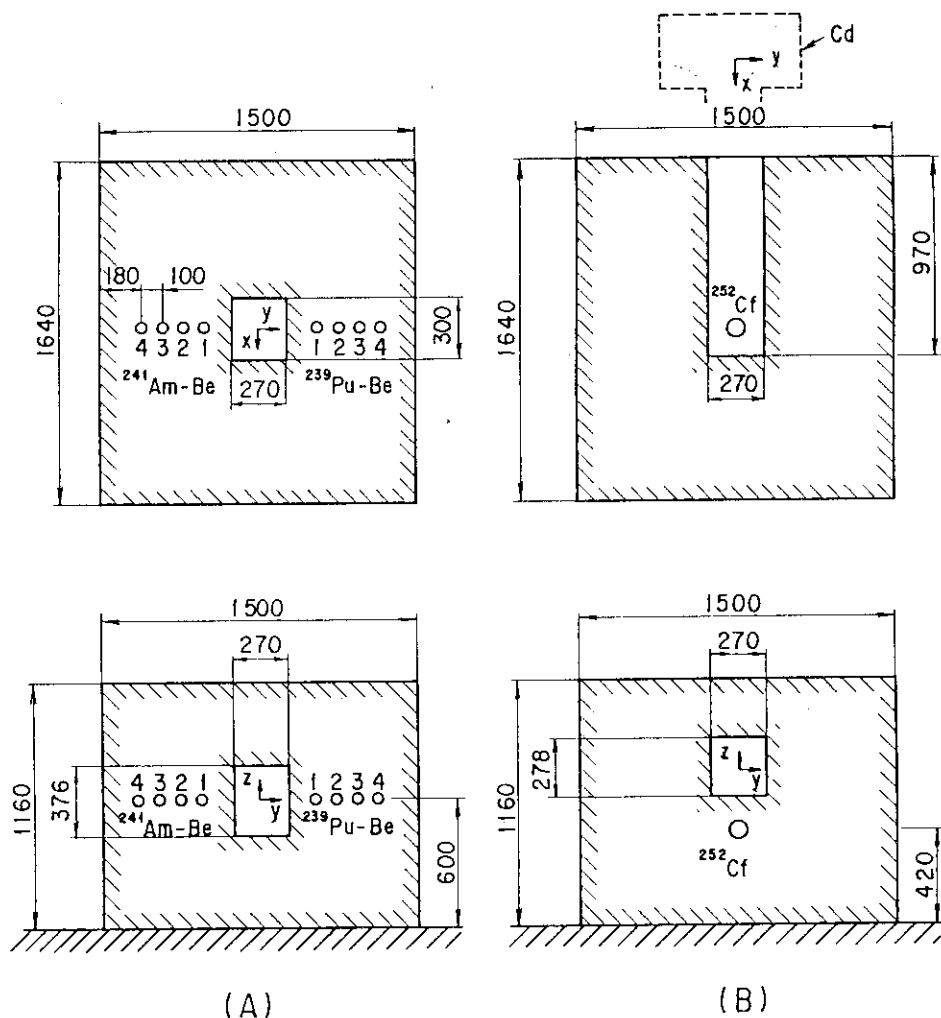


Fig. 2.4.3-1 Cross sectional view of graphite pile for thermal neutron irradiation fields. (A) Isotropic neutron irradiation field (164; positions where a pair of neutron sources are set up) (B) Collimated neutron irradiation field.

2.4.4 X線発生装置のフィルタろ過X線の特性

X線発生装置を用いて放射線管理用測定器等の校正やエネルギー特性試験を行うためには、照射するX線の実効エネルギーおよび線質等を明確にしておく必要がある¹⁾。放射線標準施設棟に設置したパルスX線発生装置について、これらの特性を調べるとともに、エネルギースペクトルを測定した。

X線管電圧およびろ過フィルタの厚さを変えた場合のX線のAlまたはCuの第1および第2半価層を測定した。照射線量の測定には電離箱(33 cm³)を用いた。第1半価層に対応する単色X線のエネルギーを算定し、実効エネルギーを求めた。第1半価層と第2半価層の比で定義されるHomogeneity Coefficient²⁾および、実効エネルギーとX線管電圧の比で定義される線質指標(Quality Index)³⁾を決定した。Table 2.4.4-1に、X線管電圧、ろ過フィルタ厚に対して

得られたこれらのパラメータを示す。

さらに、これらのX線管電圧一ろ過フィルタの条件下で得られるX線のエネルギースペクトルを高純度Ge検出器(0.5mm厚さのBe窓)を用いて測定した。バイルアップ効果によるスペクトル形状の歪みを防止するために、検出器前面に0.5mmφの鉛コリメータを置き入射X線光子数を制限した。測定されたX線のエネルギースペクトルの例をFig. 2.4.4-1に示す。59.5 keV γ 線(^{241}Am)に対する検出器の応答を図中に示す。得られたエネルギースペクトルから、{スペクトル半値幅/平均エネルギー}で定義されるResolution⁴⁾(線質を表わす1つの指標)を求めた。この際、平均エネルギーをスペクトルピークエネルギーで代用したが、スペクトル上に特性X線が強く表われていないので特に問題はなかった。スペクトルピークエネルギー値およびResolutionをTable 2.4.4-1に示す。

以上のように、X線発生装置を放射線測定器の校正およびエネルギー特性試験に使用する際に必要な、第一次的指標である実効エネルギー、および第二次的指標であるHomogeneity Coefficient, 線質指標, Resolutionを決めることができた。

(山口 恭弘)

参考文献

- 1) 南 賢太郎:保健物理部の活動No.2, JAERI-5002, 243(1960)
- 2) W. W. Seelentag, et al., GSF Bericht S 560, (1979)
- 3) 松本 健, 直井 次郎, 電子技術総合研究所彙報, 47(9, 10), 28(1983)
- 4) I SO 4037-1979(E)

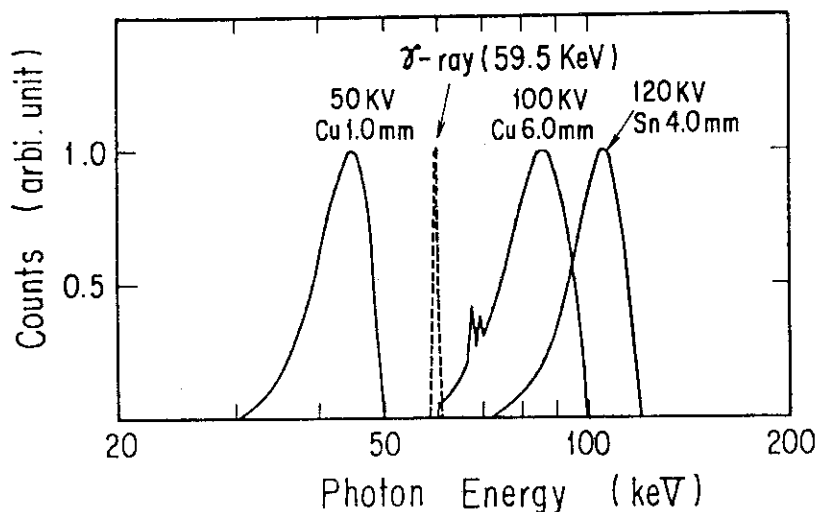


Fig. 2.4.4-1 Typical example of filtered X-ray spectra measured for the three different X-ray tube voltages with a high-purity Ge detector. The dotted line indicates the detector response for 59.5 KeV γ -ray.

Table 2.4.4-1 Specifications of filtered continuous X-ray

Tube Voltage (KV)	Added Filter Thickness (mm)	Half-Value Layer (mm)		Homogeneity Coeff.	Effective Energy (KeV)	Quality Index	Spectrum		Exposure Rate at 1 m (mR/h·mA)
		First	Second				Peak Energy (KeV)	Resolution (%)	
50	0.5 Cu	4.15 Al	4.55 Al	0.91	41.0	0.82	42.0	29.5	262
	1.0 Cu	5.00 Al	5.40 Al	0.92	45.0	0.90	44.7	20.4	33
60	1.0 Cu	0.257 Cu	0.283 Cu	0.91	47.4	0.79	50.9	28.5	170
	2.0 Cu	0.326 Cu	0.354 Cu	0.92	51.0	0.85	53.9	17.6	34
80	2.0 Cu	0.580 Cu	0.620 Cu	0.94	63.2	0.79	—	—	247
	4.0 Cu	0.685 Cu	0.695 Cu	0.99	68.0	0.85	69.2	21.1	27
120	5.0 Cu	1.58 Cu	1.67 Cu	0.95	97.5	0.81	91.7	38.7	574
	4.0 Sn	1.94 Cu	2.01 Cu	0.97	104.5	0.87	105.8	21.3	32

Inherent filtration : 1.1 mm Al equivalent.

2.4.5 パルス状X線モニタの特性

臨界プラズマ試験装置 (JT-60) におけるトカマク・プラズマ実験においては、密度・温度があまり上らない領域 (逃走電子モード) と、密度・温度が十分高い領域 (トカマクモード) とが存在する。前者の場合には逃走電子が非常に多く発生し、それが壁材、リミター材に衝突してX線が発生する可能性がある。このため放射線モニタを設置する必要がある。発生するX線は数 msec 程度のパルス状となり、その線量は JT-60 本体室の壁の内側で 1.2 rem/shot、壁の外側で 1.3×10^{-2} mrem/shot になると評価されており、そのエネルギーは数百 keV である。このようなパルス状X線の線量測定を目的としたモニタの開発を行い、そのパルス応答特性、エネルギー特性、線量率依存性、磁気特性等について各種試験を実施した。

数 msec 程度のパルス状X線の測定に対して、電離箱方式はエネルギー特性が良好な反面、応答性については期待できない。そこで電流出力方式のプラスチックシンチレーション検出器を採用した。

プラズマ閉じ込め磁場の漏洩は、本体室壁面で 10~50 ガウス程度となるため、光電子増倍管への影響を十分考慮する必要がある。このため2種類の磁性体 (バーマロイ・シューバロイ、各 1 mm 厚) で検出器を遮蔽することにより、約 100 ガウスの高磁場に対しても影響を受けない設計とした。

しかしこの遮蔽体により、低エネルギー域のX線が吸収され感度が低下する。そこでシンチレータに増感剤として ZnS (Ag) を塗布することにより、低エネルギー域のエネルギー特性の改善を計った¹⁾。改善後のエネルギー特性を Fig. 2.4.5-1 に示す。図から明らかなように、ZnS (Ag) を増感剤として使用した場合、低エネルギー域についてのみ高い増感効果が得られ、300 keV 以上のエネルギー域にはその影響を与えない。この結果、磁気遮蔽体を使用した検出器のエネルギー特性は大幅に改善され、70 keV から 1.25 MeV の範囲での感度の変動を $\pm 20\%$ 以内とすることができた。

発生するX線の予想される最大線量率は 10^3 R/h となる。通常、単一の検出器ではバックグラウンドから 10^3 R/h の広領域の線量測定は不可能である。そこで JT-60 の運転モードに合わせ検出器への印加電圧を切り替えることにより、単一の検出器で低線量率時・高線量率時の両方をカバーする方法を採用した。Fig. 2.4.5-2 に光電子増倍管への印加電圧 -400V ~ -1400V についての線量率特性を示す。この結果から印加電圧は低線量率測定時には -1200V 付近、高線量率測定時には -400V 付近を選ぶことにより、バックグラウンドから約 10^3 R/h までの広領域の線量測定が可能であることがわかる。

光電子増倍管からの電流出力信号は、CFC (電流一周波数変換器) によりパルスに変換し、ラッチングスケーラにて計測を行った。ラッチングスケーラでは、500 nsec ~ 50 msec の範囲で任意のサンプリング時間における線量率を求めることができる。得られた線量波形は、使用したパルスX線発生装置の管電圧波形とよく一致し、よい応答性を示した。

(三原 明)

参考文献

- 1) 南 賢太郎：原子力安全性研究の現状 昭和 57 年, p. 89

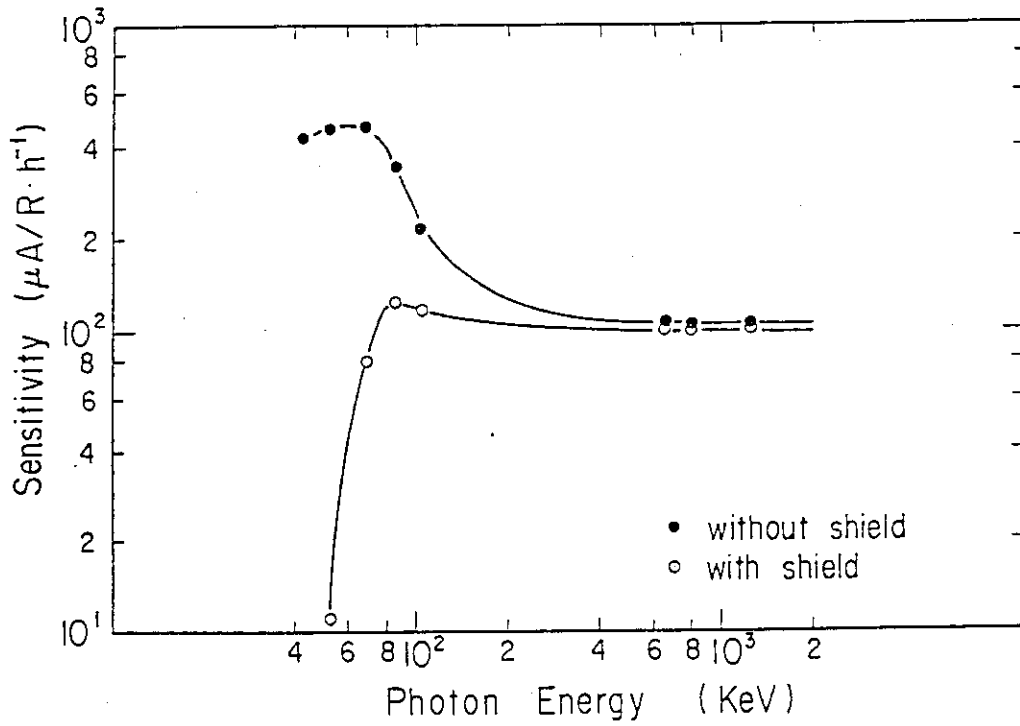


Fig. 2.4.5-1 Comparison of energy response of plastic scintillation detector with shield to that without shield.

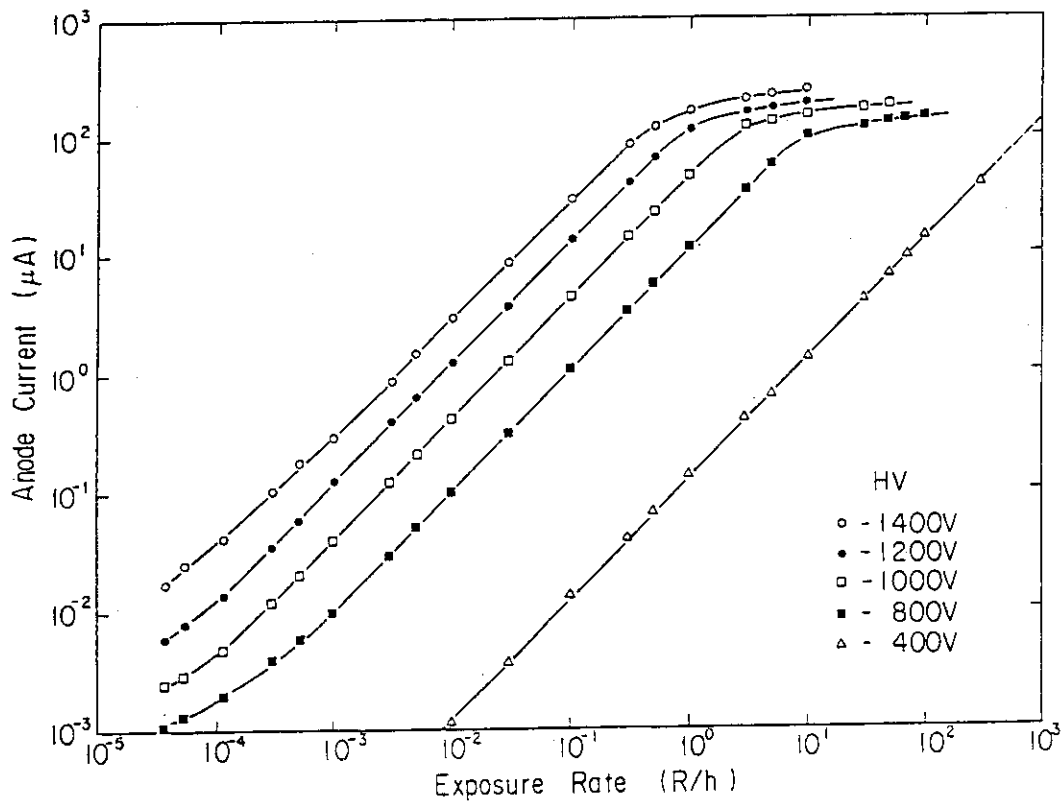


Fig. 2.4.5-2 Anode current of $2''\phi \times 2''$ plastic scintillation detector as a function of exposure rate for various applied voltages.

2.4.6 ガスモニタの³Hガスによる校正

原子炉施設、RI 取扱施設等において、作業場および環境に放出される気体状トリチウムの測定には、一般に通気式電離箱を検出器とした各種ガスモニタが使用されている。これらのモニタに対する校正は外部線源を用いる方法で実施されているのが現状であり、実際に³H ガスを用いた校正による測定精度の向上維持が望まれる。このため、ガスモニタ校正装置¹⁾を作製し、放射性ガスによるガスモニタの校正試験を実施した。

Fig. 2.4.6-1 に放射性ガスによる校正を行う際の校正用ループを示す。図の上部は被校正用ガスモニタ、下部はガスモニタ校正装置本体とその表示部・演算部である。ガスの循環系路を二重ラインで、ガス濃度指示の信号系を細線で示す。校正装置本体には有効体積 500 cm³の基準電離箱 (IC-1, IC-2) が並列に組み込まれている。IC-1 は真空排気した後、校正用放射性ガスを系内に取り込むために使用する。系内に取り込まれた校正用³Hガスをベローズポンプにより混合し、ループ内の放射能濃度を均一にする。通常は IC-1 の出力と被校正用ガスモニタの指示を比較することにより校正定数を決定する。しかし吸着性の高い校正用放射性ガスを用いる場合には、IC-1 の汚染が校正に影響を与える恐れがあるので、IC-2 にループを切り替えて IC-2 の出力により校正を行う。演算部では、データ収集時間を任意に設定することが可能である。校正装置の出力は指示計と記録計に表示されるとともに、収集時間ごとにプリントアウトされる。なお、校正に用いる標準ガス線源は、トリチウム標準ガス分取装置²⁾により市販線源を分取して作製したガスサンプル (約 7 μCi) を使用した。

今回の校正試験結果を Table 2.4.6-1 に示す。有効体積 3 ℓ の可搬型トリチウムモニタの指示は、約 13% の過小評価となっている。その原因は、メーカーでの指示計校正時における放射性ガス濃度計算の際の誤差によるものであることがわかった。この点を是正することにより、校正定数はほぼ 1.0 となる。

本校正装置により、各種ガスモニタの放射性ガスによる定期校正を容易に実施することが可能となった。今後は、他の測定対象となる核種についても校正を実施していく予定である。

(三原 明)

参考文献

- 1) 吉田真他：第 18 回保健物理学会予稿集，54 (1983)
- 2) 吉田真他：保健物理，18 (3) 217 (1983)

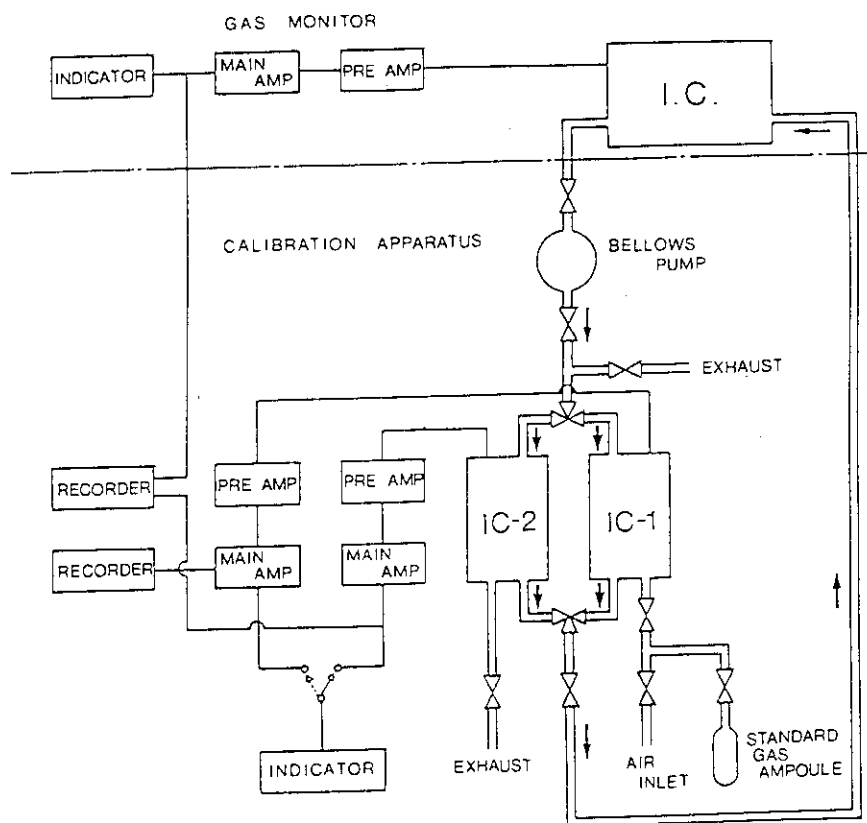


Fig. 2.4.6-1 Block diagram of calibration system for gas-monitor. IC is a ionization chamber to be calibrated, and IC-1, IC-2 are standard ionization chambers.

Table 2.4.6-1 Results of calibration of gas-monitors.

Type of gas-monitor	Number of monitors	Calibration factor
Portable (3ℓ)	14	1.13 ± 0.06
Room (10ℓ)	2	1.00 ± 0.05
Stack (30ℓ)	3	1.02 ± 0.01

2.5 放射性廃棄物の処理および汚染除去

2.5.1 概要

東海研究所では、低・中レベル廃液の蒸発処理に関して装置の設計および材質選定に関する基礎データの収集を目的として廃液、濃縮廃液および貯槽内スラッジの性状調査を行った。廃棄物管理の電算機化への検討の一部として液体廃棄物管理プログラムの作成を行うとともに、廃棄物パッケージの放射能評価法の開発に係る一連の試験を行った。また、大型廃棄物の解体減容の技術検討の一助とするために、蒸発処理装置の一部塔槽類の試験的解体を行うとともに、原子炉解体技術開発の一部として「解体廃棄物の処理、保管および処分技術の開発」に関する一連の開発を進めた。

(伊藤 尚徳)

大洗研究所では、1982年度に引き続きマイクロ波を用いた熱分解溶融固化試験を行うとともに、各種除染試験、廃棄物管理データ集計業務の計算コードの開発など実際の業務に関連した開発試験を実施した。なお、開発した低レベル β, γ 固体廃棄物帳票管理コードは、一部実用に供している。

(進士 義正)

2.5.2 蒸発濃縮液および貯槽内沈殿物の性状調査

東海研究所廃棄物処理場で処理を行っている低・中レベル液体廃棄物の中で、蒸発濃縮処理後の濃縮液（以下「蒸発濃縮液」という）、貯槽内に沈降したスラッジ（以下「スラッジ」という）および日本アイソトープ協会の無機廃液（以下「協会廃液」という）等は現在最終的にセメントで固化を行っている。これらの廃液については、前処理法および固化処理法を検討することにより、さらに減容性が高く安定な固化体を得ることができると考えられている。そのため、将来の処理装置の設計に反映させることを目的として基礎的データを得るために前記3種類の廃液の性状調査を行った。

調査項目として、蒸発濃縮液および協会廃液については特に装置の腐食対策という観点からpH、塩素イオン、硫酸イオンおよびりん酸イオン濃度の測定を行った。また、装置設計のための基礎データとして、蒸発残査、強熱減量、懸濁物質、n-ヘキサン抽出物質および比重の測定を行った。スラッジについては、水分率、強熱減量、固形物および単位体積重量を測定した。

(1) 試料

蒸発濃縮液は、1982～1983年度にセメント固化処理を行った際に採取したもので、23試料について測定を行った。これらの試料は固化処理前に硝酸で中和処理が行われている。

協会廃液は代表的なもの8試料の測定を行った。

スラッジは低レベル廃液貯槽3基と処理済廃液貯槽1基から1983年10月に採取したもので、採取後1週間静置して上澄液を分離したのち測定した。

(2) 測定方法

各調査項目の測定方法はJIS 工場排水試験方法 (K 0102) に準じた。

(a) pH

pH メータ（東亜電波製 HM-6A）を使用した。

(b) 比重, 単位体積重量

比重は浮秤式比重計で測定した。スラッジは 10 mℓ を採取して秤量し, 単位体積重量とした。

(c) 全蒸発残渣, 水分率

全蒸発残渣の測定は, 試料 10 mℓ を重量既知の蒸発皿にとり, 赤外線ランプであらかじめ湿潤状態まで蒸発させ, さらに 105°C の乾燥器に入れ 1 時間乾燥後秤量した。

水分率は約 20 g のスラッジをとって秤量した後, 赤外線ランプで湿潤状態まで水分を蒸発させ, 105°C の乾燥器で恒量を得た。

(d) 強熱減量

蒸発残渣または水分率測定後の試料に硝酸アンモニウム (25 w/v %) を添加して湿らせた後, 600°C の電気炉に入れ 30 分強熱した。

(e) 固形物

2 mm 目の金網にスラッジを通し, 捕集された固形物を水で洗い重量を測定した。試料は 5 ℓ 使用した。

(f) 懸濁物質

ブフナーロートにろ紙（東洋 No. 6）を敷き, 50 mℓ の試料を吸引ろ過し重量を求めた。

(g) n-ヘキサン抽出物質

ソックスレー抽出法を用いた。試料は 50 mℓ 使用した。

(h) 塩素イオン (Cl^-), 硫酸イオン (SO_4^{2-}), リン酸イオン (PO_4^{3-})

蒸発濃縮液および協会廃液は懸濁しているので, 懸濁物質測定後のろ液を 10 倍希釈した溶液を測定した。塩素イオンは滴定法, 硫酸イオンは比濁法, リン酸イオンは吸光光度法で測定した。

(3) 結果

蒸発濃縮液および協会廃液の測定結果を Table 2.5.2-1 に, スラッジの測定結果を Table 2.5.2-2 に示す。

これらの結果, スラッジに対しては水分率が約 76~94 % と高いことから遠心分離などの脱水後, 乾燥処理を行うことによってかなりの減容効果を期待できることがわかった。また蒸発濃縮液の塩素イオン濃度は平均 3.1 % であったことから, 処理装置の主要材料として使用されている SUS-304 および SUS-316 L に対する腐食防止対策を十分検討し, 今後の処理装置の設計に反映させる必要があることが明らかになった。

（吉森 道郎）

Table 2.5.2-1 Properties of evaporator concentrate and JRIA*1 inorganic liquid waste

	pH	Specific gravity	Residue on evaporation [w/v %]	Ignition loss [w/v %]	Suspended matter [ppm]	Soluble substance in n-hexane [ppm]	Cl ⁻ [w/v %]	SO ₄ ²⁻ [w/v %]	PO ₄ ³⁻ [ppm]
Evaporator concentrate (23 samples)	Minimum	1.03	9.9	0.64	1600	ND*2	0.74	0.49	22
	Maximum	1.18	27	4.3	23000	1800	5.1	4.9	570
	Mean value	1.12	17	1.7	8900	400	3.1	2.3	180
Jria inorganic liquid waste (8 samples)	Minimum	1.01	1.7	0.58	190	46	0.28	0.018	—
	Maximum	1.03	4.5	1.7	1000	770	1.5	0.35	—
	Mean value	1.02	2.6	1.2	440	310	0.54	0.16	—

*1 Japan Radio Isotope Association

*2 None Detection (3 samples)

Table 2.5.2-2 Properties of Sludges in low-level radioactive liquid waste storage tanks.

Sample	Water contents [%]	Density [g/ml]	Ignition loss [%]	Solid matter (>2mm) [w/v %]
Sludge A*1	78.6	1.13	9.71	2.2
Sludge B*2	83.4	1.13	4.59	0.8
Sludge C*3	75.6	1.12	5.61	0.4
Sludge D*4	93.8	1.06	3.95	2.0

*1 ; Low-level radioactive liquid waste storage tank No.6

*2 ; Low-level radioactive liquid waste storage tank No.7

*3 ; Low-level radioactive liquid waste storage tank No.8

*4 ; Monitoring pond No.2

2.5.3 低・中レベル液体廃棄物管理のプログラム作成

東海研究所廃棄物処理場における放射性廃棄物の処理は、搬入→貯蔵→減容→固化→保管の過程で行われている。これら一連の処理過程を管理するために使用される帳票類、月報、その他のデータを効率的に整理、作成するために現在大型コンピュータによる処理が検討されている。しかし、多種類かつ多量の廃棄物の管理を一度に電算機処理化することは困難が予想された。そのため、一部分のコード化を試験的に行い、有効性を検討した。本プログラムは、ミニコンピュータ（ソード社製 M 343）を用い、低・中レベル液体廃棄物の搬入から固化に至る過程の管理を試験的に行うために作成したものである。処理過程と本プログラムで取り扱う範囲を Fig. 2.5.3-1 に示す。なお、プログラム言語は BASIC を使用した。

(1) データの入力

入力するデータは、低・中レベル廃液搬入時に使用する放射性液体廃棄物引取依頼書および各処理装置（低レベル蒸発処理、中レベル蒸発処理、凝集沈殿処理およびセメント固化処理の各装置）の運転日誌に記録されているものである。その主なものは、搬入および処理の年月日、廃液量、廃液の種類、貯蔵場所および放射能濃度などである。また、引取依頼書に受入番号を記録し、同一番号を入力データに加えることにより引取依頼書との照合がとれるようにした。

(2) データの出力

出力は、漢字プリンタを用いた月報のプリントが主である。月報として搬入月報、貯蔵月報、処理月報の 3 種類が作成できる。また、ディスプレイには各貯槽（低レベル廃液貯槽 8 基、中レベル廃液貯槽 3 基、受入検査室、廃液一時保管庫）の廃液在庫量および搬入・処理状況の表示を行うことができる。

これらのうち搬入月報は、各貯槽の搬入量、依頼元、放射能濃度と廃液の種類などを記入したものである。

貯蔵月報には、貯槽別の搬入量、搬出量の合計と当月の廃液の繰越量が記入される。

処理月報は、当月に処理を行った装置の運転年月日、廃液処理量、放射能およびそれらの合計と運転日数等が記入される。処理月報の例を Table 2.5.3-1 に示す。

(3) 試験結果

本プログラムを試験的に使用した結果、従来手作業で行っていた帳票類の整理、月報の作成が短時間でできるようになった。また、各貯槽の廃液の現在量および処理量などが、必要時にディスプレイに表示することによって簡単に確認できるようになった。これにより、液体廃棄物に関しては、コンピュータによる管理を行えば、処理作業の能率化がはかれることが明らかになった。

（吉森 道郎）

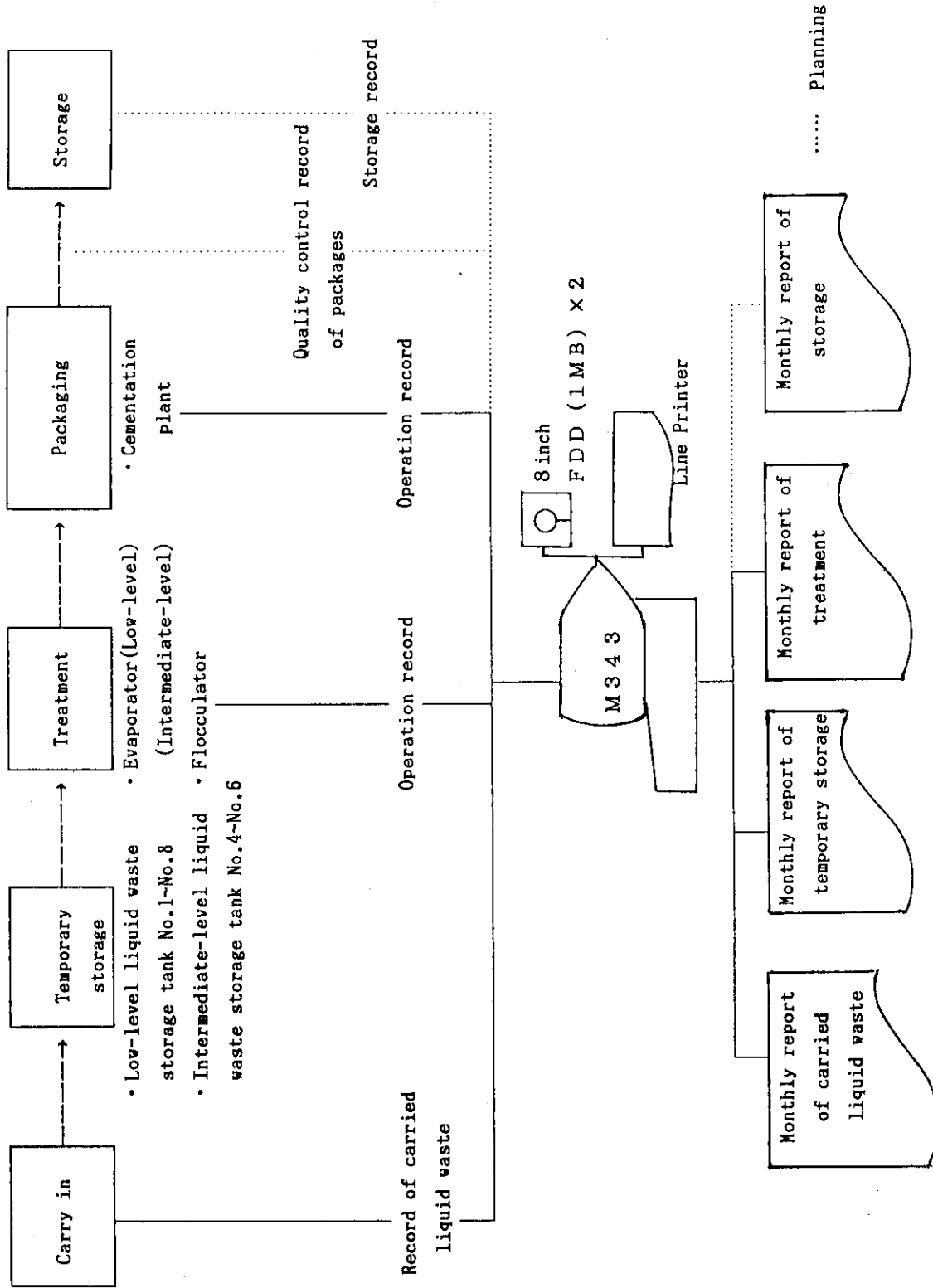


Fig. 2.5.3-1 Flow diagram of liquid waste management by computer.

Table 2.5.3-1 Example of the monthly report of liquid waste treatment.

液体廃棄物 処理月報 1984年 月 — No. 3—															課長	係長	係
処理装置	日付	処理量	所名			貯槽名	内			外			事業所	備考			
			処理量	貯槽名	放射能		放射能濃度	放射能	放射能濃度	放射能	放射能濃度						
低レベル蒸発処理装置	2	8.100	低レベル貯槽7	0.55-S	0.689												
	3	10.500	低レベル貯槽7	0.55-S	0.892												
	4	8.300	低レベル貯槽7	0.55-S	0.705												
	5	2.500	低レベル貯槽7	0.55-S	0.212												
	5			※濃縮液取出													
	6	7.700	低レベル貯槽7	0.55-S	0.654												
	9	9.100	低レベル貯槽7	0.55-S	0.773												
	10	9.500	低レベル貯槽7	0.55-S	0.807												
	11	3.600	低レベル貯槽7	0.55-S	0.306												
	12	7.300	低レベル貯槽7	0.55-S	0.620												
	13	10.300	低レベル貯槽7	0.55-S	0.875												
	16	3.100	低レベル貯槽7	0.55-S	0.263												
	19	7.000	低レベル貯槽7	0.55-S	0.595												
	24	8.100	低レベル貯槽8	7.0E-S	0.567												
	27	2.100	低レベル貯槽8	7.0E-S	0.217												
					濃縮液取出 (蒸発処理後)												
					濃縮液取出 (蒸発処理後)												
					濃縮液取出 (蒸発処理後)												
					濃縮液取出 (蒸発処理後)												
					濃縮液取出 (蒸発処理後)												
					濃縮液取出 (蒸発処理後)												
					濃縮液取出 (蒸発処理後)												
					濃縮液取出 (蒸発処理後)												
					濃縮液取出 (蒸発処理後)												
					濃縮液取出 (蒸発処理後)												
					濃縮液取出 (蒸発処理後)												
					濃縮液取出 (蒸発処理後)												
				濃縮液取出 (蒸発処理後)													
				濃縮液取出 (蒸発処理後)													
				濃縮液取出 (蒸発処理後)													
				濃縮液取出 (蒸発処理後)													

処理装置	日付	処理量	所名			貯槽名	内			外			事業所	備考
			処理量	貯槽名	放射能		放射能濃度	放射能	放射能濃度	放射能	放射能濃度			
凝縮液処理装置	2	7.500	放医研	1.2E-S	0.090	放医研	0.090							
	3	7.500	放医研	1.2E-S	0.090	放医研	0.090							
	4	7.500	放医研	1.2E-S	0.090	放医研	0.090							
	5	7.500	放医研	1.2E-S	0.090	放医研	0.090							
				濃縮液取出 (蒸発処理後)										
				濃縮液取出 (蒸発処理後)										
				濃縮液取出 (蒸発処理後)										
				濃縮液取出 (蒸発処理後)										
				濃縮液取出 (蒸発処理後)										

処理装置	日付	処理量	所名			貯槽名	内			外			事業所	備考
			処理量	貯槽名	放射能		放射能濃度	放射能	放射能濃度	放射能	放射能濃度			
セメント固化処理装置	4	0.960	セラッジ	B	1.440	セラッジ	B							
	19	0.960	セラッジ	B	3.940	セラッジ	B							
	27	0.960	セラッジ	B	1.440	セラッジ	B							
				濃縮液取出 (蒸発処理後)										
				濃縮液取出 (蒸発処理後)										
				濃縮液取出 (蒸発処理後)										
				濃縮液取出 (蒸発処理後)										
				濃縮液取出 (蒸発処理後)										

2.5.4 廃棄物パッケージの放射能評価法の開発

1) 目的

放射性廃棄物の処分方式としては、陸地処分および海洋処分が考えられる。処分体としての廃棄物パッケージに含まれる核種および放射能を正確に評価することは、処分の安全性評価上重要である。本報告では東海研廃棄物処理場における廃棄物パッケージの放射能評価法について試験した結果を述べる。

2) 評価の方法

廃棄物パッケージに含まれる核種および放射能の評価法として次の方法が考えられる。

(イ) 試料分析法

対象廃棄物の試料を分析する。

(ロ) 線量率換算法

パッケージの照射線量率からガンマ線放出核種の全放射能を換算して求める。

(ハ) 非破壊測定法

パッケージの外側からガンマ線スペクトル分析を行い、ガンマ線放出核種別の放射能を求める。

(イ)の方法が最も精度が高く、当処理場においても蒸発濃縮液などを固化したパッケージに対しては、この方法を採用している。(ロ)と(ハ)に対しては、 ^{90}Sr などのガンマ線放出核種以外の核種の場合には、実績で得た核種組成比を乗ずるか、別途分析する必要がある。しかし、代表的試料採取の困難な雑固体パッケージなどに対しては(ロ)または(ハ)の方法がのぞまれる。そこで、試料分析法によって核種および放射能の既知の蒸発濃縮液セメント固化パッケージを使用して、(ロ)および(ハ)についての精度および検出下限値を調べるため、次の試験を行った。なお、測定対象パッケージは、廃液とセメントをアウトドラム型ミキサで均一に混練りしたのち、200ℓドラムに充填固化したもので、重量は約400 kgである。

(イ) 線量率換算法の試験

パッケージ24本についてGM型サーベイメータで測定した表面線量率とガンマ線放出核種の全放射能の関係を換算係数として求めた。また、この換算係数を ^{137}Cs (4.45 mCi)と ^{60}Co (5.74 mCi)の単一核種をそれぞれセメント固化した模擬パッケージの換算係数と比較した。

(ロ) 非破壊測定法の試験

Ge半導体付ドラムモニタ¹⁾を使用してパッケージ54本についてガンマスペクトル分析を行い、核種別の放射能を試料分析値と比較した。

3) 結果

Fig. 2.5.4-1に模擬パッケージおよび蒸発濃縮液セメント固化パッケージについての表面線量率とガンマ線放出核種の全放射能の関係を示す。換算係数は、 ^{137}Cs 1.8 (mCi/mR/h)、 ^{60}Co 0.60 (mCi/mR/h)で、蒸発濃縮液に対しては ^{137}Cs と ^{60}Co の中間の値に分布した。これは、蒸発濃縮液の主要ガンマ線放出核種が ^{137}Cs 、 ^{134}Cs 、 ^{60}Co であり、これらの核種組成比がバラついているためである。したがって、 ^{137}Cs に対する換算係数を用いれば、2～3倍の誤差でセメントパッケージのガンマ線放出核種放射能を安全側に評価できる。また、検出可能な表面線量率を0.1 mR/hとした場合、検出下限放射能は約100 μCi /パッケージとなる。

Fig. 2.5.4-2 にドラムモニタで測定した核種別放射能と試料分析値との相関を示す。両者は良い相関を示しており、非破壊測定法の試料分析法に対する誤差は、比較的放射能の高いところで約 2 倍である。また、検出下限放射能は約 $10 \mu\text{Ci}/\text{パッケージ}$ である。

以上の試験結果から、線量率換算法および非破壊測定法を廃棄物パッケージの放射能評価法に適用した場合、セメント固化パッケージ相当のものであれば、2～3 倍の誤差、検出下限値は $10 \mu\text{Ci} \sim 100 \mu\text{Ci}/\text{パッケージ}$ 程度で γ 線放出核種の放射能を評価できることが明らかになった。検討課題としては、 γ 線放出核種以外の核種についての評価法および放射能が不均一なパッケージに対する評価法がある。

(服部 洋司良)

参考文献

- 1) 清水, 倉林, 他: 均一セメントパッケージの γ 線核種別放射能直接測定, 日本原子力学会昭和 58 年秋の分科会予稿集, K 21(1983).

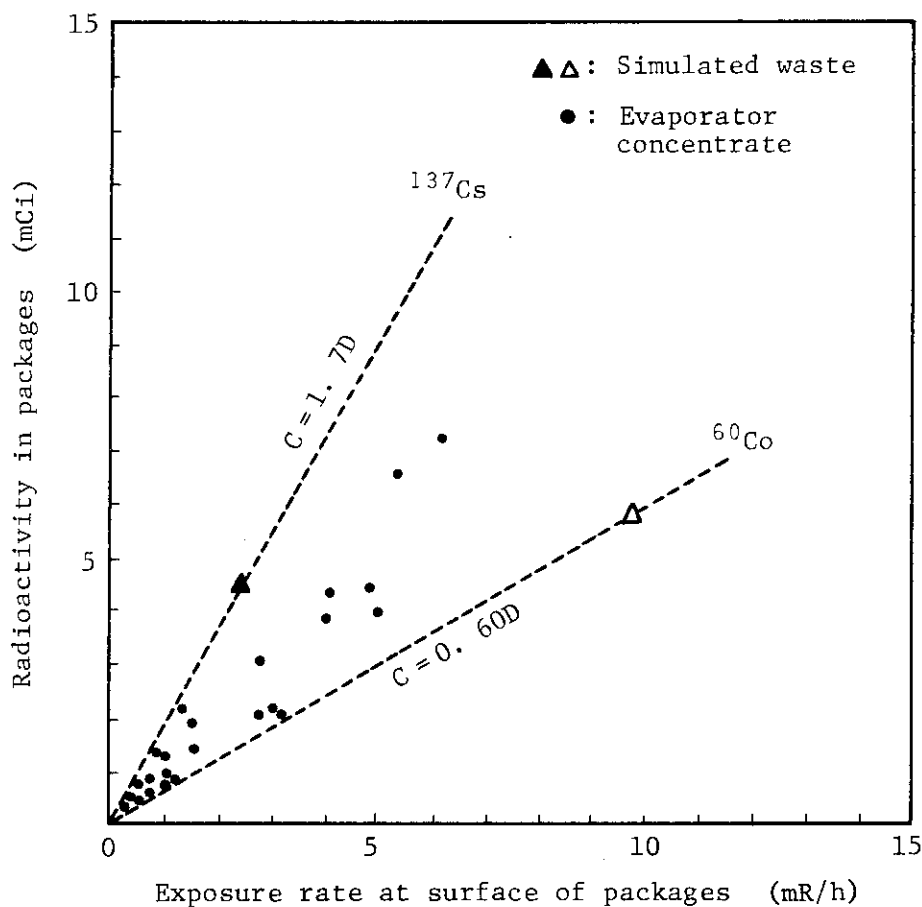


Fig. 2.5.4-1 Relation between exposure rate at surface and radioactivities (γ -emitters) in cement packages.

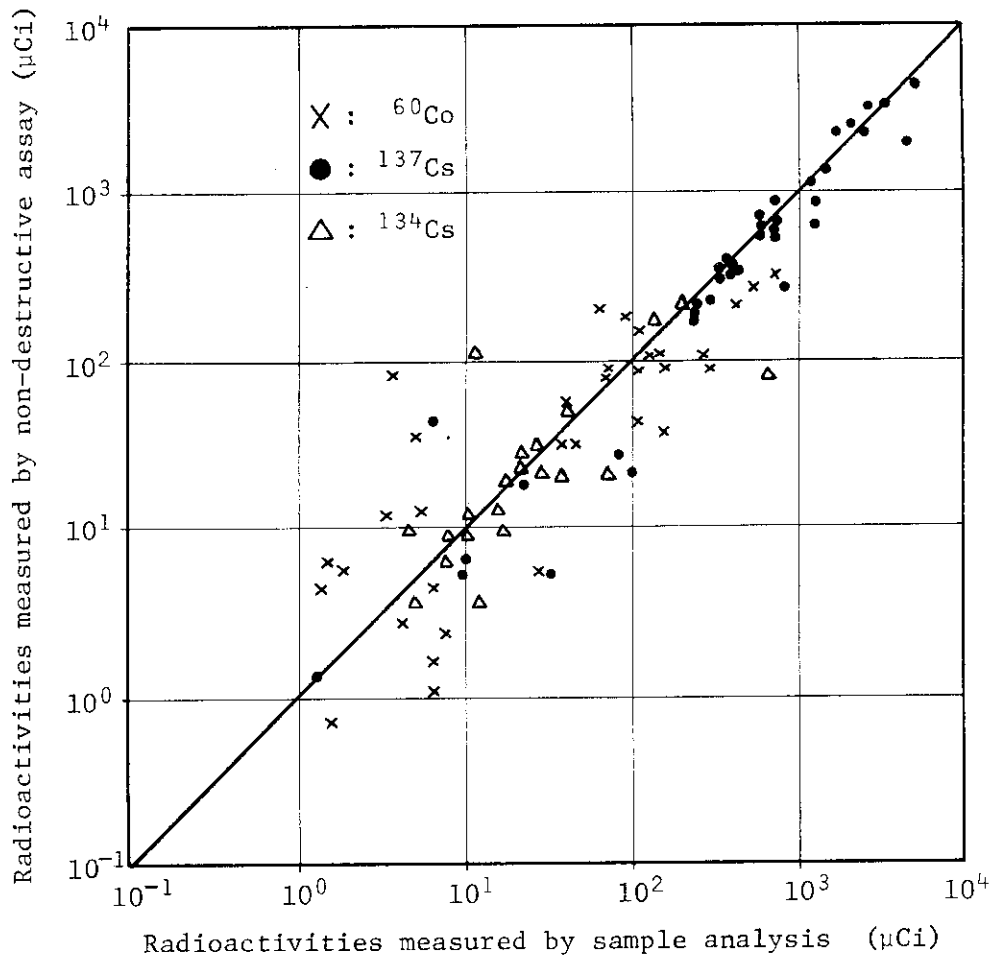


Fig. 2.5.4-2 Correlation between radioactivities measured by sample analysis and by non-destructive assay for cement packages.

2.5.5 低レベル蒸発処理装置の解体方法の改良

放射性液体廃棄物処理施設で使用していた低レベル放射性廃液蒸発処理装置は、蒸発缶、ミスト分離器、充填塔などの高温廃液と接する部分が腐食されるため、5年ないし10年で部分更新を行う。1983年10月には蒸発缶など主要塔槽類5個が更新のため撤去された。過去の実施例にならって密封して保管廃棄することも検討されたが、今回は腐食部位の材質検査用試料の採取を兼ねて、大型機器を切断解体した場合の減容効果についての知見を得るため、除染作業後、試験的に切断解体を実施した。

廃液蒸発処理装置のフローシートをFig. 2.5.5-1に示す。蒸発缶は処理能力 $2.0\text{ m}^3/\text{h}$ 、円筒縦型自然循環式で材質は缶本体がSUS 316L、付帯機器はSUS 304が使用されており、主な汚染核種は ^{60}Co 、 ^{137}Cs であった。

除染は湿式法を用い、汚染レベルが低いと思われる機器から開始し、順次高汚染の機器に移行した。定常的な業務に採用している除染方法のほか、熱交換部伝熱管には、高圧水パイプクリーナ ($30\text{ kg}/\text{cm}^2$ 、ブラシ回転、洗浄液噴出式)および円筒型SUS製ワイヤブラシを使用した。

Table 2.5.5-1 に各機器の除染前後の汚染度を示す。

SUS 製機器の切断法については、1983 年度に実施した酸素アーク切断に加えて、プラズマアーク切断法を採用した。プラズマアーク発生装置は、小型軽量可搬式の日本ウェルディング(株)製で切断能力は SUS 30 mm t, 使用ガスは Ar ガスのみとした。

切断作業時に発生するヒューム、ダスト等の拡大防止を計るため、簡易フードを作りこの中で解体作業を実施した。フード内の空気は、スプレースクラバ、布フィルタにより除塵後、HEPA フィルタで最終浄化し、建家排気系に排出した。解体作業者は、粉塵等の体内取り込みを防止するためエアラインスーツを着用した。解体作業の様子を Photo 2.5.5-1 に示す。解体片のうち、特に小片は 2~3 個ごとに、他は 1 個ごとにビニールシートで梱包し、取り扱い易くして廃棄物収納容器(鉄製 3.0 m³ × 1 基, 1.0 m³ × 3 基)に収納し固体廃棄物保管施設に収納した。発生した廃棄物を Table 2.5.5-2 に示す。これらのことから、撤去機器をそのまま容器に収納保管した場合には、蒸発缶 34.8 m³, 廃液供給槽 3.7 m³, 充填塔 4.6 m³, ミスト分離器 1.2 m³, 凝縮液貯槽 14.8 m³ × 2 基, 合計 73.9 m³ の容積を占めることになるが、解体することによって約 1/12 となった。

切断方法について比較検討したところ、プラズマアーク切断法について次の結果が得られた。

利点

- ① Ar ガスのみを使用すると、フード内は透明で作業内容が十分把握できた。
- ② 布フィルタの交換頻度は、半分の回数で済んだ。
- ③ 多量の熱発生がないため、長時間の作業ができた。

欠点

- ① ドロスが細かく角がある。
- ② 切断板厚が 30 mm t に制約されているので、配管および厚板などの切断は能力低下となる。

なお、②は使用装置の能力によるもので、解体対象物にあわせた仕様の装置とすればある程度解決できると思われる。

(小松 茂)

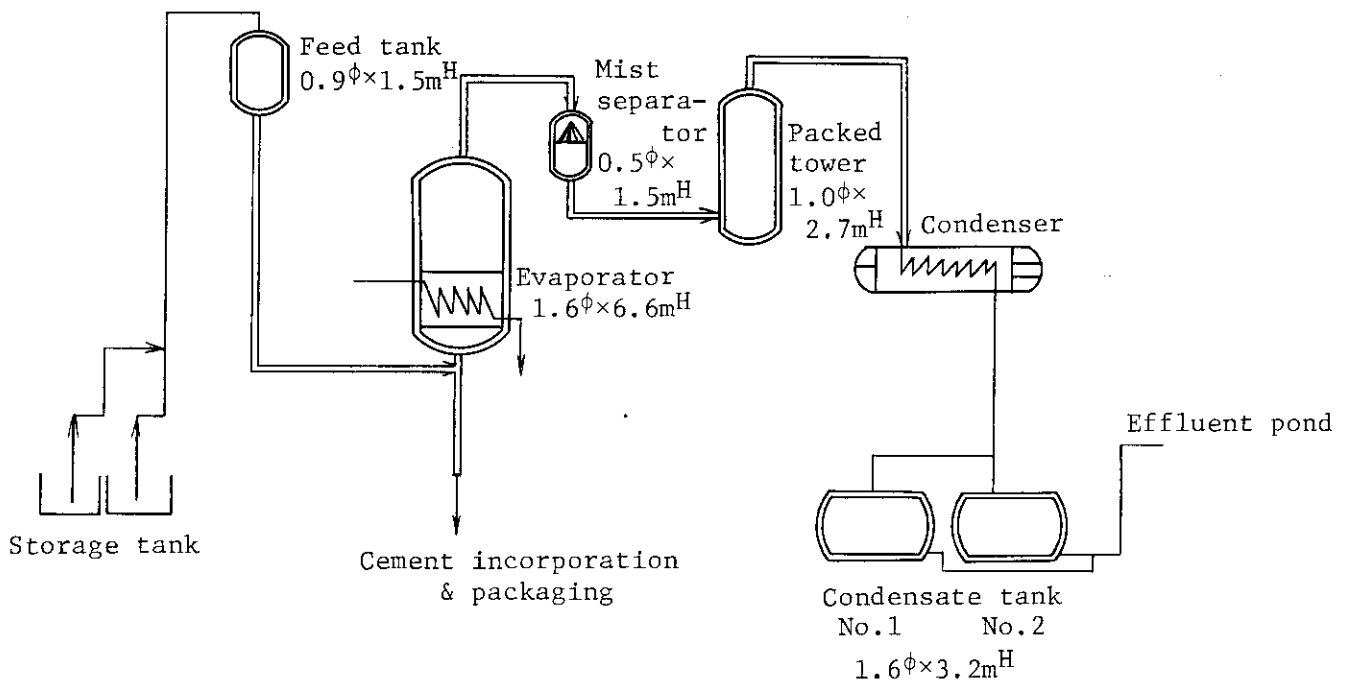


Fig. 2.5.5-1 Flow diagram of low level liquid waste evaporator facility

Table 2.5.5-1 Results of decontamination of low level liquid waste evaporator facility

Installations	Radioactive contamination				Man·power (man·day)
	Fixed (dpm/20cm ²)		Loose (dpm/100cm ²)		
	Before	After	Before	After	
Feed tank	8.8×10^4	2.5×10^4	<400	<200	5
Evaporator	2.4 mR/h	1.1×10^5	2.8×10^4	<200	30
Mist separator	3.2×10^3	8.8×10^2	<400	<200	10
Packed tower	5.3×10^2	2.5×10^2	<400	<200	15
Condensate tank (1)	1.3×10^3	2.2×10^2	<400	<200	15
Condensate tank (2)	1.1×10^3	<200	<400	<200	5
Total	—	—	—	—	80

Table 2.5.5-2 Waste of scrapping caused by dismantling of low level waste evaporator facility

Solid waste				Liquid waste		
Low level waste evaporator			contaminants with dismantling		Name	Volume (m ³)
Installation	Cutting piece	Volume (m ³)	Name	Volume (m ³)		
Feed tank	77	0.18	HEPA filter	0.756	Decontaminated solution	9.2
Evaporator	1,263	3.16	Pre filter	0.86		
			Cloth filter	0.44		
Mist separator	90	0.54	Hood cover	0.8		
Packed tower	396	0.80	Air-ventilated suits	0.04	Spray scrubber	6.0
Condensate tank (No.1, No.2)	436	1.03	Cleaning cloth	0.12		
			Cutting dust	0.36		
Vapor pipe	319	0.29	Raschig ring	0.76		
Total	2,581	6.00	Total	4.136	Total	15.2

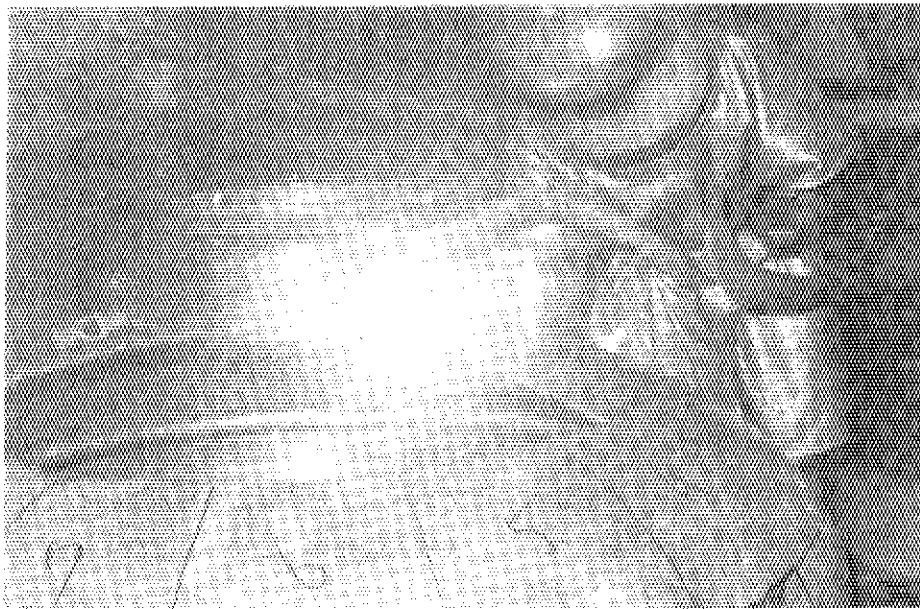


Photo. 2.5.5-1. Plasma arc-cutting of evaporator over part.

2.5.6 解体廃棄物の処理、保管および処分技術の開発 (I)¹⁾

原子炉施設の解体に際しては、高放射化した炉内構造物や圧力容器および表面汚染した機器類などの金属類解体物、ならびに放射化した生体遮蔽や表面汚染した建家のコンクリート解体物などの放射性廃棄物が解体期間に、集中的かつ大量に発生する。このため、これらの解体廃棄物の管理システムを提案するとともに、保管・処分用コンテナ・パッケージ、金属類解体物の減容処理技術、およびコンクリート解体物の固化処理技術の開発を進めている。

(1) 解体廃棄物管理システムに関する調査

本調査では、解体廃棄物の発生から処分に至るまでの総合的な放射性廃棄物管理対策のシステムを検討・評価する。このため、廃棄物管理システムを電算機処理するための評価モデルを作成し、廃棄物の発生量、処理量、保管・処分量、輸送回数およびコストなどの定量的第一次評価を行った。また、解体廃棄物データの集中管理を行うために、廃棄物管理コードの作成を行った。

(2) 保管・処分用コンテナ・パッケージ技術の開発

高放射化した炉内構造物や圧力容器の解体物については、長期間の保管あるいは処分を前提とした容器に収納するために、高レベル廃棄物用コンテナの開発を行った。このコンテナの開発では、角型の鋳鉄製およびコンクリート製を採用し、基本設計を行ったのち、それぞれ1/3縮尺モデルコンテナを試作し、放射性物質輸送容器(BM型)としての評価試験を行い、実機コンテナの解析評価を行った。

また、中・低レベルの金属類解体物やコンクリート解体物等を減容・固化処理後に収納し、保管・処分するためのパッケージの開発を行った。このパッケージの開発では、円筒型多重構造容器(200 ϕ 、400 ϕ)や角型鋼製容器(1 m^3 、3 m^3 および6 m^3)の基本設計を行った。今後、これらの試作および評価試験を行う予定である。

(3) 減容処理技術の開発

金属類解体物などの減容処理技術としては、高圧縮処理法とその前処理として圧縮切断法をとりあげ、それぞれの有効性を確認するために、それぞれの試験検討を行った。本試験は、一般産業に用いられている1,000トン圧縮切断装置(ギロチンカッタ)および6,000トン門型油圧プレスを用いて行った。その結果、圧縮切断試験では、たとえば鋼管のサイズ560 ϕ ×30mmt(SS41材)で約700トンの切断力を要した。高圧縮処理試験では、金属類解体物の圧縮密度は、圧縮面圧2,000 kg/cm^2 においてほぼ5 g/cm^3 が得られた。

(4) 固化処理技術の開発

生体遮蔽や建家のコンクリート解体物には、粉体からサイズの異なる破砕物やブロック状のものが発生する。これらのコンクリート解体物については、運搬および保管・処分に適した形態で固化パッケージ化する必要があるため、セメント固化法による試験検討を行った。本試験は、コンクリート解体物の間隙にモルタルを注入するプレバックド法およびモルタルを入れた容器にコンクリート解体物を投入する投入法について、実物大固化体(200 ϕ および1 m^3)を作製し、その品質に関する試験を行った。その結果、両方法において良好な固化体を作製することが確認された。

(加藤 清)

参考文献

- 1) 加藤 清, 江村 悟: 原子力工業, 29(6), 34(1983)

2.5.7 中・高レベル固体廃棄物の分別管理法の開発

第2廃棄物処理棟では、 β , γ 中・高レベル固体廃棄物を圧縮等の処理後、セメント固化し保管廃棄棟へ搬出、収納している。パッケージとしては、 0.2 m^3 のドラム缶内面に5 cmのコンクリートライナを巻いたもの、または 1 m^3 のコンクリートブロックを使用している。また、パッケージの線量率が規定値（表面で 200 mrem/h , 1 m の点で 10 mrem/h ）以下となるように、必要に応じて鉄または鉛の補充遮蔽体をパッケージ内に使用している。これらのパッケージは、長期間にわたって確実に管理されるか、もしくは人間環境から完全に隔離されるものでなければならぬ。したがって製作するパッケージ数は最小限に、またその体積はでき得る限り小さくし、かつ使用する資材は廉価なものにする必要がある。このような観点から廃棄物をその核種構成に着目し、短半減期核種が支配的なものについては、減衰を待ってセメント固化する分別管理の有用性について検討を行った。

廃棄物の核種構成は、パッケージへ封入固化する前に γ 線スペクトルを測定し、各核種の強度を相対的に求めた。この相対的強度と廃棄物の表面線量率とから、廃棄物を各種のパッケージに封入するとした時の各パッケージの表面線量率の計算を核種ごとに行った¹⁾。核種ごとの表面線量率の合計を各パッケージの表面線量率とし、この経時変化を求めた。例として ^{60}Co が支配的である廃棄物を各種パッケージに封入すると仮定した時の表面線量率の変化をFig. 2.5.7-1に示す。同様にFP核種が支配的な廃棄物の例をFig. 2.5.7-2に示す。これらの図においてMHは 0.2 m^3 のドラム缶内面にコンクリートライナを巻いたものを表わす。また、MH-FHはMH内に45 mmの鉄を、MH-PBはMH内に45 mmの鉛を補充遮蔽体として使用したものを表わす。 ^{60}Co が支配的である廃棄物は、現時点ではMHに鉛を補充遮蔽体として使用したパッケージ(MH-PB)にせざるを得ない。しかし10年間減衰を待った後パッケージ化するとした場合には、補充遮蔽体は不要となる。一方、FP核種が支配的である廃棄物については、当初は ^{134}Cs による線量率が表面線量率に寄与しているが、10年後以降の表面線量率は半減期30年の ^{137}Cs の線量率によるものである。このためこの廃棄物のパッケージを現状のMH-FEから補充遮蔽体を使用しないMHにするには、30年以上の期間減衰保管しなければならないことになる。

以上の計算を第2廃棄物処理棟の運転開始から1983年度第2四半期までに製作したパッケージのうち、パッケージに封入固化前に γ 線スペクトルデータを取得している107個のパッケージ内の廃棄物について行った。その結果をTable 2.5.7に示す。表においてMH TypeはMH, MH-FEおよびMH-PBを総称したものである。また、M-III Typeは 1 m^3 のコンクリートブロック(M-III)およびこれに鉄・鉛の補充遮蔽体を使用したものの総称である。現時点でM-III Typeのパッケージに収納されている廃棄物の大多数は、 ^{60}Co に放射化もしくは汚染されたものである。したがって、10年の減衰保管の期間を置いてパッケージ化することによって、42個の廃棄物は体積の小さいMH Typeのパッケージに移行できる。これによって、分別管理をしていない現在のパッケージの全体積が 61.4 m^3 であるものが、分別管理、減衰保管を行うとすると10年後には半分以下の 27.8 m^3 になる。以上の検討は、既にパッケージ化された廃棄物について行ったものであり、パッケージ個数についての比較はできなかった。

分別管理の考えを処理作業の中に取り入れていくことにより、パッケージ数の減少も含めて、より一層経済的で効率的なパッケージの作成を行いうる見通しが得られた。

(高橋 彰)

参考文献

- 1) 高橋 彰, 他: 昭和 59 年日本原子力学会年会要旨集 (第 II 分冊), 73 (1984)

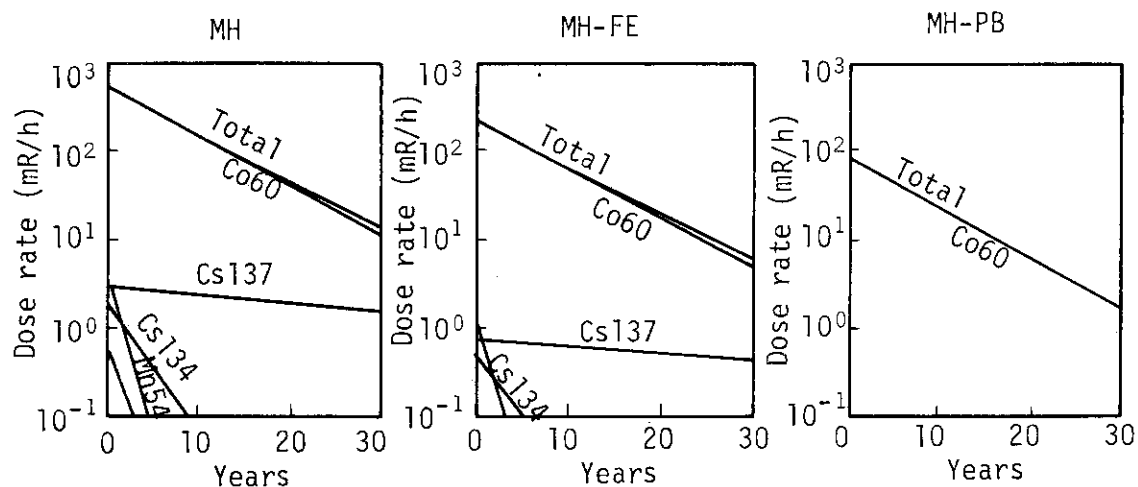


Fig. 2.5.7-1 Package surface dose rate depending on ^{60}Co

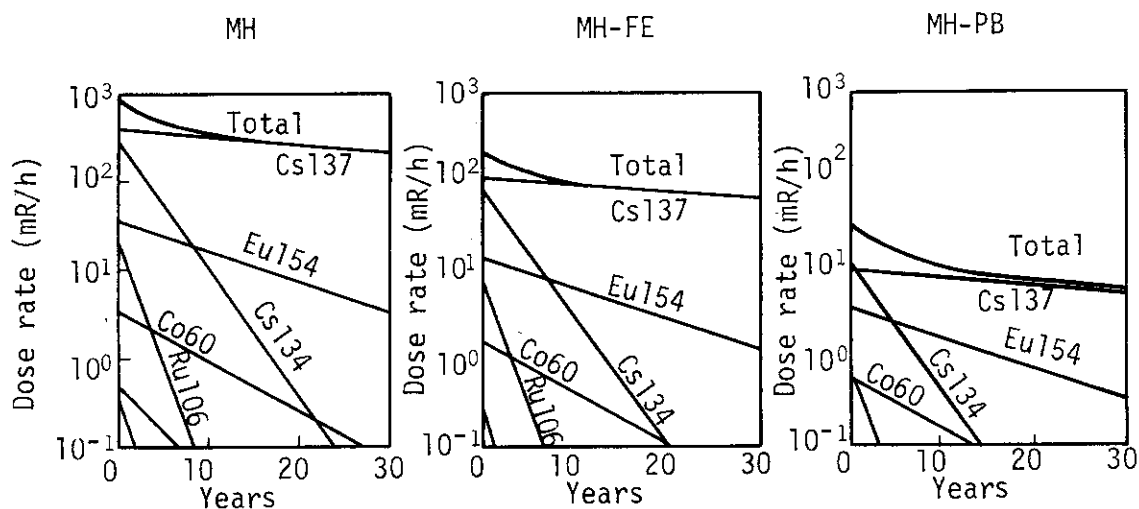


Fig. 2.5.7-2 Package surface dose rate depending on F.P. nuclides

Table 2.5.7-1 Total volume reduction of package

Package		Years				
		Present	5 years later	10 years later	15 years later	20 years later
MH-Type (0.2 m ³)	Number	57	87	99	103	106
	Volume(m ³)	11.4	17.4	19.8	20.6	21.2
MIII-Type (1.0 m ³)	Number	50	20	8	4	1
	Volume(m ³)	50.0	20.0	8.0	4.0	1.0
Total	Number	107	107	107	107	107
	Volume(m ³)	61.4	37.4	27.8	24.6	22.2

2.5.8 β ・ γ 固体廃棄物の熱分解試験 (II)

前報^{1),2)}では、 β 、 γ 固体廃棄物の減容と安定な固化処理を目的としてマイクロ波加熱により固体廃棄物を熱分解し、その残渣を灰化・溶融固化する熱分解・溶融固化処理システムの基礎的な特性試験を行った結果について報告した。

今回の試験では、前報の結果を基に、試験装置の規模の拡大（前報、炉サイズ：206 mm ϕ × 250 mm H → 本試験、炉サイズ：310 mm ϕ × 350 mm H）とマイクロ波加熱（伝送）モードの改善（均等加熱への改善、 TE_{11}^* → TM_{01}^* ）を図り、 β 、 γ 固体廃棄物の熱分解処理におけるホットトレーサの排ガス系への移行性（以下「トレーサの移行率」という。）を調べた。

本試験はバッチ試験と半連続供給試験で行った。半連続供給試験では、熱分解で生じるタールの再分解およびトレーサの移行率の低減化を目的に、熱分解炉内へのタールの再循環用として炉出口上部にタール冷却器（熱交換器）を付加し、その効果を試験した。タール冷却器を付加した試験装置のフローシートをFig. 2.5.8-1に示す。

試料は、セルロース系廃棄物の代表としてウェス（RI 汚染除去用タオル）、プラスチック系廃棄物の代表として RI ゴム手袋（放射性物質取扱い用ゴム手袋）、酢酸ビニルシートの3種類を選定した。

(1) 試験方法

(a) バッチ試験

試料はウェスと RI ゴム手袋を用い、試料量をそれぞれ 1500 g、500 g とした。

マイクロ波出力は試料の熱分解が緩やかで、かつ、電離アーク（ガス放電）の起りにくい電力として 4.9 kW とした。窒素ガスのバージ量は 60 l/min とした。

ホットトレーサは ⁶⁰Co、¹³⁷Cs 含有の蒸発缶濃縮液（pH：6.0、密度：1.15 g/cm³、固形物含量：19.8 wt %）を用いた。トレーサの分析は Ge (Li) 波高分分析法で行った。

(b) 半連続供給試験

試料はウェス、RI ゴム手袋、酢酸ビニルシートを用いた。試料量はウェス、酢酸ビニルシ

*；円形導波管内におけるマイクロ波の電磁界モードを示し、 TE_{11} は磁界が管壁上で極大値をもち、 TM_{01} は、電界が管壁上で零となるモードである。

ートについては、バッチ仕込量 500 g，半連続供給量 1000 g とし、RI ゴム手袋については、バッチ仕込量 250 g，半連続供給量 1250 g とした。なお、酢酸ビニルシートは、単独では熱分解が起りにくかったので、バッチ仕込においてウェス 500 g を加えた混合系とした。

マイクロ波出力および窒素ガスのバージ量は上記と同様とした。

トレーサは上記と同じものを用い、トレーサ入り試料の調製は、バッチ仕込試料と半連続供給試料とに添加トレーサの偏りがなく、試料重量あたりの放射エネルギーがほぼ等量になるように含浸、または滴下して行った。

試験方法は、バッチ仕込試料を熱分解させたのち、半連続供給試料を 90～125 g / 2～3 min の速度で順次熱分解炉に供給し、全量を熱分解させ、さらに 5～15 分間の後加熱をする要領で行った。

(2) 試験結果

(a) バッチ試験

ウェス (1000 g) は、約 25 分で熱分解が完了し、トレーサの移行率は、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs と同程度で約 0.1 % となった。RI ゴム手袋 (500 g) は約 17 分で熱分解が完了し、トレーサの移行率は、 ^{137}Cs が ^{60}Co に比べ、3 倍程度高く、約 2 % となった。これらの結果を Table 2.5.8-1 に示す。

(b) 半連続供給試験

ウェスはバッチ処理時間 15 分、半連続供給処理時間 36 分 (後加熱時間 7 分を含む)、合計 51 分で熱分解が完了した。RI ゴム手袋はバッチ処理時間 10 分、半連続供給処理時間 26 分 (後加熱時間 6 分を含む)、合計 36 分で熱分解が完了した。酢酸ビニルシートはバッチ処理時間 15 分、半連続供給処理時間 38 分 (後加熱時間 16 分を含む)、合計 53 分で熱分解が完了した。Fig. 2.5.8-2 にウェスの半連続供給における熱分解の記録の例を示す。

トレーサの移行率は、ウェス、RI ゴム手袋とも上記バッチ試験と同程度となった。また、熱分解タールの再分解、トレーサの移行率の低減化を目的とし、タール冷却器を付加して行った試験では、RI ゴム手袋のように比較的高分子成分から成り、かつ、流動性を有するタールを生成する試料では十分効果があることがわかった。これらの結果を Table 2.5.8-3 に示す。

本試験結果を要約すると、①マイクロ波加熱モードの改善により、熱分解がより迅速で、かつ緩やかになった。②試験規模を拡大した試験装置でのトレーサの移行率は、ウェスでは同程度で、RI ゴム手袋では約 1/3 となった。③バッチ熱分解と半連続供給熱分解では、トレーサの移行率に有意な差が認められなかった。

なお、本試験は、三機工業 (株) と共同で実施したものである。

(福田 勝男)

参考文献

- 1) 福田勝男：保健物理—管理と研究—No. 25, JAERI-M 83-134, 165 (1983)
- 2) 福田勝男他：マイクロ波加熱による β , γ 雑固体廃棄物の熱分解・溶融固化試験, JAERI-M 84-001, (1984)

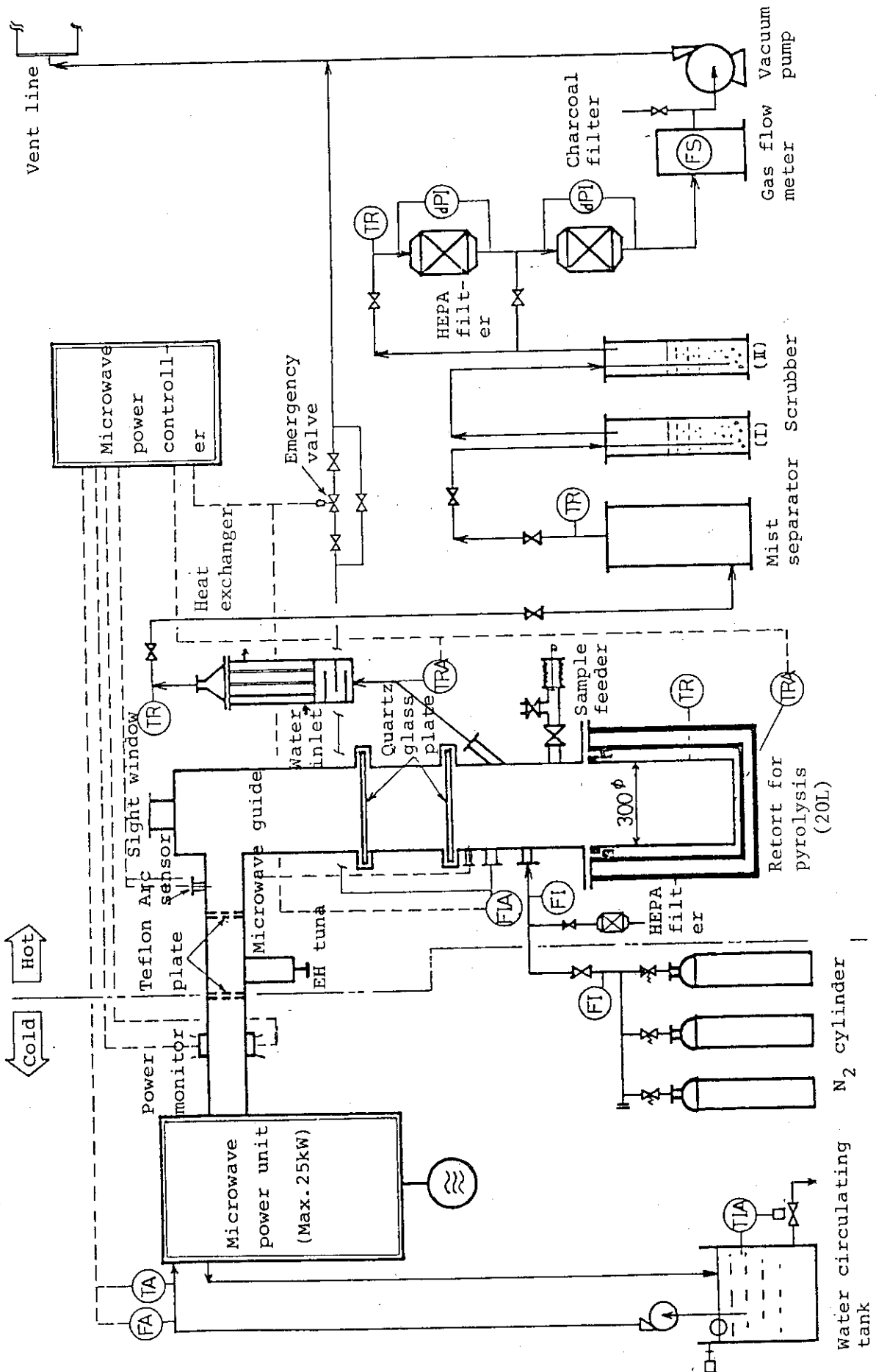


Fig. 2.5.8-1 Flow sheet of pyrolysis unit of β, γ solid wastes.

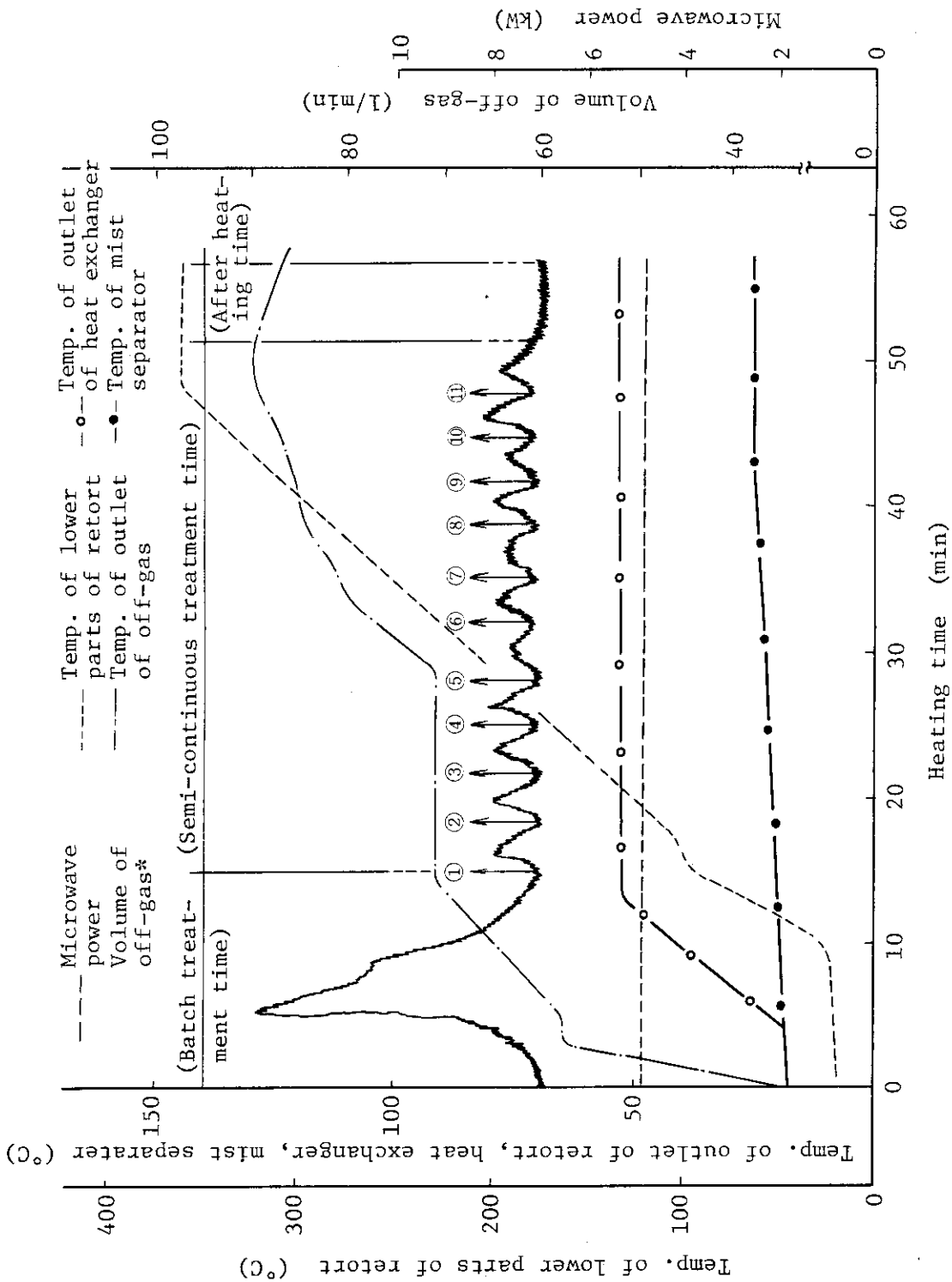


Fig. 2.5.8-2 Characterization of semi-continuous pyrolysis treatment of cotton

* Figure shows the time of sample feed

Table 2.5.8-1 Volatilization rates of tracer in pyrolysis treatment of β, γ solid wastes (Batch treatment)

Sample	Sample volume (g)	Heating time (min)	Volatilization rates to off-gas system (%)	
			^{60}Co	^{137}Cs
Cotton (towel)	1500	25	0.11 (± 0.050)	0.11 (± 0.046)
Rubber (for handling of RI)	500	17	0.65 (± 0.10)	1.70 (± 0.26)

- Microwave power; 4.9kW
- Purge N_2 gas; 60l/min
- Tracer; evaporator concentrate included ^{60}Co and ^{137}Cs

Table 2.5.8-2 Volatilization rates of tracer in pyrolysis treatment of β, γ solid wastes (Semi-continuous treatment)

Sample	With tar condenser (yes or no)	Heating time (min)			Volatilization rates to off-gas system (%)	
		Batch treatment	Semi-continuous treatment *	Total	^{60}Co	^{137}Cs
Cotton (towel)	no	15	36(7)	51	0.15 (± 0.05)	0.23 (± 0.16)
	yes	15	40(6)	55	0.17 (± 0.03)	0.44 (± 0.09)
Rubber (for handling of RI)	no	10	26(6)	36	0.63 (± 0.17)	1.1 (± 0.27)
	yes	15	41(6)	56	0.26 (± 0.06)	0.77 (± 0.09)
Polyvinyl acetate sheet	yes	15	38(16)	53	2.1 (± 0.4)	2.2 (± 0.7)

- Microwave power; 4.9kW
- Purge N_2 gas; 60l/min
- Sample volume; batch treatment: 500g (250g for rubber)
semi-continuous treatment: 1000g (1250g for rubber)
- * Values in brackets show after heating time

2.5.9 原子力施設用汚染防護塗料の除染試験

放射性物質による汚染防護を目的として原子力施設等の建家内部の床および壁などの表面仕上げ材料にエポキシ樹脂塗料が多用されている。本試験はエポキシ樹脂の硬化剤が耐汚染性および除染性に及ぼす影響について、硬化剤の異なる2種類〔E1塗料（脂環族アミン）、E2塗料（脂肪族アミン）〕を選び、特性を調べた。

1) 試験方法

a) 試料の作成

試料は、 $30 \times 30 \times 0.8$ t mmの荒仕上げしたSUS板上に圧送スプレを用いて厚さ0.5 mmのエポキシ樹脂塗膜を形成したものである。この試料に ^{60}Co 線源を用い、 1×10^7 、 1×10^8 、 1×10^9 R照射して照射劣化させた。

これらの試料に ^{60}Co 、 ^{137}Cs および ^{144}Ce の無担体水溶液〔 $^{60}\text{CoCl}_2$ (0.1 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$)、 $^{137}\text{CsCl}$ (0.08 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$)、 $^{144}\text{CeCl}_3$ (0.09 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$) : pH 4〕を、試料1枚につき0.1 mlを滴下して汚染させ、自然乾燥させた。

塗料の種類、硬化型および組成をTable 2.5.9-1に示す。

b) 除染試験法

除染試験法の手順は次のとおりである。500 mlの洗浄ビンに3分割仕切板をそう入し、これに除染液（精製水または0.1 N塩酸溶液）200 mlを注入して30 °Cに保持した恒温水槽で液温を一定にしてから汚染試料3枚を各仕切内に1枚ずつ投入した。そのうち標準洗浄試験機にて液温 30 ± 1 °C、回転数42 rpmで10分間の洗浄除染を行った。除染後の試料は、洗浄ビンから取出してそのまま自然乾燥させた。

c) 除染効果の判定

除染効果は、除染前・後に測定した放射能の正味計数率から算出した除染指数によって表われ、良否を比較した。

2) 試験結果と検討

塗膜表面の耐汚染性および除染性に寄与する要因は、塗料の原材料、組成、製法および塗膜施工の良否などに起因する粗密性などである。

これらの要因を調べるため試験前後に試料の表面観察を行った。塗膜面の状態については除染前試料は、いずれもハダアレ、シワ、フクレ、キズ等が検出されず、平滑で光沢があるところからかなりの微密性を有していた。また、放射線照射に関しては色調が、 10^8 R照射した試料から明らかな変化を示し、 10^9 R照射した場合は、未照射のベージュ色が茶色に変色した。これに対して除染後では、脂肪族試料の 10^9 R照射した試料が完全に光沢を消失し、ハダアレが出現しており、耐水性および耐薬品性が低下したものと考えられる。さらに残存汚染斑こんは、水洗いおよび酸洗いに関係なくいずれの試料においても $^{60}\text{Co} > ^{137}\text{Cs} > ^{144}\text{Ce}$ の順で濃淡が存在するように判別された。

Fig. 2.5.9-1および2に除染結果を示す。

^{60}Co 汚染の場合、脂環族試料では、 10^7 および 10^8 R照射すると耐汚染性および除染性ともに向上がみられ、 10^9 R照射で僅かに低下を示した。一方、脂肪族試料では、 γ 線照射量の増加にしたがい耐汚染性および除染性ともに緩やかな低下の傾向を示した。

^{137}Cs 汚染の場合、脂環族試料は、 γ 線照射量の増加に伴い耐汚染性ともに向上を示した。これに対して脂肪族試料は、 10^7 R 照射で耐汚染性および除染性ともに未照射のものより向上を示すが 10^8 R 照射から明らかな低下を示した。

^{144}Ce 汚染の場合、脂環族試料は、耐汚染性が 10^8 R 照射を超えると低下するのに対して、除染性では 10^7 および 10^8 R 照射で低下し 10^9 R 照射では逆に向上を示した。一方、脂肪族試料は、 10^7 R 照射を超えると耐汚染性および除染性ともに著しい低下を示した。

以上の結果、エポキシ樹脂の硬化剤が耐汚染性および除染性に及ぼす影響は、 γ 線照射線量が 10^8 R までは ^{144}Ce 汚染の耐汚染性を除くとほとんどないといえるが、 10^9 R 照射における ^{137}Cs および ^{144}Ce 汚染において顕著に現われることが判明した。したがって、放射線作業場の床、壁および設備等へエポキシ樹脂塗料を使用する場合、硬化剤としては、脂肪族アミンよりも脂環族アミンを組成とする塗料を選択する方が適しているといえる。

(三嶋 一幸)

Table 2.5.9-1 Paint samples

Paints		E 1	E 2
Type of hardening		Alicyclic polyamine	Aliphatic polyamine
Solvent		none	none
Components (wt%)	Epoxy resin	34	34
	Titanium white	4	4
	Extender	39	39
	Additive	8	8
	Hardner (amine)	15	15

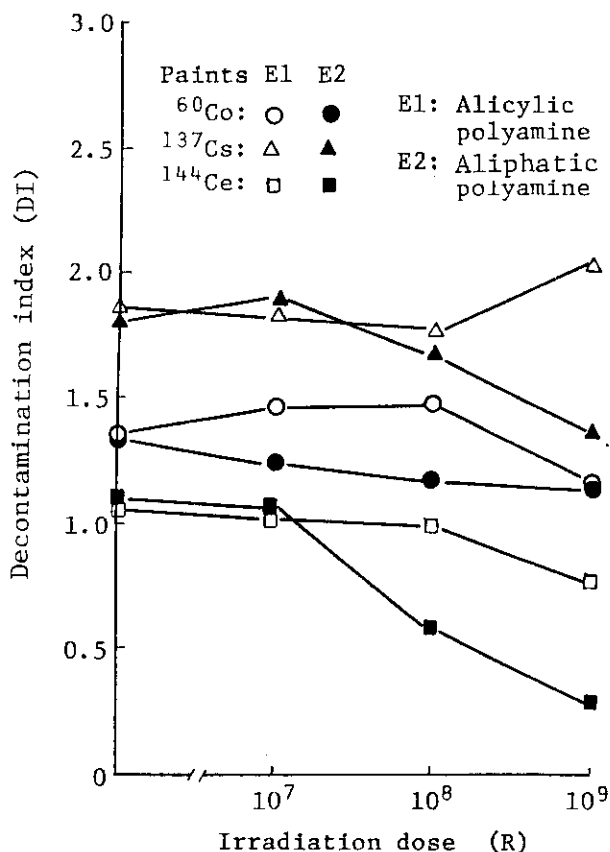


Fig. 2.5.9-1 Contaminabilities of paints were decontaminated by water

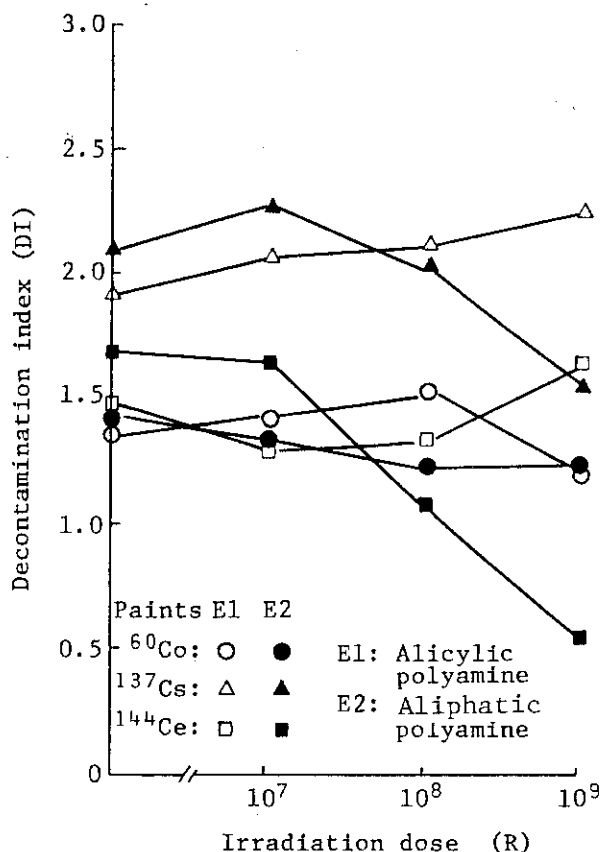


Fig. 2.5.9-2 Decontaminabilities of paints were decontaminated by HCl aq. (pH 1.4)

2.5.10 剥離性塗料による除染試験

剥離性塗料（ストリップブルコーティング材）による除染は、被膜を形成する液状物質を汚染表面へ均一に塗布して乾燥させたのち、その形成被膜を剥離することで除染することができる。剥離性塗料による除染の特徴は、除染剤の取り扱いが比較的容易であること、非固着性汚染の除染能力が高いこと、大面積の除染に有効であること、汚染が固定化されること、大規模な装置が不用であること、液体廃棄物の発生がないなどである。塗料の除染能力、作業の安全性、除染の有効性および廃棄物発生量などの情報を得るために除染試験を行った。

(1) 試験方法

(a) 剥離性塗料

剥離性塗料は、除染および表面保護を目的に開発されたビニルアセタール系エマルジョン塗料（A-1塗料）およびアクリル系エマルジョン塗料（A-2塗料）の2種類を使用した。その性状を Table 2.5.10-1 に示す。

(b) 汚染試料

(i) 排水管試料

大洗研究所の除染施設の機器除染ホール内に設置されている除染流し台排水管（水道用硬質塩化ビニル管 80φ mm）より蓄積汚染している部分を選び、約 70×120 mm 角に裁断して試験片を作製した。この排水管は、約 5 年間の機器除染作業によって除染廃液約 140 m³

を排出し、汚染が蓄積したため交換されたものである。

(ii) 排水溝およびピット試料

排水溝およびピットは、機器除染ホール内各所から排出される除染廃液を集中排水するために設けられている排水路である。これらはコンクリート面にエポキシ樹脂とガラスウールにより施工されているため、試験片として採取できないので粗い除染を行ってもなお汚染の残存している個所を選んで試料とした。この排水路の除染廃液排出実績は、これまでに約 250 m^3 であった。

(c) 除染法

除染は、次の2つの方法で行った。その1つは一般にペイント塗装で使用されている刷毛あるいはローラーブラシにペイントを付けて塗装するのと同じ要領の単なる塗布方式（以下「C方式」と略す。）である。もう1つの方法は中荒のナイロンタワシに剥離性塗料を含ませて表面をこすり洗いするように塗布するスクラビング塗布方式（以下「S方式」と略す。）である。ついで塗装後24時間以上室温に放置して自然乾燥させたのち塗膜を剥離することにより除染した。

(d) 除染効果の求め方

除染効果は、汚染試料の塗布前および塗膜剥離後の表面汚染度をGMスケアラまたはGMサーベイメータにより測定を行い、その汚染度を比較することで判定した。

(2) 試験結果と検討

排水管試料と排水溝およびピット試料、それぞれの除染結果をFig. 2.5.10-1 および2に示す。

排水管は、表面に1~2mmほどの層をなす夾雑物に汚染が存在する試料であったが、C方式除染の場合、1回の除染で剥離性塗料A-1は、平均72% (47~94%：試料数4枚)、A-2が平均90% (89~90%：試料数2枚)の除去率を示した。また、S方式では、1回の除染で除去率平均99.3% (98.8~99.8%：試料数2枚)が得られた。したがって、S方式で1回の除染によって得られる除去率を達成するためにはC方式による場合は3回以上の除染が必要である。

排水溝およびピットの非固着性汚染は、原研の管理基準（スミア法： $9 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 以下）を超える個所が22地点測定のうち4地点（230~3800 dpm/100 cm²）と少ないものであった。除染試験はサーベイ法測定による高汚染部で良好な結果を得たが、比較的低汚染部であまりよくなかった。また、C方式とS方式との差異も排水管試料ほど顕著でなかった。これは、長年の使用から毎月1~2回の除染が実施され、高汚染個所についてはその都度ていねいに除染されてきたが今回それを雑に行ったことおよび低汚染部位は、試料表面が相当に劣化、損傷を受けてかなり固着性汚染を生じていることなどに起因するものと考えられる。しかし、スミア法で採取できなかった汚染が除去されたことについては、固着性汚染もある程度除染されるとも考えられるのでさらに検討の価値があると思われる。

なお、両試料の汚染核種は、⁵⁴Mn、⁶⁰Co、¹³⁷Cs および¹⁴⁴Ceであった。

以上の結果より、本試験に使用した剥離性塗料は、水性のため取り扱いおよび操作が容易であり、非固着性汚染に対して除染能力が高く、スミア法で取れにくい汚染の除去にもある程度有効であることが判った。そのほか廃棄物発生量は、通常の除染法と比べて容積が1/10以下になることなどがわかった。

(三嶋 一幸)

Table 2.5.10-1 Properties of coating materials

Properties	Coating materials	
	A-1 paint	A-2 paint
Resin	Vinyl acetal emulsion	Acrylic emulsion
Color	Yellow	Milk white clear
Solvent	Water	Water
Chelating agent	Contain	Contain
Viscosity (cps)	4000	1500
Sp.Gr. (g/cm ³)	1.06	1.04
pH	9.4	8.4
Solid rate (%)	42	40

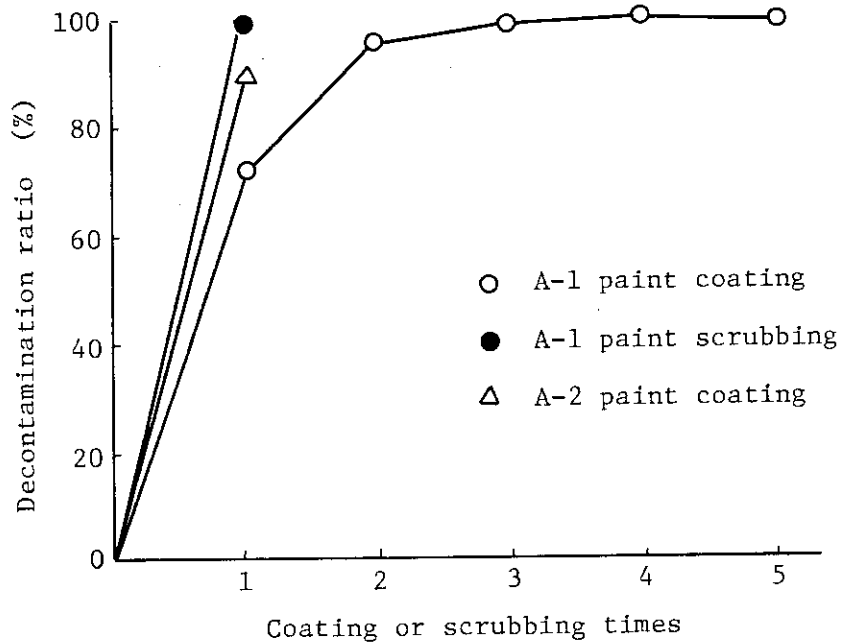


Fig. 2.5.10-1 Result of a drain pipe decontamination

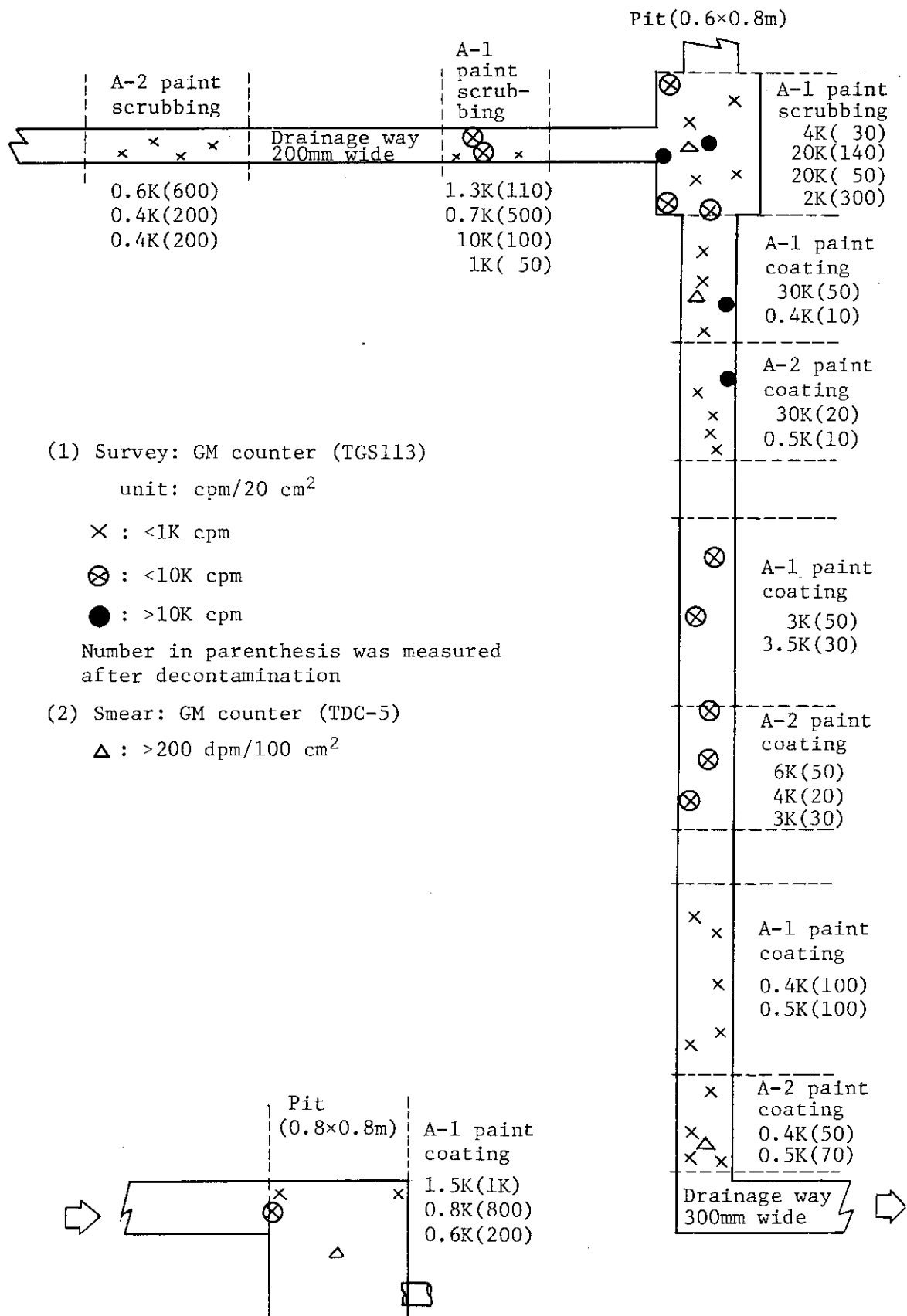


Fig. 2.5.10-2 Result of drainage canal decontamination

2.5.11 低レベル β ・ γ 固体廃棄物帳票管理コードの開発

(1) 目的

大洗研放射性廃棄物処理課において受け入れている低レベル β ・ γ 固体廃棄物（廃棄物）は、貯蔵施設に一時貯蔵後廃棄物の性状により各種処理装置で減容・減重処理が行われ、最終的に固化体として集積保管されている。

廃棄物は、放射性物質を含んでいるということから一般廃棄物と異なり、処理工程における廃棄物の性状・受入・貯蔵・取出・減容・減重・固化・密封・保管等のデータの記録・集計および保存が要求されている。そのため、これらの作業を効率的に実施し廃棄物処理業務の合理化を図るため本プログラムを開発した。

なお、プログラミング言語はCOBOLを採用した。また、使用計算機は東海研計算センターFACOM, M-380/200で、処理課内に2台の日本語端末が設置されている。

(2) データ入力

入力は、Fig. 2.5.11-1に示す処理工程にしたがい下記に示す記録票を使用して処理課内端末より入力する。

a) 低レベル β ・ γ 固体廃棄物依頼票

- ① 廃棄物No. ② 燃性区分 ③ 主要内容物 ④ 核種 ⑤ 放射能量
- ⑥ 排出建家名等

b) 廃棄物回収・受入確認票

- ① 廃棄物No. ② 受入・回収年月日 ③ 重量 ④ 貯蔵場所等

c) 焼却炉運転記録・圧縮装置運転記録

- ① 廃棄物No. ② 処理年月日 ③ 運転時間 ④ 焼却炉運転No. ⑤ 固化体No.等

d) 焼却灰排出・固化記録

- ① 焼却炉運転No. ② 焼却灰No. ③ 焼却灰排出・固化年月日 ④ 固化体No.等

e) 固化体キャッピング記録

- ① キャッピング年月日 ② 固化体No.等

f) 固化体運搬記録

- ① 運搬年月日 ② 固化体照射線量率 ③ アドレス等

g) 廃棄物分類記録, フィルタ破碎記録等その他

入力に際しては会話処理プログラミングパッケージ（IPF）を利用することにより、計算機に関する知識があまりない人でもデータの入力作業が容易に行えるようにした。また依頼課室、燃性、核種等をコード化し入力の簡略化を図った。

(3) 帳票出力

現在使用されている処理・集計記録を基本に日本語情報処理（JEF）を利用して、日本語帳票処理出力する。帳票出力を以下に、また、廃棄物管理台帳をTable 2.5.11-1に示す。

a) 四半期報告出力

- ① 燃性別搬入数量報告 ② 燃性別処理数量報告 ③ 内容物別搬入数量報告
- ④ 内容物別処理数量報告 ⑤ 固化体保管状況 ⑥ 廃棄物累積搬入・処理・貯蔵報告等

b) 年度報告出力

- ① 上記四半期報告①～⑤項目の年度報告

c) 保存資料出力

- ① 廃棄物管理台帳 ② 廃棄物固化記録 ③ 集積保管場保管記録

d) 運転記録等出力

- ① 廃棄物貯蔵状況 ② 焼却処理記録 ③ 圧縮処理記録
④ 処理装置処理能力記録等

出力は、主にデータセットプリント機能により処理課内に設置されているローカル端末のプリンタ装置に出力し、数種類の出力については、東海研計算センター日本語レーザープリンタを使用して出力する。

(4) 運 用

本プログラムは、1983年3月より設計を開始し、同年10月より実データをもとに試運転を行い順次プログラム修正を加えた。そして1984年4月より本運転に入る予定である。

試運転時における課題点としては、廃棄物依頼票データ入力作業のより簡略化を図ること、および、全データの効率的な保存方法（磁気テープ等への退避）の設計を行うこと、また、ローカル端末出力のスピードアップ、帳票処理出力のグラフ処理出力などが挙げられる。

(小林 弘也)

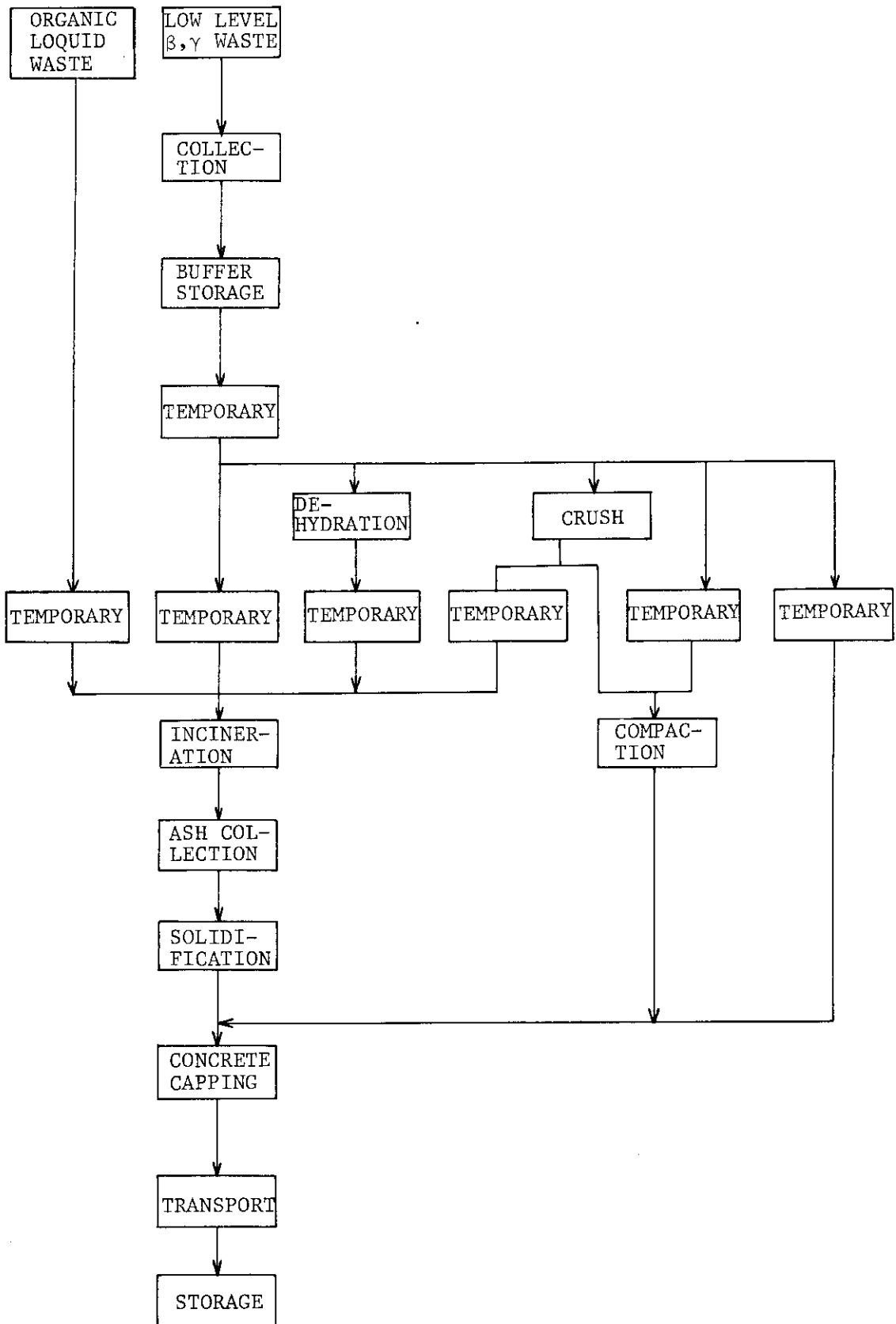


Fig. 2.5.11-1 Flow of waste management

Table 2.5.11-1 Example of the computer output.

低レベルβ, γ 固体廃棄物管理台帳

原子力第2課

Job - Tag No	納入年月日	区分	梱包内容物	主 要 核 種 及 び そ の 量 (μCi)	表面線量率 (μR/h)	格納場所	取年月日	処理年月日	廃止年月日	固北番号
815-13936	59-5-8	1	2	⁶⁰ Co-01 5.80E-01	0.02	1.8	59-6-5	59-6-5		
815-13937	59-5-8	1	1	⁶⁰ Co-01 5.80E-01	0.02	1.7	59-5-25	59-5-25		
815-13938	59-5-8	1	1	⁶⁰ Co-01 5.80E-01	0.02	2.4	59-5-23	59-5-23	59-5-31	8845044
815-13939	59-5-8	1	1	⁶⁰ Co-01 5.80E-01	0.02	2.0	59-5-23	59-5-23	59-5-31	8845044
815-13940	59-5-8	2	6	⁶⁰ Co-01 5.80E-01	0.02	1.6	59-6-7	59-6-7	59-5-31	8845044
815-13941	59-5-8	1	1	⁶⁰ Co-01 5.80E-01	0.02	1.9	59-5-23	59-5-23		8846265
815-13942	59-5-8	2	6	⁶⁰ Co-01 5.80E-01	0.02	3.2				
815-13943	59-5-8	1	1	⁶⁰ Co-01 5.80E-01	0.02	1.7	59-5-23	59-5-23		
815-13944	59-5-8	1	2	⁶⁰ Co-00 1.20E+00	0.04	1.6	59-6-5	59-6-5	59-5-31	8845044
815-13945	59-5-8	1	2	⁶⁰ Co-01 5.80E-01	0.02	2.0				
815-13946	59-5-8	1	1	⁶⁰ Co-01 5.80E-01	0.02	2.0	59-5-30	59-5-30		
815-13947	59-5-8	1	2	⁶⁰ Co-01 5.80E-01	0.02	2.5				
815-13948	59-5-22	1	1	⁶⁰ Co-00 1.00E+00	0.02	2.5	59-5-23	59-5-23		
815-13950	59-5-8	1	1	⁶⁰ Co-00 1.20E+00	0.04	1.6	59-5-30	59-5-30	59-5-31	8845044
815-14001	59-5-7	2	6	⁶⁰ Co-00 1.00E+00	0.03	5.0	59-5-23	59-5-23		8845240
815-14002	59-5-7	2	6	⁶⁰ Co-00 1.00E+00	0.03	4.0	59-5-23	59-5-23		8845240
815-14003	59-5-7	2	6	⁶⁰ Co-00 1.00E+00	0.03	2.2				
815-14004	59-5-7	2	6	⁶⁰ Co-00 1.00E+00	0.03	2.2	59-5-23	59-5-23		8845238
815-14005	59-5-7	2	6	⁶⁰ Co-00 1.00E+00	0.03	2.1				
815-14006	59-5-7	2	6	⁶⁰ Co-00 1.00E+00	0.03	3.7				
815-14007	59-5-7	2	6	⁶⁰ Co-00 1.00E+00	0.03	1.9	59-5-23	59-5-23		8845238
815-14008	59-5-7	2	6	⁶⁰ Co-00 1.00E+00	0.03	1.2	59-5-23	59-5-23		8845238
815-14009	59-5-7	2	6	⁶⁰ Co-00 1.00E+00	0.03	1.7	59-5-23	59-5-23		8845238

3.1 放射線計測

3.1.1 概要

JPDR の圧力容器材中の放射化生成物(主核種 ^{60}Co)を線源とするベンチマーク実験の最終解析を実施した。スカイシャイン線量の計算値は、実験値と比較して最大でも 50%の過大評価であり、線源形状が複雑であることを考慮すると良い結果であると評価できる。

放射性希ガスからの γ 線に対する家屋等の遮蔽効果を評価する研究の一環として、各種建築材料の質量減弱係数および線量ビルドアップ係数を測定した。エネルギー範囲 44~1250 keV では、各建築材料の質量減弱係数は実効的に単一元素組成の場合の質量減弱係数で代表できることがわかった。線量ビルトアップ係数を $1 + \alpha \mu x$ (木質製品 $\alpha = 1.4$, 他材料 $\alpha = 1.0$) で近似すると過小評価とならないことがわかった。今後は、これらのデータを基に遮蔽効果の評価を行う。

スタックガスモニタ、ルームガスモニタを設置場所で実際の放射性ガスを用いて校正を行う可搬式ガスモニタ校正装置の特性を ^3H , ^{14}C , ^{85}Kr ガス線源を使用し試験を実施した。これら放射性ガスの濃度と校正装置の出力電流との関係等の諸特性が得られ、校正業務への応用が可能となった。さらに、この校正装置を用いた校正業務に使用する校正用標準ガス線源の作製法の開発を行い、総合誤差 $\pm 5\%$ 以内の標準トリチウムガス線源の供給が可能となった。

入射窓の大きい検出器の校正や皮ふ汚染の模擬に使用する大面積平面 β 線線源を、イオン交換膜を利用して作製するための基礎試験を実施した。厚さが $50\ \mu\text{m}$ と薄いため比較的自己吸収が少なく、放射能面密度が $\pm 5\%$ 以下で一様分布する面線源の作製が可能となった。

(備後 一義)

3.1.2 γ 線スカイシャイン・ベンチマーク実験 (Ⅲ)

γ 線スカイシャイン線量の評価法に対する精度検討を目的としたベンチマーク実験を 1980 年および 1981 年に、合計 3 回実施し^{1),2)} これらの実験で得たデータの解析を完了した。線源として、JPDR 運転中に中性子で放射化された圧力容器材中に分布する残留 ^{60}Co (主核種) を用いた。

第 1 回実験では、線源から 300 m までの水平方向の γ 線エネルギースペクトルの測定に主眼を置いた。NaI (Tl) 検出器を用いて測定した波高分布は、60~1800 keV γ 線源を用いて測定した応答関数から求めた応答関数行列でアンフォールディングし、エネルギースペクトルに変換した後、計算結果と比較した。さらに、エネルギースペクトルを線量変換係数を用いて照射線量率に変換し、スカイシャイン線量の水平分布を求めた。

第 2 回実験では、高圧電離箱を使用して、線源から 300 m までの水平方向の照射線量率分布の測定に主眼を置いた。測定に用いた高圧電離箱は 300 keV 以下の γ 線に対して感度が大きく変化するの、上述の γ 線エネルギースペクトルを用いて感度補正を行った後、計算結果と比較した。

第 3 回実験では、地上 500 m までの垂直方向の照射線量率分布の測定に主眼を置いた。使用した測定器は、電離箱、シンチレーション検出器および TLD である。これらの測定器は、 $70\ \text{m}^3\text{He}$

ガス充填係留気球によって測定点まで揚げた。また、これらの測定器の位置を地上に据えた2台の測量用転鏡儀を用いて測定した。

一方、 γ 線スカイシャイン計算コードシステム“BCG”³⁾を用いて、計算によるエネルギースペクトルおよびスカイシャイン線量の評価を行った。計算は2種類の方法で行った。第1の方法は、原子炉圧力容器中心に上方 30° の逆円錐形に γ 線を放出する点線源⁴⁾を仮定し、1回の計算で原子炉格納容器外のスカイシャイン線量を評価するものである。第2の方法は、計算を原子炉格納容器内とその外側に分けて行うものである。まず、 γ 線源分布を運転時に測定した中性子束分布および原子炉臨界計算に用いられた中性子束分布から仮定し、原子炉格納容器内の γ 光子束を計算した。次に、この γ 光子束を原子炉圧力容器上の仮想的な非等方点線源に置き換え、この線源を用いて原子炉格納容器外側のエネルギースペクトルおよび照射線量率を計算した。個々の計算に用いた計算コードはDOT 3.5である。

以上の実験および計算結果を比較し、以下のことがわかった。水平方向の照射線量率分布の計算値と測定値の比較をFig 3.1.2-1に示す。1回のみ計算でスカイシャイン線量を求めた場合、約10倍の過大評価となった。2回に分割した接続計算の場合、計算値はNaI(Tl)検出器で得た測定値より約35%、高圧電離箱で得た測定値より約50%過大評価であった。エネルギースペクトルに関しては、接続計算で得た200 keV以下の値が測定値より多少大きい。両者の一致は全体的に良かった。また、垂直方向の照射線量率分布に関して、接続計算で得た照射線量率分布は、電離箱を用いて測定した分布と良く一致した。

以上の結果より、原子炉中に線源が存在するような複雑条件下においても、コードシステム“BCG”を用いて、 γ 線スカイシャイン線量を最大50%の精度で計算できることが確認された。

(山口 恭弘)

参考文献

- 1) 山口 恭弘：保健物理-管理と研究-No.23, JAERI-M 9654, 168, (1981)
- 2) 山口 恭弘：保健物理-管理と研究-No.24, JAERI-M 82-112, 177, (1982)
- 3) 龍福, 沼宮内, 他：ガンマ線スカイシャイン計算コードシステムBCG, JAERI-M 8171, (1973)
- 4) Y. Yamaguchi, H. Ryufuku, et al.: Proceedings of 6th International Conference on Radiation Shielding, 1000, (1983)

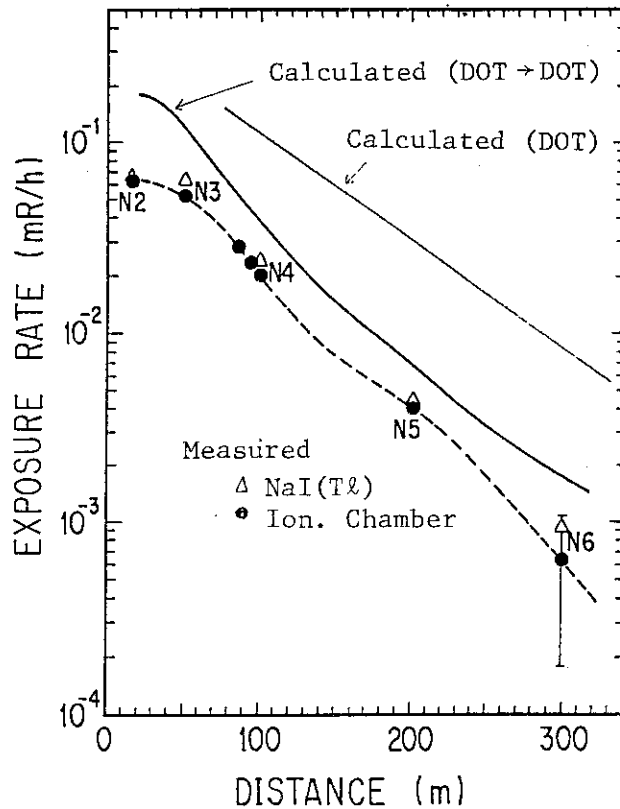


Fig. 3.1.2-1 Comparison of measured and calculated horizontal exposure rate distributions as a function of source-to-detector distance.

The results obtained by the single DOT calculation and the adjoined DOT calculation are represented as "Calculated (DOT)" and "Calculated (DOT->DOT)", respectively.

3.1.3 家屋等の放射線遮蔽効果 (II)

原子炉事故時には環境へ放射性希ガスが異常放出されることが予想される。この放射性希ガスから放出される γ 線に対する施設周辺の一般家屋および公共施設等の放射線遮蔽効果を明らかにすることは、防災対策上重要である。しかし、一般建築材料に関する放射線遮蔽データは極めて少ない。そこで、我が国の家屋等に使用されている代表的な建築材料について、 γ (X)線に対する減弱係数および線量ビルトアップ係数を求めた。

44~1250keV のエネルギー範囲の γ 線およびX線装置とろ過フィルタを組み合わせて得られる擬似単色X線をNarrow Beamの条件で建築材料に照射し、線減弱係数を測定した。 γ 線の測定にはNaI(Tl)検出器を、X線の測定には高純度Ge検出器をそれぞれ用いた。測定した建築材料は、木質製品7種類、セメント製品7種類、石膏製品2種類、粘土製品2種類、ガラス製品1種類で、合計19種類である。Fig. 3.1.3-1に、線減弱係数を見掛け平均密度で除した質量減弱係数を石膏ボードについて示す。グラフ中に、比較のためにSi,P,Sの質量減弱係数を示す。石膏ボードの測定値がPのそれに良く一致することから、実効原子番号： $Z_{eff} \approx 15$ とすること

ができる。このようにして他の材料についても、実効原子番号を決めることができた。

また、 γ 線および擬似単色X線をBroad Beamの条件で建築材料に照射し、線量ビルドアップ係数を測定した。 γ (X)線の測定には電離箱を用いた。測定した建築材料は、木質製品5種類、セメント製品4種類、石膏製品1種類、ガラス製品1種類で、合計11種類である。Fig. 3.1.3-2に、石綿セメント板について測定した線量ビルドアップ係数を示す。グラフより、線量ビルドアップ係数を $B = 1 + \alpha \mu x$ で近似させた場合、 $\alpha = 1.0$ と置くと透過線量を安全側に評価できることがわかった。測定した11種類の建築材料についてまとめると、木質製品では $\alpha = 1.4$ 、その他の材料では $\alpha = 1.0$ と置くことにより、上式で線量ビルドアップ係数を近似できることがわかった。

(山口 恭弘)

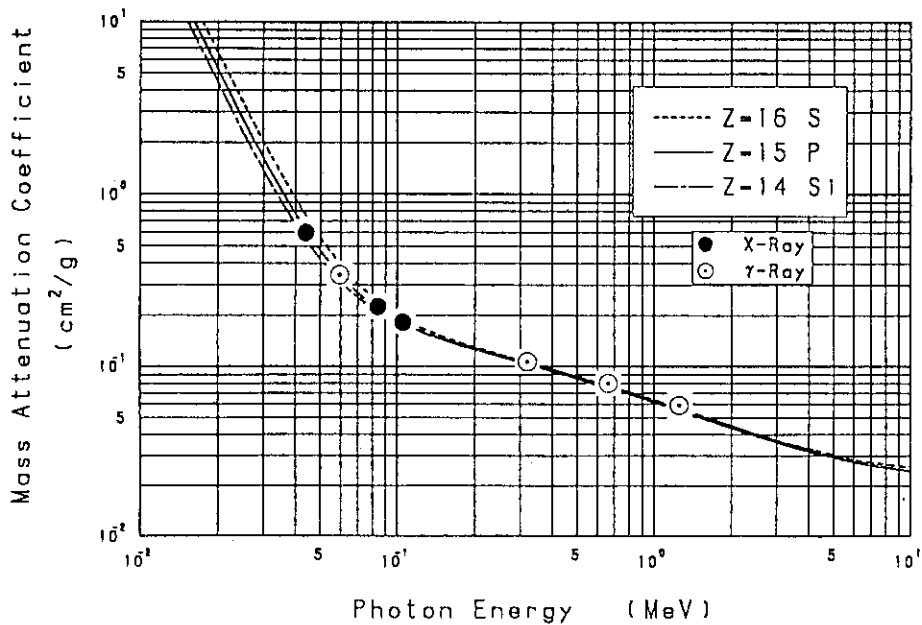


Fig. 3.1.3-1 Mass attenuation coefficients of Gypsum Board (0.70 g/cm^3) measured for γ -ray and filtered X-ray with various energies comparing with those of S, P, and Si.

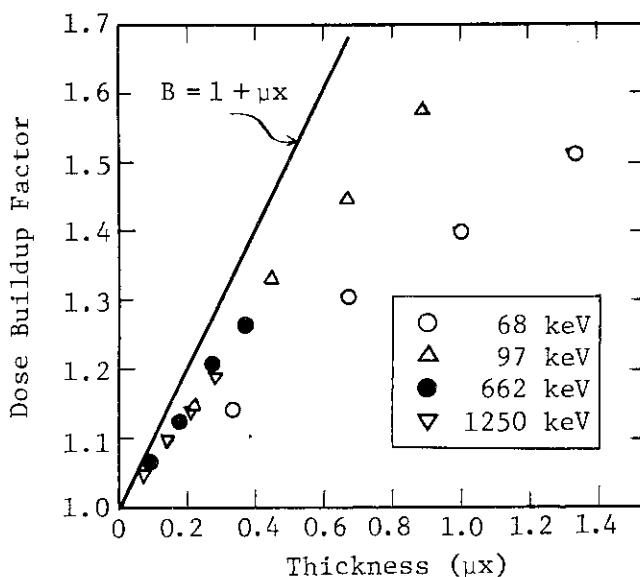


Fig. 3.1.3-2 Dose buildup factors of Asbestos Cement Sheet (1.49 g/cm^3) measured for γ -ray and filtered X-ray with various energies comparing with the equation $B = 1 + \mu x$

3.1.4 可搬式ガスモニタ校正装置の特性試験

スタックガスモニタ、ルームガスモニタ等を実際の放射性ガスを用いて指示値校正を行うため、可搬式ガスモニタ校正装置を製作した。¹⁾この校正装置の特性を ^3H 、 ^{14}C 、 ^{85}Kr ガス線源を使用し試験した。

放射性ガス濃度と校正装置の出力電圧との関係をFig. 3.1.4-1に示す。校正装置の電離箱の内圧を760mmHgに規格化して図示した。ガス濃度と出力電圧の間には良い一次比例関係が成立している。単位濃度当たりの出力電圧と校正装置の電離箱の内圧との関係をFig. 3.1.4-2に示す。内圧550~800mmHgの範囲では、 β 線の平均エネルギーの低い ^3H ガスの場合そのエネルギーのほとんど全部が電離箱内で電離作用により消費されるため、内圧の変化に関係なく単位濃度当たりの出力電圧は一定値を示す。一方、 β 線の平均エネルギーが高い ^{14}C 、 ^{85}Kr ガスの場合そのエネルギーは電離箱内および電離箱の壁材中などで消費されるが、内圧が高くなるにつれ電離箱内で電離作用により消費される割合が増し、Fig. 3.1.4-2に示されているように単位濃度当たりの出力電圧が高い値となる。校正装置の電離箱の内圧をPmmHgとすると、Fig. 3.1.4-1に示されている校正装置の出力電圧に下記の係数を乗じて補正する。

$$^3\text{H}: 1.00, \quad ^{14}\text{C}: 1.00 + 6.3 \times 10^{-4} (P - 760),$$

$$^{85}\text{Kr}: 1.00 + 1.17 \times 10^{-3} (P - 760)$$

可搬式ガスモニタ校正装置の特性試験が終了し、この校正装置を用いたガスモニタの校正業務が実施されている。²⁾

(備後 一義)

参考文献

- 1) 吉田 真: 保健物理-管理と研究No.25 JAERI-M 83-134, 189 (1983)。
- 2) 三原 明: 保健物理-管理と研究-No.26 JAERI-M 84-156 (1984)。

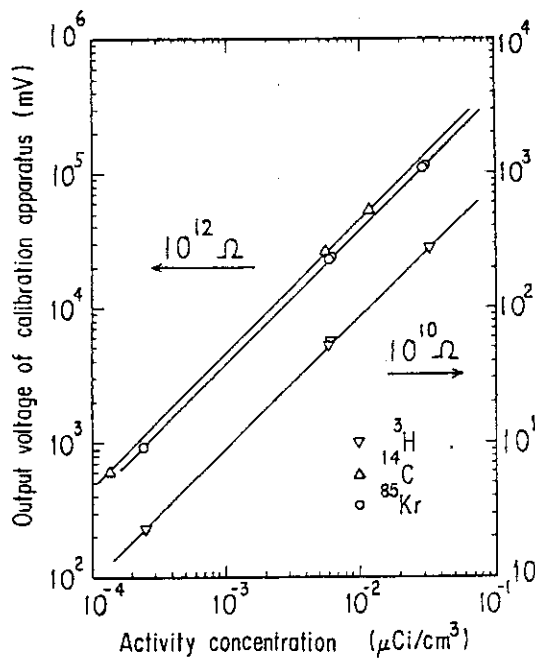


Fig. 3.1.4-1 Output voltage of calibration apparatus as a function of activity concentration.

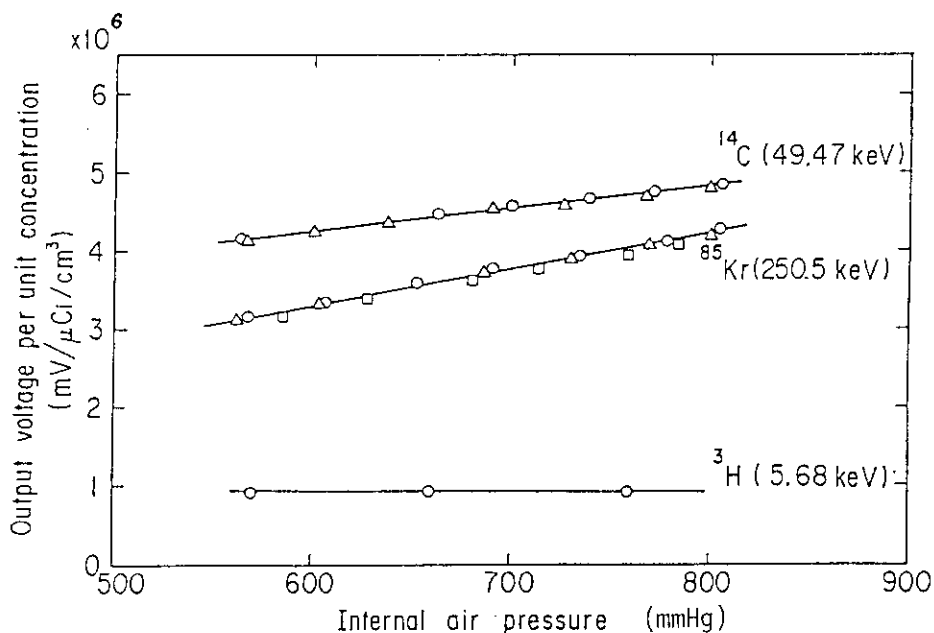


Fig. 3.1.4-2 Output voltage per unit concentration as a function of air pressure in the ionization chamber of calibration apparatus.

3.1.5 校正用トリチウムガス線源作製法の開発

施設または環境中のトリチウム濃度測定には、通気式電離箱を検出器とする各種のガスモニタが用いられている。これらのガスモニタを精度良く校正するには、実際にトリチウムガスを用いることが最も適している。この場合、放射能を精度良く値づけられたガス線源が必要である。多数の校正用ガス線源を作製するために、トリチウム標準ガス分取装置を開発した。この装置は、トリチウムとキャリアガス (N_2) との混合系、ガス線源アンプルへの封入系、トリチウム放射

能濃度測定系から成立っている。混合系で良く混合されたトリチウムガスを線源アンプルへ導入し、封入する。また、一部は放射能濃度測定系に導入し放射能濃度を測定する。放射能濃度の測定値とアンプルの容積との積から各ガスアンプルの放射能基準値を決定する。

アンプルの封じ切りにはガスバーナを使用する。この際の熱のため、封入系のトリチウムガスが熱拡散し放射能濃度の均一性が変化する可能性がある。ガスバーナの炎が封じ切りの細管部以外にあたらないようにアスベストで熱遮蔽した。熱遮蔽をした場合としない場合についてガス線源の放射能基準値と実測値との比の平均値および標準偏差をTable 3.1.5-1に示す。熱遮蔽をすることにより基準値と実測値との比が1.00に近い値となるとともに標準偏差も小さくなることわかる。

36個のトリチウムガス線源を作製し放射能基準値を定めた。放射能基準値の精度を検討するため、作製した各線源の放射能をガラス製球形電離箱を検出器とするトリチウム標準校正装置で実測した。線源の放射能基準値と実測値との関係をFig. 3.1.5-1に示す。標準偏差 $\pm 0.6\%$ で基準値と実測値が良く一致した。放射能濃度測定、アンプル容積測定等の誤差を考慮したガス線源の総合誤差は5%以内である¹⁾。

線源作製法の開発により多数個のトリチウムガス線源の供給が可能となり、トリチウムガスモニタの校正業務にこれらのトリチウムガス線源が使用されている²⁾。

(備後 一義)

参考文献

- 1) 吉田 真, 備後 一義, 千田 徹他: "トリチウム標準分取装置の開発" 保健物理 18, 217 (1983)
- 2) 三原 明: 保健物理-管理と研究No. 26 JAERI-M 84-156 (1984)

Table 3.1.5-1 Results of distribution by two methods sealing tritium gas into ampoules.

Ampoule set No.	Number of ampoules	Ampoule volume (cm ³)	Mean ratio*
A-1	5	25	1.015 \pm 0.016
A-2	5	25	1.014 \pm 0.015
A-3	5	25	0.995 \pm 0.011
B-1**	6	50	1.001 \pm 0.009
B-2**	6	50	0.999 \pm 0.007
B-3**	5	50	1.002 \pm 0.002

* The mean ratios of tritium concentration in an ampoule to that evaluated before sealing tritium gas into the ampoule.

** Asbestine ribbon was used as a heat protector.

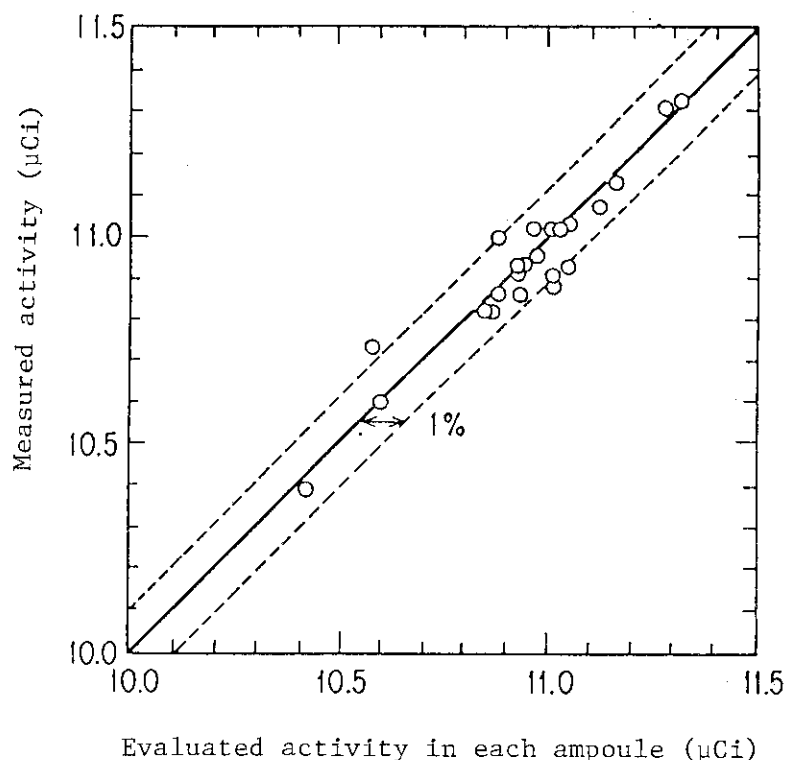


Fig. 3.1.5-1 Variance of tritium activity in each ampoule.

Horizontal axis shows the tritium activity evaluated before ampoule sealing. Vertical axis shows the tritium activity measured by a ionzation chamber.

3.1.6 イオン交換膜を利用した大面積平面 β 線線源作製法の開発

大面積の平面線源は、大面積の検出器（ハンドフットモニタ、表面汚染検査計など）の校正用として利用価値が高い。また β 線線源としては、自己吸収や後方散乱の影響が少ない薄い平面線源であることが望ましい。しかしながら市販の面状線源には、放射能強度、面上放射能分布の一樣性、形状等において十分なものはなく、また従来の線源作製法（例えば、均一塗布法など）では、一樣性に優れた平面線源を簡便に作製することは困難であった。このため今回、均質なイオン交換膜を利用して、簡単な方法により、一樣性に優れた面線源を作製することを検討し、試作を行った。

使用したイオン交換膜は、原研高崎研究所で開発されたもので、低密度ポリエチレンにアクリル酸をグラフト重合させた陽イオン交換膜（厚さ $50\mu\text{m}$ ）である。膜はまず前処理として塩酸 1N 溶液中に浸した後十分に水洗する。そして乾燥させずに円環状のプラスチック製の枠に固定して膜面を平面化し、線源水溶液中央部に浮かべて一定時間放置する。放射性陽イオンの吸着量は時間とともに増大するが、一定時間後に飽和する。飽和までの時間は、各イオンのイオン価に依存し、イオン価の小さい方が短時間で飽和する。また線源溶液が、アルカリ側であるほど膨潤が

大きく導電性が増大することから吸着率が高いことが予想されるが、アルカリ性溶液のpH は不安定であり、また強アルカリ性溶液中では膜に過度の膨潤が起る。このため、線源溶液はpH 調整が不要のpH = 6.0 前後が適当であることがわかった。線源溶液から取り出したイオン交換膜は、枠に固定したまま水洗し、自然乾燥後照射用治具に取り付ける。以上の方法により作製した線源を図 3.1.6 - 1 に示す。

試作した膜線源の膜面放射能の一様性は、X線フィルムを用いたオートラジオグラフィにより評価した。密着状態で照射したX線フィルムの黒化度のばらつきは、最大でも平均値から5%程度の範囲内であった。またさらに市販の面状線源のオートラジオグラフィと比較を行った結果、試作線源は一様性のきわめて優れた面線源であることがわかった。今後、作製時の諸条件と生成膜線源の放射能面密度との関係の定量化を検討し、またさらに実用化のために、付着放射能の安定化（例えばラミネート等による密封化）の検討を行う必要がある。

(村上 博幸)

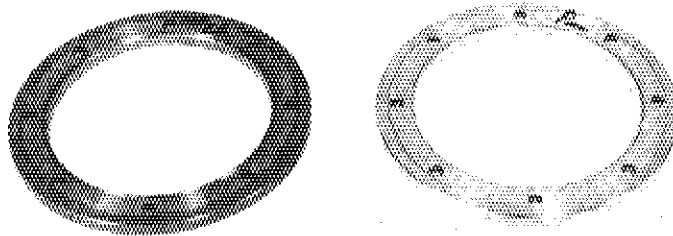


Fig. 3.1.6-1 Ion-exchange membrane source (10cm ϕ).

3.2 身体放射能

3.2.1 概要

1983年度の「内部被曝に関する研究」は以下のとおりである。

(1) Pu 肺負荷量測定

1982年に引き続いて、ファントム材の開発のため、試験サンプルの作製とその試験および計算による検討などが行われ、基本的な素材の開発は一部の改良を残しほぼ成功した。これらの素材を用いたファントムの試作を、1983年度後半に着手しほぼ完成した。また、超音波による胸部軟組織厚の測定を約70名の職員に対して行い、管理上有益なデータが得られた。

(2) トリチウム内部被曝

体内の水型トリチウムと有機型トリチウムを分離するための準備として、真空凍結乾燥装置によるマウスの凍結乾燥試験を行い、体内水分の除去率の測定等を行った。また、ラットにおけるCmの初期代謝およびDTPAによる除去に関する実験データをまとめた。さらに、血中に取り込まれたAmの尿中排泄式を、動物実験データから求めそれがヒトに対しても適用可能であることを確めた。

(3) 事故時生物学的線量測定

深部線量と染色体異常の関係を求める実験を1982年に引き続いて行った。すなわち、水ファントム内に血液試料を置き、一定量の γ 線を照射し、2動原体染色体異常発生率に関する実験を行った。この実験から、水深の増加に伴い、2動原体染色体の発生率が増加することが確認された。

(城谷 孝)

3.2.2 肺モニタ用ファントムの開発 (I)

肺に沈着したPu量を、肺モニタ測定データから算定するための較正定数は、通常、肺部にPu線源を分布させたファントムの測定によって得られる。Puの測定に必要なエネルギー範囲では、エネルギーが低いため、ファントム材の減弱係数は、人体組織の減弱係数に十分近似していることが必要である。一般に、低エネルギー γ 線の物質との相互作用で特に問題となるのは、光電効果とコンプトン効果である。ファントム材開発においても、ファントム材のこの両者の断面積を人体組織のそれらにいかにより一致させるように作るかが重要な問題になる。そのための新しい理論的考察がWhiteによって1977年に発表された。この理論を基に、素材開発をはじめ、最近実用性の高い素材が自由に作れるようになった。

開発したファントム素材は、基本素材に添加剤を加えて作られるもので、添加剤の量を加減することにより、筋肉、軟骨、多脂肪組織などを自由に作ることが可能である。基本素材は、人体軟組織の元素組成に類似し、密度、減弱係数などは、軟組織のそれより小さい値のものが選ばれる。多数の試作を行い、最終的にはポリウレタン系の材質で、筋肉・軟骨・低脂肪含有組織などに用いるSZ-50(ポリイソシアネート(A剤)とイソシアネート(B剤)の混合)と脂肪および

多脂肪組織材としてSZ-49(ポリイソシアネートとフタル酸エステル(A剤)に6種類の有機化合物(B剤)の混合)の2種類がある。添加剤としては、炭酸カルシウムを用いている例はあるが、密度が高く粉末であるため、ポリウレタン系の材質中に均一に分散させることが容易でない。そこで、密度の低い、液状のリン酸エステルを採用したため、製作が容易になった。添加剤を指定した量だけSZ-50 およびSZ-49 に加えることにより、種々の人体組織等価の材質を作り出すことが可能である。試作した素材の中から幾つかの例をTable 3.2.2-1に示す。表には、軟組織名に対応する材質名、添加剤混合割合、密度および16.6keVにおける全線減弱係数(cm^{-1})を示してある。肺は密度が低いため、4倍発泡ポリウレタンを使用し、減弱係数の調整のためリン酸エステル1%を添加した。また、骨は、作ることが可能であるが、鑄型が複雑でコスト高になるため人骨を直接用いることにした(但し、骨髄は取り除き、SZ-50を充填してある)。

試作した各材質は、元素組成から8~150keVにわたって減弱係数の理論値を求め、人体の各軟組織の減弱係数と比較し、数%の範囲で一致していることを確認した。また、素材サンプルの減弱係数を実験によって決定し、理論値との照合を行い良く一致していることを確認した実験では、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の16.6keVのX線、 ^{241}Am の60keVの γ 線が用いられた。SZ-139材に関して、実測と計算の例を16.6keVへの透過率曲線としてFig. 3.2.2-1に示す。図には、参考までに、ランド・マスカル、純水の実測値を示しておく。SZ-139材は減衰がやや大きいようだが、これはSZ-50製造時の密度が常に一定せず、極くわずかに変化することによる。この例では密度が高めになった結果である。現在は、製造時の密度を事前にチェックし、添加剤の最適量を加えるようにしている。ランド・マスカルは、図に示すように、水より軽く減弱係数が小さい点で問題であることがわかる。これは、筋肉に約35%の脂肪を混合した組織と等価で、胸部軟組織に十分正しく近似していない。

他の素材についても、理論値と実測値と良く一致し、ファントム材として利用できることを確認した。これらの素材を用いて、ファントムも試作してあるが、この特性に関しては別に述べる。

(城谷 孝)

Table 3.2.2-1 Examples of phantom materials

Soft tissue	Muscle	Cartilage	Adipose	Muscle + 35% adipose	Muscle + 78.6% adipose	Lung
Sample name	SZ-139	SZ-160	SZ-49	SZ-179	SZ-180	L-1
Base material + additive	SZ-50 + 8.2% (C ₂ H ₄ ClO) ₃ PO	SZ-50 + 9.0% (C ₂ H ₄ ClO) ₃ PO	—	SZ-49 + 5.66% (C ₂ H ₄ ClO) ₃ PO	SZ-49 + 1.96% (C ₂ H ₄ ClO) ₃ PO	Foamed Polyurethane + 1% (C ₂ H ₄ ClO) ₃ PO
Density (g/cm ³)	1.034	1.071	0.988	1.019	0.997	0.280
μ (P,C)* in 16.6 keV	1.132	1.183	0.621	0.956	0.735	0.340

* μ (P,C) : Sum of photoelectric and compton linear attenuation coefficients (cm⁻¹)

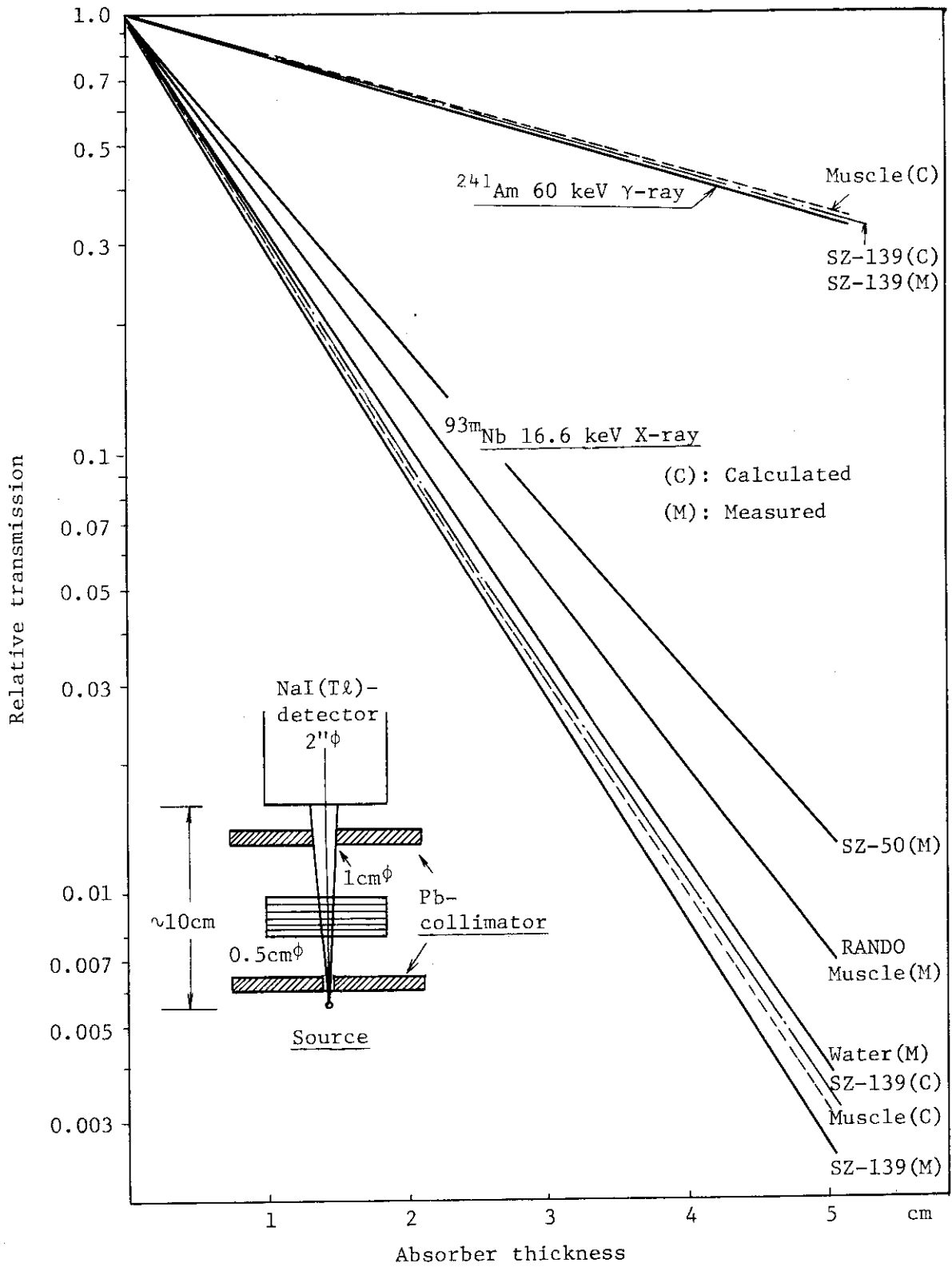


Fig. 3.2.2-1 Characteristics of phantom materials

3.2.3 胸部軟組織厚の評価

肺に沈着したPu量を、肺モニタ測定データから算定する場合、被検者の胸部軟組織の厚さを正確に求めておくことは非常に重要である。この厚さを測定するには、超音波を用いる方法が近年広く行われている。この方法は、肺組織の自己吸収層厚を含まない欠点はあるが、物理的に厚さを正確に測定することができる点で優れている。この方法を用いて、原研職員の胸部軟組織厚を測定し、そのデータを基に導いた実験式の検討を行った。

使用した超音波装置は、電子走査超音波診断装置（Aloka Echo Camera 210 F，Bスキャン型）である。測定部位は、Fig. 3.2.3-1に示すように、肺モニタ検出器で覆われる領域内で、超音波探触子の当てられる位置は、図のA、B、CおよびA'、B'、C'である（理想的には、この領域内をすべて連続的に測定することが望ましいが、この装置は臨床医向けのもので保健物理の目的に設計されていないこと、測定期間が限定されていたことなどにより困難であった）。

測定は、本装置が平均軟組織に対し正しく校正されているか否かを確認する実験を終えた後に行った。被検者数は70名で、体位は仰臥位である。胸の指定位置に探触子を当て、ブラウン管上の断層像から、図のA（A'）～C（C'）位置の左右各7点の厚さを読み取り、左右の平均値および全体の平均値を求めた。その結果は、左胸部位平均値は2.18cm、右胸部位平均値2.25cm、全平均値2.22cmであった。これらの値は、測定点の位置と数により若干変化する。また、断層像で厚さが急激に変化している部分の厚さの読み取りには細心の注意を払った。

測定結果のデータを基に、胸部軟組織厚と体格パラメータ（体重W(kg)、身長H(m)、その他）との間の相関関係を詳細に検討し、いろいろな形の回帰式を導いた。Table 3.2.3-1には、WとHを変数とした場合の比較的相関係数の良い回帰式の例を示す。相関係数rが最も良いのは、 $X = \sqrt{W}/H$ の場合である。しかし、測定者数が十分多くないため、 $X = W/H^2$ の場合との差は、必ずしも一般性のある有意なものとはいえない。今回の測定結果を、1978年に他事業所で行った60名の測定結果のデータと対比させながら、体格パラメータの分布と胸部軟組織厚との関係を、平均身長以下と以上の2つのグループに区分し、いろいろな形の回帰式を適用して詳細に検討した結果、次の1つの結論を得るに至った。

すなわち、最も相関係数の良い回帰式のXの形は、その被検者集団構成員の肥満の程度により異なる可能性が強いと考えられる。したがって、構成員の数が十分多い場合には、肥満体格者と平均体格者の2グループに分けて、各グループごとに最適なXの形を決めれば、より高い精度で胸部軟組織厚の評価が可能であると推定される。この検討内容の詳細は別に報告する。

（城谷 孝）

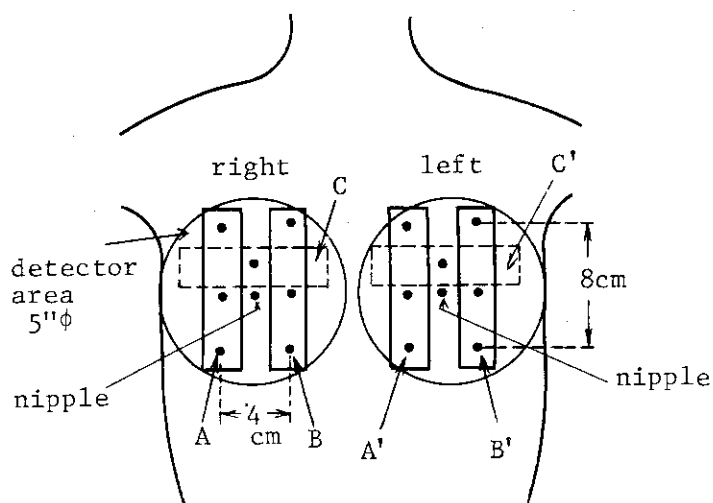


Fig. 3.2.3-1

Position of transducer on a chest (A(A'), B(B') and C(C') indicate the transducer on the chest and the dots show the measured points of chest wall thickness)

Table 3.2.3-1 Linear regression equations obtained from the measurements of 70 persons using an B-scan type ultrasonic device

	Linear regression equation $T_{cw} = A + BX$	Regression coefficient r
1.	$X = W/H$ $A = -0.7703, B = 8.038 \times 10^{-2}$	0.76
2.	$X = W/H^2$ $A = -0.7379, B = 0.1341$	0.79
3.	$X = \sqrt{W}/H$ $A = -3.7892, B = 1.2808$	0.80
4.	$X = \sqrt{W/H}$ $A = -3.8276, B = 0.9926$	0.76

W : Weight (kg), H : Height (m),
 T_{cw} : Chest wall thickness (cm)

3.2.4 血中に単一的に取り込まれたアメリシウムの尿中排泄式の誘導¹⁾

血中に単一的に取り込まれた単位量の放射性核種が、取り込み後の日数とともに尿中にどのように排泄されていくかをあらわす式は、放射性核種摂取事故後のバイオアッセイデータ（尿中排泄データ）から放射性核種の摂取量を評価するためだけでなく、日常体内汚染モニタリングにおけるその放射性核種の誘導調査レベル（DIL）を決定するためにも有用である。アメリシウムに関しては、ランガムによってプルトニウムに対して与えられたような確立された式がない。本報の目的はアメリシウムについて上記の式を導くことである。

ランガムはプルトニウム（クエン酸塩）を静脈内注射した人体の尿中排泄データから排泄式を導いたが、アメリシウムについてはこのような人体のデータがない。しかし、いろいろな哺乳動物について、クエン酸アメリシウムを静脈内注射した時の尿中排泄実験データが報告されている。Fig. 3.2.4-1 はこれらのデータを集めたものである^{2), 3), 4), 5), 6)}。Fig. 3.2.4-1 からわかるように、サルとビーグル犬の値の差はかなり大きい。小動物であるげっ歯類のラットの値はこれらのほぼ中間にある。ここでは、Fig. 3.2.4-1 に示した動物のすべてのデータをもとにしてアメリシウムの尿中排泄式を導いた。得られた式は次の通りである。（Fig. 3.2.4-1 の曲線も参照）。

$$Y_u(t) = 0.10 \exp(-2.0t) + 0.0030 \exp(-0.26t) + 0.0013 \exp(-0.025t)$$

ここで、 t は注射後の日数、 $Y_u(t)$ は注射 t 日後における 1 日当たりのアメリシウムの尿中排泄量（注射量に対する割合）である。

上に導いた式は動物のデータから得たものであるから、これが人体に対しても有効であるかどうかを確かめなければならない。

1977 年 4 月、原研においてアメリシウム（塩化物）の吸入事例があり、アメリシウムの尿中排泄量が、吸入後約 6 カ月間にわたって測定された。また、アメリシウムの肺中残留量、糞中排泄量も測定された。上式の人体に対する妥当性の検討はこれらのデータを用いて行った。ただし、吸入されたアメリシウムの呼吸器系内における挙動は、ICRP Publ. 30 の呼吸器系モデル⁷⁾にしたがうものと仮定した。まず、長期残留初期肺中量（0.57 nCi）および初期糞中排泄量 - 摂取後 5 日間の排泄量 - （2.0 nCi）から、アメリシウムの摂取量は 4.3 nCi（AMAD 1.3 μ m）と推定された。次に吸入摂取されたアメリシウムのうち血中に取り込まれた成分が上で導いた式にしたがって尿中に排泄されるものと仮定して、吸入後のアメリシウムの尿中排泄量を計算した。この計算値が実際の観察値に近い値となれば、上式は人体においても成り立つものとみなすことができる。結果を Fig. 3.2.4-2 に曲線 A として示した。Fig. 3.2.4-2 からわかるように、このように仮定して得た計算値は観察値とほぼ一致することがわかる。Fig. 3.2.4-2 の曲線 B は、呼吸器系から血中に吸収されたアメリシウムが ICRP Publ. 30 のアメリシウム代謝モデル⁷⁾にしたがって尿中に排泄されるものと仮定したときのアメリシウム尿中排泄量である（ただし、アメリシウムの F_u は 0.3 とした）。これらの値は、観察値との相違の大きいことがわかる。以上の結果は、種々の哺乳動物の実験データから得たアメリシウムの尿中排泄式が人体に対しても適用可能であること、少なくとも ICRP Publ. 30 のアメリシウム代謝モデルから得られる尿中排泄式よりずっと現実的な式であることを示すものである。

（高田 和夫）

参考文献

- 1) K. Takada et al. : Radiation-Risk-Protection (6th International Congress of IRPA), 477 (1984).
- 2) D.M. Taylor et al. : Phys. Med. Biol., 6, 73 (1961).
- 3) P.W. Durbin : Uranium-Plutonium-Transplutonic Elements (ed. H.C. Hodge et al.), 739 (1972).
- 4) N. Cohen et al. : Radiat. Res., 55, 129 (1973).
- 5) R.D. Lloyd et al. : Health Phys., 18, 149 (1970).
- 6) W.W. Sutton et al. : NVO-192, 19 (1978).
- 7) ICRP : Publication 30, Part 1 (1979).

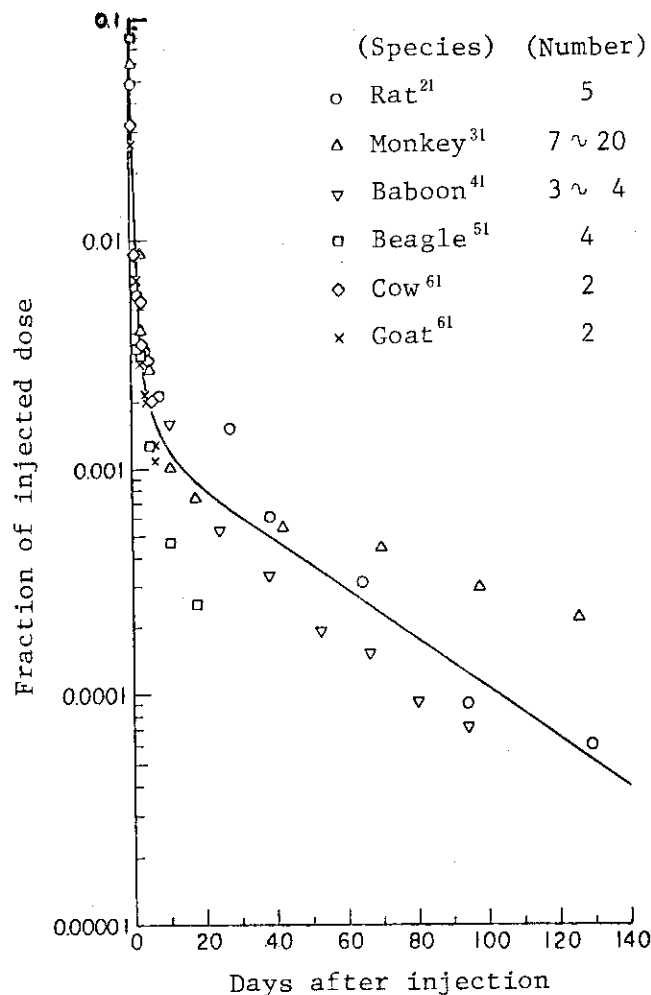


Fig. 3.2.4-1 Daily urinary excretion of ^{241}Am in various animals following an intravenous injection of ^{241}Am citrate.

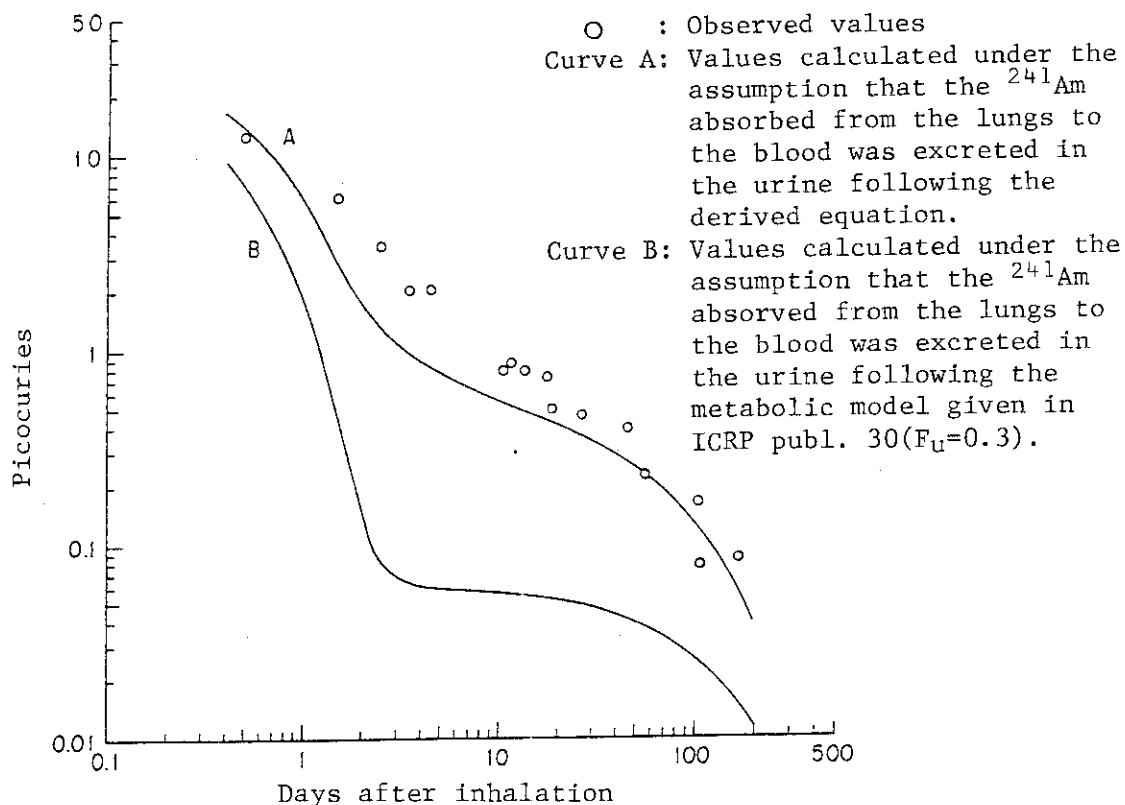


Fig. 3.2.4-2 Daily urinary excretion of ^{241}Am in man following an inhalation of ^{241}Am chloride.

3.2.5 深部線量と染色体異常 (II)

水ファントム内にウサギの血液試料を置き、一定量の γ 線を照射したとき、その試料の位置による二動原体染色体異常発生率の相違に関する実験を行った。

38°C の温水ファントム (30×30×25cm) 内の水深 0, 5, 10, 15, 20cm の点にウサギの血液試料を置き、100Ci の ^{60}Co γ 線源を用い、25rad 照射し、各点におけるリンパ球中の二動原体染色体の発生率を求めた。

線量測定は 2500/3 IONEX 線量計 (0.6cm³ チェンバー) を用いて行った。チェンバーをラテックス・シースに入れ、血液試料とともにファントム内のおおのの水深点に固定した。

培養は培養液中に 5-ブロモデオキシウリジン (BrdU) (最終濃度 1 $\mu\text{g}/\text{ml}$) を加え、38.3±0.3°C の炭酸ガス細胞培養器内で、44~46 時間行った。培養終了 3 時間前にコルセミド (最終濃度 0.6 $\mu\text{g}/\text{ml}$) を加えた。

染色は姉妹染色分体分別染色法を用い、第 1 回目の細胞分裂中の細胞のみを観察した。

各水深点において 25 rad 照射により誘発される二動原体染色体の発生率を Table 3.2.5-1 に示す。観察細胞数が充分でないため、まだ結論を下すことはできないが、この表においては水深が深くなるとともに二動原体染色体発生率は増加している。

なお、本実験は継続中である。

(井上 義教)

Table 3.2.5-1 Dicentric frequencies in rabbit blood lymphocytes following single doses of 25 rad given at various depth in water with 100 Ci ^{60}Co γ -rays

Depth in water (cm)	Number of cells examined	Number of dicentrics scored	Frequencies of dicentrics per cell
0	1550	8	0.0052
5	764	4	0.0052
10	541	8	0.0148
15	349	10	0.0287
20	128	5	0.0391

3.3 空 気 汚 染

3.3.1 概 要

放射性ヨウ素の環境における性状変化の研究においては、放射性元素状ヨウ素ガス (I_2) の大気塵への吸着に関して、反応時間および I_2 ガスの初期濃度の影響を調べた。吸着反応は4分以内に平衡に達し、付着確率は 8×10^{-3} であった。この付着確率は、以前に線香エアロゾルとフライアッシュエアロゾルで得られたものとほぼ同じであり、関東ロームエアロゾルの場合より約1桁大きいことなどが明らかになった。

原子炉事故時のヨウ素分離捕集に関する研究においては、分離捕集性能を評価するうえで必要な各種ヨウ素吸着材のキセノンおよびクリプトンの吸着等温線と吸着熱を調べた。また、これまでの実験から、ヨウ素分離捕集材として最も有望であることがわかった銀アルミナについて、放射性キセノンと放射性ヨウ化メチルの混合ガスを用いて分離捕集能力を調べた。ヨウ素に対するキセノンの放射能比が 10^5 倍のときにも、ヨウ素を効率よく分離捕集できることが実証された。

家屋等の放射能防護効果に関しては、家屋の換気率を評価するうえで必要な通気特性と風圧特性を調べた。通気特性試験では、家屋を構成する実物大供試体（ドア、窓、換気口など）およびモデル隙間供試体を対象として隙間の通気抵抗係数と抵抗指数を求めた。風圧特性試験では、3種類の家屋模型（1/50 木造2階屋、1/50 木造平屋、1/150 鉄筋コンクリート集合住宅）を対象として風洞実験により風圧係数を求めた。

（村田 幹生）

3.3.2 大気エアロゾルへの放射性元素状ヨウ素ガスの吸着

放射性ヨウ素の大気中での性状変化を明らかにする研究の一環として、これまでに放射性元素状ヨウ素 (I_2) ガスの線香エアロゾルとフライアッシュエアロゾルなどへの吸着反応を調べ、実験法および解析法を確立した。^{1), 2)} 1983年度は、これらの方法に基づき、大気エアロゾルへの I_2 ガスの吸着反応を調べた。³⁾

大気エアロゾルは、屋外から配管とブローを通して、室内の実験装置内へ取り入れた。吸着実験は $^{131}I_2$ ガスを含む空気と大気エアロゾルとガラス製反応容器（円筒型、8ℓ）の上部から連続流入させ、下部より連続流出させる方法によって行った。反応時間は容器内の流量率によって調節した。反応後、メイパックサンプラによって I_2 ガスと粒子に吸着した I_2 に分離して捕集し、放射能測定により各成分の割合を求めた。

大気エアロゾルの粒度分布は、静電式エアロゾル粒径分析器を用いて測定した。反応容器の入口における幾何平均径は0.008 から0.085 μm まで分布していた。また、大気エアロゾルの個数濃度は 4×10^3 から 4×10^4 個/ cm^3 まで、重量濃度は3から76 $\mu g/cm^3$ で変化した。反応時間は0.5 から4分まで、 I_2 ガス初期濃度は 10^{-14} から 10^{-8} g/cm^3 までの範囲内で設定した。また、温度は室温、相対湿度は50%以下であった。

I_2 ガス初期濃度が約 10^{-12} と 10^{-10} g/cm^3 のときの、反応時間と粒子単位重量当たりの I_2 吸着量

との関係を調べた結果、 I_2 吸着量は反応時間とともに増加し、吸着は4分までにほぼ平衡に到達することがわかった。また、反応時間が4分のとき粒子に吸着した I_2 の割合は約1から9%まで変化し、 I_2 ガス濃度とエアロゾル濃度にはほとんど無関係であった。Fig. 3.3.2-1に反応後の I_2 ガス濃度と粒子単位表面積あたりの I_2 吸着量との関係を示す。ここで用いた粒子表面積は静電式エアロゾル粒径分析器で測定した粒子径から算出したものである。図から反応時間が2分および4分の場合の I_2 吸着量はどちらも I_2 ガス濃度にはほぼ比例していることがわかる。4分でほぼ吸着平衡に到達するので、図に示した4分の結果の回帰直線は約 20°C における吸着等温線に相当する。反応後の I_2 ガス濃度を C (g/cm^3)、 I_2 吸着量を U (g/cm^2)とすると、吸着等温線として $U = 1.95 \times 10^4 C$ の関係式が得られた。この関係式と1981年度に確立したエアロゾルへの I_2 吸着に関する解析法を用いて、大気エアロゾルに対する I_2 ガスの付着確率を求めた。その結果、大気エアロゾルに対する付着確率は 8.0×10^{-3} であり、これまでに得られた線香エアロゾルとフライアッシュエアロゾルに対する付着確率はそれぞれ 7.6×10^{-3} と 8.7×10^{-3} でほぼ一致していることがわかった。また、関東ロームエアロゾルに対する付着確率(7.0×10^{-4})より約1桁大きいこともわかった。

(野口 宏)

参考文献

- 1) 村田 幹生: 保健物理-管理と研究-No.24, JAERI-M 82-112, 191 (1982)
- 2) 野口 宏: 保健物理-管理と研究-No.25, JAERI-M 83-134, 193 (1983)
- 3) 野口 宏, 村田幹生, 加藤正平 他: 日本原子力学会年会(第II分冊), 33, (1984)

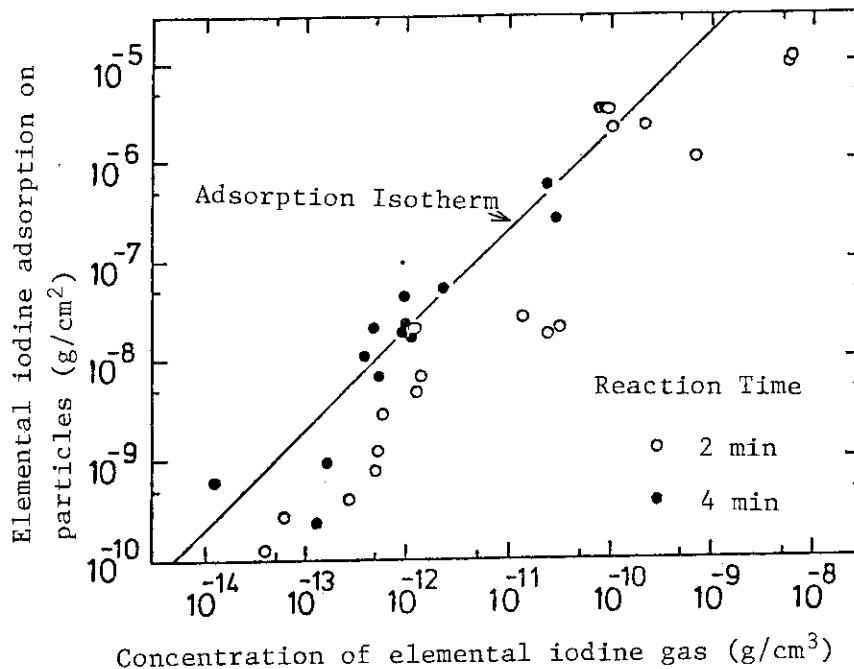


Fig. 3.3.2-1 Relation between concentration of elemental iodine gas and elemental iodine adsorption per unit surface area of atmospheric particles at about 20°C .

3.3.3 緊急時ヨウ素モニタリング法の開発

原子炉事故時の高濃度放射性希ガス雰囲気中における放射性ヨウ素の迅速測定法の開発を進めてきた。1983年度は各種吸着剤のキセノンとクリプトンの吸着等温線と吸着熱の測定を行い、また、放射性キセノンと放射性ヨウ素の混合ガスを用いて銀アルミナカートリッジのヨウ素分離捕集性能を調べた。

(1) 各種吸着剤のキセノンおよびクリプトンの吸着等温線と吸着熱

高濃度放射性希ガスの雰囲気中から放射性ヨウ素を選択的に分離捕集する吸着剤の性能は、希ガスの吸着特性に大きく依存していることから、希ガスの吸着特性を知るうえで重要な各種吸着剤の吸着等温線と吸着熱を測定した。吸着等温線の測定にはB. E. T. 装置を用いた。対象とした吸着剤は活性炭、銀ゼオライト、銀シリカゲルおよび銀アルミナである。¹⁾ 希ガスとして高純度非放射性キセノンとクリプトンを用いた。測定に先だって吸着剤は200°Cで2時間以上の真空脱気処理をした。測定温度は-78°C, 0°C, 25°Cで、平衡分圧の範囲は $10^{-2} \sim 10^2$ mmHgについて行った。

Fig. 3.3.3-1(a)と(b)に、それぞれ各種吸着剤のキセノンとクリプトンの0°Cにおける吸着等温線を示す。活性炭と銀ゼオライトのキセノンおよびクリプトンの吸着量は、銀シリカゲルや銀アルミナのそれより約2桁多く吸着することがわかった。また、各吸着剤ともクリプトンの吸着量はキセノンの吸着量より1~2桁少ないことが明らかとなった。これらの吸着等温線から、de Boerの吸着式²⁾を用いて吸着熱を算出した。Fig. 3.3.3-2(a)と(b)はそれぞれ各種吸着剤に対するキセノンとクリプトンの吸着熱と吸着量の関係を示している。吸着熱は吸着量に依存して変化している。キセノンの吸着熱は活性炭と銀ゼオライトが大きく、続いて銀アルミナ、銀シリカゲルの順であった。またクリプトンの吸着熱は各吸着剤ともキセノンの吸着熱より約2000 Cal/mol 小さかった。これら吸着熱の値から銀シリカゲルや銀アルミナに吸着したキセノンまたはクリプトンの脱離速度は、活性炭や銀ゼオライトの場合より速いと考えられる。

以上の吸着等温線と吸着熱の測定結果から、ヨウ素分離捕集性能の良かった銀アルミナは希ガスの平衡吸着量が少なく、脱離速度が大きいことを反映したものと考えられる。

(2) 放射性キセノンと放射性ヨウ素の混合ガスを用いた銀アルミナカートリッジのヨウ素分離捕集実験

これまでは放射性ヨウ素と放射性キセノンを単独に用いて各種吸着剤の捕集特性を調べてきた。

1983年度は銀アルミナカートリッジのヨウ素分離捕集性能を、原子炉事故時に模擬した放射性キセノンとヨウ素の混合ガスを用いて調べた。試験に用いた混合ガスの放射能濃度は $\text{CH}_3^{131}\text{I}$ が約 $10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、 ^{133}Xe が約 $10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であり、これはTMI原子炉事故時の放射性希ガスとヨウ素の放出割合に相当する。実験は相対湿度20%の混合ガスを50 l/minで10 min間、銀アルミナカートリッジおよびTEDA添着活性炭カートリッジに流した後、Ge(Li)検出器で各捕集カートリッジの γ 線スペクトルを測定した。Fig. 3.3.3-3(a)と(b)はそれぞれTEDA活性炭カートリッジと銀アルミナカートリッジの γ 線スペクトルである。TEDA活性炭カートリッジでは ^{131}I のスペクトルに加え、 ^{133}Xe のスペクトルも観測されている。一方、銀アルミナカートリッジでは ^{131}I のスペクトルのみで ^{133}Xe のスペクトルは認められない。これらのことから、銀ア

ルミナカートリッジにより高濃度希ガス雰囲気中から放射性ヨウ素を選択的に捕集できることが実証された。

(加藤 正平)

参考文献

- 1) 加藤正平 他：原子炉事故時の放射性希ガス雰囲気中からの有機ヨウ素の分離捕集，保健物理 17, 427 (1982)
- 2) de Boer: The Dynamical Character of Adsorption, Oxford (1953)

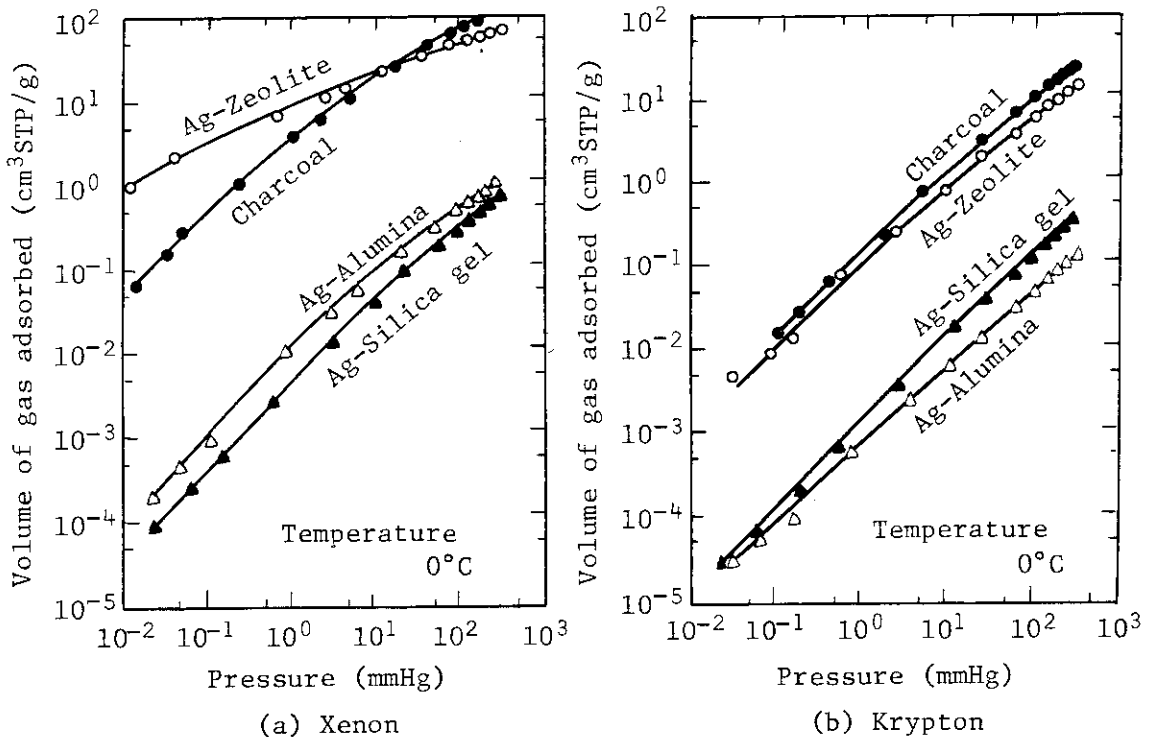


Fig. 3.3.3-1 Adsorption of noble gas on various adsorbents

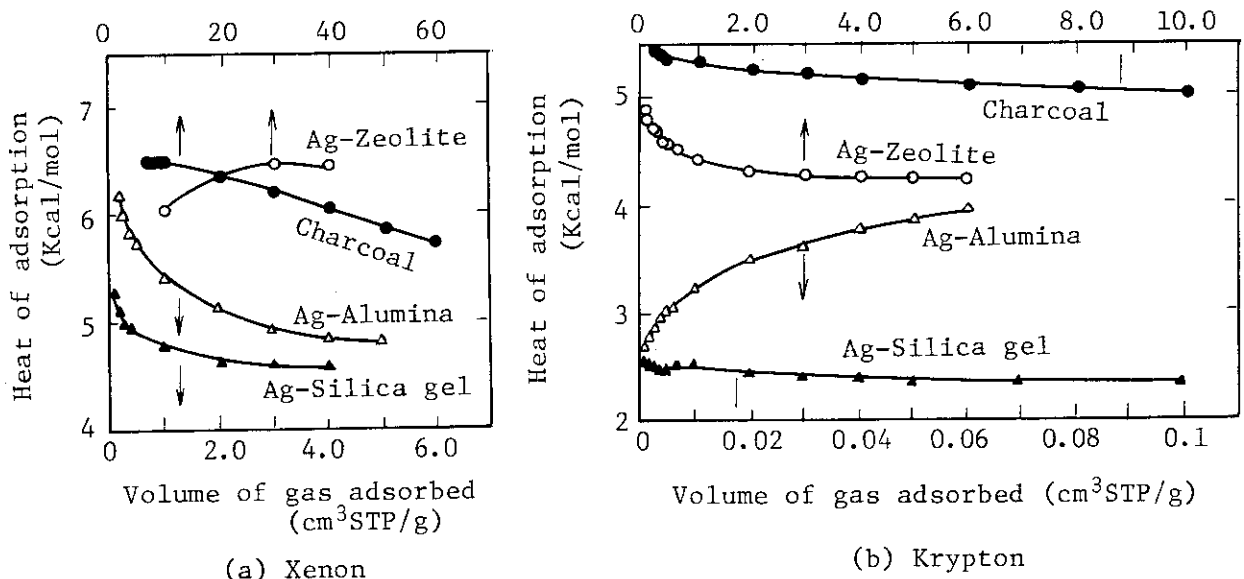


Fig. 3.3.3-2 Heat of adsorption on various adsorbent

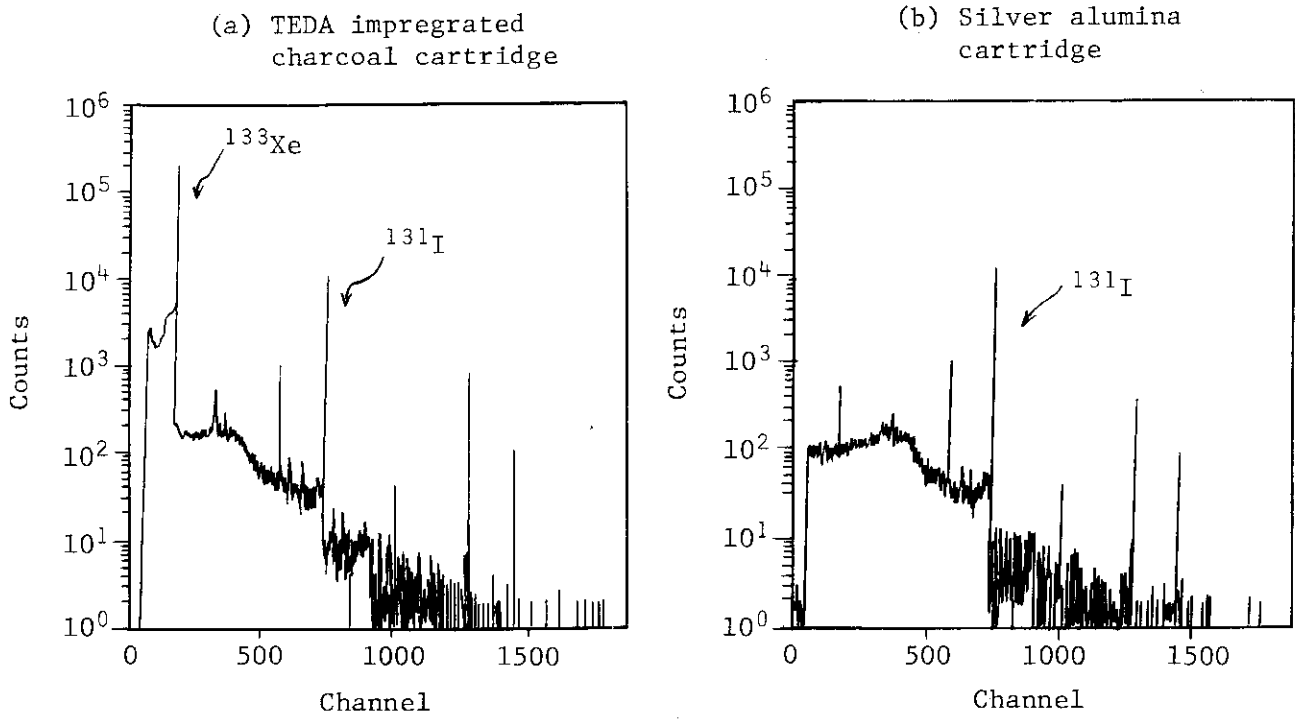


Fig. 3.3.3-3 Gamma-ray spectra of cartridges after sampling the air containing $10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ^{133}Xe and $10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ $\text{CH}_3^{131}\text{I}$ under the conditions; flow rate 50 l/min, sampling time 10 min and relative humidity 20%.

3.3.4 家屋等の放射能防護効果 (II)

隙間の通気抵抗係数と抵抗指数および家屋の風圧係数の測定

緊急時に原子力施設から異常放出される浮遊放射性物質に対する家屋内退避の防護効果^{*}を明らかにするために、1983年度には日本家屋の通気係数および風圧係数を調べた。これらの係数は家屋内への放射性物質の侵入と密接に関連する自然換気率を計算するために必要なものである。

(1) 通気係数測定

通気係数測定では、一般的な家屋について予想される隙間や開口を持つ家屋構成部材の実物大供試体および各種モデル隙間供試体を対象として、加圧チェンバー(2.5×3.0×3.0 m)を用いて通気抵抗係数と抵抗指数の測定を行った。実物大供試体はドア、窓枠、換気口など実際に使用されている12種類であり、モデル隙間供試体は家屋の建築中に生じると考えられる20種類の代表的な隙間を木で製作したものである。

加圧チェンバーの一端に供試体を取り付け、他端より加圧ファン、ディフューザおよびスクリーンを通して均等な静圧差を供試体の両側に与えることにより、差圧 ΔP (mmHg)と隙間の通過風量 Q (m³/sec)の関係を求めた。供試体に負荷した静圧差は実際の環境条件で発生する静圧差を含む範囲(0.1~10 mmAq)とした。差圧と隙間通気量の測定値から次式で定義される通気抵抗係数 ζ と抵抗指数 n を求めた。

$$\Delta P = \zeta r_0 (Q/L)^n / 2g$$

ここで、 L は隙間の長さ(m)、 g は重力加速度(m/sec²)、 r_0 は外気の密度(kg/m³)であり、 L はそれぞれの供試体について実測した値を用いた。

Table 3.3.4-1は実物大供試体について得られた通気抵抗係数 ζ と抵抗指数 n を示している。

(2) 風圧係数測定

代表的な家屋の縮小模型を3種類製作し低圧風洞を用いて家屋の風圧係数を求めた。模型家屋は表面の滑らかなアクリル板で製作した①鉄筋コンクリート集合住宅(縮尺1/150)、②木造2階屋(同1/50)および③木造平屋(同1/50)である。模型を風洞内に配置し風速 V_w (m/sec)と風圧 P_w (kg/m²)の関係を測定した。これらの測定値から次式で定義される風圧係数 C_w を求めた。

$$P_w = C_w r_0 V_w^2 / 2g$$

風圧係数は風向および家屋表面の位置と関係づけて求めた。なお、風洞内の垂直方向の風速分布として、模型の縮尺に見合った市街地および平坦地の模擬風速分布を用いた。

風圧係数の測定例として、木造2階屋で測定された風圧係数分布をFig. 3.3.4-1に示す。図中の矢印の長さは風圧係数の大きさを、また、方向が家の中に向っている場合には正の値であることを示している。この測定例では風上に向う面の風圧係数のみが正で他はすべて負である。

(村田 幹生)

* 家屋内へ退避することによって得られる被曝線量低減効果

Table 3.3.4-1 The coefficient ζ and exponent n of air flow resistance for gap included in component parts of house.

Subject	Dimension (mm)		Length of gap L (m)	Coefficient ζ	Exponent n
	W	H			
Steel door	830	1835	5.24	8.38×10^5	1.963
Steel sash window	1500	1770	8.31	9.83×10^5	1.997
Steel sash window	1500	1400	7.26	7.54×10^5	1.972
Aluminum sash window	1480	1750	8.40	3.11×10^8	1.874
Aluminum sash window	1480	1400	7.20	5.90×10^8	1.693
Steel sash projected window	350	500	1.07	8.03×10^4	1.628
Wooden door	820	1720	4.83	4.76×10^5	1.867
Ventilation opening	190	200	0.59	2.61×10^4	1.830

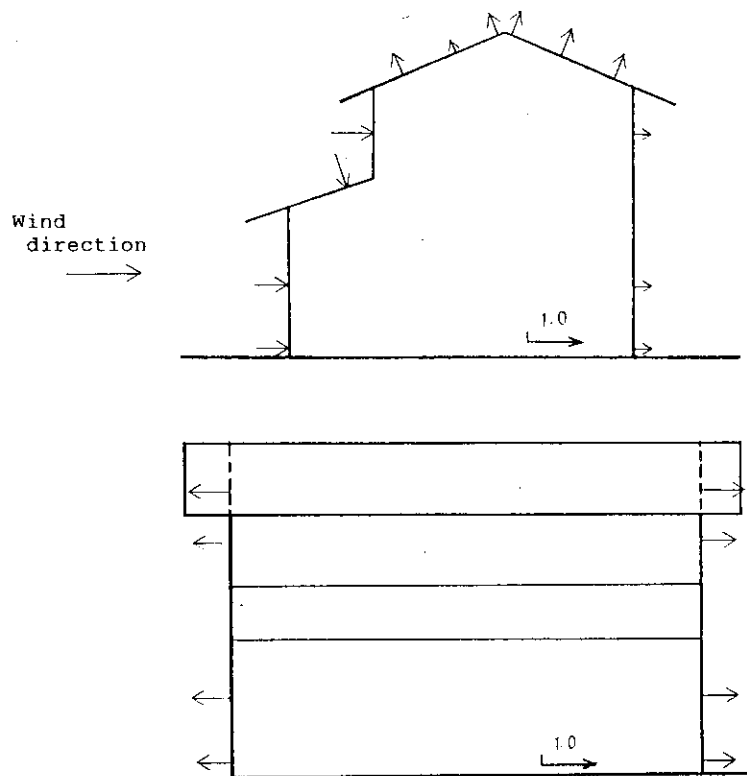


Fig. 3.3.4-1 The distribution of wind pressure coefficients (C_w) for the two-story wooden house. Scale: 1/50.

1. 外部投稿

1.1 研究・技術論文・ノート

氏名	標 題	誌 名
浅野 芳裕 藪田 肇 南 賢太郎	計算機端末用CRTディスプレイ装置からの漏洩 X線の測定	保健物理 18,167~171 (1983)
吉田 真 備後 一義 千田 徹 川崎 克也 三原 明	トリチウム標準ガス分取装置の開発	保健物理 18,217~223 (1983)
井上 義教	抗凝固剤としてEDTA-2Kを用いたヒトの末 梢血リンパ球の培養法	保健物理 18,319~326 (1983)
山本 英明 浅野 芳裕 松井 浩	核燃料施設におけるプルトニウムエアゾルの粒 径分布	保健物理 19,25~32 (1984)
野口 宏 松井 浩 村田 幹生	放射性ヨウ化メチルの空気中における光吸収ス ペクトル	原子力学会誌 25,658~663 (1983)
加藤 清	原研における原子炉解体技術開発計画 2.6 解体廃棄物処理保管処分技術	原子力工業 29, 6 (1983)
三戸 規生 片口 哲夫* * (三機工業)	放射性廃棄物施設における封じ込め技術	(雑誌) 冷凍 VOL. 58, No. 668 35~42 1983年6月
松井 寿夫* 綿貫 孝司 和田 攻* * (群大医)	ポリテトラフルオールエチレン (PTFE) の放射 線照射作業者にみられた皮膚障害例	産業医学 25,442~443 (1983)
間辺 厳 吉田 真 沼宮内 弼雄	γ 線スペクトル測定用の遮蔽体と自動試料交換 装置	RADIOISOTOPES 32, (11), 37~40 (1983)

1.2 総説・調査報告・解説等

氏 名	標 題	誌 名
松 下 紘 三	原研第1研究棟の改修工事における放射線管理の経験	保健物理 18,82~84 (1983)
村 田 幹 生	呼吸保護具着用時における防護効果の定量的評価	保健物理 18,383~396 (1983)
野 口 宏	第1回エアロゾル科学・技術研究討論会に出席して	保健物理 18,415~417 (1983)
高 田 和 夫	国際放射線防護委員会の1983年会合(ワシントン)における声明について	保健物理 19,85~88 (1984)
福 田 洋 水 下 誠 一 高 田 和 夫	内部被曝に関する個人モニタリングの指針	日本保健物理学会企画委員会 内部被曝線量管理専門小委員会(共同執筆) (1983)
伊 藤 尚 徳	汚染防止及び汚染除去法	日本アイソトープ協会 改訂3版 医療用 アイソトープの取扱いと管理
南 賢太郎	放射線管理における雨水の問題	Istope News No.347
吉 田 真 備 後 一 義	通気式電離箱の汚染記憶とその対策 (理工文献紹介)	Radioisotopes 32 (9), 78 (1983)

2. JAERI - M レポート

氏 名	標 題	レポートNo.
小 畑 一 一 片 桐 浩 小 林 秀 雄 藪 田 肇 国 分 守 信	東海研究所気象観測年報 (1979年~1981年)	JAERI - M 83-071 (1983)
小 畑 一 一 片 桐 浩 小 林 秀 雄 藪 田 肇 国 分 守 信	東海研究所気象統計 (1964年~1982年)	JAERI - M 83-201 (1983)
吉 田 浩* 松 井 智 明 倉 沢 利 昌* 宮 内 武次郎** 竹 下 英 文* 梶 本 与 一 後 藤 孝 三*** 成 瀬 雄 二 渡 辺 齊* *(燃料工学部) **(研究炉管理部) *** (核融合 研究部)	酸化トリチウムの照射下トリチウム放出試験 -トリチウムの除去とモニタリング-	JAERI - M 83-204 (1983)
放射性 汚染処理 第2課	中高レベル廃棄物処理施設の概要	JAERI - M 83-218
高 田 和 夫	A Study on the Short - term Metabo- lism of Curium and Its Removal with DTPA in the Rat	JAERI - M 1288 (1983)
福 田 勝 男 栗 林 寿* 三 戸 規 生 進 土 義 正 岩 本 貞 雄 佐 藤 元 明 菊 地 順 彦* 田 村 貢 大* * (三機工業)	マイクロ波加熱による β , γ 雑用体廃棄物の熱分 解・溶融固化試験	JAERI - M 84-001 (1984)

3. 所内資料

氏名	課題	発表年月
小川正晃* 相川裕史 龍福廣** 前田実*** 沼尻内雄 *(広大) **(VIC) *** (ナサック)	放射線漏洩経路解析プログラムRLRAP	1983年4月
小川正晃* 沼尻内弼雄 *(広島大)	DOTファイルデータ解析のための図型処理 プログラムMIZES-I, II	1983年4月
吉田真 備後一義 千田徹 川崎克也 三原明	ガスモニタ校正用トリチウム標準ガス分取装置	1983年5月
吉田芳和他 保物各課	東海研究所放射線管理季報No. 76	1983年5月
吉田芳和他 保物各課	東海研究所放射線管理季報No. 77	1983年8月
高橋彰	カールスルーエ原子力研究所における放射性廃棄物処理 (海外研修報告)	1983年8月
松浦賢一 藤崎説男 加藤清 江村悟	RI小線源等廃棄物の固化法に関する調査	1983年8月
山本峯澄 早坂寿夫	JRR-2大型バルブ更新時の被曝線量の統計解析	1983年9月
川崎克也 千田徹 三原明 山口恭弘	放射線管理モニタ校正用 γ 線照射装置	1983年9月
吉田芳和他 保物各課	東海研究所放射線管理季報No. 78	1983年11月

氏 名	標 題	発表年月
藤 崎 説 男 松 浦 賢 一 吉 森 道 郎 服 部 洋 司 郎 木 村 貴 海 * 小 林 義 威 * *(原子炉化学部)	放射性廃液中のアクチノイドの定量	1983年12月
守 勝 治 小 松 茂 小 沢 政 千 代 江 村 悟	ステンレス鋼製中レベル放射性廃液貯槽の切断 解体	1984年1月
穴 沢 豊	プルトニウム富化燃料取扱に係る放射線管理技 術および廃棄物処理技術に関する検討	1984年1月
高 橋 昭 雄 川 勝 俊 二 前 田 行 市 菊 池 時 則 倉 持 彰 彦 池 沢 芳 夫 穴 沢 豊 松 井 浩	解体に係る放射線管理技術の開発 (昭和56年度) — 空中高放射線量測定装置・搬出物品自動 表面汚染検査装置 —	1984年1月
中 村 清 宣 植 田 久 男 秋 山 勇	燃料試験施設の β γ コンクリートセル除染作業 時における放射線管理データ (昭和57年度)	1984年2月
南 賢 太 郎 浅 野 芳 裕 橘 晴 夫 吉 田 芳 和	臨海警報装置用中抗子検出器の特性調査	1984年2月
浅 野 芳 裕 吉 田 真	原研校正用黒鉛パイル熱中性子束の絶対測定	1984年2月
放射線管理課	大洗研究所放射線管理状況報告書 No. 5 (昭和57年度)	1984年2月

氏 名	標 題	発表年月
小 畑 一 一 藪 田 肇 片 桐 浩 山 口 武 慶 国 分 守 信 吉 田 芳 和	原子力船「むつ」の平常運転時及び事故時における被ばく線量の評価 (日本原子力船研究開発事業団受託調査報告書)	1984年3月
高 田 和 夫 城 谷 孝 吉 田 芳 和	OECD/NEA“放射線防護と公衆の保健に関する委員会”(CRPPH)報告書:「ICRP Publication 26 の 118 - 122 項(公衆の構成員に対する線量当量限度)の解釈と適用」および「作業者の過剰被曝の管理」(翻訳)	1984年3月
高 橋 彰 西 沢 市 壬 讚 井 賢 造 江 村 悟	中高レベル固体廃棄物の分別管理の検討	1984年3月
吉 田 芳 和 他 保 物 各 課	東海研究所放射線管理季報No.79	1984年3月

4. 口頭発表および講演

氏 名	標 題	学会名等
加 藤 正 平 松 井 浩 国 分 守 信	対数正規分布則に従うエアロゾル粒径分布のパラメータの推定 下側の切れた分布の場合	保健物理学会 1983年5月(東京)
小 畑 一 一 小 林 秀 雄 片 桐 浩 藪 田 肇 梁 瀬 芳 晃 中 戸 喜 寄 国 分 守 信	核融合研究サイトのバックグラウンド調査	同 上
松 下 紘 三 小 林 誠 二 穴 戸 宣 二 清 木 義 弘 山 本 峯 澄	NaCl エアロゾルを用いたフード内から実験室内への逆流濃度の測定	同 上
野 村 俊 文	JRR-2 等の放射線管理用モニタ監視装置 (その1 ハードウェアについて)	同 上

氏名	標 題	学会名等
渡部 孝二	JRR-2等の放射線管理用モニタ監視装置 (その2 ソフトウェアについて)	保健物理学会 1983年5月(東京)
松井 智明	SHE燃料から放出される核分裂生成物の放出量 測定	同 上
泉 幸男 高場 勇一	JRR-3コンクリート中のトリチウム濃度分布	同 上
服部 隆充 福田 洋 高田 和夫 赤石 準	^{14}C 有機化合物(ベンゼン)の吸入による被曝 例	同 上
吉田 真 備後 一義 千田 徹 三原 明	可搬式ガスモニタ校正装置の開発	同 上
吉田 真 千田 徹 三原 明 川崎 克也 備後 一義	制動放射線検出型トリチウムモニタの開発	同 上
千田 徹 三原 明 小林 秀雄 川崎 克也 片桐 一 小畑 一 藪田 一 森内 茂	広レンジモニタリングポスト装置	同 上
福田 洋	原子力研究所における内部被曝管理の実際	保健物理学会 58年度勉強会 1983年7月(熊取)
高田 和夫	被曝線量評価法の実際	同 上
押野 昌夫	ICRP Publication 35の概要	保健物理学会 1984年3月(東京)

氏名	標 題	学 会 名 簿
三戸 規生 勝山 和夫	放射性液体廃棄物に関する処理処分の現状と 今後の課題	(株)デリ・プロジェクト 放射性廃液処理技術開 発セミナー 1983年4月(東京)

氏 名	標 題	学会名等
松 井 智 明 梶 本 与 一 後 藤 孝 徳 渡 部 孝 三 倉 沢 利 昌 吉 田 浩 渡 部 齊* *(燃料工学部)	酸化リチウムの照射化トリチウム放出試験 IVトリチウム除去及び安全管理	日本原子力学会 1983年9月(札幌)
三 原 明 山 口 恭 弘 千 田 徹 川 崎 克 也 南 賢太郎	パルス状X線モニタの特性	同 上
浅 野 芳 裕 吉 田 真 上 沢 輝 夫 道 川 太 一* *(電総研)	熱中性子校正場の測定	同 上
福 田 勝 男 進 士 義 正 三 戸 規 生 栗 林 寿* *(三機工業)	β 、 γ 固体廃棄物の熱分解・熔融固化試験II) マイクロ波加熱法の適用	同 上
小 林 弘 也 三 嶋 一 幸 尾 曾 智 重 進 士 義 正 三 戸 規 生	洗濯廃液処理システムの運転実績 (I) 逆浸透処理	同 上
三 嶋 一 幸 小 林 弘 也 尾 曾 智 重 進 士 義 正 三 戸 規 生	洗濯廃液処理システムの運転実績 (II) 蒸発乾固処理	同 上

氏 名	課 題	学会名等
三 戸 規 生 進 士 義 正 福 田 勝 男 藤 井 雅 則* 館 野 彌* 菊 地 順 彦* 田 村 貢 大* (三機工業)	β, γ 固体廃棄物の熱分解・熔融固化試験 「マイクロ波加熱法の適用」：イオン交換樹脂 の熱分解試験 (I)	日本原子力学会 1983年3月 (大阪)
加 藤 正 平 波 谷 正 英* 野 口 宏 村 田 幹 夫 国 分 守 信 * (興研)	ヨウ素, 希ガス分離捕集材としての各種吸着剤 の特性試験 (V) キセノンおよびクリプトンの吸着特性	同 上
野 口 宏 村 田 幹 生 加 藤 正 平 国 分 守 信	環境条件における放射性ヨウ素とエアロゾルの 相互作用 (5) 大気エアロゾルへの放射性元素状ヨウ素ガス の吸着	同 上
高 橋 彰 西 沢 市 王 讚 井 賢 造 江 村 悟	中レベル放射性固体廃棄物の分別管理の検討	日本原子力学会 1984年3月 (近大)
村 田 幹 生 野 口 宏 加 藤 正 平 松 井 浩 国 分 守 信	エアロゾル粒子への放射性ヨウ素ガスの吸着	エアロゾル科学・技 術研究討論会 1983年8月 (筑波)
加 藤 正 平 松 井 浩	エアロゾル粒径分布の推定 下側の切れた分布	同 上
松 井 浩 村 田 幹 生 吉 田 芳 和	保健物理分野におけるエアロゾル研究	同 上
狐 塚 正 夫* 池 沢 芳 夫 * (千代田保安用品)	溶媒希釈法による微小エアロゾルの生成	同 上

氏 名	標 題	学会名等
池 沢 芳 夫 松 井 浩 木 谷 進* 狐 塚 正 夫** *(安工第3研) **(千代田保安用品)	DOPエアロゾルに対する2般HEPAフィルタの捕集性能	エアロゾル科学・技術研究討論会 1983年8月(筑波)
伊 藤 尚 徳	医療用RIの廃棄をめぐる諸問題 5.放射性廃棄物処理処分の経験の視点から	第23回日本核医学会総会シンポジウム 1983年9月(高槻)
伊 藤 尚 徳	アイソトープ廃棄物問題の現状と将来 Ⅲ処理の立場から	日本アイソトープ協会放射取扱主任者部会第24回総会 1983年11月(大阪)
赤 石 準	体内放射能モニタリング	放医研第11回環境セミナー 1983年12月(千葉)
高 田 和 夫	トリチウム佐業従事者の尿中トリチウム動態	エネルギー特別研究発表会 1984年2月(東京)
吉 田 芳 和 松 井 浩 池 沢 芳 夫 松 本 史 郎* 横 地 明** 甲 野 啓 一*** 三 上 壮 介**** 杉 田 直 記***** *(埼玉大学) **(東海大学) *** (動 燃) **** (日本空気清浄協会) ***** (日本空気清浄協会)	光散乱型ホトメータによる排気フィルタの透過率測定について	第3回空気清浄技術研究大会 1984年3月(東京)
Y. Yamaguchi H. Ryufku Ke. Minami T. Numakunai Ka. Minami ** *(VIC) **(富士通)	A Benchmark Experiment for γ -Ray Shyshine	6th International Conference on

氏 名	標 題	学 会 名 等
江 村 悟	低・中レベル廃棄物管理の現状	日本原子力産業会議 原産セミナー 1983年9月
江 村 悟	核燃料サイクル・バックエンドについて	電気学会, 東北支部 1983年10月

5. 特許申請および登録

氏 名	標 題	年 月 日
三 戸 規 生 福 田 勝 男 菊 地 順 彦* 田 村 貢 大* 栗 林 寿 *(三機工業)	放射性核種を含む廃棄物の処理方法	1983年9月4日申請
三 戸 規 生 福 田 勝 男 菊 地 順 彦* 栗 林 寿* 藤 井 雅 則* 中 森 敏 隆* *(三機工業)	放射性核種を含む廃棄物の処理方法	1984年3月29日 申請

6. 受託調査・研究

相 手 方	標 題	実 施 課 程
科 学 技 術 庁	昭和 57 年度廃炉技術開発 (継続)	放射性汚染処理第 1 課 放射線管理第 3 課 他
科 学 技 術 庁	昭和 58 年度極低レベル固体廃棄物処分技術調査 (安全性の調査)	放射線管理第 1 課 放射性汚染処理第 1 課
日本碍子株式会社	実焼却灰の高周波溶融固化処理に関する調査	放射性汚染第 1 課
原子力船開発事業 団	原子力船「むつ」関連の被曝線量評価に関する調 査	放射性管理第 1 課
動力炉・核燃料開 発事業団	臨界警報装置用中性子検出器の特性調査	線量計測課
動力炉・核燃料開 発事業団	大洗地区放射性廃棄物処理施設に関する業務 (VII) (高レベル α 固体貯蔵施設の増設)	放射性廃棄物処理課
三 機 工 業 株	β ・ γ 固体廃棄物の熱分解・溶融固化試験に障 る調査 (II)	放射性廃棄物処理課

相手名	標 題	実施課室
大日本塗料(株)	原子力施設用汚染防護塗料におけるR・Iの塗膜に対する耐汚染性及び除染性に関する調査	放射性廃棄物処理課
日本環境調査研究所	原子力施設用ストリップابلコーティング材の除染性に関する調査の実施	放射性廃棄物処理課

7. 講師招へい(講演)

講演者	機 関 名	題 目	講演年月日	招へい課室
藤田 稔	東北大学 サイクロトロン ・ラジオアイソ トープセンター	ICRP Publ 30に示された不 活性ガスのSubmersionにお ける誘導空気中濃度	1983年11月21日	体内放射能課
浜田達二	日本アイソト ープ協会	中性子被曝線量評価法の最近 の動向	1983年12月19日	線量計測課
一政裕輔	茨城大学理学部	トリチウム水とトリチウムガ スの体内動態	1983年12月22日	体内放射能課
大塚勝幸	動燃(大)洗工学 センター	周体廃棄物前処理施設(WDF) の建設、整備、運転並びに除 染技術開発について	1984年2月17日	放射性汚染処理 第2課
上野陽里	京都大学医学部	放射線の人体に与える影響	1984年3月12日	安全管理課
池辺幸正	名古屋大学	^{222}Rn 娘核種の性状と動態	1984年3月14日	放管第1課

8. 所外研修コースへの協力

コ ー ス 名	講師人数(延)
運輸省 放射性物質安全輸送講習会	2
放射線計測協会 放射線計測基礎講座	11
放射線安全技術センター 第2種放射線取扱主任者講習会	2
放射線医学総合研究所 放射線防護課程	2
茨城県原子力協議会 原子力講座	3
日本原子力産業会議 核燃料取扱技術者講習会	2
静岡県環境放射線監視センター 原子力防災対策緊急環境モニタリング基礎技術研修会	1

9. 所内研修コースへの協力

コース名	講義・実習	単位数又は時間 (1単位は80分)	講師人数(延)
RI・原子炉研修所 〔原子炉研修部門〕			
一般課程(第40回)	講義	9単位	7
保健物理専門課程(第15回)	講義	44単位	23
	実習	471単位	19
	実習	4.5コース	19
原子炉工学専門課程(第8回)	講義	6単位	6
原子炉防災対策講座(第5～6回)	講義	26単位	12
	実習	245時間	39
原子炉防災講座(基礎技術) (第25～第35回)	講義	69単位	18
放射線防護専門課程(第2回)	講義	37単位	21
	実習	366時間	17
放射性廃棄物処理講座(第5回)	講義	7単位	5
	実習	148時間	7
原子力入門講座(第10回)	講義	8単位	4
原子力教養講座(第14回)	講義	2単位	1
〔RI研修部門〕			
基礎課程(第186～191回)	講義	6単位	1
専門課程(第142回),放射線管理コース	講義	8単位	6
	実習	16単位	4
専門課程(第143回),RI生生物学への 利用コース	講義	1単位	1
その他のコース			
〔放射線作業従事者訓練〕			
東海研究所協力業者安全協議会	講義・実習	18時間	28
〃 放射線安全訓練	講義・実習	42時間	32

編集後記

本報の編集はほぼ予定どおり進んだ。編集方針は従来と大きな変わりはないが、新たに研究所内の利用のために作成された未公開資料の記録を載せた。

本報の執筆要綱が作成されてから2年が経過している。SI単位への統一など見直しを行う必要があり、執筆要綱に対する執筆者の御意見を編集委員会までお送り下さい。 (浅野 記)

編集委員会

委員長	沼宮内 弼 雄	(東海研究所, 保健物理部次長)
委員長代理	村 田 幹 生	(" , 放射線管理第1課)
幹 事	浅 野 芳 裕	(" , 線量計測課)
委 員	宮 本 俊 寛	(" , 放射線管理第2課)
	吉 田 敏 城	(" , " 第3課)
	水 下 誠 一	(" , 体内放射能課)
	守 勝 治	(" , 放射性汚染処理第1課)
	丸 山 亨	(" , 放射性汚染処理第2課)
	綿 貫 孝 司	(高崎研究所, 管理部安全管理課)
	大 村 英 昭	(大洗研究所, 放射線管理課)
	渡 部 和 弘	(" , 放射性廃棄物処理課)
事 務 局	菊 地 忍	(東海研究所, 保健物理部保健物理業務課長)
	青 木 チ エ	(" , 保健物理業務課)

「保健物理-管理と研究-No.26」正誤表

頁	行	誤	正
38	Table A.3.4-1 上5	$\sim 2.5 \times 10^{-6}$	$\sim 2.5 \times 10^{-4}$
43	下16	(d) 作業に伴 な 発生する……	(d) 作業に伴 い 発生する……
47	F6	固着性汚染の総量 $\beta(\gamma)$ ……	固着性汚染の総量は $\beta(\gamma)$ ……
49	Fig. A.3.8-1	計数率	計数
80	Table A.6.3-1 上4	NSRR 実験カプセル (16本),	NSRR 実験カプセル (16体)
84	Table " 右側4	Table A.6-1 一般排水	Table A.6.4-1 一般排水
88	Table B.1.3-2 " "	1号加圧器 2号加圧器 3号加圧器	1号加速器 2号加速器 3号加速器
91	下10	^{54}Mn	^{54}Mn ,
92	下2	合は "<(検出限界濃度値)"	合は "<(検出限界濃度値)"と記入。
93	Table C.1.3-2 排水溝へ排出の中央	$\beta\gamma$ $^3\text{H } 9.3 \times 10^{-3}$	β, γ $^3\text{H } 9.3 \times 10^{-3}$
96	Table 1.7-1 中央下3	1.5×10^{-5}	4.5×10^{-5}
105	Table C.3.5-1 下5	低させる。	底させる。
112	Table C.5.3-1 燃料研究棟	合計→10	11
118	上17	1983年に実施した防護衣料	1983年度に実施した防護衣等
155	上14	中心におけれ……	中心における……
182	Fig. 2.5.8-2	Volume of off-gas *	~~~~~ Volume of off-gas *
192		ORGANIC LIQUID WASTE	LIQUID
206	Table 3.2.2-1*	…… and <u>compton</u> ……	…… and <u>Compton</u> ……
214	下10	……エアゾルとガラス製……	……エアゾルをガラス製……
218	Fig. 3.3.3-1 下2	… and $10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \text{CH}_3^{131}\text{I}$ ……	… and $10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \text{CH}_3^{131}\text{I}$
222	上8 標題	…… 1983年會合 (ワシン)	…… 1983年會議 (ワシン)
223	下4 レポート No. 下2 標題	JAERI-M 1288 マイクロ波加熱による β, γ 雑固 体…	JAERI 1288 マイクロ波加熱による β, γ 雑固 体…
224	3. 所内資料 上6 上11	沼尻内 雄 沼尻内 弼雄	沼宮内 弼雄 沼宮内 弼雄
225	下4 標題 下3 標題	臨海警報装置用中抗子検出器… 原研校正用黒鉛パイル熱中性子…	臨海警報装置用中性子検出器… 原研校正用黒鉛パイル中の熱中性 子…
229	上2 学会名等	1983年3月 (大阪)	1984年3月 (大阪)
230	上8 標題 下6 氏名 下1 標題 下1 学会名等追加	トリチウム佐業従事者… H. Ryufuku Shyshine Conference on _____	トリチウム作業従事者… H. Ryufuku Skyshine Conference on <u>Radiation Shielding</u>
231	5. 特許申請および 登録 氏名上5 下2 標題	栗林 寿 熱分解・溶融固化試験に障す	栗林 寿 [*] 熱分解・溶融固化試験に関す