

平成 16 年度 放射線安全全部年報

(業務報告)



2005 年 9 月

核燃料サイクル開発機構

東海事業所

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

電話：029-282-1122（代表）
ファックス：029-282-7980
電子メール：jserv@jnc.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構
(Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2005

※表紙掲載写真：中性子線照射装置（計測機器校正施設）

平成 16 年度 放射線安全部年報

(業 務 報 告)

放射線安全部

要 旨

本報告書は、平成 16 年度に東海事業所放射線安全部が実施した施設の放射線管理及び個人被ばく管理、放出管理及び環境放射線の監視、放射線管理用機器等の保守管理、安全研究及び技術支援等の業務について取りまとめたものである。

東海事業所には再処理施設、核燃料物質使用施設及び放射性同位元素使用施設があり、これら施設における放射線業務従事者の放射線防護を行うために、作業環境の放射線状況の監視及び放射線作業の管理などの放射線管理を行うとともに、放射線業務従事者の個人線量の測定を行った。

東海事業所の周辺公衆の放射線防護としては、再処理施設等から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の濃度及び放出量の測定管理を行うとともに、事業所周辺の陸域及び海域の環境放射線の監視を行った。

施設の放射線管理及び環境監視に使用する放射線測定器については、定期的な点検・校正を行うとともに、故障時の迅速な復旧を図り、施設の放射線安全の確保に努めた。また、校正用線源等については国家標準とのトレーサビリティの維持管理を行った。

平成 16 年度においては、放射線業務従事者の年実効線量は個人最大で 6.1mSv、平均 0.1mSv であった。再処理施設から放出される気体及び液体廃棄物に起因する施設周辺の公衆の年実効線量は 4.4×10^{-4} mSv であった。この結果、保安規定等に定められている基準を超える事例は無かった。環境監視の結果については、通常の変動範囲内であった。

放射線防護に関連する安全研究及び技術開発及びそれらの成果の公表にも積極的に取り組んだ。

また、品質保証活動に関しては、平成 16 年度からの保安規定に基づく品質保証活動の運用開始に伴い、品質保証計画書等の改訂への支援・整備を行うとともに、品質保証関係に係る保安検査、各種監査等の対応を実施した。

Annual Report on the Present State and Activities of the Radiation Protection Division, JNC Tokai Works in Fiscal 2004

(Document on Present State of Affairs)

Radiation Protection Division

Abstract

This annual report summarizes the activities on radiation control in the radiation facilities, personnel monitoring, monitoring of gas and liquid waste effluents, environmental monitoring, instrumentation, safety research, and technical support, undertaken by the Radiation Protection Division at JNC Tokai Works in fiscal 2004.

The major radiation facilities in the Tokai Works are the Tokai Reprocessing Plant (TRP), three MOX fuel fabrication facilities, the Chemical Processing Facility (CPF), and various other radioisotope and uranium research laboratories.

The Radiation Protection Division is responsible for radiation control in and around these radiation facilities, including personnel monitoring, workplace monitoring, consultation on radiological work planning and evaluation, monitoring of gas and liquid waste effluents, environmental monitoring, instrumentation, calibration, quality assurance, and safety research. The Division also provides technical support and cooperation to other international and domestic institutes in the radiation protection field.

In fiscal 2004, the results of radiological monitoring showed the situation to be normal, and no radiological incident or accident occurred. The maximum annual effective dose to radiation workers was 6.1 mSv and the mean annual effective dose was 0.1 mSv. Individual doses were kept within the annual dose limit specified in the safety regulations. The estimated effective dose caused by gas and liquid effluents from the TRP to members of the public around the Tokai Works was 4.4×10^{-4} mSv. Environmental monitoring and effluent control were performed appropriately in compliance with safety regulation and standards.

Research and development on radiation protection in nuclear fuel cycle are also performed actively. Safety audit and Nuclear Safety Inspection were made in accordance with the quality assurance system which had been introduced to safety regulation since fiscal 2004.

目 次

1. はじめに	1
2. 放射線安全部の組織及び業務.....	2
3. 施設放射線管理	4
3.1 東海事業所における放射線管理の概要	4
3.2 再処理施設の放射線管理状況	5
3.2.1 作業環境の放射線監視結果	5
3.2.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況	6
3.2.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況	10
3.2.4 管理区域等の設定・解除	13
3.2.5 再処理施設第 16 回定期検査	13
3.2.6 再処理施設保安検査	13
3.3 核燃料物質使用施設等の放射線管理状況	14
3.3.1 作業環境の放射線監視結果	14
3.3.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況	15
3.3.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況	18
3.3.4 管理区域等の設定・解除	18
3.3.5 使用施設保安検査	20
4. 個人被ばく管理	21
4.1 東海事業所の個人被ばく状況	21
4.2 外部被ばく管理状況	22
4.2.1 実効線量	22
4.2.2 等価線量	23
4.3 内部被ばく管理状況	24
4.4 一時立入者の線量測定状況	24
4.5 マスクフィットネス試験	25
5. 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理	26
5.1 放射性気体廃棄物の放出状況	26
5.1.1 再処理施設	26
5.1.2 使用施設等	27
5.2 放射性液体廃棄物の放出状況	30

6.	環境放射線監視	33
6.1	環境放射線モニタリング	33
6.1.1	陸上環境モニタリング	33
6.1.2	海洋環境モニタリング	35
6.2	気象観測	37
6.3	環境線量評価	40
6.3.1	線量算出方法	40
6.3.2	被ばく評価経路	40
6.3.3	線量算出結果	41
7.	放射線・放射能標準の維持・管理	43
7.1	放射性同位元素変更許可申請	43
7.2	トレーサビリティ	43
7.3	照射設備・線源	43
7.3.1	照射設備	43
7.3.2	線源	44
7.4	基準測定器等	44
7.5	RI線源等使用記録，官庁検査対応	45
7.6	付帯設備等・その他	45
8.	主要な設備機器の整備，維持管理	50
8.1	新規設備の開発・設置	50
8.1.1	緊急時環境モニタリング機材等の整備	50
8.2	放射線管理用機器の保守校正	51
8.2.1	臨界警報装置を除く放射線管理用機器の定期点検状況	51
8.2.2	臨界警報装置の検査状況	52
8.2.3	主な予防保全	53
8.2.4	再処理施設における放射線管理用機器に係る定期検査対応状況	53
8.2.5	使用施設における放射線管理用機器に係る検査の対応状況	53
9.	安全研究等の計画的推進	55
9.1	安全研究の推進	55
9.2	安全研究等の実施	57
9.2.1	個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究	57
9.2.2	放射線モニタリング技術の高度化研究	72
9.2.3	環境影響評価手法の研究	100
9.2.4	分析技術の高度化に関する研究	104
9.2.5	安全工学研究	107

9.2.6	臨界警報装置更新に係る検討	108
9.3	外部発表状況	108
10.	技術支援, 国際協力	109
10.1	技術支援	109
10.1.1	日本原燃への協力協定に基づく技術支援	109
10.1.2	核物質管理センターとの協力協定に基づく技術支援	110
10.1.3	自治体等への協力	110
10.2	国際協力	112
10.2.1	IAEA/RCA ワークショップの開催	112
10.2.2	JNC-IRSN 技術協力協定に基づく情報交換	112
11.	放射線監視情報の公開状況	114
11.1	環境放射線モニタリング情報	114
12.	品質保証活動	115
12.1	マネジメントシステム整備推進委員会	115
12.2	技術・技能認定制度	123
13.	おわりに	125
付録		
付録 1	図表	付-1 (1)
付録 2	外部発表	付-2 (1)
付録 3	用語集	付-3 (1)

1. はじめに

本報告書は、平成 16 年度に東海事業所放射線安全部が実施した放射線管理及び個人被ばく管理、放出管理及び環境放射線の監視、放射線管理用機器等の保守管理、安全研究及び技術支援等の業務概要について取りまとめたものである。

東海事業所には再処理施設及び核燃料物質使用施設等があり、これら施設における放射線業務従事者の放射線防護を行うために、作業環境の放射線状況の監視及び放射線作業の管理などの放射線管理を行うとともに、放射線業務従事者の個人線量の管理を行っている。

平成 16 年度は放射線防護に係る大きなトラブルはなく、放射線業務従事者の個人線量が保安規定等に定められている基準を超える事例はなかった。

一方、東海事業所周辺の一般公衆の放射線防護については、再処理施設等の施設から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の濃度及び放出量の監視を行うとともに、事業所周辺の陸域及び海域の環境放射線の監視を行っている。平成 16 年度は、施設からの放射性物質の放出が保安規定等に定められている基準を超える事例はなかった。また、環境放射能についても通常の変動範囲内であった。

施設の放射線管理及び環境監視に使用する放射線測定器については、定期点検を行うとともに、国家標準とトレーサビリティがとれた線源で校正を実施している。平成 16 年度は、定期検査等の点検の結果、放射線測定器について適切に校正し、維持管理がなされていることが確認された。

また、放射線安全部の業務に係る安全研究と放射線防護に係る研究及び技術開発の推進並びに研究成果の公表に積極的に取り組んだ。

この他、品質保証活動に関しては、平成 16 年度からの保安規定に基づく品質保証活動の運用開始に伴い、品質保証計画書等の改訂への支援・整備を行うとともに、品質保証関係に係る保安検査、各種監査等の対応を実施した。

2. 放射線安全部の組織及び業務

放射線安全部は4課1グループで構成され、施設内外における放射線管理及び安全研究に関する業務を行っている。図 2.1 に組織の概略を、図 2.2 に放射線安全部における組織体制を示す。

放射線安全部の筆頭課は線量計測課であり、放射線安全部の取りまとめを行うとともに、部の品質保証等に係る業務、放射線業務従事者の線量評価、放射線・放射能標準の維持・管理、放射線測定器の管理を行っている。環境監視課は、東海事業所敷地周辺の環境放射線監視を行うとともに、各施設に係る放射性液体廃棄物の海洋への放出監視を行っている。

放射線管理第一課は、使用施設に係る施設放射線管理及び放射性気体廃棄物の大気への放出監視を行い、放射線管理第二課は、再処理施設に係る施設放射線管理及び放射性気体廃棄物の放出監視の業務を行っている。安全研究グループは、安全研究推進等に係る業務を行っている。

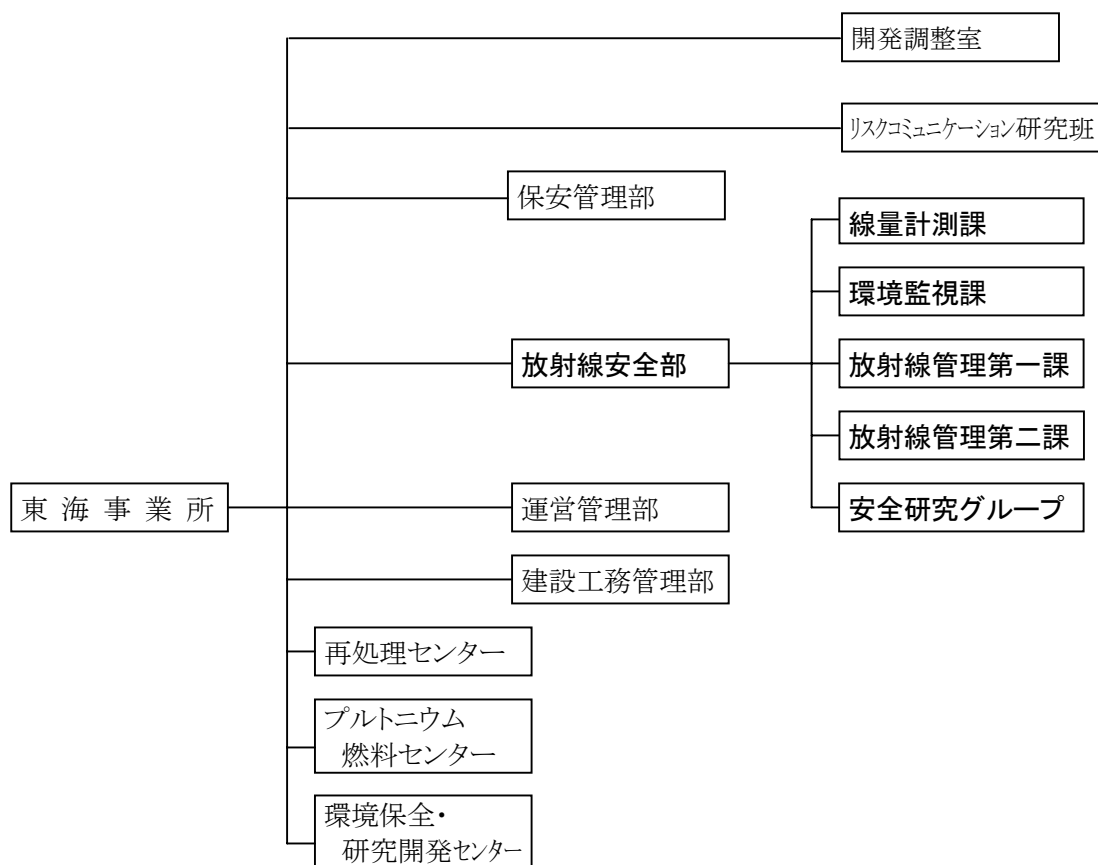
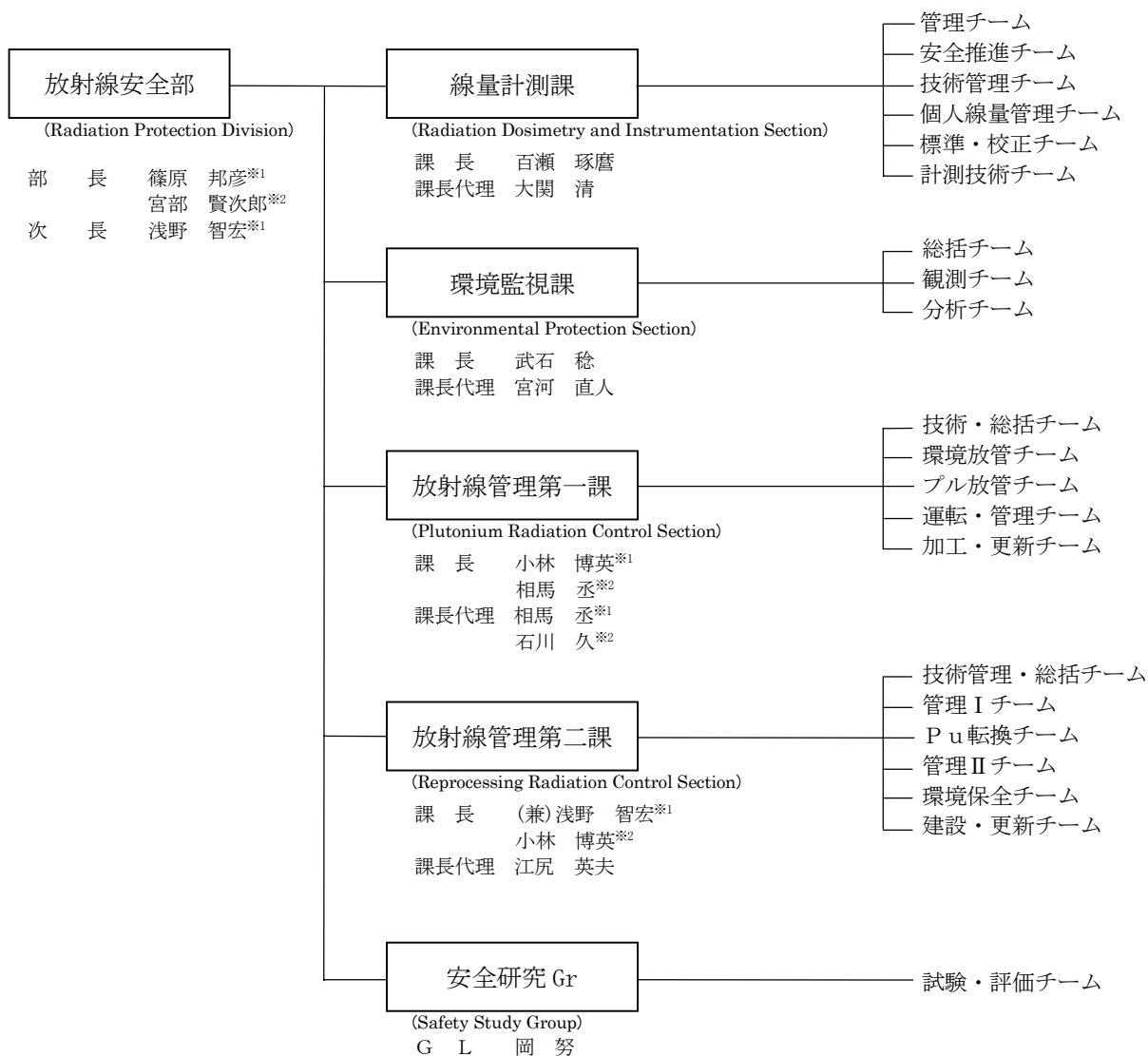


図 2.1 東海事業所における放射線安全部に係る組織概略



※1 : H17年6月30日まで
 ※2 : H17年7月1日より

図 2.2 平成 16 年度の放射線安全部における組織体制

3. 施設放射線管理

3.1 東海事業所における放射線管理の概要

東海事業所には，原子炉等規制法に基づくプルトニウム燃料開発施設などの核燃料物質使用施設及び再処理施設が設置されている。また，放射線障害防止法に基づく放射性同位元素や放射線発生装置を取り扱っている施設が設置されている。

プルトニウム燃料開発施設では，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（MOX 燃料）の製造及び研究開発が行われており，特にプルトニウムの取扱いに係る放射線管理では，プルトニウムの封じ込めや汚染管理による内部被ばくの防止，Pu 同位体からの自発核分裂や（ α ，n）反応による中性子線及び ^{241}Pu の放射性壊変核種である ^{241}Am からの低エネルギー γ 線による外部被ばくに着目し，低減を図っている。

再処理施設においては使用済燃料の処理及びプルトニウムとウランの混合転換処理等が行われることから，プルトニウムの取扱いに係る放射線管理に加えて核分裂生成核種（FP）からの β 線及び γ 線による外部被ばくの低減を図っている。

東海事業所の核燃料取扱施設に係る放射線管理の特徴を表 3.1 に，また主要施設における放射線管理設備等を表 3.2 に示す。

表 3.1 核燃料取扱施設の放射線管理の特徴

	主な核種	特 徴
プルトニウム 燃料施設	<ul style="list-style-type: none"> 被ばく管理： ^{234}U, ^{235}U, ^{236}U, ^{238}U ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu ^{241}Am 等 放出管理： U, Pu 	<ul style="list-style-type: none"> Pu に対するα放射能汚染管理 ^{241}Amのγ線やPu取扱いによる中性子線に対する被ばく管理 吸入被ばくなどによる内部被ばく防止 臨界事故を想定した臨界警報装置の設置 グローブボックス作業，負圧管理，Pu回収設備 排気，排水管理
再処理施設	<ul style="list-style-type: none"> 被ばく管理： ^{234}U, ^{235}U, ^{236}U, ^{238}U ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu ^{241}Am 等 FP 核種 ($^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, $^{95}\text{Zr}/^{95}\text{Nb}$, $^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$, ^{134}Cs, ^{137}Cs, $^{144}\text{Cs}/^{144}\text{Pr}$) 放出管理： ^3H, ^{14}C, ^{85}Kr, ^{129}I, Pu 等 	<ul style="list-style-type: none"> Pu に対するα放射能汚染管理 ^{241}Amのγ線やPu取扱いによる中性子線に対する被ばく管理 吸入被ばくなどによる内部被ばく防止 臨界事故を想定した臨界警報装置の設置 セル内の高線量作業 FP核種によるβ・γ線被ばく管理 工程分析試料取扱に伴う手部被ばく管理 多重コンテイメント及び区域区分管理 排気，排水管理 環境モニタリングの実施 長半減期核種の環境モニタリングの実施 (^{129}I)

表 3.2 東海事業所における放射線管理設備
施設規模と放射線管理

施設	管理区域 面積(m ²)	排気モニタ(ch)		ダストモニタ (ch)		エリアモニタ (ch)		臨界警 報装置 (ch)	エアス ニファ	定点ポイント	
		排気筒	局所・ 中間	α	β	γ	n			線量	表面
再処理センター	116,300	32	56	30	86	195	7	12	514	420 (419) (注)	303
プルトニウム燃料 センター	59,590	9	—	68	—	19	17	22	452	212	303
環境保全・研究開発 センター	40,634	16	—	6	13	23	2	1	286	214	215
放射線安全部	3,905	1	—	—	—	—	—	—	13	24	23
合 計	220,429	58	56	104	99	237	26	35	1,265	870	844

(注) () 内の数字については、10月4日以降のポイント数

3.2 再処理施設の放射線管理状況

再処理施設では、平成16年4月1日から平成16年6月23日（平成16年1月26日運転開始）、平成16年10月6日から平成16年11月30日、平成17年2月2日から平成17年3月31日（運転継続中）まで、表3.3に示す使用済燃料の処理運転が行なわれた。

なお、04-2 キャンペーンは、第17回施設定期検査として使用済燃料の処理を行ったものである。

この施設運転状況における施設内の主な放射線管理実施結果を以下に示す。

表 3.3 平成16年度の使用済燃料の処理運転

キャンペーン名	期 間	処理 (ton)
04-1 キャンペーン	平成16年4月1日～平成16年6月23日	PWR:13.8 ATR:1.2 合計 15.0
04-2 キャンペーン	平成16年10月6日～平成16年11月30日	BWR:6.5 ATR:3.7 合計 10.2

3.2.1 作業環境の放射線監視結果

作業環境の線量率、空气中放射性物質濃度及び表面密度の監視の結果、保安規定等に定める管理基準値を超えるものはなかった。

(1) 線量率の管理

エリアモニタによる連続監視及びサーベイメータによる測定の結果、全て管理

基準値（グリーン区域：12.5 μ Sv/h，アンバー区域：25 μ Sv/h）未満であった。

注）管理区域内は放射線レベルによりグリーン区域，アンバー区域等に区分されている。

(2) 空气中放射性物質濃度の管理

ダストモニタ及びエアスニファにより，1週間の連続採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果，全て管理基準値（全 α ，全 β ：一週間平均で濃度限度 $\times 1/10 \times 1/5$ ）未満であった。

(3) 表面密度の管理

スミヤ法による定点での試料採取・測定を実施した結果，全て保安規定等に定める管理基準値（ α ： 4×10^{-2} Bq/cm²， β ： 4×10^{-1} Bq/cm²）未満であった。

平成16年6月21日，分析所保守区域(A021)の東側壁面で立入制限区域設定レベル（ α 線：4Bq/cm²）を超える汚染（ α 線：555Bq/cm²以上）を確認したため，当該区域を立入制限区域に設定した。その後，当該区域の除染を行い平成16年6月22日に立入制限区域を解除した。なお，これによる環境や従業員，施設への影響はなかった。

3.2.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況

本年度の特殊放射線作業は合計256件実施され，これらの作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言，指導及び支援を行うとともに作業の放射線管理結果について評価した。

表3.4に課別の特殊放射線作業実施件数と実効線量実績を，また図3.1に個人の実効線量の計画値に対する実績値の代表例を示す。

また，今年度実施された特殊放射線作業の一例として，分析所・保守区域で実施された分析所バルジ内改造作業における放射線管理及び作業者の被ばく低減に関する取組みについて紹介する。

表 3.4 再処理施設における特殊放射線作業実施件数と集団実効線量

(単位：人・mSv)

	課室名	S1		S2		A1		合 計	
		件数	線量	件数	線量	件数	線量	件数	線量
技術部	管理課	0	—	0	—	0	—	0	—
	核物質管理室	0	—	0	—	0	—	0	—
	品質保証室	0	—	0	—	0	—	0	—
	技術開発課	0	—	1	<0.1	2	<0.1	3	<0.1
処理部	前処理課	0	—	27	3.7	2	<0.1	29	3.7
	化学処理第一課	0	—	24	8.1	1	<0.1	25	8.1
	化学処理第二課	0	—	22	0.1	2	<0.1	24	0.1
	化学処理第三課	0	—	7	0.7	7	0.4	14	1.1
	転換技術課	0	—	2	<0.1	9	68.4	11	68.4
施設部	施設保全第一課	0	—	1	<0.1	4	<0.1	5	<0.1
	施設保全第二課	0	—	9	4.3	9	1.6	18	5.9
	分析第一課	0	—	12	19.5	5	<0.1	17	19.5
	分析第二課	0	—	9	<0.1	2	<0.1	11	<0.1
環境保全部	環境管理課	0	—	11	0.4	19	1.0	30	1.4
	処理第一課	0	—	10	<0.1	7	<0.1	17	<0.1
	処理第二課	0	—	17	0.8	5	<0.1	22	0.8
	処理第三課	0	—	16	14.5	10	<0.1	26	14.5
放射線安全部	線量計測課	0	—	0	—	0	—	0	—
	放射線管理第二課	0	—	0	—	4	<0.1	4	<0.1
合 計		0	—	168	52.1	88	71.4	256	123.5

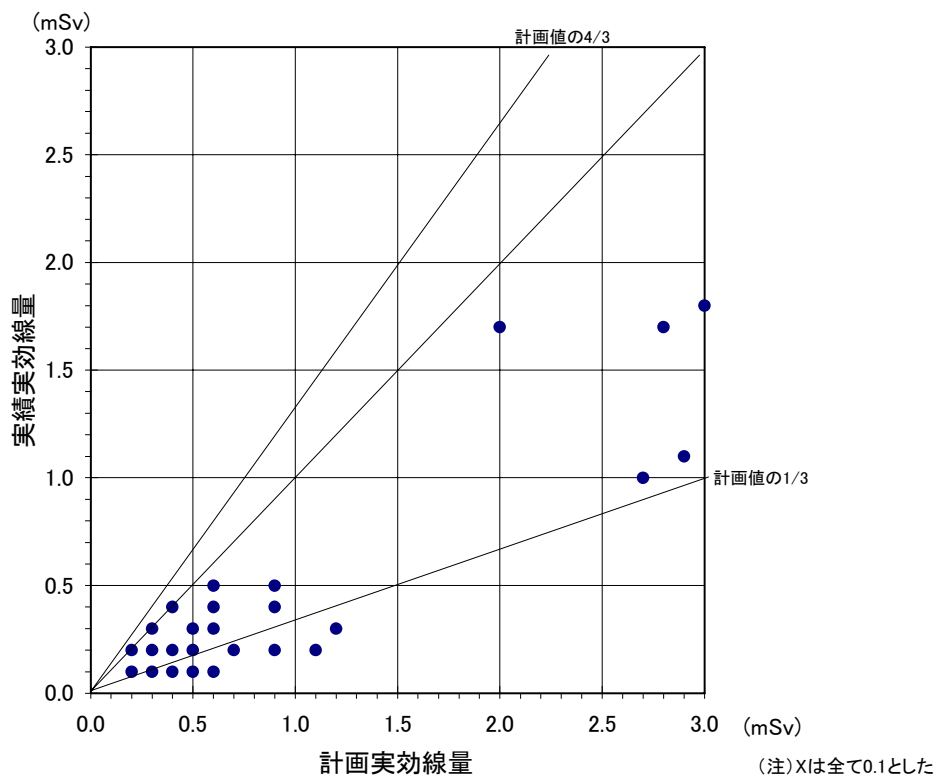


図 3.1 再処理施設における特殊放射線作業における実効線量の計画値に対する実績値

(1) 分析所バルジ内の改造 (再処理施設分析所)

再処理施設分析所 (CB) の地下 1 階, 保守区域 A021 で, 「分析所バルジ内改造」作業が平成 16 年 8 月 18 日から 9 月 29 日の期間に実施された。

作業内容は, A021 分析廃液中間貯槽バルブ収納バルジ内に設置されている既設ドリップトレイを撤去, 新たに製作したトレイを設置するとともに, 既設分割遮へい体の加工・復旧, バルジ下壁面の除染を実施した。本作業は, 6 月 21 日に発生した再処理施設分析所における汚染に対する処置対策の一環であった。



図 3.2 A021 バルジ内改造作業

(図 3.2, 図 3.3)

本作業にあたっては、廃液中間貯槽バルブ収納バルジが床面から約 2m の位置にあったため、1 階と 2 階の 3 室からなる GH を作成し換気用排気装置による負圧管理を確実にを行い空気汚染管理及び汚染拡大防止に万全を期して作業を実施した。



図 3.3 既設トレイ撤去作業

作業区域の線量率管理は、対象設備がバル

ジ内であることから放射性物質の蓄積による高線量率下での作業が予想されていたため、予めバルジ内の配管洗浄（セラソールより DWA を流入）を行うとともに、適時線量率測定を行い、鉛板等による遮へいを施し被ばくの低減化に努めた。その結果、作業期間中の線量率は、バルジ内 W425・426 バルブ表面で γ 線 0.8 mSv/h, $\beta(\gamma)$ 線 4.0 mSv/h, バルジ開口部で γ 線 0.08mSv/h, $\beta(\gamma)$ 線 0.09mSv/h 程度であった。

作業員の被ばく管理では、計画線量が実効線量 2.7mSv, 等価線量 8.9mSv であったため、当該バルジ内及び周辺エリアの線量率を日々定期的に測定し線量率の変動を把握するとともに、鉛エプロンの着用及び時間管理を行い、警報付個人線量計を用いて作業員の作業単位及び日々の被ばく線量の管理を行った。その結果、個人最大で実効線量が 1.0mSv, 等価線量（末端部・手部）が検出下限値未満と、計画時の予想線量以下で管理された。

表面密度管理は、事前サーベイの結果からサーベイメータのフルスケール (α : 100Kcpm, $\beta(\gamma)$: 2000Kcpm) を越える高い値が確認されていたことから、汚染拡大防止処置として養生を適時行い、作業の都度拭き取り除染を実施した。その結果、作業エリアとなる G/H 内は、 α : 1.2Bq/cm², $\beta(\gamma)$: 11 Bq/cm² のレベルで管理することができた。

空气中放射性物質濃度管理は、 α : 2.5×10^{-6} Bq/cm³, $\beta(\gamma)$: 1.4×10^{-5} Bq/cm³ と推定されたことから、エアラインマスクを着用し実施した。その結果、最大で α : 1.1×10^{-7} Bq/cm³, $\beta(\gamma)$: 8.1×10^{-7} Bq/cm³ であり、エアラインマスクの着用限度 α : 5.6×10^{-3} Bq/cm³, $\beta(\gamma)$: 4.2×10^{-2} Bq/cm³ を下回る結果であった。これは日々の汚染管理及び負圧管理が確実に行えたことによるものである。

本作業は、計画通り進められ問題なく終了することができた。これは、事前に担当課・業者・放管との綿密な打合せ及びモックアップ訓練を確実に実施したことによるものである。

3.2.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況

(1) 核燃料物質等

管理区域から搬出される核燃料物質又は核燃料物質で汚染された物に対し、再処理施設保安規定に基づき搬出入（運搬）に係る線量率及び表面密度の測定を行い、全て管理基準値以下であり、放射線管理上問題はなかった。

搬出件数の内訳は、せん断片、放射性固体廃棄物、分析試料等の再処理施設内各建屋間（貯蔵施設等へ等）の移動に伴うものが大半を占めている。詳細の件数内訳を図 3.4 に示す。また、低放射性固体廃棄物の搬出状況を図 3.5 に示す。

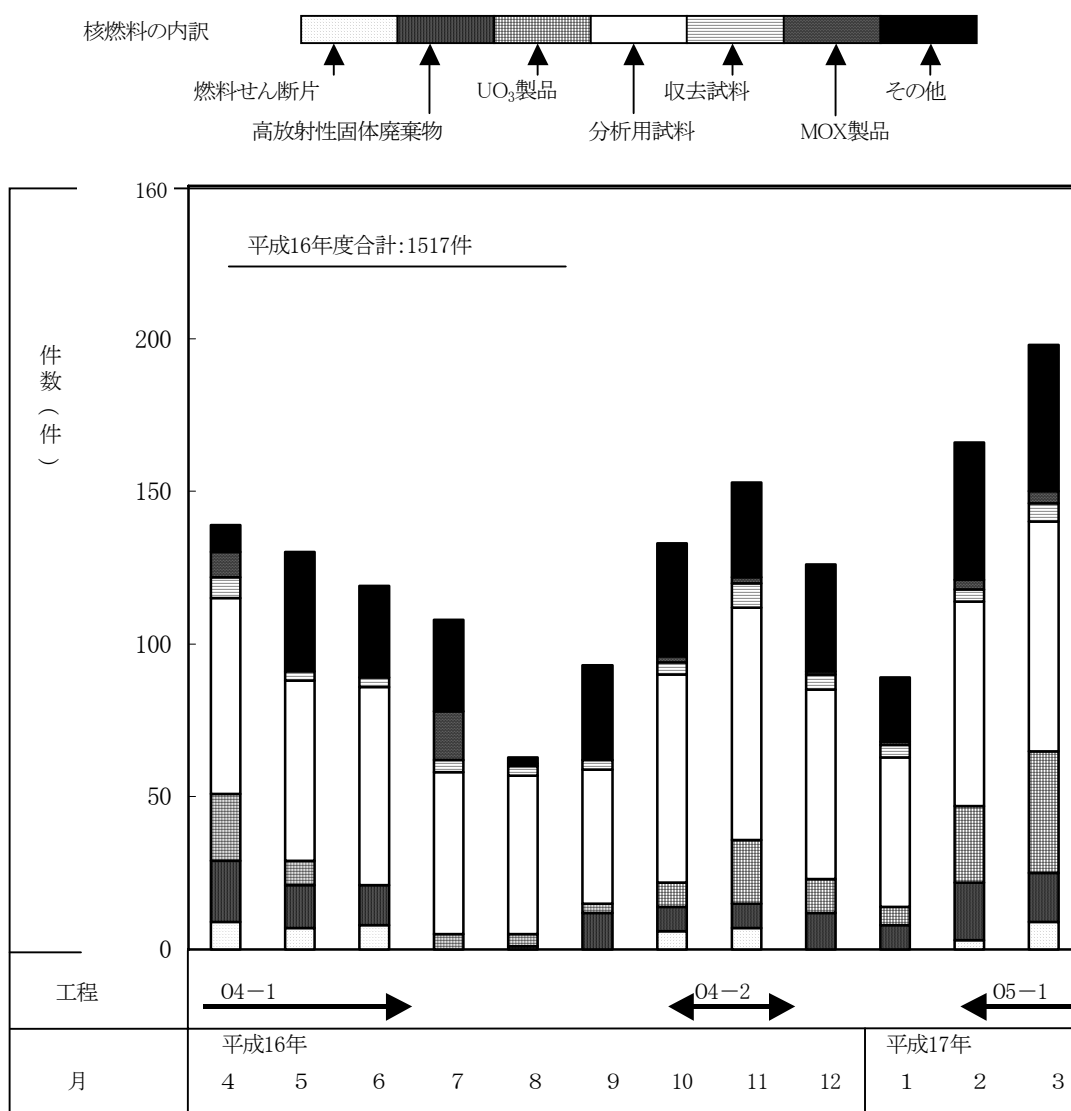


図 3.4 再処理施設からの核燃料物質（低放射性固体廃棄物を除く）等の搬出状況

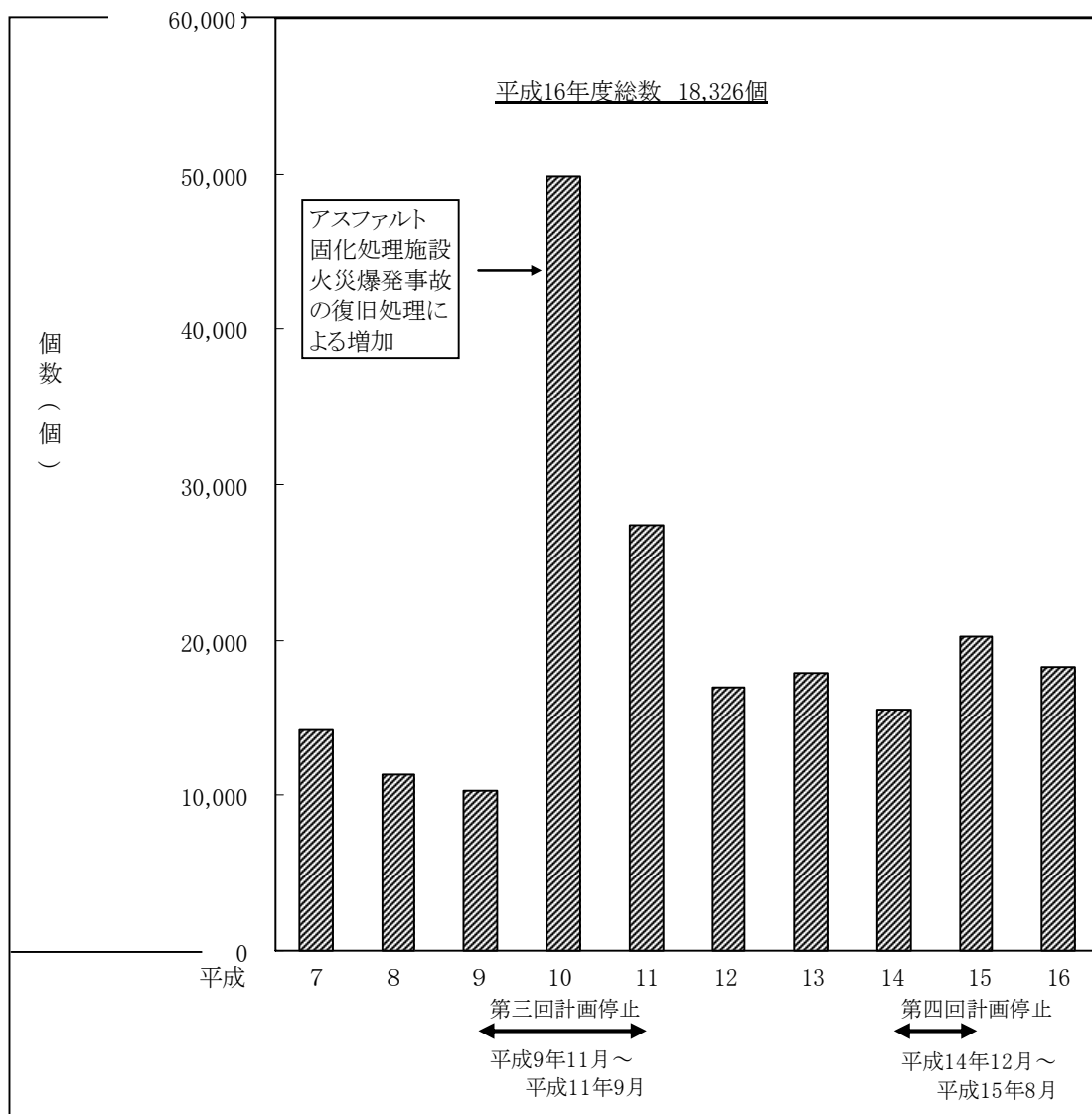


図 3.5 再処理施設での低放射性固体廃棄物の搬出状況（年度間推移）

(2) 物品等

点検・補修・工事等に伴い、管理区域に搬入された機材・工具等に対して再処理施設保安規定（物品等の搬出）に基づき搬出時の汚染検査を行った。図 3.6 に物品の搬出状況を示す。これらの測定の結果は全て検出下限値未満であった。

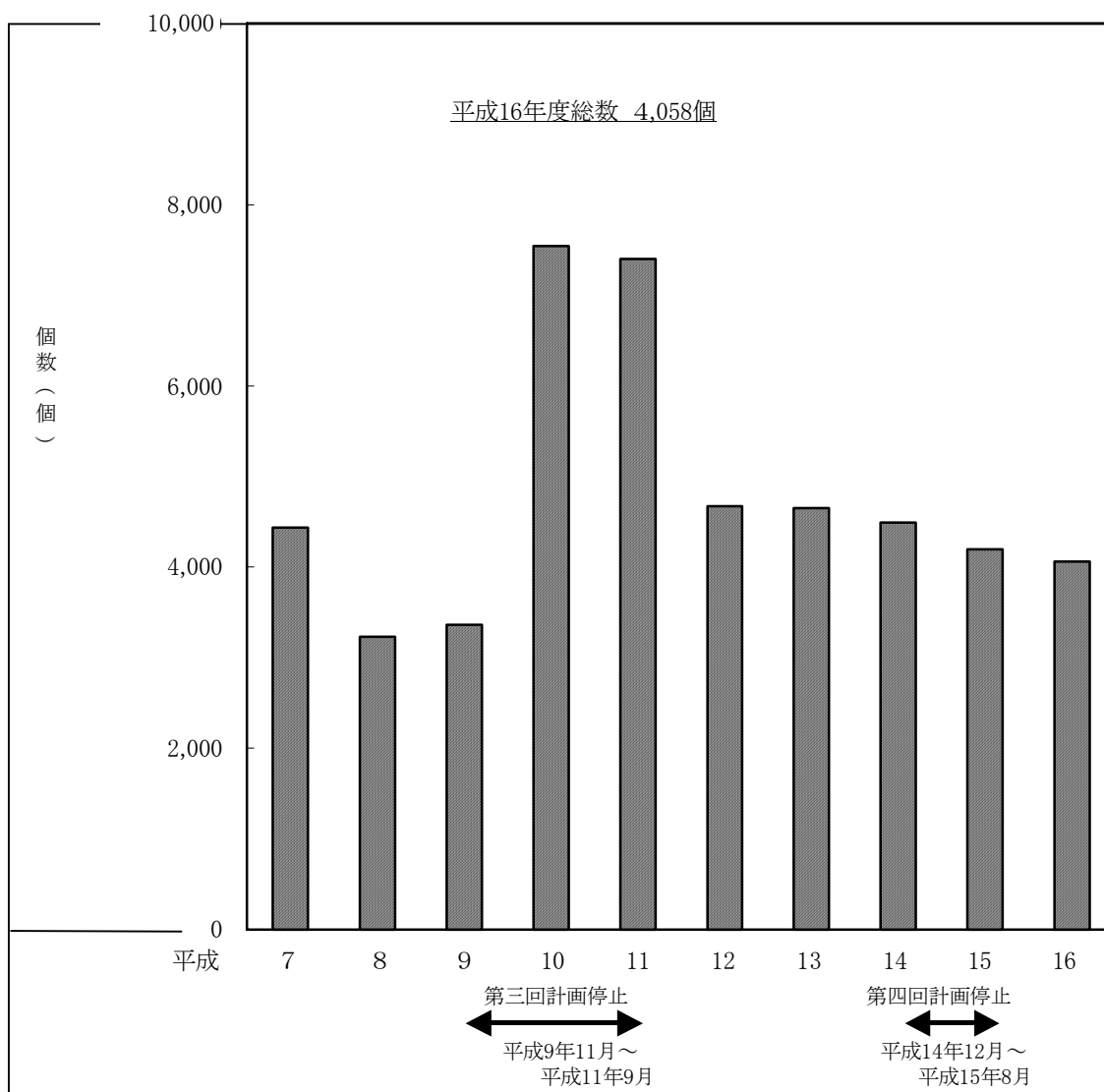


図 3.6 再処理施設での物品等搬出状況（年度間推移）

3.2.4 管理区域等の設定・解除

再処理施設保安規定に定める管理区域以外の場所を一時的に管理区域として指定した区域（一時管理区域）については、管理区域と同様の放射線管理（外部放射線、空气中放射性物質濃度及び表面密度の測定）を行った。また、その一時管理区域の解除にあたっては法令に定める管理区域に係る線量等の値を十分に下回り、これを超えるおそれのないことを確認した。表 3.5 に一時管理区域の設定及び解除の状況を示す。

表 3.5 再処理施設における一時管理区域の設定及び解除の状況

適用区域	設定日	解除日	設定理由
アスファルト固化処理施設 W120	平成9年3月12日	平成16年5月25日	アスファルト固化処理施設の火災・爆発事故の影響 (W120区域区分の変更よってG120となる)
屋外 (HASWS) T1トレンチ付近	H16年7月30日	H16年8月3日	T1トレンチ内の点検
屋外 (HASWS) T1トレンチ付近	H16年8月23日	H16年9月22日	T1トレンチ内の点検
屋外 (HASWS) T1トレンチ付近	H16年8月24日	H16年8月27日	T1トレンチ内の点検
屋外 (HASWS) T1トレンチ付近	H16年8月31日	H16年9月22日	T1トレンチ内の点検

3.2.5 再処理施設第 17 回定期検査

再処理施設において平成 16 年 7 月 6 日から第 17 回施設定期検査を受検し、最終検査を平成 16 年 11 月 4 日に終え、平成 16 年 12 月 10 日に合格証を受領した。この定期検査の内、放射線管理第二課においては、定置式モニタ類の性能検査及び線量率及び空气中の放射性物質濃度の測定に関する検査を原子力安全基盤機構の立会のもと受検した。

- ・定置式モニタ類の性能検査の立会検査期間
平成 16 年 7 月 22 日～平成 16 年 9 月 16 日までの期間中 4 日間
- ・線量率及び空气中の放射性物質濃度の測定に関する検査の立会検査期間
平成 16 年 10 月 12 日～平成 16 年 11 月 4 日までの期間中 3 日間

3.2.6 再処理施設保安検査

原子炉等規制法第 56 条の 3 項第 5 号に基づき、四半期毎に保安検査が行われた。保安検査の結果、全検査を通して指摘事項はなかった。

3.3 核燃料物質使用施設等の放射線管理状況

プルトニウム燃料施設においては、高速実験炉「もんじゅ」燃料の製造条件確認試験及び設備・機器の解体・撤去に係る大型特殊放射線作業が行われた。

高レベル放射性物質研究施設（以下「CPF」という。）においては、昨年度に引き続き、照射済試験燃料を用いた溶解試験、直接抽出試験等の湿式再処理試験、また、今年度から未照射燃料ピンを使用した乾式再処理試験が行われた。

ウラン濃縮施設においては、廃棄物の減容処理作業及び第2ウラン系廃棄物貯蔵施設（以下「第2UWSF」という。）への廃棄物搬出作業等が行われた。また、施設の消費電力の低減を図る事を目的とし、給排気設備の停止が計画的に行われた。

その他の使用施設等においては、研究開発及び施設・設備の維持管理等が行われた。

なお、平成16年11月30日付で、ウラン系廃棄物倉庫の管理区域解除、平成17年3月16日付で、安全管理別棟の管理区域解除が行われた。

以下に核燃料物質使用施設等における放射線管理実施結果を示す。

3.3.1 作業環境の放射線監視結果

使用施設等の各施設に係る線量率、空气中放射性物質濃度及び表面密度について定期的に測定・評価を行った。その結果、いずれも核燃料物質使用施設保安規定、放射線障害予防規定等に定める基準値を超えることはなかった。

(1) 線量率の管理

エリアモニタによる連続監視及びサーベイメータによる定期定点測定の結果、全て管理基準値（CPF：（グリーン区域） $12.5 \mu\text{Sv/h}$ 、（アンバー区域） $200 \mu\text{Sv/h}$ 、CPF以外の施設： $50 \mu\text{Sv/h}$ ）未満であった。

(2) 空气中放射性物質濃度の管理

ダストモニタ及びエアスニファに装着したろ紙により作業環境の空気を1週間連続採取、測定・評価した結果、全て管理基準値（全 α 、全 β ：一週間平均で濃度限度 $\times 1/10$ ）未満であった。

(3) 表面密度の管理

スミヤ法による定点での試料採取・測定を実施した結果、全て管理基準値（ α ： $4 \times 10^{-2}\text{Bq/cm}^2$ 、 β ： $4 \times 10^{-1}\text{Bq/cm}^2$ ）未満であった。

3.3.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況

管理区域内で行われる作業は、特殊放射線作業とその他の放射線作業に区分されている。

特殊放射線作業等の実施件数を表 3.6 に示す。これらの放射線作業においては、作業員の被ばくの防止や低減が重要であり、放射線管理の立場から適切な被ばく管理の実施、呼吸保護具等の防護具選定に係る指導・助言、放射線モニタリング等を行った。

全ての作業においては、計画線量以下に管理し、作業を終了した。

表 3.6 使用施設における特殊放射線作業の実施件数と集団実効線量

【単位：人・mSv】

施設名		S1		S2		A1		合計	
		件数	線量	件数	線量	件数	線量	件数	線量
環境保全・研究開発センター	CPF	0	—	11	<0.1	76	<0.1	87	<0.1
	応用棟	0	—	1	<0.1			1	<0.1
放射線安全部	校正室	0	—	3	<0.1			3	<0.1
プルトニウム燃料センター	Pu-3	0	—	7	29.8			7	29.8
合計		0	—	22	29.8	76	<0.1	98	29.8

以下に主な特殊放射線作業の例を示す。

(1) プルトニウム燃料センター関係

(a) 解体設備におけるグローブボックス解体作業（その 1, 2, 3, 4）

プルトニウム燃料第三開発室の工程設備解体室（CU-002）解体設備にて、外径選別グローブボックスの解体作業が平成 16 年 6 月 14 日から平成 17 年 3 月 4 日の期間で実施された。（図 3.7 参照）

本作業は、仕上検査室(2)（FP-111）に設置されている外径選別グローブボックスを分離、CU-002 の解体設備へ移動し、グローブボックス本体及び内装機器をプラズマ・電動工具等にて解体する作業である。

また、解体設備内は、これまでの解体作業でペイント固定を繰り返したため、蓄積した核物質（Am-241 等）によるγ線の影響により高線量となった。そこで、今回の作業では、解体設備内線量率低減化措置として床面張替え等が実施された。

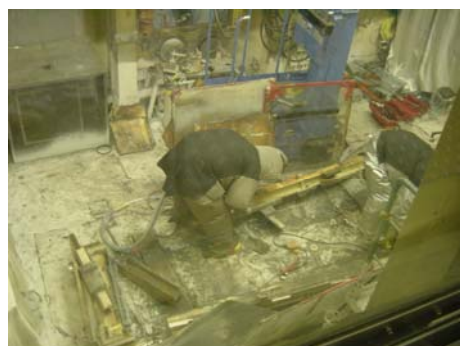
作業期間中の放射線管理状況は、空气中放射性物質濃度で、最大全 α : $6.5 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ であり、エアラインスーツの着用限度（全 α : $3.2 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ ）を超えたが、着用限度を超えた時点で作業を中断させる等の措置を講じた。また、解体室内の除染及び汚染箇所のペイント固定などを現場に指導した。なお、作業員の外部被ばくは、最大で実効線量が 0.5mSv 、等価線量（末端部（手部）の皮膚）が 3.1mSv であり、計画値以下であった。



(GB 移動風景)



(解体設備への搬入風景)



(GB 解体風景)



(解体設備内床面張替え風景)

図 3.7 外径選別グローブボックスを分離・解体風景

(b) 受払搬送設備の撤去・解体作業（その 1, 2）

プルトニウム燃料第三開発室の粉末調製室（FP-101）にて受払搬送設備の撤去・解体作業が平成 16 年 7 月 7 日から平成 16 年 12 月 24 日の期間で実施された。（図 3.8 参照）

本作業は、粉末調製室グレーチング上部及び 1 階にグリーンハウスを設置し、受払搬送設備を解体・撤去する作業である。受払搬送設備はプルトニウム燃料第三開発室の FBR ラインに設置されているが、これまで解体・撤去した経験はない。今回の特殊放射線作業の特徴としては、グレーチング上部での作業であり、作業エリアが狭く、室温が高い中での解体作業であった。

グリーンハウス内解体作業時の装備はエアラインスーツであることから、防護具の着用限度、作業員の被ばく管理を重点に放射線管理を実施した。また、作業エリアの室温が高いことから、作業員の健康状態について、常時監視・確

認しながら作業が遂行された。

作業期間中の放射線管理状況は、空气中放射性物質濃度で最大全 α ： $1.9 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3$ であり、エアラインスーツの着用限度（全 α ： $3.2 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$ ）以下であった。また、作業者の外部被ばくは、最大：実効線量が 1.5mSv 、等価線量（末端部（手部）の皮膚）が 6.2mSv であり、計画値以下であった。



図 3.8 受払搬送設備の撤去・解体作業風景

3.3.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況

(1) 核燃料物質等

周辺監視区域内外における核燃料物質等の搬出に伴い、保安規定に基づく、運搬物の表面密度及び運搬物、輸送車両の線量率の測定を行った。核燃料物質等の搬出件数は、934 件であり、測定の結果は全て管理基準値以下であった。

図 3.9 に核燃料物質等の搬出件数の推移を示す。

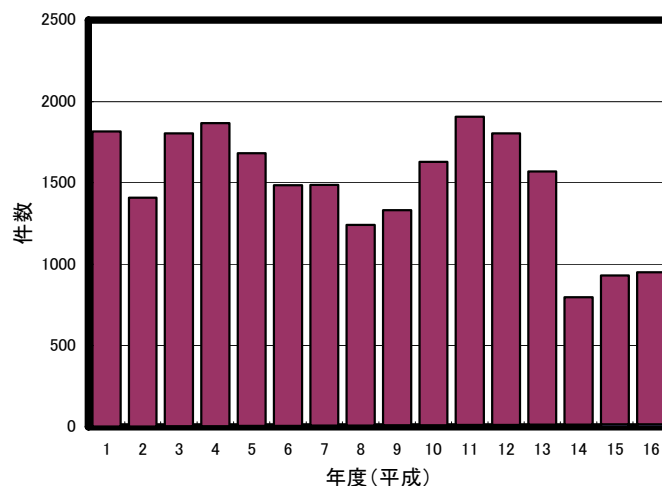


図 3.9 使用施設における核燃料物質等の搬出件数の推移

(2) 物品等の搬出状況

管理区域から物品を搬出する際にサーベイを実施し、核燃料物質使用施設保安規定等に基づく搬出の確認を行った。

搬出サーベイ件数は、6,918 件であり、測定の結果は全て管理基準値以下であった。

図 3.10 に物品搬出件数の推移を示す。

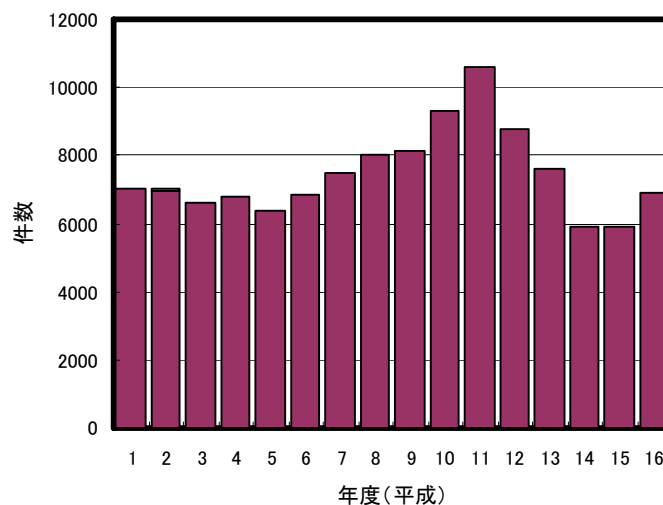


図 3.10 使用施設における物品搬出件数の推移

3.3.4 管理区域等の設定・解除

核燃料物質使用施設保安規定等に基づき、管理区域の解除（2 件）、一時管理区域の設定・解除（20 件）及び管理区域に係わる遵守事項の適用除外（4 件）に係る線量率等の測定を行った。測定の結果は全て管理基準値以下であった。なお、管理区域の設定は H16 年度はなかった（表 3.7）。表 3.8 に管理区域の解除、表 3.9 に一時管理区域の設定及び解除、表 3.10 に管理区域に係わる遵守事項の適用除外一覧を示す。

表 3.7 使用施設における管理区域の設定の状況

適用施設	解除日	設定理由
無し		

表 3.8 使用施設における管理区域の解除の状況

適用施設	解除日	解除理由
ウラン系廃棄物倉庫	H16.11.30	核燃料物質の使用廃止
安全管理別棟	H17.3.16	核燃料物質の使用廃止

表 3.9 使用施設における一時管理区域の設定及び解除の状況

適用区域	設定日	解除日	設定理由
応用試験棟 排水受槽	H16.6.7	H16.6.10	排水バルブ切換えのため
応用試験棟 排水受槽	H16.10.14	H16.10.15	排水バルブ切換えのため
安全管理別棟 屋外南側	H16.9.14	H16.9.14	排水配管撤去のため
安全管理別棟 廊下・女子トイレ	H16.9.28	H16.10.14	排水配管撤去のため
安全管理別棟 屋外南側	H16.9.29	H16.9.29	排水配管撤去のため
安全管理別棟 屋外北側・男子トイレ	H16.9.30	H16.10.6	排水配管撤去のため
安全管理別棟 屋外北側	H16.10.7	H16.10.7	排水配管撤去のため
安全管理別棟 会議室	H16.10.7	H16.10.13	排水配管撤去のため
安全管理別棟 一階廊下	H16.10.13	H16.10.13	排水配管撤去のため
安全管理別棟 男子トイレ	H16.10.13	H16.10.18	排水配管撤去のため
安全管理別棟 女子更衣室	H16.10.18	H16.10.19	排水配管撤去のため
安全管理別棟 給気室	H16.10.21	H16.10.22	排気ダクト撤去のため
安全管理別棟 給気室	H16.10.25	H16.10.25	排気ダクト撤去のため
安全管理別棟 給気室	H16.10.26	H16.11.1	排気ダクト撤去のため
安全管理別棟 二階前室	H16.10.29	H16.11.2	排気ダクト撤去のため
安全管理別棟 計算機室	H16.11.2	H16.11.2	排気ダクト撤去のため
安全管理別棟 給気室	H16.11.5	H16.11.8	排気ダクト撤去のため
安全管理別棟 給気室	H16.11.18	H16.11.26	排気ダクト撤去のため
安全管理別棟 二階前室	H16.12.3	H16.12.24	排気装置撤去のため
安全管理別棟 給気室	H16.12.17	H16.12.17	排気ダクト撤去のため

表 3.10 管理区域に係わる遵守事項の適用除外一覧

適用区域	除外日	復帰日	設定理由
安全管理棟	H16.8.27	H16.9.2	窓ガラス交換作業のため
プルトニウム燃料第一開発室 廊下3	H16.9.22	H16.9.27	非常扉補修のため
L棟 第2廊下	H16.9.28	H16.9.28	第2廊下壁のアルミパネル更新の為
プルトニウム燃料第一開発室 廊下3	H16.10.1	H16.10.7	非常扉補修のため

3.3.5 使用施設保安検査

原子炉等規制法第56条の3第5項に基づき、四半期毎に保安検査が行われ、指摘を受ける事はなかった。

しかし、要望事項として、第2四半期では、持ち出しサーベイ記録の様式の測定結果記載欄に一部不備があったことから、修正するよう要望を受け、検査終了後修正した。

また、第Ⅲ編第13条第3項（給排気設備の管理）に「グローブボックスの負圧等」との表現があるが、放管一課所掌のフードが読めないため、他の条文の表現「グローブボックス等の負圧等」に機会をみて整合を取るよう要望があった。本件については、検査終了後修正案を作成しており、今後機会を見て修正する。

4. 個人被ばく管理

東海事業所における放射線業務従事者等に対して、外部被ばく及び内部被ばくによる線量の測定・評価を行った。

4.1 東海事業所の個人被ばく状況

平成 16 年度における東海事業所の個人線量の状況は、表 4.1 に示すとおりである。法令に定める線量限度及び保安規定等に定める原因調査レベル（付録表 3 参照）を超える被ばくはなかった。

集団線量の年度別推移については、前年度（平成 15 年度）に比べ減少しているが、全体の傾向としては、平成 8 年度以降 1 人・Sv 以下で推移しており、例年のレベルである。図 4.1 に東海事業所の集団実効線量の推移を示す。

表 4.1 平成 16 年度の個人線量の管理状況

放射線業務従事者数	3,765 人（うち女性 20 名）
集団実効線量	500.5 人・mSv
個人の平均実効線量	0.1 mSv
個人の最大実効線量	6.1 mSv

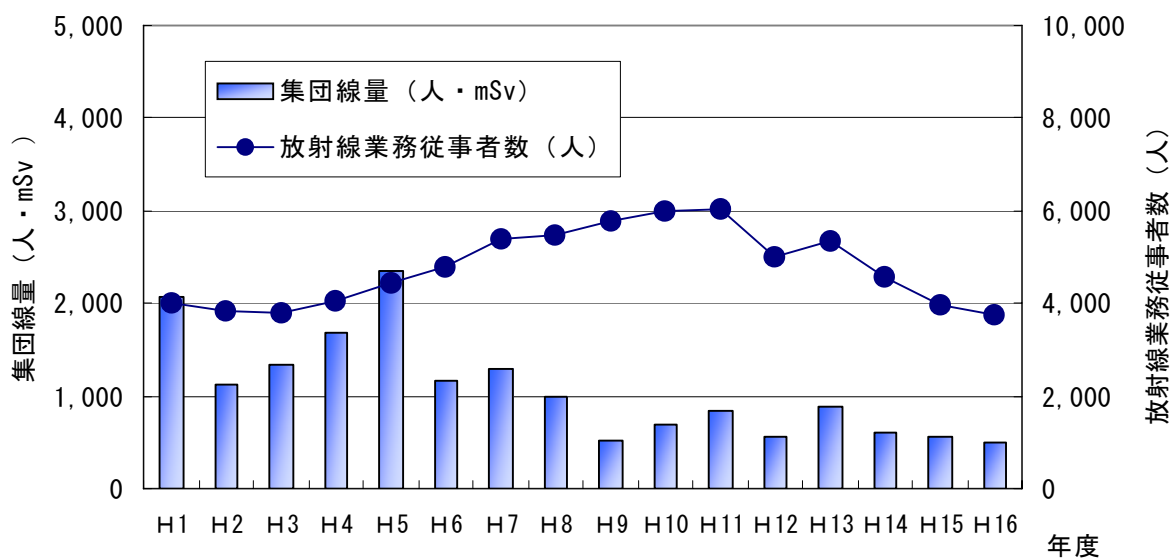


図4.1 東海事業所における集団線量の推移

注) 平成 12 年度までは実効線量当量

4.2 外部被ばく管理状況

4.2.1 実効線量

平成16年度の各四半期及び年度の各センターでの集団実効線量及び放射線業務従事者の人数を、それぞれ図4.2及び図4.3に示す。平成16年度は定常的な作業が主であり、被ばくに影響する特殊放射線作業も少なかったことから、センター毎の集団線量及びその割合については、大きな変動はなかった。また、放射線業務従事者数及びその割合についても同様に、大きな増減はない。

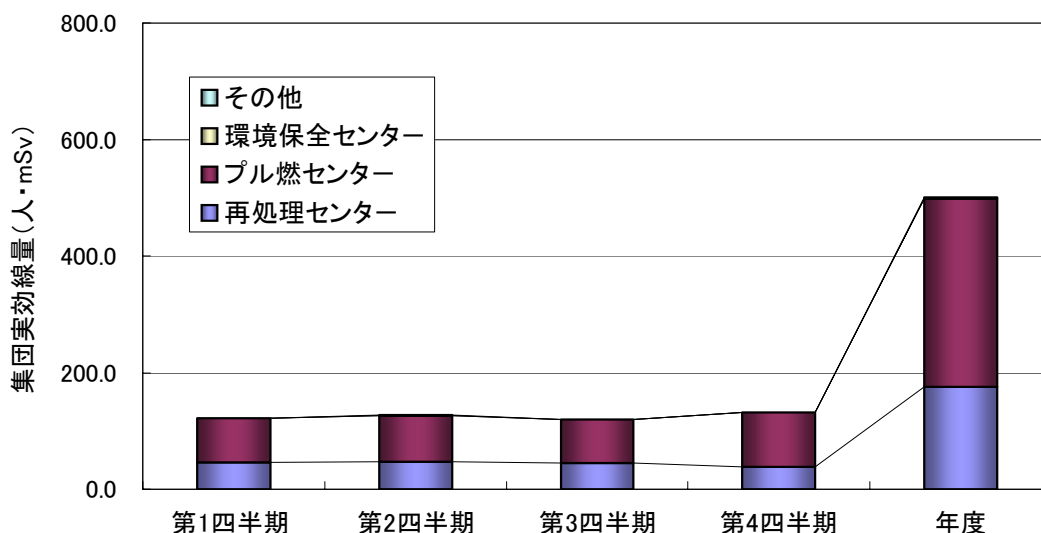


図 4.2 平成16年度の四半期毎の集団実効線量の推移

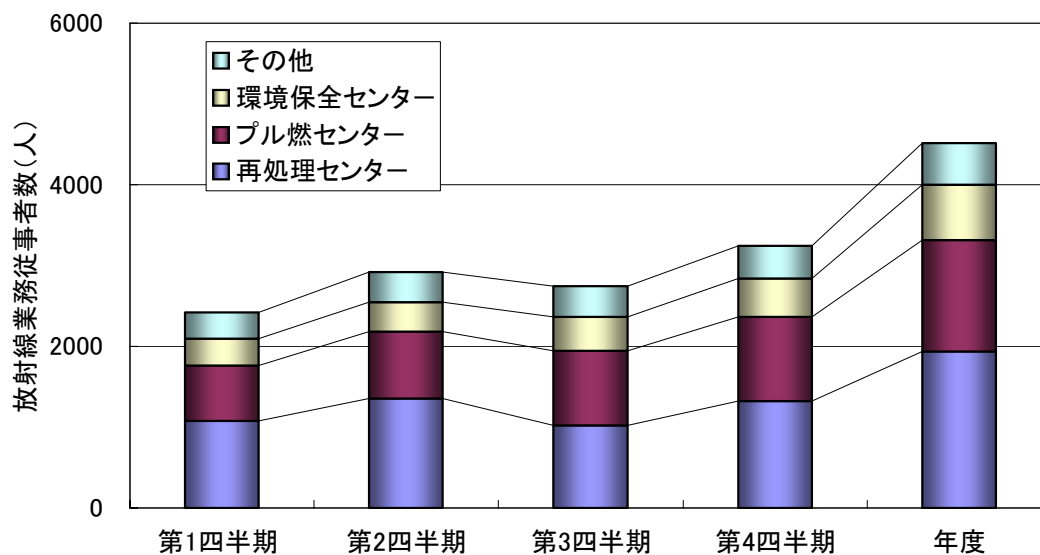


図4.3 平成16年度の四半期毎の放射線業務従事者数の推移

4.2.2 等価線量

平成 16 年度の TLD 指リングで評価した末端部皮膚（手部）の等価線量について、表 4.2 及び表 4.3 に分布及び個人の最大等価線量を示す。等価線量について、法令及び保安規定に定める線量限度及び原因調査レベル（付録表 3 参照）を超える被ばくはなかった。

$\beta \cdot \gamma$ 線用の TLD 指リングの測定対象者は事業所全体で 253 名であり、個人最大となった作業は、再処理センタープルトニウム転換技術開発施設に係る分析作業である。また、 γ 線用の TLD 指リングの測定対象者は事業所全体で 590 名、個人最大となったのは、再処理センタープルトニウム転換技術開発施設での定常のグローブボックス作業である。

表 4.2 $\beta \cdot \gamma$ 線用の TLD 指リングで評価した末端部皮膚（手部）の等価線量の平成 16 年度の線量の分布及び個人の最大

	管理対象 人数 (人)	検出限界 未満 (人)	3mSv 以上 50mSv 以下 (人)	50mSv を 超える (人)	個人の最大 (mSv)
再処理センター	136	129	7	0	10.7
環境保全・研究開発センター	117	114	3	0	4.1
事業所全体	253	243	10	0	10.7

表 4.3 γ 線用の TLD 指リングで評価した末端部皮膚（手部）の等価線量の平成 16 年度の線量の分布及び個人の最大

	管理対象 人数 (人)	検出限界 未満 (人)	0.2mSv 以上 50mSv 以下 (人)	50mSv を 超える (人)	個人の最大 (mSv)
再処理センター	65	11	54	0	49.7
プルトニウム燃料センター	522	269	253	0	44.8
環境保全・研究開発センター	3	2	1	0	4.3
事業所全体	590	282	308	0	49.7

4.3 内部被ばく管理状況

平成16年度において、放射性物質の吸入摂取等による内部被ばくの事例はなかった。定常モニタリングとして、作業環境中の放射性物質濃度の測定結果による放射線業務従事者の線量評価を実施した結果、記録レベル（1 mSv）未満であった。また、尿バイオアッセイ 109 人、肺モニタ 74 人、全身カウンタ 1,283 人の測定評価を実施した結果、全員異常は認められなかった。その他、放射線業務従事者の指名及び解除に伴う全身カウンタ 3,595 人の測定を実施した結果においても全員異常は認められなかった。表 4.4 にバイオアッセイ等の定常モニタリングの測定人数を示す。

表 4.4 定常モニタリングの測定人数

	定期尿バイオアッセイ(人)		定期肺モニタ(人)	定期全身カウンタ(人)	指名・解除に伴う全身カウンタ(人)
	U	Pu			
再処理センター	33	36	31	889	2,506
プルトニウム燃料センター	0	26	36	10	1
環境保全・研究開発センター	7	7	7	122	635
その他	0	0	0	262	453
合計	40	69	74	1,283	3,595

4.4 一時立入者の線量測定状況

一時立入者として管理区域に立入った者に対する線量測定を実施している。また、再処理施設のアンバー区域、CPF 施設のアンバー区域などに立入る場合は全身カウンタによる内部被ばくの測定を行っている。平成16年度において、外部被ばく及び内部被ばくともに有意な線量は検出されなかった。平成16年度の一時立入者の人数を表 4.5 に示す。

表 4.5 一時立入者の測定人数

	一時立入者(のべ人数)	一時立入者(見学者)(のべ人数)	全身カウンタ(のべ人数)
再処理センター	877	2,039	401
プルトニウム燃料センター	639	1,500	0
環境保全・研究開発センター	770	228	364
その他	113	177	0
合計	2,399	3,944	765

4.5 マスクフィットネス試験

東海事業所の核燃料取扱施設における放射線作業では、作業者の放射性物質吸入による内部被ばく防止のため、多種多様の呼吸保護具を使用している。放射線安全部ではこの呼吸保護具の使用に際して、十分安全に使用することのできる呼吸保護具の選定、装着技術等の適切な指導・助言を行っている。これらの内、個人毎に貸与される半面マスクについては、マスクフィットネス試験装置を用いて、各個人の密着性を確認している。

マスクフィットネス試験装置の概要を図 4.4 に示す。試験装置は、テストフード部、制御・測定部、記録・演算部により構成されている。制御・測定部は、NaCl 粒子（平均径 $0.3\mu\text{m}$ ）を発生させ、テストフード部内に一定濃度の NaCl 粒子を連続供給する。

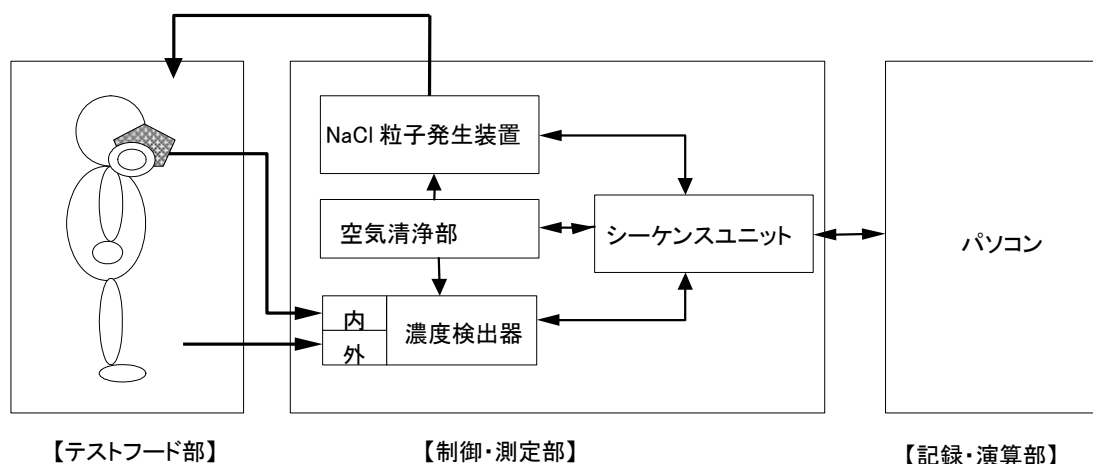


図 4.4 マスクフィットネス試験装置の概要

試験は、マスク面体内とテストフード内の NaCl 濃度を連続サンプリングし、それぞれの NaCl 濃度を制御・測定部の濃度検出器により測定し、この測定結果から記録・演算部において漏れ率を算出する。

試験においては半面マスク着用者に対しての装着方法の指導を行うとともに、着用時における漏れ率を測定し、半面マスクと顔面の密着性についての合否の判定を行った。

平成 16 年度に実施したマスクフィットネス試験の受験者は、延べ 2,183 人であり、全員が合格した。図 4.5 に年度別のマスクフィットネス試験の実施状況を示す。

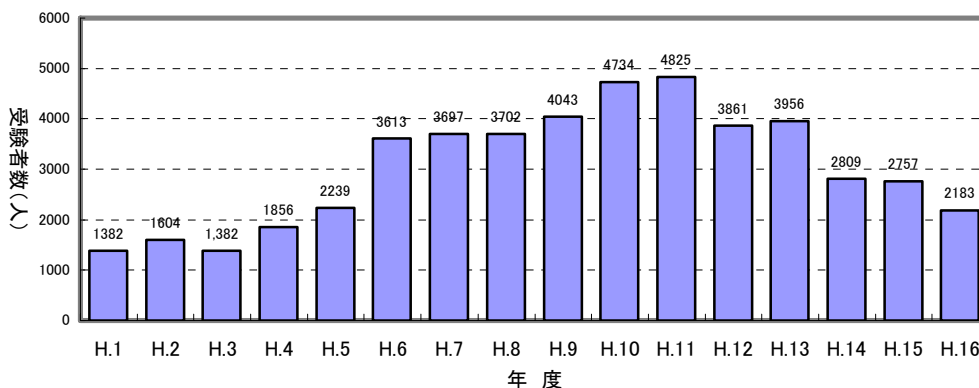


図 4.5 年度別マスクフィットネス試験実施状況

5. 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理

5.1 放射性気体廃棄物の放出状況

5.1.1 再処理施設

再処理施設から発生する放射性気体廃棄物については、高性能フィルタ等により気体廃棄物に含まれる放射性物質を可能な限り除去した後、排気モニタにより放射性気体廃棄物中の濃度及び放出量を監視しつつ、それぞれ地上高さ 90mの主排気筒、第一付属排気筒及び第二付属排気筒から放出している。

平成 16 年度の放出監視結果は、主排気筒、第一付属排気筒及び第二付属排気筒の主要核種 (^{85}Kr , ^3H , ^{14}C , ^{129}I , ^{131}I) 及び全 α ダスト、全 β ダストについて、再処理施設保安規定に定める年間放出量の放出基準 (付録表 4 参照) を超えるものはなかった。

表 5.1 に再処理施設における放射性気体廃棄物中の主要核種の年間放出量, 図 5.1 に再処理施設における放射性気体廃棄物の放出実績を示す。

表 5.1 平成 16 年度の再処理施設における放射性気体廃棄物中の主要核種の年間放出量
(主排気筒, 第 1 付属排気筒, 第 2 付属排気筒の合計)

核種	年間放出量 (GBq)
^{85}Kr	3.7×10^6
^3H	2.8×10^3
^{14}C	1.7×10^2
^{131}I	N.D.
^{129}I	9.9×10^{-2}

注) N.D.は検出限界値未満での放出。

検出限界値 (濃度) : ^{131}I : 3.7×10^{-8} Bq/cm³

5.1.2 使用施設等

プルトニウム燃料開発施設、ウラン取扱施設等から発生する放射性気体廃棄物については、高性能フィルタにより気体廃棄物に含まれる放射性物質を可能な限り除去した後、排気モニタもしくは排気サンプラにより放射性気体廃棄物中の濃度及び放出量を測定しつつ、建屋の排気口から放出している。CPFにおいても、高性能フィルタ等による放射性物質の除去後、排気モニタにより放射性気体廃棄物中の濃度及び放出量を監視しつつ、排気筒から放出している。

平成16年度の放出監視の結果、CPFにおいては主要核種 (^{85}Kr , ^3H , ^{131}I) 及び全 α ダスト、全 β ダストの3月間の平均濃度は、核燃料物質使用施設保安規定に定める放出基準（付録表5参照）である濃度限度を超えるものはなかった。また、CPF以外の使用施設においても全 α ダスト、全 β ダストとも3月間の平均濃度が、核燃料物質使用施設保安規定に定める放出基準である濃度限度を超えるものはなく、すべて検出下限値未満であった。

表5.2にCPFにおける放射性気体廃棄物の主要核種の3月間についての平均濃度、図5.2にCPFにおける放射性気体廃棄物の放出実績を示す。

表 5.2 平成16年度の CPF における放射性気体廃棄物中の
主要核種の3月間についての平均濃度

核種	平均濃度 (Bq/cm ³)			
	4月～6月	7月～9月	10月～12月	1月～3月
希ガス (^{85}Kr , ^{133}Xe 等)	D.L	2.5×10^{-3}	D.L	D.L
^3H	D.L	D.L	D.L	D.L
^{131}I	D.L	D.L	D.L	D.L

注) D.L.は、測定結果が検出下限(濃度)値未満の時の濃度を示す。

検出下限(濃度)値：希ガス類 (^{85}Kr) : 2.4×10^{-3} Bq/cm³

^3H : 3.7×10^{-8} Bq/cm³

^{131}I : 3.7×10^{-8} Bq/cm³

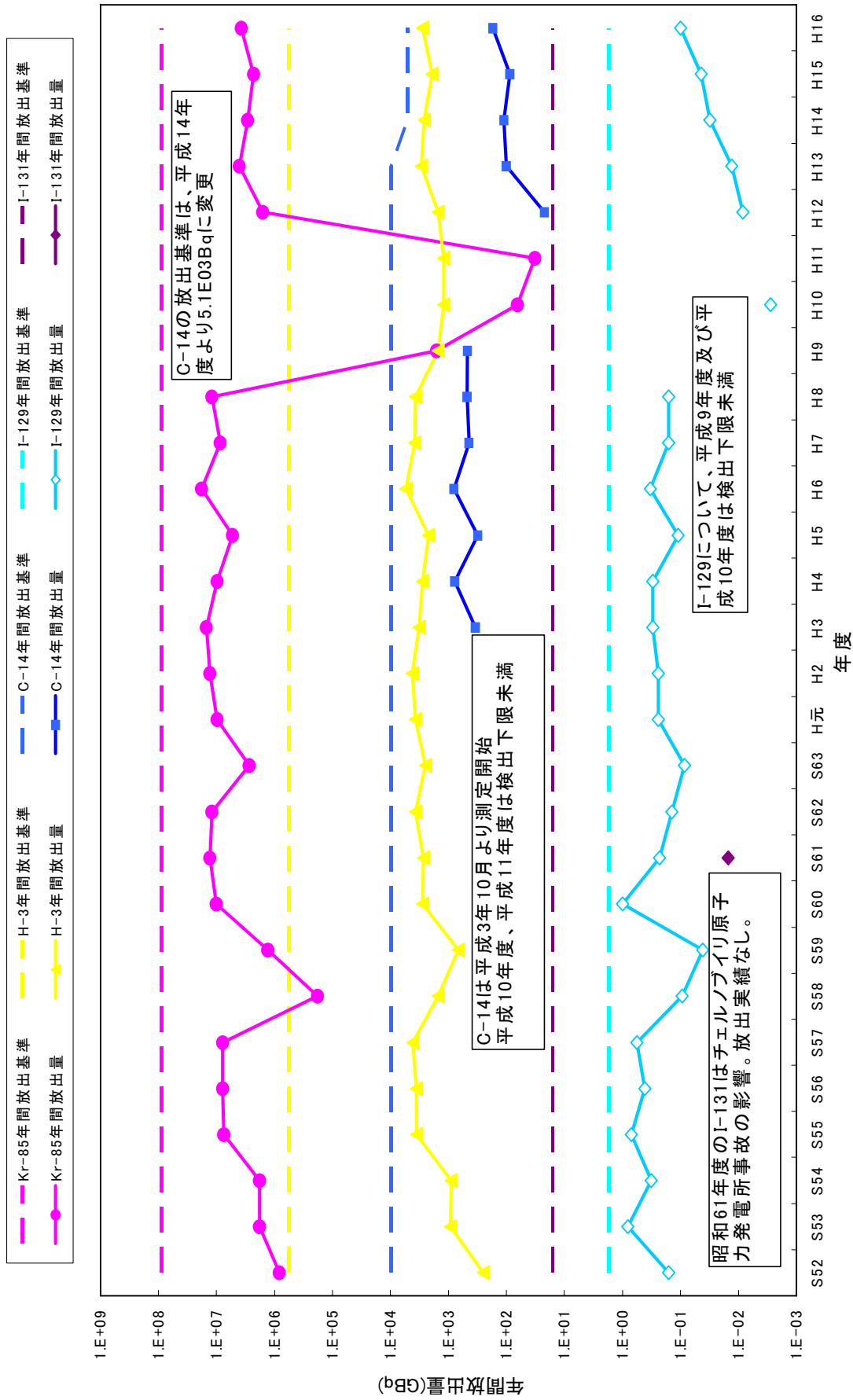


図5.1 再処理施設から放出された放射性気体廃棄物中の主要核種の年間放出量

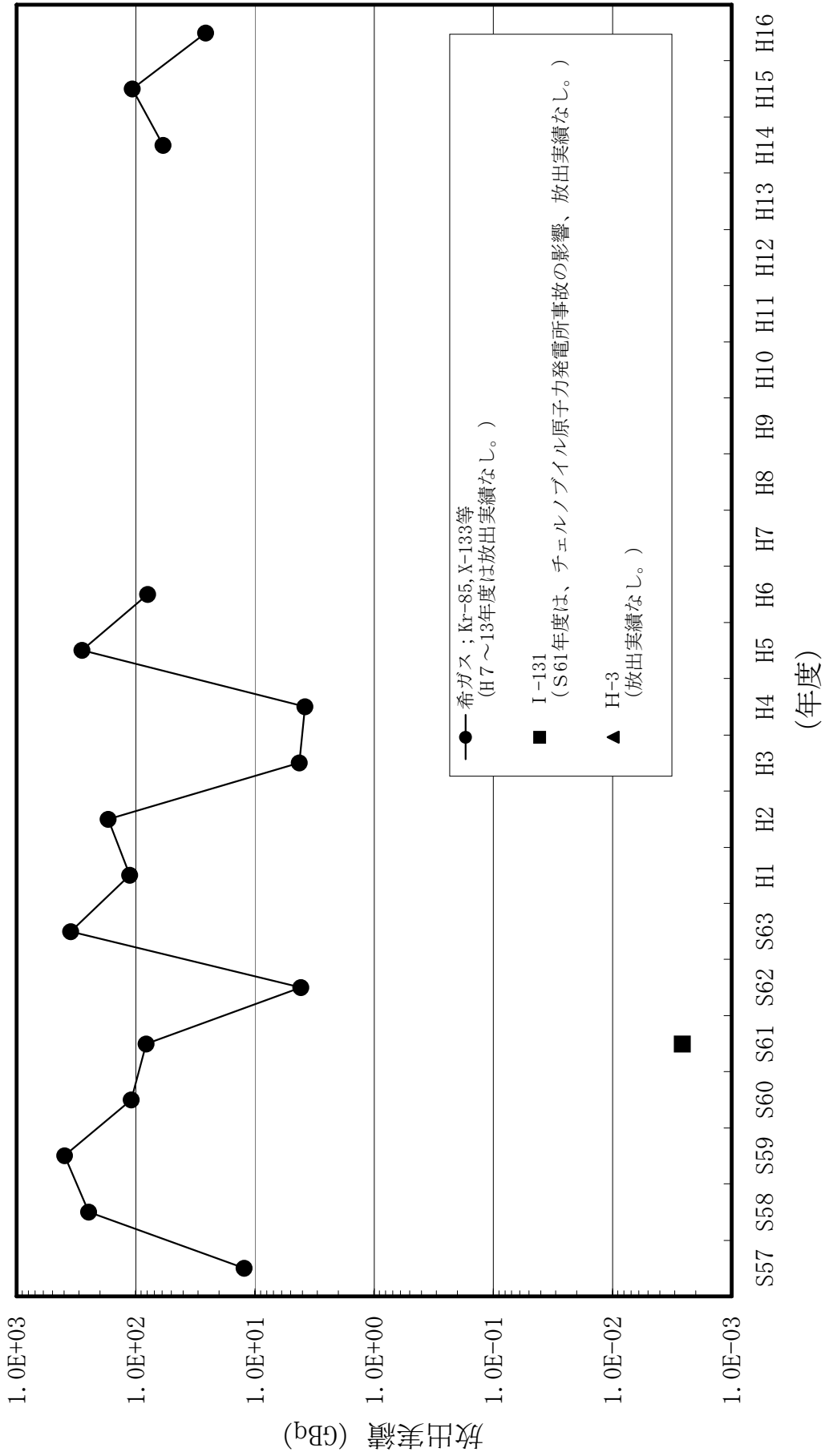


図 5.2 CPF における放射性気体廃棄物の放出実績

5.2 放射性液体廃棄物の放出状況

東海事業所から環境へ放出される放射性液体廃棄物は、再処理施設保安規定、核燃料物質使用施設保安規定、放射線保安規則及び放射線障害予防規定に基づき、放出バッチ毎に放出廃液中の放射能濃度が基準値を超えていないことを確認（放出前判定分析）し、放出している。また、廃液中の一般公害物質についても、pH、SS、COD等の濃度について、水質汚濁防止法及び茨城県公害防止条例に基づき管理している。

東海事業所には、再処理施設海中放出管、第一排水溝（ウラン系）及び第二排水溝（プルトニウム系）の放射性排水系があり、環境監視課は、これら排水系により環境へ放出される排水の放出前判定分析を担当している。

付録表 6 に再処理施設における海洋放出モニタリング対象核種及び放出基準を、付録表 7 及び付録表 8 に第一排水溝及び第二排水溝における放出基準及び管理の目標値を示す。

平成 16 年度に再処理施設から海洋へ放出した放射性液体廃棄物の放出量を表 5.3 に示す。また、主な核種の年間放出量の推移を図 5.3 に示す。ただし、ストロンチウム-90 (Sr-90)、セシウム-137 (Cs-137)、ヨウ素-129 (I-129) は昭和 56 年 (1981 年) 度からの評価であり、昭和 52 年度から 55 年度までは各々ストロンチウム、セシウム及びヨウ素で評価していた。プルトニウムは昭和 52 年第 2 四半期からの評価である。平成 16 年度もこれまでと同様全て基準値を下回っていた。

表 5.3 再処理施設における海洋への放射性液体廃棄物の放出量

核種	放出量(MBq)
全 α 放射能	N.D.
全 β 放射能 (^3H を除く)	N.D.
^{89}Sr	N.D.
^{90}Sr	N.D.
^{95}Zr - ^{95}Nb	N.D.
^{103}Ru	N.D.
^{106}Ru - ^{106}Rh	N.D.
^{134}Cs	N.D.
^{137}Cs	N.D.
^{141}Ce	N.D.
^{144}Ce - ^{144}Pr	N.D.
^3H	1.3×10^8
^{129}I	1.9×10
^{131}I	N.D.
$\text{Pu}(\alpha)$	6.0

注) N.D.は検出限界値未満の放出量。

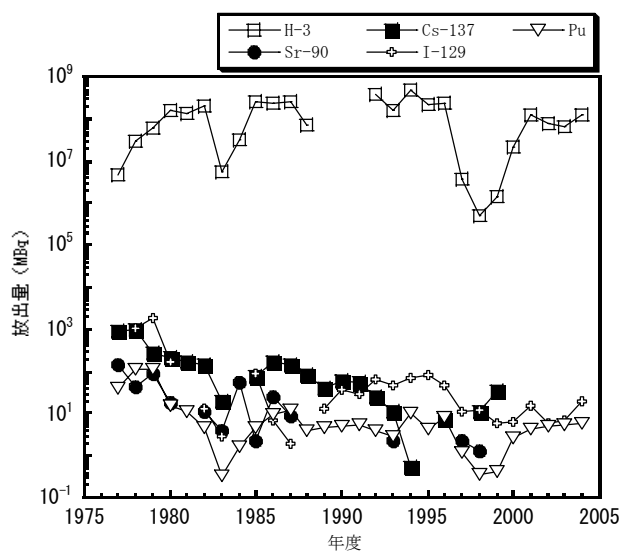


図 5.3 再処理施設における放射性液体廃棄物の放出実績

第一排水溝から新川へ放出された排水はおよそ 2,300 m³であった。排水中からは、全β放射能が検出されたが、周辺監視区域にかかる排水基準を超えるものはなかった。平成 16 年度の第一排水溝における放射性液体廃棄物の放出量を表 5.4 に示す。また、これらの年間放出量の推移を図 5.4 に示す。

表 5.4 第一排水溝における放射性液体廃棄物の年間放出量

核種	放出量(MBq)
全α放射能	N.D.
全β放射能	2.6×10^{-1}
U	N.D.

注) N.D.は検出限界値未満の放出量。

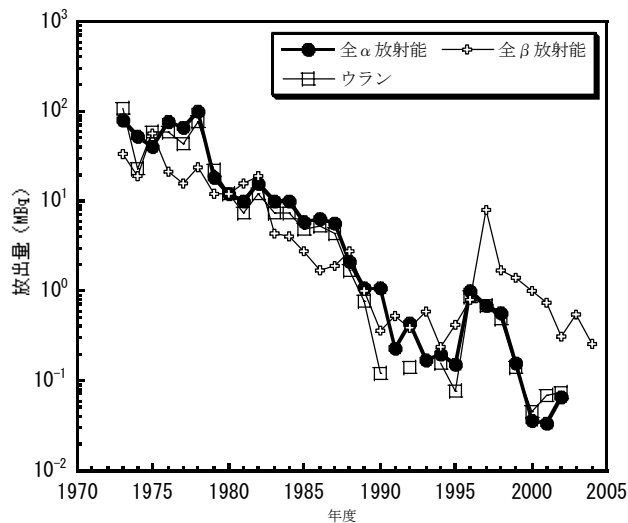


図 5.4 第一排水溝における放射性液体廃棄物の放出実績

第二排水溝から海洋へ放出された排水はおよそ 680 m³であった。排水中からは、全α放射能及びプルトニウムが検出されたが、周辺監視区域にかかる排水基準を超えるものはなかった。平成 16 年度の第二排水溝における放射性液体廃棄物の放出量を表 5.5 に示す。また、これらの年間放出量の推移を図 5.5 に示す。

表 5.5 第二排水溝における放射性液体廃棄物の年間放出量

核種	放出量(MBq)
全α放射能	3.3×10^{-2}
Pu(α)	1.0×10^{-2}

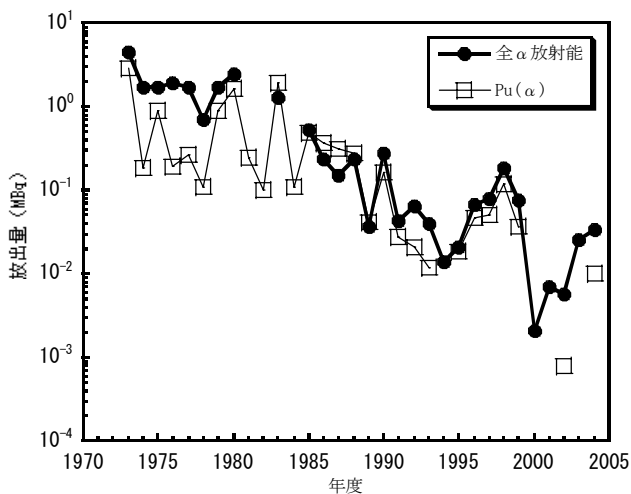


図 5.5 第二排水溝における放射性液体廃棄物の放出実績

6. 環境放射線監視

6.1 環境放射線モニタリング

平成 16 年度においても、平成 14 年 11 月 25 日に原子力安全委員会で決定した「核燃料サイクル開発機構再処理施設周辺の環境放射線モニタリング計画について」に基づき策定された再処理施設保安規定に定める環境放射線モニタリング計画（以下「モニタリング計画」という。）に基づき、モニタリングを実施した。

さらに、同上の原子力安全委員会決定の計画に定められた補足的調査項目として、畑土中ヨウ素-129 の調査を実施した。

付録表 9、付録表 10 には、陸上及び海洋環境放射線監視計画、付録図 1 及び 2 には、試料の採取場所及び測定地点を示す。

6.1.1 陸上環境モニタリング

平成 16 年 4 月から平成 17 年 3 月に、東海事業所周辺の空間線量率の測定及び空気、農作物、畜産物や土壌などの試料中の放射性物質濃度を測定することにより、陸上環境モニタリングを実施した。測定項目は、以下に示す。

- (1) 空間 γ 放射線…線量率と積算線量
 - (2) 空气中放射性物質濃度…浮遊じん中全 α 放射能, 全 β 放射能, ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{106}Ru , ^{137}Cs , ^{144}Ce 及び $^{239,240}\text{Pu}$, 大気中 ^{131}I 濃度, 気体状 β 放射能濃度, 水分中 ^3H 濃度
 - (3) 雨水中放射性物質濃度… ^3H 濃度
 - (4) 降下じん中放射性物質濃度…全 β 放射能
 - (5) 飲料水中放射性物質濃度…全 β 放射能及び ^3H 濃度
 - (6) 葉菜中放射性物質濃度… ^{90}Sr , ^{131}I , ^{137}Cs 及び $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度
 - (7) 精米中放射性物質濃度… ^{14}C , ^{90}Sr 及び ^{137}Cs 濃度
 - (8) 牛乳中放射性物質濃度… ^{90}Sr , ^{131}I 及び ^{137}Cs 濃度
 - (9) 表土中放射性物質濃度… ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{106}Ru , ^{137}Cs , ^{144}Ce 及び $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度
 - (10) 河川水中放射性物質濃度…全 β 放射能及び ^3H 濃度
 - (11) 河底土中放射性物質濃度…全 β 放射能, ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{106}Ru , ^{137}Cs 及び ^{144}Ce 濃度
- 上記項目のうち、空気水分中 ^3H 濃度, 雨水中 ^3H 濃度, 降下じん中全 β 放射能濃度, 飲料水中全 β 放射能濃度, 葉菜中 ^{90}Sr 濃度, 精米中 ^{14}C 濃度, 牛乳中 ^{90}Sr 濃度, 表土中 ^{90}Sr , ^{137}Cs , $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度, 河川水中全 β 放射能濃度, 河底土中全 β 放射能濃度については、検出下限値を上回る値を検出したが、精米中 ^{14}C 濃度以外は、過去 10 年間のモニタリング結果に基づく平常の変動範囲内の値であった。その他については、検出下限値未満であった。精米中 ^{14}C 濃度は、過去 10 年間の最小値 0.24Bq/g ・炭素を下回った。これは、図 6.3 に示すように精米中 ^{14}C 濃度が年々低下傾向にあり、過去の大気圏内核実験フォールアウトで上昇したバックグラウンドレベルの ^{14}C 濃度が徐々に低下してきていることによるものと考えられる。

以下に、監視結果の例として、モニタリングステーションでの月平均線量率，葉菜中 ^{90}Sr 濃度，精米中 ^{14}C 濃度，表土中 ^{137}Cs 濃度，河底土中全 β 放射能濃度の過去 10 年間のモニタリング結果を示す。(図 6.1～6.5)

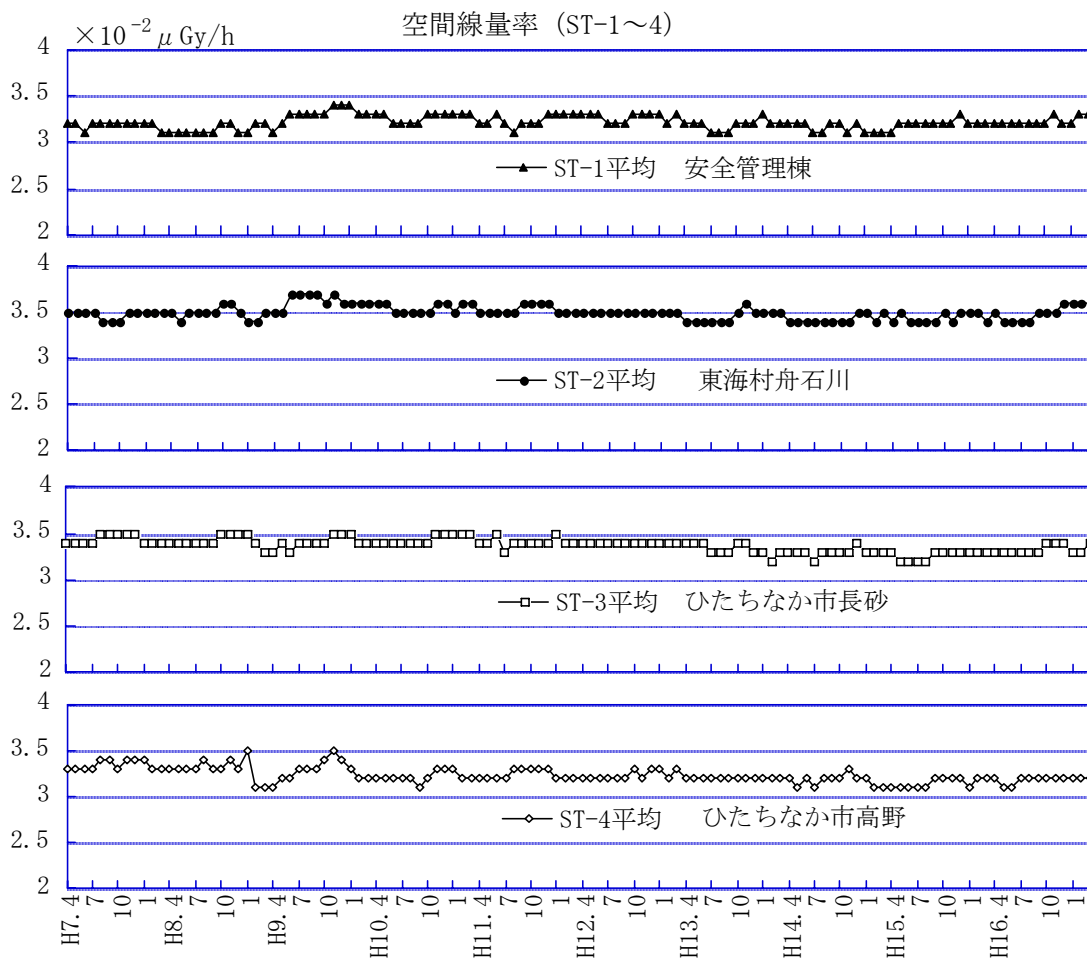


図 6.1 モニタリングステーションでの月平均の空間線量率

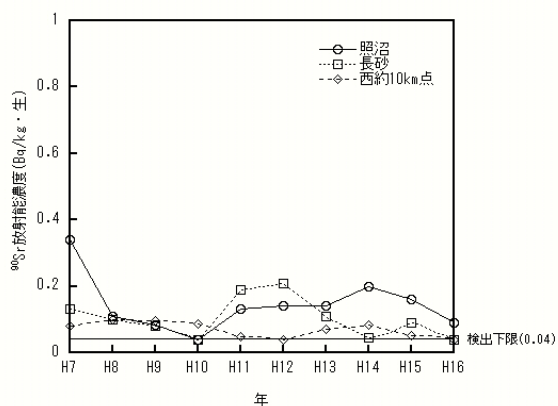


図 6.2 葉菜中 ⁹⁰Sr 濃度

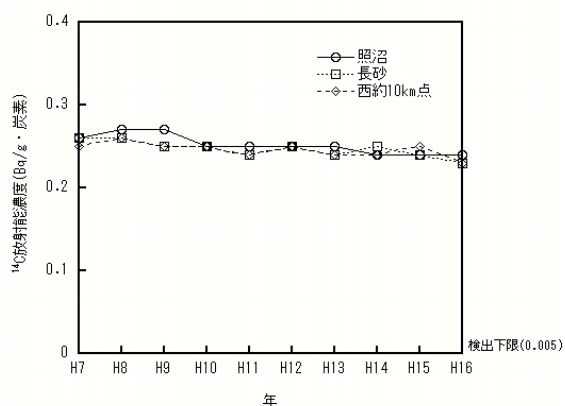


図 6.3 精米中 ¹⁴C 濃度

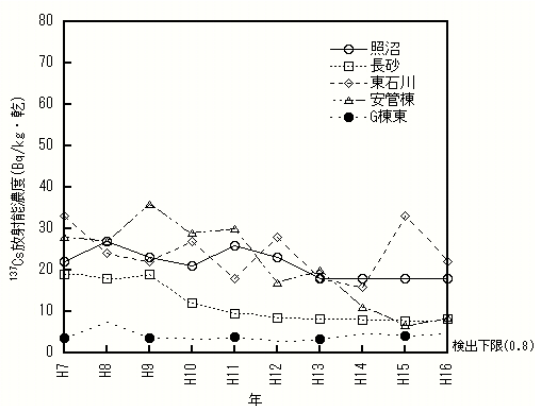


図 6.4 表土中 ¹³⁷Cs 濃度

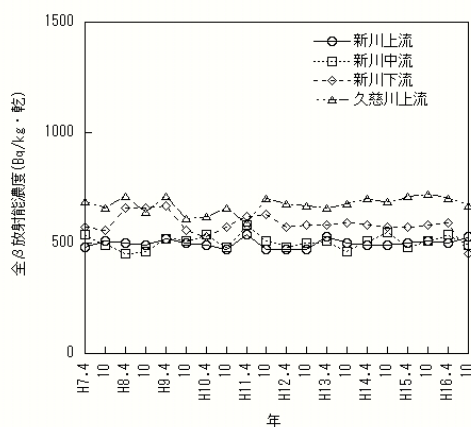


図 6.5 河底土中全β放射能濃度

6.1.2 海洋環境モニタリング

平成 16 年 4 月から平成 17 年 3 月に、東海事業所周辺の魚介類、海藻、海水や海底土などの試料中の放射性物質濃度を測定することにより、海洋環境モニタリングを実施した。測定項目を以下に示す。

- (1) 海水中放射性物質濃度…全β放射能, ³H, ⁵⁴Mn, ⁶⁰Co, ⁹⁰Sr, ⁹⁵Zr, ⁹⁵Nb, ¹⁰⁶Ru, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Ce 及び ^{239,240}Pu 濃度
- (2) 海底土中放射性物質濃度…⁵⁴Mn, ⁶⁰Co, ⁹⁰Sr, ⁹⁵Zr, ⁹⁵Nb, ¹⁰⁶Ru, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Ce 及び ^{239,240}Pu 濃度
- (3) 海岸水中放射性物質濃度…全β放射能, ³H, ⁹⁰Sr, ¹⁰⁶Ru, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Ce 及び ^{239,240}Pu 濃度
- (4) 海岸砂表面線量…β表面計数率及びγ表面線量率, ⁵⁴Mn, ⁶⁰Co, ¹⁰⁶Ru, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Ce 及び ^{239,240}Pu 濃度
- (5) 海産生物中放射性物質濃度…⁵⁴Mn, ⁶⁰Co, ⁹⁰Sr, ⁹⁵Zr, ⁹⁵Nb, ¹⁰⁶Ru, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Ce 及び ^{239,240}Pu 濃度

(6) 漁網表面線量…β吸収線量率及びγ表面線量率

(7) 船体表面線量…β吸収線量率及びγ表面線量率

上記項目のうち、海底土中 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度、海岸水中 $^{239,240}\text{Pu}$ 、全β放射能濃度、ワカメ又はヒジキ中 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度、シラス中 ^{137}Cs 濃度、カレイ又はヒラメ中 ^{137}Cs 濃度、貝類中 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度については、検出下限値を上回る値を検出したが、カレイ又はヒラメ中 ^{137}Cs 濃度以外は、過去 10 年間のモニタリング結果に基づく平常の変動範囲内の値であった。その他については、検出下限値未満であった。カレイ又はヒラメ中 ^{137}Cs 濃度は、過去 10 年間の最小値 $0.059\text{Bq/kg}\cdot\text{生}$ を下回った。これは、図 6.8 に示すように ^{137}Cs 濃度は変動しているものの、長期的には低下傾向にあり、過去の大気圏内核実験フォールアウトに起因する同核種の物理的減衰等の自然変動によるものと考えられる。

以下に、監視結果の例として、海底土中 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度、シラス中 ^{137}Cs 濃度、カレイ又はヒラメ中 ^{137}Cs 濃度、貝類中 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度の過去 10 年間のモニタリング結果を示す。(図 6.6~6.9)

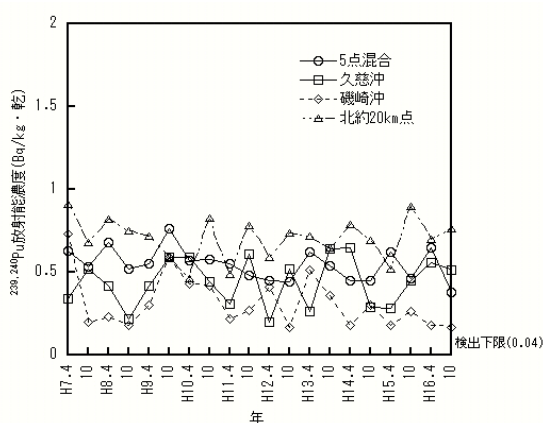


図 6.6 海底土中 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度

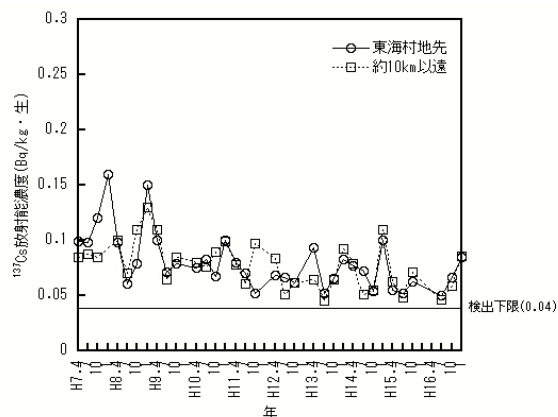


図 6.7 シラス中 ^{137}Cs 濃度

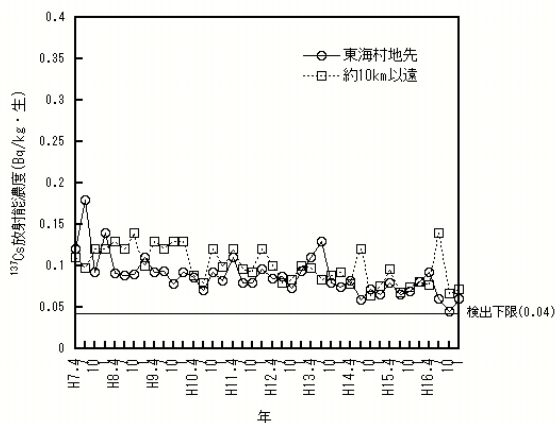


図 6.8 カレイ又はヒラメ中 ^{137}Cs 濃度

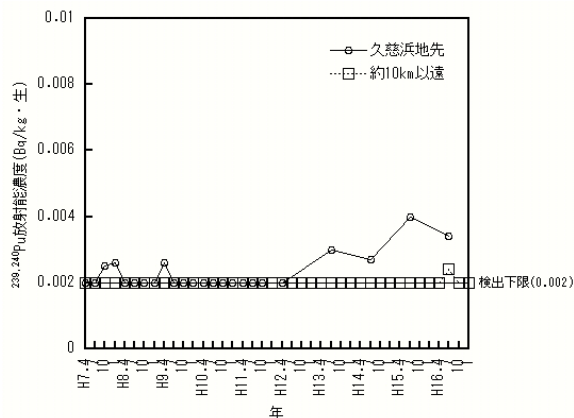


図 6.9 貝類中 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度

6.2 気象観測

気象の観測は、「発電所用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（平成 13 年 3 月改訂，原子力安全委員会）に準拠して行っている。表 6.1 に観測項目と測定器を示す。

平成 16 年 4 月から平成 17 年 3 月に気象観測塔（地上高さ：70m）及び安全管理棟屋上（地上高さ：10m）で観測した風向出現頻度並びに風向別平均風速を図 6.10～6.13 に示す。

これらの図から平成 16 年度の年間平均の風向出現頻度は，気象観測塔では例年通り北東風が最多となり，安全管理棟屋上では東北東風が最多となった。

なお，70m 高風速は再処理施設からの排気放出管理及び大気拡散評価等のために用いている。また，10m 高風速及び日射放射収支量は，拡散評価における大気安定度を決定するために観測している。

表 6.1 気象観測項目と測定器

観測項目	測定器	備考
風向	自記風向計	気象観測塔及び安全管理棟屋上
風速	風車型自記風速計 (平均装置付)	同上
降雨量	転倒マス型雨量計	安全管理棟屋上
大気温度	電気式温度計	東海事業所内
日射量	熱電堆式全天日射計	同上
放射収支量	風防型放射収支計	同上

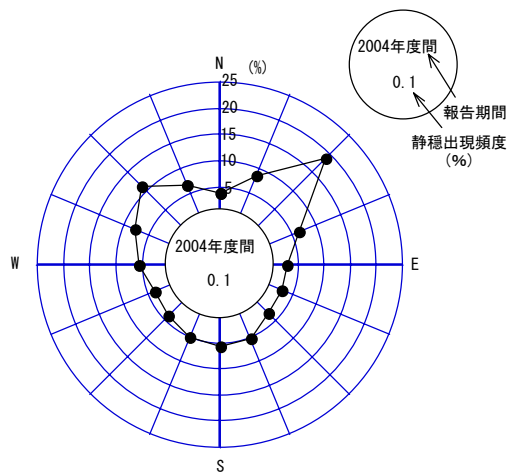


図 6.10 地上 70m 風向出現頻度 (%)

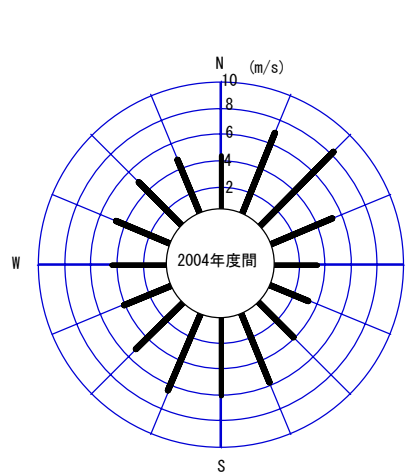


図 6.11 地上 70m 風向別平均風速 (m/s)

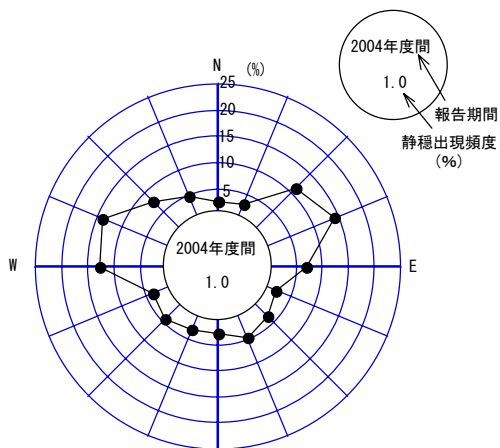


図 6.12 地上 10m 風向出現頻度 (%)

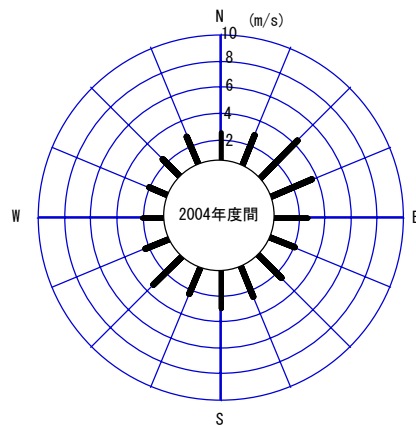


図 6.13 地上 10m 風向別平均風速 (m/s)

大気安定度は、排気筒から放出された放射性物質の拡散状況を表す指標として用いられる。図 6.14 に平成 16 年度の大気安定頻度を示す。大気安定度は、A 型が不安定（拡散幅大）、D 型が中立（拡散幅中）、F 型が安定（拡散幅小）を示す。平成 16 年度は、例年どおり D 型が 44% と最も多かった。

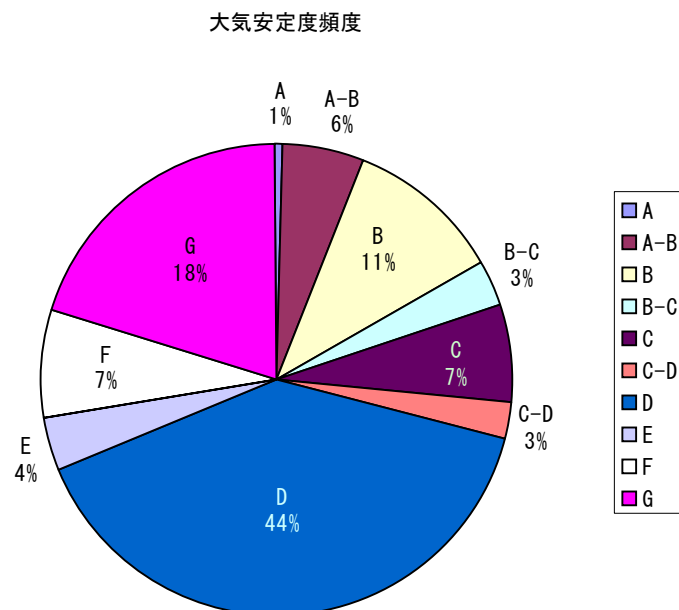


図 6.14 大気安定度頻度

平成 16 年度の月間降雨量を図 6.15 に示す。最も降雨量が多かったのは、10 月であった。

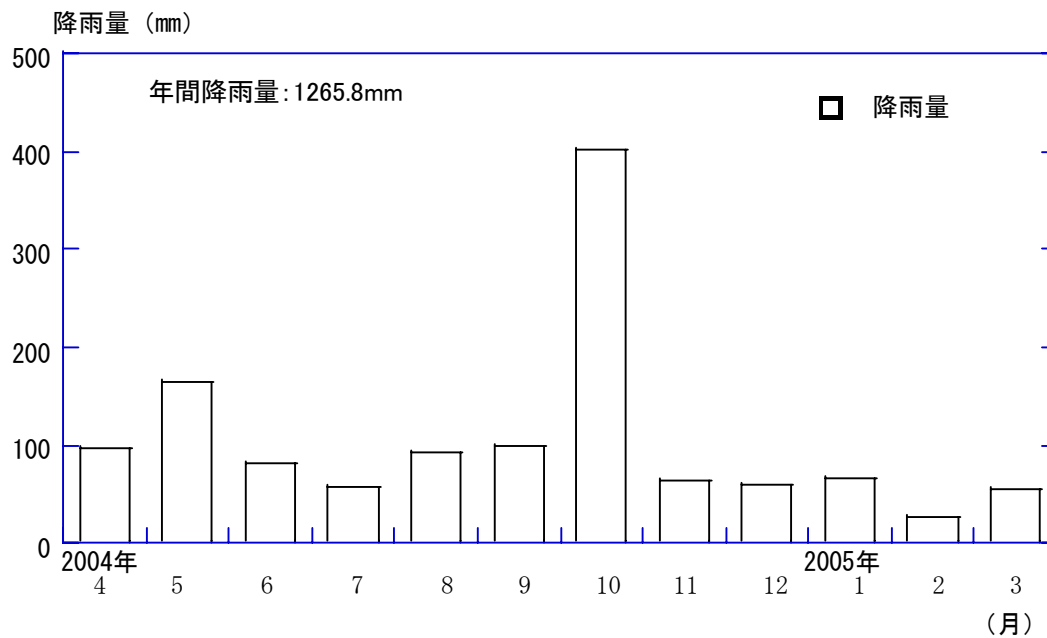


図 6.15 月間降雨量

過去 10 年間における年間降雨量は 921.1～1359.3mm であり，平成 16 年度の年間降雨量は 1265.8mm であった。このことから，平成 16 年度の降雨量は例年並といえる。

6.3 環境線量評価

6.3.1 線量算出方法

周辺公衆の線量の評価は、原則として環境モニタリング結果をもとに行う。ただし、環境モニタリングの測定値から施設寄与を弁別することが困難な場合には、放出記録を基に評価モデルにより算出することとしている。この評価モデルは、再処理施設の安全審査において、周辺の自然環境、農業、漁業活動、人口分布状況等に基づいて作られたものである。

平成16年度の環境モニタリングの結果は、6.1章で示したように異常は認められず、施設寄与を弁別して線量を算出することが困難であったことから、放出記録に基づき周辺公衆の線量を算出した。

6.3.2 被ばく評価経路

線量の算出は、気体廃棄物及び液体廃棄物の放出に起因する実効線量及び皮膚の等価線量を対象とした。考慮する被ばく経路を図6.16及び図6.17に示す。

実効線量の算出に当たっては、放射性雲からの外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくを同一地点において同時に受けるものとし、周辺監視区域境界外の各地点ごとにそれぞれの実効線量を加算し、その値が最大となる地点での実効線量を算出した。また、農・畜産物摂取による内部被ばくについては、最大濃度地点で産する農・畜産物を摂取するものとして算出した。液体廃棄物の放出に係る実効線量の算出に当たっては、海産物摂取に伴う内部被ばく及び漁業・海浜利用に起因する外部被ばくを考慮した。

皮膚の等価線量算出に係る放射性雲からの外部被ばくについては、線量が最大となる地点で算出した。

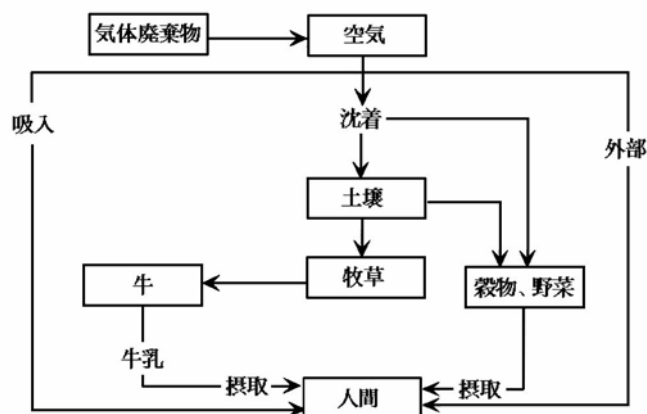


図 6.16 陸上被ばく経路（気体廃棄物）

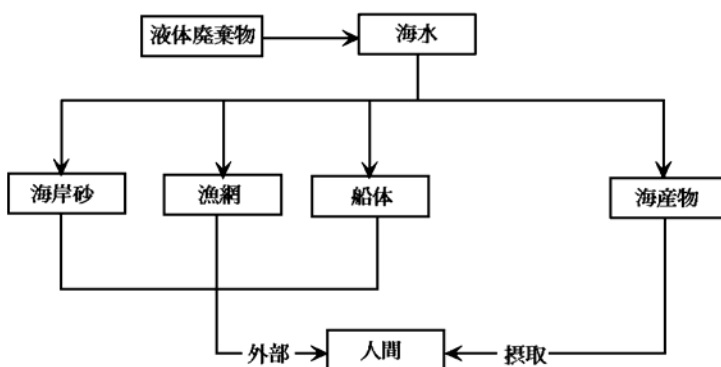


図 6.17 被ばく経路（液体廃棄物）

6.3.3 線量算出結果

気体廃棄物に起因する実効線量及び液体廃棄物に起因する実効線量の経路毎の算出結果を表 6.2 に示す。実効線量の合算値は約 4.4×10^{-4} mSv/年であり，周辺監視区域外の線量限度(1 mSv/年)の約 0.04%であった。

気体廃棄物及び液体廃棄物に起因する皮膚の等価線量の経路毎の算出結果を表 6.3 に示す。皮膚の等価線量の合算値は，約 5.2×10^{-3} mSv/年であり，周辺監視区域外の線量限度(50 mSv/年)の約 0.01%であった。

なお，排気，排水モニタリングにおいて有意に検出されなかった放射性核種については，検出限界値の濃度で放出されたと仮定して線量を評価した。

表 6.2 実効線量の算出結果

経路	実効線量(mSv/年)	備考
放射性雲からの外部被ばく	2.1×10^{-4}	最大線量地点： 主排気筒南西方向約 500m
吸入摂取による内部被ばく	1.4×10^{-6}	
農・畜産物摂取による内部被ばく	2.0×10^{-4}	最大濃度地点： 主排気筒南西方向約 1900m
海産物摂取による内部被ばく	1.6×10^{-5}	
漁業・海浜利用による外部被ばく	2.8×10^{-6}	
合計	4.4×10^{-4}	

表 6.3 皮膚の等価線量の算出結果

経路	皮膚の等価線量 (mSv/年)	備考
放射性雲からの外部被ばく	5.1×10^{-3}	最大濃度地点： 主排気筒南西方向約 1900m
漁業・海浜利用による外部被ばく	9.7×10^{-5}	
合計	5.2×10^{-3}	

1977 年から 2004 年度における放出記録からの線量の評価結果を図 6.18 に示す。

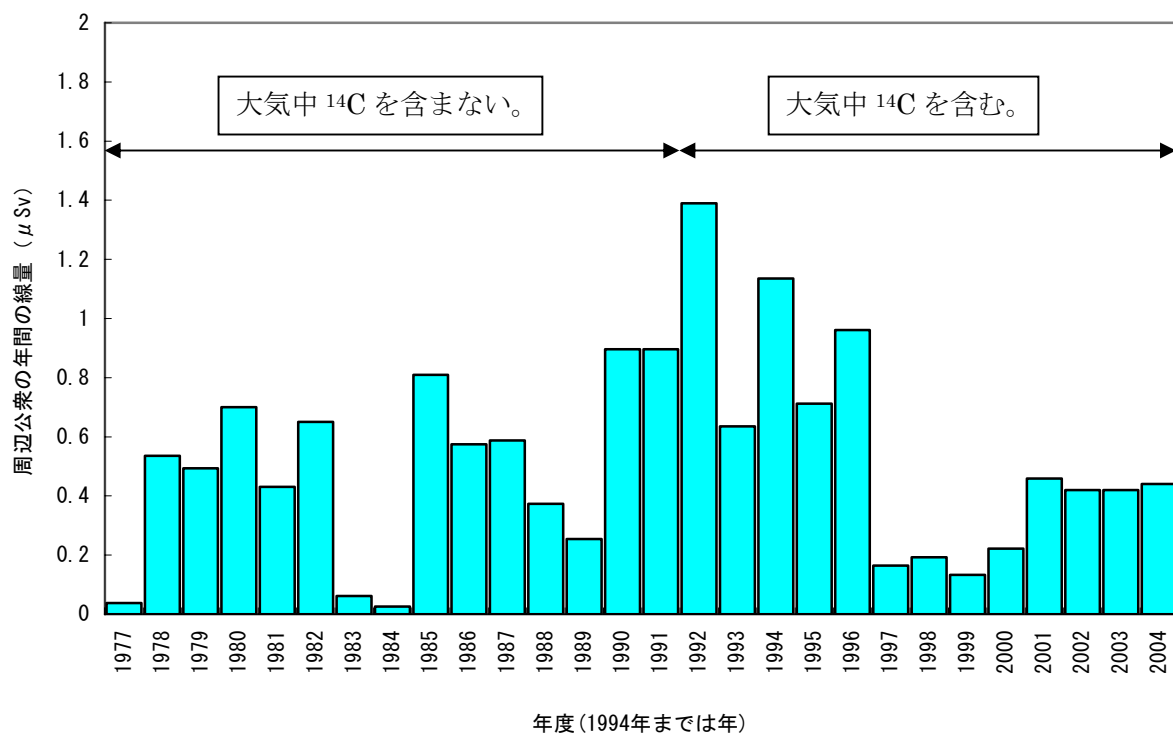


図 6.18 1977 年から 2004 年度における線量の評価結果

7. 放射線・放射能標準の維持・管理

施設の放射線管理、個人被ばく管理及び環境放射線監視における放射線測定に関連する放射線・放射能標準の維持・管理を以下の通り計測機器校正施設で実施した。また、放射性同位元素の許可使用に関する軽微な変更に係る変更申請を実施した。

7.1 放射性同位元素変更許可申請

使用予定のない線源について許可上削除するため、放射性同位元素の許可使用に関する軽微な変更に係る変更届出を行い、平成 17 年 1 月 6 日に変更許可を受けた。変更点は以下のとおりである。

(1) 密封された放射性同位元素の数量の減少

γ 線照射装置に装備された ^{226}Ra (1.85GBq)及び低エネルギー γ 線照射装置に装備された ^{57}Co (7.4GBq)を廃止した。

(2) 線量評価の見直し

上記変更に伴う線量寄与の減少を受けて、人が常時立ち入る場所、管理区域境界及び事業所境界の線量を再評価した。

7.2 トレーサビリティ

図 7.1 に、放射線・放射能にかかるトレーサビリティ経路を示す。

照射線量基準測定器（空洞電離箱式照射線量測定装置；Exradin A6 電離箱－東洋メディック RAMTEC1000 線量計）を使用して、照射室(A)の ^{137}Cs γ 線校正場 (1.85TBq, 111GBq, 11.1GBq 及び 555MBq) における照射線量率（空気カーマ率）基準の一定性確認（1 回/年）を行った。平成 14 年度に設定した線量率基準並びにこれまで（平成 15 年度及び平成 16 年度）に確認した線量率に対して、今回測定した値の偏差は最大でも 0.9%であり、基準線量率の水準が適切に維持されていることを確認した。また、X 線の一定性確認も実施し、線量率基準の変動が基準測定器の校正の不確かさ（3%）の範囲内であることを確認した。

他事業所への標準供給のため、他事業所所有の基準測定器の校正を、6 月に人形峠、9 月にもんじゅに対して実施した。

平成 17 年 3 月に ^{60}Co 標準線源を更新した。線源は日本アイソトープ協会製であり、平成 17 年 4 月に照射線量基準測定器によって線量率基準を設定した。線源から 1m の位置の空気カーマ率は 1.11mGy/h（平成 17 年 4 月 15 日現在）である。

7.3 照射設備・線源

7.3.1 照射設備

(1) 中性子照射装置

中性子照射装置の経年変化対策及び照射機能の拡張を目的に、制御部及び駆動部の更新（部品交換）及び線源巻上機の新規製作を行った。作業の様子を図 7.2 に示す。

まず、更新についてであるが、本装置は 1975 年に旧計測機器校正施設に導入されて以来、30 年が経過しており、制御部である操作盤及びリレーシーケンスの経年変化や保守用部品の入手が困難となってきたことから、これらを更新した。更新にあたり、操作盤は、従来のボタンスイッチ式からタッチパネル式（図 7.3）に、リレーシーケンスについては、プログラマブルシーケンサに変更している。また、線源選択機構の駆動部についても部品を交換し、平成 14 年度に実施した保守と合わせ、遮蔽体以外の部品について更新がほぼ完了した。

一方、更新とは別に、照射機能の拡充のための改造を行った。従来、照射を行うときには、照射室（B）床面（グレーチング）に照射筒（線源案内管）を取り付け、地下 4m に設置された線源格納容器から中性子線源を空気圧により射出し、照射筒先端の電磁石により保持する方法が取られていた。この方法とは別に、照射筒の代わりに線源巻上機（図 7.4）を設置し、先端に電磁石のついたワイヤーによって線源をグレーチング下の線源案内管中に宙吊りにできる機能を追加した。この機能追加の目的は、室内散乱線を有効に利用した減速中性子校正場を構築するためであり、詳細は 9.2.2 に示す。

(2) ^{137}Cs 照射装置

^{137}Cs 照射装置は、任意の線量率、積算線量等を指定することにより、適正な校正距離、照射時間等を算出し、自動校正台車を制御して、照射を行うことが可能な放射線測定機器校正システムを導入している。平成 17 年 3 月に本システムで個人線量当量 $H_p(10)$ による算出が可能なようにソフトウェア改造を行った。

7.3.2 線源

γ 線照射装置に装備された ^{60}Co (3.7GBq)は、購入から 28 年（5 半減期以上）経過していたため、平成 17 年 3 月に更新を行った。作業の様子を図 7.5 に示す。線源は日本アイソトープ協会製の CO650(公称放射能:3.7GBq)であり、SUS316L ステンレス製の 2 重カプセル（外形 $\phi 5.2\text{mm} \times 8.5\text{mm}$ ）で密封されている。古い線源については、日本アイソトープ協会に譲渡した。

表面汚染サーベイメータや放射性ダストモニタの校正に使用している酸化ウラン面線源について、値付け測定器（大面積 2 π ガスフローカウンタ）を用いて、その表面放出率の値付け作業を実施した。線源購入時の成績書記載値に比べ大きく値が変化しているものについては、廃棄処分（日本アイソトープ協会へ譲渡）にする予定である。

7.4 基準測定器等

(1) グラファイト電離箱

中性子校正場の混在 γ 線の定量を目的に、グラファイト電離箱を整備した。グラファイト電離箱は応用技研製 C-110G で、円筒形で内容積は約 600cm^3 である。線量計には β 線基準測定器に使用している AE-136（応用技研製）を使用し、デジタルマル

チメータ 7562（横河電機製）を接続して、照射線量率基準測定器読取プログラム「SIDACS2」を用いて測定を行うことができる。本電離箱の動作試験及び校正を 8 月に実施した。グラフィイト電離箱の外観を図 7.6 に示す。

7.5 RI 線源等使用記録，官庁検査対応

照射室別の RI 線源等の使用時間を表 7.1 に示す。許可使用時間である 40 時間／週を超えることは無かった。照射室の年間稼働日数は 218 日であった。

照射室(B)の $^{238}\text{Pu}\text{-Be}$ 線源及び濃縮ウランコンバータ付き半導体検出器（臨界警報装置）について、IAEA による実在庫調査（PIV）を平成 17 年 3 月に受けた。また、原子力安全技術センターによる RI 施設検査を 3 月に受検した。

7.6 付帯設備等・その他

火災報知機の経年変化対策として、総合盤及び検知端について更新を行った。

また、クレーン等の定期的な点検も実施した。

昨年度更新した線量計自動照射装置及び β 線照射装置を含め、照射装置類の取扱方法について、校正用照射装置等取扱要領として、再整備を行った。

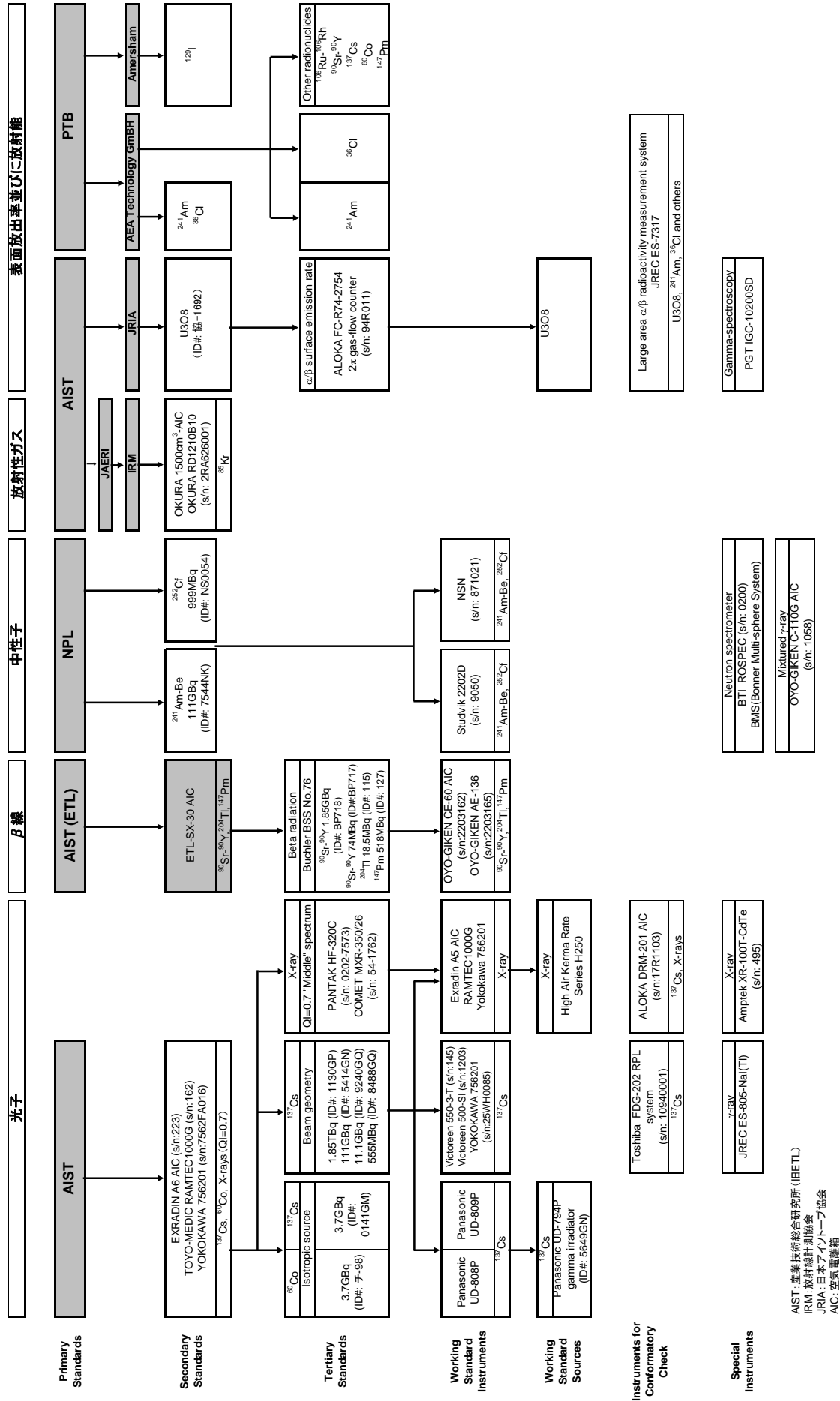


図7.1 放射線・放射能にかかるトレーサビリティ経路



a) 中性子遮蔽体を外した状態



b) 線源選択ロータの取り外し

図 7.2 中性子照射装置の照射機構の追加及び制御部更新作業の様子



図 7.3 中性子照射装置制御盤（タッチパネル）



図 7.4 線源巻上機



図 7.5 ^{60}Co 線源更新作業の様子

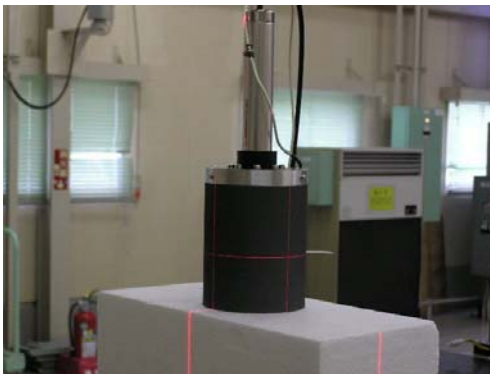


図 7.6 グラファイト電離箱 C-110G の外観

表7.1 RI線源等の年間使用回数、使用時間及び使用日数（計測機器校正施設）

核種	許可数量	照射装置等	使用回数*1（四半期）[回]					合計	使用時間*2（四半期）[時間：分]					使用日数	
			1	2	3	4	合計		1	2	3	4	合計	*3 合計	*4
Cs-137	1.85 TBq	Cs-137照射装置	512	314	322	297	1445	51:16	30:05	34:54	21:30	137:45	132	185	
Cs-137	555 MBq		275	26	246	48	595	31:54	3:54	25:43	3:19	64:50	81		
Cs-137	11.1 GBq		346	103	182	151	782	30:32	7:14	17:04	12:46	67:36	156		
Cs-137	111 GBq		360	495	446	228	1529	26:04	25:36	23:43	11:20	86:43	122		
Co-60	3.7 GBq	γ線照射装置	5	3	0	13	21	0:16	0:50	0:00	0:13	1:19	3	3	
Cs-137	3.7 GBq		1	0	0	2	3	0:04	0:00	0:00	0:02	0:06	2	2	
Am-241-Be	111 GBq	中性子線照射装置	96	249	205	163	713	24:40	39:11	17:09	28:37	109:37	77	98	
Cf-252	999 MBq		100	79	118	265	562	26:28	5:15	44:57	37:32	114:12	76		
Pu-238-Be	370 GBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0		
Am-241	296 GBq	低エネルギーγ線照射装置	136	0	89	26	251	6:45	0:00	5:28	1:37	13:50	24	24	
Cs-137	18.5 GBq	線量計自動照射装置	3	23	10	4	40	0:00	0:00	13:00	1:50	14:50	22	22	
Sr-90	74 MBq	β線照射装置 (貯蔵箱1)	0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	0	
Sr-90	1.85 GBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0		
Tl-204	18.5 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0		
Pm-147	518 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0		
Co-60	37 MBq	貯蔵箱2	9	0	0	0	9	0:20	0:00	0:00	0:00	0:20	5	39	
Ra-226	4.07 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0		
Ra-226	37 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0		
Cs-137	37 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0		
X線発生装置 (HF-320C)		X線発生装置	26	231	349	290	896	1:27	6:38	19:43	7:19	35:07	39	39	
													218 ^{*5}		

*1 照射装置が動作した回数, *2 照射時間, *3 線源毎の使用日数, *4 照射装置毎の使用日数, *5 校正室の稼働日数 (照射装置・線源を使用した日数)

8. 主要な設備機器の整備，維持管理

8.1 新規設備の開発・設置

8.1.1 緊急時環境モニタリング機材等の整備

(1) 安全管理棟環境監視室の整備

安全管理棟環境監視室では，モニタリングステーション及びモニタリングポスト等で測定された空間放射線量率データ及び気象データ等を環境監視テレメータシステムにより集約・保存している。これらのデータは，平常時及び緊急時の線量率及び気象状況の変動を監視するために，監視用端末装置のモニタ上でリアルタイムに表示されている。特に，緊急時には，時系列データ表示画面を表示・印刷し，環境放射線モニタリング情報として使用する。しかし，これまでの時系列データ表示画面は，データ更新が自動的に行われず，最新の時系列データを表示・印刷するためには，その都度，データ表示プログラムを再起動する必要があった。そこで，平成 16 年度は，時系列データ表示画面のデータ更新を自動化するためのデータ表示プログラムの改造を行った。

① 環境監視テレメータ装置時系列データ表示画面の高度化

データ表示プログラムの改造にあたっては，緊急時に環境放射線モニタリング情報として使用する 1 分値時系列データ表示画面を対象として，常に最新のデータが画面上で表示されるようにした。データの並びは上側から新→古の順とし，1 分毎に新しいデータが最上位のカラムに追加され，一番古い最下位のカラムのデータが消去されるようにデータの配列を工夫した。また，風向の表示を日本語表示にする等，表示形式をわかりやすくした。改良後の時系列データ表示画面の表示例を図 8.1 に示す。本改善によって，緊急時において必要な情報を迅速に出力できるようになった。

観測時刻	空間γ線量率(×0.01 μGy/h)										地上70m		地上10m		長砂15m		感雨	降水量 (mm)	大気安 定度		
	事業所外			事業所内							風向	風速 (m/s)	風向	風速 (m/s)	風向	風速 (m/s)					
	舟石川	長砂	高野	ST-1	ST-5	P-1	P-2	P-3	P-4	P-5	P-6	P-7	P-8								
2005/05/25 16:35	3.3	3.4	3.0	3.0	4.5	4.3	4.2	4.3	4.2	4.0	4.2	3.2	4.5	東北東	5.3	東	3.9	東北東	4.9	0.0	B-C
2005/05/25 16:34	3.4	3.4	3.1	3.0	4.3	4.3	4.0	4.2	4.3	4.2	4.0	3.3	4.5	東北東	5.3	東	4.0	東北東	4.9	0.0	C-D
2005/05/25 16:33	3.6	3.2	3.1	3.4	4.5	4.1	4.1	4.3	4.3	3.9	3.4	4.3	東北東	5.3	東	3.9	東北東	4.9	0.0	B-C	
2005/05/25 16:32	3.5	2.8	3.1	3.2	4.3	4.3	4.2	4.3	4.2	4.1	4.0	3.4	4.7	東北東	5.3	東	4.0	東北東	4.9	0.0	C-D
2005/05/25 16:31	3.8	3.3	3.1	3.1	4.4	4.3	4.0	4.6	4.0	4.1	4.3	3.3	4.3	東北東	5.4	東	4.1	東北東	4.9	0.0	C-D
2005/05/25 16:30	3.8	3.1	3.0	3.0	4.6	4.3	4.1	4.4	4.2	4.1	3.9	3.1	4.5	東北東	5.4	東	4.1	東北東	5.0	0.0	C-D
2005/05/25 16:29	3.3	3.3	3.2	3.1	4.4	4.4	4.1	4.4	4.5	4.3	3.7	3.0	4.1	東北東	5.6	東	4.3	東北東	5.1	0.0	C-D
2005/05/25 16:28	3.5	3.2	3.2	3.0	4.4	4.3	4.1	4.3	4.1	4.0	4.1	3.3	3.8	東北東	5.7	東	4.3	東北東	5.2	0.0	C-D
2005/05/25 16:27	3.3	3.2	3.2	3.2	4.4	4.2	4.2	4.5	4.1	4.1	4.1	3.3	3.9	東北東	5.8	東	4.1	東北東	5.2	0.0	C-D
2005/05/25 16:26	3.6	3.1	2.9	3.3	4.4	4.4	4.0	4.4	4.1	3.8	4.2	3.3	4.3	東北東	5.8	東	4.0	東北東	5.2	0.0	C-D
2005/05/25 16:25	3.5	3.1	2.9	3.1	4.6	4.3	4.1	4.2	4.2	4.0	3.8	3.3	4.7	東北東	5.8	東	4.1	東北東	5.2	0.0	C-D
2005/05/25 16:24	3.7	3.0	3.4	2.8	4.3	4.2	4.1	4.1	4.0	3.9	3.1	4.1	東北東	5.9	東	4.2	東北東	5.3	0.0	C-D	
2005/05/25 16:23	3.1	3.1	3.3	3.1	4.7	4.3	4.2	4.3	4.0	4.2	4.3	3.6	4.3	東北東	5.9	東	4.4	東北東	5.4	0.0	C-D
2005/05/25 16:22	3.5	3.3	3.3	3.0	4.2	4.3	4.1	4.3	4.3	4.0	4.1	3.4	4.2	東北東	6.0	東	4.4	東北東	5.5	0.0	C-D
2005/05/25 16:21	3.6	3.2	3.1	3.0	4.4	4.4	4.0	4.7	4.2	3.9	4.1	3.3	4.0	東北東	6.0	東	4.4	東北東	5.6	0.0	C-D
2005/05/25 16:20	3.8	3.1	3.1	3.2	4.6	4.2	4.1	4.5	4.0	4.0	3.9	3.3	4.1	東北東	6.1	東	4.5	東北東	5.6	0.0	C-D
2005/05/25 16:19	3.5	3.1	3.4	3.1	4.5	4.3	4.0	4.3	4.2	4.4	3.9	3.1	4.2	東北東	6.1	東	4.7	東北東	5.6	0.0	C-D
2005/05/25 16:18	3.4	3.3	3.2	2.8	4.4	4.4	4.3	4.5	4.2	4.1	4.0	3.3	4.4	東北東	6.1	東	4.6	東北東	5.6	0.0	C-D
2005/05/25 16:17	3.6	3.1	3.5	3.1	4.3	4.2	4.2	4.4	4.1	4.4	3.8	3.0	4.4	東北東	6.1	東	4.7	東北東	5.6	0.0	C-D
2005/05/25 16:16	3.4	3.2	3.2	3.1	4.4	4.1	4.2	4.4	4.4	4.1	4.5	3.2	4.1	東北東	6.1	東	4.7	東北東	5.5	0.0	C-D
2005/05/25 16:15	3.6	3.2	3.0	2.9	4.5	4.4	4.1	4.5	4.4	3.9	3.9	3.3	4.3	東北東	6.1	東	4.7	東北東	5.6	0.0	C-D
2005/05/25 16:14	3.2	3.2	3.2	3.4	4.4	4.1	4.0	4.4	4.2	4.2	3.9	3.2	4.0	東北東	6.1	東	4.8	東北東	5.6	0.0	C-D
2005/05/25 16:13	3.4	3.3	2.8	3.2	4.5	4.2	4.2	4.3	4.3	4.0	4.4	3.6	4.0	東北東	6.2	東	4.7	東北東	5.6	0.0	C-D
2005/05/25 16:12	3.4	3.2	3.0	3.1	4.7	4.4	4.2	4.4	4.2	4.1	4.2	3.5	4.2	東北東	6.2	東	4.6	東北東	5.6	0.0	C-D
2005/05/25 16:11	3.4	3.5	3.2	3.1	4.5	4.4	4.2	4.2	4.2	3.9	4.0	3.6	4.5	東北東	6.3	東	4.6	東北東	5.5	0.0	C-D
2005/05/25 16:10	3.5	3.3	3.0	3.1	4.4	4.3	4.2	4.3	4.1	4.2	4.0	3.4	4.3	東北東	6.4	東	4.5	東北東	5.6	0.0	C-D
2005/05/25 16:09	3.8	3.1	3.4	2.8	4.5	4.3	4.2	4.6	4.2	4.4	4.2	3.0	4.2	東北東	6.4	東	4.4	東北東	5.6	0.0	C-D
2005/05/25 16:08	3.7	3.3	3.2	2.9	4.4	4.3	4.2	4.7	4.3	3.9	4.2	3.1	4.1	東北東	6.4	東	4.2	東北東	5.6	0.0	C-D
2005/05/25 16:07	3.6	3.5	3.1	3.0	4.4	4.3	4.0	4.5	4.4	3.8	3.9	3.0	4.1	東北東	6.4	東	4.2	東北東	5.6	0.0	C-D
2005/05/25 16:06	3.7	3.4	3.4	2.9	4.3	4.3	4.0	4.2	4.2	3.7	4.1	3.3	4.3	東北東	6.4	東	4.1	東北東	5.6	0.0	C-D

図 8.1 環境監視テレメータ装置時系列データ表示画面

8.2 放射線管理用機器の保守校正

再処理施設，核燃料物質使用施設などの施設内の放射線管理及び施設周辺の環境監視に使用する放射線測定器類（定置式モニタやサーベイメータ等の施設放射線管理用放射線測定器，環境放射線監視設備，臨界警報装置等を含む。以下，「放射線管理用機器」と記す。）は，事業所の再処理施設保安規定，核燃料物質使用施設保安規定等に基づき，定期点検，修理及び校正を実施した。

放射線管理用機器のうち臨界警報装置は，年次計画に基づき予防保全を実施しており，平成 16 年度はプルトニウム転換技術開発施設について部品交換，リレー交換を実施した。

事業所全体で保守校正の対象としている放射線管理用機器の総数は，図 8.2 に示すように増加する傾向にある。

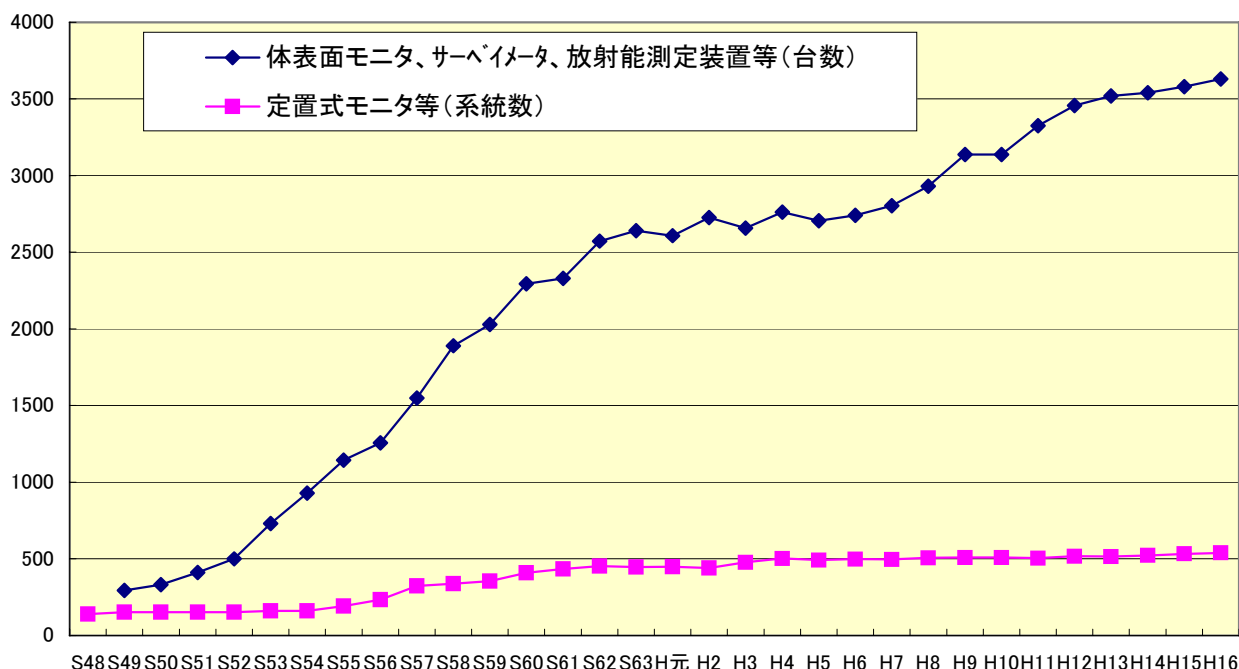


図 8.2 点検対象機器台数の推移

8.2.1 臨界警報装置を除く放射線管理用機器の定期点検状況

平成 16 年度の放射線管理用機器に対する点検及び校正の実施状況を表 8.1 に示す。点検の頻度は，基本的に年に 2 回（6 ヶ月毎に実施）としている。点検の項目は，電子回路の出力信号検査，警報装置の作動状況の確認や校正用の線源を用いた感度検査，指示精度の検査等である。表に含まれる機器以外にも環境監視用のモニタリングステーション，再処理施設排水モニタやモニタリングポストに設置されている放射線測定器類についても同様に点検を実施している。

表 8.1 主な放射線管理用機器の点検状況（平成 16 年度）

区分	機器名称	点検台数
排気モニタ	ダストモニタ（ α 線, β 線）, ヨウ素モニタ（ ^{129}I , ^{131}I ）, 希ガスモニタ（ ^{85}Kr ）	144 系統
定置式モニタ	γ 線エリアモニタ	260 系統
	中性子線エリアモニタ	28 系統
	α 線（プルトニウム）ダストモニタ	104 系統
	β 線ダストモニタ	99 系統
体表面汚染モニタ	ハンドフットクロズモニタ（ α 線） （フットモニタ（ α 線）を含む）	251 台
	ハンドフットクロズモニタ（ β 線）	121 台
サーベイメータ	表面汚染検査用サーベイメータ（ α 線）	1009 台
	表面汚染検査用サーベイメータ（ β 線）	496 台
	線量当量率サーベイメータ（ γ 線）	391 台
	線量当量率サーベイメータ（中性子線）	54 台
放射能測定装置	放射能測定装置（ α 線, β 線）	177 台

8.2.2 臨界警報装置の検査状況

臨界警報装置については、再処理施設保安規定、核燃料物質使用施設保安規定に基づき、年 1 回以上の総合検査を実施し、正常に機能していることを確認した。表 8.2 に施設別の臨界警報装置の設置台数と総合検査の実施期間を示す。また、再処理施設の臨界警報装置については、再処理施設保安規定に基づき月例検査を実施し、正常に機能していることを確認した。

表 8.2 臨界警報装置の設置状況と総合検査実施期間

施設	設置台数	総合検査実施期間	
		前期	後期
再処理施設分離精製工場	3 系統（ γ 線） 1 系統（中性子線）	H16.8.30～H16.9.2	H17.1.17～H17.1.21
転換技術開発施設	8 系統	H16.8.16～H16.8.20	H17.1.4～H17.1.14
プルトニウム燃料第 1 開発室, 第 2 開発室	8 系統	H16.8.2～H16.8.6	H16.11.15～H16.11.19
プルトニウム燃料第 3 開発室	14 系統	H16.9.13～H16.9.22	H16.12.10～H16.12.17
高レベル放射性物質試験施設（C P F）	1 系統	H16.7.1～H16.7.5	H17.2.14～H17.2.16

8.2.3 主な予防保全

臨界警報装置の予防保全は、計画的に部品交換を行うこととしている。平成 16 年度は、プルトニウム転換技術開発施設で 2/3 論理回路、テスト回路、低圧電源の部品交換と補助ユニットなどのリレー交換を実施した。

排気モニタ関係の予防保全は、排気空気試料をサンプリングするためにドライポンプについて、平成 16 年 9 月（33 台）と平成 17 年 2 月（10 台）に保守（分解点検清掃及び摩耗部品の交換等）を実施した。

点検結果としては特に問題となるような不具合は認められなかった。

8.2.4 再処理施設における放射線管理用機器に係る施設定期検査対応状況

平成 16 年度の再処理施設施設定期検査のうち定置式モニタ類の性能に関する検査は、平成 17 年 2 月 22 日～9 月 16 日に行われ、検査結果は全数合格であった。

表 8.3 に立会検査の実施状況を示す。

8.2.5 使用施設における放射線管理用機器に係る検査の対応状況

平成 16 年度の受入検査の対応等はなかった。

表 8.3 再処理施設定期検査における放射線管理用機器に係る検査状況

対象機器	検査項目	施設名	モ ニ タ 番 号	検査結果
γ線エリアモニタ 中性子線エリアモニタ	感度校正 指示精度 警報吹鳴	DN	γ-9	合格
		Kr	γ-8	合格
		Pu-con	γ-3, N-3	合格
β線ダストモニタ α線(Pu)ダストモニタ	計数効率 指示精度 警報吹鳴	MP	β2-1, β2-2, β5-1, β6-2 Pu-1, Pu-4	合格
		DN	β-3	合格
		HAW	β-3	合格
		2HASWS	β-2	合格
		TVF	β-5	合格
		Pu-con	Pu-6	合格
排気モニタ	計数効率 指示精度 警報吹鳴	MP	排気モニタNo.1 (α線ダストモニタ, β線ダストモニタ, ヨウ素モニタ(¹²⁹ I, ¹³¹ I), クリプトンモニ タ(低濃度用, 高濃度用)	合格
臨界警報装置	個別機能の作動 警報吹鳴	MP	検出器 (Kγ 1,2,4,Kn3)	合格
			回転灯 FLB-4,5,9,12,19,22,23,50,56	
			回転灯 FLB-1~9 (屋外)	
			ホーンブローア HB-13,18	
		Pu-con	検出器(Kγ 1,3,7)	合格
			回転灯 FL-11,13,14,19,21,23,32	
ホーンブローア HB-31,34,36,51,52				

9. 安全研究等の計画的推進

9.1 安全研究の推進

サイクル機構の使命である核燃料サイクルの研究開発の実施にあたり、安全の確保を大前提としてこれに取り組むことが重要であり、これを踏まえて関連する安全研究の一層の充実を図ることが求められている。

国の「安全研究年次計画」との整合を図り、研究の進展及び外部の状況の変化等に柔軟に対応し、安全研究を計画的且つ効率的に実施する為に、「安全研究基本計画」（平成13年度～17年度）を平成12年10月に策定し、これに基づき平成13年度より新しい5ヶ年計画の課題に着手し今年度（平成16年度）も計画に従い継続実施した。

上記基本計画において、東海事業所では、核燃料サイクル分野の安全研究として、核燃料施設分野、耐震分野、確率論的安全評価分野、環境放射能分野、廃棄物処分分野に関する研究課題を担当しているが、放射線安全部ではそのうち表9.1に示す研究課題に取り組んでおり、東海事業所における安全研究のとりまとめについては、安全研究グループがこれを担当している。次項に、各研究課題の平成16年度に得られた成果の概要を示す。

なお、昨年度（平成15年度）の成果をとりまとめ、「安全研究成果の概要（平成15年度—核燃料サイクル分野）」（JNC TN1400 2004-011）を平成16年11月に策定、公開された。

また、原研との統合を踏まえて、昨年に引き続き NUCEF セミナー（NUCEF2005 国際シンポジウムが平成17年2月10日にリコッティにて共同開催され、当部（放射線管理第2課、線量計測課）からは以下の2件のポスター発表を行った。

（発表1）

1) 発表テーマ名：

Study on Evaluation Method of Radionuclides Discharged in Criticality
Accident using Stack Gas Monitor

2) 発表者氏名

○眞田幸尚，三上智

（発表2）

1) 発表テーマ名：

Neutron Dose Assessment Using an Ebonite in Criticality Accident

2) 発表者氏名

○三上智**，吉田忠義*，高田千恵*，辻村憲雄*

表 9.1 安全研究基本計画（東海事業所/放射線安全部）登録課題リスト
（平成 13 年度～平成 17 年度）

【核燃料施設分野】 8 件

	研 究 課 題 名	主担当部署
○1-1	MOX加工施設等の臨界管理に関する研究	東海・放安部安研 Gr
○2-1	核燃料施設における中性子線量評価に関する研究	東海・放安部線計課
○3-2	異常事象時における換気系の安全性に関する研究	東海・放安部安研 Gr
○4-1	臨界監視技術の高度化に関する研究	東海・放安部線計課 放二課
○4-2	走行式放射線モニタの高度化に関する研究 ※)	東海・放安部放一課
○4-4	α線放出核種の放射線管理技術の向上に関する研究	東海・放安部放管一課 環視課 人形・安管課
○4-5	放射線管理用機器の性能向上に関する検討	東海・放安部放管一課 線計課

※) 「走行式放射線モニタの高度化に関する研究」は平成 13 年度から 5 年計画で研究開発を進めてきたが、JCO 臨界事故後、他事業者やメーカ等においても様々な事故時対応用ロボットの開発が急速に進められた。これらのロボットが有する個々の機能を取り入れ組み合わせることにより、基本設計ができる見通しがついたため、当初平成 17 年度までの予定としていたものを、平成 16 年度で終了している。

【確率論的安全評価分野】 1 件

○2-2	MOX加工施設の確率論的安全評価の適用研究	東海・放安部安研 Gr
------	-----------------------	-------------

【環境放射能分野】 5 件

○3-1	海洋における放射性核種の挙動と拡散予測モデルに関する研究	東海・放安部環視課
○3-2	地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究	東海・放安部環視課
○6-1	環境試料の迅速分析及び測定技術の高度化に関する研究	東海・放安部環視課
○6-2	緊急時における個人被ばくモニタリング手法に関する研究	東海・放安部線計課
○6-4	極低濃度長半減期放射性核種の定量法に関する研究	東海・放安部環視課

○印：国の年次計画に登録

4-4 及び 4-5 については、社内研究課題（施設の安全性向上）として平成 14 年 5 月付けで追加登録。

9.2 安全研究等の実施

9.2.1 個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

(1) γ ・X線用TLD線量計UD-200シリーズ対応自動線量評価システムに関する研究

UD-200S 型線量計は、ガラスアンプルに封入した $\text{CaSO}_4(\text{Tm})_2$ の蛍光体で構成され、高い発光効率と優れたフェーディング特性により、個人線量当量の測定から周辺環境における γ ・X線量のモニタリングまで広く使用されている。

東海事業所ではこの UD-200S の測定には、これまで長く UD-512P 型手動読取装置を使用していたが、平成 12 年度にその使用経験を活かした自動読取装置をメーカーと共同開発した。しかし、この新型自動読取装置(UD-5160P)についてはこれまで詳細な特性試験を実施していなかったため、今回、従来機種からの改良点の検証を主目的として種々の調査を行った。今回検証した一例として、熱蛍光の測定に従来の電流積分方式に代え光電子計数方式を採用することで、低線量域における測定精度が向上したことを確認した結果を図 9.1 に示す。

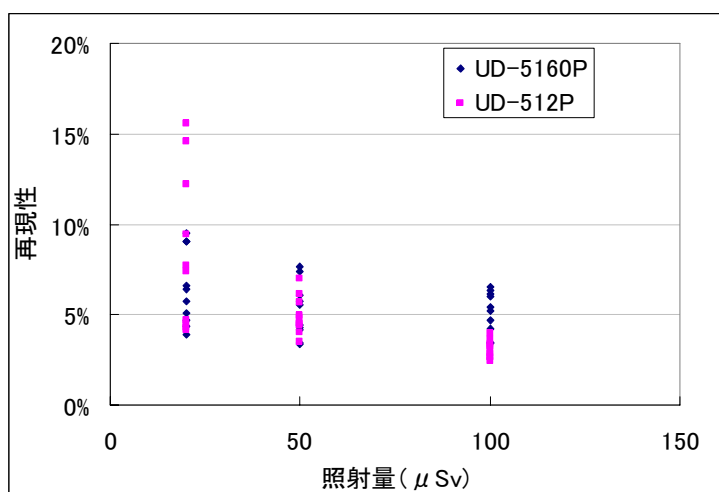


図 9.1 各照射線量での線量計読取値の再現性（同一線量計 10 個で試験）

また、UD-200S は蛍光体アンプルを錫-鉛合金製のすだれ状のシールド（キャップ）で覆うことにより光子エネルギーに対する照射線量レスポンスを平坦化するように設計されたものであるため、周辺線量当量、個人線量当量に対するレスポンスを調査するとともに、新たに周辺線量当量（以下「 $H^*(10)$ 」という）に対応するキャップを開発した。

従来型（照射線量対応型）である UD-200S 線量計と、今回開発した $H^*(10)$ 対応型キャップを装着した線量計（型式：UD-200SV）の光子エネルギー（36keV～662keV）に対する $H^*(10)$ レスポンスを、東海事業所計測機器校正施設の ^{137}Cs 照射装置及び中硬 X 線発生装置を使用して調査した。 ^{137}Cs γ 線に対するレスポンスで規格化した結果を図 9.2 に示す。また、比較のため、従来型の照射線量レスポンスを併記する。

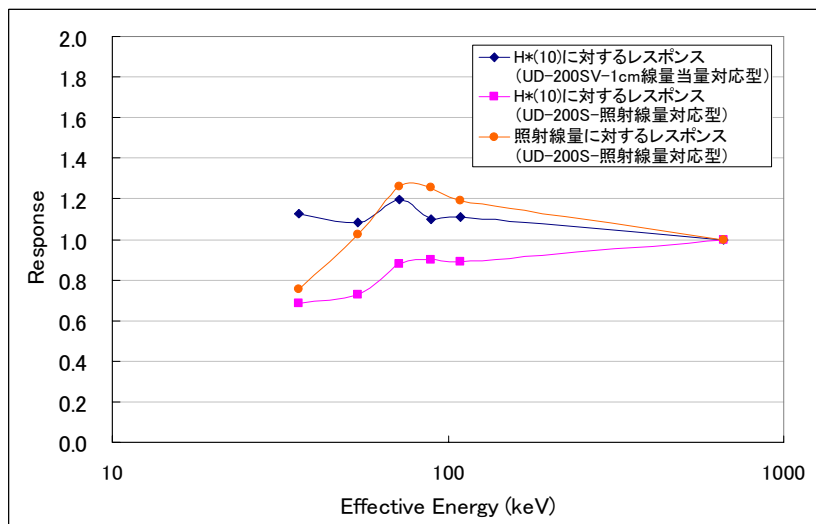


図 9.2 従来型キャップ及び改良型キャップの $H^*(10)$ に対するエネルギー特性
(参考までに、従来型キャップのエネルギー特性を併記した)

$H^*(10)$ レスポンスの変化率は、従来型で最大約 -30% であり JIS 規格を満足する結果であったが、新たに開発した $H^*(10)$ 対応型であれば変化率の最大は約 +20% となり、エネルギー特性が安全側に向上することが確認できた。

なお、個人線量当量 $H_p(10)$ に対するレスポンスについては、ISO 水ファントム (30cm×30cm×15cm) 上に設置した線量計を照射し、従来型について、20% 以内の良好なエネルギー特性を確認できた。

(高田 千恵)

(2) 再処理施設における外部被ばくの要因となる核種の調査

再処理施設における主要な γ 線及び β 線放出核種とそれらによる線量寄与を調べた。

BWR の使用済み燃料に含まれる核種を ORIGEN2 で計算し、それら核種による線量寄与をとりまとめた結果を表 9.2 に示す。冷却期間が十分に長い場合、半減期の短い ^{106}Ru - ^{106}Rh 等による線量への寄与は極めて小さい。 ^{90}Sr - ^{90}Y 、 ^{137}Cs が主たる β 線放出核種であるが、 β 線エネルギーの高い ^{90}Y が被ばく管理上のキー核種である。

また、再処理施設の従事者が実際に着用した β/γ 線用 TLD 指リングの 1 枚目と 2 枚目の TLD 素子の β 線による正味発光量を比較した結果を図 9.3 に示す。図には、 ^{90}Sr - ^{90}Y 及び ^{204}Tl 線源を用いた β 線の照射実験によって得られた発光の関係も実線で示した。TLD の発光関係からも、主たる β 線源が ^{90}Sr - ^{90}Y であることが分かる。

(辻村 憲雄)

表 9.2 再処理施設における主要なβ線放出核種と線量寄与の推定

Nuclides	Inventory MBq	Beta		Gamma	
		mSv/h at 30cm	%	mSv/h at 30cm	%
⁸⁹ Sr	4.7E+01	5.4E+00	0.0%	1.1E-05	0.0%
⁹⁰ Sr- ⁹⁰ Y	1.2E+10	2.5E+09	35.7%	0.0E+00	0.0%
⁹⁵ Zr- ⁹⁵ Nb	6.0E+03	1.9E+02	0.0%	1.6E+01	0.0%
¹⁰⁶ Ru- ¹⁰⁶ Rh	2.0E+09	2.1E+08	3.0%	7.3E+05	2.1%
¹⁰³ Ru- ^{103m} Rh	1.9E-01	8.9E-04	0.0%	1.8E-04	0.0%
¹³⁴ Cs	5.9E+09	4.1E+08	6.0%	1.6E+07	45.5%
¹³⁷ Cs- ^{137m} Ba	1.7E+10	3.7E+09	53.2%	1.8E+07	52.2%
¹⁴¹ Ce	5.8E-04	3.3E-05	0.0%	9.9E-08	0.0%
¹⁴⁴ Pr	1.4E+09	1.5E+08	2.2%	6.7E+04	0.2%

燃料条件（使用コード：ORIGEN2, 炉型：BWR, 冷却期間：4464 日, 最大燃焼度：34056 MWD/T, 累積U装荷量：5957 kg）。点線源として扱い, 距離 30cm における線量率を計算した。なお, ここで Bq から線量率への換算係数には Radiat.Prot.Dosim.,98,1(2002)のデータを利用した。

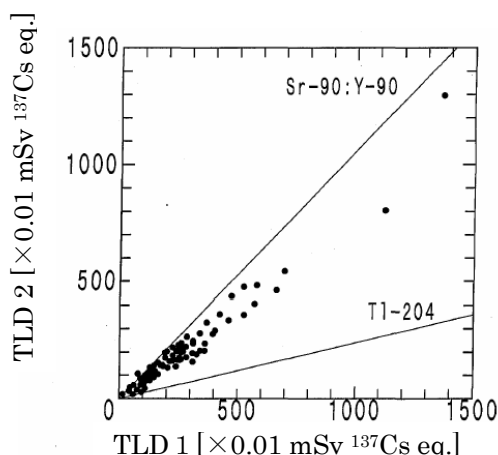


図 9.3 再処理施設従事者が着用したβ/γ線用 TLD 指リングの 1 枚目と 2 枚目の TLD のβ線による正味発光量の比較（実験はβ線源を使用した照射実験による）

(3) エボナイトによる中性子線量評価法に関する研究

臨界事故時に発生する中性子のうち線量寄与が大きい速中性子による線量評価では, 硫黄の ³²S(n,p)³²P 反応がしばしば利用される。絶縁材料として市販されているエボナイトは, 硫黄を重量比で約 30 %含んでおり, それを薄い円盤状に加工することで前処理なしに GM 計数管などで極めて簡便に測定できる。前年度までに検討したエボナイトの中性子線量計としての基本特性に加えて, 本年度は核燃料取扱施設等の現場への適用性の観点から, 上記反応率の中性子スペクトル依存性及びその補正方法に関して, MCNP-4C による計算並びに原子炉照射実験等により検討した。

エボナイトによる線量評価では、放射化によって生成した ^{32}P 放射能の絶対量を評価する必要なく、固定した幾何学条件のもとで計数率と線量の関係をあらかじめ把握しておくことにより、迅速に被ばく線量を評価することができる。しかしながら、 $^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$ 反応の断面積は約 2.5 MeV のしきい値を持つため、反応率は入射した中性子スペクトルに依存する。一方、臨界事故時の中性子スペクトルは、臨界の体系（金属系または溶液系）及び遮へい物の材質及び厚さにより、多様に変化する。そこで、金属系及び溶液系臨界の両者について、遮へい物を鉄及びコンクリート等としてその厚さに対する反応率の変化を MCNP による計算によって調べた。その結果、反応率は、臨界の体系よりもむしろ、遮へい物の材質及び厚さに依存することがわかった。依存の程度は ^{252}Cf の核分裂スペクトルに対して規格化した関数で表現可能であり、これを無次元の補正係数 F_s （以下、「スペクトル依存補正係数」と記す）として利用すると、中性子の線量評価式は 9.1 式で表現することができる。

$$K=C \times F_{\text{Cf}} \times F_s \quad \dots \quad 9.1 \text{ 式}$$

ここに、 K は、組織カーマ、 C は、計数率、 F_{Cf} は ^{252}Cf 照射実験で得られる計数率から組織カーマへの換算係数である。一例として、溶液系臨界に対する遮へい物の厚さの関数で表したスペクトル依存補正係数を表 9.3 に示す。これは、直径 30 cm の水球内で一様に $^{235}\text{U}(n,\text{fission})$ が生じたとき体系外に漏洩する中性子が、鉄を第一層、普通コンクリートを第二層とする複合遮へいを通過した場合の中性子スペクトルに対する、エボナイト（直径 50 mm、厚さ 3 mm）中の $^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$ 反応率に基づき算出したものである。

本補正係数を適用した場合の、エボナイトによる中性子線量評価精度を確認するため、2002 年にフランス CEA の Valduc センターで行われた臨界事故時の被ばく線量評価の国際相互比較実験で得られた結果を再評価した。この再評価では、9.1 式において以下に示す三種類の補正手法を適用した。

- (A) スペクトル依存補正係数を 1 として取り扱う。
- (B) SILENE 炉の照射条件の簡単な模擬として、直径 30cm の水球内で一様に ^{235}U 核分裂が生じた場合の漏洩スペクトル（照射条件 RUN1）、その漏洩スペクトルが SILENE 炉と同じ厚さ 10cm の鉛遮へいを通過した場合の中性子スペクトル（同、RUN2, 3）を用いて計算したスペクトル依存補正係数を使用する。
- (C) SILENE 炉の中性子スペクトルを用いて計算したスペクトル依存補正係数を使用する。

これら三種類の方法からそれぞれ算出した中性子線量と主催者公表の基準中性子線量を比較した結果を表 9.4 に示す。スペクトル依存補正係数を適用した手法 (B) 及び (C) の場合、主催者発表の基準中性子線量と $\pm 15\%$ 以内の精度で一致する結果が得られた。以上のことから、エボナイトを用いた中性子線量評価方法は、遮へい材料及びその厚さの関数として整理した補正係数を用いることで、十分な

精度で線量評価ができることがわかった。本手法は測定の簡便さと迅速な線量評価の点で優れており、核燃料取扱施設等における臨界事故時の線量評価プログラムなどに適用できる。

(三上 智)

表 9.3 溶液系臨界事故における対するエボナイトのスペクトル依存補正係数

1 st layer	2 nd layer	Ordinary concrete in cm					
		0	10	20	30	40	50
Steel (Lead) In cm	0	1.09	1.23	1.26	1.25	1.26	1.27
	5	1.64	1.74	1.62	1.52	1.46	1.42
	10	2.67 (1.81)	2.63	2.19	1.86	1.68	1.61
	15	4.62	4.21	3.08	2.37	2.03	1.83
	20	8.44	7.12	4.56	3.17	2.52	2.20
	25	15.8	12.6	7.16	4.47	3.40	2.81
	30	31.6	23.3	11.7	6.88	4.84	4.15

表 9.4 SILENE 臨界事故時の被ばく線量評価の国際相互比較実験におけるエボナイトによる中性子線量評価値と基準値の比較

		Irradiation number	RUN1	RUN2	RUN3
Reactor operating condition and reference doses	Operating mode		Free evolution	Steady state	Free evolution
	Optional shield		Unshielded	Lead 100mm	Lead 100mm
	Irradiation time, s		35	2060	44
	Fission ($\times 10^{17}$)		1.25 \pm 0.06	0.72 \pm 0.04	1.54 \pm 0.08
Delivered neutron tissue kerma, Gy			1.65 \pm 0.17	0.79 \pm 0.08	1.68 \pm 0.17
		F _s	1.00	1.00	1.00
Dose assessed by ebonite	Method (A)	Evaluated, Gy	1.54 \pm 0.14	0.40 \pm 0.04	0.78 \pm 0.07
		Evaluated /Delivered	0.93	0.51	0.46
	Method (B)	F _s	1.09	1.81	1.81
		Evaluated, Gy	1.68 \pm 0.15	0.72 \pm 0.07	1.41 \pm 0.13
	Method (C)	Evaluated /Delivered	1.02	0.91	0.84
		F _s	1.22	2.14	2.14
Evaluated, Gy		1.88 \pm 0.17	0.85 \pm 0.08	1.66 \pm 0.15	
		Evaluated /Delivered	1.14	1.09	0.99

(4) 肺モニタ計数効率に及ぼす体格差の影響評価

肺モニタは、吸入摂取により肺に沈着した Pu や ^{241}Am を主な測定対象とした体外計測機器であり、再処理施設や MOX 燃料製造施設の放射線作業者に対する内部被ばくモニタリングに活用される。肺モニタの校正には、人体形状を忠実に模擬した校正用ファントムが用いられる。肺モニタでは上記核種から放出される低エネルギーの γ 線及び特性 X 線を測定対象としていることから、被検者の胸部軟組織による減衰が問題となるため、校正用ファントムでは、被検者個人の胸部軟組織厚に相当する計数効率が評価できるように、厚さの異なる胸部プレートが数種類付属している。しかしながら、校正用ファントムは、ある特定の体格に基づいて制作されているため、胸部軟組織厚以外にも計数効率の補正因子が必要となることも考えられる。本研究では、二種類の異なる校正用ファントムを、Ge 半導体検出器を有する肺モニタでそれぞれ測定し、ファントムの形状差に伴う計数効率の比較を行った。なお、本研究は、日本原子力研究所（以下、原研）と核燃料サイクル開発機構（以下、サイクル機構）の融合研究（体外計測に係る相互比較試験）の一環として実施した。

本研究では、原研で開発された JAERI ファントム及び米国ローレンスリバモア研究所で開発された LLNL ファントムを使用した。JAERI ファントム及び LLNL ファントムは、原研東海研究所及びサイクル機構東海事業所において、それぞれ配備している肺モニタの校正用ファントムとして用いられている。両ファントムとも、ポリウレタンをベース材としており、JAERI ファントムにはリン酸エステル、LLNL ファントムには炭酸カルシウムが添加されている。JAERI ファントムは身長 1.68m、体重 63.5kg の平均的な体格を有する日本人作業者を、LLNL ファントムは身長 1.76cm、体重 76kg の米国人作業者をモデルとしており、両ファントムとも国際的な相互比較試験等で使用されている標準的なファントムである。なお、本試験では、肺中に ^{241}Am の放射能が均等に分布した線源を使用した。図 9.4 に、JAERI ファントム及び LLNL ファントムの外観を示す。



図 9.4 JAERI ファントム (左) 及び LLNL ファントム (右) の外観

実験では、ファントム胸部表面に肺モニタの検出部を近接させ、原研東海及びサイクル機構東海が所有する肺モニタを用いて、JAERI ファントム及び LLNL ファントムの計数効率を求めた。両ファントムとも胸部厚調整用のプレートが付属しているが、筋肉組織の線減弱係数で補正した筋肉胸部透過厚 (MEQ-CWT) に対する、両ファントムの計数効率を比較した。

各ファントムの MEQ-CWT に対する計数効率の変化を図 9.5 に示す。同一の MEQ-CWT に対する両ファントムの計数効率は良く一致し、59.5keV の γ 線については 10%以内であった。²⁴¹Am の特性 X 線領域についても計数効率を評価したところ、ファントム間の差異は 20%程度であった。これらの結果から、異なる体格をもつ被検者に対して、胸部軟組織厚のみをパラメータとした計数効率の補正を行うことで、十分な精度の測定が可能であることを確認した。

(栗原 治)

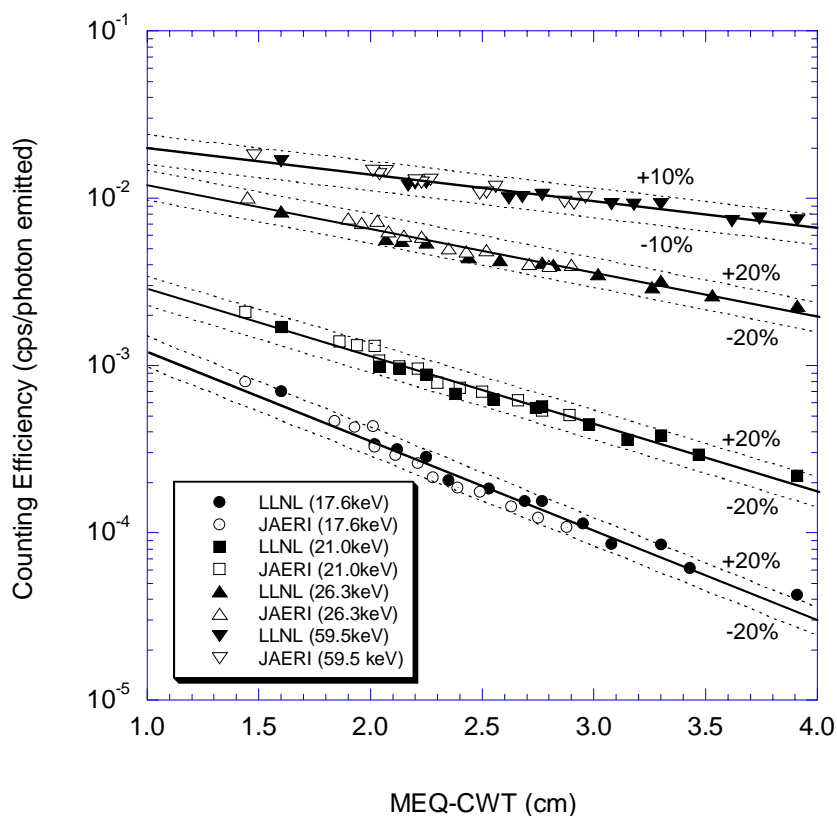


図 9.5 JAERI ファントムと LLNL ファントムの計数効率の比較

(5) 内部被ばく線量評価に係る国際相互比較試験

EU 諸国では、EURADOS（欧州線量評価グループ）が主体となり、モニタリングデータ（以下、データ）に基づく内部被ばく線量評価のためのガイドラインの構築に向けた活動を展開している（IDEAS プロジェクト）。この活動の一環として、IDEAS と IAEA の共催で内部被ばく線量評価に係る国際相互比較試験（2004 年 11 月から翌年 1 月）が開催された。本試験では、事務局から Web サイト*1 を通じて提示された事例問題について、各参加者が妥当と判断する方法で内部被ばく線量評価を実施する。筆者らはこの試験に参加し、ガイドラインに反映すべき事項等を検討した。

1 例として、 ^{90}Sr による体内汚染を想定した事例問題では、事象に関する簡単な記述と尿及び便のデータが与えられている。 ^{90}Sr の物理化学的性状については、不溶性としか記載が無い。この問題について、①鼻スミアが有意値（1.9kBq）であるため吸入摂取、②不溶性という記載からタイプ S、③粒径（AMAD）としては情報がないため $5\mu\text{m}$ （デフォルト値）を仮定して、最尤推定法によりデータと計算結果とのフィッティングを行い、暫定的な評価値として、摂取量を $1.50\text{E}+05\text{Bq}$ 、実効線量を $1.15\text{E}-02\text{Sv}$ とした。計算には NRPB（現、HPA）で開発された IMBA を用い、データの不確かさの程度を表す SF（Scattering Factor）にはガイドラインで与えられている数値を用いた。フィッティングを向上させるため、摂取から 1 ヶ月以降の尿データにおいて、排泄率の減少傾向が計算値より大きいことに着目し、肺からの血液への輸送量を増加させる効果を期待して、HRTM（ICRP Publ.66）のクリアランスパラメータの 1 つである St（Final Dissolution Parameter）を変化させたところ、図 9.6 に示すようにデフォルト値の 5 倍とした計算値がデータに最も良くフィッティングした。この条件に基づき、最終的な評価結果は、摂取 $6.80\text{E}+04\text{Bq}$ 、実効線量を $3.48\text{E}-03\text{Sv}$ とした。

ガイドラインの目的の 1 つは、“Harmonization”（同一なデータが与えられれば評価者によって結果に差異を生じない）である。上記例題では、摂取量及び実効線量の参加者間の評価結果のばらつきは、幾何標準偏差でそれぞれ 1.3 及び 1.9（一部の評価結果を除く）であった。データの解釈が正しく行われた場合のばらつきの要因に 1 つに、フィッティングの問題がある。パラメータサーベイにより良好なフィッティングが得られるが、フィッティングの到達点や SF の設定値によって結果が異なってくる。ガイドラインにおいて、クリアランスパラメータの現実的な設定範囲と最適なフィッティング手順を、より具体的に示していく必要があると考えられる。

（栗原 治）

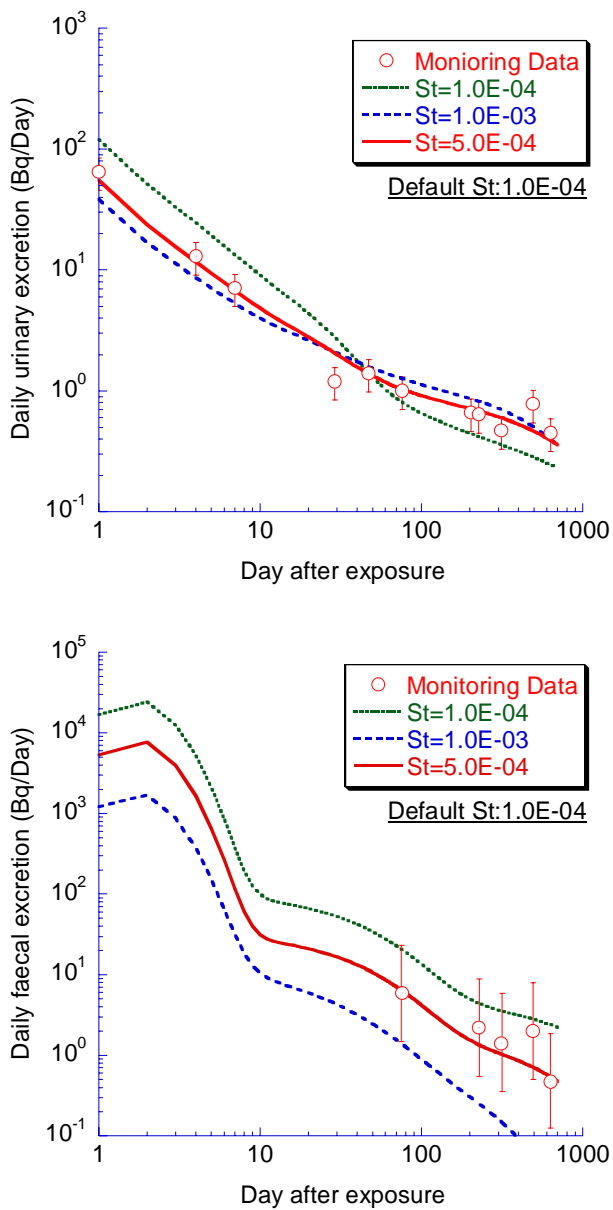


図 9.6 モニタリングデータ（プロット）と計算値（実線または破線）とのフィッティング
（左：尿データ，右：便データ）

*1 <http://www.ideas-workshop.de/>

(6) イメージングプレートを用いる ^{241}Am 肺モニタリング法の開発

① はじめに

使用済燃料及び MOX 燃料等に含まれる Pu 同位体及び ^{241}Am は、吸入摂取されると肝臓及び骨に沈着して 20～50 年に渡って滞留するため、内部汚染に伴って身体に深刻な影響を与える可能性があると考えられている。このため、これらの核種を吸入摂取したか、若しくは吸入摂取の可能性がある事故の直後には、摂取の有無及び摂取量を評価するための肺モニタリングが実施される。肺モニタリングは、一般的に Ge 検出器又は CsI(Tl)/NaI(Tl)ホスウィッチ検出器を用いて実施されている。

イメージングプレート(IP)は、医療用 X 線フィルムの代替として開発された薄くて柔軟な放射線 2 次元分布検出システムである。IP は、殆どの線種の放射線の幅広いエネルギー領域に対して高い感度を有する、線量に対して PSL 値又は LAU 値(計数)が良好な直線性を示す、検出部が最大 43 cm×35 cm と大面積である、25 μm ×25 μm の高い位置分解能を有する、残像を消去器で消去できるため繰り返し使用することができる等の特長を持つ。

IP を肺モニタリングに用いる利点として、汚染の画像化によって汚染位置及び領域の決定が可能になるため、より正確な被ばく線量評価及び除染作業が可能となること、IP を被験者胸部に密着させて測定するため、Ge 検出器及びホスウィッチ検出器を用いた場合の様に被験者を寝台上等に拘束する必要がなく、被験者への負担が軽減できること等が考えられる。

本研究の目的は、IP を用いて人体ファントムの ^{241}Am 肺画像を撮像するとともに、検出下限を求めることによって、IP システムが ^{241}Am 肺モニタリングに適用可能であることを示すことである。

② 材料及び方法

人体ファントムは、図 9.7 に示されるリバモアローレンスファントム(LLNLファントム)を使用した。LLNL ファントムは、組織等価物質を用いて成人男性(身長 1.77 m, 体重 76 kg)の胸部を模擬する様に作られている。LLNL ファントムの肺前組織厚及び肺前組織の筋肉:脂肪比は、密度の異なる胸部プレートを組み合わせることによって調節することができる。本実験では、肺前組織の厚さは 1.6 cm, 筋肉:脂肪比は 10:0 とした。ファントムの肺内 ^{241}Am の放射能は、71.7 kBq であった。

IP は、35 cm×43 cm の BAS-MS (IP-A)と、IP-A をファントムへの密着度を高める様に加工した IP-A'の 2 種類を使用した。図 9.8 に示される様にファントムの前面に IP-A を、背面に IP-A'をそれぞれ固定して 30 分から 300 分照射した。照射終了後、画像読取器(FLA-5000)を用いて潜像を読み取った。得られた肺画像に関心領域(ROI)を設定して計数 N (LAU)を求めた。 ^{241}Am を含まないファントムを用いて同様の実験を行い、バックグラウンド N_B (LAU)を求めた。放射能が A (Bq), 照射時間が t (s)であるとき、LAU-放射能換算係数 C (LAU Bq $^{-1}$ s $^{-1}$)は $C=(N-N_B)/At$, 検出限界 L (Bq)は $L=(3+4.65N_B^{1/2})/Ct$ によって求めた。

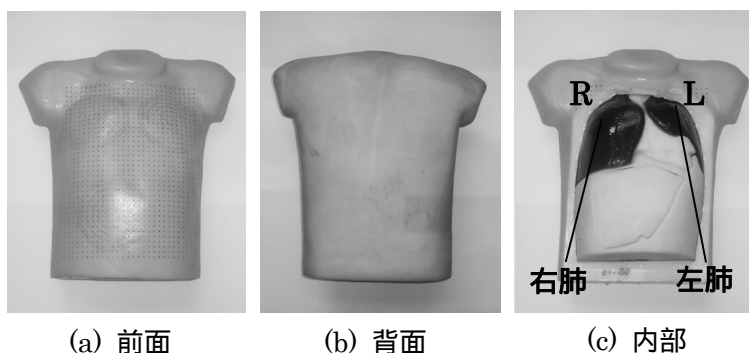


図 9.7 リバモアローレンスファントム

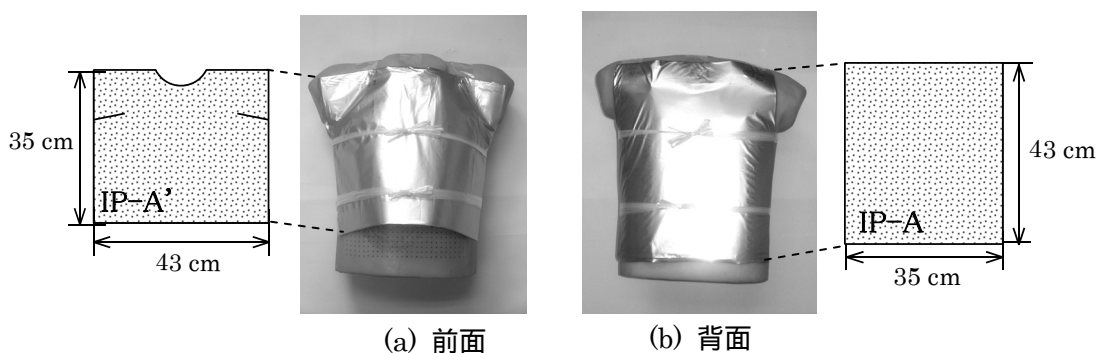


図 9.8 照射中の様子

結果

図 9.9 は、60 分間照射して得られた ^{241}Am 肺画像である。画像において、赤い領域ほど放射線が多く入射した領域である。(a)は、IP-A'を用いて得た前面の肺画像である。左側が右肺(R)に、右側が左肺(L)にそれぞれ対応している。(b)は、IP-A を用いて得た背面の肺画像である。左側が左肺(L)に、右側が右肺(R)にそれぞれ対応している。画像上には、計数を得るために設定された関心領域が示されている。

図 9.10 は、換算係数の照射時間依存性を示している。実線、破線及び一点鎖線は、それぞれ前面、背面、及び前面と背面の計数を合算して求めた前面+背面の換算係数を示している。いずれの換算係数も、照射時間に依らずほぼ一定であった。前面、背面、及び前面+背面の換算係数の平均値は、それぞれ 0.591、0.330 及び 0.922 LAU $\text{Bq}^{-1} \text{s}^{-1}$ であった。各換算係数の不確かさは、それぞれ $\pm 9.5\%$ 、 $\pm 8.9\%$ 及び $\pm 6.9\%$ であった。

図 9.11 は、検出下限の照射時間依存性を示している。実線、破線及び一点鎖線は、それぞれ前面、背面、及び前面+背面の検出下限を示している。検出下限は、照射時間が長くなるにつれて低下した。しかしながら検出下限の低下率は、照射時間が長くなるにつれて小さくなった。前面及び背面から検出して、これらの計数を合算することによって、検出下限は、前面のみの場合よりも低くなった。前面+背面の検出下限は、それぞれ 24.2、14.3、7.8 及び 5.8 Bq であった。

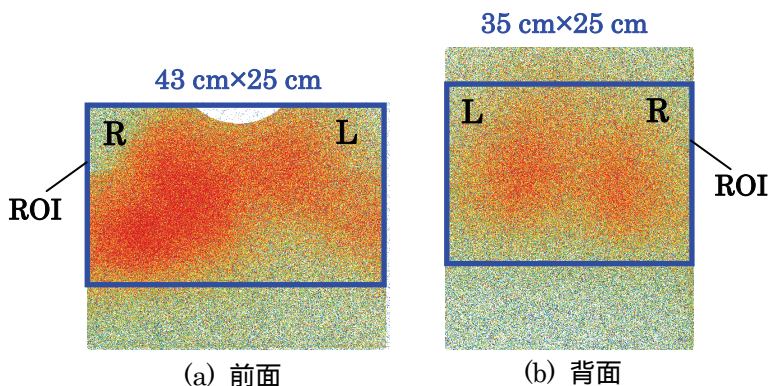


図 9.9 ^{241}Am 肺画像

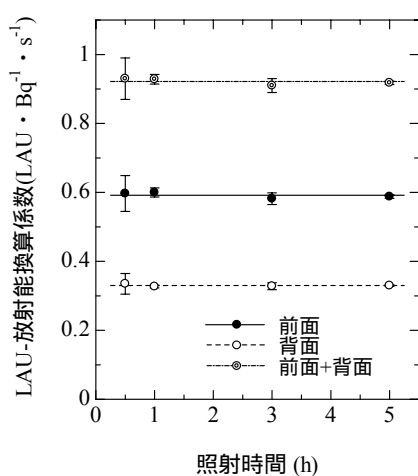


図 9.10 換算係数の照射時間依存性

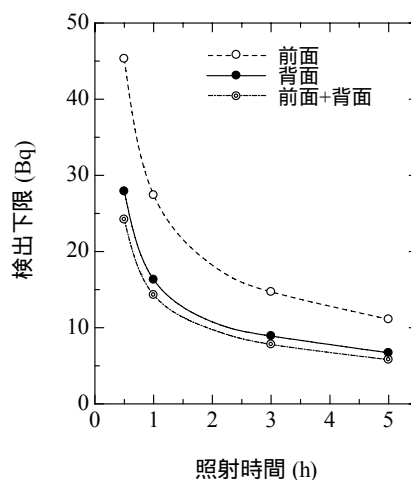


図 9.11 検出下限の照射時間依存性

考察

図 9.9 に示される様に、IP を用いて ^{241}Am が均一に分布する汚染を人体の前面、及び背面から画像として検出することができた。実際の汚染では、状況によってどのような分布になるか分からない。従来の肺モニタリングシステムは、一般的に被験者の胸部前方に検出器を配置して汚染を検出するため、汚染が肺端部や背面に片寄っている場合には誤差が大きくなる恐れがある。肺における汚染を画像として検出出来ることは、正確な肺モニタリングを行う上で非常に有意義なことであると考えられる。前面及び背面の画像において、左右 2 つからなる肺の形状を確認することができた。前面の画像において、右肺が左肺よりも大きいことを確認することができた。IP を用いて得た ^{241}Am 肺画像は、汚染の有無及び位置を判断するには十分明瞭であった。

図 9.10 に示される様に、換算係数は照射時間に依らずほぼ一定であった。照射時間によらず換算係数が一定であることは、照射時間が 30 から 300 分の間で同一の換算係数を適用することができることを意味する。換算係数の不確かさは $\pm 8.7\%$ の範囲内にあった。何れの照射時間の不確かさについても、不確かさは実用上十分に小さい。

図 9.11 に示される様に、IP の検出下限は照射時間が 30 分のとき 24.2 Bq、60 分のとき 14.3 Bq であった。従来の肺モニタリングシステムの肺内 ^{241}Am に対する検出下限は、自然放射線遮蔽用の鉄室内に設置された Ge 検出器が測定時間 30 分で 6 Bq、ホスウィッチ型検出器が測定時間 50 分で 11Bq であると報告されている。自然放射線が遮蔽されていない条件での IP の検出下限は、自然放射線が遮蔽されている条件の従来システムの検出下限とほぼ同レベルであった。肺モニタリングに用いられている遮蔽室は、厚さが 0.3 mm から 5 mm の鉛、銅、ステンレエス及びポリエチレン等で内張りされた厚さが 15 cm から 20 cm の低バックグラウンド鉄によって作られており、幅×奥行×高さが 2.5 m×2.0 m×2.0 m と非常に大きい。このため、遮蔽室は容易には設置できない上に、移動使用は困難である。遮蔽室を使用することなく低い検出下限を実現できれば、吸入事故後被験者を医療施設へ輸送する間にモニタリングを実施することや、被験者が医療施設において他の医療措置を受けながらモニタリングを実施することが可能になり、被験者がプルトニウム及び ^{241}Am を吸入摂取してから医療措置が施される様になるまでの時間を大幅に短縮することが可能になると考えられる。このことは、放射線防護上非常に有意義なことである。IP の検出下限は、ICRP の 1990 年勧告における内部被ばくに係る職業被ばくの年摂取限度 20 mSv/y を基に算出した吸入摂取に関する年間吸入摂取限度 740 Bq と同量の ^{241}Am を一度に摂取し、7 日経過した後の肺残存予測値 38.5 Bq よりも低い。IP は肺内 ^{241}Am に対して十分な感度を有しており、 ^{241}Am 肺モニタリングに適用可能であると考えられる。

⑤ 結論

IP を用いて、 ^{241}Am 肺画像を、身体の前面及び背面から得ることができる。肺内 ^{241}Am に対する IP の検出下限は、照射時間が 30 分及び 60 分のとき、それぞれ 24.2 及び 14.3 Bq である。IP の検出下限は、バックグラウンドの遮蔽がない状態であっても遮蔽がある状態の従来システムと同レベルである。検出下限は年間吸入摂取限度に対する 7 日経過後の肺残存予測値 38.5 Bq よりも低い。IP システムは、 ^{241}Am 肺モニタリングに適用可能である。

(廣田 昌大)

(7) 尿中ウラン濃度のバックグラウンドレベル調査

α スペクトロメトリによる尿試料のバイオアッセイでは、検出できなかったバックグラウンドレベルの尿中ウラン濃度を、放射化学分析と ICP-MS 測定を組み合わせることで定量し、尿中ウランの同位対比 ($^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$) の算出を試みた。

分析方法¹⁾は、尿試料 500ml に分析回収率トレーサとして ^{232}U を添加し、硝酸で有機物分解後、塩酸系で陰イオン交換を行い、ウランを分離した。メスアップした溶液から一部を分取し、 α -spectrometry による ^{232}U を測定結果から分析回収率を求めた。 ^{235}U 及び ^{238}U は YOKOKAWA 製の四重極型 ICP-MS PMS2000 で測定した。

分析結果は、 ^{238}U が $2.3 \times 10^{-4} \sim 6.4 \times 10^{-4} \text{Bq/L}$ (平均 $4.2 \times 10^{-4} \text{Bq/L}$)、 ^{235}U が $9.8 \times 10^{-6} \sim 2.7 \times 10^{-5} \text{Bq/L}$ (平均 $1.8 \times 10^{-5} \text{Bq/L}$) であった。質量換算して算出した $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 同位対比は、0.61~0.80% (平均 0.67%) であった。

本調査の結果から、尿中ウランのバックグラウンド濃度は、David R. Meddings and Max. Haldimann(2002)²⁾に報告されているウランによる内部被ばくを受けていないグループと同じ程度 (3~98 ng/L) であり、 $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 同位対比も天然の同位体比であることがわかった。

- 1) 尿中のウラン分析法 [動力炉・核燃料開発事業団東海事業所標準分析作業法 周辺環境管理編], PNC TN8520 94-009; 1994
- 2) David R. Meddings and Max. Haldimann “Depleted uranium in Kosovo : An assessment of potential exposure for adi workers.” Health Physics 82 : 467-472; 2002

(水谷 朋子)

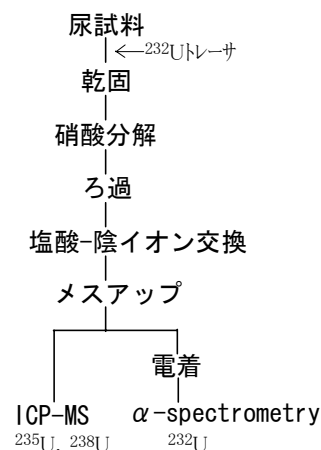


図 9.12 尿試料の分析法

(8) 天然鉱物を用いたルミネッセンス法による被ばく線量測定方法の開発

原子力施設の事故時における一般住民の被ばく線量評価は、(1)放射性物質の放出や施設から直接放射される放射線 (直達線, スカイシャインなど) などの放出源情報からの評価, また、(2)環境放射線モニタリング結果に基づく評価などにより行われる。特に、環境放射線モニタリングデータは、被ばく評価上極めて重要であるが、測定地点数に限りがあると同時に、事故情報を得てから積算線量計を追加配布するための時間が十分でない場合がある。そこで、自然環境に存在する、容易に採取可能な天然物質 (石英, 長石等) を用いる線量評価法を研究してきた。

放射線の照射を受けた石英, 長石等は、熱や光などある条件下でルミネッセンスを発する。平成 16 年度は、このルミネッセンスを用いた線量評価方法の確立及びその発光機構の解明に関する研究を行った。

放射線照射中に観測されるラジオルミネッセンス (RL) の波長分光及び光子計数測定用の装置を製作し、石英中のルミネッセンス発光機構について調査した。その結果、赤色熱ルミネッセンス (RTL) を示す石英からの RL には、400nm 及び 630nm の 2 種類の発光があることを明らかにした。さらに、光子計数法を用いて RL の基本的な特性 (照射時間、線量率に対する発光強度変化等) に関する研究を行った。

光励起ルミネッセンスには、照射線量率効果があり、見積もられる線量値の過大評価や、過小評価を引き起こすことを明らかにした。この線量率効果の原因の一つとして、RL による Self-bleaching の影響であるという結論を得た。

(藤田 博喜)

9.2.2 放射線モニタリング技術の高度化研究

(1) MOX 燃料施設を模擬した減速中性子校正場の開発

MOX 燃料施設で使用する中性子線量当量（率）測定器の実作業環境下における特性評価を目的として、MOX 燃料施設内の作業環境の中性子スペクトルを模擬した減速中性子校正場（通称:ハイブリッド減速中性子校正場）を整備し、中性子スペクトル及び基準線量当量率を評価した。中性子照射装置内の線源は、保管時は地下 4m の格納容器内に収納されており、使用時には線源案内管に沿って所定の位置まで遠隔操作（空気圧又はワイヤー駆動）によって移送される。このような装置の特徴を活かして、以下に示す二種類の減速中性子校正場を整備した。

① 1F 減速場

室内散乱線による寄与が小さい地上階グレーチング上で、 ^{252}Cf 線源を使用してその周囲に鉄(40mm)、メタクリル樹脂(PMMA) (15~100mm)製の中空円筒形減速材を配置する。シャドーブロックを用いた室内散乱線補正が可能で、方向特性試験等も実施できる。距離 1m におけるフルエンス平均エネルギー E_{ϕ} は、0.9~1.7MeV である。

② B1 減速場

^{252}Cf 線源を地下 1 階の案内管途中に固定して使用するもので、地下 1 階の床、壁などからの散乱線を活用し、さらに鉄(100mm)、黒鉛(100mm)、PMMA(100mm) ブロックを追加することによって、1F 減速場に比べてより減速された中性子スペクトルを生成する。距離 1m における E_{ϕ} は 0.4~0.8MeV である。

表 9.6 に各減速場の減速材の種類、図 9.13 にハイブリッド減速中性子場の外観を示す。

これらの減速中性子校正場について、MCNP-4C2 による計算並びにボナー球スペクトロメータ(BMS)及び水素比例計数管式スペクトロメータ(ROSPEC)による測定により、中性子スペクトル及び基準線量当量率を評価した。計算では、線源周辺の構造材（線源ホルダ、線源案内管、電磁石及び減速材）並びに室内形状等を可能な限り詳細に計算モデル体系に組み込んだ。線源から距離 0.75m、1.0m におけるエネルギー及び角度微分中性子フルエンスを計算した。これに ICRP Publication 74 の中性子フルエンス—線量当量換算係数を乗じて周辺線量当量 $H^*(10)$ 及び個人線量当量 $H_p(10)$ を算出した。一方、測定には、寸法の異なる計 8 個のポリエチレン減速球（厚さ 1.5cm~11.5cm）と ^3He 比例計数管からなる BMS を使用し、アンフォールディング計算には SAND-II を用いた。1F 減速場については、鋼鉄とボロンポリエチレンからなるシャドーブロックを用いて室内散乱線による寄与を分離して測定した。

1F 減速場及び B1 減速場の中性子スペクトル（距離 1m）の計算値と BMS による測定値を図 9.14 に示す。また、計算値及び測定値から得られた中性子フルエンス率及び周辺線量当量率等を表 9.7 に示す。スペクトルの形状は、水素含有物によって中性子が減速された「核分裂+1/E 型スペクトル」を形成しており、更に B1 減

速場の場合は、床、壁等による室内散乱線の増加によって、 E_0 が下がっている。これらは MOX 燃料施設内の作業場所で実測される中性子スペクトルによく似ている。また、計算値と測定値の比較結果はよく一致し、1F 減速場では、中性子フルエンス、 $H^*(10)$ 共に最大 4%の差であり、B1 減速場では、中性子フルエンスで最大 5%、 $H^*(10)$ で 8%の差であった。今後、更なる計算及び測定精度の向上、不確かさ評価を進めて行く。

(吉田 忠義)

表 9.6 ハイブリッド減速中性子校正場の減速材の種類

	コード	減速材の種類と厚さ
速中性子校正場	AMBE	—
	CF	—
1F 減速場	P15	PMMA 15mm
	P35	PMMA 35mm
	P60	PMMA 60mm
	P100	PMMA 100mm
	F40	鋼鉄 40mm
	F40/P60	鋼鉄 40mm 及び PMMA 60mm
B1 減速場	B1-CF	なし
	B1-P100	PMMA 100mm
	B1-G100	グラファイト 100mm
	B1-F100	鋼鉄 100mm
	B1-G100/P100	グラファイト 100mm 及び PMMA 100mm
	B1-F100/P100	鋼鉄 100mm 及び PMMA 100mm



a) 1F 減速場 (左:F40, 右:F40/P60 を設置した様子)

b) B1 減速場 (左:グレーチング上から見下ろしたところ, 右:B1-F100/P100 を設置した様子)

図 9.13 ハイブリッド減速中性子校正場の外観

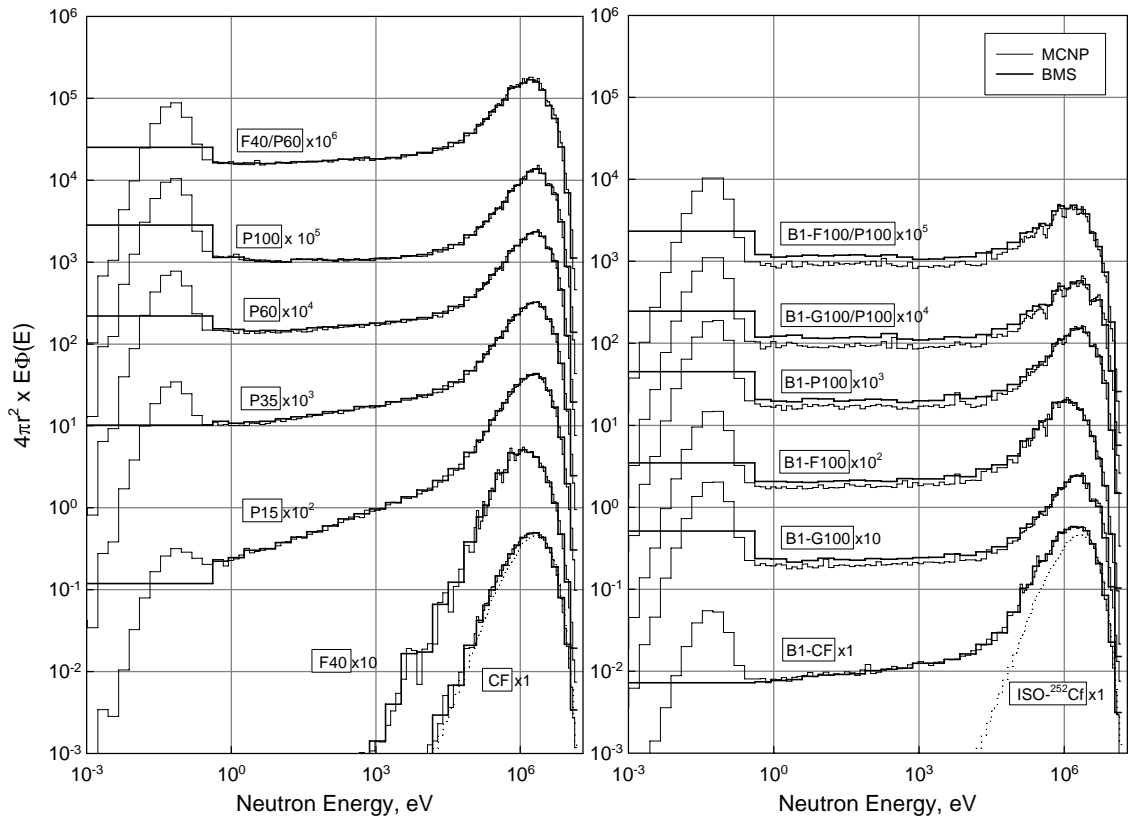


図 9.14 ハイブリッド減速中性子校正場の中性子スペクトル（距離 1 m）
 左：1F 減速場（室内散乱線含まない），右：B1 減速場（室内散乱線含む）

表 9.7 ハイブリッド減速中性子校正場の線量計測パラメータ

Code	$4\pi r^2\phi$	Thermal %	E_ϕ MeV	E_H MeV	$h^*(10)$ pSv·cm ²	$h_p(10)$ pSv·cm ²	Remarks
CF	1.11	-	2.0	2.1	380	395	Not including room scattered neutrons
P15	1.11	0.6%	1.7	2.1	336	350	
P35	1.03	7.3%	1.4	2.1	272	284	
P60	0.914	18%	1.2	2.1	226	236	
P100	0.672	30%	1.0	2.2	187	195	
F40	1.19	-	1.5	1.7	361	375	
F40/P60	0.852	21%	0.88	1.8	196	204	Including room scattered neutrons
B1-CF	1.64	3.7%	1.6	2.0	325	(332)	
B-P100	1.02	37%	0.70	2.0	144	(155)	
B-G100	1.31	33%	0.80	1.9	167	(184)	
B-F100	1.08	27%	0.64	1.5	171	(181)	
B-G100/P100	0.520	40%	0.58	2.0	119	(118)	
B-F100/P100	0.474	41%	0.43	1.6	107	(99.9)	

ここで、1F 減速場は MCNP 計算値，B1 減速場は BMS 測定値 ($h_p(10)$ は MCNP 計算値) を基にして示している。

(2) ハイブリッド減速中性子校正場における中性子線量計の特性評価

前項で報告した、MOX 燃料施設を模擬した減速中性子校正場（ハイブリッド減速中性子校正場）において、東海事業所で使用しているレムカウンタ（サーベイメータタイプ）から2種、個人線量計から3種を選定し、応答特性を評価した。

レムカウンタの試験では、製造業者の指定する向きを中性子の主たる入射面とし、線源から検出器の幾何学的中心までの距離を1~1.2mとして照射した。また、シャドーブロックにより散乱線の影響を補正した。今回の試験結果を公開されている応答関数を用いて計算した結果と比較したところ、全体によく一致することが確認できた。この結果を図 9.15 に示す。なお、わずかにみられる差異は、散乱線の入射条件や補正方法等が原因と考えられるため、今後さらに検討を進める予定である。

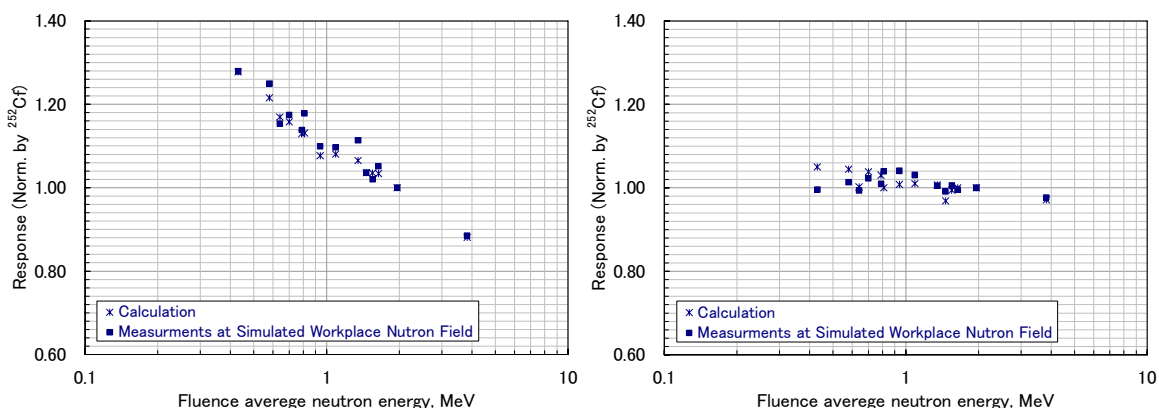


図 9.15 レムカウンタの線量当量レスポンスのエネルギー特性（左：機種 A, 右：機種 B）

個人線量計では、TLD、固体飛跡検出器及び電子式線量計から各1機種を選定し、試験を実施した。線量計はそれぞれ線源から0.75mの距離に設置したISO水ファントム(30cm×30cm×15cm)に貼付し、散乱線を含めた状態で3~4時間程度照射した。この結果を図 9.16 に示す。アルベド型であるTLDは低エネルギー側で感度が高く、固体飛跡検出器は感度がエネルギーによらずほぼ一定である、また電子式線量計については²⁵²Cfを減速させたエネルギー領域でTLDに類似した特性となる、といった従来から知られている各線量計の特徴を反映する結果を確認できた。

また、過去に実施したMOX燃料施設の作業者による線量計同時着用試験の結果と今回の試験の結果を比較したものを図 9.17 に示す。コード F100 /P100 減速場（減速材：鉄 10cm& PMMA10cm、フルエンス平均エネルギー0.52MeV）での結果は、同時着用試験結果をよく再現しており、減速場のスペクトル条件が線量計の校正の観点から、実際のMOX燃料施設をよく代表しているといえる。またTLDの評価に従来から使用してきたスペクトル依存補正係数の妥当性を検証することができた。

(高田 千恵)

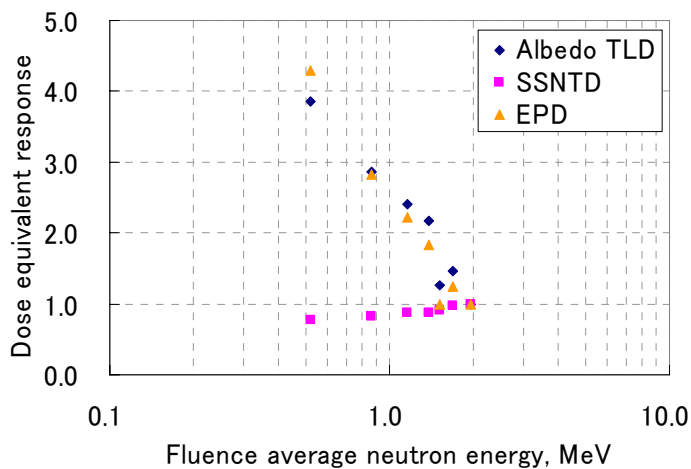


図 9.16 個人線量計の線量当量レスポンスのエネルギー特性

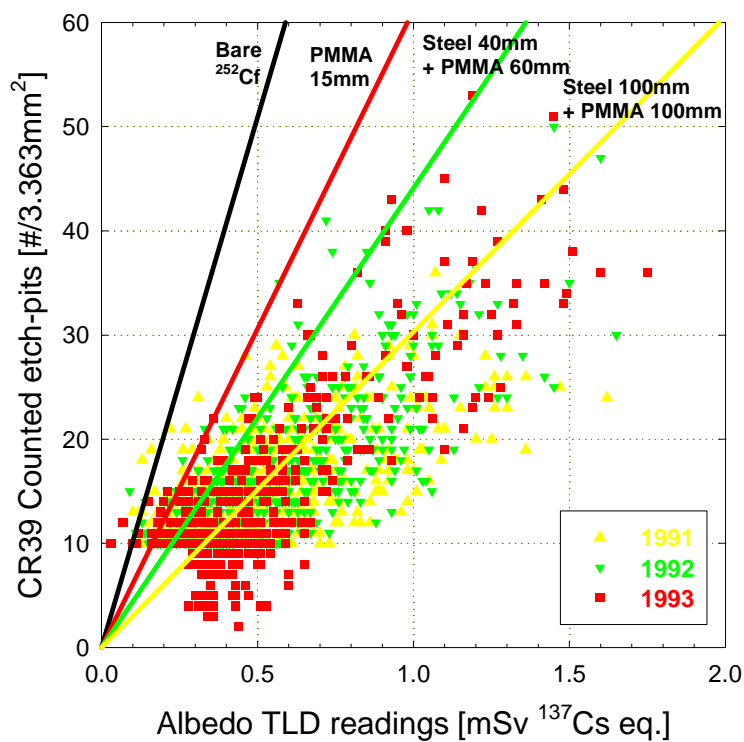


図 9.17 作業者同時着用試験及び減速場での試験による TLD と SSNTD(CR-39)の比

(3) ボナー球スペクトロメータの応答関数の評価

中性子校正場の中性子スペクトルを評価するため、寸法が異なる計 8 個のポリエチレン減速球（直径 81mmφ, 96mmφ, 111mmφ, 131mmφ, 151mmφ, 191mmφ, 231mmφ 及び 281mmφ）と 2 インチ ^3He 比例計数管からなるボナー球スペクトロメータ（BMS; 図 9.18）を整備している。これらのエネルギー応答関数は、従来 ANISN の Adjoint 計算と単色中性子場での実験から評価したものを使用していたが、精度向上の観点から、以下の方法を用いて、応答関数の再評価を行った。

① ボナー球の比重測定

全数のボナー球のポリエチレン部分について、浸漬法（容器満杯に水を満たし、その中に試料を浸漬し、溢れた水の質量から体積を求める方法）による体積の実測を行い、それらの質量を体積で除すことにより比重を求めた。なお、比重測定は、(財)化学技術戦略推進機構高分子試験・評価センター（工業標準化法に基づく指定検査機関）に依頼して実施した。その結果、比重はロット毎にバラツキがあることが分かった。表 9.8 に測定結果を示す。

② モンテカルロ計算コード MCNP-4C2 による計算

各ボナー球の応答関数を評価するため、検出器内の ^3He の中性子反応率を MCNP-4C2（核データライブラリ: JENDL-3.2, LLLDOS 等使用）で算出した。計算体系は、①で得られた比重及びボナー球の設計図面等を基に、できる限り詳細にモデル化した。入射中性子は、ボナー球については単色エネルギー(0.1eV~15MeV)35点及び計測機器校正施設 ^{252}Cf 校正場のスペクトル(室内散乱線あり及びなし)を加えた計 37 点の面平行ビームを用い、検出器内の ^3He (n, p)反応率及び(n, d)反応率を計算した。計算結果を図 9.19 に示す。

③ 標準中性子線源 (^{252}Cf) による校正

②で求めたボナー球の応答関数の積分値を実験値によって規格化するため、計測機器校正施設の ^{252}Cf 校正場を用いて校正を行った。照射を行う際には、ボナー球周辺及びシャドーコーンの支持具等の構造体からの散乱線寄与を極力排除するため、ボナー球は三脚に、シャドーコーンはクレーンによって吊るして設置した。校正の様子を図 9.20 に示す。なお、 ^3He 比例計数管を裸で使用する場合の熱中性子感度は、(財)放射線計測協会の黒鉛パイル熱中性子校正場による校正で決定されている。

以上の方法により得られた応答関数を熱中性子から 14.9MeV までの 100 群(DLC37 又は JSD-J2 の 100 群構造と同じ)、及びそれらを縮約して 34 群, 21 群に群構造化した。群構造化するにあたり、応答関数の内挿に、ラグランジュ 4 点補間法を用いた。再評価された BMS(0.1atm 検出器を使用した場合)の応答関数を図 9.21 に示す。本応答関数を、BMS による MOX 燃料施設模擬減速中性子校正場の中性子スペクトル評価に使用した。

(吉田 忠義)



表 9.8 ポリエチレン減速材の比重測定結果

ボナー球直径, mm	比重	製造時期
81	0.943(±0.003)	1995年
111, 151, 231	0.953(±0.003)	
96, 131, 191, 281	0.954(±0.003)	1999年

図 9.18 ボナー球スペクトロメータ(BMS)の外観

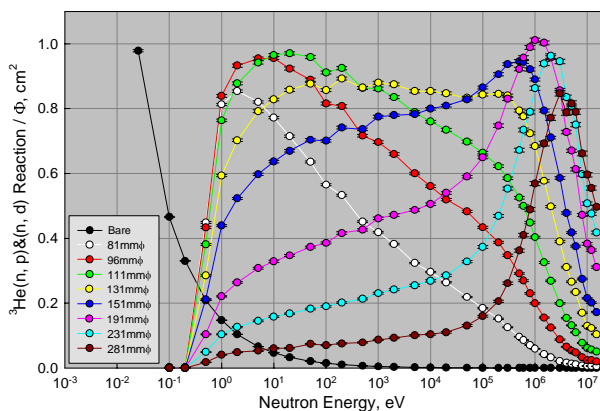


図 9.19 検出器中における ³He 中性子反応率の計算値 (MCNP-4C2)



図 9.20 ボナー球の校正の様子 (写真はシャドーコーンを設置した場合)

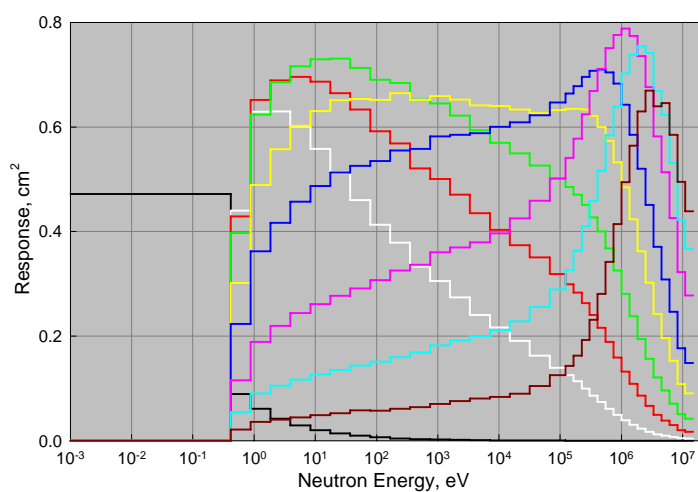


図 9.21 再評価した BMS の応答関数 (0.1atm 検出器; 34 群)

(4) 中性子個人線量当量測定器の開発

ICRU が提案する実用量のうち、中性子に対する作業場所のモニタリングには周辺線量当量 ($H^*(10)$)、個人モニタリングには個人線量当量 ($H_p(10)$) が適用され、それぞれ減速材付き中性子サーベイメータ (いわゆるレムカウンタ)、中性子個人線量計で測定する。ただし、これらのサーベイメータや個人線量計の特性は、 $H^*(10)$ 又は $H_p(10)$ の特性に必ずしも一致していないため、その使用にあたっては、適切な校正が必要であるだけでなく、その校正によって線量当量 (率) が精度良く測定されていることを確認することが望ましい。このとき、サーベイメータについては、例えばボナー球スペクトロメータから算出した周辺線量当 (率) との比較によって線量当量 (率) 評価精度を確認できる。一方、個人線量計については、測定の対象とする個人線量当量 ($H_p(10)$) を精度良く測定できる基準測定器的な位置付けの測定器が存在しないため、中性子エネルギー分や方向分布が不明な実作業環境において、中性子個人線量計から評価した中性子線量当量評価値の精度を検証することができなかった。

そこで、 $H_p(10)$ のエネルギー依存性と方向依存性に可能な限り特性を合致させることによって、中性子エネルギー分や方向分布が不明な実作業環境において $H_p(10)$ を精度良く測定することができる「中性子個人線量当量測定器」を新たに開発した。開発した中性子線量当量測定器の外観写真を図 9.22、その垂直断面構造を図 9.23 を示す。本測定器は、 $H^*(10)$ を測定するレムカウンタを、ボロン入りポリエチレンからなる遮へい体の中に中心を偏らせた状態で埋設し、一部分だけを遮へい体から露出させた構造を持つ。中心部の熱中性子検出 (Eurysis 製直径 10mm 円筒形 ^3He 比例計数管) の配置、各部の形状と厚さは、モンテカルロ輸送計算コード MCNP4C2 による計算によって決定した。背面側ボロンポリエチレンの半径を 15cm に制限した状態で、(1)中心部のポリエチレン球の位置と半径、(2)中間ボロン吸収層の開口率、(3)前面側のポリエチレンの形状と半径、(4)側面部遮へいの長さ等をパラメトリックに変化させながら、中心部ポリエチレン球の中心位置における $^3\text{He}(n,p)$ 反応率を計算し、エネルギー特性と方向特性について最適と思われる構造を探した。その結果、図 9.23 に示すような構造を得た。MCNP で計算した、エネルギー特性 (0° 入射条件、 ^{252}Cf に対する感度を 1 に規格化) と ^{252}Cf に対する方向特性を、それぞれ図 9.24、図 9.25 に示す。正面入射 ($\alpha=0^\circ$) 時にはレムカウンタとほぼ同等のエネルギー特性、正面入射時以外には $H_p(10)$ の角度依存係数 $R(\alpha)$ に近い方向特性を実現している。現在、製作した中性子個人線量当量測定器の特性試験をハイブリッド減速中性子校正場で実施している。

(辻村 憲雄)



図 9.22 中性子個人線量当量測定器の外観

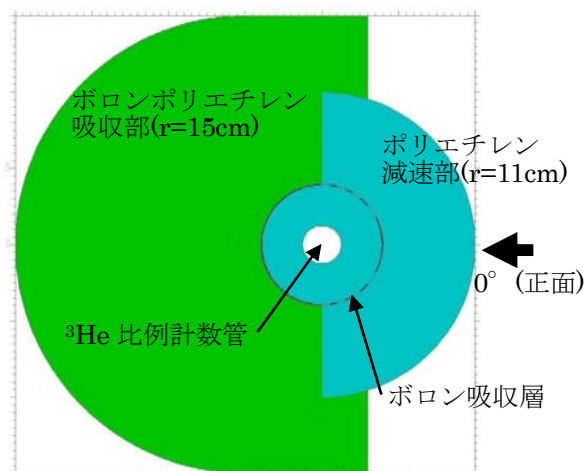


図 9.23 中性子個人線量当量測定器の垂直断面構造

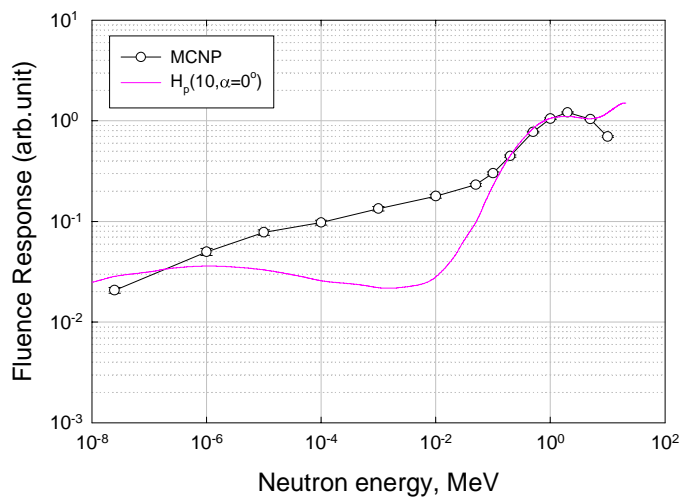


図 9.24 中性子個人線量当量測定器の中性子エネルギー特性 (MCNP 計算値)

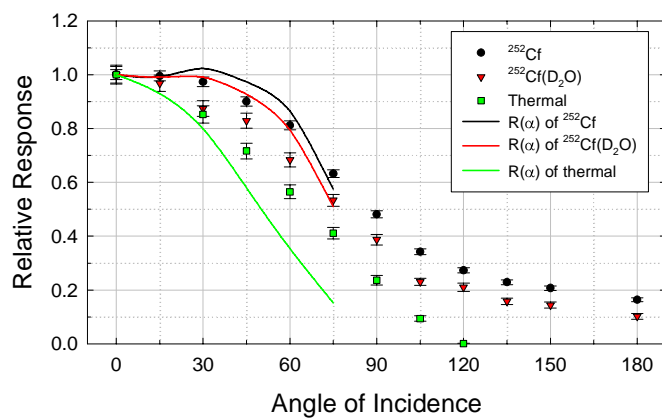


図 9.25 中性子個人線量当量測定器の方向特性 (MCNP 計算値)

(5) 軽量形中性子線量当量率サーベイメータの開発

質量約 2~3kg を目標に軽量な中性子線量当量率サーベイメータの開発を進めている。本サーベイメータは、直径 10cm×長さ 7.5cm と直径 3.8cm×長さ 3.5cm の高密度ポリエチレン円柱を二段重ねにし、それぞれの中心付近に配置した 2 個のシンチレータの計数比から入射する中性子のエネルギーを推定し、そのエネルギーに対応した換算係数（関数）を計数率に乗じることによって周辺線量当量率を算出する。昨年度試作したサーベイメータ（一次試作機）は、熱中性子検出器に Li ガラスシンチレータを使用したもので、 ^{252}Cf に対する感度は約 0.3 cps/($\mu\text{Sv/h}$) と十分であったものの、 γ 線との信号分離が十分ではないこと、表層部と深部の Li ガラスシンチレータの光信号間でクロストークが見られたこと（光電子増倍管 R1548-07 Dual rectangular PMT の特性でもある）といった問題があった。

これらの問題を解決するため、今回、熱中性子検出器に LiI(Eu)シンチレータを採用した。使用した LiI(Eu)は、米国 Proteus 社に製作を依頼したものであり、結晶寸法が直径 10mm×長さ 10mm（ハウジングを含め直径 17mm×長さ 15mm）、 ^6Li の濃縮度は 95%である。一次試作機の減速材構造をそのまま踏襲し、LiI(Eu)を使用して製作した二次試作機の外観写真を図 9.26、その内部透視図を図 9.27 に示す。二次試作機では、一次試作機で問題になった光信号のクロストークを防止するため二本の光電子増倍管を使用している。検出部（減速材含む）、高圧回路、増幅器、波高弁別回路及び計数器などを含め、質量は 1.4kg である。

γ 線 (^{137}Cs , ^{60}Co) と中性子 (^{252}Cf) に対する LiI(Eu)のパルス波高スペクトルを図 9.28 に示す。 γ 線と中性子によるパルスの分離は良好であり、 ^{137}Cs γ 線の場合、10mSv/h まで有意な感度はなかった。また、ハイブリッド減速中性子校正場で取得した LiI(Eu)の線量当量レスポンスのエネルギー依存性を図 9.29 に示す。深部 LiI(Eu)の ^{252}Cf に対するレスポンスは 0.3cps/($\mu\text{Sv/h}$)であり、Li ガラスシンチレータと同等であった。またエネルギー依存性は、表層部 LiI(Eu)、深部 LiI(Eu)ともに MCNP による計算値とほぼ一致する結果を得た。

(辻村 憲雄)



図 9.26 軽量形中性子線量当量率サーベイメータ（二次試作機）の外観写真

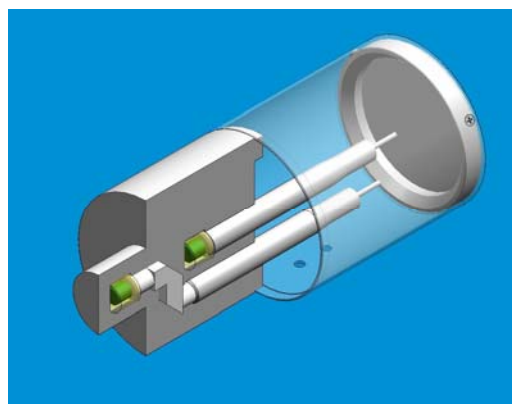


図 9.27 軽量形中性子線量当量率サーベイメータ（二次試作機）の透視図

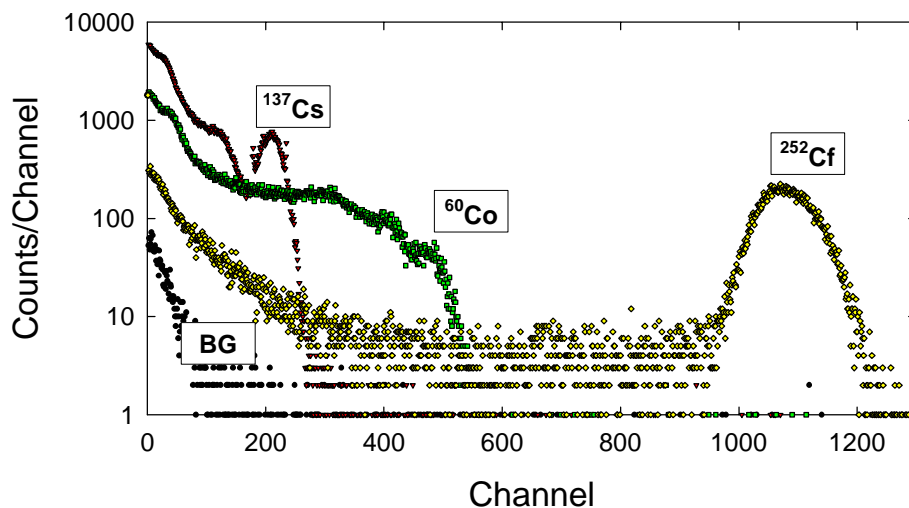


図 9.28 中性子と γ 線に対するパルス波高スペクトル

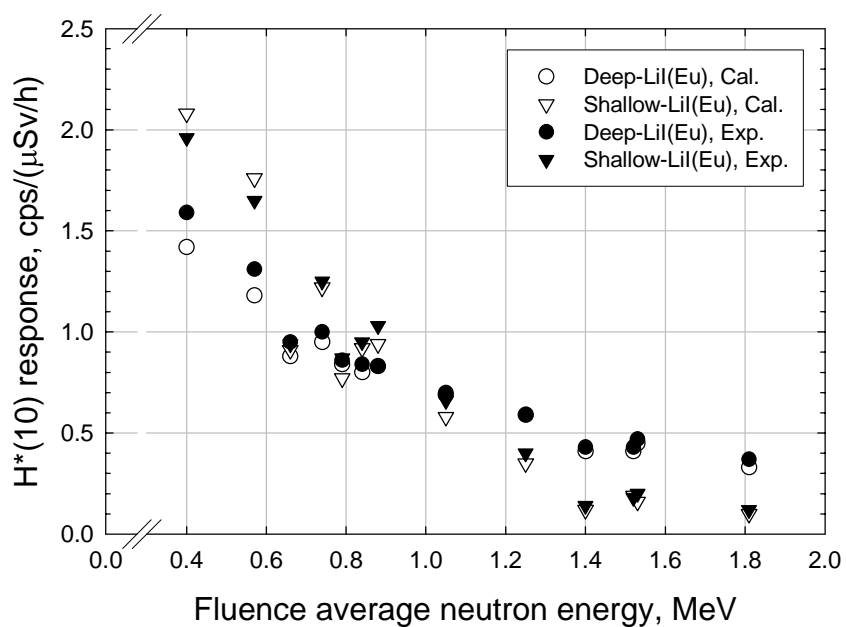


図 9.29 ハイブリッド減速中性子校正場で得られた深部 LiI(Eu)と表層部 LiI(Eu)の周辺線量当量レスポンス

(6) 個人線量当量基準電離箱 ($H_p(10)$ chamber) の特性評価

γ 線及びX線校正場の線量当量(率)基準は、通常、電離箱式線量計等を用いて照射線量(率)又は空気カーマ(率)を測定し、その値に、線質に対応した照射線量(空気カーマ)－線量当量換算係数を乗じることによって決定される。このとき使用する換算係数は、 γ 線及びX線の線質ごとに一覧表としてISO4037-3に与えられているが、低エネルギーX線領域においては、空気カーマから個人線量当量($H_p(10)$)に換算する係数はX線スペクトルに強く依存し、仮にフィルタ等のろ過条件が同じであっても、使用するX線管球の構造や空気の状態の違い等によって、推奨値としてISO4037-3に与えられた換算係数とは異なる値になる可能性がある。

こうした問題の解決策の一つとして、照射線量(空気カーマ)ではなく $H_p(10)$ を直接測定する形式の電離箱式線量計($H_p(10)$ chamber)がドイツ物理技術研究所(PTB)によって開発され、ドイツPTW Freiburg社から市販されている(図9.30)。 $H_p(10)$ chamber(以下、「 $H_p(10)$ 電離箱」と記す)は、30cm×30cm×15cmのPMMAファントムに電離箱(10cm³)を埋め込んだ構造であり、ファントムからの後方散乱による寄与を含めた“放射線場の量”，すなわち $H_p(10)$ の近似値を直接測定する。この方法の場合、X線管球の構造等に依存して変わる可能性のある照射線量(空気カーマ)－線量当量換算係数は無関係に、 $H_p(10)$ そのものを基準移行の量、すなわち $H_p(10)$ 電離箱を仲介測定器(transfer chamber)とするトレーサビリティ体系を構築できる可能性がある。そこで、本 $H_p(10)$ 電離箱の仲介測定器としての性能を検証するため、その特性をフランス放射線防護・原子力安全研究所(IRSN)の光子校正場で評価した。なお、この校正場は、フランス標準認証機関Cofracより二次標準校正機関として認定を受けている。

特性試験では、¹³⁷Csと⁶⁰Coの γ 線及びISO Narrow Spectrum SeriesのX線を、入射角度0°(検出器表面に対して垂直)から±80°の範囲で照射し、電離箱の電離電流を線量計(東洋メディック株式会社製RAMTEC1000plus)で測定した。このとき基準となる個人線量当量は、試験の都度、IRSNの標準測定器(平行平板形自由空気電離箱)で空気カーマを計測しISO4037-3に示される換算係数を用いて算出した。線量率は、 $H_p(10)$ で約10mSv/hに統一した。線量率依存性試験には⁶⁰Co線源を使用し、約0.1mSv/h～1Sv/hの範囲の8点で試験した。

平均エネルギー48keV(線質コードN-60)で規格化した、入射角度0°における個人線量当量レスポンスを図9.31に示す。平均エネルギー24keV(同、N-30)以上では0°～70°の入射角度に対して±12%以内とほぼ平坦な特性であった。一方、平均エネルギー20keV以下の領域では、最大約2倍の過大応答を示した。これらの傾向は、PTBが報告している $H_p(10)$ 電離箱の特性と大きく異なるため、平均エネルギー20keV以下の3点に対して、基準とする個人線量当量の算出にISO4037-3に示されている換算係数ではなく、AnkerholdらがPTBのX線場において精密に再評価した換算係数を適用した。その結果、20keV以下の低エネルギー域のレスポンスが±20%まで改善し、PTBの報告する $H_p(10)$ 電離箱の特性とほぼ一致するこ

とが分かった。これは、IRSN の X 線校正場と PTB のその X 線スペクトルがよく似ており、かつ、名目上同じ線質条件であるが、ISO4037-3 の換算係数の基となった X 線スペクトルに比べてそれらの校正場には比較的高エネルギーの光子が多く含まれることを示唆するものである。また、線量率依存性試験の結果は、0.3mSv/h ~1Sv/h の範囲で 2%以内であった。

今回の試験結果から、H_p(10)電離箱は個人線量当量の基準移行用の測定器として十分な性能を持つことがわかった。今後、本 H_p(10)電離箱を用いて、東海事業所計測機器校正施設の X 線校正場の基準線量率の検証を行う予定である。

(三上 智)



図 9.30 H_p(10) chamber (図, 中央) と IRSN 校正場での試験風景

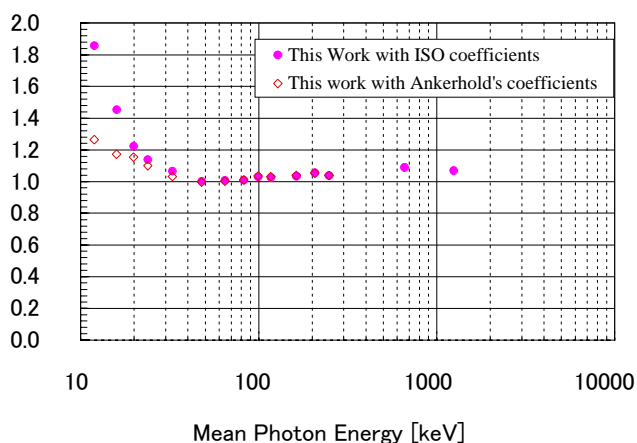


図 9.31 N-60 で規格化した入射角度 0°における H_p(10)電離箱の個人線量当量レスポンスのエネルギー依存性 (PTB が評価した換算係数を使うと低エネルギー域でのレスポンスが改善している。)

(7) 周辺及び方向性線量当量率サーベイメータの特性評価

γ 線及び β 線に対する周辺及び方向性線量当量率サーベイメータに関する国際規格 IEC60846/Ed.2 に基づき、国産の電離箱式線量当量率サーベイメータ（応用技研製株式会社製 AE-133B）のエネルギー特性及び方向特性試験を、フランス放射線防護・原子力安全研究所の光子校正場で実施した。

本サーベイメータは、薄窓平行平板形電離箱であり、窓部分に厚さ 8mm のアクリル製ビルドアップキャップを取り付けることで周辺線量当量率 ($H^*(10)$) を、それを取り外すことで方向性線量当量率 ($H^*(0.07)$) を測定する。試験は両条件について実施した。ISO Narrow spectrum series の X 線 (N-15 から N-300, 平均エネルギー 12keV~250keV) について、入射角度 $0^\circ \sim \pm 90^\circ$ の範囲で 15° ステップで、エネルギー及び方向依存性を試験した。このとき、指示値はデジタルボルトメータで読み取った。試験の結果の一例として、線質 N-20 及び角度 0° で規格化したエネルギー及び方向依存性の結果を、IEC 規格における要求範囲と比較したものを図 9.32 に示す。周辺線量当量率及び方向性線量当量率とも、IEC60846/Ed.2 に定めるエネルギー及び方向依存性の基準を十分に満足することを確認した。

(三上 智)

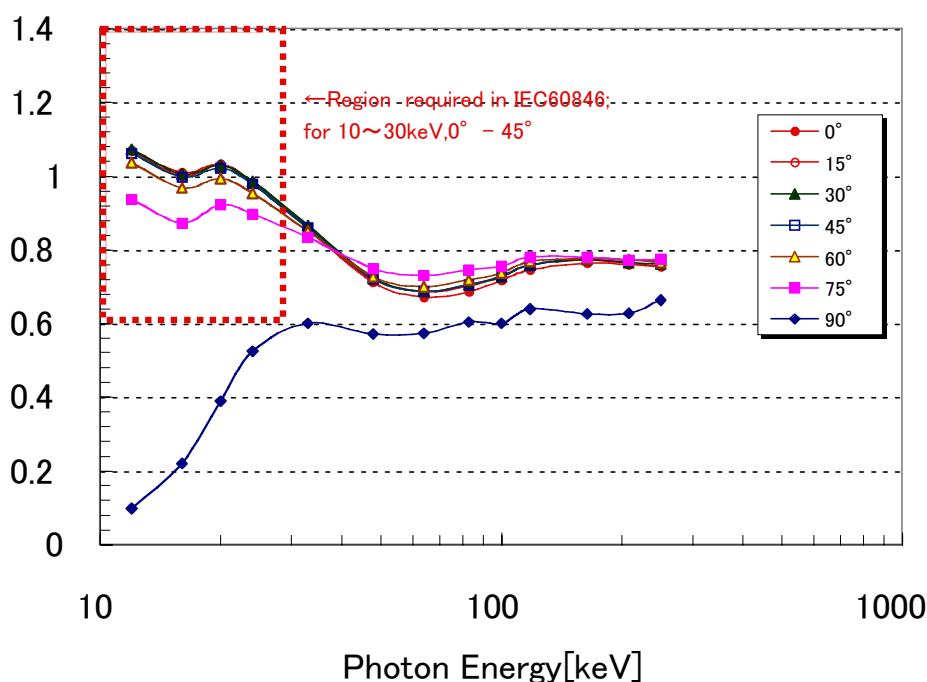


図 9.32 線質 N-20 及び角度 0° で規格化した AE-133B のエネルギー及び方向依存性試験の結果

(8) 中性子・ γ 線非弁別測定式臨界検出器の開発

東海事業所では、臨界事故の発生を検知し速やかに退避警報を発生させることを目的とした計105台の臨界検出器を再処理施設及び核燃料物質使用施設に設置している。このうち102台は主として γ 線を検出するプラスチックシンチレータ（東芝RD120）であるが、残る3台は中性子を検出する減速材付き核分裂検出器（東芝RD624）であり、濃縮 ^{235}U を検出器の一部として使用することによる管理の煩雑さ、二種類の検出器系の同時運用に伴う保守性等に課題があった。そこで、核分裂検出器に替わる検出器の候補の一つとして、 γ 線に加えて中性子の検出も可能な臨界検出器を新たに開発した。

γ 線用臨界検出器RD120は、38mm ϕ ×51mm長のNE102プラスチックシンチレータ（以下「PS」と記す）と光電子増倍管からなる検出部を電流モードで動作させた検出器であり主として γ 線を検出する。このPS部分を、熱中性子捕獲 γ 線コンバータであるCd、さらにその周囲を厚さ5cmのポリエチレン減速材で覆うことによって、検出器の外部から入射する γ 線だけでなく、Cd(n, γ)反応を利用して間接的に中性子も検出する検出器を試作した。図9.33に試作した中性子・ γ 線”非弁別”測定式臨界検出器の外観写真を示す。なお、減速材の厚さ等は、臨界検出器の設置場所における事故時の中性子スペクトルを考慮しつつ、 γ 線と中性子のそれぞれに対する周辺吸収線量レスポンスが同等となるようMCNPによる計算から決定した。図9.34に周辺吸収線量レスポンスの中性子エネルギー依存性を示す。ここでは、 ^{60}Co γ 線に対する周辺吸収線量レスポンスを1に規格化している。約1MeV以上で過小応答、1eV～100keVの範囲で過大応答を示しているが、これは臨界事故時の中性子スペクトルの場合には積分レスポンスが1に近づくよう調節したものである。

MCNPによる計算結果を検証するため、 γ 線に対する周辺吸収線量レスポンスを ^{137}Cs 、 ^{60}Co γ 線校正場、中性子に対する周辺吸収線量レスポンスをハイブリッド減速中性子校正場で調べた。ここで、中性子による周辺吸収線量率は、減速中性子校正場の中性子スペクトルとドイツ物理技術研究所（PTB）の計算による換算係数から算出した。また、中性子校正場に混在する γ 線による周辺吸収線量率は、電離箱式周辺線量当量率サーベイメータ（応用技研AE-133 λ ）を厚さ5cmの鉛ブロックで覆った場合と覆わない場合の指示値の差から算出した。 ^{60}Co γ 線に対する周辺吸収線量率レスポンスを1に規格化したときの中性子に対する周辺吸収線量率レスポンスを表9.9に示す。実験値は、MCNPによる設計段階での予想レスポンスをほぼ再現しており、本検出器の設置区域（溶液系+鉄遮へい）の中性子スペクトルに対しては γ 線に対するレスポンスと同程度の中性子レスポンスが期待される。今後、本臨界検出器の設置予定箇所の中性子スペクトルに対する応答特性の計算と、原子炉を使用した照射実験を計画している。

（辻村 憲雄）

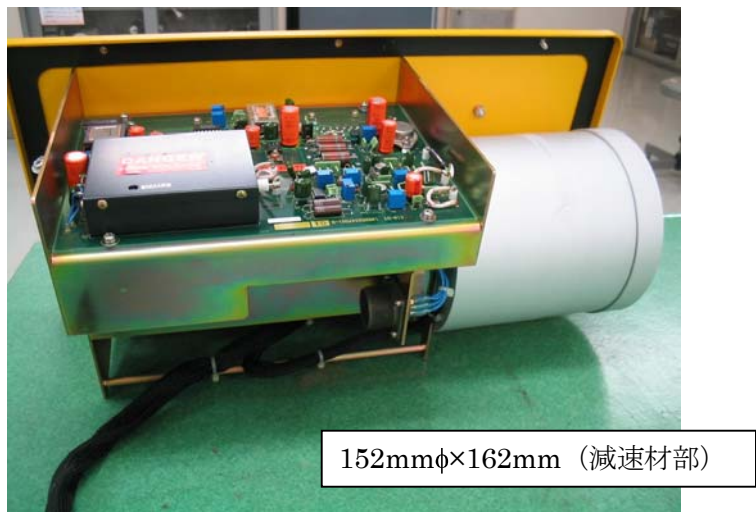


図9.33 試作した中性子・ γ 線非弁別測定式臨界検出器

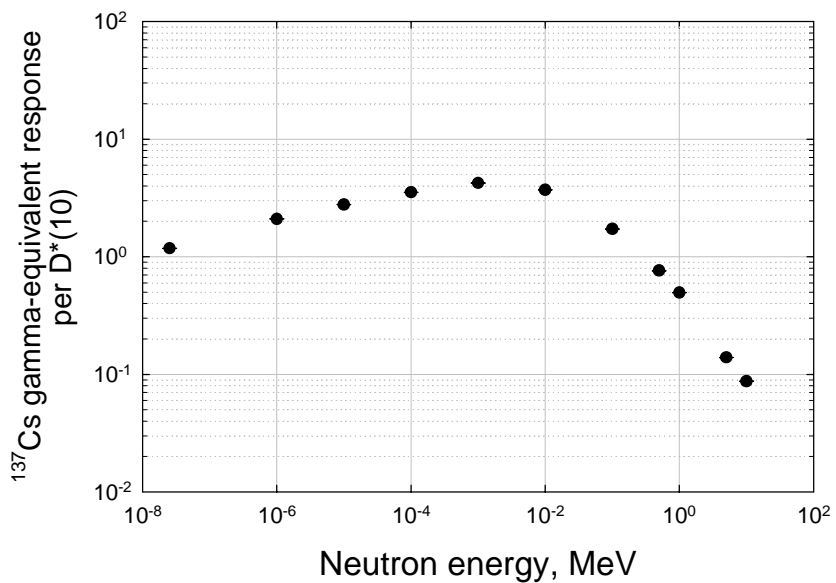


図 9.34 MCNP で計算した中性子・ γ 線用臨界検出器の中性子エネルギー特性
(中性子周辺吸収線量レスポンスの中性子エネルギー依存性)

表 9.9 中性子・ γ 線用臨界検出器の中性子周辺吸収線量レスポンス
実験値と計算値の比較

線源+遮へい（減速）体	フルエンス平均エネルギー E_{ϕ} MeV	中性子吸収線量 当たりのレスポンス (^{60}Co γ 線感度を1)		備考
		実験	計算	
^{252}Cf	2.0	0.27±0.01 ¹⁾	0.30±0.01 ²⁾	
^{252}Cf +鉄40mm	1.5	0.34±0.01	0.36±0.01	
^{252}Cf +鉄40mm+アクリル60mm	0.77	0.46±0.02	0.52±0.01	
SILENE炉+遮へいなし	0.70	—	0.58±0.01	SILENE炉の 公開スペクトルデータから 計算
SILENE炉+鉛遮へい	0.50	—	0.66±0.01	
SILENE炉+鉄遮へい	0.34	—	0.84±0.02	
SILENE炉 +ポリエチレン遮へい	0.59	—	0.60±0.01	

1) デジタルボルトメータ読取値の変動係数から, 2) MCNP の統計誤差(fsd)

(9) α 線放出核種の放射線管理技術の向上に関する研究

① 天然放射性物質とプルトニウムの分別技術の向上に関する研究

(a) 施設内の Rn 濃度測定

Pu-3 においては, 他の施設と比べて Rn 子孫核種の濃度が高く, Rn 子孫核種の α 線の影響による疑似計数が多く発生しているため, 核種判定等の対応が頻発している。そこで, Pu-3 における Rn 子孫核種の濃度上昇要因及び濃度低減策を検討するため, Pu-3 内の代表的な場所において, Rn-222 濃度測定を実施した。

表 9.10 に Pu-3 における Rn-222 濃度測定結果を示す。なお, Rn-222 濃度測定は, 電離箱型測定器 (Alpha GUARD model PQ-2000, Genitoron 社製) を用いて実施した。

表 9.10 Pu-3 における Rn-222 濃度測定結果

測定場所	Rn-222 濃度 (Bq/m ³)
外気が供給される (流入する) エリア	8 ~ 10
循環空気が供給されるエリア	15 ~ 40
換気が行われていないエリア	55 ~ 75

Rn-222 濃度は, 通常, 外気中では数 Bq/m³であり, 今回の Rn-222 測定結果から判断すると, Pu-3 内は Rn-222 濃度が高く, 施設内の子孫核種濃度に少なからず影響を及ぼしていることが分かる。しかし, α 線用空気モニタ指示値の変動

が著しい工程室内において Rn-222 濃度とモニタの指示値（バックグラウンド）を比較したところ相関がほとんど得られなかったため、施設内における子孫核種の上昇要因として、Rn-222 濃度以外にも大きな影響を及ぼすものがあると考えられた。

そこで、Rn-222 濃度の他にモニタ指示値の上昇に関して影響している要因として、空气中を漂う Rn 子孫核種に影響するエアロゾルについて調査を行った。その結果、Pu-3 施設のエアロゾル発生源として考えられる場所（更衣室及び休憩室等）の下流にある工程室では、作業時間帯におけるモニタ指示値変動が大きく、B.Gが高くなっているが、エアロゾルの入り込みが少ない場所では、変動幅が小さく、B.Gも低いことが分かった。図 9.35 にモニタ指示値とエアロゾル濃度の相関を示す。なお、エアロゾル濃度測定はパーティクルカウンター（model 3886, 日本カノマックス株式会社製）を用いて実施した。

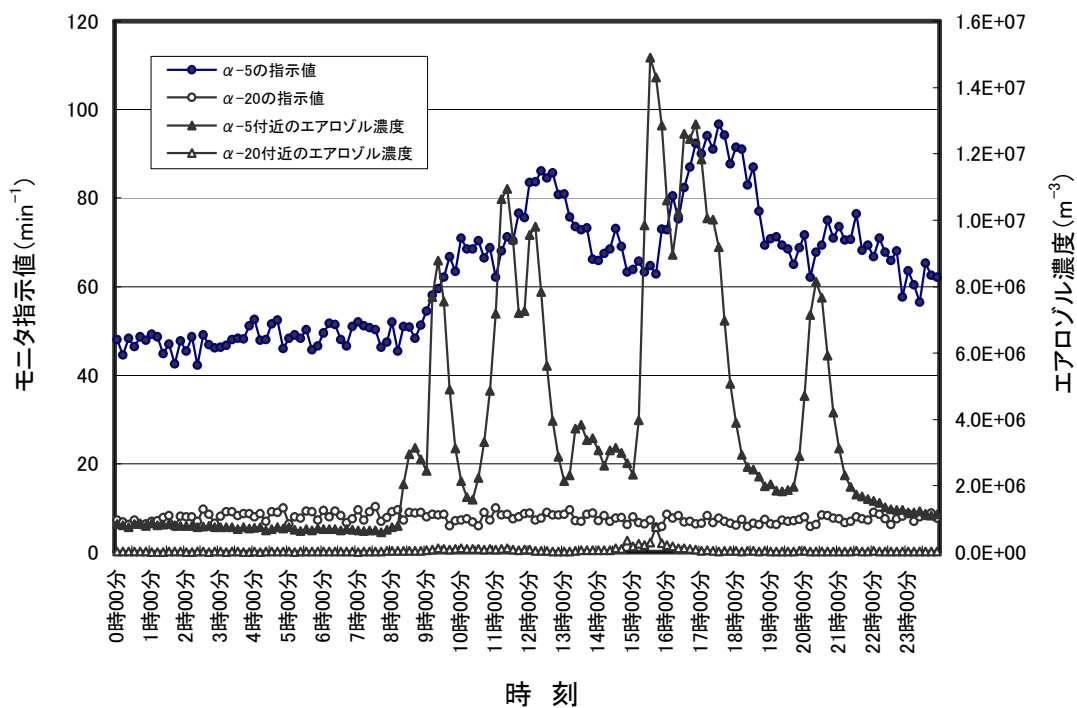


図 9.35 モニタ指示値とエアロゾル濃度の相関

図 9.35 で、α-5 はエアロゾルが大量の流入／発生する場所の α 線用空気モニタを示し、α-20 はエアロゾルの流入／発生が少ない場所の α 線用空気モニタを示している。本図より、エアロゾルが急激に増加すると、モニタ指示値が上昇し始めることが分かる。また、モニタ指示値とエアロゾル濃度ではピークとなる時間帯がずれているが、これは、モニタ指示値はラドン子孫核種が蓄積したもの（積分系）を測定しており、エアロゾル濃度はその時刻のエアロゾル数（微分系）を測定しているためである。

以上の結果から、Pu-3 施設では、エアロゾル数を低減させることが、モニタ指

示値のバックグラウンドを下げる有効な手法として考えられることが分かった。

② ZnS (Ag) シンチレーション式サーベイメータによるエネルギー弁別法の検討

(a) 概要

α 線のエネルギースペクトル測定には、一般的に表面障壁型 Si 半導体検出器を用いるが、原理的には、ZnS (Ag) シンチレータでも α 線エネルギースペクトル測定は可能である。このことを適用すれば、ZnS (Ag) シンチレーション式 α 線用サーベイメータが被るラドン子孫核種の影響を低減することができる。

今回行った試験は、この手法によるラドン子孫核種影響低減のために必要となる諸条件を調べることを目的としたものである。結果は、以下に示す通りであった。

(b) エネルギースペクトル測定試験結果

エネルギースペクトル測定試験では、ZnS (Ag) の粒径・厚さの異なるシンチレータを 5 種類用意し、Am-241 及びラドン子孫核種のスペクトルを測定した。図 9.36 に得られた α 線スペクトルの一例を示す。

Am-241 のエネルギー領域とラドン子孫核種のエネルギー領域の境界値を ULD とし、ラドン子孫核種の総カウントに対する ULD 以上のラドン子孫核種の割合を“ラドン除去率”として、各シンチレータのラドン除去率を調べた。この値が大きいほど、ラドン子孫核種の削減割合が大きいことになる。

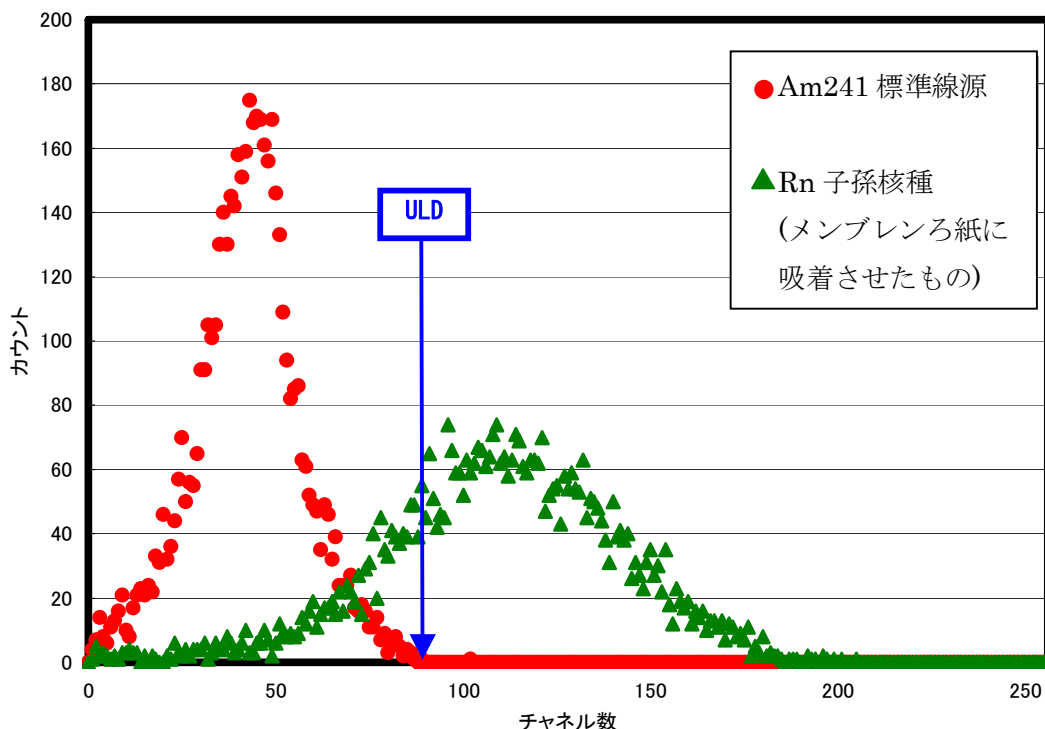


図 9.36 α スペクトルの一例

表 9.11 に各シンチレータのラドン除去率を示す。Rn 子孫核種としては、メンブレンろ紙の他、HE40T ろ紙及びカバーオール布地に付着させた試料を用いた。

表 9.11 より、粒径が小さく、かつ厚みのある ZnS (Ag) シンチレータほど、ラドン除去率が大きいことが分かる。今回使用したシンチレータの中で最もラドン除去率が大きかったのは、 $5\mu\text{m}-10\text{mg}/\text{cm}^2$ のものであった。また、ZnS (Ag) シンチレータの粒径・厚みに加えて、試料の状態もラドン除去率に影響を与えることが分かった。メンブレンろ紙に比べ、HE40T ろ紙やカバーオール布地では、ラドン除去率が小さくなる。

表 9.11 各シンチレータのラドン除去率

シンチレータの種類 (粒径-厚み)	ラドン除去率		
	Am-241+Rn 子孫核種 (メンブレンろ紙)	Am-241+Rn 子孫核種 (HE40T ろ紙)	Am-241+Rn 子孫核種 (カバーオール布地)
$5\mu\text{m} - 5\text{mg}/\text{cm}^2$	37.8 %	16.8 %	20.9 %
$5\mu\text{m} - 10\text{mg}/\text{cm}^2$	78.3 %	46.0 %	51.1 %
$10\mu\text{m} - 3\text{mg}/\text{cm}^2$	3.37 %	1.65 %	2.18 %
$10\mu\text{m} - 5\text{mg}/\text{cm}^2$	36.3 %	23.5 %	20.6 %
$10\mu\text{m} - 10\text{mg}/\text{cm}^2$	48.6 %	32.3 %	42.6 %

(c) 結果の考察と今後の課題

$5\mu\text{m} - 10\text{mg}/\text{cm}^2$ の ZnS (Ag) シンチレータで最もラドン除去率が大きくなるのは、他の ZnS (Ag) シンチレータより、Am-241 のスペクトルの分解能が良いためである。Am-241 のスペクトルピークが鋭くなる分、ULD は低エネルギー側に設定できるようになり、Rn 子孫核種による計数を多くカットすることができる。

一方、HE40T ろ紙やカバーオール布地のラドン除去率がメンブレンろ紙よりも小さいのは、これらの試料から放出される Rn 子孫核種の α 線エネルギーが試料自体の自己吸収作用によって小さくなるためである (メンブレンろ紙では、あまり自己吸収が生じない)。結果として、Rn 子孫核種のピークが低エネルギー側へシフトし、Am-241 と Rn 子孫核種のピークが重なり、カットできるラドン計数が少なくなる。

試料の自己吸収によるラドン除去率低下を、サーベイメータによって改善することは困難である。よって、Rn 子孫核種による影響を削減するためには、Am-241 及びラドン子孫核種のスペクトルのエネルギー分解能をより良くすることが必要となる。表 9.11 を見る限り、ラドン除去率すなわち分解能は、シンチレータの粒径と厚みに依存して変動すると予想されるため、来年度は、試作機を製作し、よ

り多くの種類の ZnS (Ag) シンチレータを用いて試験を行う予定である。

③ 表面密度測定技術の向上に関する研究

(a) 狭隘部測定用サーベイメータの製作及び性能試験

a. 概要

プルトニウム燃料取扱施設では、管理区域内で使用した器材や足場材等について、 α 線サーベイメータを用いて汚染検査を実施している。しかし、検出部の厚みが約 70mm であるため、器材の隙間や配管内部等の測定が困難であった。

この対策として、器材の隙間（狭隘部）や配管内部でも、簡便に測定できる光ファイバー型サーベイメータの設計・開発を応用光研工業(株)と共に行ってきたが、光ファイバー型サーベイメータは γ 線感度が大きい上に衝撃に弱い欠点があった。そこで、今年度は光ファイバーを採用せず、ライトガイドを薄い平板状にした狭隘部測定用サーベイメータを製作した。図 9.37 に狭隘部測定用サーベイメータの概観写真を示す。



※ 検出器の面積は 20x300mm であり、重量は 検出器：0.40kg、本体(電池含む)：2.0kg である。

図 9.37 狭隘部測定用サーベイメータの概観写真

b. 性能試験結果

JIS 規格『放射性表面汚染サーベイメータ (JIS Z4329)』に基づいて性能試験を実施した。表 9.12 に性能試験結果を示す。

中性子線の影響に関する試験項目は JIS Z 4329 の規格では要求されていないが、プルトニウム燃料取扱施設で使用する α 線サーベイメータであることを考慮し、中性子線の照射試験も行った。中性子の影響は、光ファイバー型サーベイメータと比較すると 5 分の 1 以下、 10min^{-1} 未満になっている。

一方、 γ 線の影響については、JIS 基準をクリアすることができなかった。よって、現状では本サーベイメータを高 γ 線量の存在する環境（グローブボックス近辺や高レベル放射性廃棄物保管場所など）で使用することはできないことが分かった。

表 9.12 性能試験結果

項目	結果	判定	判定基準
自然計数率	1.1 min ⁻¹	合格	製造業者公称値(3 min ⁻¹)以下であること
機器効率	40.4 %	合格	²⁴¹ Am 線源を使用し、機器効率が製造業者公称値(41%)の±25%であること
検出器入射窓面の機器効率の均一性	-13.2%~+6.6%の範囲	合格	25mm ずつ分割し、 ²⁴¹ Am 線源を用いて機器効率を測定し、各エリアが平均値の±50%であること
検出限界	0.005 Bq cm ⁻²	合格	製造業者公称値(0.02Bq cm ⁻¹)以下であること
感光性	0.01 s ⁻¹	合格	2000Lx の照度条件下で 0.01×入射窓面積 (0.6 s ⁻¹)以下であること
γ 線の影響	指示値の変化： $\frac{1840-9}{9} \times 100 > 25(\%)$ $\left(\begin{array}{l} \alpha \text{線のみ照射：} 9 \text{ min}^{-1} \\ \gamma \text{線照射時：} 1840 \text{ min}^{-1} \end{array} \right)$	不合格	α線を照射した状態で、 ¹³⁷ Cs 線源にて 10mGy h ⁻¹ 以上の γ線を照射したとき、指示値の変化が±25%以内であること
中性子線の影響※	²⁴¹ Am-Be 線源 50 μSv h ⁻¹ 照射時： 8.4min ⁻¹	/	²⁴¹ Am-Be 線源 50 μSv h ⁻¹ 照射時： 64.8min ⁻¹
	²⁵² Cf 線源 50 μSv h ⁻¹ 照射時：7.9min ⁻¹		²⁵² Cf 線源 50 μSv h ⁻¹ 照射時： 36.8min ⁻¹

※ 中性子線の影響試験は JIS の規格では要求されていないが、プルトニウム取扱施設で用いるサーベイメータであることを考え、実施することとした。

c. まとめ

狭隘部用サーベイメータは、配管内部や機器類の隙間など、これまで測定が困難であった場所の表面密度測定が可能であるが、従来のサーベイメータに比べて γ線や中性子線に対する感度、特に γ線に対する感度が高いため、現状では使用場所が限定されてしまう。プルトニウム取扱施設で一般的に使用することを考えると、γ線は約 30 μSv/h 程度、中性子線は約 20 μSv/h 程度の線量下（プルトニウム取扱施設における高線量場）で使用できるような改良が必要である。

(b) 自動表面密度測定装置の製作及び性能試験

a. 概要

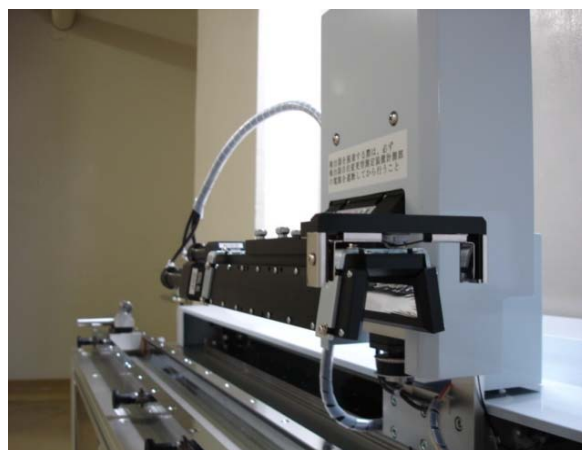
管理区域内で発生した使用済み蛍光灯（10形，20形，40形）及び金属パイプ（ $\phi 48.6\text{mm}$ ）等の表面密度測定を，自動的に行う装置を開発した。（図 9.38 参照）本装置では，前項で紹介した狭隘部測定用サーベイメータの検出器を三本使用し検出部としている。

なお，測定手順は次の通りである。

- ① 蛍光灯の両端に専用治具を付け，装置に固定する。
- ② 測定部が蛍光灯表面まで下降し，測定を行う。
- ③ 測定が終わると，横にスライドし，次の部位の測定を行う。
- ④ 全ての部位の測定が終了すると，測定部は最初の位置に戻り，スタンバイ状態となる。



(全体写真)



(測定部)

図 9.38 自動表面密度測定装置の概観写真

b. 性能試験結果

検出器は狭隘部用サーベイメータを使用しているため，前項で述べたように検出器の計数効率は 40%程度である。しかしながら，本装置は，蛍光灯を回転させて測定するため，40%程度の検出効率は得られない。実際に線源を取り付けた蛍光灯の測定を行ってみたところ，その効率は 9%程度であった。

計数効率 9%として，物品の持ち出しに係る表面密度（ $\alpha : 0.04\text{Bq/cm}^2$ ）を，相対標準誤差 33.3%以下の精度で検出するために必要な測定時間を試算すると，20型蛍光灯は 1本につき 2.4分，40型蛍光灯は 1本につき 4分となる（実際の測定では，これに検出部の移動時間が加わる）。

c. まとめ

自動表面密度測定装置は機械的に測定を行うため，測定の漏れがなく，正確に測定出来る点が優れている。しかしながら，現行システムでは，蛍光灯及びパイ

プを一本ずつしか測定出来ないため、作業効率が悪いという欠点がある。そのため、数十本単位で連続測定を可能にする改良が出来れば、割れやすく、管理区域内で大量に発生する蛍光灯を、人の手によって表面汚染検査をする必要がなくなるため有効利用できると思われる。

(井崎 賢二)

(10) 再処理施設から大気放出される炭素 14 の化学形評価に関する研究

使用済燃料中には原子炉運転中に炭素、窒素、酸素の中性子放射化によって生成した炭素 14 (^{14}C) が含まれる。使用済燃料中の ^{14}C の一部は再処理に伴って大気中に放出されることになる。環境中における ^{14}C の動態はその化学形によって大きく異なる。そのため、再処理施設から放出される ^{14}C の放出量のみならず化学形も把握することが重要である。そこで、再処理気体廃棄物中の ^{14}C を化学形別にサンプリングできる手法を開発した。

本サンプリング手法では、まずサンプリング空気を除湿した後、空気中の二酸化炭素 (CO_2) をモノエタノールアミンの入ったバブラータイプのトラップ (MEA トラップ) によって捕集した。続いて CO_2 が取り除かれた空気を酸化炉に通すことによって CO_2 以外の化学形の炭素 (主にメタン: CH_4) を CO_2 の化学形に酸化し、生成した CO_2 を同様に MEA トラップによって捕集した。1 週間のサンプリング後に各トラップの MEA を回収し、適切な試料調製を行った後、液体シンチレーション測定によって ^{14}C 放射能を定量した。このようにして得られた ^{14}C 放射能とサンプリング空気量より、二酸化炭素状 ^{14}C ($^{14}\text{CO}_2$) およびそれ以外の ^{14}C (主にメタンと考えられる) の濃度割合を評価した。その結果、大気中へ放出された ^{14}C の放射能は処理された使用済燃料中の ^{14}C インベントリ (計算値) の約 17% に相当し、その化学形は 97% 以上が CO_2 であることが明らかになった。この結果は、再処理施設の運転に伴う局所的な環境影響を評価する上では、 $^{14}\text{CO}_2$ の大気放出量および環境動態を把握することが特に重要であることを示唆する貴重な知見となった。

(小嵐 淳)

(11) 排気中放射性ヨウ素のモニタリング手法の最適化に関する研究

東海再処理施設では、活性炭含浸フィルタ (CP-20, TEDA 10% 添着) および活性炭カートリッジ (CHC-50, TEDA 10% 添着) をヨウ素捕集材として併用して、排気中の放射性ヨウ素 (^{129}I) のモニタリングを実施してきている。排気中放射性ヨウ素のモニタリング手法を最適化することを目的として、(1) 捕集材に捕集されたヨウ素の放射能定量に関する検討、(2) ヨウ素捕集材の捕集性能およびそのサンプリング流量依存性の評価、(3) 放出評価を的確に行うことのできるサンプリング条件に関する検討を行った。

その結果、(1) 厚みのある CHC-50 の捕集放射能をサンプリング空気の流入面および流出面の放射能測定値の算術平均を用いて簡単に評価する方法は有効であるこ

と、(2)サンプリング流量が $40\sim 75\text{ l min}^{-1}$ の範囲においてヨウ素の捕集効率は 90% 以上 (平均平均 $94.8\pm 2.9\%$) であり、サンプリング流量に依存性しないこと、(3) 各測定を検出下限値を考慮することにより、 ^{129}I に対する最低のサンプリング流量は約 35 l min^{-1} であることがわかった。以上のことから、東海再処理施設における排気中 ^{129}I のモニタリングについては、ヨウ素捕集材として CP-20 と CHC-50 を併用し、1 週間にわたって流量 40 l min^{-1} 以上でサンプリングを行えば、ヨウ素捕集効率が 90% として排気中 ^{129}I 濃度を評価することが可能であることが明らかになった。

(小嵐 淳)

(12) イメージングプレートを用いた放射性エアロゾル粒径分布測定法の開発 (先行基礎工学研究)

ラドンおよびトロン壊変生成物の付着により生成される放射性エアロゾルは吸入により肺などの呼吸器官に沈着し内部被ばくを引き起こす。放射性エアロゾルの粒径分布は肺線量評価における重要なパラメータであり、放射線防護の観点から粒径分布を正しく測定・評価することが必要である。そこでイメージングプレート (IP) と低圧カスケードインパクトを用いた新しい放射性エアロゾル粒径分布測定法 (IP 法) の開発を進めてきている。昨年度までに開発した IP 法の妥当性を検証するために、人為的にエアロゾルおよびラドンを発生させた環境において、ZnS(Ag)シンチレーションカウンタを用いる従来法との比較実験を行った。その結果、両手法によって得られた粒径分布の放射能中央径および分散はよく一致し、IP 法の有効性を確認した。

一方、IP 法および従来法で得られた放射能粒径分布は、走査型モビリティ粒径分析器 (SMPS) によって同時に測定した個数粒径分布から理論的に導かれた放射能粒径分布に対して、大粒径側にシフトし、分散が大きくなる傾向が認められた。これは、IP 法における放射能測定システムに問題があるのではなく、本実験で使用した粒径別捕集装置 (低圧カスケードインパクト) の分級特性に起因するものである。そこで、低圧カスケードインパクトにおける分級板と捕集板間の距離や捕集材の変更を行うことによって粒径分布測定を行った。その結果、ステンレススチール板にグリースを塗布した捕集材を用いた場合に得られた粒径分布が、上記の SMPS 測定値から理論的に算出される放射能粒径分布に近い値が得られることがわかった。

IP 法を用いて、再処理施設内の数地点において粒径分布の測定を行った。本手法によって簡便かつ迅速に粒径分布の測定を行うことができた。しかしながら、再処理施設内は強制換気されていることから、エアロゾル濃度およびラドン・トロン壊変生成物濃度が非常に低く、測定結果に大きなばらつきが見られた。

IP 法を基盤としたプルトニウムおよびラドン・トロン壊変生成物エアロゾルの粒径分布の弁別評価手法を確立することを目的として、プルトニウムが付着したろ紙を IP に露光して読み取りを行い、その画像の解析を行った。プルトニウムによる α 線スポットは露光時間の増加に伴い巨大スポットを形成することが確認された。

時間経過とともにラドン・トロン壊変生成物によるα線スポットとは異なる最大PSL値、スポット範囲およびスポット全体PSL (Photo-Stimulated Luminescence) 値を示すことを利用した弁別アルゴリズムを検討するために、ラドン・トロン壊変生成物のα線スポットのPSL値分布を把握した。

(小嵐 淳)

(13) 東海再処理施設における液体廃棄物の放出モニタリングについて

東海再処理施設では、放出モニタリングを行った上で、低レベル放射性廃液を海洋へ放出している。

これまでのモニタリング結果から、放出放射エネルギーの推移をまとめるとともに、電気出力に換算した燃料処理量(GWa)で規格化し、海外の再処理施設と比較した。図9.39に示すように、³Hの規格化放出量はいずれの施設も同程度であった。³Hはほとんどが水(HTO)として存在するので蒸発処理等では除去できないことから、燃料処理量に依存し、液体廃棄物として放出されていると考えられる。Pu(α)では、東海再処理施設からの放出量は海外の再処理施設に比べて、百分の一から1万分の一程度であった。⁹⁰Sr及び¹³⁷Csはそれぞれ1万分の1以下、¹²⁹Iは1千分の1程度であった。

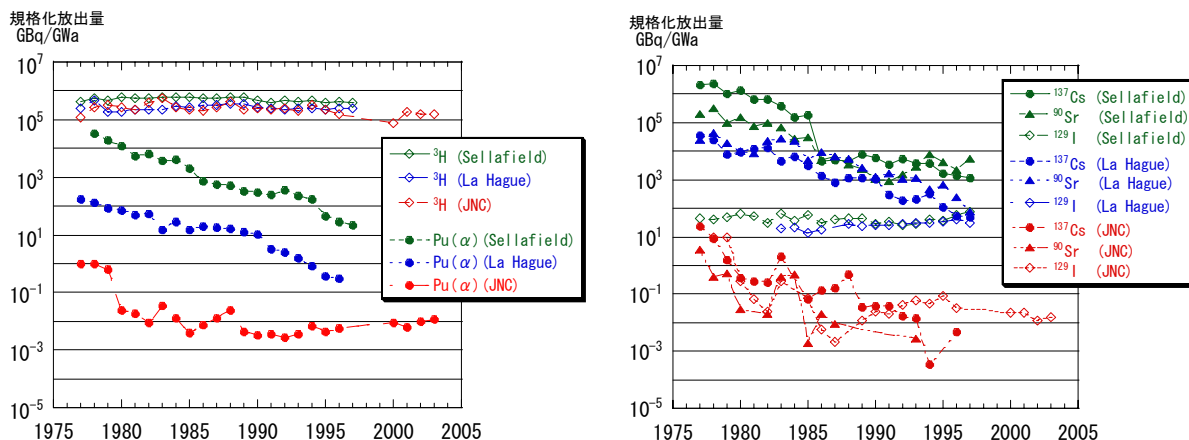


図 9.39 海外再処理施設との規格化放出量の比較

(注) JNCは4月始期の1年間、Sellafield及びLa Hagueは1月始期の1年間で示す。

また、事業所周辺の環境モニタリングの一環として実施している海洋放出口周辺海域の海底土中のプルトニウム分析結果より、放射能比(²³⁸Pu/^{239, 240}Pu)を算出し、放出廃液中のそれと比較した。その結果、海洋放出口周辺の海底土で検出されるプルトニウムは、放射能比が0.016~0.034であった。一方、放出廃液中プルトニウムの放射能比は約1.5~3.5であり大きく異なることから、海底土中に検出したプルトニウムは、過去の核実験にともなうフォールアウトに起因するものであり、施設

の影響でないことを確認した。

(水谷 朋子)

(14) 臨界安全監視システムの開発

臨界事故時に発生する放射性希ガスの放出量を核種毎にモニタリングする装置開発の一環として、臨界に伴って生成する放射性希ガス核種の組成、生成量などの放射線状況を計算コード ORIGEN2.1 により模擬評価した結果から、臨界事故時に特有の放射線状況に対応するために測定装置が具備すべき主な性能、機能として以下の項目を設定し、適用可能な要素技術の調査及び研究を行っている。

- 1) 核種分析機能を有すること
- 2) 複数の希ガス核種に対しリアルタイムの放出量評価が可能であること
- 3) 高線量率が計測できること

平成 15 年度までに、試作測定装置の検出器の選定のために、近年その性能向上が図られ常温で使用可能という利点をもつヨウ化水銀半導体検出器とエネルギー分解能に優れるゲルマニウム半導体検出器について、検出効率、エネルギー分解能、エネルギー直線性、検出器からの信号パルス幅等の基本性能の試験を行うと共に、使用済燃料の再処理に伴って放出される実際の排気（放射性希ガス K-85）を対象とした測定試験等を行った。その結果、試作測定装置にはゲルマニウム半導体検出器を使用することとした。

また、核種毎の放出量の変化をリアルタイムで観測する技術開発の一環として、半導体検出器と市販の多重波高分析器（MCA）による核種同定機能に、注目するガンマ線ピーク計数率の経時変化をトレンドグラフに描かせる機能とそれぞれのピーク計数率を放射能濃度に換算する機能を付加したデータ処理プログラムを製作した。

従来の計測システムでは信号のピルアップ等が生じるため臨界直後などの高線量率の放射線状況では正しく計測できないことが想定される。例えば NaI (TI) シンチレーション検出器、前置及び比例増幅器、シングルチャンネル波高分析器等で構成される計測装置の場合、放射線を使った照射試験の結果、 10^4 s^{-1} オーダが計数率限界であることを確認している。これは、主に比例増幅器が持つ 100 マイクロ秒程度の不感時間のためと考えられる。また、ゲルマニウム検出器（前置増幅器含む）と比例増幅器、アナログデジタル変換器（ADC）及び MCA メモリが一体化した部分からなる新しい核種分析装置に対し、パルス発生器を使って計測システム全体としての計数率限界を調べたところ、およそ 10^5 s^{-1} のパルス数で計数率が上昇しなくなることを確認した。一方、臨界に伴う高線量率の放射性希ガスをゲルマニウム検出器で測定したときに想定される計数率の変化を、既設の排気モニタ構造をモデルとして 9.2 式により計算した。C は計数率 (m^{-1})、A は計算コード ORIGEN2.1 で計算した各核種のインベントリ (Bq)、 η はガンマ線放出率 (s^{-1})、 ϵ は全エネルギーピーク効率、M は希ガスを含む空気流量 ($100\text{m}^3\cdot\text{s}^{-1}$)、S は希ガス捕集容器の容積

(0.03m³) である。

$$C=A \times \eta \times \varepsilon \times M/S \quad \dots \dots \quad 9.2 \text{ 式}$$

計算の結果、10²⁰fission 規模の臨界の場合、発生から約 15 時間以内では最大で 10⁵ s⁻¹ オータムを超える計数率になる可能性があることがわかった (図 9.40)。

そこで、計数の数え落とし等の問題で、測定が困難になる可能性がある臨界事故発生直後など高線量率が予想される状況における計測性能の向上について研究した。

従来のガンマ線スペクトル計測システムは 10⁴ ~ 10⁵ s⁻¹ の計数率限界であるのでシステム全体として 10~100 マイクロ秒程度の不感時間を有すると考えられる。そこで、不感時間を 1 マイクロ秒程度まで短縮する目的で、従来のシステムの比例増幅器以降の計測系に替え、超高速データサンプリング能力 (10⁹ 個データ/秒) を有するパソコン組込型の A/D 変換カードを採用した計測システムを本年度 1 年間かけて製作した。このシステムは従来の放射線管理用モニタや放射線防護用機器には採用されていない考え方にに基づき放射線によるパルスを計測し、データの保管・解析を行うものである。本手法により処理可能な信号は現状の 10⁴-10⁵ s⁻¹ から 10⁶-10⁷ s⁻¹ 程度まで向上することが見込まれる。

(三上 智)

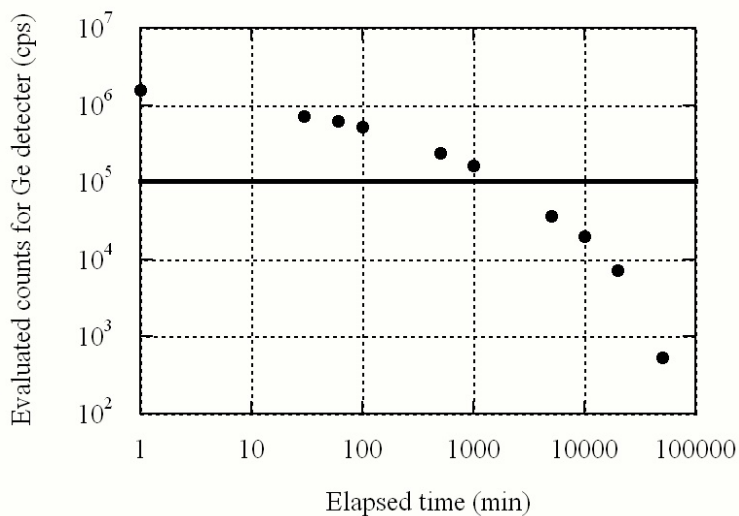


図9.40 臨界に伴って放出される希ガスをGe検出器で計測した際の計数率変化 (臨界は10²⁰ fission規模, 既設の排気モニタ構造をモデルとして計算したもの)

9.2.3 環境影響評価手法の研究

現在，再処理施設から海洋放出に関する環境影響評価は狭域放出口周辺海域を対象に，その安全性を確認している。しかしながら，放出に対する長期的及び地球規模の広域的风险を定量的に評価し，そのリスクが十分に小さいことを示すことが重要である。そのため地球規模の長期的な拡散評価モデル及び計算コードを開発している。平成 16 年度は，以下の研究を継続して実施した。

(1) 海洋における放射性物質の挙動と拡散予測モデルに関する研究

平成 14 年度に構築した長期的地球規模リスク評価モデル（Long-term Assessment Model of Radionuclides in the Oceans ; LAMER）の Local モデルに関して沿岸吹送流の調査を行った。

再処理施設からの排水は淡水であり，かつ水温が高いため，海洋の極めて表層（皮層）を拡散していくと考えられる。この状況に着目し，海洋放出口近傍に設置した吊下げ式流速計（水深 0.5m，1m，3m）によって，皮層の流動を 2 年間にわたって測定した。ベクトル平均流速は 0.5m 深で 8.4cm/s だったが，1.5m 深になると 5.9cm/s，3.0m 深になると 1.5cm/s にまで減衰した（図 9.41）。スカラー平均では，3m 深の流速は 0.5m 深の 0.6 倍程度に減少しており，薄い皮層内の平均流速は，深度と共に急速に減衰することが確認された。一般的に海流や潮流ではこのように薄い皮層内での流速が大きく変化することは考えられず，流れの駆動力が海面付近にあることが示唆された。

一方，東海事業所内海拔約 20m で観測した風向及び風速について 2 年間の日変動状況を作図すると，平均風向は北東方向であるが，昼間は東風成分が強く，逆に夜間は西風成分が強くなっている（図 9.42）。また，詳細に見ていくと，夏季は冬季よりも，また晴天が続いている時ほど一日周期で変動する風の東西成分が大きいことがわかった。この風は海陸風と呼ばれ，東海村沿岸の風の大きな特徴である。また，風の調和解析結果では，皮層流動データの調和解析結果と同様に K1 分潮（月と太陽によって起こる 1 日周期の潮汐）及び S2 分潮（太陽によって起こる半日周期の潮汐）が卓越していた。

以上の調査結果より，東海沖の皮層流動には，海陸風によって引き起こされる吹送流が大きく関与している可能性がある。

（中野 政尚）

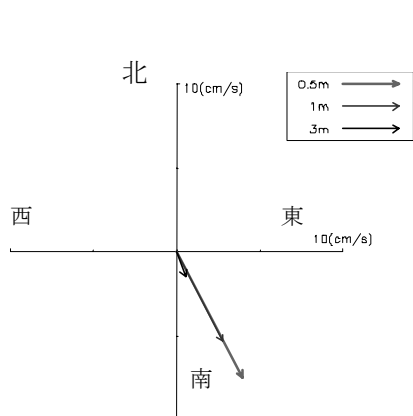


図 9.41 2年間の深度別ベクトル平均流

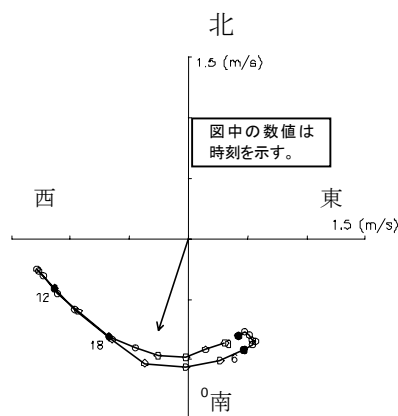


図 9.42 2年間の風の日変動状況

(2) 地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究

1. 日本海 Pu モデルの開発

前期安全研究で構築した全球 Pu モデルの概念を日本海に適用し、日本海 Pu モデルを作成した。2 度×2 度の格子では日本海地形を表現しきれないため、0.5 ×0.5 度の格子で日本海地形を表現し、鉛直層厚については表層ほど薄く、下層ほど厚い 3、750m までの 17 層とした。対馬海峡からの海水流入に伴う $^{239, 240}\text{Pu}$ の流入量は全球 Pu モデルによる東シナ海の濃度計算値に文献による海水流入量を乗じて求めた。また、検証のための海水中 $^{239, 240}\text{Pu}$ 鉛直分布実測データを IAEA 海洋研究所のデータベースから 75 地点収集し用いた。なお、海水中 $^{239, 240}\text{Pu}$ の拡散係数は物理的挙動と同じと仮定し平成 15 年度に ^{137}Cs に対して設定した値を用いた。

2. 海水中 $^{239, 240}\text{Pu}$ 観測値との比較

IAEA のデータベースに登録されている観測値が 10mBq/m^3 以上の全 352 データについて、本研究による計算値との比較図を図 9.43 に示す。ファクター 2 で 74%，ファクター 5 で 95% のデータが一致した。

3. 日本海における $^{239, 240}\text{Pu}$ の収支

1945 年から 2005 年までの移流拡散計算結果から、日本海における $^{239, 240}\text{Pu}$ の収支を算出した (図 9.44)。その結果、日本海への全累積投入量 198TBq のうち、大気からの累積降下は 45TBq (23%)、太平洋 (対馬海峡) からの累積流入は 153TBq (77%) となり、 ^{137}Cs の収支計算結果に比べて、対馬海峡からの流入が比較的少ないことがわかった。これは、Pu はスキヤベンシングによって鉛直下方へ移行しやすい性質を有するため、水深 120m の対馬海峡を越えられないためと考えられる。また、全累積投入量のうち、 69TBq (35%) が津軽・宗谷海峡から流出し、 2TBq (1%) が物理的崩壊で消滅、残りの 39TBq (20%) が海水中、 88TBq (44%) が海底土中に存在するという計算結果が得られた。この結果は日本海が $^{239, 240}\text{Pu}$ のシンクになっているという他研究者の報告と定性的に一致する。

(中野 政尚)

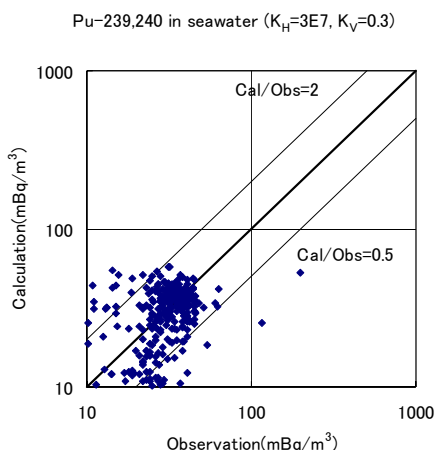


図 9.43 海水中 $^{239, 240}\text{Pu}$ 濃度計算値と観測値の比較

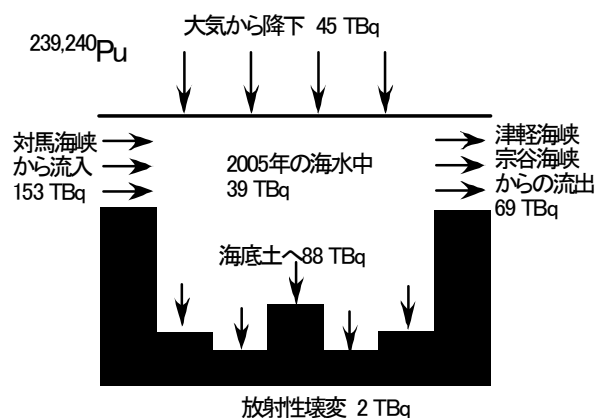


図 9.44 日本海における $^{239, 240}\text{Pu}$ の収支

(3) 原子力施設周辺の実時間環境線量評価システムの開発と検証に関する研究

原子力施設からの放射性物質の大気放出に伴う環境線量率分布をリアルタイムで評価するとともに、予測気象データを用いて、今後の環境線量が評価できる「放出放射性物質による緊急時線量シミュレーションシステム (SIERRA-II ; Simulation code (II) for Emergency dose by Relaxed Radioactive substances)」を開発してきた。

SIERRA-II は、東海事業所および大洗工学センターで連続観測された局地気象データ、およびG P V (格子点予測気象データ) を用いて大気力学モデルにより計算された局地気象予測データを入力値として用いることにより、事業所周辺の三次元風速場を計算した後、大気中の放射性物質濃度分布、空気吸収線量率分布等をランダムウォーク法により算出する数値計算システムである。

東海再処理施設から使用済燃料のせん断、溶解時に管理放出される Kr-85 によって、施設近傍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で観測され空間ガンマ線線量率の一時変動のデータを用いて、SIERRA-II の性能評価を行った。その結果、図 9.45 に示すように、観測された空間ガンマ線線量率の変動パターンを SIERRA-II により良好に再現できた。また、2003 年 9 月から 12 月の再処理施設運転に伴い観測された空間ガンマ線線量率に対する SIERRA-II の計算値は、ファクター2で 42%、ファクター5で 74%の精度で一致した。

(竹安 正則)

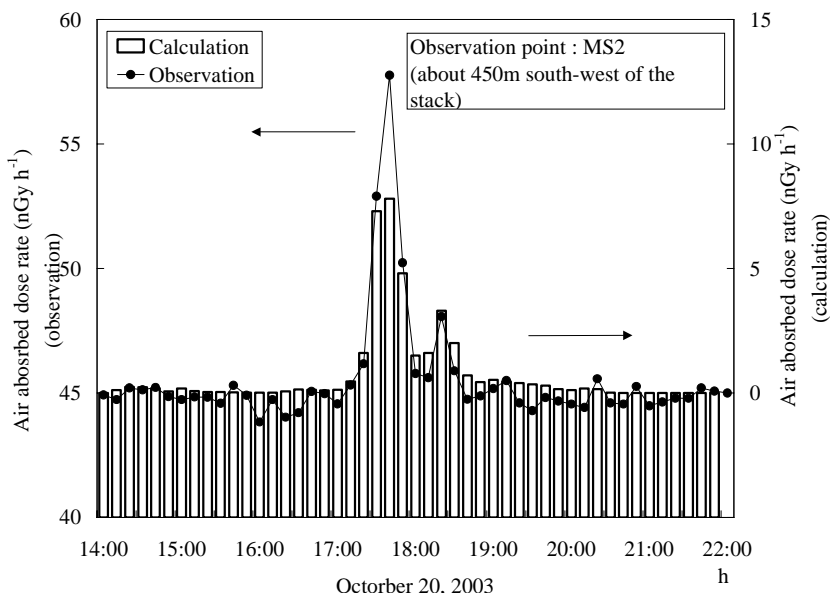


図9.45 SIERRA-IIで計算並びにモニタリングステーションで観測された空間ガンマ線線量率の比較

(4) 土壌中における Pu 同位体及び Am の濃度の経年変化について

事業所周辺の環境モニタリングの一環として、環境試料中の Pu 同位体 (^{238}Pu , $^{239,240}\text{Pu}$, ^{241}Pu) や ^{241}Am 濃度の測定及び調査を実施してきた。

これまでの環境モニタリングにより得られた表土中の Pu 同位体及び ^{241}Am 濃度の水準及び Pu の同位体比 ($^{238}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu}$ 比等) を求めた。さらに、Pu 同位体及び ^{241}Am 濃度の深度分布をについて表層から 5cm 毎に土壌試料を採取し調査を行った。

モニタリングにより得られた表層 5cm における水平分布における Pu 同位体 (^{238}Pu , $^{239,240}\text{Pu}$) 及び ^{241}Am 濃度の水準は、1980 年以降大きな変化は見られず、一定の水準にあることが分かった。これらの濃度は全国的な表土中の Pu 同位体及び ^{241}Am 濃度と同レベルであった。

また、 $^{238}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu}$ 等の放射能比は、0.019~0.068 と、過去の大気圏内核実験によるフォールアウトの放射能比^{1), 2)}と同じであり、フォールアウト起源であると推定された。

Pu 同位体と ^{241}Am 濃度の深度分布は、図 9.46 に示すように両核種間に差はなくほぼ同様の分布を示したことから、鉛直移動挙動が Pu, Am で類似していることが示唆された。

1) 松岡 著：“プルトニウムの安全性評価”，日刊工業新聞社，(1993)

2) 国連科学委員会報告書 2000 年

(藤田 博喜)

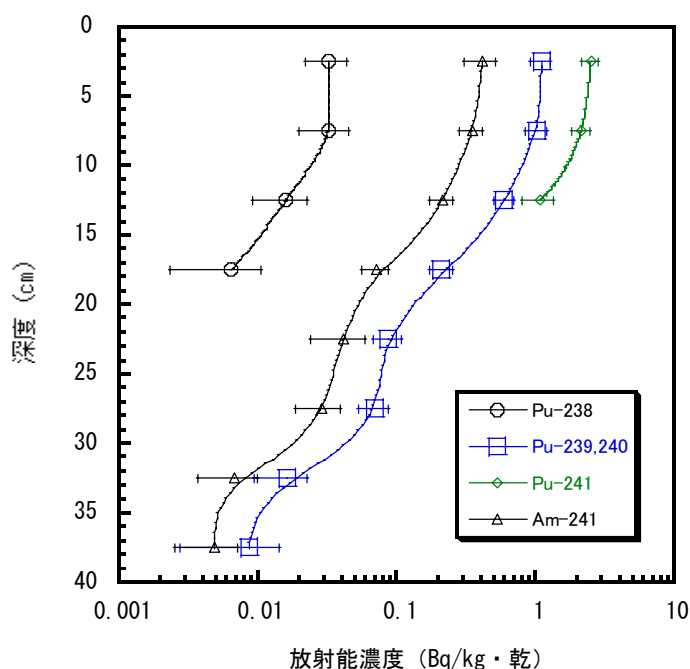


図 9.46 土壌におけるPu同位体及び²⁴¹Am放射能濃度の深度分布
誤差については、測定における標準偏差の3倍である。

9.2.4 分析技術の高度化に関する研究

(1) 環境試料の迅速分析及び測定技術の高度化に関する研究

パルス時間間隔解析法は、放射性核種の壊変時間に着目した測定法である。近年、本測定法を用いて、一定の間隔で壊変する放射性核種（天然放射性壊変系列に属する核種）およびランダムに壊変する放射性核種（人工放射性核種）の分別測定の研究が進んでいる。本法のこれまで開発されてきた方法と比較して有意な点は、すべてのパルスとその時間間隔を測定することにより、Bi-214とPo-214の相関関係の効率を測定することができ、全計数からの減算が正確になるという点である。

今年度は、平成15年度の試作器の製作および試験結果から得られた知見から実用器の設計・試験を行った。

システムの設計には、パルスの時間間隔を正確に測定するために、不感時間や時間の遅れの発生が最小になるシステムの構築が必要である。システム上で不感時間や時間の遅れの原因となる要因は以下のとおりである。

- ・ パルス幅による不感時間
- ・ パルスの増幅、変換時の時間の遅れ(AMP, ADC)
- ・ 測定パルスをパソコン等へ記録する時間の遅れ

これらの要因に対し、システムの構築は以下の対策を施した。

- ・ Si半導体検出器の採用（パルス幅2 μ s程度）
- ・ AMPからの増幅信号を直接高速タイマーにて測定
- ・ FIFOメモリによる記録方式の採用

検出部については Si 半導体検出器をろ紙の両側から測定できる構成とすることによって、ろ紙上の放射性核種を高効率で測定できるようにした。また、データ処理部はシステムから切り離すことができ、検出部を一般的なダストモニタからのデータも処理可能なように設計した。

作成した機器の性能を評価するために以下の試験を行った。

① パルス発生器を用いた不感時間の評価

不感時間の測定は、パルス発生器によって 2 つのパルスをシステムに入力し、2 つと判断できる最小のパルス間時間間隔を測定した。システムの不感時間は 6 μ s であった。

② Th230 線源を用いた相関事象率の評価

Th-230 電着線源は時間経過とともに壊変し、ラドン以降の子孫核種が生成することから、Bi-214 と Po-214 の相関事象の測定が可能である。また、Th-230 からの放射線パルスの直前のパルスとの時間間隔を測定し、スペクトルとして表示した例（時間間隔スペクトル）を図 9.47 に示す。このように測定の結果、検出器が計数した Po-214 が放出する α 線のうち 20%程度が、直前の α 線のパルスから 0-1ms の時間間隔であることがわかった。検出器が計数する Po-214 の α 線のうち、0-1ms の時間間隔を持つパルスの割合を相関事象率と表記する。また、0-1ms の計数の減少傾向にフィッティングした指数関数の回帰曲線の傾きは、Po-214 の半減期である 164 μ s 程度となった。

この結果から、本測定システムを使用して Rn-222 の壊変生成物によるバックグラウンドの影響を減算しプルトニウム等の人工放射性核種を測定するシステムの構築が可能であることが示唆された。ろ紙上の α 線放出核種のうち 80%程度が Po-214 と考えられるが、ろ紙上には Bi-214 と Po-214 の相関関係のほかにも Po-214 と Pb-214 及び Th 系列核種が 20%程度存在すると考えられる。今後、他の核種による影響について考察が必要である。

(真田 幸尚)

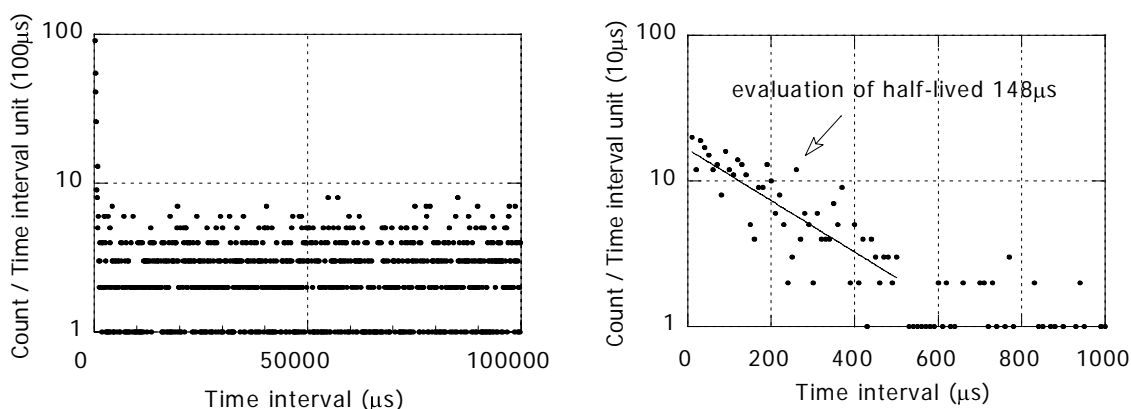


図 9.47 時間間隔スペクトルの例

(2) 極低濃度長半減期放射性核種の定量法に関する研究

環境中の極低濃度長半減期放射性核種を定量するにあたり、これまで行われてきた放射線計測法に代わる方法として質量分析法の適用を試みた。

MIP-MSを測定系に用いた ^{129}I の定量法の高度化に向けての機器調整及び実試料分析を行った。MIP-MSの検出感度は、測定条件等により大きく変化するため、その最適条件を調整した。その結果、 0.02mBq/ml という検出下限値を得ることができた。この検出下限値は、測定溶液 25ml 、供試料 100g 、回収率 80% で $6.3\times 10^{-3}\text{Bq/kg}\cdot\text{乾}$ である。本検出下限値は、平成15年度よりも向上し、年一回モニタリングを行っている畑土中のヨウ素-129濃度測定 ($2.6\times 10^{-3}\sim 2.3\times 10^{-2}\text{Bq/kg}\cdot\text{乾}$) に適用可能となった。このことから、本測定系を畑土中ヨウ素-129濃度測定にも適用した。1地点から $1.6\times 10^{-2}\text{Bq/kg}\cdot\text{乾}$ の測定結果が得られ、中性子放射化分析法による $1.8\times 10^{-2}\text{Bq/kg}\cdot\text{乾}$ とよく一致した。よって、高濃度のヨウ素-127によるヨウ素-129の質量数への影響があるため原子数比の制限はあるものの $4.0\times 10^{-3}\text{Bq/kg}\cdot\text{乾}$ 以上のヨウ素-129を含む比較的濃度の高い土壌中のヨウ素-129を定量することが可能となった。上記結果を求めるにあたり、測定溶液系について検討を行い、これまでよりもテトラメチルアンモニウム溶液の濃度を下げることに成功し、長時間の測定を可能にした。今後は、バックグラウンドを低下させ、検出効率を上げるため、真空ポンプ及び真空系の更なる密閉度を高めるための改造及び数件の実試料への適用を行う予定である。

この他、ICP-MSを測定系に用いた ^{99}Tc の定量に向けての分析法の検討を行った。平成15年度の基礎実験の結果から、1) 分解効率が高い過塩素酸の使用については、試料溶液中の 99% 以上のTcを揮発させること、2) 濃縮操作においては、金属安定度の高い塩酸系の時にもっともTcの揮発が大きいこと3) 電気炉での灰化操作 (灰化温度 450°C 、灰化時間8時間) でTcの揮発がないことから、この灰化操作を前処理法に用いた分析操作を考案した。更にこの分析法にて実試料として東海沿岸3地点の海藻を用いて分析した。実試料にTc-99を添加し本分析法の回収率を求めた結果、1) 65% 以上の回収率を得られ、2) ICP-MSによる測定の際に妨害となるRuの除去を行うことができた。ICP-MSによる検出下限値を算出したところ、 $6.5\times 10^{-5}\text{Bq/ml}$ となり、最終溶液 20ml 、供試料 2kg 、回収率 60% とした場合の本分析法による検出下限値は、 $1.1\times 10^{-3}\text{Bq/kg}\cdot\text{乾}$ となった。分析した海藻については、いずれも本検出下限値を上回り検出されたが、以前に環境監視課値で測定した値と比較して 100 分の 1 程度の濃度であった。このことから、本分析結果の妥当性等の検討を行っていく必要があると考える。

(藤田 博喜)

9.2.5 安全工学研究

(1) 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

中性子及びガンマ線線量評価コードシステムの合理的な遮へい評価を実施するための高度化整備として、核定数ライブラリ等の改良を継続して実施した。

臨界事故時の線量評価手法の検討として、臨界計算コードと遮へい計算コードの接続計算手法を用い、硝酸ウラニル溶液系、硝酸プルトニウム溶液系及び MOX 粉末系を線源とした場合における臨界事故規模、遮蔽体及び線量の関係の評価・検討を実施した。

MOX 加工施設等の臨界管理に関する研究として、ISO TC 85/SC 5/WG 5 (臨界安全に関連した計算・取扱いの規格化)に関連した MOX 均質系の臨界データの比較・評価を行った。また、MOX 非均質系の臨界ベンチマークとして、これまで実施されたものに加えて、International Handbook of Evaluated Criticality safety Benchmark Experiments に示されている実験に対する評価・検討を許認可評価用解析コードシステム SCALE4 及びモンテカルロ輸送計算コード MCNP4 を用いて行った。

また、最新計算コードの核燃料施設へ迅速な適用のため、MCNP5 及び SCALE5 の MOX 均質系及び MOX 非均質系ベンチマーク計算に対する検討・評価を実施するとともに、MOX 均質系の不均一効果に対する検討を SCALE5 の新機能である最適条件計算モジュール SMORES を用いて実施し、日本原子力学会春の年会(2005年3月：東海大学)において、「MOX 粉末系の不均一効果に対する検討」と題する発表を行った。

また、プルトニウム燃料センター第三開発室等の加工事業許可申請に対する協力として、臨界安全に関する評価・検討を行った。

(清水 義雄)

(2) 核燃料施設の確率論的安全評価の適用研究

MOX 施設への PSA 適用性研究として、核燃料施設の事故シナリオ、事故評価・解析手法の検討のため、引き続き米国の MOX 加工施設 (MFFF) の施設情報、その他核燃料サイクル施設の事故解析に係るハンドブックのデータを調査、整理するとともに、手法及びデータの検討結果として原子炉(軽水型発電炉)の PSA 手法とその安全関連データ及び化学プラントでの定量的安全評価手法とその関連データについて調査、整理を継続し、米国化学工業協会 (AIChE) 及び化学プロセス安全センター (CCPS) によって構築された半定量的な簡易リスクアセスメント手法である LOPA(Layer of Protection Analysis)について調査、検討を実施した。

また、人的要因(ヒューマンファクターズ)に関して生理的、人間工学的な観点及び発生メカニズムとその対策についてとりまとめ、原子力発電所及び化学プラントの事例研究と対策の検討を実施した。

(清水 義雄)

9.2.6 臨界警報装置更新に係る検討

東海事業所に設置された臨界警報装置は、全体的に 15 年以上が経過し、日常の運用においても全体的な経年劣化が見られるようになってきた。既に保守用部品や濃縮ウランを用いた中性子検出器等の製造は中止されており、劣化による誤警報を含む重大な不具合の発生が懸念される。計画的な設備更新が必要となっている状況に鑑み、設備上の要求事項、施工にあたっての配慮事項等の整理・検討を行った。

検討項目について以下に示す。

- ・ 現在までの臨界警報装置に関する保守・修理対応のまとめ
- ・ 更新する機器に対する改善事項・要求事項の抽出
- ・ 臨界警報装置に関する規定基準類の調査
- ・ 国内における臨界警報の設置例の調査
- ・ 臨界警報装置の設置位置に関する検討

また、上記の調査・検討結果を反映し、再処理センタープルトニウム転換施設を例とした臨界警報装置検出端の再配置、警報設定値の再検討を行った。再検討には、海外の臨界警報装置に関する規定基準類「ISO 7753」、「ANSI/ANS 8.3 (1997)」、「臨界安全ハンドブック(第2版)」等を参考とした。その結果、臨界警報装置検出端設置位置の選定方法を決定した。

本検討結果を反映し、平成 17 年度に予定されているプルトニウム転換施設の臨界警報装置の更新に合わせて、詳細な設置位置の再検討、最適な警報設定値の設定、および更新機器の詳細設計を行っていく。

(真田 幸尚)

9.3 外部発表状況

(1) 技術資料

平成 16 年度は、報告書等(サイクル機構技報含む)として 18 件、論文投稿・掲載として 12 件の計 30 件の技術資料を作成した。

(付録 2 のリスト 1 参照)

(2) 口頭発表

平成 16 年度は、国際会議発表が 12 件、保健物理学会(4月)9件、原子力学会 10 件(9月:5件,3月:5件)及びその他 18 件の計 49 件の口頭発表を行った。

(付録 2 のリスト 2 参照)

10. 技術支援，国際協力

10.1 技術支援

10.1.1 日本原燃への協力協定に基づく技術支援

(1) 再処理本体施設の試運転準備にかかわる支援業務

日本原燃の六ヶ所再処理本体施設の試運転準備に対して，サイクル機構はウラン脱硝施設（B区分），ウラン・プルトニウム混合脱硝施設（C区分），高レベル廃液ガラス固化施設（K区分）及び放射線管理に関する試運転技術支援の依頼を受け，これらの施設に関する設備検証結果及び各種要領書等の確認と提案並びにガラス固化技術開発施設における不具合事象，放射線管理に関する技術情報等の取りまとめを行った。放射線安全部は，この支援業務のうち，下記に示す施設放射線管理に関する技術支援を実施した。

- ① 日本原燃放射線管理員教育訓練実施に伴う講師派遣（表 10.1）
- ② 東海再処理施設における放射線管理等に係る技術情報の提供（12 件実施）

また，再処理センター技術支援グループの依頼により，第 8 回東海再処理施設技術報告会，「東海再処理施設における放射線管理の経験（その 2）」について報告した。内容は，「放射性物質による汚染時の対応方法」，「予期しない汚染の発生を防ぐための留意事項」，「汚染事故の防止策」及び「汚染時の適切な対応」について報告した。（実施日：平成 16 年 8 月 30 日，31 日，日本原燃株式会社の受講者：150 名，実施場所：六ヶ所）

表 10.1 教育訓練実施状況

教育訓練名称	実施日時	サイクル機構講師	日本原燃(株)受講者	実施場所
バイオアッセイ分析技術	H16.5.21	渡辺（均）	8 名	六ヶ所
高放射線（能）作業状況下での防護技術	H16.9.8	川崎，塩谷，伊東	33 名	六ヶ所
ICP-MS を用いた分析技術	H16.12.13～15	藤田，藤井	3 名	東海事業所

(2) 情報交換会等の実施

日本原燃の放射線管理部門と 3 回の意見交換会を実施した。意見交換会では，施設の検査及びトラブル発生時の放射線管理並びに排気管理に関して，現場確認を含め実施した。（表 10.2 参照）

表 10.2 情報交換会等の実施状況

件名	実施日時	実施場所
施設定期検査について	H16.6.1～2	六ヶ所
トラブル発生時の放射線管理について	H16.8.2～3	六ヶ所
宮川部長・榊原副部長現場視察	H16.8.18～20	放射線安全部所掌施設 及び東海再処理センター
排気管理に係る施設見学及び 情報交換	H16.11.4,15	東海再処理センター
協定（事故時の支援）に基づく 運用方法調整及び施設・設備等の 確認	H16.12.20	六ヶ所

(3) MOX 燃料加工に係る意見交換会の実施

日本原燃の放射線管理関連部署と1回の意見交換会を実施した。意見交換会では、許認可申請業務や放射線管理業務に関する問題点等を議論した。

10.1.2 核物質管理センターへの協力協定に基づく技術支援

核物質管理センターと核燃料サイクル開発機構において平成14年1月31日に締結した「核物質管理に関する技術協力協定」に基づき平成16年10月1日から6ヶ月間、研修生1名の受け入れを行った。(表 10.3)

表 10.3 平成16年度の研修生の受け入れ状況

受入れ 担当課	研修内容	期間	人数
放射線管理 第二課	再処理施設の放射線管理	H16.10～H17.3	1名

10.1.3 自治体等への協力

自治体等が実施した原子力防災訓練に参加し、住民サーベイ、環境モニタリングの実演訓練や車載型全身カウンタによる体内放射能測定を実施した。また、茨城県消防学校が実施した救助課程(専科)原子力災害想定訓練へ放射線の基礎と測定の講義及び実演、実習指導の技術的な協力を行った。

平成16年度の主な協力は表 10.4 の通りである。

表 10.4 平成 16 年度の主な自治体等への協力

日時	場所	協力内容
H16.4.21	茨城県立消防学校	サーベイメータ取扱教育・訓練の講師
H16.5.12	茨城県立消防学校	サーベイメータ取扱教育・訓練の講師
H16.6.4,11	茨城県原子力オフサイトセンター	指名専門家研修
H16.6.29	原子力安全基盤機構	独)原子力安全基盤機構の教育講師
H16.7.16	青森原燃テクノロジーセンター	研修講師
H16.7.22～23	茨城県原子力オフサイトセンター	オフサイトセンター機能班訓練
H16.7.27	茨城県原子力オフサイトセンター	特殊車両操作訓練
H16.7.30	茨城県原子力オフサイトセンター	原子力安全・保安院内訓練
H16.8.5～6	宮城県原子力防災対策センター	オフサイトセンター機能班訓練
H16.8.20	原子力支援研修センター	オフサイトセンター内緊急時支援活動訓練
H16.9.3,10	茨城県大宮保健所	サーベイメータ取扱及びブスクリンク訓練講師
H16.9.14	茨城県立消防学校	サーベイメータ取扱教育・訓練の講師
H16.9.21	茨城県庁	サーベイメータ取扱教育・訓練の講師
H16.9.21	茨城県開発公社	緊急被ばく医療関係説明会におけるサーベイメータ等取扱教育
H16.9.16～17	島根県原子力防災センター	オフサイトセンター機能班訓練
H16.9.30	放射線医学総合研究所	茨城県原子力総合防災訓練
H16.9.30	茨城県立中央病院	茨城県総裁訓練対応
H16.10.26	海上自衛隊艦船	愛媛県防災訓練
H16.10.28～29	静岡県浜岡原子力防災センター	オフサイトセンター機能班訓練
H16.11.12	茨城県消防学校	消防学校呼吸保護具取扱教育及びサーベイメータ取扱教育・訓練の講師
H16.11.30	原子力安全技術センター	第2種放射線取扱主任者研修講師
H16.12.16	茨城県消防学校	サーベイメータ取扱教育・訓練の講師
H17.1.25	茨城県消防学校	サーベイメータ取扱教育・訓練の講師
H17.2.1	原子力支援研修センター	オフサイトセンター内緊急時支援活動訓練
H17.2.14～16	茨城県消防学校	自衛消防隊員科 課程教育

10.2 国際協力

10.2.1 IAEA/RCA ワークショップの開催

アジア・太平洋地域の国際原子力機関（IAEA）加盟国間の原子力科学技術，特に放射線・アイソトープ(RI)の利用に関する研究開発及び訓練の推進・協力を目的とした「原子力科学技術に関する研究、開発及び訓練のための地域協力協定（RCA）」における協力依頼に基づき，サイクル機構と日本原子力研究所とで交代でワークショップを開催している。

平成 16 年度は日本原子力研究所が主体となり，平成 17 年 2 月 14 日～2 月 18 日（5 日間）にテクノ交流館リコッティ及びアトムワールドにおいて「職業被ばく線量計測相互比較に関する専門家諮問グループ会合」を実施した。

海外からの参加者は 3 か国から 3 名，IAEA から 1 名の合計 4 名であった。今回の会合では，各国の活動報告を行うとともに職業被ばく線量計の相互比較に関する今後の活動計画等の検討を行った。また，2 月 17 日にはサイクル機構東海において放射線安全部所掌施設である環境監視関連施設，計測機器校正施設及び被ばく管理棟の施設見学を行い，最終日の 2 月 18 日にはテクニカルツアーとして日本放射線総合医学研究所の訪問見学を実施した。

10.2.2 JNC-IRSN 技術協力協定に基づく情報交換

フランスの放射線防護・原子力安全研究所（IRSN）との間で，平成 14 年 11 月に締結された「原子力安全及び放射線防護に関する研究分野における協力協定」に基づき，最新の放射線計測機器の特性試験研究及び関連する情報交換を目的として平成 15 年 9 月 1 日から平成 16 年 9 月 1 日までの間，1 名の技術者を IRSN の Fontenay aux roses 研究所に派遣した。

IRSN Fontenay aux roses 研究所で整備されている国際規格（ISO 4037）に基づく放射線計測器校正用光子線標準場（以下，ISO 光子線標準場）において，国内外で開発された最新の放射線防護用測定器を試験し，特性データを取得した。ISO 光子線標準場は日本ではまだ整備されていないので，貴重なデータが取得できたと評価する。また，原子炉周辺の作業場の中性子スペクトル分布を特性試験用標準照射場として再現した CANEL 装置や Cf-252 重水減速場等が設定されている CEZANE 施設や熱中性子照射場である SIGMA 施設など，放射線計測器特性試験のための中性子標準関連施設が充実する IRSN Cadarache 研究所にも滞在し，最近開発された日本製の電子式中性子線量計の特性試験を行うとともに施設・設備の見学などを行った。IRSN 滞在中に行った試験研究の成果については 2 件の論文にまとめ，学術誌に投稿した。試験内容及び結果については付録 2 を参照のこと。

国際規格に基づく校正場で機器特性試験を実施できたことだけでなく，IRSN での試験研究を通じて，放射線防護用機器の特性試験のための照射装置の設計・製作に関するノウハウ，校正あるいは測定に係る不確かさ評価法など文書だけでは技術伝達あるいは情報交換が困難な事項に関して，IRSN 技術者と直接意見交換ができ

たことなどは貴重であった。

派遣技術者の帰国後もサイクル機構での研究成果の IRSN への紹介や、IRSN 研究者から貴重なデータ等入手するなど技術情報交換が行われており、協定は有効に機能している。

また、平成 17 年 2 月 10 日には IRSN の企画・開発・渉外本部長一行がサイクル機構を表敬訪問された際には、サイクル機構技術者の長期受入に対し謝意を表するとともに、協力分野の拡大も視野に入れて今後も協力協定を継続する意思を互いに確認した。

11. 放射線監視情報の公開状況

11.1 環境放射線モニタリング情報

環境監視課で測定された環境放射線モニタリング情報について、茨城県環境放射線監視計画に基づいた環境放射線及び農畜水産物等環境試料中放射能の測定結果（以下、四半期報という。）を平成9年10月よりインターネット上に公開している。その後、モニタリングポスト等で測定している環境放射線量率のリアルタイム公開を平成10年10月より開始した。平成16年6月1日から、空間放射線量率や、気象情報等の10分値及びレイアウト、解説を改良し充実を図っている（図11.1）。リアルタイム公開は、環境監視課テレメータシステムで収集している事業所内外のモニタリングポスト等による空間放射線量率や、気象情報等の1時間値を時系列表示、トレンドグラフとして公開サーバで自動的に作成し、一般に公開しているものである。

また、四半期報は、茨城県東海地区環境放射線監視委員会に報告したデータを四半期ごとに作成し、随時更新している。

モニタリング情報を公開するにあたっては、放射線等に関する分かりやすい解説を合わせて公開している。なお、下記にホームページのURLを記載する。

四半期報：URL: <http://www.jnc.go.jp/ztokai/kankyo/kankyotop.html>

リアルタイム公開 URL: http://www.jnc.go.jp/ztokai/kankyo/realtime/map_10m.html

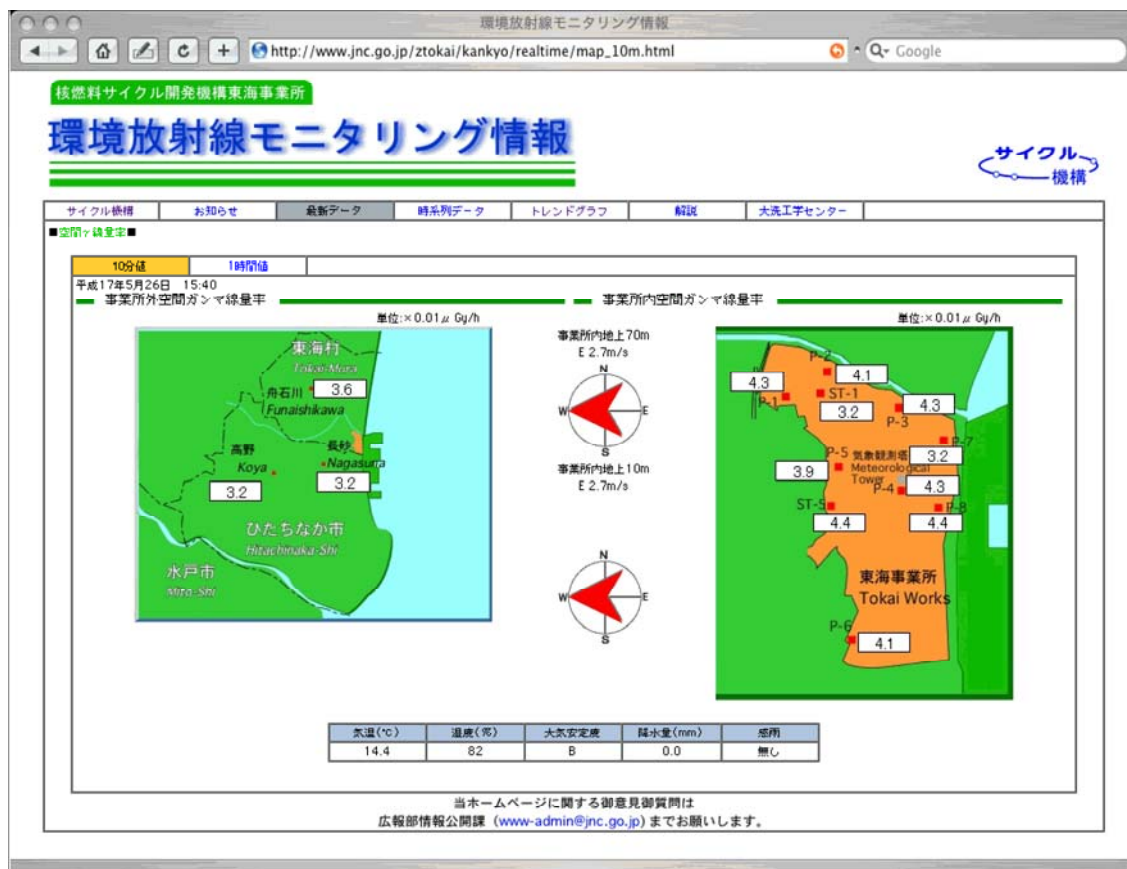


図 11.1 リアルタイム公開画面

12. 品質保証活動

12.1 マネジメントシステム推進委員会

(1) 委員会の開催実績

平成 16 年度における放射線安全部マネジメントシステム推進委員会（以下「MS 委員会」という。）は、本委員会の開催を 8 回、その他活動内容に応じた分科会（文書整備関係 11 回、不適合管理関係 3 回）を開催し、保安規定品質保証システム、施設品質保証システム並びに労働安全衛生/環境マネジメントシステムの運用整備、維持及び改善による機能向上等の審議を行った。（表 12.1、表 12.2 参照）

表 12.1 MS 委員会開催実績

開催日	主たる議題
H16. 4.13 (第 1 回)	・平成 16 年度委員会体制 ・MS 委員会規則 ・保安規定品証関係（現状紹介、品質方針、品質目標、品質保証年間スケジュール、今後の課題） ・OHSMS/EMS 年間計画
H16. 5.21 (第 2 回)	・文書整備関係（保安規定・QAP 制改訂、要領書見直し、業務計画整備） ・再）保安規定品証導入教育
H16. 6.18 (第 3 回)	・再）保安検査報告、使）保安検査情報 ・文書整備関係（保安規定・QAP 制改訂、要領書見直し、再処理関係業務計画制定） ・再）保安規定品証導入教育
H16. 7.20 (第 4 回)	・MS 委員会規則改訂 ・使）保安検査情報 ・文書整備関係（要領書・業務計画見直し） ・部）要領書改訂教育
H16. 9.15 (第 5 回)	・事業所品証管理規定制定 ・設計・工事の技術的能力 ・再）保安検査情報 ・文書整備関係（再、使 QAP 改訂、要領書見直し） ・部）要領書改訂教育 ・各種監査関係（各課相互監査、使用施設内部監査、原子力安全監査、受注者監査、OHSMS/EMS 内部監査）
H16.11.29 (第 6 回)	・再）保安検査情報 ・文書整備関係（要領書見直し） ・各種監査関係（使用施設内部監査報告、原子力安全監査報告、受注者監査報告） ・OHSMS/EMS 関係 ・品証活動強化月間の取組み
H16.12.17 (第 7 回)	・再）保安検査報告 ・文書整備関係（要領書見直し） ・OHSMS/EMS 関係 ・品証活動強化月間の取組み（報告）
H17. 1.20 (第 8 回)	・文書整備関係（要領書見直し） ・各種監査関係（使用施設内部監査是正報告、原子力安全監査是正報告） ・OHSMS/EMS 関係

表 12.2 MS 分科会開催実績

(a) 文書整備関係分科会

実施日	主たる議題
H16. 4. 6	・各課相互監査（第三次文書監査）結果の懸案について
H16. 5. 7	・業務計画、PDCA 整備について
H16. 6. 2	・業務計画整備について
H16. 7. 7 H16. 7. 8	・品質保証対応関係（下部要領書改訂内容について）
H16. 7.12	・業務計画における非常事態の措置について
H16. 7.14 H16. 7.15	・品質保証対応関係（下部要領書改訂内容について）
H16. 8. 6	・要領書改訂最終調整
H16. 9.10	・プロセスの監視及び測定について ・校正外れについて
H17. 1. 6	・使用施設 QAP の改訂(案)に係る調整 ・アウトソースプロセスの部内統一化について ・「文書・記録要領書」の記録分類表について
H17. 1.14	・使用施設内部監査、原子力安全監査是正関係 ・「アウトソースプロセス一覧表」の整備について ・「プロセスの監視及び測定結果に係る記録」の整備について
H17. 3. 8	・使用施設マネジメントレビューによる所長の改善指示事項について ・各課業務体系図の作成について ・各課第三次文書審査の実施について ・平成 16 年度第 4 四半期再処理施設保安検査における検査官コメントについて

(b) 不適合管理分科会

実施日	主たる議題
H16.10.19 (第1回)	・ CPF 施設における空気モニタ等のサンプリング停止について (概要説明, 指導・検討依頼)
H16.11.2 (第2回)	・ CPF 施設における空気モニタ等のサンプリング停止について (要因解析結果等報告, 指導, 検討依頼)
H16.11.29 (第3回)	・ CPF 施設における空気モニタ等のサンプリング停止について (再発防止対策の確認)

(2) 委員会の活動実績

(a) 保安規定への品質保証の導入に係る対応

① 保安規定及び品質保証計画書に係る改定・整備支援

平成 15 年度下期より準備を進めていた保安規定への品質保証の導入については、再処理事業規則（経済産業省管轄）に係る省令改正に基づき、保安活動全般における品質保証に関する国の要求事項を具現化した JEAC4111 を全面的に取入れた再処理施設保安規定が平成 16 年 6 月 7 日に認可され、使用規則（文部科学省管轄）においても同様な省令改正に基づき、JISQ9001-2000 (ISO9001-2000) を基調とした a)品質保証体制, b)品質保証計画の策定, c)監査計画等を組入れた使用施設保安規定が平成 16 年 4 月 1 日に認可されたのを受け、品質保証活動の運用を開始し、保安検査や各種監査の是正指導における品質保証計画書等の逐次改訂に対し事業所会議等に参画し整備を行った。（表 12.3 参照）

表 12.3 保安規定及び品質保証計画書の制改訂

文書名	制定日	改訂日 (改訂事由)
核燃料物質使用施設保安規定	平成 16 年 4 月 1 日	—
再処理施設保安規定	平成 16 年 6 月 7 日	—
核燃料物質使用施設 品質保証計画書	平成 16 年 4 月 1 日	平成 16 年 6 月 30 日 (1) 平成 17 年 1 月 25 日 (1) 平成 17 年 5 月 20 日 (1)
再処理施設品質保証計画書	平成 16 年 6 月 8 日	平成 16 年 9 月 13 日 (2) 平成 17 年 4 月 6 日 (3)

*改訂事由：(1) 再処理施設品質保証計画書への整合化等
(2) 再処理施設保安規定との整合化等
(3) JEAC4111 との整合化等

② 下部要領書に係る整備

下部要領書の整備に当たっては、職位別（理事長，所長，各部・センター長等）並びに事業所内における共通事項を勘案し，本社，事業所及び各部・センターと階層別に構成することとし，当部においては，当部施設品質保証計画書に基づく下部要領書，ISO9001-2000 認証取得部門（建工部，再処理，プルセンター）所有の下部要領書等をベースに，JEAC4111，保安規定及び品質保証計画書における要求事項を網羅するだけでなく，運用の効率性，合理化を考慮した上で，品質保証対応個別チーム及び MS 分科会にて集中的に整備し，全 11 要領について制定した。

なお，制定された下部要領書は，上位文書である保安規定及び品質保証計画書の

改訂時に加え、運用を通して更なる改善案を逐次集約し、改訂することで運用の定着化、効率化を図ってきている。(表 12.4 参照)

表 12.4 放射線安全部第二次文書及び第三次文書の改訂

(a) 部第二次文書

要領書名	制定日	改訂日 (改訂事由)		
文書・記録管理要領書	H16.3.31	H16.9.24 (3)	H17.2.8 (9)	H17.5.16 (6)
内部コミュニケーション管理要領書	H16.3.31	H16.9.24 (3)	H17.2.8 (9)	—
教育・訓練要領書	H16.3.31	H16.9.24 (3)	H17.2.8 (9)	H17.5.16 (1)
業務計画及び実施要領書	H16.3.31	H16.9.24 (3)	H17.2.8 (4)	—
調達管理要領書	H16.3.31	H16.9.24 (3)	H17.2.8 (8)	H17.5.16 (12)
設計・開発管理マニュアル	H16.3.31	H16.6.7 (1)	H16.9.24 (3)	H17.2.8 (4)
		H17.5.16 (5)	—	—
製作・施工管理マニュアル	H16.3.31	H16.9.24 (3)	H17.2.8 (9)	H17.5.16 (12)
受注者等品質監査実施マニュアル	H16.3.31	H16.9.24 (12)	H17.2.8 (9)	—
検査及び試験管理要領書	H16.3.31	H16.9.24 (3)	H17.2.8 (9)	H17.5.16 (10)
品質保証適用施設・設備等グレード分け	H16.3.31	H16.9.24 (12)	H17.2.8 (9)	—
不適合管理並びに是正及び予防処置要領書	H16.6.7	H16.9.24 (1)	H17.2.8 (9)	H17.5.16 (8)

(b) 部第三次文書

要領書名	制定日	改訂日 (改訂事由)		
マネジメントシステム推進委員会規則	H15.4.25	H16.4.13 (4)	—	—
核燃料物質使用施設に係る放射線安全部の業務の計画	H16.3.31	H16.9.24 (7)	H17.2.8 (2)	H17.4.19 (11)
再処理施設に係る放射線安全部の業務の計画	H16.6.7	H16.9.24 (7)	H17.2.8 (12)	H17.4.19 (11)
職務依頼の手続きに関する規則	H14.1.30	H16.6.25 (1)	—	—

*改訂事由：(1)再処理保安規定要求事項への整合化等 (2)使用保安規定要求事項への整合化等
 (3)再処理品質保証計画書改訂版への整合化等 (4)使用品質保証計画書改訂版への整合化等
 (5)品質保証計画書(設計・開発管理) 要求事項への整合化等 (6)所文書・記録管理要領書改訂版への整合化等
 (7)業務計画・実施要領書改訂版への整合化等 (8)再処理保安検査指導事項への整合化等
 (9)原子力安全監査指導事項への整合化等 (10)官庁検査実態対応への整合化等
 (11)年度切替えに伴う見直し整合化等 (12)所要の見直し等

(b) 放射線安全部施設品質保証計画書の改訂

平成 16 年度は、平成 15 年度の改訂に係る運用維持によって推移しており、特別な改訂作業はなかった。

なお、今後の核燃料物質使用施設における政令 16 条の 2 非該当施設及び放射性同位元素使用施設を対象とした本品質保証計画書の整備のあり方として、再処理施設及び核燃料物質使用施設政令 16 条の 2 該当施設を対象とする保安規定品質保証の導入に伴い同種の品質保証システムが複数となったこと、また、これらの品質保証活動が充実したことに付随して、類似の品質保証活動をより一元的な運用において確保することを目的に単独運用するのではなく、保安規定品質保証計画書の一つに位置づけられる使用施設品質保証計画書に準用整備するものとして事業所内関係部署と検討を開始した。

(c) 保安規定品質保証マネジメントシステムの運用管理

① 業務推進・品質改善目標リスト

平成 16 年度における理事長及び所長の品質方針の決定及び事業所の品質目標の策定を受け、部及び各課における業務内容、プロセスの監視及び測定結果、マネジメントレビュー結果等を考慮した上で品質方針との整合、達成度が判定可能な部及び各課の品質目標を策定し、部員への周知・教育を行った。

なお、策定した品質目標は、四半期毎（中間、暫定報告）に達成状況の管理を行い、最終報告では部及び各課において平成 16 年度の品質目標が達成できたことを確認した。

② プロセスの監視及び測定

プロセスの監視及び測定においては、品質保証計画書で定められた対象プロセス（運用管理、資源運用、業務計画・実施、評価・改善）について、当部「業務計画及び実施要領書」に実施方法、記録様式等を定め、各課は、業務計画等に定める監視及び測定結果がその判定基準を満足しなかったものに対する改善事項及びその措置の方法について記録し、四半期毎に部長による確認を行った。

なお、実施に当たっては、監視及び測定結果が良好であったものについても、合理化・省力化の観点から、積極的に改善を図るよう意識し対応を図った。

③ 第三次文書の要領書・手順書に係る作成基準の整備（文書審査）

保安規定に品質保証が導入されれば 1 年が経過し、本格的な運用管理段階に移行することから、今後は第三次文書（各課レベルの要領書、手順書類）の整備に重点を置いた対応の準備として、要領書及び手順書に関する作成基準が不明確であったことから、部内における要領書・手順書の基本体系及び構成内容を整理する「第三次文書の要領書・手順書に係る作成基準」の整備に着手した。

これらを受け、各課が見直しを進めている要領書等は、MS 委員会における審査を含め、平成 17 年末の整備完了を目途に整備の対応を図ることとしている。

(d) 品質保証関係に係る保安検査対応

保安規定への品質保証の導入に伴い、今年度より再処理施設並びに核燃料物質使用施設の保安検査対象の一つの大きな事項として組入れられ検査するものとなった。特に今年度は導入初年度であり、再処理施設にあつては経済産業省保安院の指導の下に、四半期毎 3 週間の検査期間の中の集中検査において取り扱われるものとなった。また、同様に使用施設にあつても文部科学省の指導の下で、3 日間の検査期間の中で取り扱われた。

① 再処理施設に係る保安検査

再処理施設に係る保安規定品質保証を対象として実施された保安検査は、保安上大きな問題もなく、保安活動が適切に推移されているとの評価を得ている。この状況の中、業務計画の組織構成人員、文書付番、調達管理の購買先評価及び不適合管理のパフォーマンス上の事象、マネジメントレビュー指示について指導・要望が提示されたが、いずれも当該各課、MS委員会、文書管理分科会の検討・調整の基に速やかに是正・改善を行い運用展開としている。(表 12.5 参照)

表 12.5 再処理施設の品質保証関係保安検査

区分	日程 (集中検査)	品質事項検査の観点
第 1 四半期	H16.5.24~6.11 (H16.6.1~6.3)	・品質保証の導入初期段階であり、第二次文書を確認
第 2 四半期	H16.8.23~9.10 (H16.9.1~9.3)	・品質保証の取組み状況を重点に確認
第 3 四半期	H16.11.2~12.10 (H16.12.1~12.3)	・品質保証の取組み状況及び成果を重点に確認
第 4 四半期	H16.2.21~3.11 (H16.3.1~3.3)	・品質保証活動の成果を重点に確認

② 使用施設に係る保安検査

使用施設に係る保安規定品質保証を対象として実施された保安検査は第 2 四半期及び第 4 四半期に実施され、保安規定に基づき確実に業務が実施されていると評価を得ている。また、本対応の中で当部及び当部内関係各課に対し直結する指導・要望された事項はなかった。(表 12.6 参照)

表 12.6 使用施設の品質保証関係保安検査

区分	日程 (品質保証)	品質事項検査の観点
第 2 四半期	H16.7.21~7.23 (H16.7.23)	・品質保証計画の策定並びに職務・権限を重点に確認
第 4 四半期	H16.3.15~3.17 (H16.3.17)	・品質保証に係る事業所事務局の活動を重点に確認

注) 第 1 及び第 3 四半期は検査対象から品質保証事項は割愛。検査結果として指摘事項はなし。

(e) 各種監査対応

① 原子力安全監査

原子力安全監査については、JEAC4111-2003、再処理施設品質保証計画書及びそれに基づく関連要領書類を監査基準とし、品質保証計画書で規定する全項目に対し実施状況の確認が行われた。

当部にあつては、平成 16 年 11 月 11 日に線量計測課、12 日に環境監視課及び放射線管理第二課が受検し、本監査及び文書審査において意見・要望等が 6 件、良好事例が 2 件挙げられた。なお、フォローアップが必要と判断された文書審査における要望事項 1 件については、平成 17 年 2 月 8 日に当該要領書の改訂を行い、平成 17 年 2 月 24 日に処置完了報告を行った。

② 使用施設内部監査

使用施設内部監査については、核燃料物質使用施設品質保証計画書に定める全項目を対象として、その仕組みが構築され、実施されているかどうかの確認が行われた。

当部にあつては、平成16年10月13日に線量計測課、環境監視課及び放射線管理第一課が受検し、観察事項1件、良好事例3件が挙げられた。なお、観察事項として挙げられたものについては、平成17年1月14日に処置計画の報告を行い、平成17年2月8日の当該要領書の改訂をもって処置を完了した。

③ 受注者等品質監査

平成16年度の受注者等品質監査については、放射線管理第二課発注のクリプトン施設A/Sブロワ更新（株式会社伊藤鐵工所：本社工場）を対象に、監査範囲を契約仕様書及び品質保証計画書の記載事項全般として、平成16年10月28日、29日に実施した。

実施結果は、不適合となる問題はなかったが、要望事項として“苦情処理対応における迅速な対応”及び“計測機器検査及び管理規則における監視機器名等の記載の明確化”の2件が挙げられ、これらは自主的に処置されるよう依頼し完結に至っている。

④ 各課相互監査

各課相互監査については、平成16年10月6日に使用施設関連部門、平成16年11月4日に再処理施設関連部門に対し、それぞれ使用施設内部監査及び原子力安全監査のチェックリストに基づき、各要求事項に対する各課の実施状況の確認を行った。

監査結果として、不適合に相当するようなものは挙げられなかったが、線量計測課の被ばく管理業務及び保守校正業務に対し、業務の計画・報告時期を明確にしたスケジュールやフロー図の作成等が要望事項として挙げられたため、それぞれの業務に対する年間工程表の整備を行った。

(f) 各種マネジメントレビューの対応

マネジメントレビューの対応については、保安規定品質保証に係る平成16年度の目標を業務推進・品質改善目標リストにおいて設定し、中間フォロー、暫定報告及び年度末の最終報告と段階的に活動措置の進捗等をまとめ報告を行うとともに、再処理施設、使用施設並びにその他施設のそれぞれの品質保証活動対応に係るマネジメントレビューにあつては、四半期毎に部内各課に係る品質保証活動を集約し、改善の要否に基づき改善がある場合には改善措置をまとめている「プロセスの監視及び測定結果に係る記録」を主体として情報の提供を行った。

① 再処理施設

再処理施設の品質保証活動に係るマネジメントレビューの実施者は理事長であり、当部がマネジメントレビューに提供するインプット情報は他関係部署を含め事業所として集約、かつ再整備されて、所長の確認を経て理事長に提供されマネジメントレビューが実施された。

② 使用施設

使用施設の品質保証活動に係るマネジメントレビューの実施者は所長であり、当部がマネジメントレビューに提供するインプット情報は他関係部署を含め事業所として集約、かつ再整備されて、所長に提供されマネジメントレビューが実施された。

③ 政令 16 条の 2 非該当施設及び RI 施設

政令 16 条の 2 非該当施設及び RI 施設の品質保証活動に係るマネジメントレビューの実施者は使用施設と同様に所長であり、当部がマネジメントレビューに提供するインプット情報は他関係部署を含め事業所として集約、かつ再整備されて、所長に提供されマネジメントレビューが実施された。

(g) 不適合管理対応

① 是正措置対応

保安規定品質保証導入対応下において不適合事象は CPF 施設 1 階実験室 C における空気モニタ等のサンプリング停止及びモニタリングポスト 7, 8 の電源喪失に伴う線量率測定の一時的停止の 2 件が発生した。何れも軽微な不適合事象として、速やかな応急処置とともに、MS 委員会不適合管理分科会を設置、活用する等により適切かつ詳細に原因究明、是正、再発防止について万全な対策を図り収束に至っている。なお、関係部署への周知については事業所内に同種業務の実践部署がないことから他事業所の放射線管理部署を対象に情報提供を実施した。

② 水平展開対応

本社からの指示に基づく水平展開が 2 件、社内外の良好事例の水平展開として NS ネットにおけるピュアレビューが 2 件及び事業所内における水平展開の 2 件について、展開取入れの検討・調整を経て一部取入れの対応を実施した。(表 12.7 参照)

なお、当部において発生した 2 件の不適合に関しては、その事象が事業所内に同種業務の実践部署がないことから他事業所の放射線管理部署を対象に情報提供を実施した。

表 12.7 不適合管理関係水平展開の対応

区分	対応時期	件名	関係部署	展開要否	対応内容
本社指示事項	H16.12	大洗工学センター照射燃料試験施設における排気設備の不具合に係る水平展開	環境監視課	要	・無停電電源装置に係る接続への必要性、出力電流計の指示変動確認、配線される端子やコンセントの給電表示及び新機器の接続に係る電気主任者の確認について処置・対応を図った。
本社指示事項	H17.5	大洗工学センターにおける使用前検査の不具合に係る周知及び水平展開	各課	否	・国の検査における検査要件の事前確認、引合仕様書要求事項の変更管理、設計変更要求事項の要領制定、及び設計審査・設計変更管理の基準・要領化について水平展開されたが、何れも当部二次位置づけ要領書にて既に規定しており、付加すべき事項の対応はなし。
NS ネット	H16.4	NS ネットに係る紹介事例の水平展開の実施 (第 35 回～第 37 回)	各課	否	・水平展開される事象に合致する状態になく対応はなし。
	H16.10	NS ネットに係る紹介事例の水平展開の実施 (第 38 回～第 42 回)	放射線管理第二課	要	・大洗工学センターの良好事例を受け、長期保全における保守管理基準について保守要領への反映を図った。
所内展開事項	H16.11	再処理施設分析所における汚染に係る水平展開	各課	否	・水平展開される対象設備の存在がなく対応はなし。
	H16.12	再処理施設廃棄物処理場における送風機の停止に係る水平展開	各課	否	・水平展開に係る作業はなく対応はなし。

(h) 労働安全衛生/環境マネジメントシステムの運用管理

労働安全衛生マネジメント活動については、全ての業務、作業に対しリスクの洗い出し及びその低減化に向けてのワークシートの見直しを行うとともに、特定する重大なリスクが軽減されたことにより、小さなリスクの中から早急に改善が必要であると判断した「気がかりなリスク」を選定し、低減活動を実施した。

環境マネジメント活動では、上記ワークシートと同様、所掌業務に対する環境側面、環境影響評価の定期見直しを実施した。所共通取り組み事項である、「コピー用紙使用量低減」、「電力使用量低減」及び「ガソリン燃料の使用量低減」については MS 推進委員会の活用及び建屋の部屋毎に削減推進委員を指名し、連絡を密にすることにより確実に推進し、目標を達成することができた。

なお、内部監査においてコピー用紙、電力使用量及びガソリン燃料使用量の低減に係る運用手順書が、筆頭課策定で当該課の特徴的な取組みの細部が見出されていないとの観察事項としての指摘を受け、是正を図った。

平成 14 年 3 月の認証取得から 2 年が経過し、認証機関の更新審査となる本年度においては、部内全課・Gr が受検対象となった。当部の OHSMS/EMS 活動内容については、良好に活動していることが確認され、所として認証を更新することができた。

OHSMS/EMS 目的・目標の達成状況管理のため、マネジメントプログラムに従い管理を行うとともに、中間報告、暫定報告、最終報告にて達成状況の管理、報告を実施した。

(i) その他

① 品質保証教育

品質保証推進活動の一環として、本社及び事業所主催の研修・教育等への参加並びに部及び各課において保安規定品質保証に係る教育を実施し、品質保証に係る知識向上及び意識高揚を図った。

外部審査員及び内部監査員研修等への参加実績は、ISO9000 審査員研修に 3 名、ISO9001 内部監査員研修に 5 名、ISO14001/OHSAS18001 内部監査員研修に 3 名が参加し、いずれも全員が合格となった。

また、東海事業所主催による業務品質保証に関する階層別教育については、専門職、主務Ⅰ、主務Ⅱ及び一般職に対して部内から 10 名が参加した。

さらに、部内においては、導入段階の教育として、部内全従業員を対象に保安規定、品質保証計画書及び下部要領書について平成 16 年 4 月 15 日、19 日に実施し、各課では、前述する(2)(a)の①、②に示す保安規定、品質保証計画書及び下部要領書の改訂の都度、各々の業務に特化した内容を考慮に逐次教育を実施した。なお、部及び各課の教育にあつては、受講者による自己評価や穴埋め形式のテスト等により理解度の確認を行うとともに、受講者の感想・意見を集約し、実施方法や教材の改善を継続的に行っている。

② 品質保証活動強化月間

品質保証活動強化月間（平成 16 年 11 月）における部内の取組みとして、ポスターの掲示、ワッペンを着用、講演会への参加、下部要領書の見直し及び保安規定 QA 活動に関する意見交換会を実施し、品質保証活動の更なる推進及び意識の高揚を図った。意見交換会にあつては、システムの運用状況や定着状況、他のシステムとの関連等について各階層から意見を集約し、結果を事業所取りまとめ部門へ報告した。なお、意見の中には、部・課レベルの今後の取組み事項や改善提案も挙げられており、これらは部対応、課対応で分類しそれぞれ改善を図った。

12.2 技術・技能認定制度

平成 16 年度は前年度に引き続き、技術・技能認定制度の更なる充実化を図るために、新規認定項目を編成整備した。新規認定項目は、認定取得した技術・技能が放射線管理業務等に実務として取り入れた場合の有効性かつ適応性等に着目した上で「放射線管理員（所管課；放射線管理第一課）」とした。（表 12.8 参照）

講習会及び認定試験（筆記及び実技試験）は、「オシロスコープの取扱（7 月）」、「エアマスクの取扱（10 月）」、「 γ 線核種分析装置による測定分析（9 月）」、「全身カウンタによる内部被ばく線量評価（12 月）」を実施し、各認定項目において受験者全ての認定取得が図られた。（表 12.9 参照）

平成 17 年度においても、新規認定項目の編成・整備の取組みを行い、放射線安全に

係る業務運営及び放射線安全の確保の強化に努めていく。

表 12.8 「放射線管理員」における認定水準及び実施概要

認定水準	実施概要
<ul style="list-style-type: none"> ・初級： 作業手順書に従い、作業環境の管理に係る試料の採取測定、放射線管理用機器による監視、放射線管理用機器の日常点検などの定常業務ができる。また、放射線管理に係る基本的な知識、用語を理解している水準。 ・中級： 定常業務の実施結果の確認ができ、非定常業務について理解できる。また、異常時における放射線モニタリングができる水準。 ・上級： 定常業務及び非定常業務の実施結果の評価ができる。評価結果に基づき関連する部署の作業員に的確に指導ができる水準。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線管理員が施設の放射線管理業務を実施するのに必要な知識や技能に関する筆記試験と実技試験によって実施する。

表 12.9 各認定項目における各課の認定取得者数（今年度認定者／累積認定者※）

認定項目	線量計測課	環境監視課	放管第一課	放管第二課	合計
1.エアマスクの取扱	0/1名	—	6*/24名	9*/32名	15*/57*名
2.γ線核種分析装置による測定分析	初級:0/2名 中級:2/2名	初級:0/4名 中級:2/2名	初級:0/10名 中級:2/2名	初級:0/8名 中級:—	初級:0/24名 中級:6/6名
3.オシロスコープの取扱	0/1名	1/4名	5/15名	5/17名	11/37名
4.全身カウンタによる内部被ばく線量評価	3/6名	—	—	0/1名	3/7名
5.放射線管理員	—	—	4/4名	4/4名	8/8名

※：H16年度末における在籍認定者

*：有効期限に対する更新を含む

13. おわりに

本書は、平成 13 年度の初号に引き続き、第 4 号目の放射線安全部の活動状況をまとめた年報である。今回も編集にあたってはできるだけ図表を多くして理解しやすくなるように努め、一部構成の見直しも実施した。

本書の内容は部内従業員全員の努力の成果であるが、本書をまとめるにあたっては特に下記の方々の労によるところが多い。ここに記して謝意を表する。

執筆者

放射線安全部

宮部賢次郎

岡努

線量計測課

百瀬琢磨，高崎浩司，岡田和彦，高田 知恵，辻村憲雄，吉田忠義，猿田順一，椿 裕彦
環境監視課

武石稔，中野政尚，竹安正則，藤田博喜

放射線管理第一課

相馬丞，石川久

放射線管理第二課

小林博英，秋山聖光，川崎位，堀越義紀，吉崎裕一，神和美，小坏直樹

付 録

付録 1 図表

- 付録表 1 再処理施設の区域区分
- 付録表 2 特殊放射線作業の区分
- 付録表 3 放射線業務従事者の線量限度及び勧告レベル等
- 付録表 4 再処理施設における放射性気体廃棄物中の主要核種の 1 年間の最大放出量(基準値)
- 付録表 5 CPF における排気に係る管理目標値(基準値)
- 付録表 6 再処理施設における海洋放出モニタリング対象核種及び放出基準
- 付録表 7 第一排水溝排水の放出基準(基準値及び管理の目標値)
- 付録表 8 第二排水溝排水の放出基準(基準値及び管理の目標値)
- 付録表 9 陸上環境監視計画
- 付録表 10 海洋環境監視計画
- 付録図 1 再処理施設保安規定に基づく環境試料等の採取場所及び測定地点
- 付録図 2 茨城県環境放射線監視計画図(サイクル機構東海)

付録 2 外部発表

- リスト 1 平成 16 年度に作成した技術資料
- リスト 2 平成 16 年度の口頭発表実績

付録 3 用語集

付録表 1 再処理施設の区域区分

区域名	線量率(μ Sv/h)	備考
ホワイト区域	< 6.25	事務室など、汚染のない区域
グリーン区域	\leq 12.5	操作区域など、平常運転時には汚染のない区域
アンバー区域	\leq 500	保守操作や一部工程を含む区域で、若干の汚染が考えられる区域
レッド区域	> 500	セル内区域で汚染の考えられる区域

付録表 2 特殊放射線作業の区分

区 分		定 義
特殊放射線作業	S 1	S 2 作業の定義に該当し、さらに下記の原因調査レベルを超え又は超えるおそれがある作業を行うとき 実効線量 : 3.7mSv/3 ヶ月 (ただし、不均等被ばくを除いた場合は、3.0mSv/3 ヶ月) 等価線量 (皮ふ) : 8.0mSv/3 ヶ月 等価線量 (手部) : 20 mSv/3 ヶ月 この作業を行う場合には、事前に原因調査レベルの変更が必要である。 *原因調査レベルとは、東海事業所安全専門委員会専門部会及び再処理施設安全専門部会それぞれの細則に定められた上記の値をいう。
	S 作業	① 作業者の実効線量が、1 mSv/週を超え、又は超えるおそれのあるとき ② 作業者の等価線量 (皮膚) が 10mSv/週を超え、又は超えるおそれのあるとき ③ レッド区域に立ち入るとき ④ 作業開始後、作業場所における線量率が、次のいずれかに該当するとき (イ) γ 線及び n 線による線量率が 0.5mSv/h を超え、又は超えるおそれのあるとき (ロ) β 線による線量率が 3 mSv/h を超え、又は超えるおそれのあるとき
	S 2	⑤ 作業開始後、作業場所における空气中放射性物質濃度が 1 週間平均で空气中濃度限度 $\times 1/10$ を超え、又は超えるおそれのあるとき ⑥ 作業開始後、作業場所における表面汚染が、次のいずれかに該当するとき (イ) α 線を放出する放射性物質について、0.4Bq/cm ² を超え、又は超えるおそれのあるとき (ロ) α 線を放出しない放射性物質について、4Bq/cm ² を超え、又は超えるおそれのあるとき ⑦ その他、汚染拡大防止策、被ばく防止策等特別な放射線管理上の配慮が必要であり安全を確保するうえでセンター内各課長、放射線管理第二課長が特に必要と認めた場合。
A 作業	A 1	アンバー区域において管理目標値以上の区域で実施する放射線作業または定型化されていない放射線作業
	A 2	アンバー区域において管理目標値未満に管理された区域で実施する定型化された放射線作業。

付録表 3 放射線業務従事者の線量限度及び勧告レベル等
放射線業務従事者の線量限度

区分	項目	線量限度 (注 1)
放射線業務従事者	実効線量	100mSv/5年 (注 2)
		50mSv/年 (注 3)
		5mSv/3ヶ月 (注 4)
		内部被ばく 1mSv (注 5)
	等価線量	眼の水晶体 150mSv/年 (注 3)
		皮膚 500mSv/年 (注 3)
腹部表面 2mSv (注 5)		

- (注1) 実効線量限度は、外部被ばくと内部被ばくによる線量の合計について定められたものである。
- (注2) 5年とは平成13年4月1日以降5年ごとに区分した期間とする。
- (注3) 4月1日を始期とする1年間とする。
- (注4) 妊娠不能と診断された者、妊娠の意思のない旨をセンター長、放射線安全部長、保安管理部長、建設工務管理部長又は運営管理部長に書面で申し出た者及び妊娠中の女子を除く、女子を対象とする。
- (注5) 妊娠中である本人の申し出等により、女子については、センター長、放射線安全部長、保安管理部長、建設工務管理部長又は運営管理部長が妊娠の事実を知ったときから出産までの期間を対象とする。

原因調査レベル及び勧告レベル

(1)基本適用事項

区分	項目	原因調査レベル(注 2)	要警戒の勧告レベル	作業制限の勧告レベル
放射線業務従事者	実効線量 (注 1)	3.7mSv/3ヵ月	20mSv/年かつ 13mSv/3ヵ月	100mSv/5年かつ 50mSv/年
	等価線量 (皮膚)	37mSv/3ヵ月	130mSv/3ヵ月	500mSv/年

(2)付加適用事項

区分	項目	要警戒の勧告レベル	作業制限の勧告レベル
女子 ((注 3 及び 下記を除く))	実効線量(注 1)	3.7mSv/3ヵ月	5mSv/3ヵ月
妊娠中の女子	実効線量	—	内部被ばくについては 1mSv/当該期間(注 4)
	等価線量 (腹部表面)	1mSv/当該期間	2mSv/当該期間

- (注1) 実効線量については、外部被ばくと内部被ばくによる線量の合計について定められている。
- (注2) 原因調査レベルを変更することができる。ただし、女子にあっては、妊娠不能と診断された者及び妊娠する意思のない旨を書面で申告した者に限る。
- (注3) 妊娠不能と診断された者及び妊娠する意思の無い旨を書面で申告した者。
- (注4) 当該期間とは、妊娠の事実について本人の申出等があった時点から出産までの期間とする。

付録表 4 再処理施設における放射性気体廃棄物中の主要核種の 1 年間の
最大放出量 (基準値)

(主排気筒, 第一付属排気筒, 第二付属排気筒の合計)

主要核種	1 年間の最大放出量 (GBq)
^{85}Kr	8.9×10^7
^3H	5.6×10^5
^{14}C	5.1×10^3
^{131}I	1.6×10
^{129}I	1.7

付録表 5 CPF における排気に係る管理目標値 (基準値)

核種	3 か月間の平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出量 (GBq)
希ガス類 (^{85}Kr , ^{133}Xe 等)	4.8×10^{-3}	2.7×10^3
^3H	2.4×10^{-4}	1.5×10^3
^{131}I	2.2×10^{-7}	1.3

付録表 6 再処理施設における海洋放出モニタリング対象核種
及び放出基準

区分	最大放出濃度 (Bq/cm ³)	1年間の最大放出量 (GBq)
全 α 放射能	3.0×10^{-2}	4.1
全 β 放射能 (³ Hを除く)	1.2×10	9.6×10^2
⁸⁹ Sr	(注1) 2.3×10^{-1}	1.6×10
⁹⁰ Sr	(注1) 4.8×10^{-1}	3.2×10
⁹⁵ Zr- ⁹⁵ Nb	5.9×10^{-1}	4.1×10
¹⁰³ Ru	9.3×10^{-1}	6.4×10
¹⁰⁶ Ru- ¹⁰⁶ Rh	7.4	5.1×10^2
¹³⁴ Cs	8.5×10^{-1}	6.0×10
¹³⁷ Cs	7.8×10^{-1}	5.5×10
¹⁴¹ Ce	8.1×10^{-2}	5.9
¹⁴⁴ Ce- ¹⁴⁴ Pr	1.7	1.2×10^2
³ H	2.5×10^4	1.9×10^6
¹²⁹ I	(注1) 3.7×10^{-1}	(注2) 2.7×10
¹³¹ I	1.6	(注2) 1.2×10^2
Pu (α)	(注1) 3.0×10^{-2}	2.3

(注1) 1ヶ月平均1日最大放出濃度

(注2) ¹²⁹I, ¹³¹Iの年間最大放出量は、合計96.2GBq (¹²⁹I : 26.6GBq, ¹³¹I : 69.6GBq)を目標とする。(茨城県)

付録表 7 第一排水溝排水の排出基準(基準値及び管理の目標値)

(注1) 放射能及び核種	濃度限度 Bq/cm ³	3か月間放出量 MBq (注2)	年間放出量 MBq (注2)	備 考
全 α 放射能	1×10^{-3} (注3)	—	—	
全 β 放射能	3×10^{-2} (注3) 管理濃度 (注4) [3.7×10^{-3}]	—	—	
³ H	6×10 (注3) 管理濃度 (注5) [1.1×10]	7.4×10^2	1.9×10^3	
ウラン (注6, 7)	1×10^{-2}	7.0×10^2	2.1×10^3	放出量は ²³⁴ U, ²³⁵ U, ²³⁸ Uの合計とする。

- (注 1) 全 α 放射能, 全 β 放射能及び ^3H に含まれない核種が検出された場合は法令値を濃度限度とし, 濃度による放出管理を行う。なお, 全 α 放射能及び全 β 放射能の濃度限度は使用施設放射線管理基準による。
- (注 2) 原子力安全協定の「管理の目標値」による。
- (注 3) 1週間連続採取試料の測定により, 濃度限度を超えないよう管理する。
- $$\frac{(\text{全}\alpha\text{測定値})}{1\times 10^{-3}} + \frac{(\text{全}\beta\text{測定値})}{3\times 10^{-2}} + \frac{(^3\text{H測定値})}{6\times 10^1} \leq 1$$
- (注 4) 原子力安全協定における「管理の目標値」及び茨城県環境放射能監視計画を担保するため, 全 β 放射能の排水中濃度は, 1週間平均濃度で $3.7\times 10^{-3}\text{ Bq/cm}^3$ を超えないよう管理する。
以下に全 β 放射能に係る管理の目標値等を示す。
a) 原子力安全協定 : $3.7\times 10^{-3}\text{ Bq/cm}^3$ (3か月間平均濃度)
b) 茨城県環境放射能監視計画 : $4\times 10^{-3}\text{ Bq/cm}^3$ (1か月間平均濃度)
なお, 原子力安全協定の「管理の目標値」を別表-1に示す。
- (注 5) 原子力安全協定の「管理の目標値」を担保するため, ^3H の排水中濃度は1週間平均濃度で $1.1\times 10\text{ Bq/cm}^3$ を超えないよう管理する。
- (注 6) ウランは, 月合成試料から月平均濃度, 3か月間放出量, 年間放出量を求め, 放出量が基準値を超えないよう管理する。なお, ウランの排水中濃度は全 α 放射能及び全 β 放射能に含まれるため, 核種の濃度による放出管理は実施しない。
- (注 7) ウランの濃度限度は, 原子力安全協定の「管理の目標値」を用いる。

付録表 8 第二排水溝排水の放出基準(基準値及び管理の目標値)

(注 1) 放射能及び核種	濃度限度 Bq/cm ³	3か月間放出量 MBq (注 2)	年間放出量 MBq (注 2)	備考
全 α 放射能	1×10^{-3} (注 3)	——	——	
全 β 放射能	3×10^{-2} (注 3) 管理濃度 (注 4) [3.7×10^{-3}]	——	——	
ウラン (注 5, 7)	1×10^{-2}	8.9×10	2.7×10^2	放出量は ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U の合計とする。
プルトニウム (注 5, 6, 7)	1×10^{-3}	8.9×10	2.7×10^2	放出量は ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu の合計とする。

- (注 1) 全 α 放射能及び全 β 放射能に含まれない核種(プルトニウムの同位体を除く)について, 濃度管理を行う場合, その基準として法令値を用いる。なお, 全 α 放射能及び全 β 放射能の濃度限度は使用施設放射線管理基準による。
- (注 2) 原子力安全協定の「管理の目標値」による。
- (注 3) 排水のつど測定を行い, 濃度限度を超えないよう管理する。
- $$\frac{(\text{全}\alpha\text{測定値})}{1\times 10^{-3}} + \frac{(\text{全}\beta\text{測定値})}{3\times 10^{-2}} \leq 1$$
- (注 4) 原子力安全協定における「管理の目標値」を担保するため, 全 β 放射能の排水中濃度は, 1週間平均濃度で $3.7\times 10^{-3}\text{ Bq/cm}^3$ を超えないよう管理する。
なお, 原子力安全協定の「管理の目標値」を別表-1に示す。
- (注 5) ウラン及びプルトニウムは, 月合成試料から月平均濃度, 3か月間放出量, 年間放出量を求め, 放出量が基準値を超えないよう管理する。なお, ウラン及びプルトニウムの排水中濃度は, 全 α 放射能及び全 β 放射能に含まれるため, 核種の濃度によるバッチ毎放出管理は実施しない。
- (注 6) ^{241}Pu については, 全 α 放射能及び全 β 放射能測定法により管理ができないため, 月合成試料から別途に分析・測定し, 管理する。この濃度限度は法令により $2\times 10^{-1}\text{ Bq/cm}^3$ とする。
- (注 7) ウラン及びプルトニウムの濃度限度は原子力安全協定の「管理の目標値」を用いる。

付録表 9 陸上環境監視計画

項目	保安規定に基づく報告			県監視計画に基づく報告		
	採取地点	頻度	対象核種	採取地点	頻度	対象核種
空間γ線量率	監視区域内 8点 監視区域外 3点	連続	γ線	ST-1,-2,-3,-4 ポスト-1,-6,ST-5	連続	γ線
空間γ線量率 (サーベイ)				舟石川, 須和間, 照沼, 稲田, 宮前	7, 1月	γ線
空間γ線積算 線量	監視区域内 15点 監視区域外 25点	1回/3か月	γ線	敷地境界4地点 その他14地点	6, 9, 12, 3月	γ線
浮遊じん(塵 埃)	監視区域内 3点	1回/週	全α, 全β	構内(1), 舟石川,長砂,高野	連続	全β
	監視区域外 4点	1回/3か月	Sr-90,Cs-137,Pu-239		4, 7, 10, 1月	Mn-54,Co-60,Zr-95, Nb-95,Ru-106,Cs-137,Ce-144,Pu
大気中ヨウ素	監視区域内 1点 監視区域外 3点	1回/週	I-131			
気体状β放射 能濃度	監視区域内 1点 監視区域外 3点	連続	Kr-85			
大気水分	監視区域外 2点	1回/月	H-3			
雨水	監視区域内 1点	1回/月	H-3			
降下じん	監視区域内 1点	1回/月	全β			
飲料水	監視区域内 1点 監視区域外 3点	1回/3か月	全β, H-3	長砂	4, 10月	全β, H-3
葉菜	監視区域外 3点	1回/3か月	I-131	長砂	2回/年 4, 10月	Sr-90,I-131,Cs-137
		1回/年	Sr-90,Cs-137,Pu-239			
精米	監視区域外 3点	1回/年	C-14,Sr-90	長砂	1回/年 10月	C-14,Sr-90,Cs-137
牛乳	監視区域外 2点	1回/3か月	I-131	長砂	4, 7, 10, 1月	I-131
		1回/年	Sr-90		4, 10月	Sr-90,Cs-137
表土	監視区域内 2点 監視区域外 3点	1回/年	Sr-90,Cs-137,Pu-239	長砂	5, 11月	Mn-54,Co-60,Ru-106,Cs-137,Ce-144
河川水	新川 3点 久慈川上流 1点	1回/6か月	全β, H-3	新川河口	4, 10月	全β, H-3
湖沼水				阿漕ヶ浦	4, 10月	全β, H-3
河底土	新川 3点 久慈川上流 1点	1回/6か月	全β	新川河口	4, 10月	Mn-54,Co-60,Ru-106,Cs-137,Ce-144

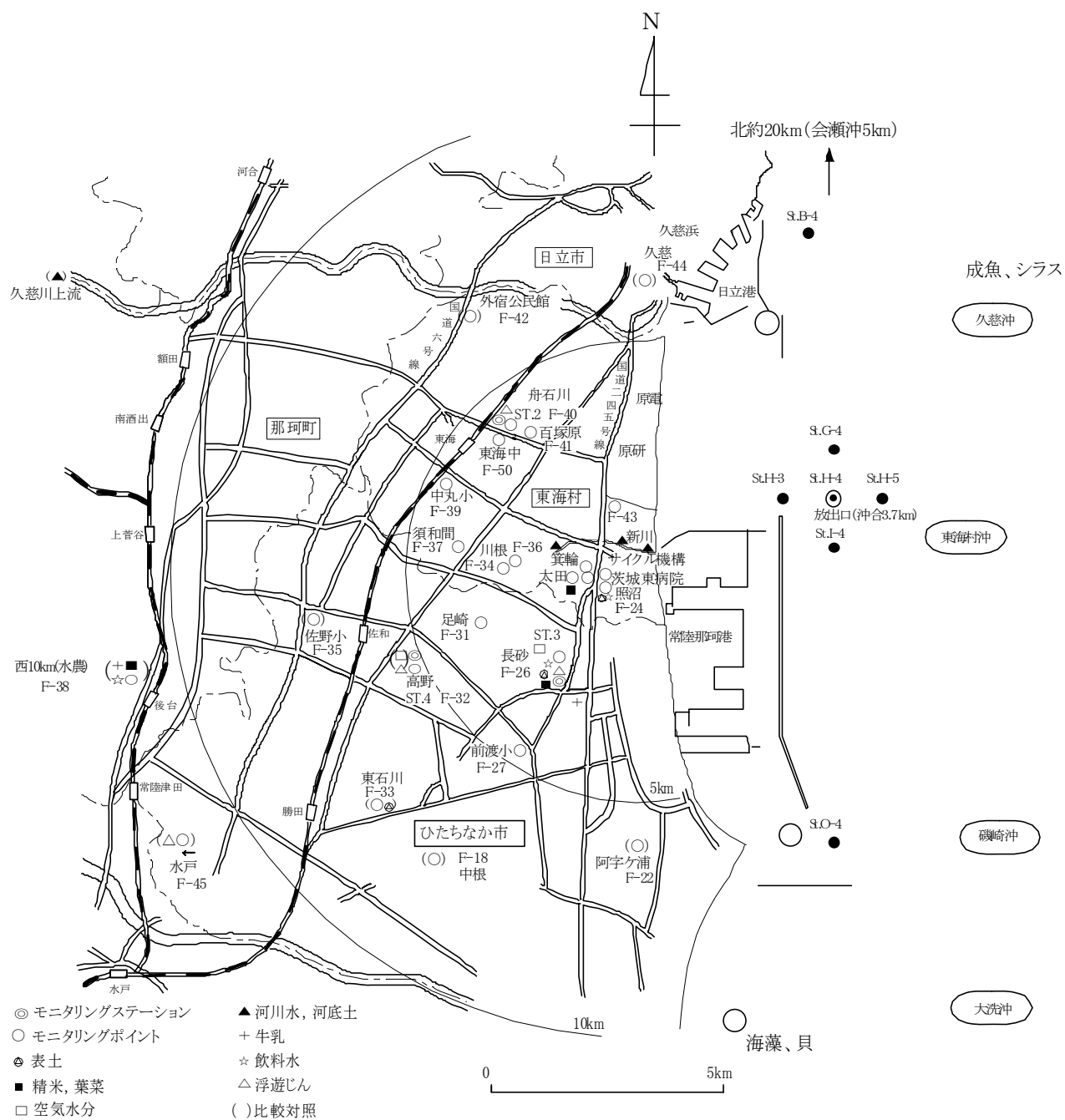
Pu-239: Pu-239,240 を示す。

付録表 10 海洋環境監視計画

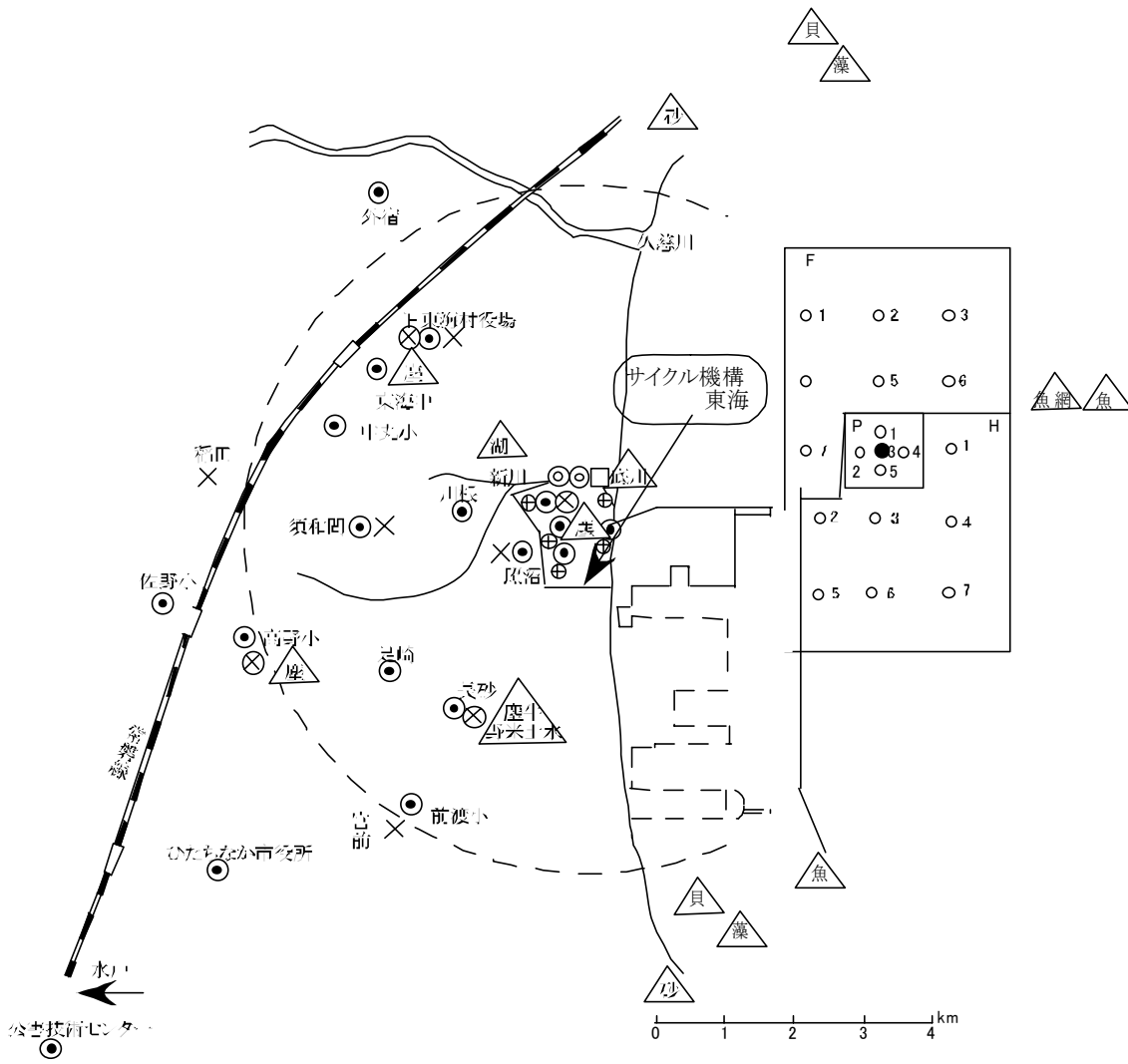
項目	保安規定に基づく報告			県監視計画に基づく報告		
	採取地点	頻度	対象核種	採取地点	頻度	対象核種
海水	放出口付近 5点	1回/3か月	全β,H-3	F 動燃東海沖(7) H 長砂沖(7) P 放出口周辺(5)	4, 7, 10, 1月	H-3
		1回/年 7月	核種分析 注)			
	久慈沖及び磯崎沖 2点	1回/6か月	全β,H-3		4, 10月	Mn-54,Co-60,Sr-90 Zr-95,Nb-95,Ru-106,Cs-137,Ce-144
		7, 1月	全β,H-3,核種分析注)			
北約20km点 1点	1回/年 7月	全β,H-3,核種分析注)	詳細影響調査 30点	1回/月	全β,H-3 (30点) Cs-137 (7点)	
海底土	放出口付近 5点	1回/6か月 4, 10月	核種分析 注)	F 動燃東海沖(7) H 長砂沖(7) P 放出口周辺(5)	7, 1月	Mn-54,Co-60,Sr-90 Zr-95,Nb-95Ru-106,Cs-137,Ce-144,Pu
	久慈沖及び磯崎沖 2点					
	北約20km点 1点					
海岸水	久慈浜 1点	1回/6か月 4, 10月	全β,H-3			
	阿字ヶ浦 1点					
	南約20km 1点	1回/年 10月	核種分析 注)			
	北約20km 1点					
海岸砂	久慈浜 1点	1回/3か月 4, 7, 10, 1月	表面線量	久慈浜 阿字ヶ浦	7, 1月	Mn-54,Co-60,Ru-106,Cs-137,Ce-144
	阿字ヶ浦 1点					
	南約20km 1点					
	北約20km 1点					
シラス	東海村地先 1点	1回/3か月	核種分析 注)	東海沖 磯崎沖	2回/年	Mn-54,Co-60,Sr-90 Zr-95,Nb-95Ru-106,Cs-137,Ce-144,Pu
	約10km以遠 1点					
カレイまたはヒラメ	東海村地先 1点	1回/3か月 4, 7, 10, 1月	核種分析 注)	東海沖 磯崎沖	2回/年	Mn-54,Co-60,Sr-90 Zr-95,Nb-95Ru-106,Cs-137,Ce-144,Pu
	約10km以遠 1点					
貝類 (県2種類)	久慈浜地先 1点	1回/3か月 4, 7, 10, 1月	核種分析 注)	久慈浜(東海) 磯崎	2回/年 (計4試料)	Mn-54,Co-60,Sr-90 Zr-95,Nb-95Ru-106,Cs-137,Ce-144,Pu
	約10km以遠 1点					
ワカメ、ヒジキまたはアラメ (県2種類)	久慈浜地先 1点	1回/3か月 4, 7, 10, 1月	核種分析 注)	久慈浜 磯崎	2回/年 (計4試料)	Mn-54,Co-60,Sr-90 Zr-95,Nb-95Ru-106,Cs-137,Ce-144,Pu
	磯崎地先 1点					
	約10km以遠 1点					
漁網	東海沖「せいかい」曳航	1回/3か月	表面線量	東海沖	7, 1月	表面吸収線量率β, γ
船体片	「せいかい」甲板	1回/3か月	表面線量			

注) 核種分析: Sr-90,Ru-106,Cs-134,Cs-137,Ce-144,Pu-239

Pu-239: Pu-239,240を示す。



付録図1 再処理施設保安規定に基づく環境試料等の採取場所及び測定地点



付録図2 茨城県環境放射線監視計画図(サイクル機構東海)

凡例						
ステーション	ポスト	TLD	空間線量率測定地点 (サーベイ)	排水	海水・海底土 採取地点	再処理排水放出口
⊗	⊕	⊙	×	⊙□	○	●
塵: 塵埃、牛: 牛乳、野: 野菜、米: 精米、土: 土壌、底: 河底土、砂: 海岸砂 △ 川: 河川水、湖: 湖沼水、水: 水道水 魚: 魚類、貝: 貝類、藻: 海藻類、漁網: 漁網						

付録 2 外部発表

リスト 1 平成 16 年度に作成した技術資料

1.1 報告書等(サイクル機構技報含む)[1/2]

氏名	題名	レポート No.等
辻村 憲雄 吉田 忠義 三上 智	エボナイトを利用した臨界事故時における中性子線量評価法	JNC 技術資料 JNC TN8410 2004-005
辻村 憲雄 吉田 忠義	プラスチックシンチレータを使用した臨界警報装置のエネルギー・方向特性の評価	JNC 技術資料 JNC TN8410 2004-007
石川 久 根本 典雄 井崎 賢二 小林 博英 谷澤 輝明*1 金澤 吉人*1	走行式放射線モニタの高度化に関する研究 *1 常陽産業(株)	JNC 技術資料 JNC TN8450 2004-003
小嵐 淳 小沢 友康 横田 友和 井坂 圭輔 秋山 聖光 浅野 智宏	東海再処理施設における排気中トリチウム、炭素 14 及び放射性ヨウ素の補修方法と捕集効率	JNC 技術資料 JNC TN8410 2004-003
鴨志田 強 小林 博英	安全管理別棟における放射性同位元素の使用経歴	JNC 技術資料 JNC TN8410 2004-006
森田 卓 谷澤 輝明*1 森藤 将之 高崎 浩司 鈴木 秀樹*2 鈴木 一教 小林 博英	クリプトン広帯域検出器による排気監視 *1 常陽産業(株) *2 日本放射線エンジニアリング(株)	JNC 技術資料 JNC TN8410 2004-011
鴨志田 強 相馬 丞 山中 克之 阿部 顕 檜村 弘道	防護マスクの装着試験報告書 *1 常陽産業(株)	JNC 技術資料 JNC TN8410 2004-017
小嵐 淳 横田 友和	東海再処理施設から環境放出されたKr-85 の放出量 (2002～2003)	JNC 技術資料 JNC TN8450 2004-003
小嵐 淳 藤田 博喜	Review of monitoring data(1991-2001) for model-data intercomparison studies on ¹⁴ C transfer in the environment	JNC 技術資料 JNC TN8450 2004-011
藤田 博喜	東海再処理施設の環境放射線モニタリング結果-2003 年度-	JNC 技術資料 JNC TN8440 2003-010

1.1 報告書等(サイクル機構技報含む)〔2/2〕

氏名	題名	レポートNo.等
磯崎 久明	流況解析データ集－2000年(1月～12月)	JNC 技術資料 JNC TN8450 2004-005
磯崎 久明	流況解析データ集－2001年(1月～12月)	JNC 技術資料 JNC TN8450 2004-006
植頭 康裕	時間間隔解析技術を用いた長半減期放射性物質の定量	サイクル機構技報 JNC TW8408 2004-002
栗原 治 高崎 浩司 百瀬 琢磨	モンテカルロシミュレーションによる全身カウンタの計数効率評価	サイクル機構技報 No.25 JNC TW8408 2004-003
辻村 憲雄 吉田 忠義 山野 俊也*1 松原 昌平*1	軽量形中性子線量当量率サーベイメータの開発 *1 アロカ株式会社	サイクル機構技報 No.24 JNC TW8418 2004-005
藤田 博喜	環境における Pu 同位体及び Am 濃度の経年変化について	サイクル機構技報 JNC TW8428 2004-001
水谷 朋子	平成 15 年度 東海事業所 放出管理業務報告書(排水)	JNC 技術資料 JNC TW8440 2004-015
辻村 憲雄 吉田 忠義 石塚 晃弘	二種類の臨界警報装置のエネルギーおよび方向特性の評価 プラスチックシンチレータと減速材付核分裂検出器	JAERI-Conf 2004-011 (2004年7月)

1.2 論文投稿・掲載

氏名	標 題	誌名等
M.Nakano	Simulation of the advection-diffusion-scavenging processes for ^{137}Cs and $^{239,240}\text{Pu}$ in Japan Sea	IAEA CN-118 Aquatic From Proceedings JNC TW8401 2004-036
N.Tsujimura T.Yoshida	Characteristics of the Simulated Workplace Neutron Fields Using a ^{252}Cf Source Surrounded with Cylindrical Moderators	Radiation Protection Dosimetry 110(2004) JNC TW8417 2003-001
吉田 忠義 辻村 憲雄	中性子個人線量計の校正における室内散乱線及びジオメトリ効果の影響	保健物理 40 巻 1 号 (2005) JNC TW8416 2004-003
T.Iida*1 J.Koarasi	A new method for measuring size distribution of radioactive aerosols using imaging plate *1 Nagoya University	保健物理 40 巻 2 号 (2005)
M.Takeyasu	Development of a Real-Time Environmental Radiation Dose Evaluation System For the Vicinity of a Nuclear Facility	保健物理 39 巻 4 号 (2004) JNC TW8406 2004-008
H.Fujita	Effects of annealing temperatures on some radiation-induced phenomena in natural quartz	Radiat. Meas. JNC TW8407 2004-012
H.Fujita	Self-bleaching effects by radioluminescence on OSL-response of natural quartz samples	LED2005 JNC TW8401 2004-052
M.Nakano	Simulation of the advection-diffusion-scavenging processes for ^{137}Cs and $^{239,240}\text{Pu}$ in Japan Sea	Journal of Environmental Radioactivity JNC TW8407 2004-007
J.Koarasi T.Asano T.Iida*1	Radiocarbon and stable carbon isotope compositions of chemically fractionated soil organic matter in a temperate-zone forest *1 Nagoya University	Journal of Environmental Radioactivity JNC TW8407 2003-008
J.Koarasi K.Akiyama T.Asano H.Kobayasi	Chemical composition of ^{14}C in airborne release from the Tokai reprocessing plant, Japan	Applied Radiation and Isotopes JNC TW8407 2004-006
J.Koarasi K.Akiyama T.Asano T.Yokota	Effect of incorporating tritiated water into ^{14}C -sampling system on quantitative estimation of ^{14}C activity in airborne effluent	Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry
J.Koarasi S.Mikami K.Akiyama T.Asano	Determination of chemical forms of ^3H released to the atmosphere from the Tokai Reprocessing Plant	Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry JNC TW8417 2003-002

リスト2 平成16年度の口頭発表実績

2.1 国際会議発表[1/2]

氏名	標 題	学会名等
O.Kurihara K.Takasaki T.Momose	Evaluation of Detection Characteristics for Ge Scanning-Type Whole-Body Counter by Monte-Carlo Simulation	IRPA11 (Madrid, Spain) (May, 2004) JNC TW8401 2003-070
N.Tsujimura T.Yoshida S.Mikami	Energy and Angular Responses of the Criticality Accident Alarm System Using Current-mode-operated Scintillation Detector	IRPA11 (Madrid, Spain) May, 2004 JNC TW8411 2003-025
C.Takada T.Yoshida K.Saitoh N.Tsujimura S.Mikami	Calibration of Neutron Measuring Devices in Differently Sized Rooms with Different Irradiation Apparatuses	IRPA11 (Madrid, Spain) May, 2004 JNC TW9401 2003-075
S.Mikami Y.Sanada J.Koarasi	Study on system for rapid evaluation of radionuclides discharged in criticality accident	11th International Congress of IRPA JNC TW8411 2003-026
T.Iida*1 J.Koarasi	Measurement of the size distribution of radon progeny aerosols using imaging plate *1 Nagoya University	11th International Congress of IRPA
K.Takasaki	Regulatory Requirements and Implementation of Occupational Exposure Monitoring in JNC Tokai Works	The 23 Annual International Dosimetry Symposium and National Dosimetry Records Conference (U.S.A) June, 2004 JNC TW8441 2004-001
S.Mikami T.Yoshida C.Takada N.Tsujimura	Neutron Dose Assessment Using an Ebonite in Criticality Accident	NUCEF2005 International Symposium (Tokai, Japan) JNC TW8401 2004-051
M.Nakano	Simulation of the advection-diffusion-Scavenging processes for Cs-137 and Pu-239, 240 in Japan Sea	International Conference on Isotopes in Environmental Studies -Aquatic Forum 2004- JNC TW8401 2004-004
H.Fujita	Radioluminescence phenomena from natural quartz	The 3rd World Luminescence Dating Workshop JNC TW8402 2004-002
M.Takeyasu	Measurements of Concentrations and its Ratio of Radon Decay Products in Rainwater by Gamma-ray Spectrometry with a Low Background Germanium Detector	6th International Conference on High Levels of of Nat JNC TW8401 2004-028

2.1 国際会議発表〔2/2〕

氏名	標 題	学会名等
T.Iida*1 J.Koarasi	Size distribution of radioactive aerosol : A brief comparative study *1 Nagoya University	International Workshop on Nuclear Physics
Y.Sanada S.Mikami H.Kobayashi T.Kurimata S.Fukazawa	Study on Evaluation Method of Radionuclides Discharged in Criticality Accident using Stack Gas Monitor	NUCEF2005 JNC TW8411 2004-010

2.2 日本保健物理学会

氏名	標 題	学会名等
中野 政尚	日本海における Cs-137 及び Pu の移流拡散シミュレーション	第 38 回研究発表会 (神戸大学) (2004 年4月) JNC TW8405 2003-030
藤田 博喜	天然石英粒子を用いた放射線線量測定に向けての基礎的研究	第 38 回研究発表会 (神戸大学) (2004 年4月) JNC TW8405 2003-032
吉田 忠義 辻村 憲雄	鉄-PMMA ハイブリッド減速中性子校正場の開発	第 38 回研究発表会 (神戸大学) (2004 年4月) JNC TW8415 2003-009
吉田 忠義 辻村 憲雄 高田 千恵 渋谷 勝	異なる中性子校正場におけるレムカウンタの校正結果の比較	第 38 回研究発表会 (神戸大学) (2004 年4月) JNC TW8415 2003-010
辻村 憲雄 吉田 忠義 山野 俊也*1 松原 昌平*1	軽量形中性子線量当量率サーベイメータの開発 *1 アロカ株式会社	第 38 回研究発表会 (神戸大学) (2004 年4月) JNC TW8415 2003-011
辻村 憲雄 三上 智	SILENE 臨界事故時線量評価相互比較試験の結果と考察	第 38 回研究発表会 (神戸大学) (2004 年4月) JNC TW8415 2003-012
栗原 治 高崎 浩司 百瀬 琢磨 峯本 浩二郎*1 根本 誠*1	全身カウンタ計数効率評価ツールの作成 *1 V.I.C	第 38 回研究発表会 (神戸大学) (2004 年4月) JNC TW8415 2003-013
栗原 治 高崎 浩司 百瀬 琢磨 波戸 真治*1 池田 浩*1 大枝 幹拓*1	内部被ばく線量評価コード (REIDAC) の開発 *1 V.I.C	第 38 回研究発表会 (神戸大学) (2004 年4月) JNC TW8415 2003-014
栗原 治 高崎 浩司 百瀬 琢磨 峯本 浩二郎*1 根本 誠*1 高橋 幸嗣*2	モンテカルロシミュレーションを用いた全身カウンタの計数効率評価 *1 V.I.C *2 セイコーEG&G	第 38 回研究発表会 (神戸大学) (2004 年4月) JNC TW8405 2003-031

2.3 日本原子力学会

氏名	標 題	学会名等
栗原 治 高崎 浩司 百瀬 琢磨 峯本 浩二郎*1 根本 誠*1	計数効率空間データベースを用いた全身カウンタ 校正システムの開発 *1 V.I.C	2004 年秋の大会 (京都大学) (2004.9) JNC TW8404 2004-005
栗原 治 高崎 浩司 百瀬 琢磨 寺門 義則*1 大井 義弘*2 和田 毅*2 木名瀬 栄*2	肺中 ^{241}Am に対する肺モニタ計数効率 JAERI フ ァントムとリバモアファントムの比較 *1 常陽産業株式会社 *2 日本原子力研究所	2004 年秋の大会 (京都大学) (2004.9) JNC TW8404 2004-006
植頭 康裕	時間間隔解析技術を用いた低バックグラウンド α/β サーベイメータ	2004 年秋の大会 (京都大学) (2004.9) JNC TW8404 2004-007
三上 智	個人線量当量基準電離箱の特性試験	2004 年秋の大会 (京都大学) (2004.9) JNC TW8404 2004-008
辻村 憲雄 吉田 忠義 山野 俊也*1 松原 昌平*1	軽量形中性子線量当量率サーベイメータの開発 *1 アロカ株式会社	2004 年秋の大会 (京都大学) (2004.9) JNC TW8414 2004-001
辻村 憲雄 吉田 忠義 高田 千恵	MOX 燃料施設を模擬した中性子校正場の開発と 特性評価(I) 概要	2005 年春の年会 (東海大学) (2005.3) JNC TW8414 2004-020
吉田 忠義 辻村 憲雄 高田 千恵	MOX 燃料施設を模擬した中性子校正場の開発と 特性評価(II) 中性子スペクトルと基準線量率の 評価	2005 年春の年会 (東海大学) (2005.3) JNC TW8414 2004-021
高田 千恵 辻村 憲雄 吉田 忠義	MOX 燃料施設を模擬した中性子校正場の開発と 特性評価(III) 中性子線量計の特性評価	2005 年春の年会 (東海大学) (2005.3) JNC TW8414 2004-022
小嵐 淳 秋山 聖光 浅野 智宏 小林 博英 小沢 友康 横田 友和 井坂 圭輔 安達 康敬	東海再処理施設から大気放出される ^{14}C の化学形	2005 年春の年会 (東海大学) (2005.3) JNC TW8404 2004-061
三上 智 小嵐 淳	東海再処理施設から大気放出される ^3H の化学形	2005 年春の年会 (東海大学) (2005.3) JNC TW8404 2004-060

2.4 その他〔1/2〕

氏名	標 題	学会名等
吉田 忠義 辻村 憲雄	標準中性子線源の周辺構造による中性子フルエンスの非等方性	第 41 回理工学における同位元素・放射線研究発表会 (東京) (2004 年 7 月) JNC TW8415 2004-001
伊東 康久 猪野 和生 石川 久 相馬 丞	光ファイバー型サーベイメータの開発	日本放射線安全管理学会 第 3 回学術大会 (2004.12) JNC TW8415 2004-002
長谷川 市郎 小林 博英 猪野 和生*1 金澤 信之*2 松原 昌平*3	ZnS(Ag)シンチレーション検出器による波高弁別法適用の検討 *1 検査開発(株) *2 日本放射線エンジニアリング(株) *3 アロカ(株)	日本放射線安全管理学会 第 3 回学術大会 (2004.12) JNC TW8445 2004-002
水谷 朋子	尿中ウラン濃度のバックグラウンドレベルについて	日本放射線安全管理学会 第 3 回学術大会 (2004.12) JNC TW8425 2004-001
井崎 賢二 相馬 丞 中川 貴博	循環換気施設内のラドン濃度と放射性エアロゾル量変動傾向について	日本放射線安全管理学会 第 3 回学術大会 (2004.12) JNC TW8425 2004-002
小嵐 淳 井坂 圭輔 横田 友和 小沢 友康 秋山 聖光 小林 博英	排気中放射性ヨウ素のモニタリング手法の最適化	日本放射線安全管理学会 第 3 回学術大会 (2004.12) JNC TW8405 2004-025
小嵐 淳 井坂 圭輔 横田 友和 小沢 友康 秋山 聖光 小林 博英	これまでの放射線管理経験を活かしたトリチウム・炭素 14 サンプルングシステム的设计	日本放射線安全管理学会 第 3 回学術大会 (2004.12) JNC TW8405 2004-026
小嵐 淳 飯田孝夫*1 他	低圧カスケードインパクトのエアロゾル分級特性の評価 *1 名古屋大学	日本放射線安全管理学会 第 3 回学術大会 (2004.12) JNC TW8405 2004-027
廣田 昌大 栗原 治 高崎 浩司 百瀬 琢磨 佐藤 卓也*1 西澤 邦秀*1	イメージングプレートシステムを用いる ^{241}Am 肺モニタリングの可能性 *1 名古屋大学	日本放射線安全管理学会 第 3 回学術大会 (2004.12) JNC TW8405 2004-029

2.4 その他[2/2]

氏名	標 題	学会名等
飯田孝夫*1 他 小嵐 淳	イメージングプレートを用いた放射性エアロゾル粒 径分布測定法の開発 *1 名古屋大学	日本放射線安全管理学会 第3回学術大会(2004.12)
辻村 憲雄 吉澤 道夫*1	中性子線量計の校正の階層化 *1 日本原子力研究所	日本保健物理学会シンポ ジウム (東京)(2005年2月) JNC TW8415 2004-006
吉田 忠義 辻村 憲雄 三枝 純*1 吉澤 道夫*1	中性子線量計の校正方法 *1 日本原子力研究所	日本保健物理学会シンポ ジウム (東京)(2005年2月) JNC TW8415 2004-007
中野 政尚	フォールアウトを用いた放射性物質海洋拡散シミュ レーション(日本周辺海域の 137Cs 及び 239,240Pu 濃度について)	第46回環境放射能調査研 究成果発表会 JNC TW8403 2004-015
中野 政尚	放射性物質海洋拡散モデルと大気圏核実験フォ ールアウトを用いた検証	第46回環境放射能調査 研究成果発表会 JNC TW8403 2004-017
藤田 博喜	天然石英からのルミネッセンス特性	第48回放射化学討論会 JNC TW8405 2004-020
水谷 朋子	東海再処理施設における液体廃棄物の放出モニタ リング結果について	第6回環境放射能・放射線 夏の学校 JNC TW8444 2003-001
眞田 幸尚 野原 尚史 植頭 康裕 橋本 哲也*1	時間間隔解析法を用いたラドンフリー空気ダストモ ニタの開発(1) -測定システムの設計- *1 新潟大学	2004 日本放射化学会年 会・第48回放射化学討論 会/日本放射化学会
飯田孝夫*1 他 小嵐 淳	ラドン・トロンバックグラウンドの定量把握とイメー ジングプレートによるプルトニウム弁別 *1 名古屋大学	「大学との研究協力実施委 員会」分科会

付録3 用語集

ICRP 1990年勧告 ICRP 1990ねんかんこく

国際放射線防護委員会（ICRP）が1990年に刊行した勧告。これを受けて、原子炉等規制法や放射線障害防止法などの関係法令が改正され、平成13年4月1日より施行された。

エアスニファ

エアスニファは、空気中の放射性物質濃度を測定するために作業環境に設置したろ紙吸引式の集塵装置であり、空気吸引用のポンプ、ろ紙を付けた集塵口、流量計、配管等から構成されている。作業環境の空気を一定期間（通常は一週間）吸引したろ紙を回収した後、放射能測定装置等により測定されたろ紙上の放射性物質の量と吸引期間中の流量から空気中の放射性物質濃度を求めることができる。

液体シンチレーション計測器 えきたいしんちれーしょんけいそくき

放射線を受けると光を発する化学物質を有機溶媒に溶かした溶液（液体シンチレータ）と放射性物質を含む試料を混合し、発生する光を光電子増倍管で電氣的に計測することにより、試料中の放射能を測定する計測器をいう。

トリチウムや炭素-14のように低エネルギーのベータ線しか放出しない核種等の測定等に用いられる。

外部被ばく がいぶひばく

体外から放射線を受ける被ばく。外部被ばくを管理する為に、放射性物質を取り扱う区域（管理区域）に立ち入る場合は個人線量計を着用する。個人線量計には、熱蛍光線量計(TLD)、蛍光ガラス線量計、電子式線量計等の種類がある。サイクル機構東海では個人線量計に熱蛍光線量計(TLD)を使用している。

環境モニタリング かんきょうもにたりんぐ

環境における空間放射線の測定、大気浮遊じん、雨水、土壌、農産物、畜産物、海水、海底土、海産物などの放射性物質濃度を測定し、環境中における放射線及び放射能の分布や変動、蓄積状況を把握することにより、原子力施設等に起因する周辺住民等の線量を推定・評価することをいう。

管理区域内の区域区分 かんりくいきないのくいきくぶん

東海再処理施設では、段階的な放射線管理を行うため、管理区域内を放射線レベルによりグリーン区域、アンバー区域及びレッド区域等に区分している。

気象指針 きしょうしん

「気象指針」とは、原子力安全委員会が決定した「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」をいう。原子炉施設等の安全解析に用いる大気中の放射性物質の拡散状態を推定するために必要な気象観測方法、観測値の統計処理方法及び大気拡散の解析方法について定めたものである。

記録レベル きろくれべる

個人モニタリング結果を記録として保管することに合理的な意味を持つレベルとして、ICRPにより述べられている。記録レベルに達しない被ばく線量データは、被ばく管理上合理的な意味が少なく、記録レベル以下として記録し、線量の算定にはゼロとして扱ってよいとされている。

空間放射線量率 こうかんほうしゃせんりょうりつ

放射線がある時間内に空気中を通過する際に空気に付与された放射線のエネルギー量を言う。γ線に対して用いられる場合は、空間γ線量率、空気カーマ率と呼ばれ、単位としてグレイ(Gy)が用いられる。環境中の空間γ線量率には百万分の1を表すマイクログレイ/毎時(μ Gy/h)や10億分の1であるナノグレイ/毎時(nGy/h)が用いられる。空間放射線量率はサーベイメータ、連続モニタ(モニタリングポストなど)、可搬式モニタリングポスト等により測定される。

原因調査レベル げんいんちょうされべる

放射線業務従事者の線量管理のために線量限度よりも低く設定され、放射線管理上の措置の開始の判断に用いる管理のレベル。これを超えた場合には、その原因の究明や調査を開始する。

原子炉等規制法 げんしろとうきせいほう

正式名称は「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」といい、核物質の取扱い全般の規制に係る法律である。「炉規法」または「炉規制法」とも略称される。製錬、加工、原子炉の設置・運転等、貯蔵、再処理、廃棄といった事業別の規定が中心をなしており、さらに核燃料物質ならびに国際規制物資の使用に関する規制等も記されている。

国際放射線防護委員会 こくさいほうしゃせんぼうごいいんかい

国際放射線防護委員会(ICRP: International Commission on Radiological Protection)は、専門家の立場から放射線防護に関する勧告を行う国際組織であり、主委員会と4つの専門委員会(放射線影響、誘導限度、医療放射線防護、委員会勧告の適用)からなる。放射線防護に関する線量限度(1990年)などの勧告を行ってきた。

個人線量当量 こじんせんりょうとうりょう

実効線量は直接測定することは不可能であることから、個人モニタリングに用いる量として定められたもの。熱蛍光線量計（TLD）などの個人線量計で測定される。

サーベイメータ さーべいめーた

線量率の測定や表面汚染の測定に用いられる小型で可搬型の放射線（能）測定器である。

主なサーベイメータは、以下の通り。

線量率測定用：電離箱式サーベイメータ、中性子サーベイメータ

表面密度測定用：GM 管式サーベイメータ、シンチレーション式サーベイメータ

再処理 さいしより

原子力発電所での使用済み燃料から、廃棄物と再び燃料として使用することのできるウランとプルトニウムを分離する作業のことをいう。一度使用した燃料をリサイクルするための作業。

実効線量 じっこうせんりょう

ICRP の 1990 年勧告での用語であり、1977 年勧告では実効線量当量に相当する。身体の放射線被ばくが均一又は不均一に生じたときに、被ばくした臓器・組織で吸収された等価線量を相対的な放射線感受性の相対値（組織荷重係数）で荷重してすべてを加算したものである。単位はシーベルト(Sv)で表される。我が国の法令には、平成 13 年度に取り入れられ、それまでの実効線量当量から実効線量に変更されている。

質量分析法 しつりょうぶんせきほう

イオン化した原子を電場中で加速させると質量数の大きさに応じてその飛跡が曲がる。このことを利用して同位体を分離し分析する方法をいう。

α 線のエネルギーが接近していて分離できない同位体や半減期が長く比放射能が小さい放射性核種は、質量分析法により同位体を分離して分析することができる。

原子のイオン化の方法などで ICP-MS（誘導結合プラズマ質量分析器）、MIP-MS（マイクロ波導入プラズマ質量分析器）等がある。

集団線量 しゅうだんせんりょう

集団を対象にした線量評価のために、評価対象とする集団における一人当たりの個人被ばく線量をすべて足し合わせたもの。人・シーベルト(Sv)の単位で表す。

周辺線量当量 しゅうへんせんりょうとうりょう

被ばく管理上重要な線量限度は実効線量および等価線量で定められているが、実効線量を直接測定することは不可能である。そこで、サーベイメータや個人線量計により実際に測定

でき、かつ、実効線量を下回ることなく常に安全側に評価できる量として、周辺線量当量や個人線量当量が定められている。周辺線量当量は、作業環境モニタリングに用いる量で、サーベイメータ、放射線モニタで測定される。

人工放射性核種 じんこうほうしゃせいかくしゅ

核実験や原子炉、加速器などで人工的に生成される放射性核種のことで、コバルト-60、ストロンチウム-90、セシウム-137、プルトニウム-239 などがある。

スミヤ法 すみやほう

床、壁、機器等の表面に放射性物質が付着した状態を表面汚染があると言う。表面汚染には、表面からはく離しがたい固着性の表面汚染と、容易に表面からはく離する遊離性の表面汚染とがある。スミヤ法は、汚染物の表面をろ紙（直径 25mm 位の厚手のろ紙）等でふき取り、ろ紙に付着した放射性物質の量を測定して、遊離性の表面汚染を調べる方法である。

積算線量 せきさんせんりょう

積算線量計とは、一定期間の放射線量を積算して測定することができる測定器のことをいう。環境モニタリングでは、 γ 線用として熱蛍光線量計（thermoluminescence dosimeter : TLD）が一般的に用いられる（右図参照）。放射線を受けた TLD は、熱を加えると受けた放射線量に比例した量の蛍光を放出する性質がある。この現象を利用して設置から回収までの積算線量を測ることができる。



セシウム-137 せしうむ-137

原子番号 55 番セシウムの放射性同位元素。半減期は、30.2 年で β 崩壊してバリウム-137m (^{137m}Ba) となり、 γ 線 (0.662MeV) を放射して安定な ^{137}Ba になる。ウランやプルトニウム等の核分裂により生成することから、使用済み燃料に多く含まれる。また、過去の大気圏内核実験によるフォールアウトにも含まれており、環境モニタリングの対象として重要な核種である。

全身カウンタ ぜんしんかうんた

体外計測機器の一つで、ホールボディカウンタとも呼ばれる。体内に残留する放射性物質からの放射線を体の外から放射線測定装置を用いて直接計測する。 α 線あるいは β 線のみを放出する核種に対しては適用できない。ベッド型、チェア型、立ったまま測定するタイプなどがある。



線量限度 せんりょうげんど

放射線による線量の制限値として設定された線量の限度で、線量限度には、実効線量と等価線量がある。現行法令は、ICRP 勧告（1990 年）を取り入れて、線量限度等を定めている。

大気安定度 たいきあんていど

大気中に放出された放射性物質の拡散による風下濃度は、風向、風速と大気安定度に依存する。大気安定度とは、排気筒から放出された気体状物質の希釈、拡散の程度を表すパラメータである。原子力施設から大気へ放出される放射性物質の拡散評価において大気安定度は、原子力安全委員会が定めた「気象指針」に基づき、日射量、放射収支量、10 m 高風速の観測結果から導かれる。不安定（拡散幅が大きい）から安定（拡散幅が小さい）に向かって A から F までの各段階に区分されている。

ダイレクトサーベイ法 だいろくとさーべいほう

ダイレクトサーベイ法は、床、壁、機器等の表面に付着した放射性物質の量をサーベイメータで直接測定することにより、固着性及び遊離性の表面汚染を調べる方法である。

炭素-14 たんそ-14

原子番号 12 番炭素の放射性同位元素。β線の最大エネルギーは、156keV である。半減期は、5730 年でβ崩壊して窒素-14 (^{14}N) となる。上層大気中の ^{14}N と宇宙線の核反応によっても生成する元素である。トリチウムと同様に、そのエネルギーが低いため測定には液体シンチレーション測定器が用いられる。

中性子スペクトル ちゅうせいしすべくとる

中性子線のエネルギーの分布をいう。

中性子フルエンス ちゅうせいしふるえんす

フルエンスとは放射線の量を表す単位で、ある場所を通過する単位面積当たりの放射線粒子数。中性子線に関しては、実効線量への換算係数が中性子線のエネルギーごとにフルエンスで与えられている。

中性子放射化分析法 ちゅうせいしほうしゃかぶんせきほう

原子に中性子が照射されると原子核が中性子を捕獲し、他の原子に変わる。生成した原子は一般的に不安定でβ線、γ線等の放射線を放出しながらさらに他の原子に壊変する。そこで生成した放射性物質の放射能を測定することにより元の物質の量を測定することができる。

この現象を利用し、放射線を出さない物質や比放射能の小さな物質を原子炉内で中性子を照射して極めて微量を測定する分析法を、中性子放射化分析法という。

TLD 指リング ていー・える・でいーゆびりんぐ

手部の皮膚の被ばくを管理する為に使用される線量計である。サイクル機構東海では TLD 素子を用いたものを使用しており、β線及びγ線を測定するタイプとγ線のみを測定するタイプがある。指リング線量計は主に、グローブ作業に従事する作業員に対して適用される。

定置式モニタ ていちしきもにた

管理区域内の作業環境の放射線（能）を連続的に測定監視するため管理区域内の主要な場所に検出器を設置し、その検出器の信号を放射線管理室等に設置された測定部において線量率、放射能の値を表示・記録することにより連続監視することのできる測定装置。

主な定置式モニタは、以下の通り。

線量率測定用：ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ

空气中放射性物質濃度測定用：β線ダストモニタ、プルトニウムダストモニタ

テレメータシステム てれめーたしすてむ

モニタリングステーション、モニタリングポスト等における空間放射線量率や風向風速等の計測データを、離れた場所で集中的に監視するために自動的に集計、記録、整理、解析するためのシステムをいう。計測データの送信装置及び有線や専用電話回線等の伝送系、データを受信、処理する中央制御装置等から構成されている。

天然放射性核種 てんねんほうしゃせいかくしゅ

地球創成期から主に地殻中に存在する放射性核種、自然に生成する核種等及びこれらの子孫核種をいう。その大部分はウラン系列、トリウム系列およびカリウム-40である。それらの存在量は一般に、水成岩中より火成岩中の方が多く、花こう岩が最も多い。この他、自然に生成する核種としては、上層大気中で宇宙線との相互作用で生成するベリリウム-7などがある。

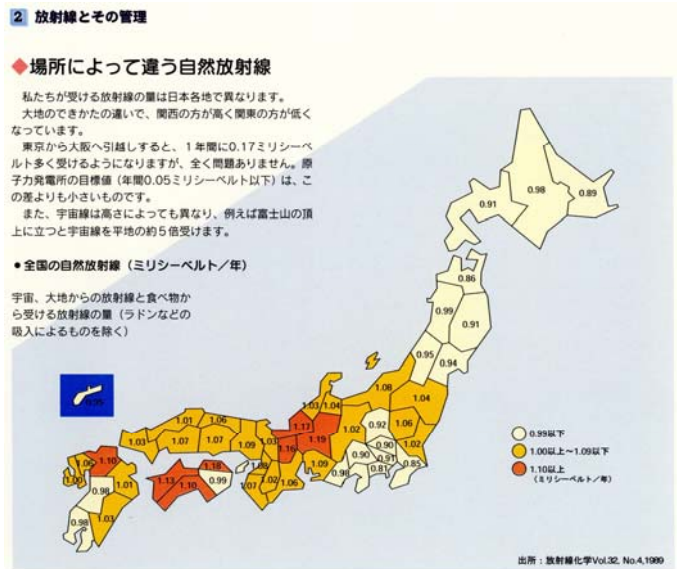


図 日本列島の自然放射線レベル
(サイクルポケットブックより)

等価線量 とうかせんりょう

ICRP の 1990 年勧告での用語であり、1977 年勧告では組織線量当量に相当する。臓器又は組織の吸収線量に、放射線の線質(種類やエネルギー)の違いによる放射線の生体効果の違いを反映させる相対値(放射線荷重係数)を乗じたものである。

特殊放射線作業 とくしゅほうしゃせんさぎょう

管理区域内で行なわれる作業のうち、保安規定に定める定義（作業場所の線量率、空気中放射性物質濃度、表面密度、被ばく線量、作業実施区域等）に該当する作業を特殊放射線作業として区分している。

トリチウム とりちうむ

原子番号1番水素の放射性同位元素。β線の最大エネルギーは、18.6keVである。半減期は12.3年でβ崩壊してヘリウム-3 (^3He)となる。原子力炉及び再処理施設の液体、気体廃棄物に含まれている。エネルギーが低いため、その定量には、液体シンチレーション測定器が用いられる。

内部被ばく ないぶひばく

放射性物質を吸入したり、経口摂取したりすること等によって体内に取り込まれた放射性物質が生体の各所に沈着し、体内の組織（甲状腺、肺、骨髄、胃腸等）が放射線を受ける場合の被ばくをいう。内部被ばくの評価には、全身カウンタ、肺モニタ、バイオアッセイ、空気中の放射性物質濃度からの計算などの方法がある。

バイオアッセイ ばいおあっせい

体内に取り込まれた放射性物質の量を、人から採取した試料から間接的に評価する方法。採取する試料には糞や尿があり、化学分析によって放射能を定量する。

肺モニタ はいもにた

体外計測機器の一つで、α線を放出するプルトニウム(Pu)の内部被ばく評価に適用される。吸入摂取により胸部に残留したプルトニウム (Pu) やアメリシウム(Am)からの低エネルギー特性 X線及びガンマ線を測定する為の装置。検出器には、低エネルギー用のゲルマニウム(Ge)半導体検出器が用いられている。



半面マスク はんめんますく

作業者の内部被ばく防止のために使用される呼吸保護具である。

半面マスクは、口と鼻の部分のみをカバーし、面体に取り付けてある粒子フィルタで空気をろ過しながら呼吸するもので、小型軽量であるため取扱いが容易である。

プルトニウム ぷるとにうむ

原子番号94番。超ウラン元素の一つである。天然には極微量しか存在しない。プルトニウム-239 (^{239}Pu) はウラン-238 (^{238}U) の中性子捕獲によって生ずる ^{239}U が、2段階の

β崩壊をして生じる。²³⁹Puに中性子が順次捕捉されることにより²⁴⁰Pu,²⁴¹Pu等の高次のプルトニウムが生成される。

²³⁹Puのα線エネルギーは、5.15MeVであり、²⁴⁰Puのα線エネルギーは、5.16MeVであり、これらは、エネルギーが近いためにα線スペクトロメトリにより分けることはできない。そのため、環境モニタリングでは、一般的に²³⁹⁺²⁴⁰Puとして評価している。

保安規定 ほあんきてい

原子炉等規制法に基づき、再処理施設、核燃料物質使用施設等において、施設を安全に運転・管理するために、事業所または施設毎に定める規定。保安規定は国の認可が必要である。

放射線障害防止法 ほうしゃせんしょうがいぼうしほう

正式名称は「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」といい、「RI法」とも略称される。この法律に基づき、放射性同位元素、放射線発生装置および放射性同位元素により汚染された物に関して、使用、販売、賃貸および廃棄が規制されている。原子炉等規制法で規制されている核燃料物質および核原料物質は放射性同位元素から除外されている。また、「薬事法」で規定される医薬品も規制対象から除外されている。

放射線障害予防規定 ほうしゃせんしょうがいよぼうきてい

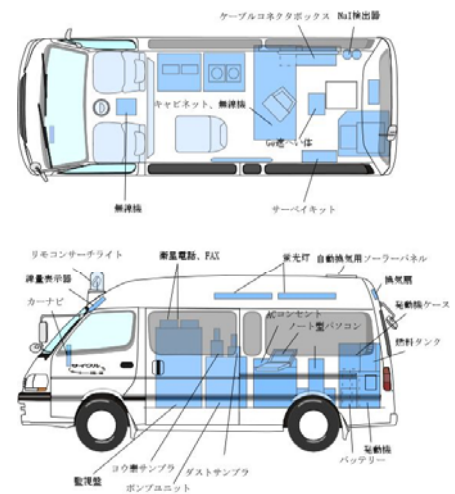
従業員の放射線障害の防止と公共の安全の確保を図るため、放射線障害防止法に基づき、放射性同位元素または放射線発生装置を使用しようとする事業者等は、放射線障害予防規定を定めることが義務づけられている。放射線障害予防規定は、国への届出が必要である。

MOX燃料 もつくすねんりょう

混合酸化物燃料(Mixed-Oxide)の略である。原子炉で生成する核分裂性物質であるプルトニウムを有効に使うため、高速増殖炉やプルサーマル用の燃料として、酸化プルトニウムと酸化ウランを混合し高温で焼結させたものである。

モニタリング車 もにたりんぐしゃ

空間放射線量率の連続測定記録装置、大気中の放射性ダストや放射性ヨウ素を連続採取し測定する装置などを搭載した特殊車両をいう。原子力事故時にその機動力を生かして、任意の場所で環境中の放射線量率や空気中の放射能をモニタリングすることができる。



(ベース車両：トヨタハイエース3000ディーゼル4WD)

モニタリングステーション，モニタリングポスト もにたりんぐすてーしょん，もにたりんぐぼすと

空間放射線量率を測定するための連続モニタを備えた野外観測設備をモニタリングポストという。それに加え，空気中の放射性ダスト，放射性ヨウ素を採取するためのダストサンプラー，気象観測設備を備えた野外観測設備をモニタリングステーションという。



ヨウ素 ようそ

原子番号 53 番。ハロゲン元素の一つである。海藻や海産動物中に主に有機化合物として存在する。ヨウ素の放射性同位体の ^{129}I や ^{131}I は核分裂生成物であり，原子炉や再処理施設からの排気や排水中に放出される可能性がある。 ^{129}I は半減期 1600 万年の長半減期核種であり，再処理施設の環境影響評価上重要である。また，ヨウ素は体内に摂取されると甲状腺に選択的に蓄積されることから， ^{131}I ， ^{134}I 等の短半減期の放射性ヨウ素が原子力防災において注目されている。

なお， ^{129}I は低エネルギーの β 線と γ 線しか放出しないことから，環境レベルの測定には，中性子放射化分析法や質量分析法が用いられる。

臨界 りんかい

ウランやプルトニウムなどの重い原子核が中性子と反応して 2 個又はそれ以上の核分裂生成物に分裂し，それと同時に 2～3 個の中性子を発生し，かつ大きなエネルギーを放出することを核分裂といい，この時，中性子の発生量と失われる量が等しく，中性子の時間変化がない状態（定常的に核分裂が持続）を臨界状態という。