

平成 15 年度 放射線安全部年報

(業務報告)



2004 年 10 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 4 9
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)
2004

平成 15 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 15 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 15 年度は、施設内の放射線管理、個人線量及び放射性物質の放出量の監視結果について、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。また、環境監視の結果については、通常の変動範囲内であった。

その他、放射線安全部の業務に係る安全研究及び技術開発を進めるとともに、六ヶ所再処理施設の運転支援や品質保証の活動を行った。

なお、平成 15 年度の品質保証活動に関しては、平成 16 年度より法令への品質保証活動取入れに伴う施設の保安活動を行うための各種準備作業を実施した。

Annual Report on the Present State and Activities of the Radiation Protection Division, JNC Tokai Works in Fiscal 2003

(Document on Present State of Affairs)

Radiation Protection Division

Abstract

This annual report summarizes the activities, such as 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 2003.

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 2003, 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 6.2 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 4.2×10^{-4} mSv. Environmental monitoring and effluent control were performed appropriately in compliance with safety regulation and standards. In addition, the various preparations were made for introduction of the quality assurance to regulation since fiscal 2004.

青色の項目をクリックすると当該ページへジャンプします

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	12
3.2.5 再処理施設第 16 回定期検査	12
3.2.6 再処理施設保安検査	12
3.3 核燃料物質使用施設等の放射線管理状況	13
3.3.1 作業環境の放射線監視結果	13
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	13
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	19
4. 個人被ばく管理	20
4.1 東海事業所の個人被ばく状況	20
4.2 外部被ばく管理状況	21
4.2.1 実効線量	21
4.2.2 等価線量	22
4.3 内部被ばく管理状況	23
4.4 一時立入者の線量測定状況	23
4.5 マスクフィットネス試験	24
5. 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理	25
5.1 放射性気体廃棄物の放出状況	25
5.1.1 再処理施設	25
5.1.2 使用施設等	26
5.2 放射性液体廃棄物の放出状況	29

6. 環境放射線監視	32
6.1 環境放射線モニタリング	32
6.1.1 陸上環境モニタリング	32
6.1.2 海洋環境モニタリング	34
6.2 気象観測	36
6.3 環境線量評価	39
6.3.1 線量算出方法	39
6.3.2 被ばく評価経路	39
6.3.3 線量算出結果	40
7. 放射線・放射能標準の維持・管理	42
7.1 放射性同位元素変更許可申請	42
7.2 トレーサビリティ	42
7.3 照射設備・線源	43
7.3.1 照射設備	43
7.3.2 線源	43
7.4 基準測定器等	43
7.5 RI 線源等使用記録，査察対応	44
7.6 付帯設備等・その他	44
8. 主要な設備機器の整備，維持管理	49
8.1 新規設備の開発・設置	49
8.1.1 緊急時環境モニタリング機材等の整備	49
8.2 放射線管理用機器の保守校正	50
8.2.1 放射線管理用機器の定期点検状況（臨界警報装置を除く）	50
8.2.2 臨界警報装置の検査状況	51
8.2.3 主な予防保全	52
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	52
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	54
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	69
9.2.3 海洋放出に関する環境影響評価	90
9.2.4 分析技術の高度化に関する研究	91
9.2.5 安全工学研究	94

9.3 外部発表状況	97
10. 技術支援, 国際協力	98
10.1 技術支援	98
10.1.1 日本原燃への協力協定に基づく技術支援	98
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	100
10.1.3 自治体等への協力	100
10.2 国際協力	101
10.2.1 IAEA/RCA ワークショップの開催	101
11. 放射線監視情報の公開状況	102
11.1 環境放射線モニタリング情報	102
11.2 再処理施設クリプトン監視情報	103
12. 品質保証活動	104
12.1 マネジメントシステム整備推進委員会	104
12.2 技術・技能認定制度	110
13. おわりに	112
付録	
付録1 図表	付 - (1)
付録2 外部発表	付 - (2)
付録3 用語集	付 - (3)

1. はじめに

本報告書は、平成 15 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 15 年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 15 年は、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 15 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。

その他、放射線安全部の業務に係る安全研究及び技術開発を進めるとともに、六ヶ所再処理施設の試運転に係る技術支援や品質保証の活動を行っている。

なお、平成 15 年度の品質保証活動に関しては、施設の保安活動に係る品質保証活動に関する省令改正（H15.10）が行われ、平成 16 年度よりその省令改正内容を取り入れた施設の保安活動を行うための各種準備作業を実施した。

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、表 2.1 に各課のチーム編成及び業務内容を示す。

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。

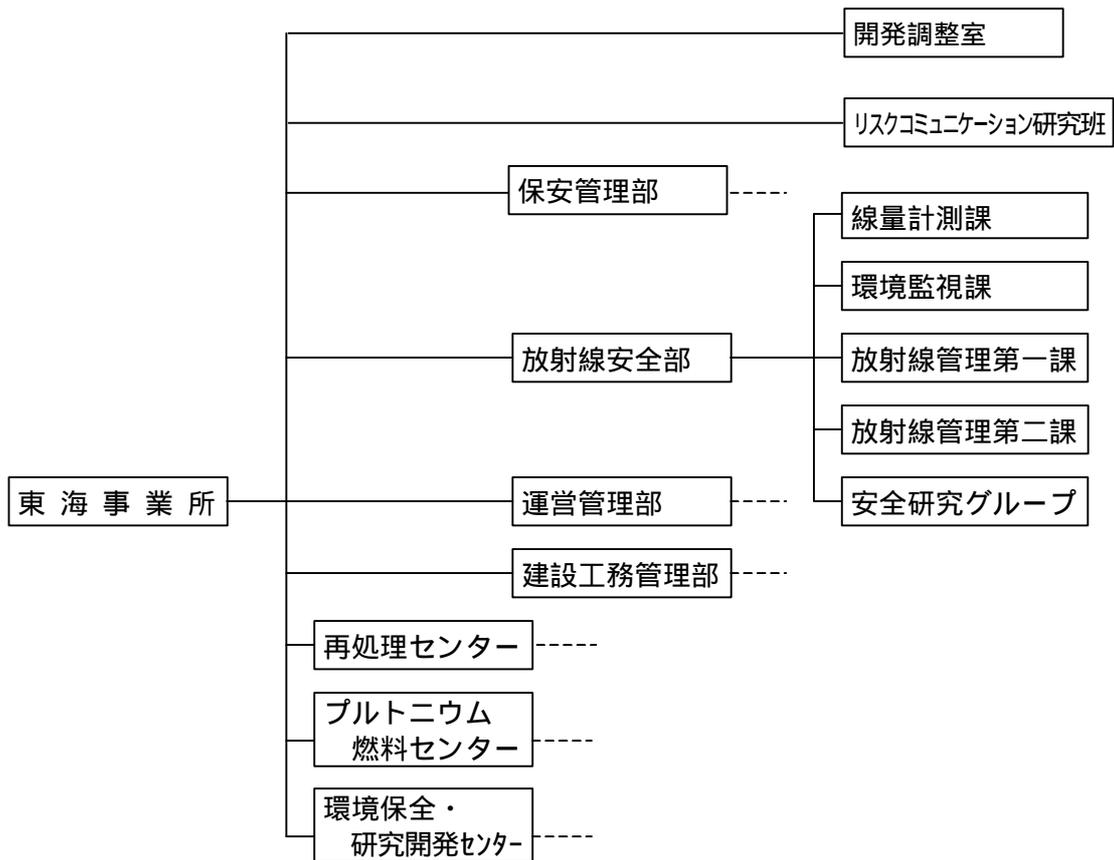


図 2.1 東海事業所における放射線安全部に係る組織概略

表 2.1 平成 15 年度の放射線安全部各課におけるチーム構成と業務

	課名	チーム	業務
放射線安全部	線量計測課	管理チーム 技術管理チーム 線量評価チーム 個人線量管理チーム 標準・校正チーム 計測技術チーム	(1) 部の業務執行の調整及びとりまとめ (2) 個人被ばくの測定評価 (3) 放射線測定機器の管理 (4) 部の業務品質保証活動の推進 (5) 部の技術の体系化の推進
	環境監視課	総括チーム 観測チーム 分析チーム	(1) 施設外周辺環境の放射線監視 (2) 気象観測 (3) 排水中の放射性物質の濃度の測定及び監視 (4) 環境影響評価
	放射線管理第一課	総括チーム 環境放管チーム プル放管チーム 技術管理チーム 技術・QA チーム 加工化対応チーム	(1) 核燃料物質使用施設等における放射線管理 (2) 核燃料物質使用施設等における排気中の放射性物質の濃度の測定及び監視 (3) マスクフィットネス試験
	放射線管理第二課	総括・技術管理チーム 管理 チーム 管理 チーム 環境保全チーム Pu 転換チーム 建設・更新チーム	(1) 再処理施設における放射線管理 (2) 再処理施設における排気中の放射性物質の濃度の測定及び監視
	安全研究グループ	-	(1) 安全研究実施計画の推進 (2) 安全研究関連情報の収集及び分析 (3) 共通的安全研究

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)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²⁴¹Puの放射性壊変核種である²⁴¹Amからの低エネルギーβ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。11月以降、放射線管理業務の見直しに伴い表面密度測定ポイント数の削減を図った。

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： ²³⁴U, ²³⁵U, ²³⁶U, ²³⁸U ²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu, ²⁴²Pu ²⁴¹Am 等 放出管理： U, Pu 	<ul style="list-style-type: none"> Pu に対する 放射能汚染管理 ²⁴¹Amの β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： ²³⁴U, ²³⁵U, ²³⁶U, ²³⁸U ²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu, ²⁴²Pu ²⁴¹Am 等 FP 核種 (⁹⁰Sr/⁹⁰Y, ⁹⁵Zr/⁹⁵Nb, ¹⁰⁶Ru/¹⁰⁶Rh, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Cs/¹⁴⁴Pr) 放出管理： ³H, ¹⁴C, ⁸⁵Kr, ¹²⁹I, Pu 等 	<ul style="list-style-type: none"> Pu に対する 放射能汚染管理 ²⁴¹Amの β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 (¹²⁹I)

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				n			線量	表面
再処理センター	116,300	24	51	30	86	196	7	12	514	325	476 (326) (注)
プルトニウム燃料 センター	52,500	9	-	68	-	19	17	22	452	228	381
環境保全・研究開発 センター	40,634	16	-	6	14	23	2	1	287	216	219
放射線安全部	3,905	1	-	-	-	-	-	-	13	24	23
合 計	213,339	50	51	104	100	238	26	35	1,266	793	1,099

(注)()内の数字については、11月1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 15 年 9 月 17 日から平成 15 年 12 月 3 日まで、表 3.3 に示す使用済燃料の処理運転が行なわれた。

なお、03 - 2 キャンペーンは、第 16 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 15 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)
03 2 キャンペーン	平成 15 年 9 月 17 日 ~ 平成 15 年 12 月 3 日	BWR : 6.8 ATR : 7.1 合計 13.9

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 〃 全 〃：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（ 4×10^{-2} Bq/cm²、 4×10^{-1} Bq/cm²）未満であった。

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 244 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 に個人の实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、セル内作業及び低放射性濃縮廃液貯蔵施設配管取合い工事に関する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	S 1		S 2		A 1		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		0		2	0.1	2	0.1
処理部	前処理課	0		26	16.3	0		26	16.3
	化学処理第一課	0		25	11.4	4	<0.1	29	11.4
	化学処理第二課	0		21	14.2	3	<0.1	24	14.2
	化学処理第三課	0		7	3.5	9	<0.1	16	3.5
	転換技術課	0		2	<0.1	7	75.5	9	75.5
施設部	施設保全第一課	0		2	0.3	1	<0.1	3	0.3
	施設保全第二課	0		10	1.3	7	0.2	17	1.5
	分析第一課	0		8	5.6	4	<0.1	12	5.6
	分析第二課	0		12	1.7	0		12	1.7
環境保全部	環境管理課	0		8	<0.1	18	<0.1	26	<0.1
	処理第一課	0		9	0.9	2	<0.1	11	0.9
	処理第二課	0		20	0.3	3	<0.1	23	0.3
	処理第三課	0		12	6.7	10	<0.1	22	6.7
放射線安全部	線量計測課	0		0		2	<0.1	2	<0.1
	放射線管理第二課	0		1	<0.1	9	<0.1	10	<0.1
合 計		0		163	62.2	81	75.8	244	138.0

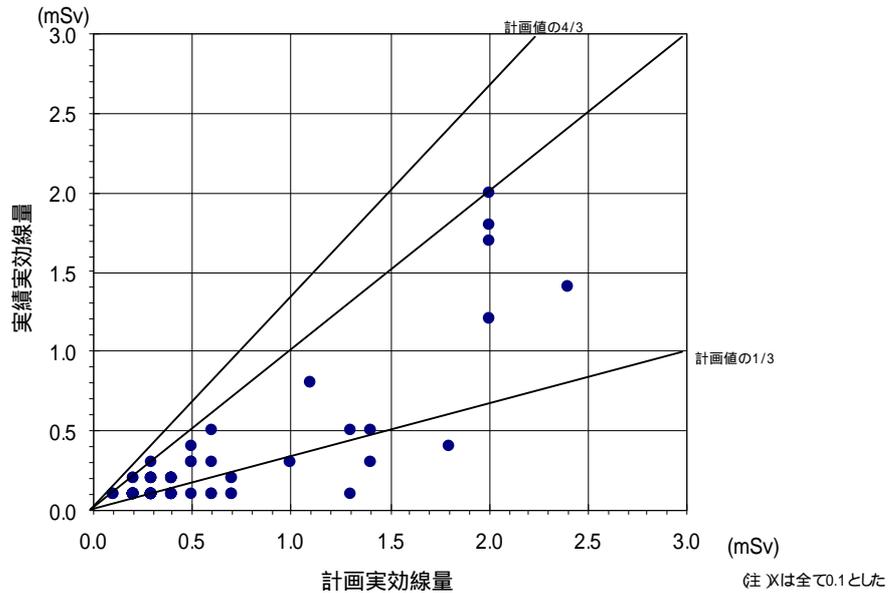


図 3.1 再処理施設における特殊放射線作業の実効線量の計画値に対する実績値

(1) セル内 1.6t クレーンの点検整備 (再処理施設主工場)

再処理施設主工場 (MP) の A568 及び A356 パネルハウスで、「セル内 1.6t クレーンの点検整備」作業が平成 15 年 11 月 26 日から 12 月 18 日の期間に実施された。

作業内容は、濃縮ウラン溶解槽装荷セル(R131)に設置されている 1.6t クレーンを A568 パネルハウス内で予備品を含めた台車・ガータ・ケーブルベア類の点検，外観検



図 3.2 A568 パネルハウス内

査等が行われ，A356 パネルハウス内では R131 セル内へ搬入する前の最終確認として電気チェック・作動確認等を行った。(図 3.2，図 3.3)

作業期間中のパネルハウス内の空气中放射性物質濃度は最大で 1.4×10^{-7} Bq/cm³，() : 3.6×10^{-6} Bq/cm³ であり，全面マスクの着用限度 5.2×10^{-5} Bq/cm³，() : 1.7×10^{-3} Bq/cm³ を下回る結果であった。また，セル内に設置されている機器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、セル内及びパネルハウス内において遠隔除染を行うとともに、適時、線量率測定を行い、鉛板による遮へい等により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、A568パネルハウス内のスラブ開口部付近で線 8 mSv/h 程度、1.6t クレーン台車表面では線 4mSv/h、()線 30mSv/h 程度であった。



図 3.3 1.6t クレーン台車点検作業

作業員の被ばく線量は、事前の除染や遮へい等の処置により最大で実効線量が 0.5mSv、等価線量（末端部・手部）が検出下限値未満であり、計画時の予想線量（最大：実効線量 1.4mSv、等価線量 3.6mSv）以下で管理された。これも、当該パネルハウス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、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ことによるものである。

(2) グローブボックス(266X62A)アクリル板の更新

再処理施設主工場（MP）の A124 において、「グローブボックス(266X62A)アクリル板の更新」が平成 15 年 5 月 8 日から平成 15 年 7 月 11 日の期間で行われた。本作業では、グローブボックス(266X62A)のアクリル板の一部が、経年劣化により変色し、グローブボックス内部の機器類の状態確認が困難となったことにより、アクリル板の更新を実施した。

（図 3.4）

作業期間中の放射線状況については、線量率管理において、鉛ガラス撤去後のアクリル板表面で、線 1.2mSv/h、()線 1.4mSv/h、グローブボックス内で、線、()線共に 140 μ Sv/h であった。

表面密度管理は、事前にグローブボックス内及び内装機器の除染、養生を行っ



図 3.4 アクリル板の更新

た。アクリル板取外し後の接触面で、 $33.3\text{Bq}/\text{cm}^2$ であった。

空气中放射性物質濃度は、GH内で、 $2.2 \times 10^{-7}\text{Bq}/\text{cm}^3$ であった。今回の作業で着用したエアライマスクの着用限度は、 $5.6 \times 10^{-3}\text{Bq}/\text{cm}^3$ であり、呼吸保護具の選定は妥当であった。

作業者の被ばく線量は、最大で実効線量が 1.4mSv 、等価線量（末端部・皮膚）は検出下限値未満であり、計画値（最大：実効線量 2.4mSv 、等価線量（末端部・皮膚） 11.9mSv ）以下で管理された。これも、グローブボックス周辺の線量率を作業前に測定し線量率の変動を把握するとともに、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った結果、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、燃料せん断片、高放射性固体廃棄物、 UO_3 製品、分析用試料、収去試料、MOX製品、その他

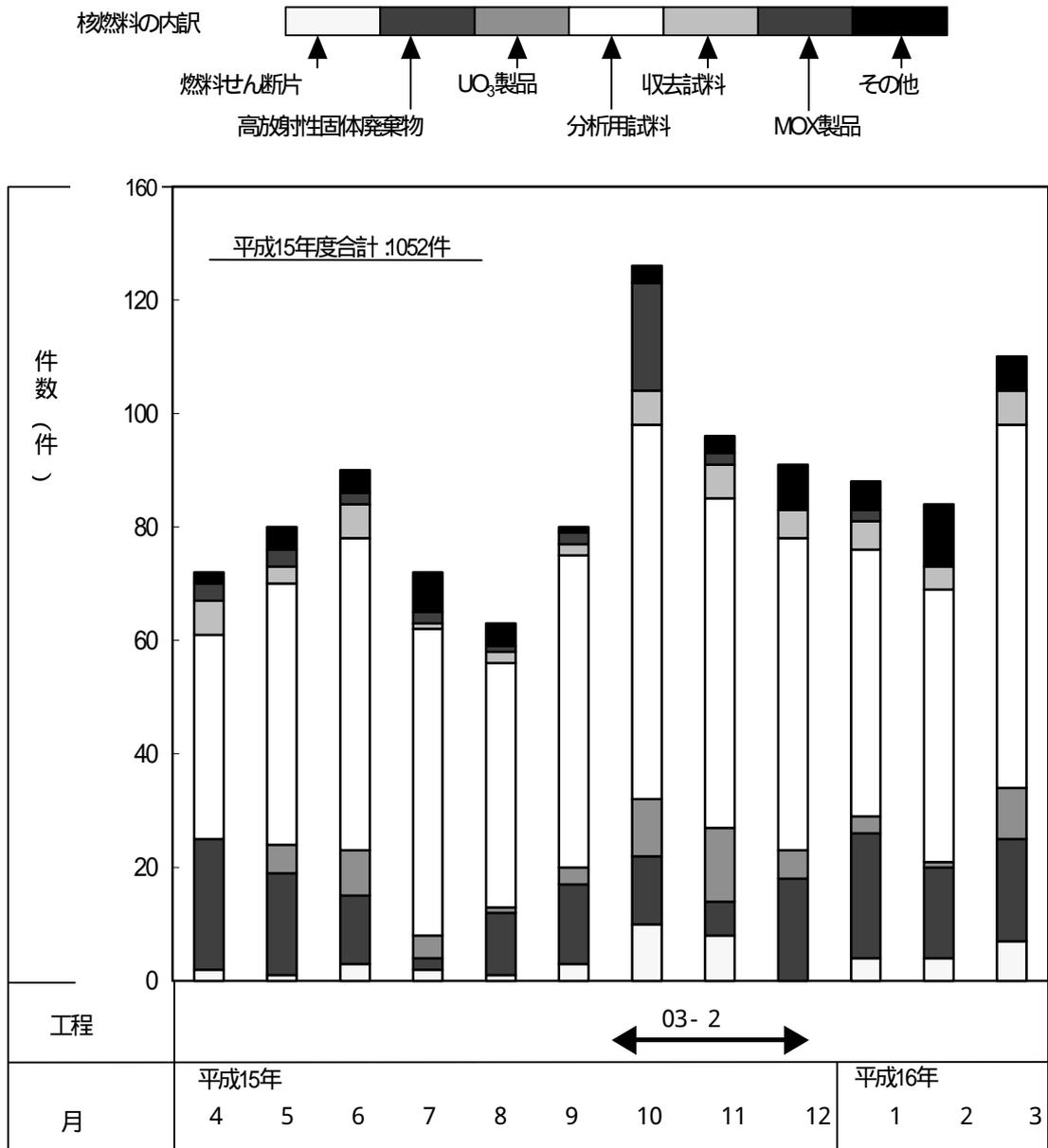


図 3.5 再処理施設からの核燃料物質（低放射性固体廃棄物を除く）等の搬出状況

(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 に低放射性固体廃棄物の搬出状況を図 3.7 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。

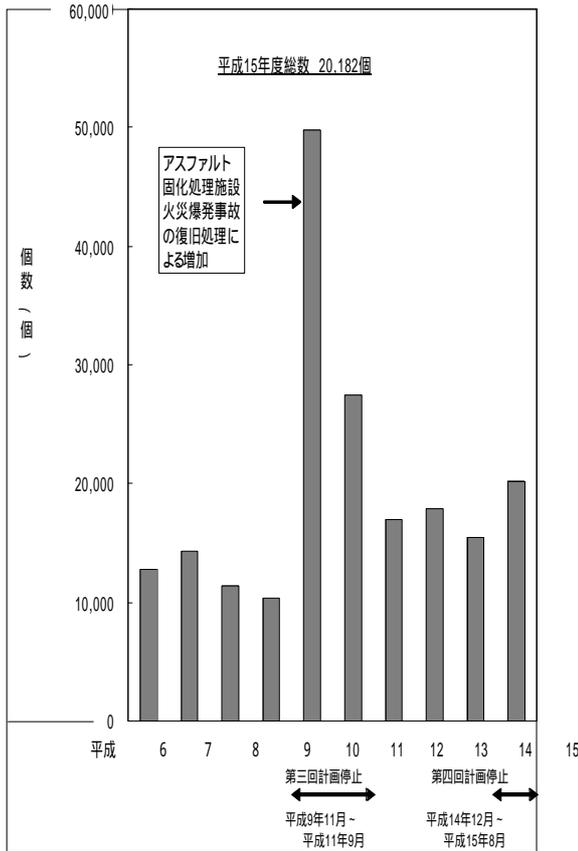


図 3.7 再処理施設での低放射性固体廃棄物の搬出状況（年度間推移）

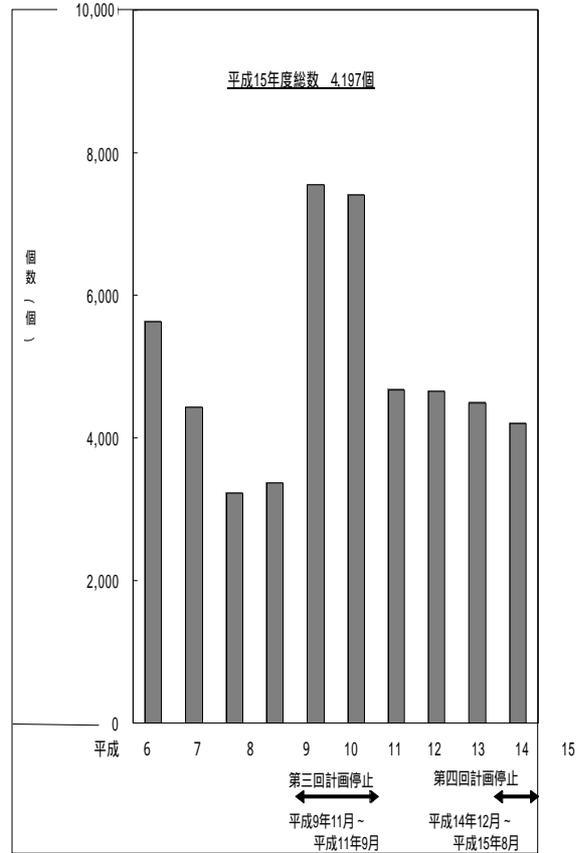


図 3.8 再処理施設での物品等搬出状況（年度間推移）

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	H9年3月12日	継続	アスファルト固化処理施設の火災・爆発事故の影響
分離精製工場保全区域	H15年7月1日	H15年7月31日	地下浸透水配管の一部更新工事
プルトニウム転換技術開発施設 A131管理扉外側	H15年11月18日	H15年11月20日	管理扉補修作業
プルトニウム転換技術開発施設 A323管理扉外側	H15年11月18日	H15年11月19日	管理扉補修作業

3.2.5 再処理施設第 16 回定期検査

再処理施設において平成 15 年 7 月 3 日から第 16 回施設定期検査を受検し、最終検査を平成 15 年 11 月 5 日に終え、同日付で合格証を受領した。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「線量率及び空気中の放射性物質濃度の測定」に関する検査を受検した。

- ・「定置式モニタ類の性能検査」の立会検査期間
平成 15 年 7 月 3 日～平成 15 年 8 月 6 日までの期間中 5 日間
- ・「線量率及び空気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 15 年 10 月 20 日～平成 15 年 11 月 5 日までの期間中 3 日間

なお、今回の施設定期検査においては平成 15 年 9 月 30 日までは経済産業省(関東経済産業局)における検査、平成 15 年 10 月 1 日以降は新たに設立された原子力安全基盤機構による検査となった。

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「常陽」MK-用燃料の製造及び設備・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、昨年度に引き続き湿式再処理試験が実施された。また、今年度より未照射燃料ピンを使用した乾式再処理試験が新たに行われた。

ウラン濃縮施設においては、廃棄物の減容処理作業等、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。

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、全：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

スマ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（： $4 \times 10^{-2}\text{Bq/cm}^2$ 、： $4 \times 10^{-1}\text{Bq/cm}^2$ ）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、また、使用施設の特特殊放射線作業における個人の計画実効線量に対する実績実効線量を図 3.8 に示す。これらの放射線作業においては、作業者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	C P F	0	-	15	<0.1	72	<0.1	87	<0.1
	B 棟	0	-	1	<0.1			1	<0.1
	J 棟	0	-	2	<0.1			2	<0.1
プルトニウム燃料 センター	P u - 3	0	-	8	52.6			8	52.6
	P W T F	0	-	2	<0.1	2	<0.1		
合 計		0	-	28	52.6	72	<0.1	100	52.6

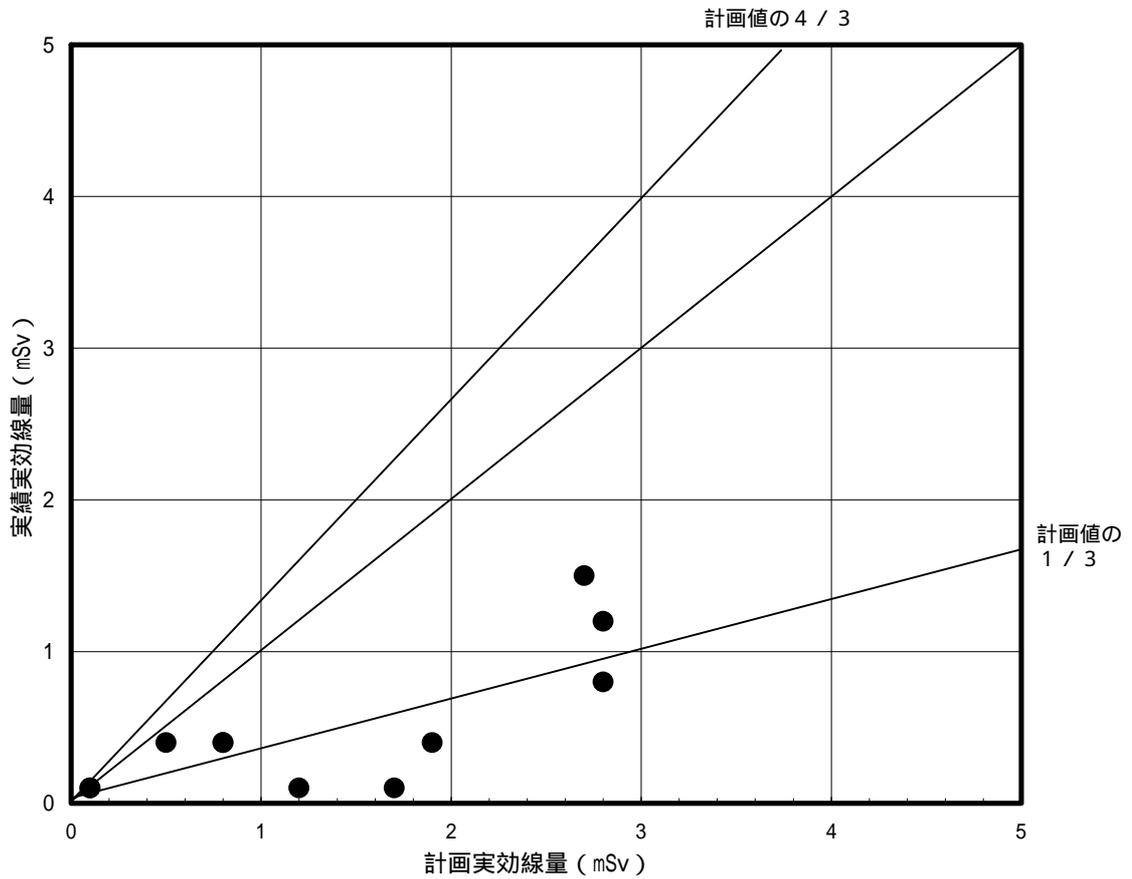


図 3.8 使用施設の特種放射線作業における計画実効線量に対する実績実効線量の比

以下に主な特殊放射線作業の例を示す。

(1) 環境保全・研究開発センター関係

(a) CPF 分析室 GA-1A グローブボックスパネル交換作業 (CPF)

分析室グローブボックス GA-1A のパネル交換作業が、平成 16 年 3 月 1 日から平成 16 年 3 月 15 日の期間で実施された。

本作業は、平成 16 年度に実施予定の基礎試験のために、グローブボックスパネルの一部を SUS 製に交換する作業である。作業にあたって事前にグローブボックス内のクリーンナップを行い除染してからグリーンハウスを設置し、グローブボックスのパネルを交換した。

作業期間中の放射線管理状況は空気、表面、線量率について全て検出下限値未満であった。被ばく管理においても問題なかった。

(b) 回転胴 TP 切出し作業 (J 棟)

J 棟の除染フードにおいて、使用済み遠心機のケーシング及び回転胴の切出し作業が平成 15 年 9 月 22 日～10 月 10 日、11 月 25 日～12 月 18 日までの期間で実施された。

本作業は、今後、使用済み遠心機の本格処分を行うにあたり、ケーシング内面の汚染分布を調査することを目的としてケーシング及び回転胴を切出す作業である。作業においては切出し作業時に切断粉が発生することから排気カートを使用した。また、仮設線、線用空気モニタを設置して、排気カート外への空気汚染の移行の有無を作業中常時監視した。

作業期間中の放射線管理状況は、空气中放射性物質濃度について： 2.0×10^{-8} Bq/cm³、：検出下限値未満であった。表面密度についてはケーシング内面で： 16.6 Bq/cm²、： 15.0 Bq/cm²であった。ケーシング等の線量率は、： < 0.5 μ Sv/h であり実効線量及び等価線量共に検出下限界未満であった。

(2) プルトニウム燃料センター関係

(a) 連続焼結設備撤去・解体作業 (Pu-3)

Pu-3 の工程設備解体室 (CU-002) にて脱ガスグローブボックスの解体作業が平成 15 年 4 月 1 日から平成 15 年 11 月 28 日の期間で実施された。この作業は平成 13 年度からの継続されている作業である。(図 3.9 参照)

本作業は、グローブボックス本体及び内装機器を電動工具、ロボット(マニピレータ)を使用して遠隔にて解体する作業である。

作業期間中、切断作業中に切断粉が排気口に吸い込まれプレフィルタが延焼する事象が発生し、排気口の改造措置が講じられた。

作業期間中の管理結果については、空气中放射性物質濃度で、最大全： 3.8×10^{-4} Bq/cm³ であった。また、作業者の被ばく線量は、最大で実効線量が 0.4 mSv、等価線量(末端部(手部)の皮膚)が 1.3 mSv であった。



図 3.9 ロボット（マニピレータ）による遠隔解体状況

(b) 連続焼結設備撤去・解体作業（Pu-3）

Pu-3 の焼結室（F P-105）にて連続焼結設備撤去・解体作業が平成 15 年 7 月 14 日から平成 16 年 3 月 31 日の期間，特殊放射線作業で実施された。（図 3.10 参照）

本作業は，焼結室全体にグリーンハウスを設営するという今までに例のない作業であった。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ため防護具の着用限度，作業員の被ばく管理及び作業員の健康状態の確認を重点に放射線管理を実施した。

作業期間中の管理結果については，空气中放射性物質濃度で最大全 $1.1 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ であった。また，作業員の被ばく線量は，最大実効線量が 1.2mSv，等価線量（末端部（手部）の皮膚）が 3.3mSv であった。



グローブボックス解体作業



グローブボックス撤去後

図 3.10 グローブボックス解体作業風景

(c) 難燃物焼却設備解体・撤去作業 (PWTF)

PWTF の難燃物焼却室 (P-105) の難燃物焼却設備及び付属設備の解体作業が平成 15 年 4 月 1 日から平成 15 年 7 月 31 日の期間に実施された (図 3.11 参照)。

本作業は、グローブボックス本体及び内装機器、塔槽類を電動工具を使用して解体する作業である。グローブボックス、内装機器等の裁断を行う際は、エアラインスーツ、グローブに傷つけないよう指導した。

作業期間中の空气中放射性物質濃度は、最大で全 : $5.3 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ であった。作業員の被ばく線量は、実効線量が $< 0.1 \text{mSv}$ 、等価線量 (末端部 (手部) の皮膚) が $< 0.2 \text{mSv}$ であった。



図 3.11 難燃物焼却設備の解体作業風景

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等を行った。核燃料物質等の搬出件数は，916 件であり，測定等の結果は全て管理基準値以下であった。

図 3.12 に核燃料物質等の搬出件数の推移を示す。

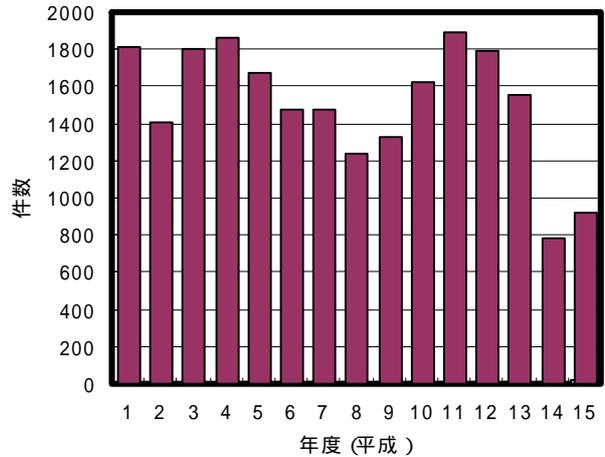


図 3.12 使用施設における核燃料物質等の搬出件数の推移

(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，5,912 件であり，測定等の結果は全て管理基準値以下であった。

図 3.13 に物品搬出件数の推移を示す。

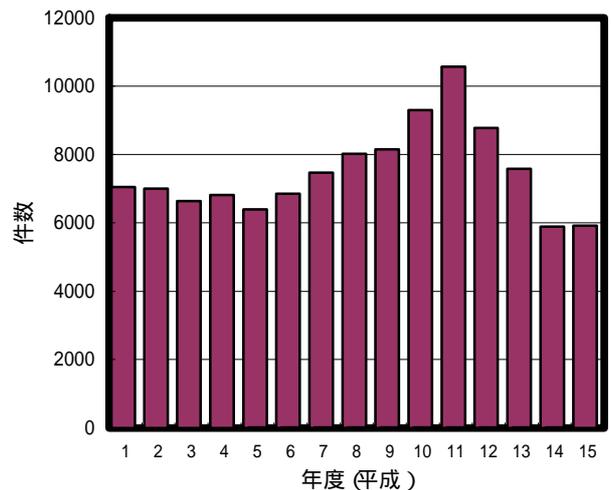


図 3.13 使用施設における物品搬出件数の推移

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，管理区域の設定（1 件），管理区域の一部解除（1 件），一時管理区域の設定・解除（3 件）及び管理区域に係わる遵守事項の適用除外（12 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。表 3.7 に管理区域の設定，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の状況を示す。

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
第 2 ウラン系廃棄物貯蔵施設	H15.7.7	新規施設

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
B 棟 廃棄物一時保管庫 (A,B)	H16.3.31	廃棄物倉庫の使用を取り止めるため

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
M 棟 屋外排気機械室周辺	H15.5.14	H15.5.14	排気機械室からの漏水のため
安全管理別棟 屋上北側	H16.2.26	H16.3.4	排水配管撤去のため
安全管理別棟 計算機室	H16.3.22	H16.3.23	排気ダクト撤去のため

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た。

特に第 1 四半期では、4 月 21 日に Pu-3 工程設備解体室グローブボックス内での発煙について、当日の作業手順や通報連絡が保安規定に基づき正しく行われたかの確認も合わせて実施された。

また、12 月 10 日には、原子力安全委員会委員による「保安検査に関する規制調査」に係る現地調査が行われた。

保安検査の結果、訓練への従業員の参加に係る要望事項（事業所共通）はあったものの、全検査を通して指摘事項はなかった。

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 15 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、平成 8 年度以降 1 人・Sv 以下で推移している。

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 15 年度の個人線量の管理状況

放射線業務従事者数	3,952 人（うち女性 26 名）
集団実効線量	551.5 人・mSv
個人の平均実効線量	0.1 mSv
個人の最大実効線量	6.2 mSv

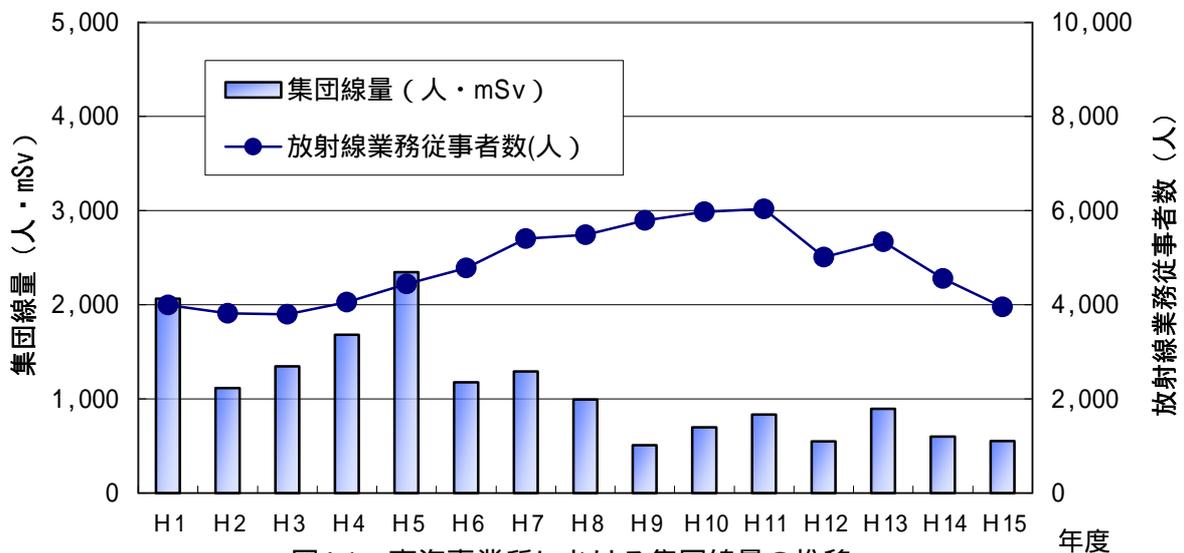


図4.1 東海事業所における集団線量の推移

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 15 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 15 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、従来と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、大きな増減はなかった。

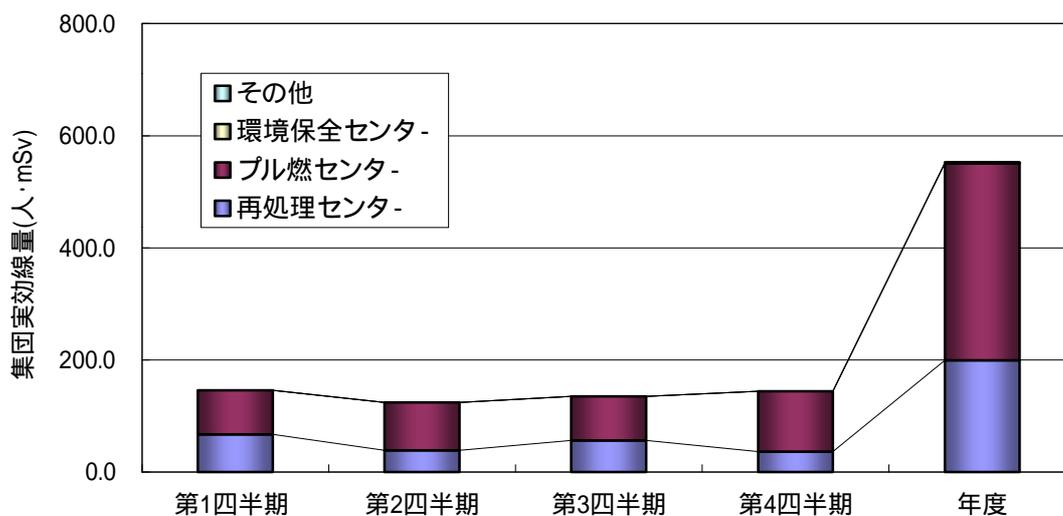


図4.2 平成15年度の四半期毎の集団実効線量の推移

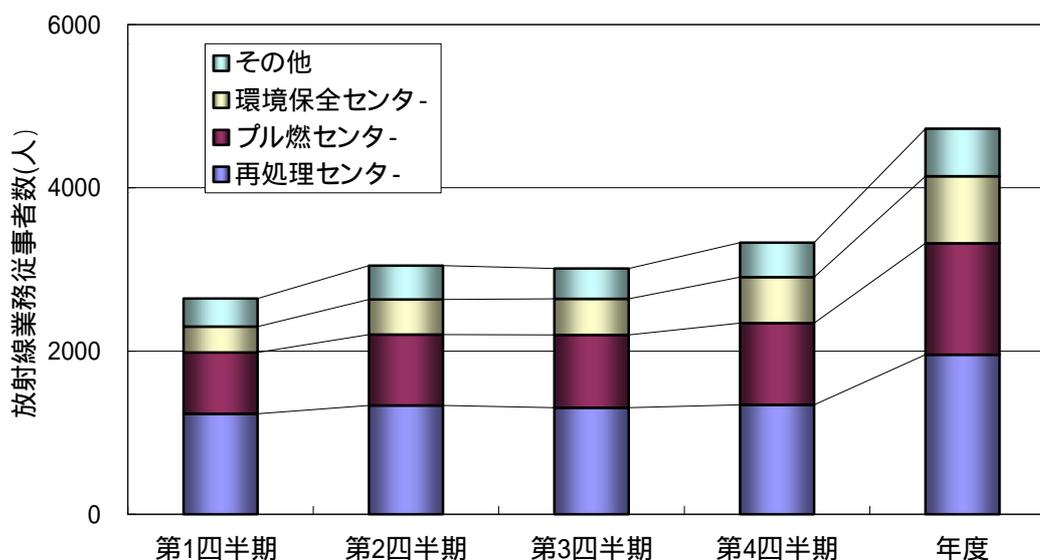


図4.3 平成15年度の四半期毎の放射線業務従事者数の推移

4.2.2 等価線量

平成 15 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。

・ 線用の TLD 指リングの測定対象者は事業所全体で 377 名であり,個人の最大等価線量となった作業は,再処理施設でのパネルハウス内の機器の整備点検作業である。

また, 線用の TLD 指リングの測定対象者は事業所全体で 653 名,個人の最大等価線量となった作業は,再処理センタープルトニウム転換技術開発施設での定常的なグローブボックスによるプルトニウムの取扱作業である。

表 4.2 ・ 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

平成 15 年度					
	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	241	229	12	0	11.9
環境保全・研究開発センター	136	136	0	0	0.0
事業所全体	377	365	12	0	11.9

表 4.3 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

平成 15 年度					
	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	86	16	70	0	49.7
プルトニウム燃料センター	555	298	257	0	43.0
環境保全・研究開発センター	12	10	2	0	4.5
事業所全体	653	324	329	0	49.7

4.3 内部被ばく管理状況

平成 15 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 106 人、肺モニタ 73 人、全身カウンタ 1,318 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 3,603 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	32	34	31	912	2,305
プルトニウム燃料センター	1	27	37	11	9
環境保全・研究開発センター	4	8	5	123	798
その他	0	0	0	272	491
合計	37	69	73	1,318	3,603

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 15 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 15 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	825	1444	376
プルトニウム燃料センター	852	992	0
環境保全・研究開発センター	902	555	319
その他	204	131	5
合計	2,783	3,122	700

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 μm）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。

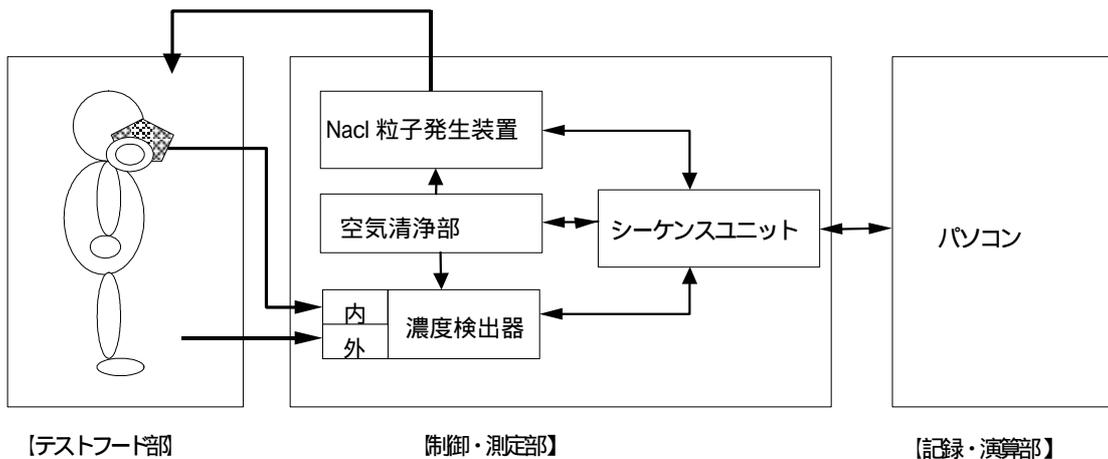


図 4.4 マスクフィットネス試験装置の概要

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 15 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 2,757 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。

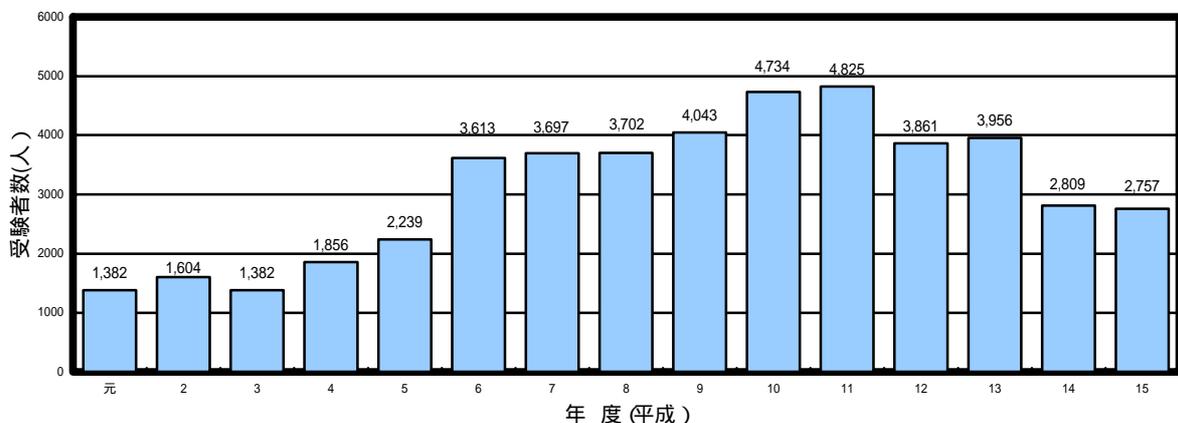


図 4.5 年度別マスクフィットネス試験実施状況

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 15 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) 及び全ダスト、全ダストについて、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 15 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	2.3×10^6
^3H	1.9×10^3
^{14}C	8.7×10^1
^{131}I	N.D.
^{129}I	4.4×10^{-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ブ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 15 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) 及び全ダスト，全ダストの 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ダスト，全ダストとも 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 15 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)	2.6×10^{-3}	D.L	2.7×10^{-3}	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

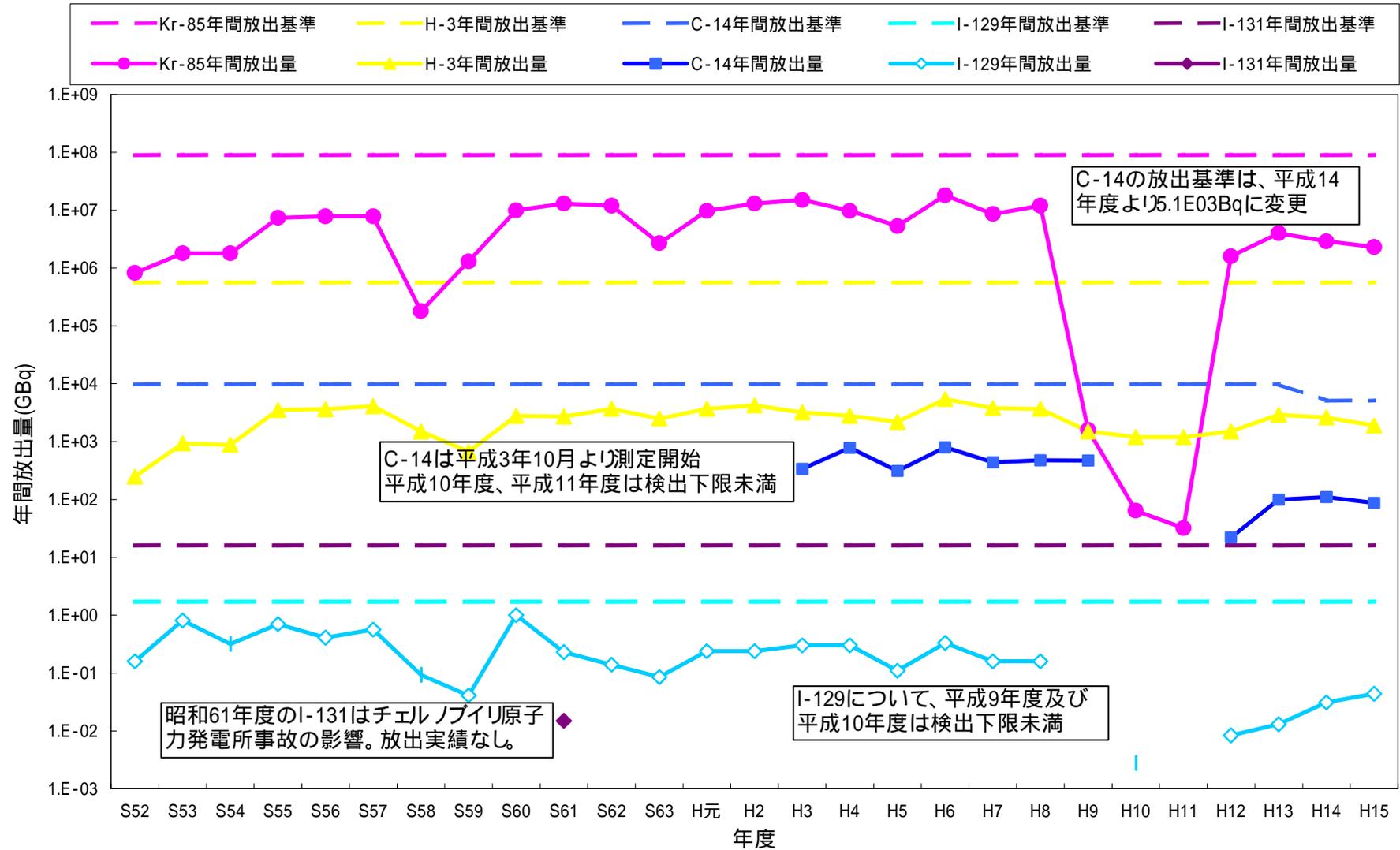


図5.1 再処理施設から放出された放射性気体廃棄物中の主要核種の年間放出量

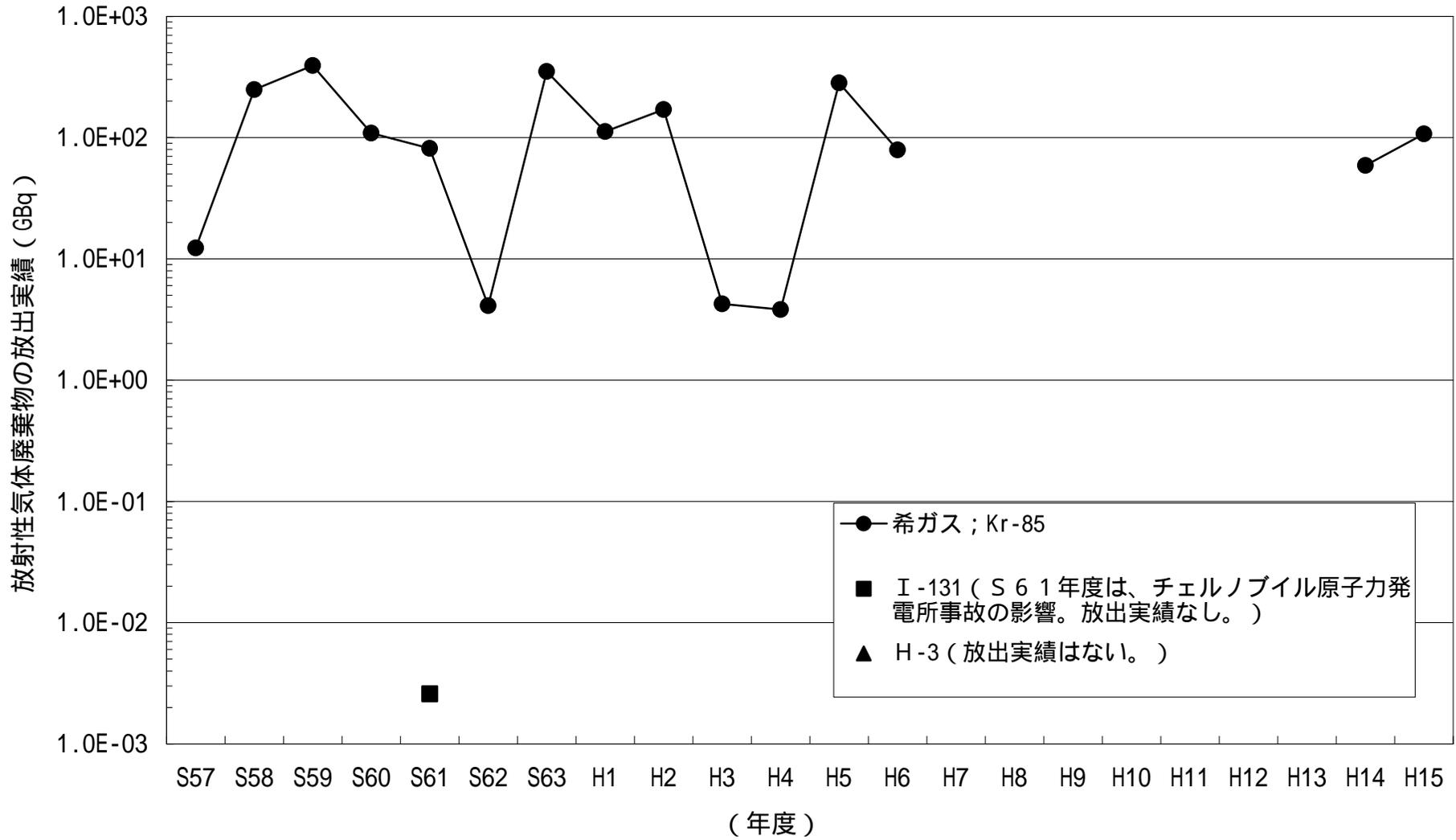


図 5.2 CPF における放射性気体廃棄物の放出実績

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及び放射線障害予防規定に従い、放出バッチ毎にその放射能及びpH、SS、COD等の濃度が、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。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及び付録表7に再処理施設からの海洋放出モニタリング対象核種、検出限界値、供試量、最大放出濃度基準及び年間最大放出量の基準値を示す。また、付録表8及び付録表9に中央廃水処理場への廃水排出基準値と第二排水溝における放出基準値を示す。

平成15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5.5に示す。また、これらの年度間実績を図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15年度もこれまでと同様全て基準値を下回っていた。付録表6に示すその他のモニタリング対象核種はいずれも検出限界値未満であった。

表 5.5 再処理施設における海洋への放射性液体廃棄物の年間放出量

核種	放出量(MBq)
全 放射能	N.D.
全 放射能 (³ Hを除く)	N.D.
⁸⁹ S r	N.D.
⁹⁰ S r	N.D.
⁹⁵ Z r - ⁹⁵ N b	N.D.
¹⁰³ R u	N.D.
¹⁰⁶ R u - ¹⁰⁶ R h	N.D.
¹³⁴ C s	N.D.
¹³⁷ C s	N.D.
¹⁴¹ C e	N.D.
¹⁴⁴ C e - ¹⁴⁴ P r	N.D.
³ H	6.8 × 10 ⁷
¹²⁹ I	6.7
¹³¹ I	N.D.
P u ()	5.5

注) N.D.は検出限界値未満の放出量。

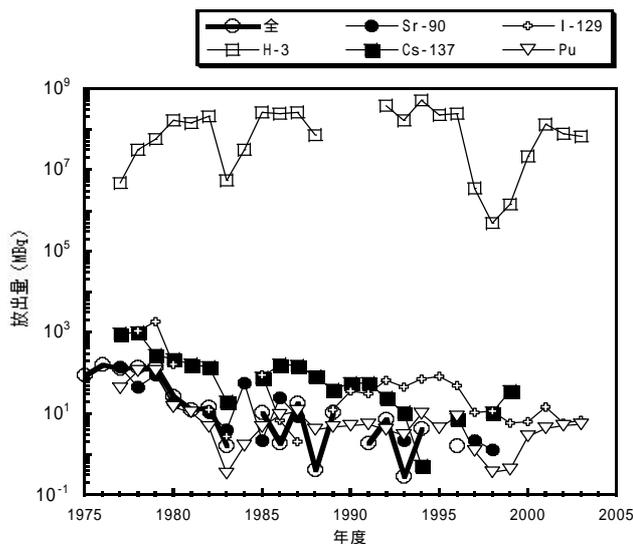


図 5.3 再処理施設における放射性液体廃棄物の放出実績

また、第一排水溝から新川へ放出された排水はおよそ 2,400 m³であった。排水中の放射性物質については、すべて検出限界値未満であり、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 15 年度の第一排水溝からの放出量を表 5.6 に示す。また、これらの年度間実績を図 5.4 に示す。

表 5.6 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 放射能	N.D.
U	N.D.

注)N.D.は検出限界値未満の放出量。

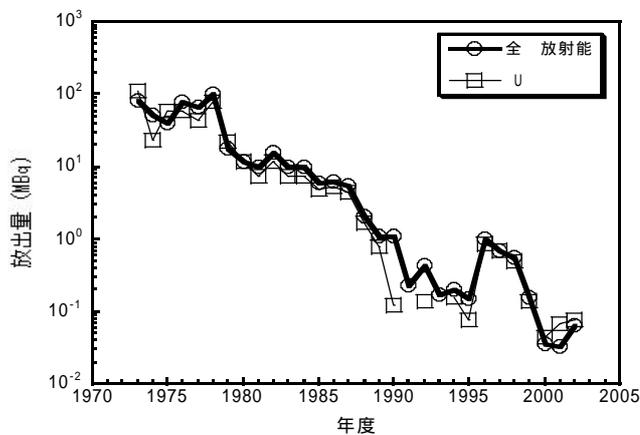


図 5.4 第一排水溝における放射性液体廃棄物の放出実績

第二排水溝から海洋へ放出された排水はおよそ 390 m³であった。排水中からは、全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 15 年度に第二排水溝からの放出量を表 5.7 に示す。また、これらの年度間実績を図 5.5 に示す。

表 5.7 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)
全放射能	5.8×10^{-3}
Pu	7.8×10^{-4}

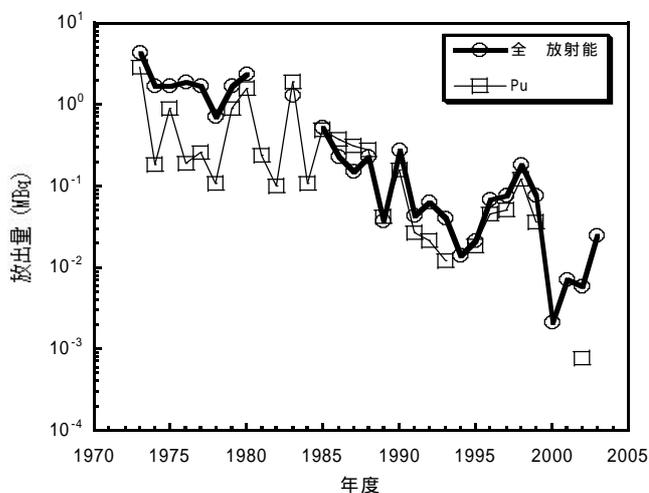


図 5.5 第二排水溝における放射性液体廃棄物の放出実績

6. 環境放射線監視

6.1 環境放射線モニタリング

平成 15 年度においては、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」を踏まえ実施した。さらに、原子力安全委員会で了承された「動力炉・核燃料開発事業団再処理施設周辺の環境放射線モニタリング計画における補足的調査項目について」(平成 7 年)に基づき、畑土中ヨウ素 - 129 の調査を実施した。

付録表 10, 付録表 11 には、陸上及び海洋環境放射能監視計画, 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 15 年 4 月から平成 16 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 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 放射能,全 放射能,⁵⁴Mn,⁶⁰Co,⁹⁰Sr,⁹⁵Zr,⁹⁵Nb,¹⁰⁶Ru,¹³⁷Cs,¹⁴⁴Ce 及び ^{239,240}Pu, 大気中 ¹³¹I 濃度, 気体状 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 放射能
 - 5) 飲料水中放射性物質濃度...全 放射能及び ³H 濃度
 - 6) 葉菜中放射性物質濃度...⁹⁰Sr,¹³¹I,¹³⁷Cs 及び ^{239,240}Pu 濃度
 - 7) 精米中放射性物質濃度...¹⁴C,⁹⁰Sr 及び ¹³⁷Cs 濃度
 - 8) 牛乳中放射性物質濃度...⁹⁰Sr,¹³¹I 及び ¹³⁷Cs 濃度
 - 9) 表土中放射性物質濃度...⁵⁴Mn,⁶⁰Co,⁹⁰Sr,¹⁰⁶Ru,¹³⁷Cs,¹⁴⁴Ce 及び ^{239,240}Pu 濃度
 - 10) 河川水中放射性物質濃度...全 放射能及び ³H 濃度
 - 11) 河底土中放射性物質濃度...全 放射能,⁵⁴Mn,⁶⁰Co,¹⁰⁶Ru,¹³⁷Cs 及び ¹⁴⁴Ce 濃度
- 上記項目のうち、空気水分中 ³H 濃度, 降下じん中全 放射能濃度, 飲料水中全 放射能濃度, 葉菜中 ⁹⁰Sr 濃度, 精米中 ¹⁴C 濃度, 牛乳中 ⁹⁰Sr 濃度, 表土中 ⁹⁰Sr,¹³⁷Cs,^{239,240}Pu 濃度, 河川水中全 放射能濃度, 河底土中全 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、表土中 ^{239,240}Pu 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。表土中 ^{239,240}Pu 濃度は、過去 10 年間の最大値 0.91Bq/kg・乾を超えたが、これは、フォールアウト核種の自然変動によるものであった。

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、降下じん中全 放射能濃度、飲料水中全 放射能濃度、葉菜中 ⁹⁰Sr 濃度、牛乳中 ⁹⁰Sr 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)

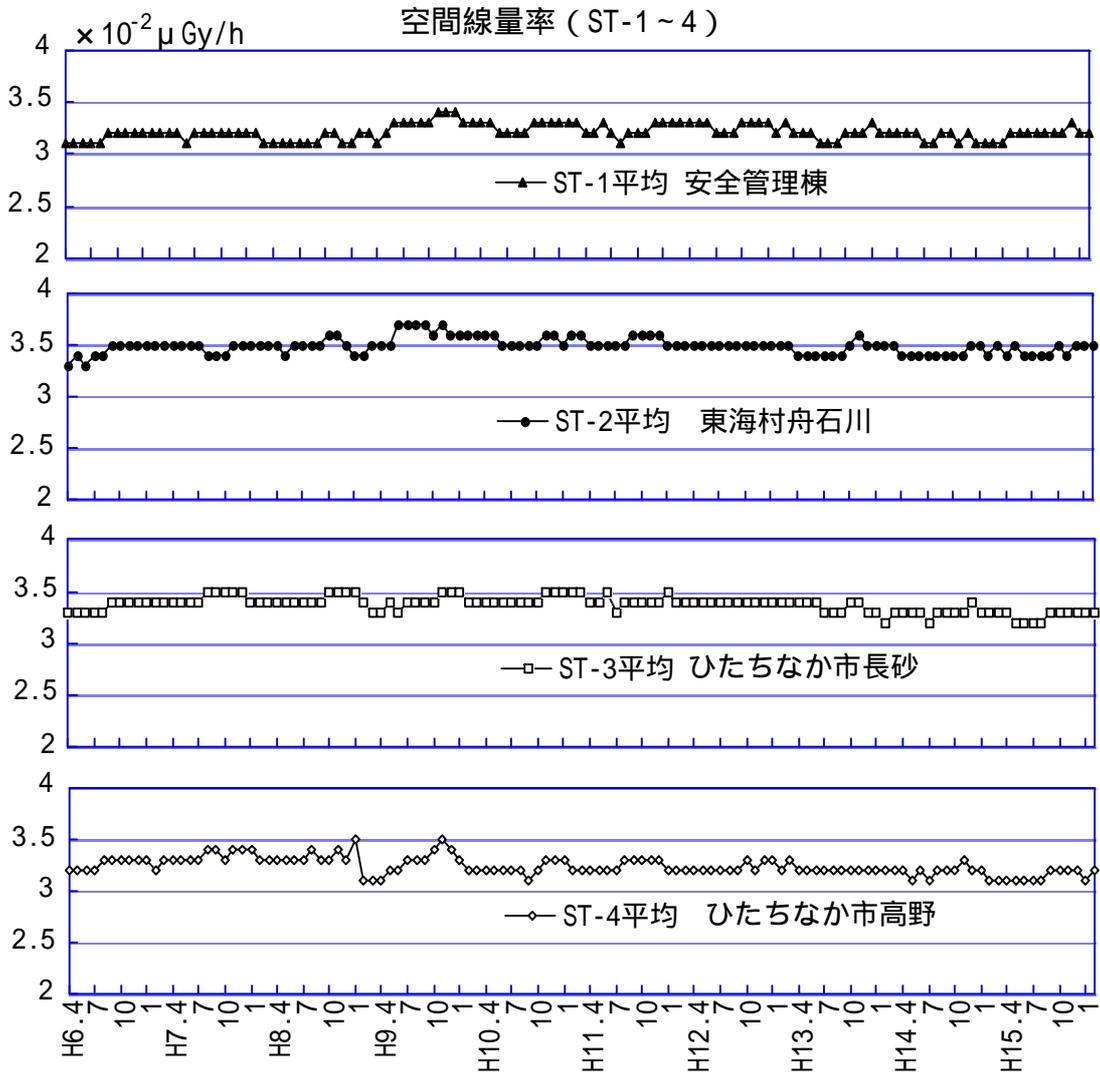


図 6.1 モニタリングステーションでの月平均の空間線量率

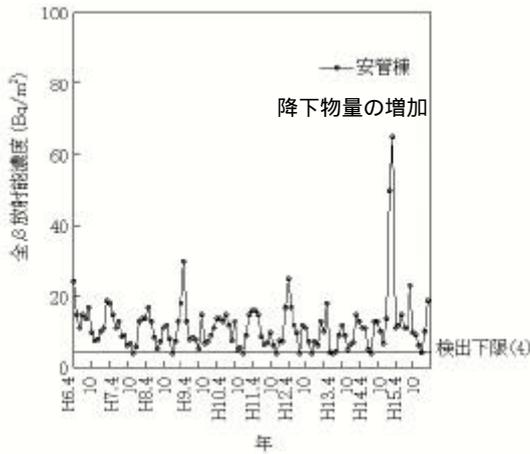


図 6.2 降水じん中全 放射能濃度

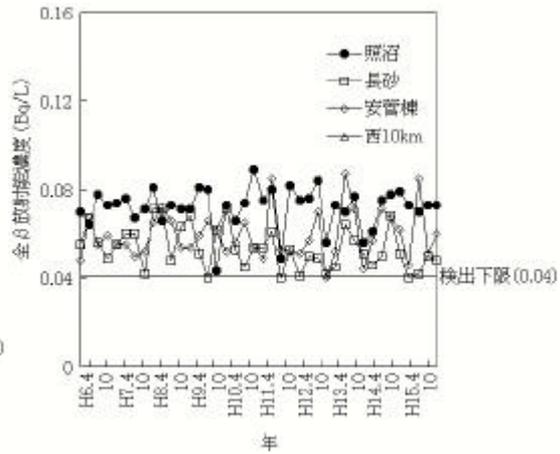


図 6.3 飲料水中全 放射能濃度

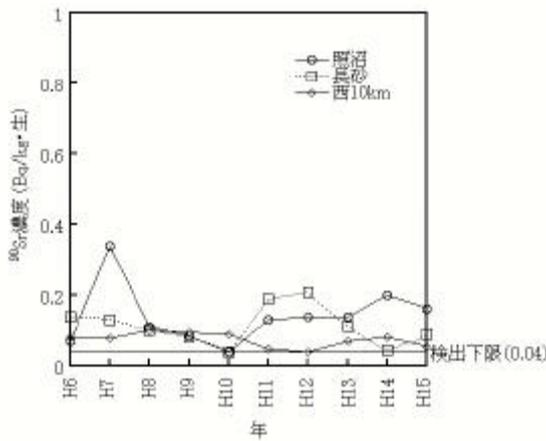


図 6.4 葉菜中 ⁹⁰Sr 濃度

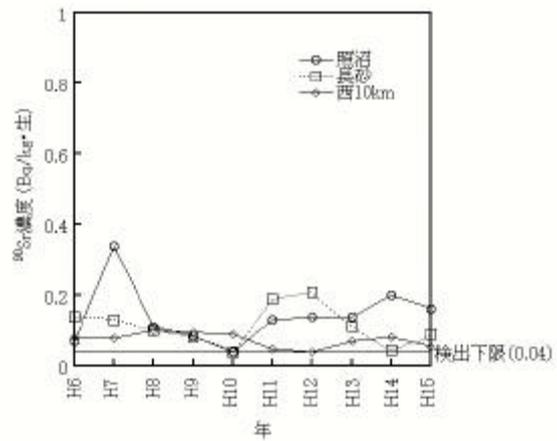


図 6.5 牛乳中 ⁹⁰Sr 濃度

6.1.2 海洋環境モニタリング

平成 15 年 4 月から平成 16 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。なお、海水及び海底土はモニタリング船「せいかい」にて採取した。

- 1) 海水中放射性物質濃度...全 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 放射能, ³H, ⁹⁰Sr, ¹⁰⁶Ru, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Ce 及び ^{239,240}Pu 濃度

- 4) 海岸砂表面線量... 表面計数率及び 表面線量率, ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{106}Ru , ^{137}Cs , ^{144}Ce 及び $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度
- 5) 海産生物中放射性物質濃度... ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{106}Ru , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{144}Ce 及び $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度
- 6) 魚網表面線量... 表面計数率及び 表面線量率
- 7) 船体表面線量... 表面計数率及び 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、海洋砂 計数率及びワカメ又はヒジキ中 $^{239,240}\text{Pu}$ 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にあった。その他については、検出下限値未満であった。

以下に、監視結果の例として、海岸水中全放射能濃度、ワカメ又はヒジキ中 ^{90}Sr , ^{137}Cs , $^{239,240}\text{Pu}$ 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)

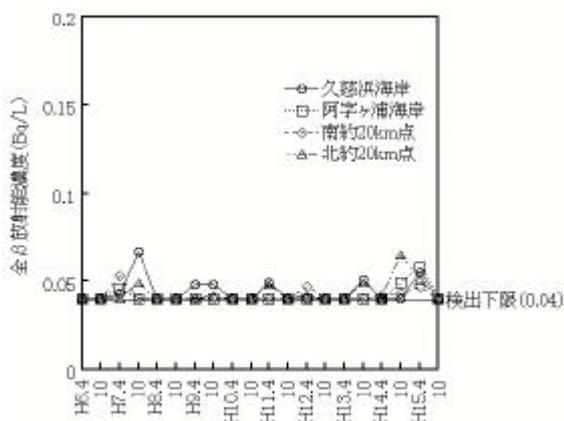


図 6.6 海岸水中全放射能濃度

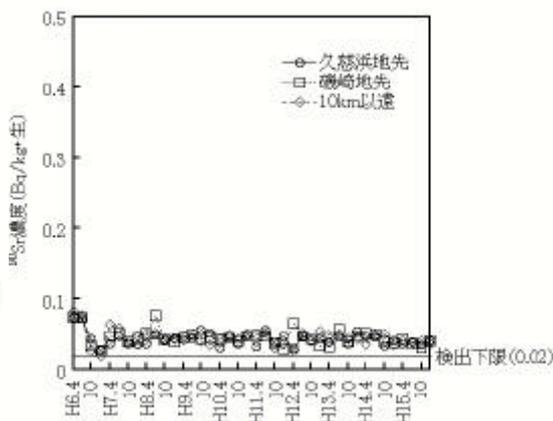


図 6.7 ワカメ又はヒジキ中 ^{90}Sr 濃度

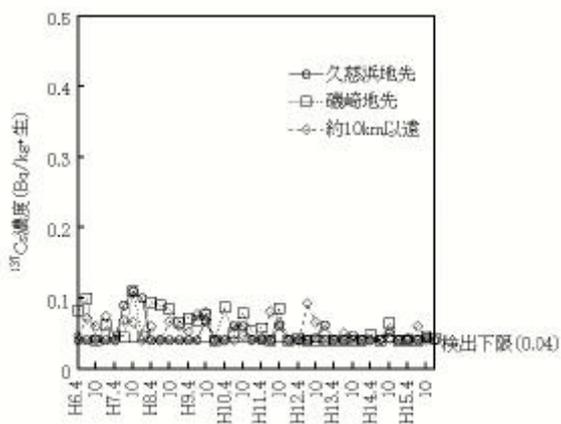


図 6.8 ワカメ又はヒジキ中 ^{137}Cs 濃度

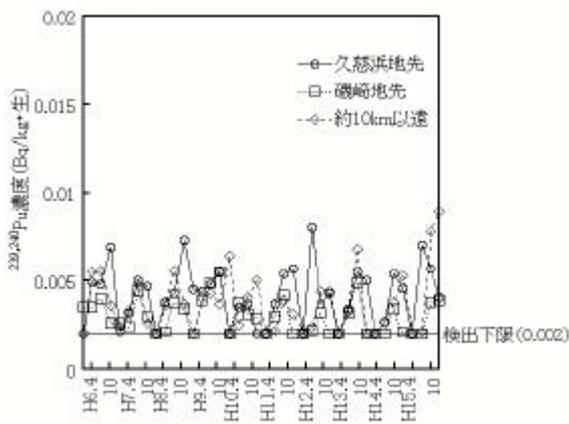


図 6.9 ワカメ又はヒジキ中 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度

6.2 気象観測

気象の観測は、「発電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に観測項目を示す。

平成15年4月から平成16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15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

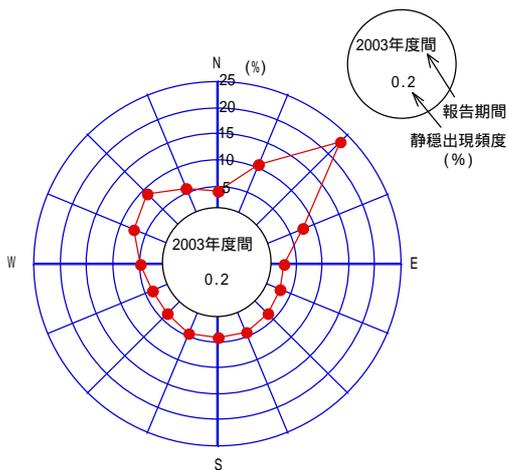


図 6.10 地上 70m 風向出現頻度 (%)

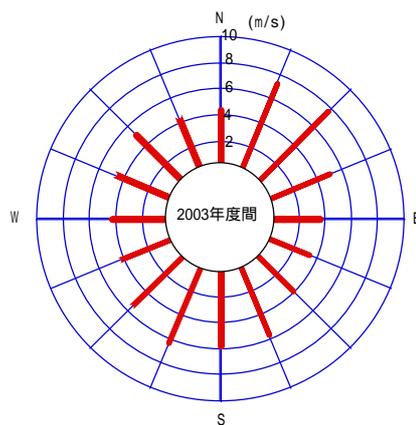


図 6.11 地上 70m 風向別平均風速 (m/s)

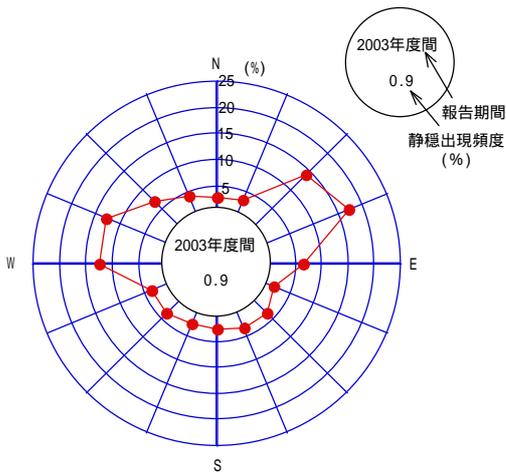


図 6.12 地上 10m 風向出現頻度 (%)

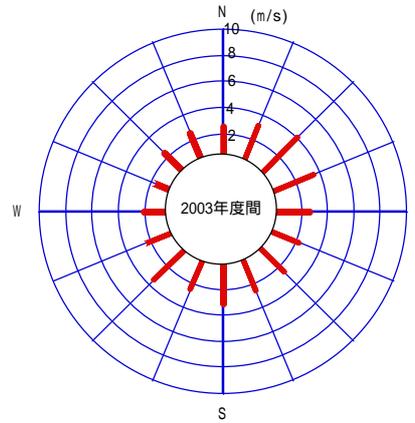


図 6.13 地上 10m 風向別平均風速 (m/s)

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 15 年度の大気安定度頻度を示す。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 15 年度は、例年どおり D 型が 44%と最も多かった。

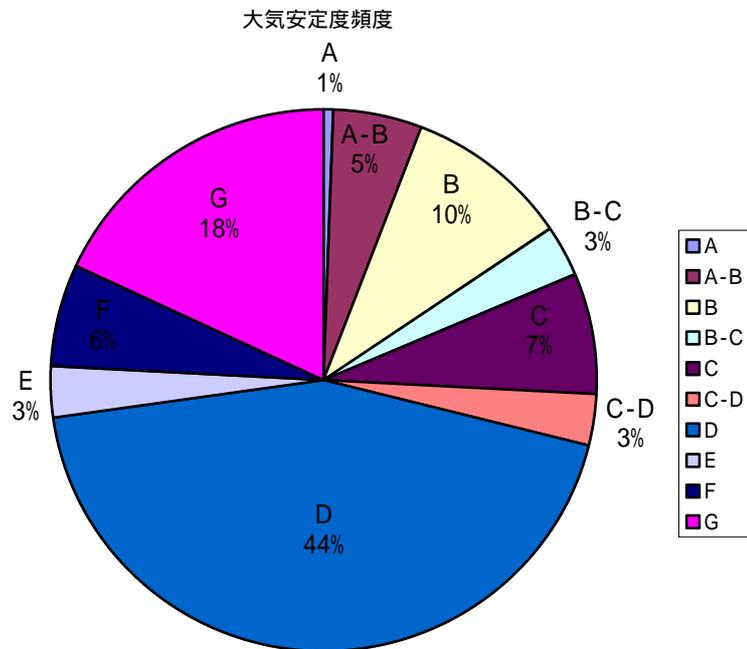


図 6.14 大気安定度頻度

平成 15 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、8月であった。

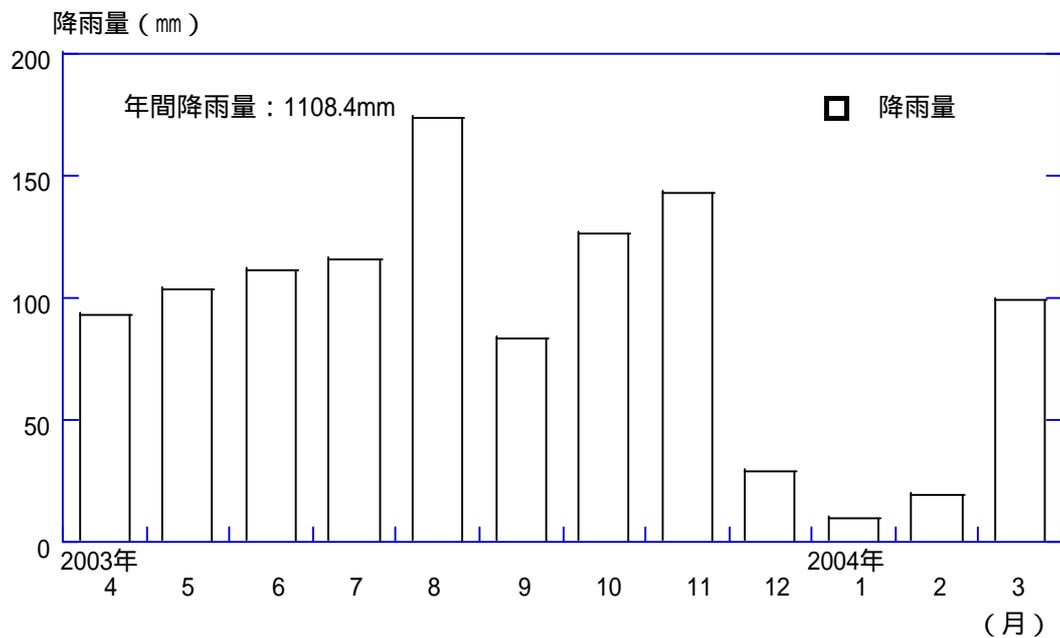


図 6.15 月間降雨量

過去 10 年間ににおける年間降雨量は 921.1 ~ 1359.3mm であり、平成 15 年度の年間降雨量は 1108.4mm であった。このことから、平成 15 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 15 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。

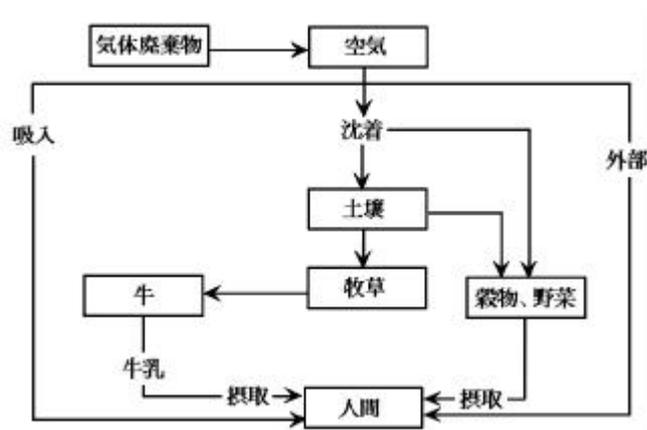


図 6.16 陸上被ばく経路（気体廃棄物）

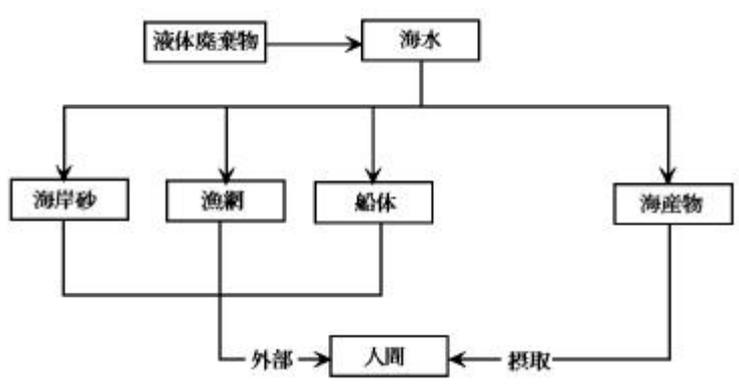


図 6.17 被ばく経路（液体廃棄物）

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 4.2×10^{-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 4.3×10^{-3} mSv/年であり，周辺監視区域外の線量限度(50 mSv/年)の約 0.009%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	1.6×10^{-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	1.6×10^{-6}	
農・畜産物摂取による内部被ばく	2.4×10^{-4}	最大濃度地点： 主排気筒南西方向約 1800m
海産物摂取による内部被ばく	1.0×10^{-5}	
漁業・海浜利用による外部被ばく	2.1×10^{-6}	
合計	4.2×10^{-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	4.3×10^{-3}	最大濃度地点： 主排気筒南西方向約 1800m
漁業・海浜利用による外部被ばく	7.2×10^{-5}	
合計	4.3×10^{-3}	

1977 年から 2003 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。

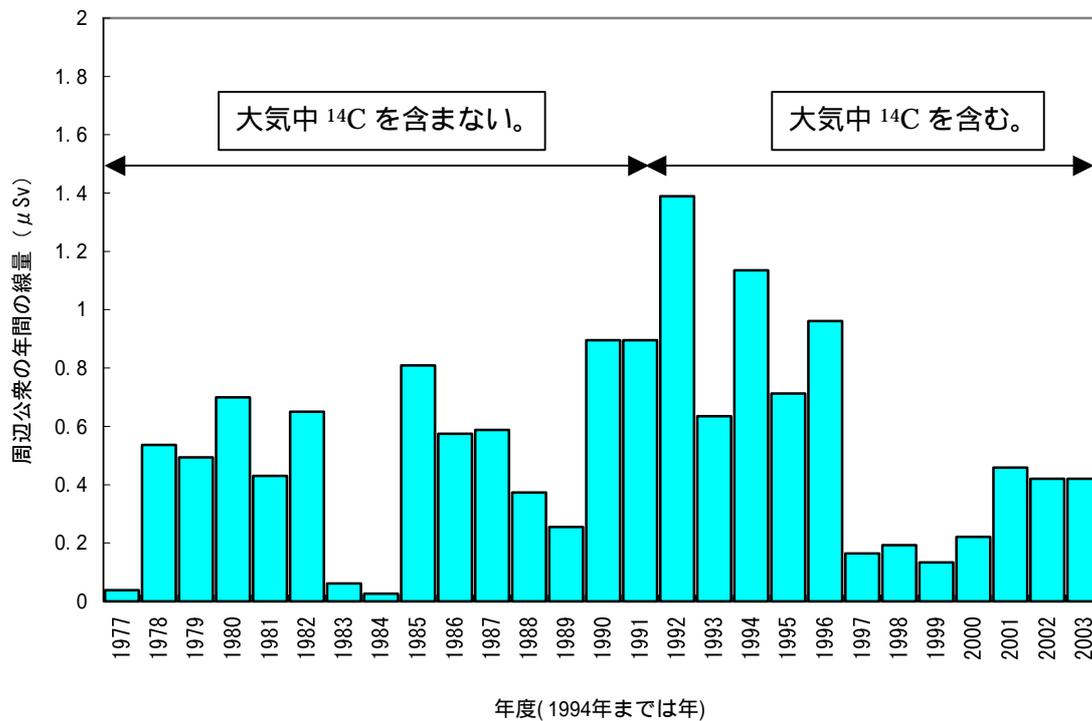


図 6.18 1977 年から 2003 年度における線量の評価結果

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，放射性同位元素変更許可申請を実施した。

7.1 放射性同位元素変更許可申請

計測機器校正施設では，中性子校正場における精度及び照射能力の向上，並びに照射装置の老朽化対応等を目的に，放射性同位元素変更許可申請を行い，平成 15 年 12 月 12 日に変更許可を受けた。変更点は以下のとおりである。

(1) 貯蔵容器の変更

線量計自動照射装置を変更した。

(2) 密封された放射性同位元素（機器に装備されたもの）の数量の増加

中性子照射装置に装備された線源（ ^{241}Am -Be）を 37GBq から 111GBq へ，線量計自動照射装置に装備された線源（ ^{137}Cs ）を 7.4GBq × 2 個から 18.5GBq へ合計数量を増加した。

(3) 密封された放射性同位元素の数量の減少

低エネルギー線照射装置に装備された ^{133}Ba 並びに線源（ ^{90}Sr ， ^{204}Tl 及び ^{147}Pm ）の一部の使用を廃止した。

(4) 貯蔵箱の貯蔵能力の変更

貯蔵箱 1 に機器に装備されていない線源（ ^{60}Co ， ^{226}Ra 及び ^{137}Cs ）及び線源（ ^{90}Sr ， ^{204}Tl 及び ^{147}Pm ）貯蔵箱 2 に機器に装備されていない線源（ ^{60}Co ， ^{226}Ra 及び ^{137}Cs ）の貯蔵能力を持たせた。

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 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）基準の定期確認を行った。平成 14 年度に設定した線量率基準並びに昨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 0.6% 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，東海事業所の二次基準測定器（PTW 32002）について基準校正を実施した。

平成 16 年 3 月に ^{241}Am -Be 中性子標準線源を更新した。線源は AEA Technology QSA 製の X4 カプセル線源であり，国際計量標準である NPL（National Physical Laboratory）において中性子放出率の検定を受けた。平成 16 年 2 月 2 日における中性子放出率は $6.316 (\pm 1.24\%) \times 10^6 \text{ s}^{-1}$ である。

7.3 照射設備・線源

7.3.1 照射設備

平成 16 年 2 月に線量計自動照射装置を更新した。これは、昭和 59 年から TLD の感度検査の目的で使用してきた松下産業機器製 UD-795 自動照射装置の老朽化によるものであり、更新にあたって松下産業情報機器製の UD-794P に機種を変更した。本照射装置の外観写真を図 7.2 に示す。

中硬 X 線発生装置 (Pantak HF-320C) の運転制御ソフトを改良した。改良では、あらかじめ線質ごとに決定した、基準線量率 - 管電圧 - 管電流の登録情報をもとに、任意の線量率を照射する時の管電流を算出する機能を付加した。

また、 ^{252}Cf 中性子標準線源を中空円筒形の鋼鉄 (低炭素鋼) 及びメタクリル樹脂 (PMMA) で覆うことによって核分裂スペクトルを変化させ、MOX 燃料施設内の実作業環境に近い中性子スペクトルを模擬した、鉄 - PMMA ハイブリッド減速中性子校正場を整備し、その運用を開始した。減速中性子校正場の詳細については 9.2 節で述べる。

7.3.2 線源

従来使用していた $^{241}\text{Am-Be}$ 線源 (37GBq) は、1966 年製と古く、また既に生産が中止された線源であるため、線源内部の詳細な構造が不明なこと、中性子放出率については 1977 年 3 月に旧電総研で校正がなされているが、既に 27 年が経過しており、また当時の技術で校正を行っているため不確かさが大きい (5%, $k=2$) といった問題があった。このため、不確かさの抜本的向上、個人線量計等への照射能力の増強等を目的に、2004 年 3 月に公称放射能 111GBq の $^{241}\text{Am-Be}$ 線源に更新した。中性子放出率の不確かさは 95% 信頼レベル ($k=2$) で 1.24% となり、これによって国際レベルにおける二次標準校正場と同等の水準を実現した。

使用頻度の低い ^{226}Ra (1.85GBq) 並びに経過時間が長く減衰した ^{57}Co (7.4GBq)、 ^{90}Sr (37MBq)、 ^{204}Tl (37MBq) 及び 18.5MBq) 及び ^{147}Pm (37MBq) については、廃棄処分 (日本アイソトープ協会へ譲渡) 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 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) した。

7.4 基準測定器等

(1) 照射線量基準測定器読取プログラム「SIDACS2」

平成 13 年度に開発した照射線量基準測定器読取プログラム「SIDACS」の改造を行い、新機能を備えた「SIDACS2」を製作した。SIDACS は、照射線量基準測定器の表示部であるデジタルマルチメータ (横河電機 756201) から GP-IB を経由して、測定値をパソコンに取り込み、照射線量率又は校正定数を算出するプログラムである。

データ処理アルゴリズムは、旧電総研より支給の特定二次標準器の読取プログラム(HP-BASIC)をベースに、Visual Basic ver.5 を用いて再構築した。このプログラムでは、基準電離箱で発生した電荷を線量計のキャパシタに蓄積し、その両端の電位の変化を、デジタルマルチメータを用いて任意の時間間隔で多数サンプリングを行い、パソコンに取り込む。さらに、それぞれのデータ間の経過時間と電位の差分から、単位時間あたりの上昇電位を算出し、気温気圧補正係数及び校正定数から線量率を算出することができ、線量計のキャパシタの直線性、測定器の安定性等をモニタしながら線量率測定することが可能となる。今回の改造では、従来のデータの取り込みに加えて、気温計(横河電機 7563)及び気圧計(横河電機 7673)からの測定値を自動的に取り込み、大気圧などの環境条件による補正を行う機能を追加した。これによって、気温・気圧測定におけるヒューマンエラーを回避するとともに、より正確な気温気圧補正を行うことができるようになった。図 7.3 に SIDACS2 の構成図を示す。

(2) PTW $H_p(10)$ 電離箱の特性試験

PTB(ドイツ連邦物理技術研究所)が開発しドイツ PTW から市販されている $H_p(10)$ 電離箱 ($H_p(10)$ chamber) の校正並びに特性試験を、IRSN(フランス原子力安全・放射線防護研究所)の光子校正場で実施した。今後、東海事業所の X 線校正場における基準測定器としての適用検討を行う予定である。

(3) ボナー球スペクトロメータ(BMS-2)の応答関数見直し

中性子校正場の中性子スペクトル測定に使用しているボナー球スペクトロメータ(BMS-2)について応答関数の見直しを行った。従来の応答関数は、ANISN の adjoint 計算値に単色中性子場での実験による修正を加えたものであった。今回の見直しでは、減速材構造を厳密に模擬するため計算コードに MCNP-4C2 を使用した。

7.5 RI 線源等使用記録、査察対応

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 223 日であった。

照射室(B)の $^{238}\text{Pu-Be}$ 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 16 年 3 月に受けた。

7.6 付帯設備等・その他

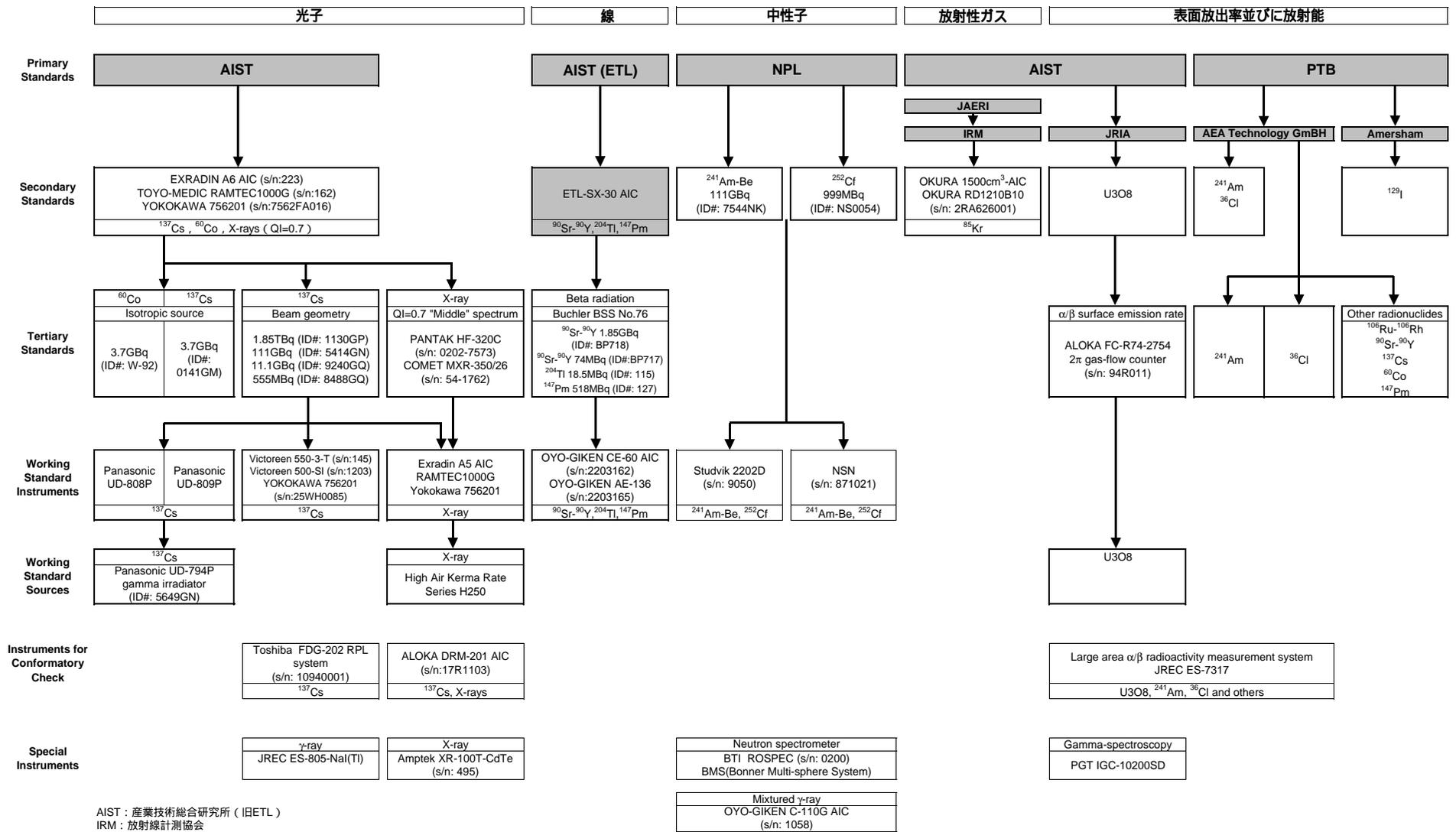
照射室内のレーザーマーカ装置に対して、近接防止用安全カバーを設置した。

照射線量率基準測定器(空洞電離箱)による線量率測定時において、気温の変動による不確かさの改善のため、照射室内に室内空気攪拌用扇風機及び照射室(A)入口扉前に断熱カーテンを設置した。

放射線測定器の校正を行う際に信号を管理区域外に伝送するために、照射室(A)及び照射室(B)の校正用台車から照射装置制御盤裏側まで布設している信号ケーブルについて、端子部を含めて更新を行った。

また、クレーン等の定期的な点検も実施した。

その他、放射性同位元素変更許可申請に伴う安全作業基準の改定を行い、計測機器校正施設におけるトレーサビリティ管理体系を明確にするため、放射線標準管理要領及びその下部要領書を新規制定した。照射装置取扱マニュアルについても改訂した。



AIST : 産業技術総合研究所 (IBETL)
IRM : 放射線計測協会
JRIA : 日本アイソトープ協会
AIC : 空気電離箱

図7.1 放射線・放射能にかかるトレーサビリティ経路



図 7.2 線量計自動照射装置 UD-794P の外観

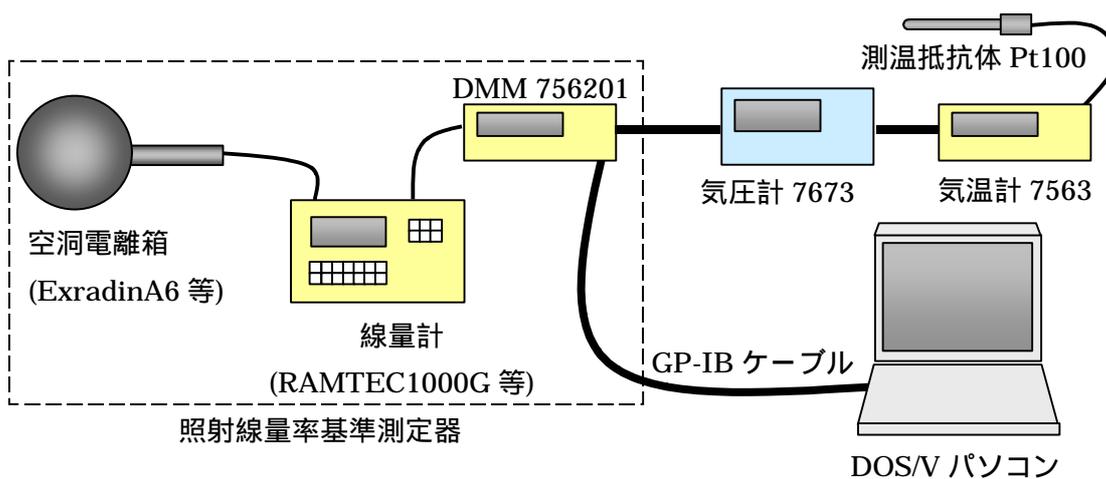


図 7.3 照射線量率基準測定器及び基準測定器読取プログラム「SIDACS2」の構成

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]					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	合計			
Cs-137	1.85 TBq	Cs-137照射装置	364	394	281	273	1312	4410	31:16	27:47	26:03	18:55	104:01	369:37	176 ^{*3}	203
Cs-137	555 MBq		215	72	208	109	604		41:42	9:26	31:54	14:56	97:58		108	
Cs-137	11.1 GBq		329	120	209	163	821		33:45	9:06	22:02	11:10	76:03		140	
Cs-137	111 GBq		353	516	421	383	1673		24:50	25:05	24:08	17:32	91:35		170	
Co-60	3.7 GBq	線照射装置	0	13	4	3	20	26	0:00	0:14	2:19	3:20	5:53	6:04	5	5
Ra-226	1.85 GBq		0	0	0	0	0		0:00	0:00	0:00	0:00	0:00		0	
Cs-137	3.7 GBq		0	5	0	1	6		0:00	0:05	0:00	0:06	0:11		2	
Am-241-Be	37 GBq	中性子線照射装置	140	235	134	145	654	1204	40:17	41:24	33:03	27:54	142:38	278:02	85	118
Cf-252	999 MBq		60	191	140	113	504		8:10	34:52	55:55	24:19	123:16		100	
Pu-238-Be	370 GBq		0	0	0	0	0		0:00	0:00	0:00	0:00	0:00		2	
Am-241-Be	111 GBq		0	0	0	46	46		0:00	0:00	0:00	12:08	12:08		4	
Am-241	296 GBq	低I ¹²⁵ - 線照射装置	80	9	102	5	196	202	4:26	0:46	7:07	1:01	13:20	13:30	19	19
Co-57	7.4 GBq		1	0	0	5	6		0:01	0:00	0:00	0:09	0:10		2	
Cs-137	7.4 × 2 GBq	線量計自動照射装置	21	27	7	5	60	63	23:30	25:50	4:50	3:40	57:50	58:38	56	59
Cs-137	18.5 GBq		0	0	0	3	3		0:00	0:00	0:00	0:48	0:48		3	
Sr-90	1.85 GBq	線照射装置 (貯蔵箱1)	0	0	0	3	3	58	0:00	0:00	0:00	0:14	0:14	27:08	1	9
Sr-90	74 MBq		0	0	3	48	51		0:00	0:00	0:29	22:21	22:50		9	
Tl-204(B)	18.5 MBq		0	0	1	2	3		0:00	0:00	0:02	4:00	4:02		2	
Pm-147	518 MBq		0	0	1	0	1		0:00	0:00	0:02	0:00	0:02		1	
Co-60	37 MBq	貯蔵箱2	21	22	0	0	43	43	1:26	0:27	0:00	0:00	1:53	1:53	15	/
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	
Sr-90	37 MBq	貯蔵箱2 (平成15年1月に廃棄)	0	0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	/
Tl-204	37 MBq		0	0	0	0	0		0:00	0:00	0:00	0:00	0:00		0	
Tl-204(A)	18.5 MBq		0	0	0	0	0		0:00	0:00	0:00	0:00	0		0	
Pm-147	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	25	16	40	166	247	247	3:46	0:23	2:44	4:03	10:56	10:56	22	22
														223 ^{*5}		

* 1 照射装置が動作した回数、* 2 照射時間、* 3 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で測定された空間放射線量率，再処理施設等の排気筒から放出された放射性物質質量及び気象データなどが集約され，それらに基づいて放出された放射性物質の環境中濃度及び線量の迅速な推定を行っている。平成 15 年度は，これらの推定計算の妥当性を検討するために，以下の解析を行った。

緊急時環境線量評価システム(SIERRA-II)の性能評価

排気筒モニタ及び局地気象観測データをリアルタイムで収集し，三次元の風速場を算出，粒子拡散法（ランダムウォーク法）にて，放出放射性物質の大気中の拡散，及び空間放射線量率の分布を 10 分毎に自動的に算出する SIERRA- システムの検証・改良を継続した。再処理施設から放出された ^{85}Kr によるモニタリングステーション及びモニタリングポストでの空間放射線量率上昇データを用いて，SIERRA-II の性能を評価した。その結果，図 8.1 に示すように，ファクター 2 で 30%，ファクター 5 で 51%の精度で，SIERRA-II により観測値が再現できることを確認した。

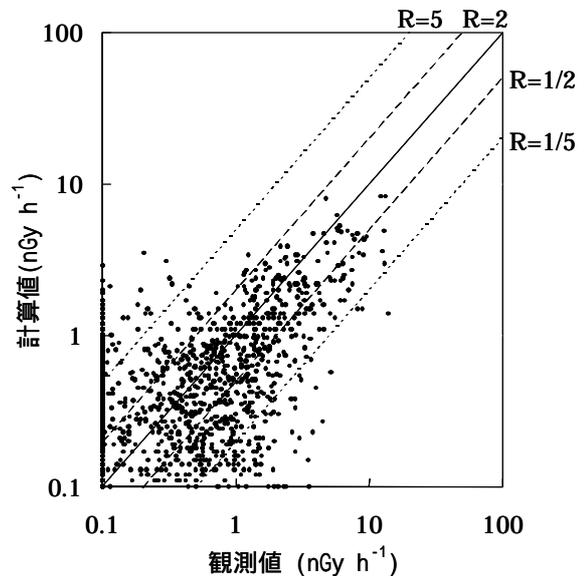


図 8.1 空間放射線量率の計算値と観測値の散布図

8.2 放射線管理用機器の保守校正

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，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。）の定期点検，修理及び校正を実施した。

臨界警報装置に関しては年次計画に基づき予防保全を実施しているが，平成 15 年度では再処理施設及びプルトニウム燃料第三開発室については従来の部品交換のみではなく，検出器基板を交換して対処することとなった。また，他の施設においてモリレーの交換を実施した。

その他，排気モニタの排気サンプリング用ドライポンプの保守を行い，故障の未然防止に効果を上げている。

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。

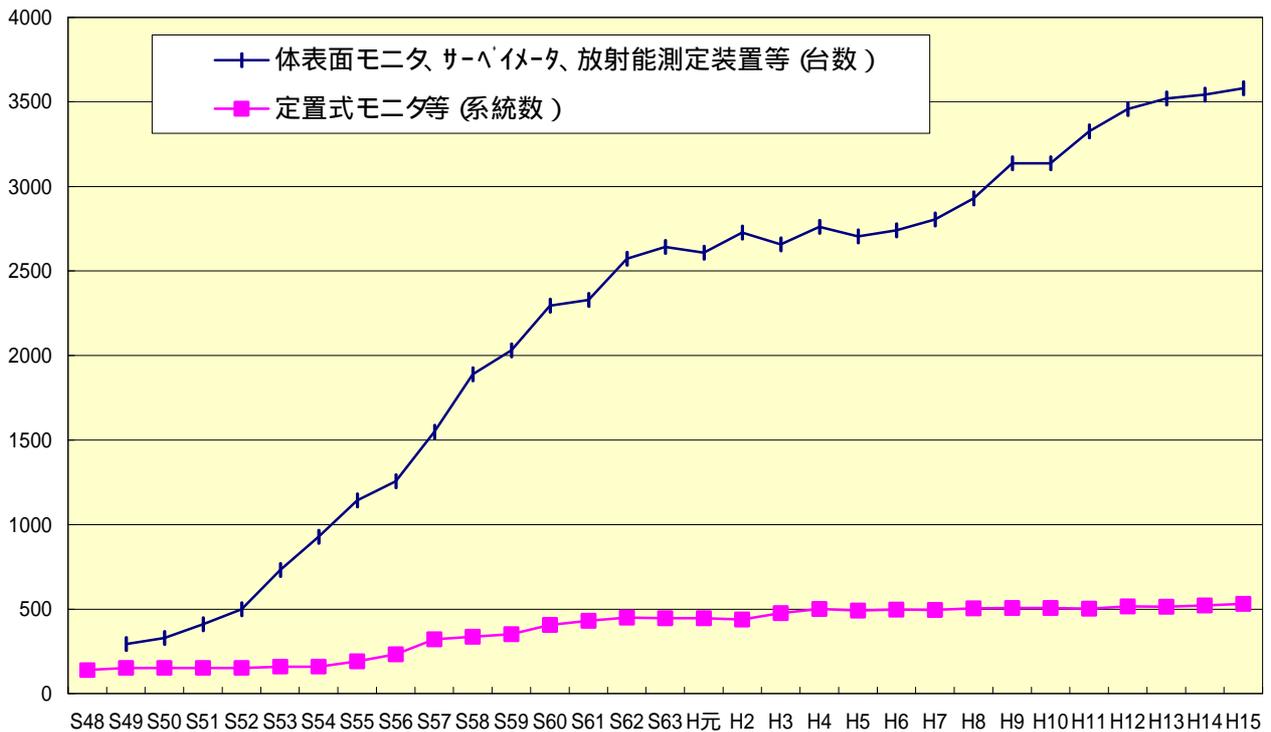


図 8.2 点検対象機器台数の推移

8.2.1 放射線管理用機器の定期点検状況（臨界警報装置を除く）

平成 15 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た。

表 8.1 主な放射線管理用機器の点検状況（平成 15 年度）

区分	機器名称	点検台数
排気モニタ	ダストモニタ(線, 線), ヨウ素モニタ(^{129}I , ^{131}I), 希ガスモニタ(^{85}Kr)	129 系統
定置式モニタ	線エリアモニタ	239 系統
	中性子線エリアモニタ	26 系統
	線(プルトニウム)ダストモニタ	102 系統
	線ダストモニタ	98 系統
体表面汚染モニタ	ハンドフットクローズモニタ(線)	142 台
	ハンドフットクローズモニタ(線)	107 台
	フットモニタ(線)	101 台
サーベイメータ	表面汚染検査用サーベイメータ(線)	188 台
	表面汚染検査用サーベイメータ(線)	490 台
	線量当量率サーベイメータ(線)	351 台
	線量当量率サーベイメータ(中性子線)	60 台
放射能測定装置	放射能測定装置(線/線 2 系統)	68 台

8.2.2 臨界警報装置の検査状況

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、臨界警報装置について、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、再処理施設保安規定に基づき再処理施設の臨界警報装置については月毎の月例検査を実施し、正常に機能していることを確認した。

また、臨界警報装置については予防保全のため計画的に部品交換を行うこととしており、平成 15 年度においては再処理施設では検出器内電子回路基板、及びプルトニウム燃料第三開発室では検出器内の電子回路基板、光電子増倍管ソケット、リレー交換を実施した。また、その他の CPF, Pu-Con, Pu-1, 2 施設においてもリレーの交換を実施した。

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(線) 1系統(中性子線)	H15.6.23～H15.6.27	H16.1.5～H16.1.9
転換技術開発施設	8系統	H15.7.28～H15.8.1	H16.2.2～H16.2.6
プルトニウム燃料第1開発室, 第2開発室	8系統	H15.7.14～H15.7.18	H16.1.19～H16.1.23
プルトニウム燃料第3開発室	14系統	H15.8.11～H15.8.22	H15.12.10～H15.12.25
高レベル放射性物質試験施設(CPF)	1系統	H15.8.4～H15.8.7	H16.1.26～H16.1.28

8.2.3 主な予防保全

再処理施設等の排気試料をサンプリングするために設置されている排気モニタのドライポンプについて平成15年9月9日～9月19日(30台),平成16年2月17日～2月23日(7台)に故障を予防するための保守(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定期検査対応状況

平成15年7月3日～8月6日に行われた施設定期検査における放射線管理用機器に係る検査の実施状況を表8.3に示す。検査結果は全数合格であった。なお,平成13年度から再処理施設の定期検査において,放射線管理用機器の検査方法の一部が変更となっており,従来のモニタの設置場所での作動検査に加え,計測機器校正施設における線エリアモニタ,中性子線エリアモニタ検出部の照射試験,主排気筒排気モニタ用のクリプトンガスモニタの実流校正試験が追加された。

これらについては平成15年度も点検対象は同様の内容で実施された。

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
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	M P	- 15,17,25,26,28,46,N - 3	合格
		D N	- 6	合格
		H A W	- 9	合格
		2HASWS	- 3	合格
		T V F	- 11	合格
		Pu-con	- 10,N - 4	合格
線ダストモニタ 線(Pu)ダストモニタ	計数効率 指示精度 警報吹鳴	M P	1 - 1, 2 - 3, 5 - 3, 6 - 3 Pu - 4,Pu - 5	合格
		D N	- 3	合格
		H A W	- 3	合格
		2HASWS	- 2	合格
		T V F	- 5	合格
		Pu-con	P u - 6	合格
排気モニタ	計数効率 指示精度 警報吹鳴	M P	排気モニタ 1 (線ダストモニタ, 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	M P	検出器 (K 1,2,4,Kn3)	合格
			回転灯 FLB - 56 (中央制御室)	
			回転灯 FLB - 1~9 (屋外)	
			ホーンブローア HB - 18 (中央制御室)	
	警報吹鳴	Pu-con	検出器(K 1~8)	合格
			回転灯 FL - 28 (中央監視室)	
			回転灯 FL - 11,13,14,19,21,23,32	
			ホーンブローア HB - 34,36,24,51 (中央監視室)	

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

洗濯場（F棟）の排気モニタについて、サンプリング方法の一部を変更することとなった。

従来は施設側の設備により行っていたサンプリングを、新たに洗濯場に設置したドライポンプにより行うこととなった。このため、これらのサンプリング設備について受入検査を実施した。

平成 15 年度の入受検査の対応状況は表 8.4 の通りである。

表 8.4 使用施設における放射線管理用機器に係る検査対応状況

実施日	対象機器	検査項目	施設名	検査結果
H16.3.23	排気モニタ用サンプリング設備	外観，作動及び電気試験	洗濯所	合格

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15年度)は一部計画の見直しを行い、これ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、廃棄物処分量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15年度に得られた成果の概要を示す。

なお、原子力安全委員会の中間評価を受けるため、平成13年度、14年度2ヶ年の成果についてとりまとめた報告書(JNC TN1400 2003-006「安全研究成果の概要(平成13年度~平成14年度 核燃料サイクル分野)」(2003年8月))を作成、公開するとともに機構のホームページにおいても当該成果を公開している。

原子力安全委員会主催の第3回安全研究成果報告会(環境放射能に関連する安全研究の成果)が平成15年12月16日、内閣府本府庁舎地下講堂にて開催され以下の2件の発表を行った。

第1部 成果報告

「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」

第2部 フリーディスカッション

「サイクル機構における環境放射能安全研究の現状と課題」

また、原研との統合を踏まえて、「原研-サイクル機構合同安全研究成果報告会」を平成16年2月6日(金)、星陵会館(東京都千代田区)にて開催し、当該準備、報告会当日の進行及び報告会開催の記録取りまとめに協力すると共に以下の発表を行った。

セッション 環境放射能安全研究

「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」

さらに、原研との統合後の中核的な安全研究機関としての新行政独立法人及び他機関での、次期（平成 18 年度以降）の安全研究の在り方について、原子力安全委員会 原子力安全研究専門部会にて検討、策定が始まった「原子力重点安全研究計画（案）」に関する協力を実施した。

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
追加	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
追加	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

[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

追加：社内研究課題として追加登録

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) OSL 線量計測システム - インライト”InLight” - の基本性能

OSL 線量計は個人線量計として実用化され今日では米国,日本を中心として線量測定サービス機関において広く利用されている。最近新たにインハウス測定も可能なコンパクトな OSL 線量計システム(製品名;インライト”InLight”)が開発されている。インライトは, $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ の粉末をポリエステル樹脂に塗布しシート状に加工した OSL 素子を松下産業機器株式会社製 TLD (UD-800 シリーズ)と同じ形状のプレート上に 4 個配置した線量計であり, LED からの 520nm の光を OSL 素子に当てて発生するルミネセンス(420nm)を光電子増倍管で測定するシステムである。

今回,特性試験に用いた線量計は試作品であり,エネルギー補償用のフィルタはない。図 9.1 に線量計の外観を示す。特性試験の項目は,エネルギー特性,線量直線性,繰返し測定した場合の測定値の変化等である。試験に使用した線源は, ^{137}Cs 線(662keV)及び実効エネルギー36.1keV~181keVの X 線(線質指標 0.7)である。試験の結果,エネルギー特性は,低エネルギーの光子に対して過大なレスポンスを示したが,これはエネルギー補償用フィルタ無しの状態における $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ の特性をそのまま再現したものである。また線量直線性は良好であった。再測定した場合の測定値の変化については,2,3 回程度の測定での変化はほとんど見られず,それ以上では測定回数に従って減少し 50 回目では 15%程度の減少となった。試験結果の一例として,図 9.2 にエネルギー特性試験の結果を示す。

以上の試験の結果,エネルギー補償フィルタ無しの状態における光子エネルギー特性,線量直線性,繰返し測定した場合の測定値の変化等,線量計としての基本的な特性を明らかにした。



図 9.1 インライトの外観

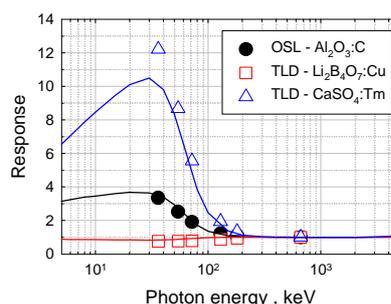


図9.2 OSL線量計InLightのエネルギー特性(実線はHubbellのデータによる)

(2) 末端部用線量計の校正用ファントムに関する検討

体幹部用線量計と末端部用線量計では着用部位が大きく異なるため、校正にあたっては着用部位に適した形状のファントムを使用する必要がある。JIS では末端部用線量計の校正方法についての規定はないが、ISO4037-3:1999 では、体幹部用として ICRU スラブと同形状の水ファントム、末端部用として、腕・足首用の pillar phantom と指用の rod phantom を規定している（図 9.3）。また、体幹部の皮膚の $H_{p,slab}(0.07)$ とは別に、腕・足首用及び指用の線量当量換算係数を定めている。これら 3 種類のファントムについて、代表的な TLD の光子エネルギー特性を実験と計算によって評価し、適切な校正方法について検討した。

上記 3 種類のファントムに TLD ($Li_2B_4O_7(Cu)$) を設置し、実効エネルギー約 35 ~ 180keV の X 線及び ^{137}Cs 線を照射し、空気カーマ当たりのレスポンスを求めた。また、面平行ビームで光子をファントムに入射させた場合の表面での光子スペクトルをモンテカルロ計算コード MCNP-4C を用いて計算し、そのスペクトルと Hubbell の質量エネルギー吸収係数から代表的な TLD ($Li_2B_4O_7(Cu)$, $CaSO_4$, Al_2O_3 等) についてレスポンスを求めた。一例として実験と計算によって得られた $Li_2B_4O_7(Cu)$ の空気カーマ当たりのレスポンスを図 9.4 に示す。

実験と計算の結果、 $Li_2B_4O_7(Cu)$ のレスポンスはファントム形状に大きく依存することが分かった。また、他の素材の TLD についても、ファントム形状によるレスポンスの変化量は、それぞれのファントムにおける線量当量換算係数の値の変化量と同様の傾向を示した。従って、末端部用個人線量計の最適な校正方法は、着用部位に対応した適切な形状のファントムと線量当量基準とを組み合わせる方法である。

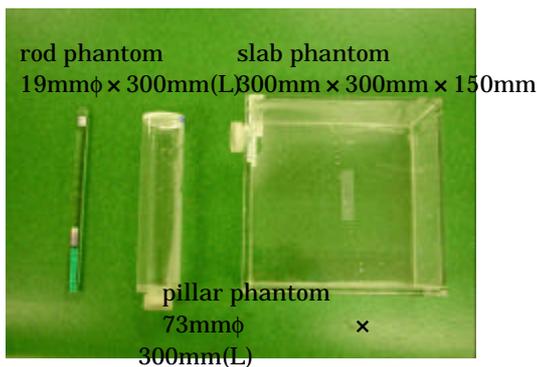


図 9.3 ISO4037-3 における個人線量計校正用ファントム

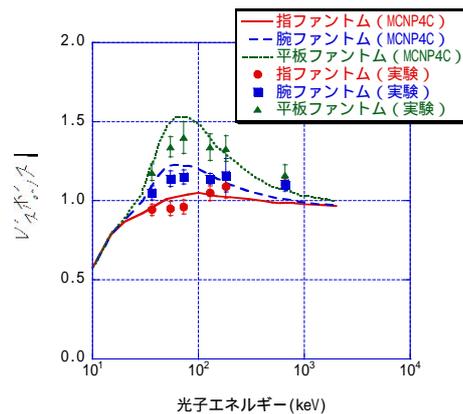


図 9.4 3 種類のファントムに設置した TLD($Li_2B_4O_7(Cu)$) のレスポンスの比較

(3) エポナイトを利用した臨界事故時中性子線量評価法

臨界事故時における中性子線量の評価には放射化検出器が一般に使用され、中でも線量に最も寄与する高エネルギー中性子の測定では硫黄が使用される。しかし、硫黄（一般に粉をペレット形に固めたもの）の場合、生成される核種が純核種の ^{32}P （半減期 14.26 日）であるため、測定の前処理段階で加熱・溶融等の処理が必要であり、測定の迅速性の点で課題があった。そこで、この問題を回避しより簡便に測定することを目的に、加硫ゴムであるエポナイトを臨界事故時用線量計として活用することを検討した。エポナイトは、生ゴムに硫黄を重量比で約 30% 混合させた黒色のゴムであり、これを薄い平板形状に加工することで例えば端窓 GM 計数管のような簡易な測定器による線のダイレクトサーベイが可能になる。この方法の場合、放射能の絶対値を求めることはあまり重要ではなく、ある固定した幾何学条件のもとでの測定器の計数と線量との相対的な関係を知れば線量評価が可能になる。

検討の第一段階として、エポナイトの中性子検出感度を調べた。絶縁材料として市販されている直径 50mm、長さ 1 m のエポナイト丸棒から厚さ約 1mm ~ 5mm のディスクを切り出し、それに ^{252}Cf 中性子線源を用いて組織カーマで約 150mGy（1cm 線量当量 $H_p(10)$ で約 2.1Sv）の中性子を照射した。照射終了後に $^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$ 反応によって生成された ^{32}P から放出される線（最大エネルギー 1.71MeV）を有効窓直径 50mm の遮へい体付き端窓形 GM 計数管（ U_3O_8 に対する機器効率 60%）で測定した。図 9.5 にバックグラウンド計数率補正後の感度とエポナイトの厚さの関係を示す。図には、 ^{32}P 生成量の深さ分布と線のエポナイト表面への到達割合（ともに MCNP-4B による計算値）から予想される計数率も示した。実験と計算の傾向は一致しており、エポナイト中での線の自己吸収によって厚さ 2 ~ 3mm 以上では計数率が厚さに依存しなくなることが分かる。厚さ 2 ~ 3mm 以上であれば、核分裂スペクトルを持つ中性子に対する中性子検出感度は約 230 ~ 250cpm/Gy、30 分間測定での検出下限（3 σ ）は 20mGy であった。

次に、中性子エネルギーに対する依存性を調べた。 $^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$ 反応は中性子エネルギー約 2MeV から断面積が立ち上がるしきい反応であるため、中性子スペクトルに感度が依存する。そこで、臨界事故時に予想される中性子スペクトルについて、直径 50mm、厚さ 3mm のエポナイト中で生じる $^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$ 反応率を計算した。計算は MCNP-4B で行い、エポナイトはイソプレン（ C_5H_8 ）と硫黄の混合物（比重 1.20）とした取り扱った。中性子スペクトルには公開されている原子炉中性子場などのものを使用した。図 9.6 に単位中性子フルエンス当たりの $^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$ 反応率と中性子フルエンス - 組織カーマ換算係数の関係を示す。ここで、 $^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$ 反応率は端窓形 GM 計数管の計数に比例するので、図の関係は端窓形 GM 計数管の計数と線量の関係（換算係数）を表している。鉄遮へい体系と水素含有物による減速又は遮へい体系とで、反応率と線量の関係に明確な違いが生じるものの、後者については、例えば ^{252}Cf の一点校正であってもファクター 2 の範囲で線量評価が可能であることが分かった。これは、高線量被ばく者に対して速やかな治療を行う上で必要

な第一報データとしては十分な精度と言える。

また、エボナイト中で生じる $^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$ 以外の反応について検討した。エボナイトを ^{252}Cf で照射後、高純度 Ge 半導体検出器と低 BG ガスフローカウンタで測定した。後者の測定においては、同一のエボナイトについて 30 分間測定を 24 時間繰り返し実施した。その結果、人工の線放出核種は観測されなかった。一方、線放出核種については、 $^{34}\text{S}(n,\alpha)$ 反応で生じる ^{31}Si (半減期 2.622 時間、線最大エネルギー 1.49MeV) の混在が確認された (図 9.7)。エボナイトから放出される ^{32}P の線だけを分離する場合は、 ^{31}Si の減衰をまってから測定、あるいは図に示したような経時変化を観測する必要がある。

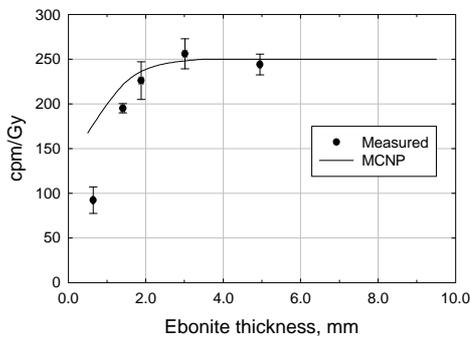


図 9.5 エボナイトの厚さと組織カーマあたりの計数率の関係 (実線は MCNP による計算値)

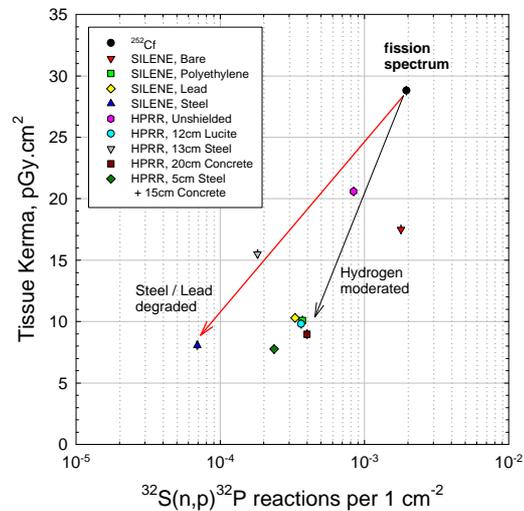


図 9.6 単位フルエンス当たりのエボナイト中の $^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$ 反応率とフルエンス - 組織カーマ換算係数の関係

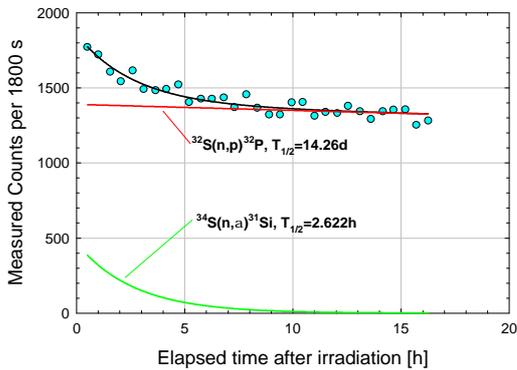


図 9.7 エボナイト計数率の時間変化 (低 BG ガスフローカウンタによる繰り返し測定)

(4) SILENE 臨界事故時線量評価相互比較試験の結果と考察

2002年6月10日から6月21日にかけて IRSN と OECD の共催で行われた臨界事故時の被ばく線量評価に関する相互比較試験(SILENE Criticality Accident Dosimetry Intercomparison Exercise)に参加した。試験は CEA Valduc center の SILENE 炉で行われ、スペクトル等の条件を変えた計3回の照射がなされた。本試験には、14 か国から 37 名が現地参加者として参加したほか、30 か国から 100 個以上の線量計が試験参加のため現地に郵送されている。

サイクル機構では、本試験において個人線量計として TLD バッジ(松下産機 UD-808P/UD-809P)、蛍光ガラス線量計(千代田テクノル CGM-1)、放射化検出器(臨界事故時用ベルト式線量計、エボナイトディスク)、エリアモニタとして TLD 内蔵中性子線量計(松下産機 UD-893P/UD-813P)を使用した。個人線量計は楕円柱水ファントム、TLD 内蔵中性子線量計は自由空間中で照射し、炉心から 4m の距離にそれぞれ設置した。相互比較試験における線量計の照射風景(配置)を図 9.8 に示す。

このうち、TLD については現地に持ち込んだ卓上型 TLD 読取装置(松下産機 UD-706P、ただし光学系を 1/100 減衰フィルタに交換)で測定し、また蛍光ガラス線量計については千代田テクノルに測定を依頼した。エボナイトディスクについては、 $^{32}\text{S}(n,p)$ 反応によって生成された ^{32}P から放出される 粒子を現地に持ち込んだ端窓形 GM サーベイメータ(TGS-133)で測定したほか、帰国後、低 BG ガスフローカウンタ等で測定した。

エボナイトと TLD 内蔵中性子線量計については ^{252}Cf での校正結果から、TLD アルベド線量計(TLD バッジ)については TLD 内蔵中性子線量計の発光量との相対関係から換算係数を算出し線量を評価した。昨年 10 月にオランダで開催された NEUDOS9 において相互比較の主催者である IRSN から公表された各照射条件における線量基準等を表 9.2、その線量基準に対する JNC の線量評価値の比を図 9.9 に示す。線用線量計については $\pm 30\%$ 以内であった。中性子用線量計については、鉛遮蔽によりスペクトルが低エネルギー側にシフトした RUN2 と RUN3 で半分程度の過小評価になったが、これはスペクトル変化等から予想される範囲のものであった。

表 9.2 SILENE 相互比較試験における照射条件

各 RUN における 試験条件	RUN1	RUN2	RUN3
	過渡運転 (Free evolution)	安定運転 (Steady mode)	過渡運転 (Free evolution)
遮へい	無し	鉛	鉛
照射時間(秒)	35	2060	44
核分裂数($\times 10^{17}$)	1.25 ± 0.06	0.72 ± 0.04	1.54 ± 0.08
中性子組織カーマ(Gy)	1.65 ± 0.17	0.79 ± 0.08	1.68 ± 0.17
反跳陽子等 * (Gy)	1.83 ± 0.18	0.85 ± 0.08	1.80 ± 0.18
捕獲線 * (Gy)	0.54 ± 0.05	0.27 ± 0.03	0.57 ± 0.06
直接線 * (Gy)	2.49 ± 0.25	0.14 ± 0.01	0.30 ± 0.03
全線量(Gy)	3.03 ± 0.30	0.41 ± 0.04	0.87 ± 0.09

* Element 57 dose



図 9.8 SILENE 試験風景 (R.Medione , NEUDOS9 発表資料から)

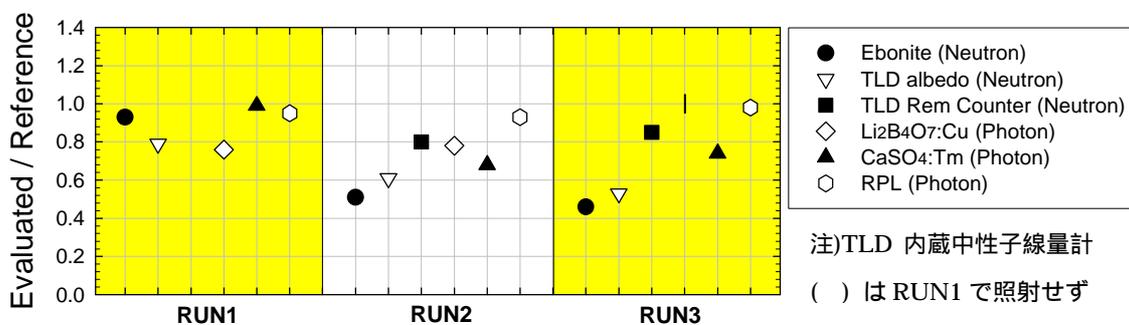


図 9.9 基準線量に対する JNC による線量評価値の比

(5) 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

サイクル機構東海で開発したスキャン型全身カウンタの測定精度向上のため、モンテカルロシミュレーション(以下、シミュレーション)の適用を検討した。体外計測で問題となるのは、被検者の体格の違いによる計数効率の変化であり、これを数学ファントムを用いたシミュレーションによって評価した。また、シミュレーションの妥当性についても、物理ファントムのベンチマークによって検証した。

シミュレーション適用のベンチマークとして、物理ファントムに対する計数効率を計算し、実験値との比較検証を試みた。シミュレーションにはMCNP4Cを用い、Pulse Height Tally (F 8Tally)によってゲルマニウム検出器の応答関数を求めた。物理ファントムの計算を行う前に、ファントムの一部を用いて結晶内の有感領域を実験値と合うようにモデル上で調節した。物理ファントムを全身スキャン測定して得られた計数効率を、シミュレーションによる計算値と比較した結果を図 9.10 に示すが、両者の差異は数%以内に収まっており、シミュレーションの妥当性を確認することができた。

物理ファントムのベンチマークの結果を踏まえて、年齢別の MIRD 数学ファントム(0 歳児, 1 歳児, 5 歳児, 10 歳児, 15 歳児及び成人)¹に対する計数効率をシミュレーションにより求めた(図 9.11)。なお、MIRD 数学ファントムは外形だけを考慮した軟組織で満たされた全身均一線源とし、結晶内の有感領域のモデリングは前述したベンチマークと同じ設定とした。図 9.11 に示すように、体格が大きくなるほど計数効率は低下する傾向があり、成人ファントムの計数効率に対する 0 歳児の計数効率の比は約 4 倍に達する結果が得られた。また、計数効率と体格(体重)との関係式を得ることができた。

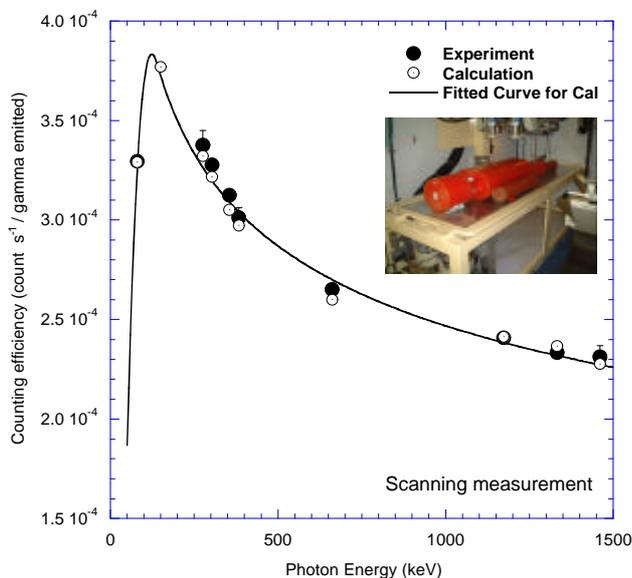


図 9.10 物理ファントムの計数効率

¹ M. Cristy and K. F. Eckerman, ORNL/TM-8381 (1987)

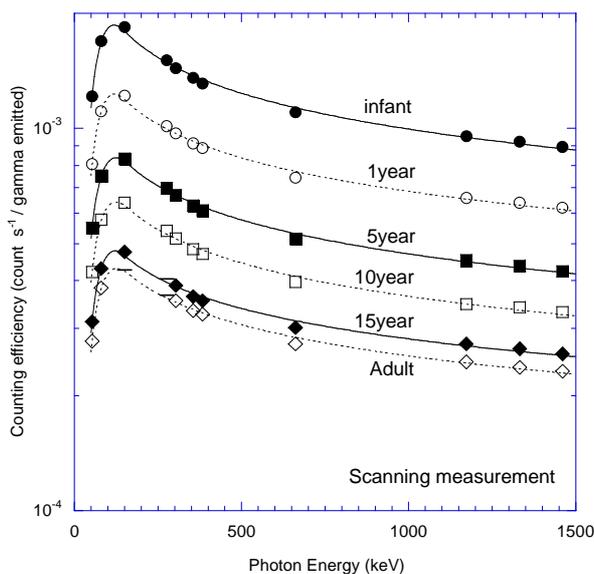


図 9.11 MIRD 数学ファントムの計数効率

(6) 計数率空間分布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

モンテカルロシミュレーションを適用した計数効率の評価手法は、任意の線源形状に対して適用可能である長所がある反面、人体のような大きな体積線源に対するピーク計数効率(以下、単に計数効率)を迅速に得ることが困難であり、その適用範囲が限られていた。

本システムは、サイクル機構東海で配備したスキャン型全身カウンタを対象として、同機器に配置した任意形状の均一分布ファントムに対する計数効率を算出できるように開発を実施した。本システムは、(1)計数効率空間データベース作成、(2)ファントム形状定義及び(3)ファントム計数効率計算の3つのモジュールから構成される(図 9.12)。上記モジュールのうち、(1)については一度作成しておけば以降の計算に利用できるので、通常は(2)と(3)のモジュールのみを使用する。

本システムの検証として、水ボックスファントムに対する実験値との比較を行い、全体的に計算値と実験値は良好な一致を示すことが確認できた(図 9.13)。

本システムによって、物理ファントムでは困難である個人の体格を考慮した全身カウンタの計数効率評価の実務適用の見込みが得られた。これにより、原子力防災における一般公衆を含めた内部被ばく線量評価の精度向上が期待できる。

² 原子力学会2003春の年会 E44

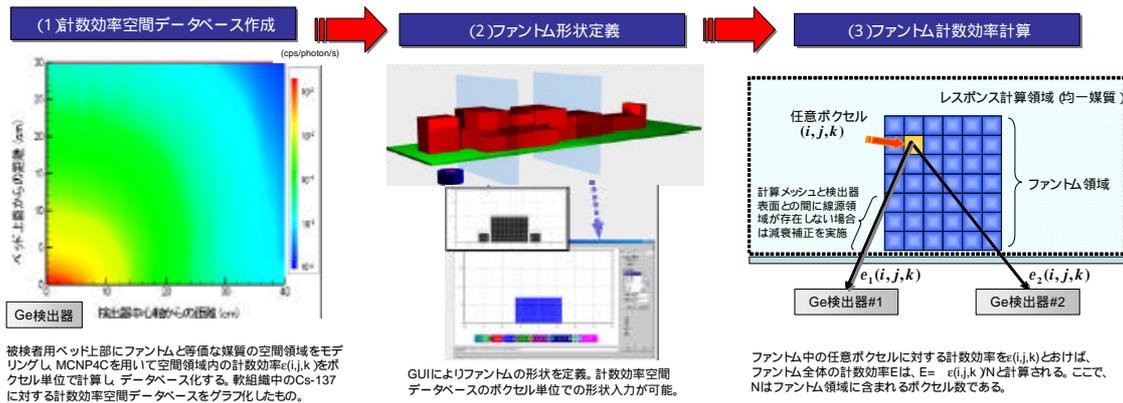


図 9.12 全身カウンタ校正システムのモジュール構成

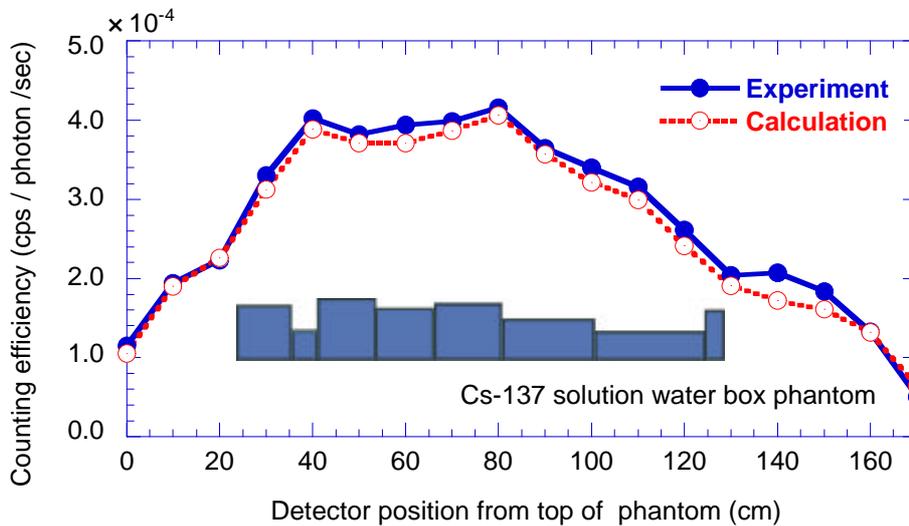


図 9.13 水ボックスファントムに対するベンチマーク結果

(7) 体外計測に係る相互比較

肺モニタは、肺深部に沈着した放射性物質を測定するための体外計測機器であり、再処理施設等では、主に Pu や Am-241 から放出される低エネルギーの特性 X 線や γ 線を測定対象としている。肺モニタの校正は、被検者の胸部厚に基づき計数効率の補正を行うが、校正用の物理ファントムは、ある特定の体格を模擬した形状に限定されるため、異なるファントム間において、胸部厚が計数効率の共通の補正因子となるか否かを実験的に検討した。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の共同研究の一環として実施したものである。

原研で開発された JAERI ファントム及びローレンスリバモア研究所で開発されたリバモアファントムを、サイクル機構東海の Ge 肺モニタキャンベラ製 ACT-II) で測定した。JAERI ファントムは日本人男性の標準的な体格を模擬したファントムであり、リバモアファントムは米国男性の標準的な体格を模擬しており、いずれも IAEA の国際相互比較等に

において利用されている標準的なファントムである³。それぞれのファントムは、胸部厚が調節できるように、胸部厚及び脂肪割合の異なる胸部プレートが何種類か付属しており、筋肉組織の減弱係数で補正した胸部厚(筋肉等価胸部厚)を指標として、両ファントムの計数効率を比較した。なお、実験で使用した線源は、Am-241 の肺均一分布を仮定した線源である。

各ファントムの筋肉等価胸部厚に伴う計数効率の変化を図9.14に示すが、両ファントムの傾向は良く一致しており、計数効率の差異は 59.5keV の線でも最大でも 5%程度となった。また、脂肪割合の計数効率への影響は、線よりX線により明確となった。なお、同様な結果は、原研東海のホスウィッチ肺モニタにおいても得られた。

Ge 肺モニタを用いて、異なる体格を模擬したファントムを測定し、計数効率の差異を定量した。この結果、胸部厚のみを指標とした計数効率の補正だけで、十分な精度の測定が可能であることが示唆された。

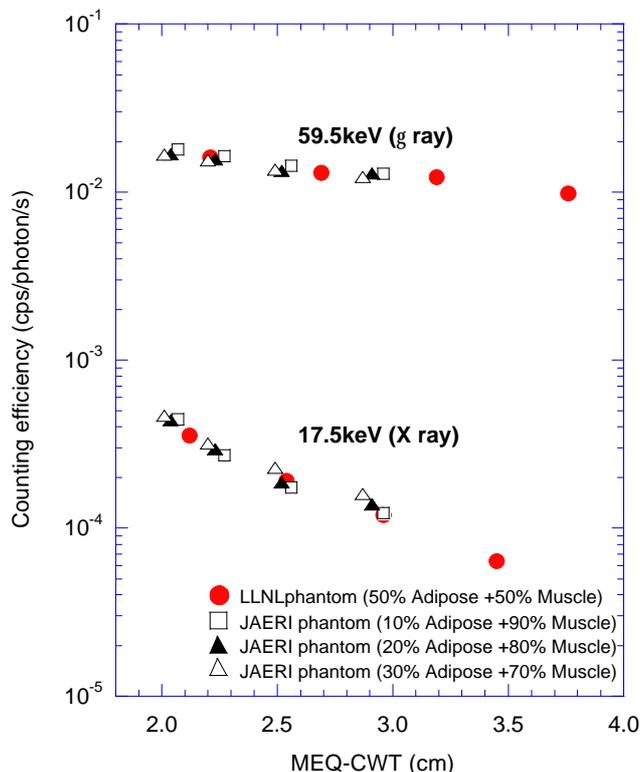


図 9.14 MEQ-CWT に伴う計数効率変化の比較

(8) 内部被ばく線量評価コード REIDAC の開発

放射性物質の摂取に伴う線量を評価するには、個人モニタリングの測定値から摂取量及び線量を算定する為の残留率(排泄率)や実効線量係数などの諸量が必要となる。これらの諸量は、国際放射線防護委員会(ICRP)によって示された線量評価モデルによっ

³ ICRU Report 48 (1992)

て計算され、標準人に対して求められた諸量は刊行物で与えられている。しかしながら、より詳細な線量評価を必要とする場合には、個人の代謝特性を線量評価モデルに反映させて個別の検討を行う必要もあると考えられる。このような観点から、サイクル機構東海において汎用性と実用性を兼ね備えた計算コード(Retrospective Internal Dose Assessment Code)を開発した。

REIDAC は、サイクル機構東海で既に整備を実施したプルトニウム線量評価コード(RAPUTA)⁴をベースとして、評価核種の拡充及び GUI 化を行った計算コードである。REIDAC のシステム構成は図 9.15 に示す通りであり、核データ作成及び比実効エネルギー計算にはオークリッジ研究所開発の NUCDECAY 及び SEECAL2.0 を利用し、線量計算における微分方程式の解法には GEAR 法を採用した。また、GUI では計算コード群を制御し、パラメータの変更及び図表の出力が簡単に行えるようにした。なお、REIDAC は最新の体内動態モデルに準拠しており、その計算結果は ICRP 刊行物や IMBA⁵と非常によく一致していることを確認した。

REIDAC の GUI の一例を図 9.16 に示す。個人の代謝特性を考慮した高度な内部被ばく線量評価を行うには、線量評価モデルに関する理解が必要であるため、GUI によってこれを容易することを試みた。また、モニタリングデータと計算値を比較することにより、内部被ばく事故の状況に関わる詳細な情報が得られない場合においても、摂取量の最適値を推測することが可能であり、実務的な機能を検討した。

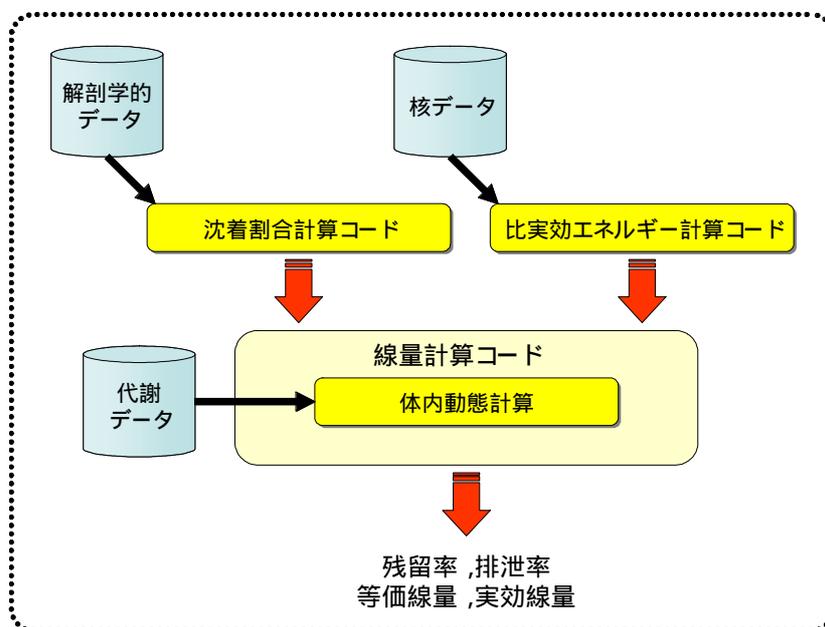


図 9.15 REIDAC のシステム構成

⁴ 保健物理学会第37回研究発表会，講演要旨集A-30（2002）

⁵ Birchall A et al, Radi.Prot.Dosim, 79(1-4), 107-110（1998）

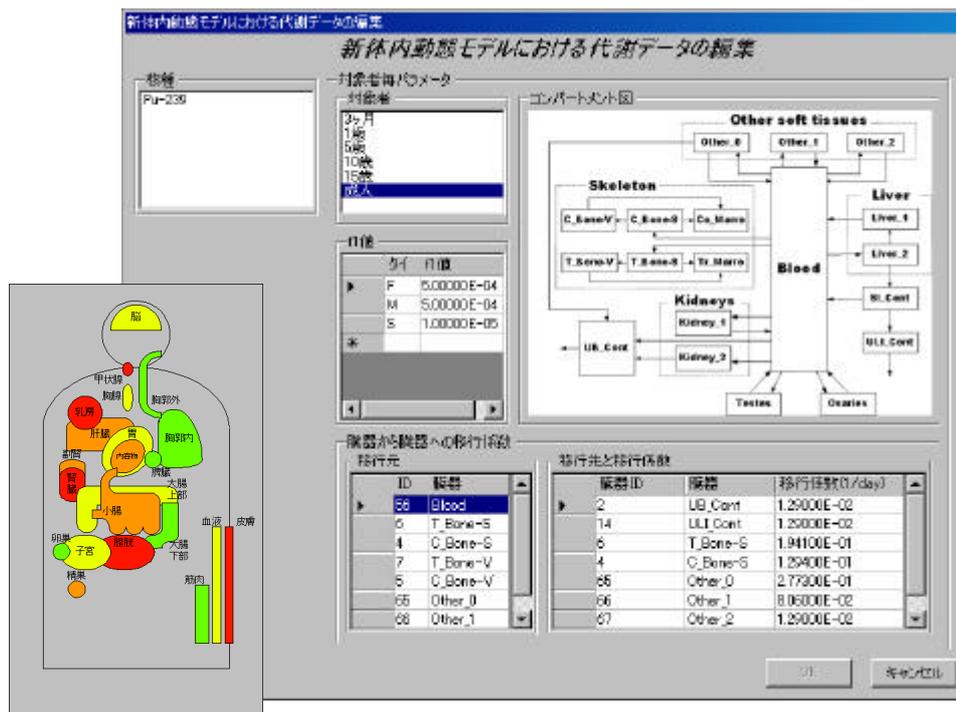


図 9.16 REIDAC の GUI の一例

9.2.2 放射線モニタリング技術の高度化研究

(1) 重カプセル化 ^{252}Cf 標準中性子線源の非等方性

中性子放出率が既知の標準中性子線源を使用した中性子校正場では、中性子放出率から校正する点におけるフルエンス率を計算し、それにフルエンス - 周辺線量当量 (1cm 線量当量) 換算係数を乗じて基準線量率を算出する。このとき、 ^{252}Cf については ISO8529-1 で推奨されているマクスウェル分布のものが線源スペクトルとして一般に使用されているが、現実の校正場においては、照射装置などの線源支持構造と中性子の散乱によってスペクトルが変化し、その結果、中性子の放出角度分布に大きな影響を与える。

サイクル機構東海事業所の中性子校正場で使用している ^{252}Cf 線源 (999MBq) は、AEA Technology QSA 製のものです。SUS の二重構造からなる X1 カプセルに封入されています。本線源は照射室の地下 4m に設置された格納容器に通常格納されており、使用時には線源を圧縮空気で線源案内管に沿って床上 1.2m まで射出し、案内管の上端に取り付けた電磁石で吊るす方式を採用しています。このため、X1 カプセルの外側に磁性を有する SUS430 等からなるホルダ (水平方向 1.25mm 厚、上 7.0mm 厚、下 3.0mm 厚) をとりつけています。また、案内管上端部には、電磁石のほか、衝撃を吸収するショックアブソーバ、圧縮空気をパージするための開放窓や線源位置センサーが取り付けられているなど、点線源を自由空間中におくという理想的な条件に比べてかなり複雑な構造を有しています。

これら線源近傍の線源支持構造物による中性子フルエンスの放出角度分布の歪み及び中性子スペクトルの変化を MCNP-4B で計算した。計算にあたって、線源カプセル、ホルダ、電磁石及び案内管などの線源周りについては、製作図面等を参考に可能な限り忠実にモデル化した。計算体系を図 9.17 に示す。 ^{252}Cf 線源を中心に半径 100cm の球面検出器をおき、それを立体角を等しくする計 16 個のセグメントに分割したときの中性子フルエンスの分布を図 9.18 に示す。図の縦軸は等方点線源によるフルエンスを 1 としている。また、図では天頂方向を $q=0^\circ$ としている。線源近傍の構造物によって、非校正器を設置する方向である 90° で、中性子フルエンスが相対的に増加している。また、非校正器方向の方位角 f を 0° とした場合の、 $f=0^\circ$ における天頂角 (極角) 分布と、 $q=90^\circ$ における方位角分布を図 9.19 に示す。方位角については照射筒の開放窓の方向 ($\phi=\pm 45^\circ, \pm 135^\circ$) によるフルエンスの変化が見られる。被校正器の校正点 ($q=90^\circ, f=0^\circ$) におけるフルエンスは 1.113 であった。なお、この値は、X1 カプセル内部に線源物質が一様に分布すると仮定した場合の値である。X1 カプセル内部の線源物質の詳細な位置分布は不明であるが、分布位置を変化させた計算の結果をもとに、上記の値の不確かさを 1.3% ($k=2$) と算出した。

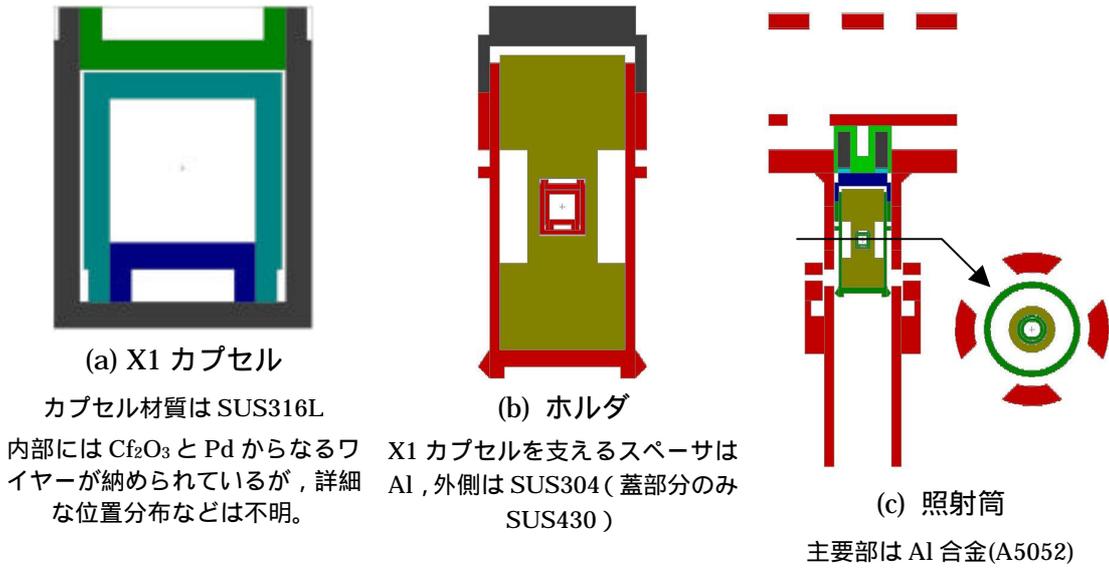


図 9.17 MCNP 計算体系

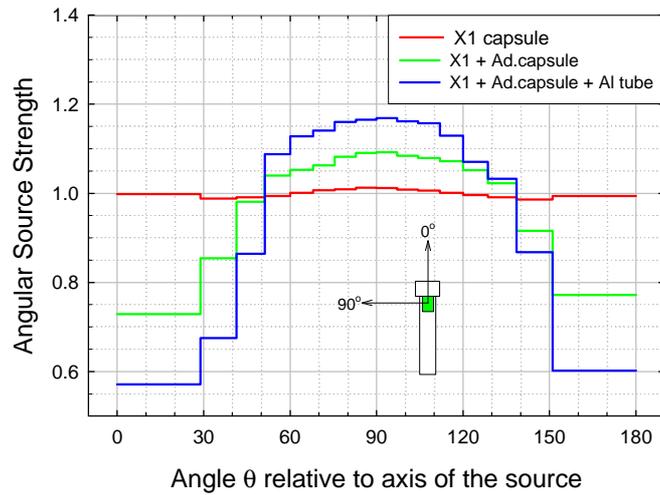


図 9.18 球面検出器を同一立体角で16分割したときのフルエンス分布

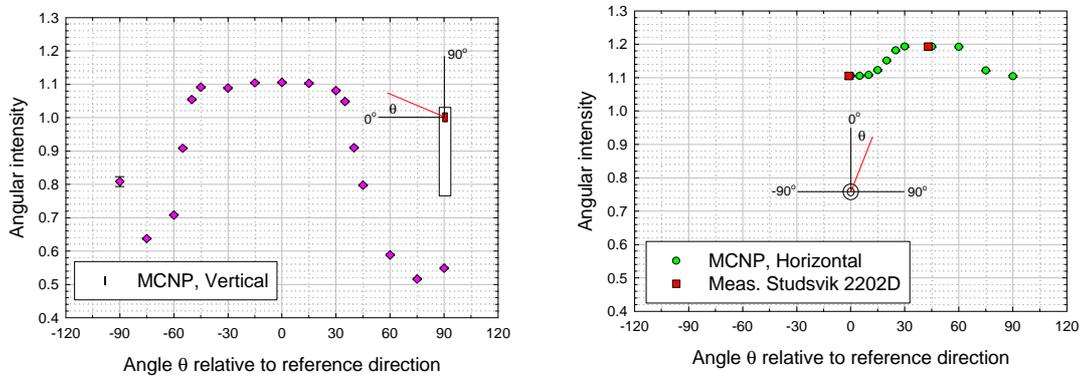


図 9.19 角度分布 (左: 天頂角分布と右: 方位角分布)

(2) 鉄 - PMMAハイブリッド減速中性子校正場の開発

一般的に中性子線量当量測定器は、理想的なエネルギー特性をもっているものは少なく、アルベド型個人線量計などの場合、 ^{252}Cf や $^{241}\text{Am-Be}$ 等の RI 中性子源から得られるレスポンスと実作業場所の中性子によるレスポンスとでは大きな相違を生じる場合がある。そこで、これら中性子測定器の実作業場所におけるエネルギー特性を把握するため、 ^{252}Cf 線源の周囲に鋼鉄及びアクリル樹脂 (PMMA) の減速材で覆うことによって MOX 燃料施設のスペクトルを模擬した、減速中性子校正場を開発した。

サイクル機構東海の中性子校正場は、 $13.0 \times 12.5 \times 5.3\text{m}$ の室内に深さ 2m のピットを配し、床面はグレーチング構造となっている。照射装置は、地下 4m から線源を案内管に通して圧縮空気で射出し、照射筒上端の電磁石で保持する構造となっている。この既設の設備を全く改造せず、減速材を配置するため、減速材形状を中空円筒形とした。また、中性子エネルギーを変化させるため、表 9.3 に示すような形状の PMMA 製及び鉄 (SS400, 低炭素鋼) 製の減速材を組み合わせ使用できるようにした。減速材を設置した様子を図 9.20 に示す。

中性子スペクトル及び周辺線量当量率等について、MCNP-4B を用いて計算した。計算にあたっては、 ^{252}Cf 線源の周囲の構造材 (線源付加カプセル, 照射筒, 電磁石等) や減速材, 室内形状等可能な限り、計算モデル体系に組み込んだ。計算結果の妥当性を検証するため、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) による測定も実施した。各減速材における中性子スペクトルの計算値と BMS による測定値を図 9.21 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の比較を表 9.4 に示す。スペクトルの形状は、含水素物質によって中性子が減速された、いわゆる「核分裂 + 1/E 型スペクトル」を形成しており、これは MOX 燃料施設内の作業場所を実測される中性子スペクトルに似ている。また、計算値と測定値の比較結果はよく一致している。また、TLD (UD-200S), OSL (InLight) 及び電離箱サーベイメータ (AE-133 λ) を用いて、校正場中の混在線の線量率を測定した結果、 γ/n 比は 0.02 ~ 0.13 であった。

MOX 燃料施設の作業場所における中性子スペクトルを模擬した減速中性子校正場を開発・整備した。今後、この校正場を使用して、各種中性子測定器の特性試験を実施する予定である。

表 9.3 鉄-PMMA ハイブリッド減速材の形状

コード	材 質	外径寸法 mm	厚さ mm
P15	PMMA	300 × 300H	15.7 ± 0.12
P35			36.0 ± 0.44
P60			59.9 ± 0.17
P100			98.3 ± 1.30
F40	鉄	180 × 300H	39.0 ± 0.00
F40/P60	鉄	180 × 300H	39.0 ± 0.00
	PMMA	300 × 300H	59.9 ± 0.17

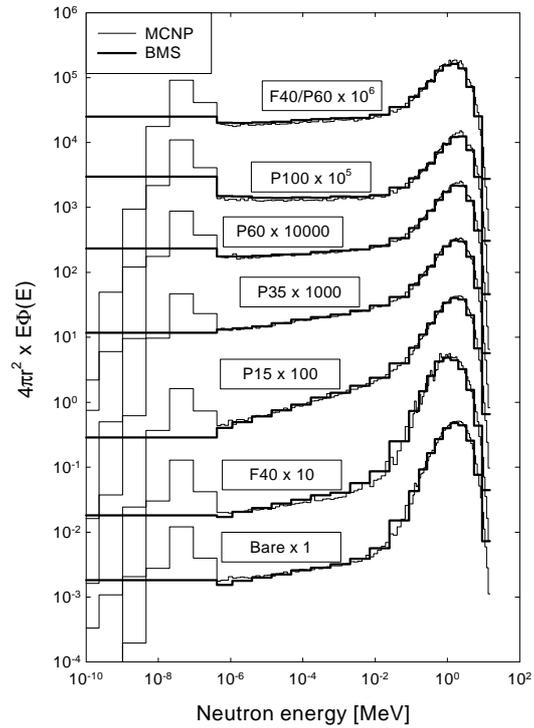


図 9.20 減速材(F40/P60)設置時の外観 図 9.21 各減速材における中性子スペクトル (MCNP と BMS の比較)

表 9.4 MCNP 及び BMS から得られた integral quantities*の比較 (at 1 m)

コード	中性子フルエンス率 [$\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$]			周辺線量当量率 [$\mu\text{Sv/h}$]		
	MCNP	BMS	C/E	MCNP	BMS	C/E
Bare	9.87E-6	9.46E-6	1.04	1.27E-5	1.22E-5	1.04
P15	9.94E-6	9.72E-6	1.02	1.11E-5	1.09E-5	1.03
P35	9.52E-6	9.26E-6	1.03	8.67E-6	8.45E-6	1.03
P60	8.50E-6	8.19E-6	1.04	6.40E-6	6.08E-6	1.03
P100	6.18E-6	5.99E-6	1.03	3.76E-6	3.49E-6	1.08
F40	1.06E-5	1.02E-5	1.04	1.30E-5	1.23E-5	1.04
F40/P60	7.82E-6	7.58E-6	1.03	5.10E-6	4.72E-6	1.08

* 中性子放出率を 1 s^{-1} とした場合

(3) 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

中性子線量当量率サーベイメータ（レムカウンタ）の校正を行う場合、標準中性子線源の中性子放出率から算出したフルエンス率に、線量当量換算係数を乗じて基準線量率を決定し、指示値との比較からレスポンスを得る。しかし、実際には線源部分や照射室の構造及び空気による散乱線の影響のため、得られるレスポンスは中性子校正場ごとに系統的な誤差が生じる。したがって、校正を行う際には、こうした影響の補正を行わなければならない。そこで、同一のレムカウンタ（Studsvik 製 2202D）に対して、照射装置及び室内形状の異なる図 9.22 及び表 9.5 に示すサイクル機構の 3 事業所の中性子校正場において、中性子放出率が既知の $^{241}\text{Am-Be}$ 線源を用いて実施した校正結果について比較した。

室内散乱線の補正には、ISO8529-2 にある一般化フィット法（Generalized-fit method）を適用した。また、線源部分の構造材（付加カプセル、線源支持具、電磁石等）による散乱におけるフルエンスの角度分布について MCNP-4B を用いて計算し、非等方性補正係数 $F_1(\theta)$ として補正を行った。

線源-検出器間距離によるレスポンスの変化を図 9.23 に示す。どの校正場においても、距離が離れるにつれて室内散乱線の影響により、見かけ上レスポンスが増加するが、室内が狭い校正場ほどその傾向が顕著になる。一般化フィット法による室内散乱線補正を行い、得られたフルエンスレスポンスを図 9.24 に示す。ここでは等方線源と見なし非等方性補正を行わない場合と、行った場合の結果を示した。等方線源と見なした場合はレスポンスに相違が生じるが、線源周辺の構造による非等方性を補正すると、3 事業所間でのフルエンスレスポンスは不確かさの範囲内で一致する結果となった。

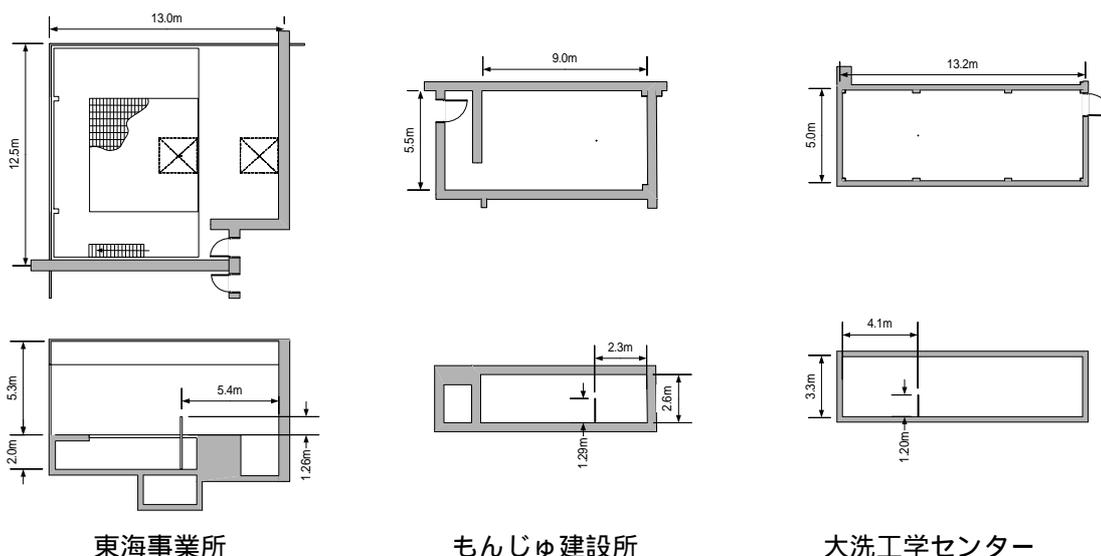


図 9.22 中性子校正場の室内形状

表 9.5 各中性子校正場の特徴

	東海事業所	もんじゅ建設所	大洗工学センター
壁及び天井	ALC (2面を除く)	普通コンクリート	普通コンクリート
床面構造	鉄製グレーチング	普通コンクリート	普通コンクリート
線源-床距離	3.3m	1.3m	1.2m
線源-天井距離	4.0m	1.3m	2.1m
²⁴¹ Am-Be 線源 中性子放出率	37GBq (旧電総研) $2.30(\pm 5\%) \times 10^6 \text{ s}^{-1}$	37GBq (NPL)	37GBq (NPL)
	111GBq (NPL) $6.315(\pm 1.24\%) \times 10^6 \text{ s}^{-1}$	$2.203(\pm 0.7\%) \times 10^6 \text{ s}^{-1}$	$2.223(\pm 0.6\%) \times 10^6 \text{ s}^{-1}$
線源の取扱い	自動遠隔操作	トングによる操作	トングによる操作
線源の支持	案内管上端の電磁石による保持	鉄製支柱による支持	A1製パイプでの支持
付加カプセル	SUS製(側部:1.25, 上部:7.0, 下部:2.2~3.0mm)	Al製(側部:2.75, 上部:9.0, 下部:7.0mm)	なし

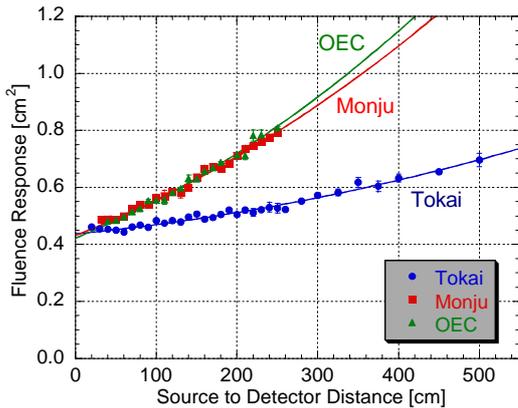


図 9.23 線源-検出器間距離における Studsvik 製 2202D のレスポンス変化の比較 (非等方性補正後)

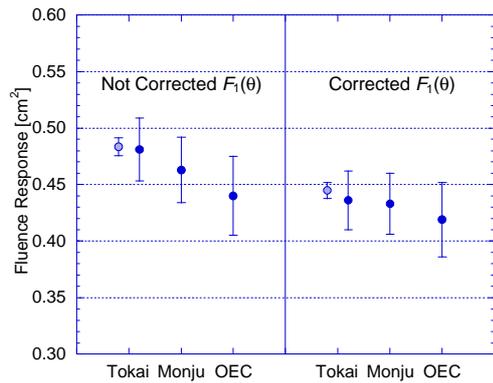


図 9.24 各校正場で得られたフルエンスレスポンスの比較

白プロットは、111GBq 線源、その他は 37GBq 線源による校正結果。不確かさには、線源の中性子放出率及びフィッティング誤差を含む(k=2)。

(4) 軽量形中性子線量当量率サーベイメータの開発

現在使用されている中性子線量当量率サーベイメータ（レムカウンタ）は、その質量（約7～10kg）ゆえ移動可能型（transportable）ではあるが片手で簡単に扱えるような携帯型（portable）とは言い難い。そこで、こうしたレムカウンタによる放射線管理を支援する目的で、携帯性に優れた軽量な中性子サーベイメータをアロカ株式会社と共同で開発した。

設計では軽量化に主眼をおき、このため、レムカウンタのように熱中性子から10数 MeV のエネルギーにわたって線量当量換算係数にほぼ合致するような応答特性を持たせるのではなく、エネルギー特性の異なる複数の検出器の信号比からエネルギー情報を把握し、計数率から線量当量率への適切な換算係数を算出するアルゴリズムを使用する、いわゆる「エネルギーインデックス」法を採用することとした。減速材の形状とサイズ、熱中性子検出器の配置を少しずつ変えながら、エネルギー特性、方向特性並びにエネルギー分析能力の観点で最適と思われる構造をMCNP-4Bを用いて計算した。この計算結果をもとに、10cm × 7.5cm と 3.8cm × 3.5cm の高密度ポリエチレン円柱を二段重ねにし、その中心軸上に2個のLiガラスシンチレータ(GS)を配置する構造を取った。試作器の写真を図9.25に示す。減速材、シンチレータ、ライトガイド及び光電子増倍管を含めた現時点での質量は約1kgである。

本試作サーベイメータについて、MCNP-4Bによる計算によって得られたGS（小円柱側の表層部検出器及び大円柱側の深部検出器）の0°（正面）、45°及び90°入射条件でのエネルギー特性と両検出器の信号比を図9.26に示す。また、連続スペクトルを持つ中性子についても同様の計算を行い、計数比から換算係数を求める換算関数（図9.27）を決定した。図中に実線で示した換算関数は、核分裂スペクトルを始点に主として水素含有物からなる遮へい物質によって減速され、熱中性子化が徐々に進行していく中性子スペクトルを想定したものである。同様のスペクトルを有する減速中性子校正場で照射試験を実施し、換算関数の妥当性を検証した。裸の²⁵²Cfに対するレスポンス（計数率/周辺線量当量率）は0.35 cps/(μ Sv/h)であった。

なお、本サーベイメータには、一般的な構造のレムカウンタであるアロカTPS-451シリーズとの併用によって中性子スペクトロメータ的な活用を可能にし、かつ任意の中性子スペクトルに対して計数比 - 換算係数の関係を最適化する機能を付帯させる予定である。



図 9.25 軽量形中性子線量当量率サーベイメータ試作機

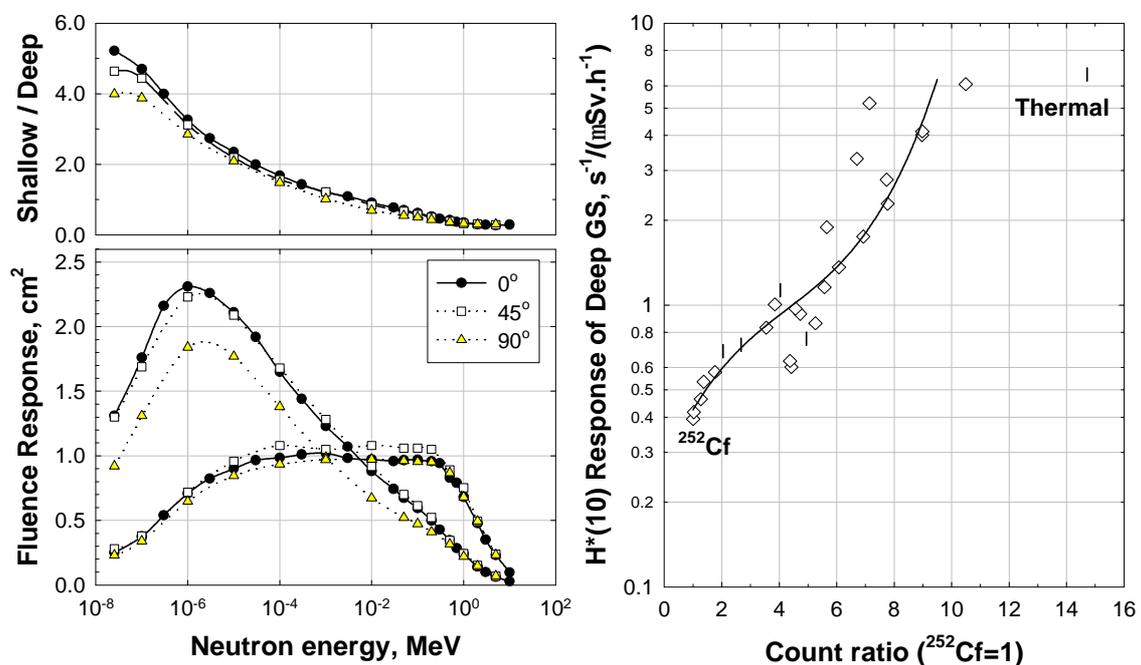


図 9.26 表層部及び深部 GS のフルエンスレスポンスと計数比

図 9.27 計数比と深部 GS のレスポンスの関係(実線はフィッティングによる換算関数)

(5) 臨界警報装置のエネルギーおよび方向特性の評価

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 35 系統（検出器台数 105 台）の臨界警報装置（CAAS）を再処理施設及び核燃料物質使用施設内に設置している。このうち 34 系統は主として 線を検出する電流モード動作プラスチックシンチレータ、1 系統は中性子を検出する減速材付き核分裂検出器である。適切なカバー範囲（coverage）の決定等に資するためこれらの CAAS についてエネルギー特性と方向特性を主に計算によって評価した。

線用 CAAS（東芝 RD120）は、38mm × 51mm の NE102 プラスチックシンチレータを電流モードで動作させたものである。プラスチックシンチレータは 線だけでなく中性子による二次 線もわずかに検出する。そこで、MCNP-4B を用いて、 線（100keV～10MeV）と中性子（熱中性子～10MeV）の入射時におけるプラスチックシンチレータ中の光子によるエネルギー沈着をそれぞれ計算した。方向特性については、線源面を固定した状態で座標変換カード指定により計算体系を 15°ステップで回転させることによって同様に計算した。線の照射実験から得られた換算係数を用いて計算によって得られたエネルギー沈着量を光電子増倍管のアノード出力に変換した。なお、一部の計算には EGS4 も使用した。一方、中性子用 CAAS（東芝 RD624）は、濃縮 ^{235}U コンバータと表面障壁型半導体からなる検出器をアクリル減速材（90mm×90mm×90mm）で覆ったものであり、パルスモードで動作させている。MCNP-4B を使用し ^{235}U の核分裂反応率を計算した。半導体による核分裂片の検出効率は ^{252}Cf 線源を用いた中性子の照射実験から得られたカウント数との比較により決定した。

また、CAAS を取り付けているコンクリート壁面からの後方散乱線による両 CAAS のレスポンスへの影響を調べた。まず、ビーム径を変えて 線及び中性子をコンクリート壁面に入射させ、検出器位置における熱中性子フルエンスなどの後方散乱および二次 線フルエンスが飽和する範囲を調べた。この計算結果をもとに、直径 400cm、厚さ 30cm のコンクリート円板にビーム径 320cm の 線と中性子を入射させ、前述のレスポンスの計算を行った。なお、コンクリートには比重 2.1 の普通コンクリート（タイプ 2A コンクリート）の組成を使用した。

計算結果の一例として、正面入射時における RD120 の 線空気カーマ当たりのレスポンス、中性子組織カーマ当たりのレスポンスをそれぞれ図 9.28、図 9.29 に示す。ここでは ^{137}Cs 線の空気カーマ当たりのレスポンスを 1 に規格化している。線に対しては 500keV 以上でエネルギーに依存しない平坦なレスポンスを有している。200keV 未満から急激にレスポンスが下がっているがこれは臨界警報装置の筐体（鋼板 4mm）による減衰のためである。また、RD120 は水素や鉄の捕獲 線も検出するので、低エネルギー中性子に対しても高い相対感度を持つことが分かった。一方、RD624 については、単位フルエンス当たりのカウント数は入射中性子エネルギーに依らず約 10^{-4} counts.cm² オーダであった。次に臨界事故時に想定される中性子スペクトルに対する両 CAAS のレスポンスを計算した結果を表 9.6 にまとめた。

ここでは線源スペクトルとして核分裂スペクトル(^{252}Cf)とSILENE 炉のスペクトルを使用した。RD120 は 線を検出することを目的に設計されたものであったが、僅かに中性子に対しても感度を持つ。中性子と 線の混在割合にも依存するが、実際の臨界事故の場合は、 線のみを検知対象として設定された現在の警報設定レベルよりも低い線量率で警報が発生すると考えられる。

サイクル機構東海事業所で現在使用している 2 種類の臨界警報装置について、計算と実験によりエネルギー特性と方向特性を評価した。さらに、臨界警報装置を設置しているコンクリート壁面による後方散乱放射線等によるレスポンスへの影響を調べた。本検討結果は、適切なカバー範囲 (coverage) の設定や実際の臨界事故において警報を発生させる線量率レベルの決定などに有用である。

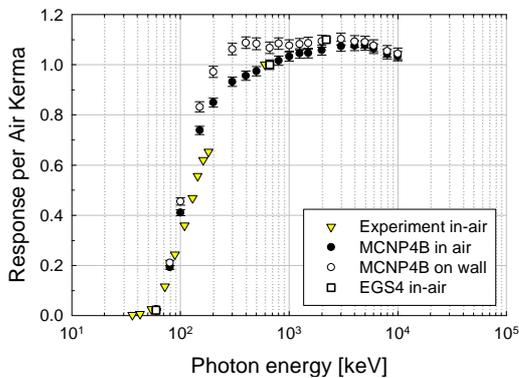


図 9.28 RD120 の光子に対するレスポンス (正面入射の場合)

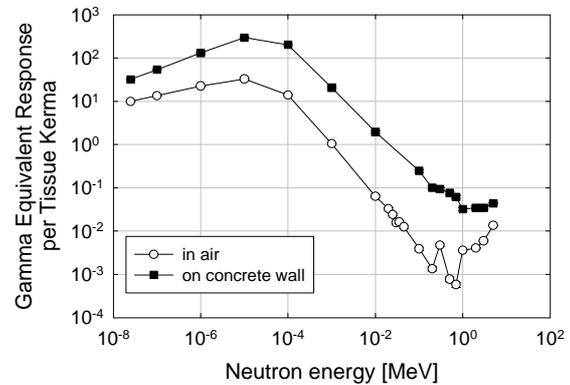


図 9.29 RD120 の中性子に対するレスポンス (正面入射の場合)

表 9.6 臨界警報装置 RD120 と RD624 の中性子組織カーマ当たりのレスポンス

線 源	平均中性子 エネルギー MeV	RD120 ¹⁾				RD624	
		自由空間中		コンクリート壁		cps/(mGy/h)	
		自由空間中	コンクリート壁	自由空間中	コンクリート壁	自由空間中	コンクリート壁
^{252}Cf	2.1	0.007	0.05	0.29	1.0		
SILENE ²⁾	0.34 ~ 1.6	0.025 ~ 0.054	0.15 ~ 0.30	1.0 ~ 2.4	2.0 ~ 5.3		

- 1) 自由空間中における ^{137}Cs 空気カーマ当たりのレスポンスを 1 に規格化,
- 2) SILENE 炉の中性子スペクトル (裸, 鉄, 鉛, ポリエチレン遮へい)

(6) 走行式放射線モニタの高度化に関する研究

研究開発の概要

これまで平常時の定常的な放射線モニタリング用として、自動走行式のロボットを開発してきたが、JCOの臨界事故以降、原子力施設での災害時を想定した放射線モニタリング機能を有するロボットの必要性が高まった。

本テーマでは、これまでのものを高度化し、事故（臨界、火災、爆発）発生後の復旧作業等にあたる作業者に係る放射線防護上のデータを事前に収集する走行式放射線モニタの基本設計を行った。

研究開発結果

走行式放射線モニタの基本性能は、小型・軽量化を念頭に施設内での平面走行、不整地面走行、階段昇降、扉の開閉等が可能な機能を有すること、操作方式は搭載したカメラによるPHS回線又はSS無線による遠隔操作とした。また、現場の災害状況をモニタリングできる機能として、計測機器（線計測、線計測、中性子線計測を中心とした放射線計測機器）をモジュール化して搭載する設計とした。

図9.30、9.31に走行式放射線モニタのシステム全体図、運用概念図を示す。

搭載機器の耐久性試験では、臨界事故や火災・爆発事故後の劣悪な環境下での放射線状況等のモニタリングとして、走行式放射線モニタ搭載予定機器等の耐熱、耐湿度、耐放射線、耐エアロゾル（煙）試験を実施し、想定環境下での機器の健全性確認を行った。

耐久性試験では、耐熱試験の温度を0～60℃、耐湿度試験の湿度を60～90%とした。放射線試験では、校正室の最大に近い条件での積算線量1GyのX線照射による耐久試験及び中性子線、X線、γ線による特性試験を行った。耐エアロゾル試験では、ベントナイト（中位径2μm）を用い、濃度40g/m³で耐久性試験を実施した。

その結果、半導体検出器を除く全ての機器が上記の条件下で正常に作動することを確認した。

以上の結果を踏まえ走行式放射線モニタの基本設計を行った。

表9.7に走行式放射線モニタの基本仕様を示す。

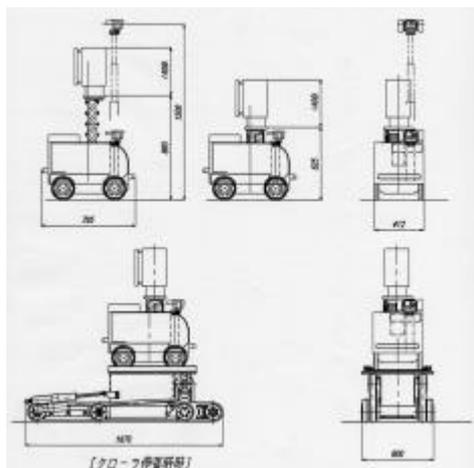


図 9.30 走行式放射線モニタ システム全体図

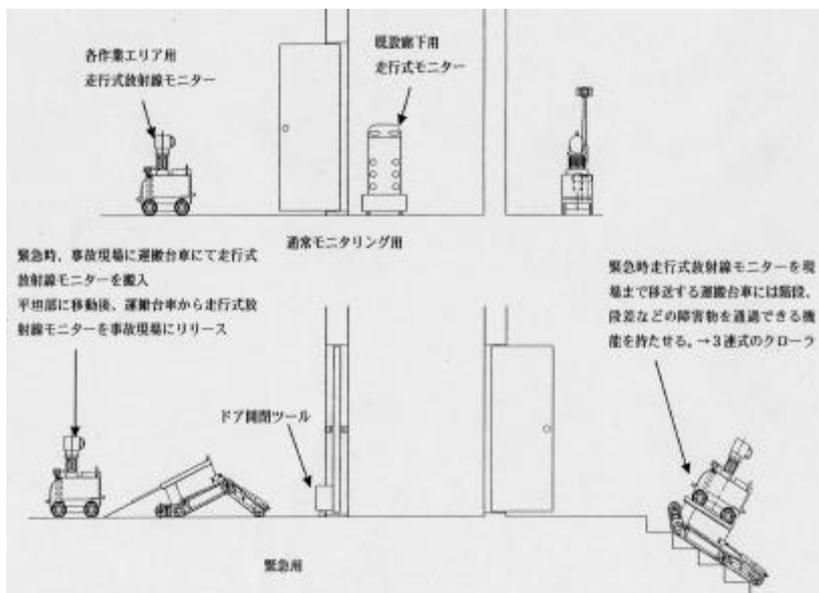


図 9.31 走行式放射線モニタ 運用概念図

表 9.7 走行式モニタの基本仕様

	条 件	仕 様
本 体 仕 様	外形寸法 (mm)	走行式放射線モニタ：412(W)×795(L)×620(H) 運搬台車：600(W)×900～1670(L)×620(H)
	重量	走行式放射線モニタ：40kg (モニタ搭載状況による) 運搬台車：300kg (運搬台車単体)
	耐温度・湿度環境	温度：0～60，湿度：～90% (相対湿度)
	耐放射線環境	1Gy (集積線量)
	電源 (バッテリー)	走行式放射線モニタ：リチウムイオン電池 約 660kVA 運搬台車：鉛電池 約 4000kVA
走 行 仕 様	走行方式	無線による遠隔操作
	駆動方式	走行式放射線モニタ：4車輪方式 運搬台車：3クローラ方式 (形状可変)
	走行速度	走行式放射線モニタ：走行速度 4km/h 運搬台車：走行速度 2km/h (平地走行) 0.3km/h (階段昇降)
	回転半径	最小回転半径 1081mm
	稼働時間	一時間 (給電ステーションにより充電)
搭 載 機 器	表面汚染測定機器	線用：防滴形，耐熱性 (高温用フォトマル)
	線量率測定機器	線用：防滴形，小型，軽量 中性子線用：赤外線通信，データの自動記録，軽量
	制御用 P C	耐熱性，シリコンディスク，RS-232C
そ の 他 の 機 能	カメラ	走行式放射線モニタ：周辺映像用 1台 足許用 前後 1台 運搬台車：進行方向用 前後 1台 重心位置用 左右 1台
	情報通信機能	通信方法：PHS 回線 (又は SS 無線) を使用 伝送システム：RS232C (プロトコル変換装置) その他：バックアップ機能
	除染性	走行式放射線モニタ，運搬台車ともに水洗にて除染できる構造とする。(ただし，測定モジュールは廃棄)
	ハンドリング装置	ロボットアーム：扉開閉ツール，マニプレータ (目的に応じて，現在開発されている技術を応用し特注製作することが可能である。)

- (7) 線放出核種の放射線管理技術の向上に関する研究
 - (a) 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
 - 空気汚染早期発見方式の検討

空気汚染の発見は、線用空気モニタの警報設定が主体であり、管理目標値(空气中放射性物質濃度限度の 1/10)を警報設定値に用いている。

本研究ではより早く空気汚染を検知する手法について検討するため、平成 13 年度より施設内の線用空気モニタの指示値の変動傾向を継続して調査しており、これまでに、施設の換気方式(ワンス・スルー方式/循環方式)や施設内でのエアロゾルの発生状況がモニタの指示値変動に影響していることが分かっている。特に、施設の換気方式がワンス・スルーの場合、外気の気象条件との関連が強く、施設内で局所的にエアロゾルの発生がなければ、どの施設でも同じような変動傾向を示すことがわかっている。

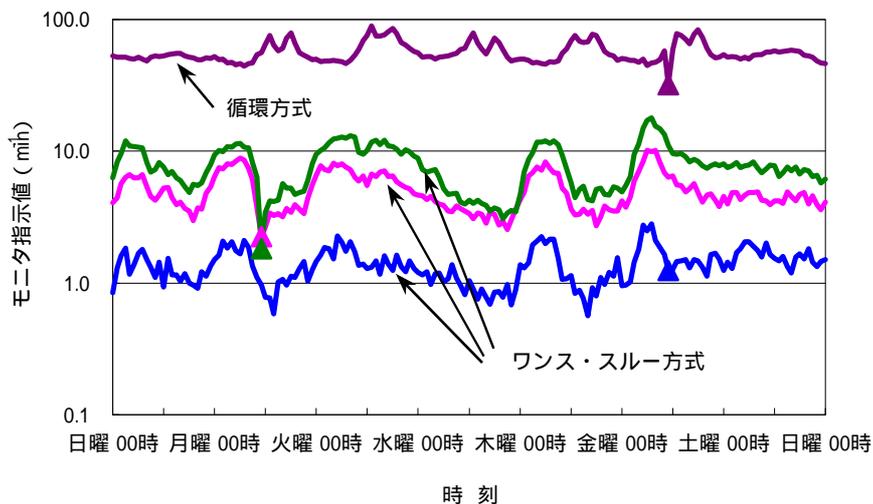


図 9.32 換気方式ごとの空気モニタ指示値変動傾向

施設内の Rn 濃度測定

プルトニウム燃料第三開発室(以下、“Pu-3”という)においては、他の施設と比べて Rn 子孫核種の濃度が高く、汚染管理上、Rn 子孫核種による偽計数対応が多くなっている。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、固体飛跡検出器を用いた Rn 濃度の測定を実施した。

表 9.8 に Pu-3 における Rn 濃度測定結果を示す。

表 9.8 Pu-3 における Rn 濃度測定結果

測定場所	Rn 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 濃度は、通常、外気中では 10 Bq/m³ 前後であり、今回の Rn 測定結果から判断すると、Pu-3 内は Rn 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、Rn 濃度と 線用空気モニタの指示値 (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 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。

空気モニタに検出される子孫核種は、空気中のエアロゾルに付着し、放射性エアロゾルとして浮遊しているものであることから、施設内のエアロゾル源とモニタ指示値への影響について調査を行った。その結果、エアロゾルの入り込みが多い場所では、モニタ指示値変動が大きく、高い B.G となっているが、エアロゾルの入り込みが少ない場所では、変動幅が小さいことが分かった。

今後、エアロゾルとモニタ指示値の関係及びエアロゾルの発生原因等について詳細に調査していくことにしている。

(b) 表面密度測定技術の向上に関する研究

エルラドの現場取り入れ試験

試験概要

放射性廃棄物の低減化を図るため、市販品の線用汚染モニタである Long Range Alpha Detection (LRAD) について測定試験を実施した。LRAD は測定室内の空気を一方向に流し、線の電離作用に伴って発生したイオンの量を測定するものである。

今回の試験で用いたのは従来の LRAD をアップグレードしたもので、測定室内にターンテーブルや空気攪拌用のファンなどが加えられている。以下、アップグレードタイプを新 LRAD、昨年度までの試験に用いていたタイプを旧 LRAD という。

図 9.33 に新 LRAD、図 9.34 に旧 LRAD の写真を示す。



図 9.33 新 LRAD の写真



図 9.34 旧 LRAD の写真

新 LRAD と旧 LRAD の比較

昨年度までの試験結果から、旧 LRAD の測定結果に悪影響を与える主な原因が 4 つ分かっている。これらについて新 LRAD でも同じ試験を行い、どのような影響が見られるかを調べた。表 9.9 に比較結果を示す。

新 LRAD は旧 LRAD と比べて汚染箇所の位置依存性が少なくなっていることと、平均の BG レベルが低くなっていることが特徴である。しかし、測定物質の材質や、汚染の形状による測定値への悪影響は緩和されていない。

また、ある精度の検出値を得るための測定時間は、BG レベルとその変動によって左右される。BG 変動が $\pm 5\text{Hz}$ 程度の場合 (LRAD では、基本の測定単位は Hz。Hz と Bq との換算係数は線源校正時に決まる)、BG レベルと測定時間の関係は表 9.10 のようになる。測定時間は、新旧どちらのタイプの LRAD でも同じである。なお、旧 LRAD の BG は平均で 150 ~ 200Hz 程度、新 LRAD の平均 BG は 120 ~ 150Hz 程度である。

表 9.9 旧 LRAD と新 LRAD の比較（測定値に悪影響を与えるものに対して）

測定値に影響を与える原因	旧 LRAD	新 LRAD
測定物質の材質	プラスチックなど静電気を帯びやすい物質では、粒子によって生成されたイオンが吸着されてしまうため、検出感度が落ちる。	旧 LRAD と同様に、静電気を帯びやすい物質の場合は検出感度が落ちる。
汚染部分の位置	汚染部の測定室内の位置により、検出感度が異なる。空気流線の下流側の感度が高い。	測定室内にターンテーブルが取り付けられたため、汚染部位による検出感度の変動は旧 LRAD に比べると小さい。
汚染の形状	汚染が 1 箇所集中していると検出の精度が落ちる。スポット状の汚染などでは、正確な測定値を得ることはできない。	旧 LRAD と同様に、スポット状の汚染などでは正確な測定値が得られない。
BG レベル	周辺環境の影響によって BG レベルが高くなったり、変動が大きくなったりすると測定時間が長くなる。	旧 LRAD と同様に、BG レベルが高くなると、測定時間が長くなる。ただし、新 LRAD の平均 BG は、旧 LRAD より低い。

表 9.10 BG と測定時間の関係

BG レベル	2.4Bq の試料を精度 95% で検出するために必要な測定時間	2.4Bq の試料を精度 99% で検出するために必要な測定時間
120 Hz	約 75 秒	約 150 秒
150 Hz	約 90 秒	約 190 秒
200 Hz	約 120 秒	約 250 秒

まとめ

LRAD の新旧両タイプとも、測定対象品が材質的に限定されることと、スポット状の汚染に対して正確な測定値が得られないことから、周辺の環境変化に起因する BG レベルの変動により、測定結果が得られるまでの測定時間が一定しないという課題がある。

このようなことを考えると、管理区域から搬出する一般物品の定常的な汚染検査か、LRAD でなら測定可能な材質の物品を大量に搬出する際などに用いることが妥当であると思われる。

光ファイバー式 線用サーベイメータの性能試験

試験概要

現在，一般に使われている 線用サーベイメータは，ZnS シンチレータで発生した光をアクリルのライトガイドで集光し，光電陰極に導くタイプのものである。このライトガイドの代わりに，光ファイバーを用いるサーベイメータを応用光研工業株式会社と共同で開発した。光ファイバー式サーベイメータは従来のサーベイメータと違って検出部を巾の狭い平板状にできるため，配管内部などの狭いスペースにおいても測定を行うことができるのが特徴である。

光ファイバー式サーベイメータは，平成 12 年度から試作機を用いた性能試験を行ってきた。今年度はこれまでの試験結果を踏まえて実証機を作成し，改めて試験を行い，その結果をまとめた。図 9.35 に光ファイバー式サーベイメータ（実証機）の外観写真を示す。

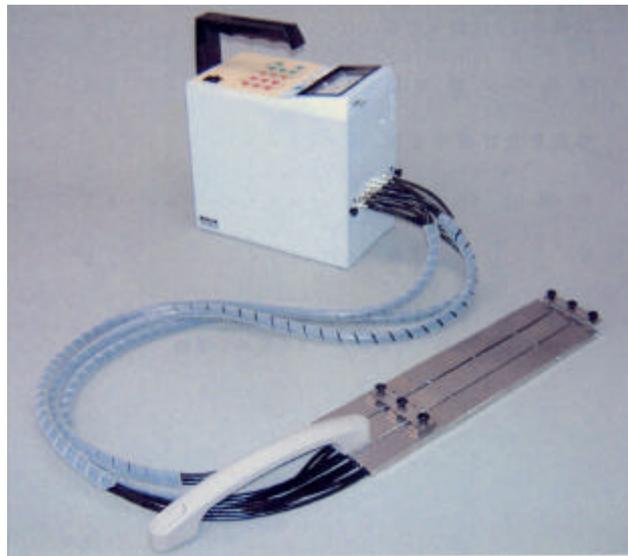


図 9.35 光ファイバー式サーベイメータ（実証機）

性能試験項目と結果

管理区域内で使用できることを確認するため，5 項目の性能試験を行なった。また，プルトニウム取扱施設で使用することも考慮し中性子照射試験も行った。その結果を表 9.11 に示す。

この結果，線の影響試験の他はすべて満足する結果が得られた。なお，中性子の影響試験については合否の判定をしていないが，従来の線サーベイメータタイプよりも影響は小さかった。

表 9.11 性能試験の結果

試験項目	結果
(1)自然計数率試験	0.029cps
(2)機器効率試験	22.0%
(3)検出器入射面窓の機器効率均一性試験	± 20%以内
(4) 線測定における 線の影響試験	1mSv/h : 12180cpm (Am-241) 1mSv/h : 714cpm (Cs-137)
(5) 線測定における中性子線の影響試験	0.5mSv/h : 218cpm (Am-Be) 0.5mSv/h : 130cpm (Cf-252)

まとめ

従来のサーベイメータと比較した場合の、光ファイバー式サーベイメータの長所と短所は、表 9.12 に示す通りである。

表 9.12 光ファイバー式サーベイメータの長所と短所

長 所	短 所
(イ)狭い箇所や、配管内の汚染検査が可能である。	(イ) 線に対する感度が高い。
(ロ)中性子に対する感度が低い。	(ロ)慎重に取扱わないと、光ファイバーケーブルが破損する。

表 9.12 に挙げた短所のうち、(イ)については、主に光ファイバーそれ自身に起因する現象のため、対策を立てるのは困難であるが、(ロ)については、サーベイメータの構造を少し変えてケーブルが露出しないようにするといった解決方法が考えられる。

よって、ケーブル部分の改良を加えた上で、・中性子線量の高い箇所では使用しないことにすれば、放射線管理業務に利用できるのとも考える。その主な用途は、配管の内部や機械類の隙間など、従来のサーベイメータでは測定が不可能であった場所の汚染検査である。

(8) 放射線管理用機器の性能向上に関する研究

放射線管理モニタは、施設内の健全性を確認するための重要な機器であるが、ノイズ等の影響により、警報が吹鳴することがある。誤警報はモニタに対する信頼性を低下させるため、施設内で事故等が発生した場合、作業員の退避を遅らせる要因にもなりうる。

そこで、これまでの誤警報発生要因を把握し、必要な対策を施すことによって、放射線管理用機器の信頼性を向上させるための研究を行っている。

誤警報発生要因の調査を実施するため、これまでに発生した警報吹鳴事象の調査を行い、得られた結果を基に、データベースを構築した。今後発生する警報吹鳴事象についても本データベースに取り入れられることになっている。

図 9.36 に年別ノイズ発生件数を示す。また、図 9.37 に 1989 年～2003 年までの原因別ノイズ発生件数を示す。

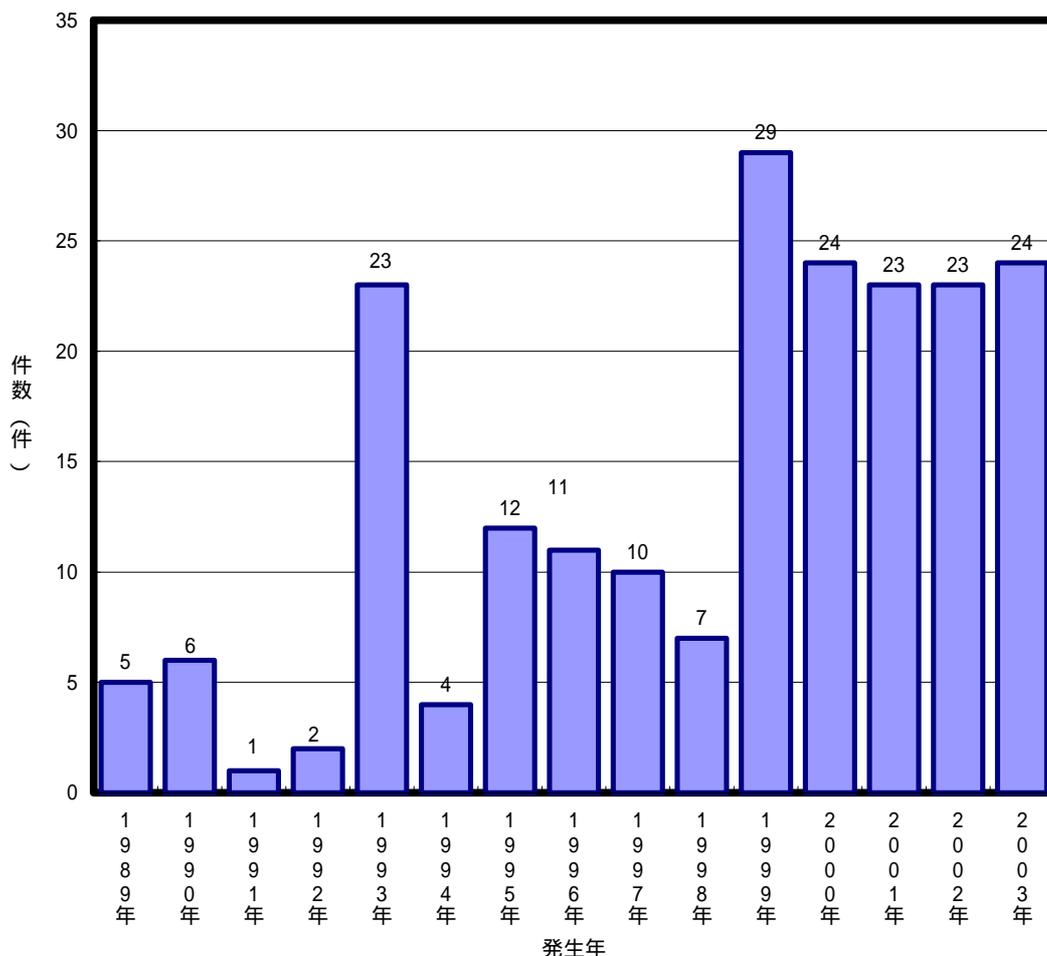


図 9.36 年別ノイズ発生件数

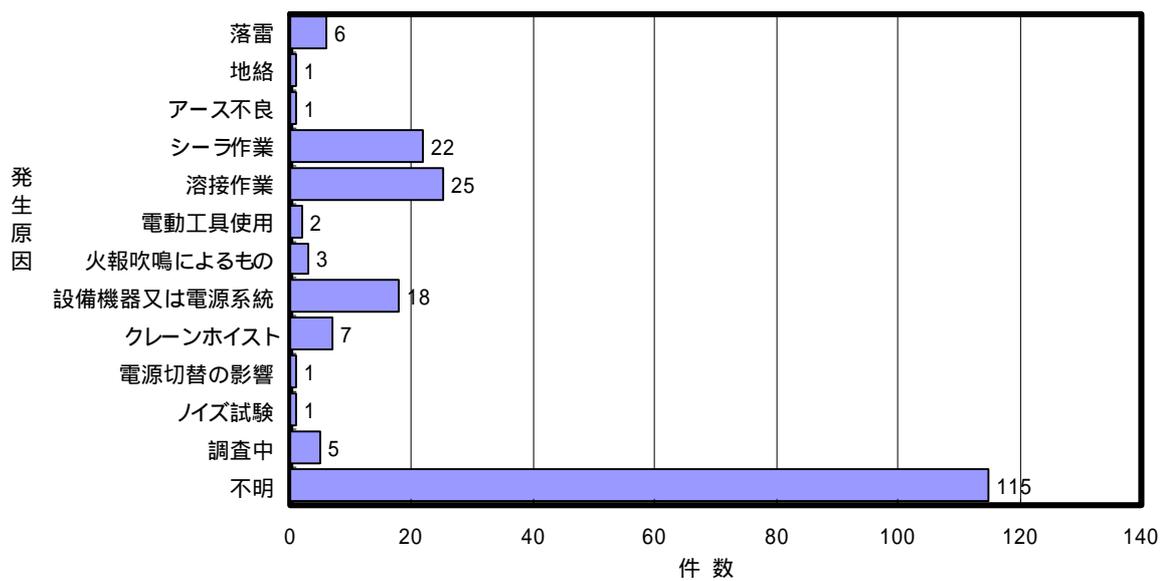


図 9.37 原因別ノイズ発生件数 (1989 ~ 2003 年)

9.2.3 海洋放出に関する環境影響評価

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。地球規模の長期的な拡散評価モデル及び計算コードを作成するために，以下の二つ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 モデルに関して以下の検討を行った。

基本データの収集，整理

文献による潮汐，河川，地形データの収集を行った。地形データについては，全体的な地形のデジタル化を行った。気象研究所が開発した近海モデルの計算結果から，沿岸モデルの計算に必要な近海域との境界データを抽出した。

テストランの実施

で収集した地形データと境界条件の下，海流計算のテストランを行った。図9.38に示すように，冬は南下流，夏は北上流の妥当な海流が得られた。

結果の検討

海流計算のテストランを行った結果得られた常陸那珂火力発電所温排水による海水の水温差計算結果を検証するため，モニタリング船で調査した水温データの整理を行った。

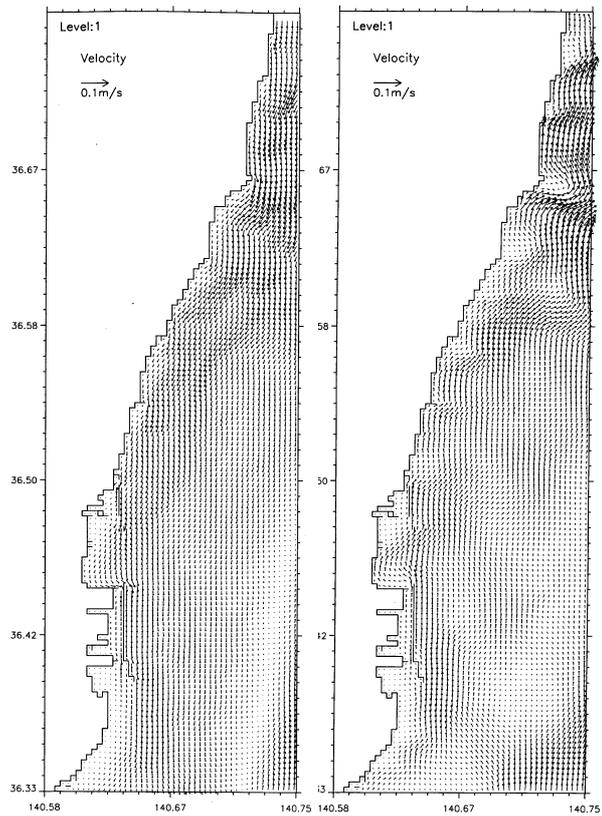


図 9.38 LAMER の Local モデルによる水深 0.5m の海流計算結果（左：2 月，右 8 月）

(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

平成 14 年度に作成した日本海 Cs モデルについて，デフォルトで与えた拡散係数下で妥当な結果が算出されることを確認した。また，種々の拡散係数を用いた計算値と観測値（IAEA 海洋研究所のデータベースから収集した 86 地点の海水中 Cs-137 鉛直

分布実測データ)を比較し日本海における最適な拡散係数を見出した。その拡散係数を用いて大気圏核実験に起因する海水中 Cs-137 濃度を計算したところ,1970 年から現在までの期間で日本分析センターホームページによって得た観測値を良好に再現できた。図 9.39 に島根沖の比較結果を示す。

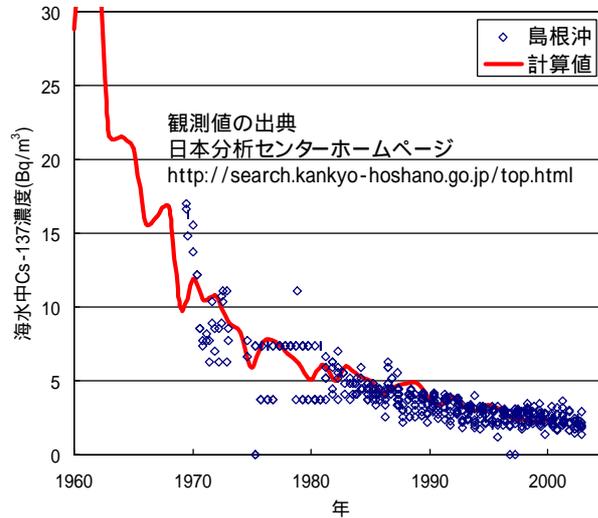


図 9.39 島根沖における表層海水中 Cs-137 濃度

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

大気浮遊塵中のプルトニウムを化学分析を行わずに迅速に定量するため,検出器に入射した線及び線のパルスの時間間隔分布を作成し,パルスの持つエネルギーとリンクさせる時間間隔解析システムを構築した。図 9.40 に時間間隔解析システム構成図を示す。検出器に入射したパルスを ADC においてデジタル変換する際に, MCA とタイマーに同時に信号を送信し,それをマルチパラメータコレクタにおいてこれらを合成し,パーソナルコンピュータ内に保存する。測定終了後にこれらのデータを読み出して,波高弁別及び時間間隔解析を実施する。

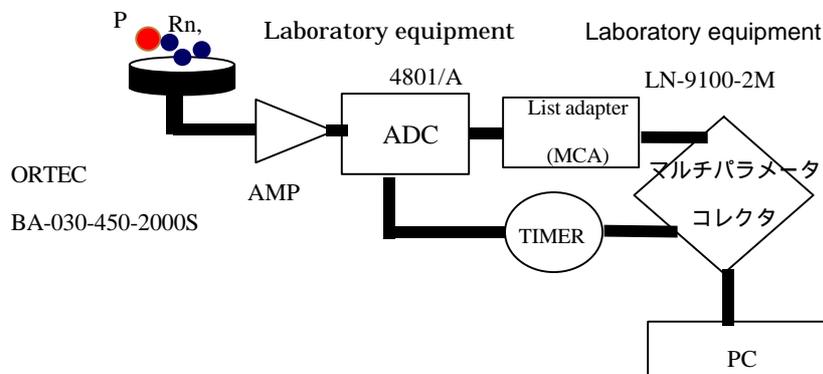


図 9.40 時間間隔解析装置システム構成

人形峠環境技術センターラドン測定局舎において本システムを利用して、ラドン壊変生成物の減算試験を実施した。試験内容は、4フッ化エチレン系メンブランフィルタに1分間当り100Lで一時間大気浮遊塵を採取した後、マイラ膜で表面を覆い、上記システムで線及び線を測定し、時間間隔解析が可能な壊変ペアのうち、最大半減期を有するPo-216の平均寿命に入射した連続パルスが減算した。(図9.41参照)

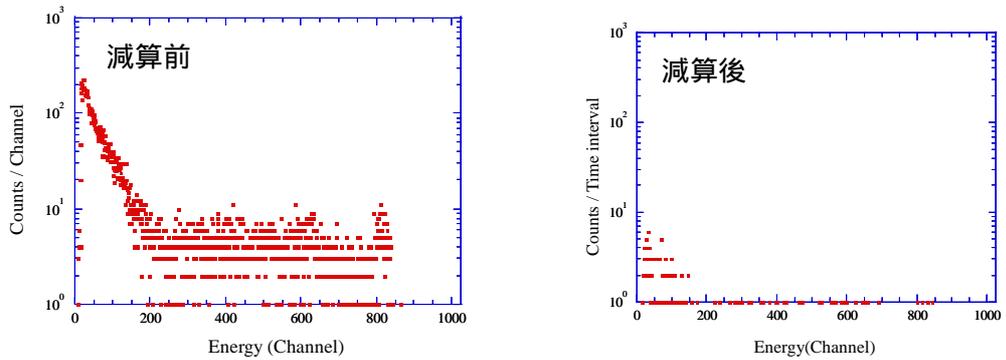


図 9.41 人形峠環境技術センターで実施したラドン減算試験結果

さらに、東海再処理施設において、大気浮遊塵を採取したダストフィルタの上に粒子状のプルトニウムを塗布し、同様にマイラ膜で表面を覆い、上記システムで線及び線を測定し、減算率を調査しながらPo-216の平均寿命の5倍の時間間隔に入射した連続パルスが減算した。(図9.42参照)

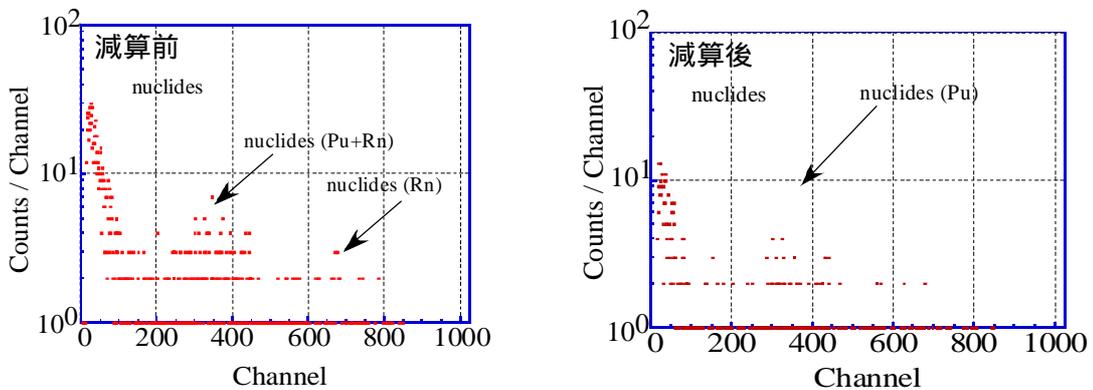


図 9.42 ダスト試料に粒子状プルトニウムを塗布した模擬試料における減算試験結果

上記結果から、時間間隔解析技術を用いることによって、化学分析を実施せずにプルトニウムを減算させずにラドンの壊変生成物を効率良く、減算することが可能となった。

(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。

今年度は、環境試料中テクネチウム-99 (Tc-99) の定量法の高度化研究として、誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS) を用いる手法の検討を行った。基礎実験として、Tc の揮発性に着目して前処理及び分析方法に関する検討を行った。

前処理方法については、灰化にともなう Tc のロスに関する基礎実験を行った。土試料を 10g 分取し、Tc-95 (半減期：61 日) を添加した。灰化する前に、アンモニアを添加したもの、水酸化ナトリウムを添加したもの、試薬の添加のないものをそれぞれ用意し、電気炉による灰化を実施した。灰化条件は、450 ℃、2 時間とした。実験結果を表 9.13 に示す。検討の結果、Tc の揮発は少ないことが分かった。このことは、表土中の Tc 分析において、試薬の添加をすることなく電気炉での灰化を行えることを示している。しかしながら、Tc の化学系に関しては検討を行っていないため、より詳細な Tc 分析に関する前処理法を検討する上では、化学系を考慮した分析操作が必要である。

分析方法に関しては、有機物分解に使用する試薬の検討を行った。分解効率が高い過塩素酸は、試料溶液中の 99% 以上の Tc を揮発させることが分かった。また、濃縮操作においては、塩酸系の時にもっとも Tc の揮発が大きいことが分かった。

これらの結果から、有機物分解においては分解能の高い過塩素酸の使用は不可能であることが分かった。また、溶液濃縮時においては、塩酸を用いることができないので、一般的には金属の安定度の高い塩化物として処理は実施できないことが判明した。これらデータは表土や畑土など有機物が多く複雑なマトリクスを有する試料からの Tc 抽出において有用である。

表 9.13 灰化条件の違いによる Tc の揮発に関する実験結果

灰化条件	測定計数値 (減衰補正後)	リファレンスとの測定値比
灰化なし	$(1.1 \pm 0.038) \times 10^3$	1.0 ± 0.047
灰化のみ-1	$(1.3 \pm 0.040) \times 10^3$	1.1 ± 0.052
灰化のみ-2	$(1.1 \pm 0.039) \times 10^3$	1.0 ± 0.048
アンモニア添加-1	$(1.1 \pm 0.038) \times 10^3$	0.99 ± 0.047
アンモニア添加-2	$(1.2 \pm 0.038) \times 10^3$	1.1 ± 0.049
水酸化ナトリウム添加	$(1.1 \pm 0.038) \times 10^3$	0.98 ± 0.047

9.2.5 安全工学研究

(1) 異常事象時における換気系の安全性に関する研究

グローブボックス換気系安全性の高度化に関する研究では、MOX 加工施設の換気設備等の検討のため、主に米国にて検討中の MOX 施設 (MFFF) に関する建設許可申請書 (CAR) 及び安全解析書の調査を引き続き実施した。

また、グローブボックス内火災等の異常時における換気系の温度分布、圧力変動等の挙動を 3 次元で評価するため国内で市販されておりパソコンでの解析が可能な汎用の計算流体力学 (CFD) コードの調査を行い、解析機能、構造的機能等の比較により適応性の検討を実施した。このうち国内で開発され、建家換気・空調での解析適用事例が豊富で検証実績のある「STREAM」を用いて、これまでに実施したグローブボックス内換気系の試験結果を基に条件設定、モデル化を行い解析を実施した。同試験結果についての FIRAC コードで評価した結果と比較検討し、適応性を確認した。

なお、当初計画していた既存実験装置の撤去、実施設 (工程) を模擬した試験設備 (複数の実寸グローブボックス及びその換気系並びに建家換気系の一部を組み合わせたコールド試験設備) の設置、当該試験設備による火災等を想定した異常事象試験については、予算及び試験実施要員 (体制) の不足、欧米の関連施設詳細情報が不足しており、研究課題が計画どおり進捗していないこと、また今後の見通しとしてその確保が困難なことから、計画の見直しを行い変更した。

(2) 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。

臨界事故時の評価手法の検討として、ウラン系を対象に、臨界計算コードと遮へい計算コードの接続計算を実施し、臨界事故時の対応のために米国オークリッジ国立研究所で整備された Nuclear Criticality Slide Rule の評価結果との比較を行い、The Second International Symposium on Radiation Safety and Detection Technology (ISORD-2, 2003 年 7 月: 東北大学) において、"Comparison of the Dose Evaluation Methods for Criticality Accident" と題する発表を行った。また、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、The Seventh International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2003, 2003 年 10 月: 東海村・テクノ交流館 RICOTTI) において、"Study on the Detection of the Criticality Accident Alarm Systems and Area Monitors" と題する発表を行った。

MOX 加工施設等の臨界管理に関する研究として、燃料要素・集合体の取扱工程への適用性を確認するために MOX 非均質系ベンチマーク計算の実験の調査並びに、臨界安全データの条件検討を実施した。また、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，6月)に参加し，MOX 取扱施設の規格作成に関する情報収集を行った。また，MOX 非均質系の臨界ベンチマークとして，従来，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 SCALE4 及び MCNP4 を用いて行い，推定臨界増倍率及び推定臨界下限増倍率を設定した。

(3) MOX 加工施設の確率論的安全評価の適用研究

核燃料施設の安全評価においては，軽水型発電炉等に比較して，基数が少なく，施設の設計思想，運転管理・保守方法等に関する国情等の差異により，確率論的安全評価手法の標準化，データの蓄積・標準化・共有化を図ることが困難であり，決定論的な評価が主体であるが，確率論的，定量的な安全評価により，安全対策の妥当性に関する相対的な比較検討，判断，施設の検査及び運転・保守管理計画の最適化，合理化に資することが期待され，MOX 施設への PSA 手法の適用性について検討することは有意義であることから MOX 加工施設を対象とした PSA 適用検討として，事故シーケンスの抽出及びその発生確率の定量化，異常事象推移解析等を行い，民間 MOX 加工施設の安全審査の判断材料の提供に資するべく以下の研究を計画していた。

MOX 加工施設 PSA 実績調査
 事象シーケンスの抽出・定量化
 異常事象推移解析及び放射性物質の移行評価
 主要なリスク因子の分析・整理

今年度は当該研究として以下の項目を実施した。

MOX 加工施設 PSA 実績調査

昨年度に引き続き，核燃料施設の事故シナリオ，事故評価・解析手法の検討，モデルプラントの設定検討のため，主に米国にて検討中の MOX 施設 (MFFF) に関する安全解析書 (DRAFT SAFETY EVALUATION REPORT) の調査を引き続き実施するとともに，化学プラントの安全解析手法として汎用性の高い HAZOP のソフトウェアについて調査を実施した。

原子炉と原子炉以外の原子力施設に対する確率論的な安全評価の実施に関する手順の差異，特徴について検討を実施するとともに，化学工業分野での安全評価について，米国化学技術者協会 (AIChE) の「ハザード評価手順ガイダンス」の調査を実施した。

上記の手法及びデータの調査結果として原子炉 (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整理した。さらに国際原子力機関 (IAEA) の手順を参考に，MOX 加工施設での定量的評価手順を検討した。

事象シーケンスの抽出・定量化及び 異常事象推移解析及び放射性物質の
移行評価

計画中の施設を参考にモデルプラントの設定，事象シーケンスの検討，事象
進展の検討，放射性物質移行・放出量評価等を行う予定であったが，当該検討，
解析に必要な施設情報が入手できなかったため，今年度以降の計画の見直しを
実施し，計画を変更した。

9.3 外部発表状況

(1) 技術資料

平成 15 年度は、報告書等（サイクル機構技報含む）として 10 件，論文投稿・掲載として 8 件の計 18 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 15 年度は、国際会議発表が 12 件，保健物理学会（6 月）3 件，原子力学会 6 件（9 月：5 件，3 月：1 件）及びその他 13 件の計 34 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) 情報交換会の実施

日本原燃の放射線管理部門と2回の意見交換会を実施した。意見交換会では，東海再処理施設運転中の放射線管理方法及び臨界警報装置に関して，現場確認を含め実施した。

(2) 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。

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）

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（表 10.2）

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
時間間隔解析技術教育	H15.5.22～23	環境監視課：1名	28名	六ヶ所
線核種分析装置及び線スペクトロヘイメータの取扱い訓練	H15.11.18～19	環境監視課：1名 放射線管理第二課：1名	33名	六ヶ所
運転中の放射線管理（監視）教育	H16.2.25～27	放射線管理第二課：1名	4名	東海事業所

また，再処理センター技術支援グループの依頼により，第7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1）」について報告した。内容は，放射線管理の各施策にかかる経緯，背景を重点に，放射線管理の基本的考え方，管理の特徴（区域管理，被ばく管理など），特作計画による作業管理及び主なトラブル事例について報告した。（実施日：平成16年3月26日，日本原燃株式会社の受講者：150名，実施場所：六ヶ所）

表 10.2 JNFL 技術情報提供依頼に伴う対応結果

依頼日時	情報提供依頼内容	回答
1 H15.4.15	定常・非定常バイオアッセイ分析に関する技術情報の提供依頼	資料作成提出
	(1)定常バイオアッセイ分析(尿)の検出下限値(判定基準)	
	(2)定常・非定常バイオアッセイ分析における線放出核種の実施の要否 (3)定常バイオアッセイ分析実施に伴う対象者の選定基準とその人数及びその根拠	
2 H15.5.12	放射線管理に係るマニュアル及び防護具取扱い等に関する情報	技術資料複写
	(1)再処理工場における防護具の取扱い(PNC N852 82-01)	
3 H15.6.4	放射線物質の体内摂取に関する技術情報	資料作成提出
	(1)放射線物質の体内摂取があった場合の医師の診断及び労基署へ報告する具体的判断レベル (2)労働厚生省が示している「WBC測定でBG+3以上の取り込みがあった場合」との解釈に関する見解及び意見、運用への受け入れの可否	
4 H15.8.5	吸収線量の測定及び被ばく線量評価に関する資料の提供	技術資料複写
	(1)・混合場における線吸収線量の測定方法の調査 (2)線被ばく線量評価の現状	
5 H15.8.27	緊急時医療体制に関する情報提供	資料作成提出
	(1)緊急医療器具の設置状況等	
6 H15.8.22	再処理施設検査要領書の提供	技術資料複写
	(1)定置式モニタ類の性能検査 (2)線量率及び空気中の放射性物質濃度の測定	
7 H15.10.15	再処理工場の備品・消耗品に関する情報	資料作成提出
	(1)放射線管理において使用する備品・消耗品の品目名	
8 H15.12.3	防護具に関する技術情報	資料作成提出
	(1)防護具の区分、品名、主要材質等 (2)廃棄方法、廃棄物減容対策等	
9 H15.12.17	技術資料の提供	技術資料複写
	(1)再処理施設放射線管理20年史	
	(2)放射線作業管理システムの構築	
	(3)放射線業務従事者の被ばく線量解析	
	(4)放射線管理試料のガンマ線スペクトル集 (5)放射線管理試料の核種の種類と工程との関係	
10 H15.12.19	環境放射線(能)モニタリングに係る一般住民へのPA資料の提供	PA資料複写
11 H16.1.6	セル内結露水に関する情報	電子媒体提出
	(1)TRP気象データ(温度、湿度の1日平均値(平成11年~15年))	
12 H16.2.4	放射線管理に関する要領書の内容確認	資料作成提出
	(1)放出評価マニュアル	
	(2)内部被ばく線量評価マニュアル (3)バイオアッセイ分析測定マニュアル	
13 H16.2.26	再処理施設に関連するコンピュータシステム活用のシステム事例の提供	資料作成提出
	(1)放射線管理及び環境監視に関するシステム	
14 H16.3.7	業務等の管理、支援用のシステム及びツールに関する情報	資料作成提出

(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。

(4) 研修生の受け入れ対応

本年度の短期研修生の受け入れは1名であり、表 10.3 のとおりである。

表 10.3 平成 15 年度の研修生の受け入れ状況（日本原燃）

	研修内容	期 間	人数
放射線管理 第二課	現場放射線管理技術 ・再処理工場における作業放射線管理	H16.1～H16.3	1名

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

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 15 年 10 月 1 日から 6 ヶ月間、研修生 1 名の受け入れを行なった。

表 10.4 平成 15 年度の研修生の受け入れ状況（核物質管理センター）

	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	H15.10～H16.3	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 15 年度の主な協力は表 10.5 の通りである。

表 10.5 平成 15 年度の主な自治体等への協力

日時	場所	協力状況
6月9日	放射線医学総合研究所	放射線防護に関する講義
7月25日	水戸市健康科学センター	茨城県予防課実習指導
8月6日	友部町県中央病院	茨城県予防課実習指導
8月30日	阿見町	茨城県総合防災訓練
9月12日	茨城県消防大学校	消防大学校実習
9月30日	日立市泉が森体育館	茨城県防災訓練
10月21日～22日	東海事業所	県研修会消防関係放射線測定実習/講義
10月19日	久慈コミュニティセンター	久慈学区防災訓練
10月27日	愛媛県松山市	愛媛県防災訓練
10月28日	福井県	福井県緊急医療被ばく処置
10月29日	東海事業所	消防大学校訓練
11月1日	茨城県中央病院	緊急被ばく医療
11月15日	福井県	福井県原子力総合防災訓練
11月18日	東海事業所	県消防学校アスファルト施設訓練
11月26日	佐賀県唐津市	原子力総合防災訓練
2月12日～13日	福井県高浜市	オフサイトセンター機能班訓練
2月23日	ひたちなか東署	防災訓練

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 15 年度はサイクル機構が主体となり,平成 16 年 3 月 15 日～3 月 19 日(5 日間)にテクノ交流館リコッティにおいて「個人被ばく線量計相互比較に関する最終プロジェクト評価」を実施した。海外からの参加者は 10 か国から 13 名,IAEA から 1 名の合計 14 名であった。3 月 18 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うとともに,最終日の 3 月 19 日にはテクニカルツアーとして千代田テクノル(株)大洗研究所の訪問見学を実施した。

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測定結果（以下、四半期報という。図 11.1）のインターネット公開を平成 9 年 10 月に開始し、その後、リアルタイム公開を平成 10 年 10 月に開始した。

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基に四半期ごとに作成し、随時更新している。

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、に公開している。情報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提供している。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（平成 16 年 5 月 31 日まで）

URL:http://www.jnc.go.jp/ztokai/kankyo/realtime/map_vllg.html

（なお、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、解説の充実を図った。

新 URL: http://www.jnc.go.jp/ztokai/kankyo/realtime/map_10m.html)

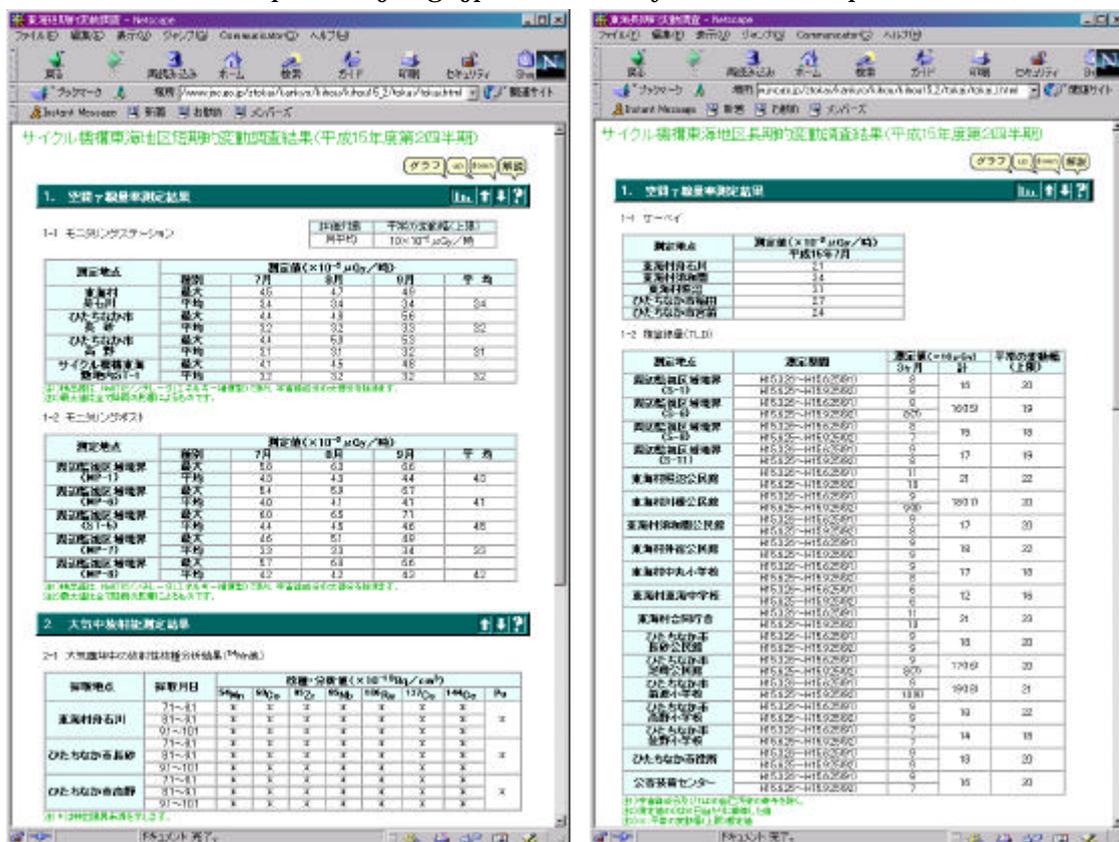


図 11.1 環境放射線監視季報
（左：短期的変動調査結果，右：長期的変動調査結果）

11.2 再処理施設クリプトン監視情報

再処理保安規定に定められ連続測定を行っている主排気筒のクリプトン 85 のデータについて平成 12 年 7 月より情報公開を行っている。

主排気筒を含む定置式モニタのデータを集中処理する計算機より、1 時間値のデータを使用し、情報公開サーバにおいて情報公開ホームページ用のグラフを作成し 7 日間及び 24 時間の表示（図 11.2）で公開している。また、再処理施設の運転時に貯留が行われた時には、10 分値データからグラフを作成し再処理ホームページで工程状況と合わせて公開している。情報公開するにあたり、情報提供に関する解説「クリプトン 85 の監視」「施設の運転とクリプトン 85」「放射線の量」の 3 種類の解説（図 11.3）を合わせて提供している

15 年度は、このシステムを継続して安定かつ確実に運用が行えるようなシステム設計を行ってきた。16 年度にはこの設計を反映したシステムの製作を行う。

下記にホームページの URL を記載する。

情報公開 URL：http://www.jnc.go.jp/ztkai/kankyo/houkan/top_page_a.html

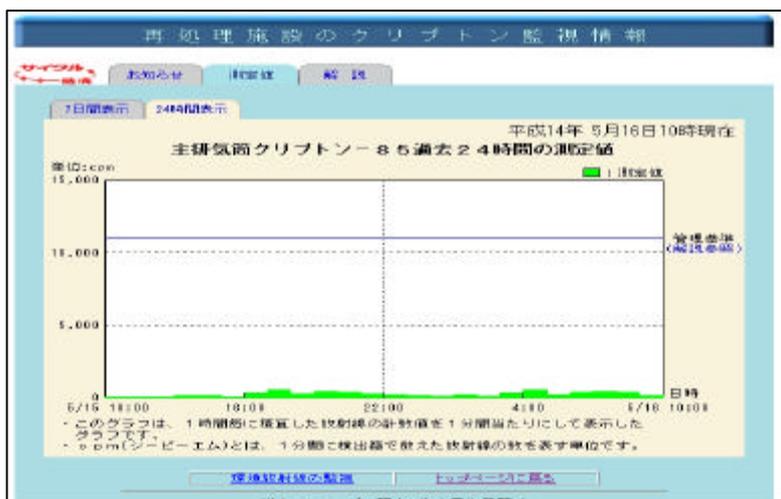


図 11.2 24 時間表示

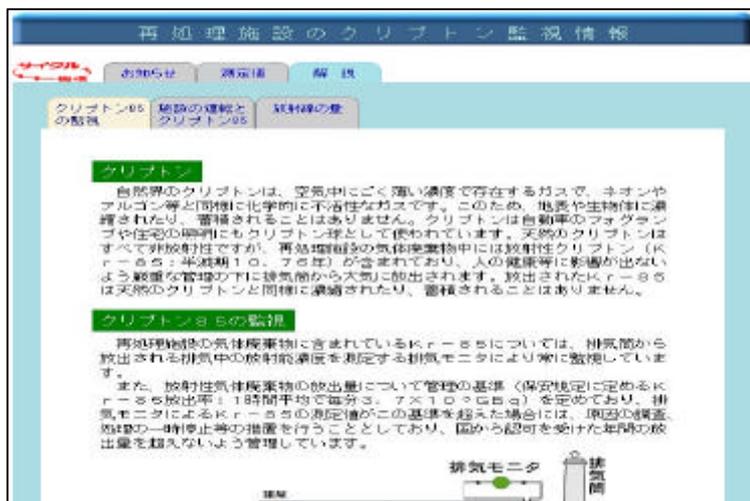


図 11.3 解説

12. 品質保証活動

12.1 マネジメントシステム整備推進委員会

(1) 保安規定への品質保証の導入に係る対応

経緯

MOX 燃料データ改ざん問題、JCO 臨界事故等様々なトラブルの経験及び教訓を踏まえて多くの改善が積み重ねられてきている中、平成 14 年 2 月より進められてきた経済産業大臣の諮問機関である総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会における「検査の在り方検討会」の報告にて、品質保証の原子力安全規制への導入の必要性及び品質保証の規制上の要求事項が示された。

平成 14 年 8 月に東京電力(株)における自主点検記録の不正が発覚し、その後の調査により、同社内において品質保証が機能していなかったこと、トップマネジメントが機能せず、組織運営に支障を来していたことが判明した。

このため、原子力安全のための品質保証の重要性が再認識され、トップマネジメントを明示するとともに、国際的な品質保証規格に基づく必要があるとして、ISO9001-2000 を基本とした品質保証を安全規制に導入することが提言され、平成 15 年 9 月 24 日に公布された実用炉規則に基づき、「原子力発電所における安全のための品質保証規程 (JEAC4111-2003) (以下「JEAC4111」) という。」が 9 月 30 日の原子力規格委員会において制定された。なお、この JEAC4111 は原子力発電所の保安活動における品質保証に関する要求事項を規定したものであるが、核燃料加工施設、再処理施設等に対しても適用できるよう制定されたものである。

再処理事業規則(経済産業省管轄)においては、平成 15 年 10 月 1 日に省令改正され、平成 16 年 6 月 7 日に、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認可された。

一方、使用規則(文部科学省管轄)においては、平成 16 年 2 月 2 日に省令改正され、平成 16 年 4 月 1 日に JISQ9001-2000 (ISO9001-2000) に基づき、品質保証体制、品質保証計画の策定、監査計画等を組入れた使用施設保安規定が認可された。

実施体制

本社に設置された「安全規制見直しに係る品質保証体系検討 WG」及び「安全規制見直しに係る保安規定改正 WG」等において、国の動向等を踏まえた検討がなされ、その検討結果等を基に、事業所品質保証担当部署である保安管理部品質保証室を中心とし、各部・センター品質保証担当で構成された品質保証分科会、品質保証担当者調整会議等(以下「事業所会議」という。)において、保安規定、品質保証計画書等の制改定に係る検討・整備がなされた。

放射線安全部においては、マネジメントシステム整備推進委員会(以下、「MS 委員会」という。)にて事業所会議及び外部コンサルティングより得られた最新情報、整備状況等の周知及び保安規定への品質保証全般に係る整備、取り纏め等を実施した。

また、保安規定及び品質保証計画書の改定・整備支援、下部要領書の本格的な整備は、品証対応個別チーム（3チーム編成でMS委員にて構成）、MS分科会（MS委員及び部内有識者にて構成）を集中的に開催し、調整・整備した。

実施内容

a) 保安規定及び品質保証計画書に係る改定・整備支援

委員長、事務局及び品証対応個別チームリーダーにて事業所会議に参画し、検討・整備するとともに、各部・センター検討事項に関しては、品証対応個別チームにて調整・整備し、制定に至った。（表 12.1 参照）

なお、再処理施設品質保証計画書に関しては、当初再処理施設保安規定の認可が平成 16 年 4 月 1 日とされていたが、大幅に遅れたため再処理施設保安規定補正(案)を基に再処理施設品質保証計画書(案)が所長条件付で承認され、平成 16 年 4 月 1 日より仮運用となった。

表 12.1 保安規定及び品質保証計画書の制定日

文書名	制定日
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
再処理施設品質保証計画書	平成 16 年 6 月 8 日

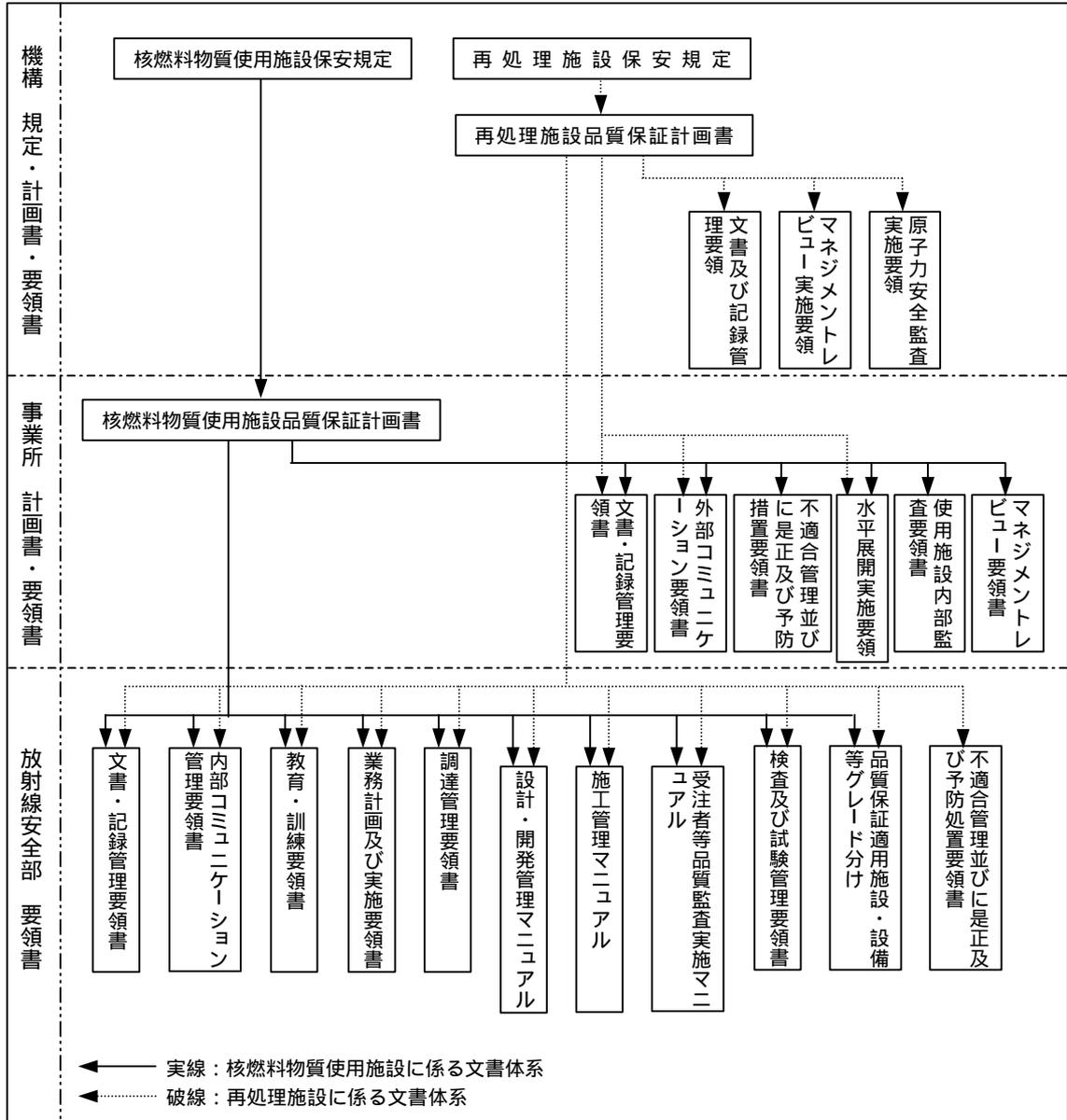
b) 下部要領書整備

下部要領書の整備に当っては、職位（理事長、所長、各部・センター長等）、事業所内における共通性等に基づき、本社、事業所及び各部・センターと階層別に整備した。（図 12.1 参照）

放射線安全部においては、現行保有している放射線安全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、再処理及び使用施設品質保証計画書を共通適用されるよう実運用も考慮した上で、品証対応個別チーム及び MS 分科会にて集中的に整備し、制定（全 11 要領）に至った。

なお、制定された下部要領書は、保安規定及び品質保証計画書の改定時、実際に業務を実施して行く中で発生する不都合等を逐次集約し、改定することで運用の定着化を図っていく。

図 12.1 保安規定品質保証に係る本社及び東海事業所の文書体系図



(2) 放射線安全部施設品質保証計画書の改訂

放射線安全部施設品質保証計画書（以下「部版」という）については、平成 13 年 10 月 1 日に施行された品質保証基本計画書（以下「機構版」という）を受けた東海事業所の品質保証計画書（以下「所版」という）の整備が 1 年以上遅れていたことにより、部版の改訂がペンディングとなっていたが、所版の平成 15 年 4 月 1 日制定を受け、当委員会の中に品証対応個別チームを設け改訂作業を行った。改訂の観点としては、機構版及び所版に準拠することはもとより、それぞれのベースとなっている JEAG4101-2000 の要求事項を踏まえ整備し、平成 16 年 3 月 5 日に施行した。

(3) 各種監査対応

機構監査(安全・品質監査)

今年度の機構監査は、監査テーマ3ヵ年計画の最終年次に当たり、品質管理に関しては要求事項の重点項目について、「調達管理，保守管理，改造工事の管理，文書・品質記録管理，教育・訓練と認定」等を題材に，また安全管理に関しては、「現場の安全確保，補修作業における安全確保，経年化対応」を視점에計画され，当部にあつては環境監視課及び放射線管理第二課が対象となり，平成15年9月9日に受検した。

結果は表12.2のとおり，良好事例3件，意見1件及び要望事項1件が示された。要望事項については，平成16年1月16日付けで「環境監視課における新規配属者教育計画書」を制定し，必須教育事項を明確にした。

表 12.2 分類別監査結果内容

事項分類	監査項目	内 容
良好事例	保守及び改造工事の管理	<ul style="list-style-type: none"> 定期検査について検査項目の削減，検査方法の改善等経費削減・業務合理化に工夫されている。(放管第二課) 特殊放射線作業計画書の作業手段について判り易いホールドポイントの記載に工夫されている。(放管第二課)
	教育・訓練と認定	<ul style="list-style-type: none"> 人形峠分析業務中の負傷事故に鑑み，過塩素酸使用の反応実験の教育ビデオを製作し，本質的危険性の理解・体感の充実を図るとともに，他事業所にも教材として提供し，役立たせている。(環境監視課)
意見		<ul style="list-style-type: none"> 当部認定制度において環境監視課の重要業務について，充実化検討されるとよい。(環境監視課)
要望事項		<ul style="list-style-type: none"> 新規配属者の必須教育項目等が文書化されていないため，体系だった教育・訓練として明確にすべきである。(環境監視課)

事業所品質保証定期自主監査

事業所品質保証定期自主監査としては，再処理ユーティリティ施設トラブルに関する事項としての水平展開を含む品質管理要求事項を想定内容にする個別監査項目について放射線管理第一課が対象となり，また東電問題に係るサンプリング検証の不備事項〔記録上の不備：誤記，記入漏れ，転記ミス，修正法の不備，フォーマットの不備(平成14年度中に処置済み)〕の監査項目については，当部品品質保証業務のとり纏め部署である線量計測課が対象となり，平成15年10月30日に実施された。

結果は，全体として良く管理され不適合なしの評価とともに，表12.3に示す良好事例を得た。

表 12.3 監査項目毎の結果内容

事項分類	監査項目	内 容
良好事例	品証総括者による見直し	・ マネジメントレビューの記録において、内容のチェック、審査記録が明確になっているとともに、結果はEメールで全課・Gr関係者に周知されている。(線量計測課)
	定期安全評価	・ 放射線測定記録に関して、自主的に部内相互監査を実施し品質保証の改善に努めている。(線量計測課)

受注者監査

平成 15 年度の受注者監査については、線量計測課発注の臨界警報装置検出器基板交換作業(株東芝：府中事業所)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 15 年 9 月 25 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、作業段階毎のデザインレビューの実施、クレーム等の迅速対応及びトラブルの再発防止の徹底を要望し、それぞれ設計・試験の区切りにレビュー会の実施と不適合データベース登録及びクレームフォローの実施を行うことで調整が図られた。

各課相互監査

保安規定への品質保証導入に向け、平成 16 年 3 月 16, 17, 18, 22 日に各課手順書類(三次文書)に対し各課相互の監査を行った。監査の主観としては、各課手順書類への JEAC4111-2003 要求事項の反映状況及び最終整備段階にある部版下部要領書(二次文書)との整合性の確認とし、監査する中で、部内文書体系の整備の必要性、トレーサビリティやデータの分析に関する要領・手順の整備等、各課十数件程度の懸案事項が挙げられたが、部共通の懸案は当委員会にて、各課の懸案は各課で調整の場を設け整備した。

(4) 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、昨年度に発生頻度の多かった転倒災害に注目し、各業務における転倒リスクを洗い出し、ワークシート 256 項目の見直しを行った。

環境マネジメント活動では、平成 14 年度に目標達成できなかった電力使用量の削減について建屋の部屋毎に、電力使用量を削減するための電力使用量削減推進委員を設け、昼休みの消灯、エアコンの温度管理を確実に推進し、目標を達成することができた。

平成 14 年度 3 月の認証取得から 1 年が経過し、認証機関の中間監査を環境監視課、放射線管理第一課、放射線管理第二課が受検した。放射線安全部の OHSMS/EMS 活動内容については、指摘事項もなく良好に活動していることが確認されるとともに、良好事例として日ごろの業務で気づいた危険箇所を写真入で解説した「危険マップ」が労働安全衛生活動に有効であることが取上げられた。

(5) その他

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・教育への参加並びに部として保安規定品質保証導入に係る教育を実施した。

本社主催の外部研修機関への参加実績は、ISO9000 内部監査員研修に 3 名、ISO14001 及び OHSAS18001 に係る内部監査員の研修に 1 名が参加した。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、主務及び一般職に対して部内から 11 名が参加した。また、部内における品質保証教育は、部内従業員を対象として、保安規定、品質保証計画書、下部要領書及びこれらのベースとなっている JEAC4111 並びに ISO9001-2000 に関して教育を実施し、品質保証に係る知識向上及び意識高揚を図った。(表 12.4 参照)

今後は再処理施設保安規定及び品質保証計画書の制改定に併せ、逐次教育を実施する。

表 12.4 品質保証教育実績

実施日時	対象	教育項目
10月10日	部内全従業員	・ISO9001-2000(要求事項に係る従業員の実施すべきこと)
11月17日	管理職, MS 委員	・JEAC4111 及び ISO9001-2000 の概要
11月25日	部内全従業員	・ISO9001-2000 を踏まえた JEAC4111 の概要
12月12日	MS 委員	・JEAC4111 解説
3月9,12日	部内全従業員	・JEAC4111 / ISO9001-2000 / OHSMS・EMS 要求事項の比較 ・品質保証文書体系(機構/所/部・センター) ・再処理施設保安規定 ・再処理施設品質保証計画書 ・品質方針/目標 ・下部要領書(全体概要, 文書・記録管理/業務計画実施/教育・訓練要領の概要)
H16 年度 4月15,19日	部内全従業員	・使用施設保安規定 ・使用施設品質保証計画書 ・品質方針/所品質目標/部品質目標 ・下部要領書(全体概要, 各要領の概要)

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、中間フォロー及び年間報告に係る部内各課・Grの措置対応の結果を纏めるとともに報告書作成等の対応を行った。マネジメントレビュー報告において、「品質監査の結果、外部機関の意見等変化している周囲の状況、品質目標及び目的の達成状況、不適合の発生状況及び水平展開実施状況等、前回の見直しにおける改善実施状況、品質保証計画書等関連する規程・規定類の改正、是正処置」の7項目の中、特筆事項として下記内容の部長見解をインプット情報に提供した。

(老朽化に対する予防保全)

- ・ 施設設備の老朽化予防保全対策は老朽化進行に合わせて、保全計画を逐次見直し、予算要求するとともに機能維持のための対策を確実に行うこと。特に臨界警報装置については、施設運転に影響が生じるものであり、施設側との連携の基に計画的な更新を構築すること。

(不適合の発生状況及び水平展開実施状況等)

- ・ 不適合事象及び不適合に満たない不具合事象が頻発したことを教訓として、是正・予防措置で得られた知見を情報共有しトラブル等発生のみ未然防止に活用すること。

レビューにあっては、「安全上重要な計測装置の予算は計画的な要求時期以前から施設元等関係部署に十分に必要性を提供することにより、費用捻出の支援を得るべきである。」旨の指導があった。次年度以降の老朽化予防保全に係る展開について、対策の一助として留意し整備を進めるものとする。

12.2 技術・技能認定制度

平成15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「全身カウンタによる内部被ばく線量評価(所管課；線量計測課)」とした。(表12.5参照)

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(6月)」、「エアマスクの取扱(9月)」、「線核種分析装置による測定分析(講習会；10月、認定試験；11月)」、「全身カウンタによる内部被ばく線量評価(3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12.6参照)

平成16年度においても、新規認定項目の編成・整備の取り組みを行い、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 12.5 「全身カウンタによる内部被ばく線量評価」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： 上位者の監督の下で，全身カウンタの測定を正しく行うことができ，有意な内部被ばくがあることを判断できる。また，全身カウンタ及び内部被ばくに関する基礎的な知識を有し，基本的な線量評価が行える水準 ・上級： 全身カウンタのシステム全般及び検出特性に対し精通し，必要な機器の調整や点検並びに異常被ばくに対する特殊モニタリングにおいて正確な判断を行うことができる。また，下級者の教育指導を行うことができる水準 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全身カウンタの取扱及び全身カウンタ測定結果からの内部被ばく線量評価に関する筆記試験と実技試験によって実施する

表 12.6 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	1*/1 名		11/19 名	11*/30 名	23*/50*名
2. 線核種分析装置による測定分析	0/2 名	0/5 名	5/11 名	2/8 名	7/26 名
3.オシロスコープの取扱		2/4 名	7/12 名	6/12 名	15/28 名
4.全身カウンタによる内部被ばく線量評価	4/4 名			1/1 名	5/5 名

*：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 3 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

線量計測課

百瀬琢磨，岡田和彦，高崎浩司，渡辺敏幸，辻村憲雄，吉田忠義，猿田順一，飛田紀子
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
安全研究 Gr

岡努，清水義雄

青色の項目をクリックすると当該ページへジャンプします

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最大放出濃度(基準値)
- 付録表 7 再処理施設における処理済廃液の 1 年間の最大放出量(基準値)
- 付録表 8 中央廃水処理場へ排出する処理済廃液の排出基準(基準値)
- 付録表 9 第二排水溝排水の放出基準(基準値)
- 付録表 10 陸上環境監視計画
- 付録表 11 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 15 年度に作成した技術資料
- リスト 2 平成 15 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	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	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 2	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 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 レッド区域に立ち入るとき 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 (I) 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 (II) 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 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 × 1 / 10 を超え, 又は超えるおそれのあるとき 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 (I) 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 (II) 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 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 1 A 2	アンバー区域内の作業

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、女子にあつては、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つ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
及び最大放出濃度（基準値）

項目	最大放出濃度 (Bq/cm ³)
全 放射能	3.0×10^{-2}
全 放射能 (³ H を除く)	1.2×10
⁸⁹ Sr	(注) 2.3×10^{-1}
⁹⁰ Sr	(注) 4.8×10^{-1}
⁹⁵ Zr - ⁹⁵ Nb	5.9×10^{-1}
¹⁰³ Ru	9.3×10^{-1}
¹⁰⁶ Ru - ¹⁰⁶ Rh	7.4
¹³⁴ Cs	8.5×10^{-1}
¹³⁷ Cs	7.8×10^{-1}
¹⁴¹ Ce	8.1×10^{-2}
¹⁴⁴ Ce - ¹⁴⁴ Pr	1.7
³ H	2.5×10^4
¹²⁹ I	(注) 3.7×10^{-1}
¹³¹ I	1.6
Pu ()	(注) 3.0×10^{-2}

(注) 1 ヶ月平均 1 日最大放出濃度

付録表 7 再処理施設における処理済廃液の 1 年間の最大放出量(基準値)

区分	1 年間の最大放出量 (GBq)
全 放射能	4.1
全 放射能 (³ H を除く)	9.6×10^2
⁸⁹ Sr	1.6×10
⁹⁰ Sr	3.2×10
⁹⁵ Zr- ⁹⁵ Nb	4.1×10
¹⁰³ Ru	6.4×10
¹⁰⁶ Ru- ¹⁰⁶ Rh	5.1×10^2
¹³⁴ Cs	6.0×10
¹³⁷ Cs	5.5×10
¹⁴¹ Ce	5.9
¹⁴⁴ Ce- ¹⁴⁴ Pr	1.2×10^2
³ H	1.9×10^6
¹²⁹ I	(注) 2.7×10
¹³¹ I	(注) 1.2×10^2
Pu ()	2.3

(注) 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 8 中央廃水処理場へ排出する処理済廃液の排出基準（基準値）

(注1) 放射能及び核種	濃度限度 Bq/cm ³	備 考
全 放射能	1 × 10 ⁻³ (注3)	
全 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]	必要に応じ測定を実施する。

付録表 9 第二排水溝排水の放出基準（基準値）

(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 放射能	1 × 10 ⁻³ (注3)			
全 放射能	3 × 10 ⁻² (注3) 管理濃度 (注4) [3.7 × 10 ⁻³]			
ウラン (注6,8)	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6,7,8)	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) 全放射能及び全放射能に含まれない核種 (³H 及び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、その基準値として法令値を用いる。

(注2) 原子力安全協定の「管理目標値」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。

$$\frac{(\text{全測定値})}{1 \times 10^{-3}} + \frac{(\text{全測定値})}{3 \times 10^{-2}} + \frac{({}^3\text{H測定値})}{1 \times 10^{-3}} = 1$$

(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、全放射能の排水中濃度は、1週間平均濃度で 3.7 × 10⁻³ Bq/cm³ を超えないよう管理する。

(注5) 原子力安全協定の「管理目標値」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 × 10 Bq/cm³ を超えないよう管理する。

(注6) 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、全放射能及び全放射能に含まれるため、核種の濃度によるパッチ毎放出管理は実施しない。

(注7) ²⁴¹Pu については、全放射能及び全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 × 10⁻¹ Bq/cm³ とする。

(注8) 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 10 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
空間線量率	監視区域内 8点 監視区域外 3点	連続	線	ST-1,-2,-3,-4 ホスト-1,-6,ST-5	連続	線
空間線量率 (サーベイ)				舟石川, 須和間, 照沼, 稲田, 宮前	7, 1月	線
空間線積算 線量	監視区域内 15点 監視区域外 25点	1回/3か月	線	敷地境界4地点 その他14地点	6, 9, 12, 3月	線
浮遊じん(塵埃)	監視区域内 3点	1回/週	全, 全	構内(1), 舟石川, 長砂, 高野	連続	全
	監視区域外 4点	1回/3か月	Sr-90,Cs-137,Pu-239		4, 7, 10, 1月	
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			
飲料水	監視区域内 1点 監視区域外 3点	1回/3か月	全, H-3	長砂	4, 10月	全, 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, H-3	新川河口	4, 10月	全, H-3
湖沼水				阿漕ヶ浦	4, 10月	全, H-3
河底土	新川 3点 久慈川上流 1点	1回/6か月	全	新川河口	4, 10月	Mn-54,Co-60,Ru-106,Cs-137,Ce-144

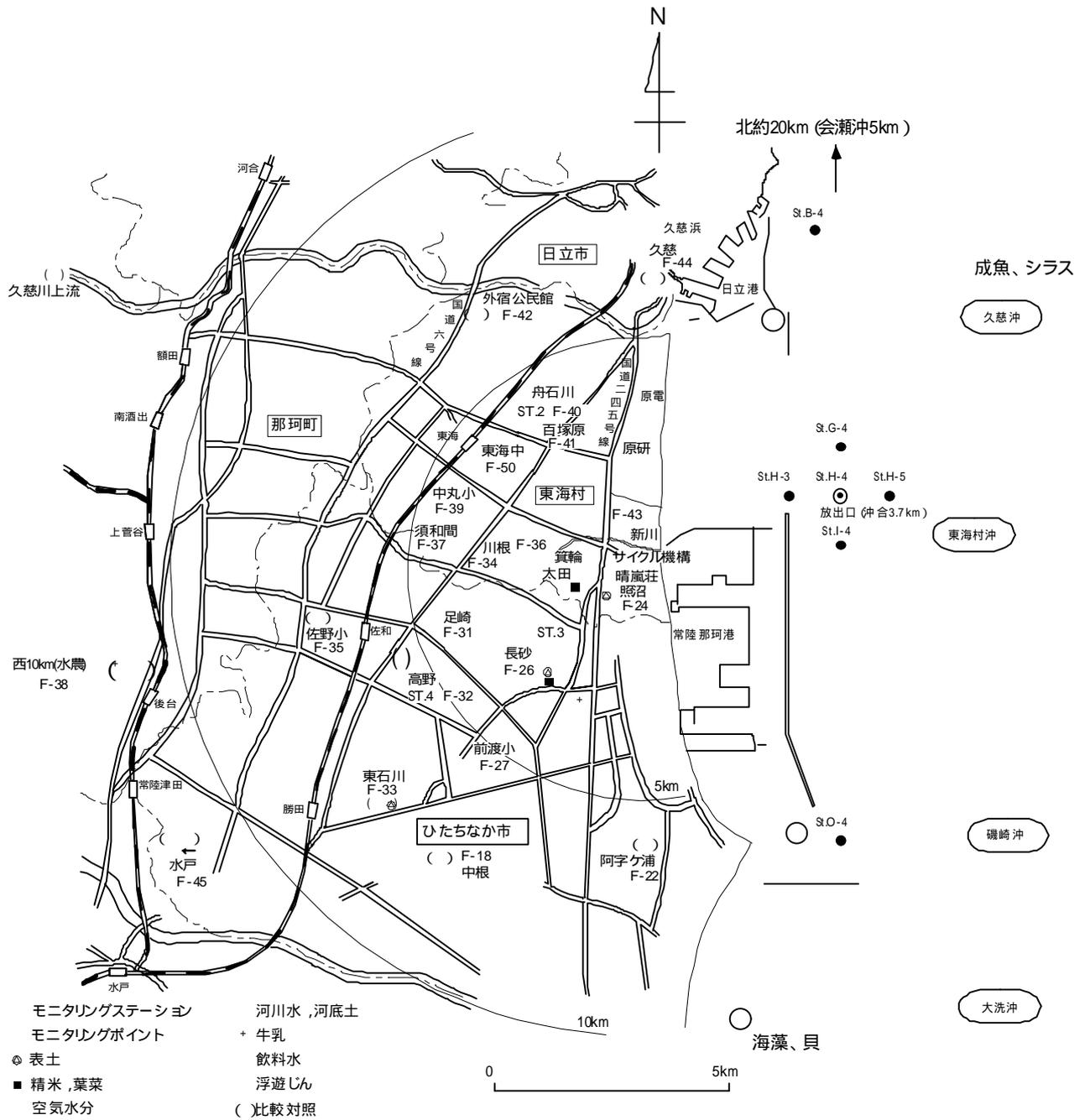
Pu-239: Pu-239,240 を示す。

付録表 11 海洋環境監視計画

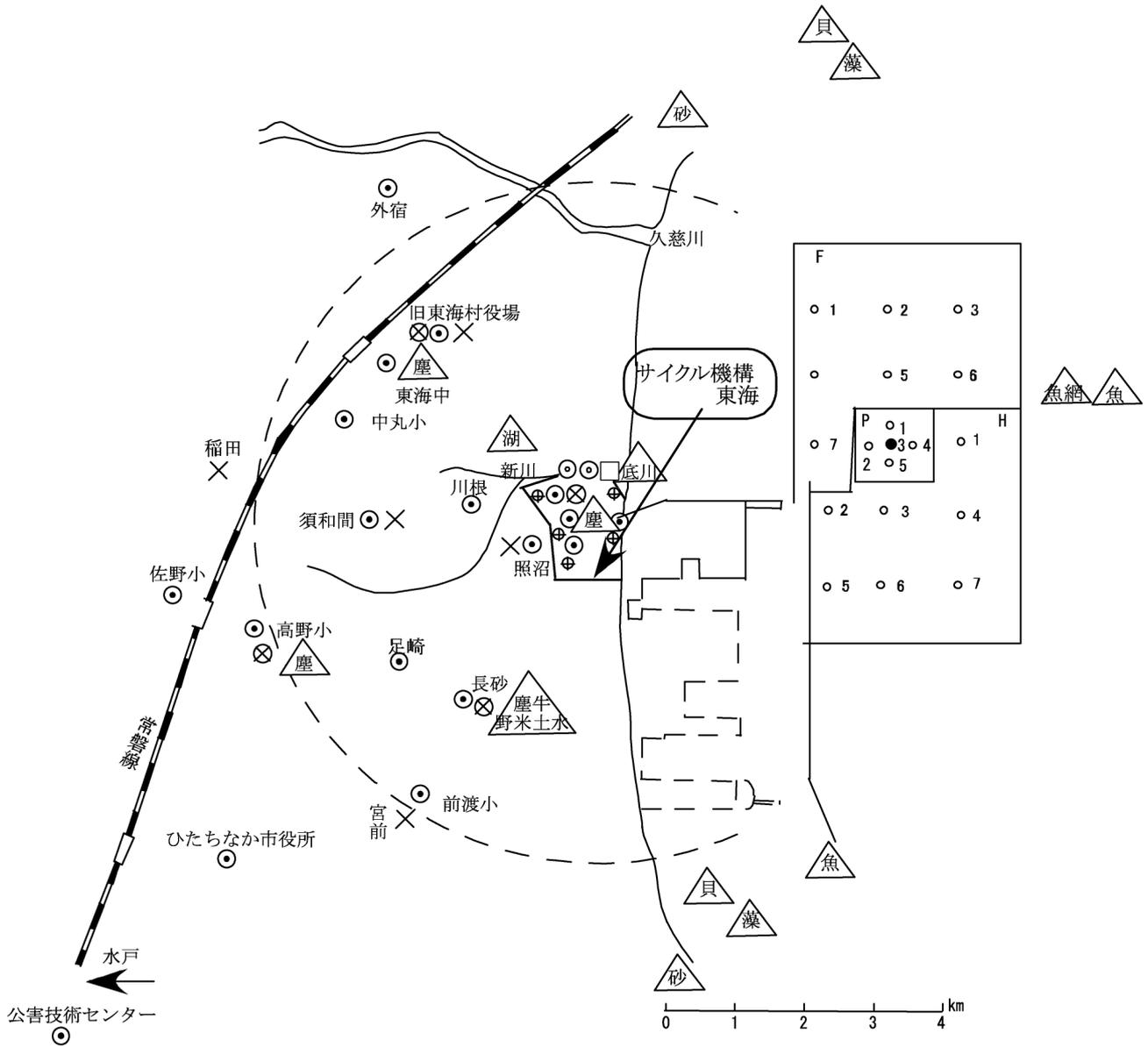
項目	保安規定に基づく報告			県監視計画に基づく報告			
	採取地点	頻度	対象核種	採取地点	頻度	対象核種	
海水	放出口付近 5点	1回/3か月	全 ,H-3	F 動燃東海沖(7) H 長砂沖(7) P 放出口周辺(5)	4, 7, 10, 1月	H-3	
		1回/年 7月	核種分析 注)				
	久慈沖及び磯崎沖 2点	1回/6か月	全 ,H-3		4, 10月	Mn-54,Co-60,Sr-90 ,Zr-95,Nb-95,Ru-106,Cs-137,Ce-144	
		7, 1月					
北約 20km 点 1点	1回/年 7月	全 ,H-3,核種分析注)					
				詳細影響調査 30点	1回/月	全 ,H-3 (30点) Cs-137 (7点)	
海底土	放出口付近 5点	1回/6か月	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						4, 10月
	北約 20km 点 1点						
海岸水	久慈浜 1点	1回/6か月	全 ,H-3				
	阿字ヶ浦 1点						4, 10月
	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	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						4, 7, 10, 1月
	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	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						4, 7, 10, 1月
貝類 (県 2 種類)	久慈浜地先 1点	1回/3か月	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						4, 7, 10, 1月
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	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						4, 7, 10, 1月
	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 ,	
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 出口
⊗	⊕	⊙	×	⊙ □	○	●
△	塵：塵埃、牛：牛乳、野：野菜、米：精米、土：土壤、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 15 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)

氏 名	題 名	レポート No.等
小嵐 淳 井坂 圭輔 小沢 友康 三上 智	液体シンプレクション法によるトリチウム測定における クエンチング 標準試料の調製	JNC 技術資料
高崎 浩司 篠原 邦彦 浅野 智宏 百瀬 琢磨 武石 稔 小林 博英 岡 努	平成 14 年度 放射線安全部年報	JNC 技術資料 JNC TN8440 2003-020
中野 政尚	海洋環境放射能による長期的地球規模リスク評価モ デル(LAMER) - 広域拡散モデルの開発と検証 -	JNC 技報 No.22, 67-76 JNC TW8408 2003-003
小坏 直樹 浅野 智宏 津浦 伸次	平成 13 年度東海事業所 再処理施設放射線 管理報告	JNC 技術資料
小林 博英	平成 13 年度 放射線管理第一課年報(業務報告)	JNC 技術資料 JNC ZN8440 2003-018
小林 博英	平成 14 年度 放射線管理第一課年報(業務報告)	JNC 技術資料 JNC ZN8440 2003-019
辻村 憲雄 吉田 忠義 河原林 順*1 水野 良治*1 中 亮太郎*2 瓜谷 章*3 渡辺 賢一*1 井口 哲夫*1	光ファイバーを用いた高信頼性・高機能放射線モニタ の開発研究 (先行基礎工学研究に関する共同研究報告書) *1 名古屋大学大学院 工学研究科 *2 東京エレクトロン株式会社 *3 産業技術総合研究所	JNC TY8400 2003-010 (2003 年 3 月)
辻村 憲雄	核燃料施設における中性子線量評価に関する研究 (原研 - サイクル機構合同安全研究成果報告会講 演集)	JNC TN1200 2003-003 JAERI-Conf 2003-013
篠原 邦彦	東海再処理施設周辺の環境放射線モニタリング結果 2002 年度(業務報告)	JNC TN8440 2003-010
篠原 邦彦	平成 14 年度東海事業所放出管理業務報告書	JNC TN8440 2003-024

1.2 論文投稿・掲載

氏名	標 題	誌名等
J.Koarashi T.Asano	Radiocarbon and stable carbon isotope Compositions of chemically fractionated soil organic matter in a temperate-zone forest	Journal of Environmental Radioactivity(2003) JNC TW8407 2003-008
J.Koarashi 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
Y. Shimizu T. Oka	Comparison of the Dose Evaluation Methods for Criticality Accident	Journal of Nuclear Science and Technology Proceedings of the 2'nd iTRS International Symposium on Radiation Safety and Detection Technology (ISORD-2) JNC TW8401 2003-036
辻村 憲雄	エボナイトを利用した中性子被ばく線量の簡易・迅速な測定	Isotope News 2004年3月号(2004) JNC TW8416 2003-004
N.Tsujimura K.Kanai T.Momose	Thermoluminescence neutron dosimetry in the JNC MOX fuel fabrication facilities	Journal of Nuclear Science and Technology, Suppl.4, 203-206 (2004) JNC TW8411 2003-009
O.Kurihara K.Takasaki T.Momose Y.Terakado*1 K.Takahasi*2	Computational Evaluation of Peak Efficiencies for a Whole-Body Counter with Scanning Germanium Detectors *1 Joyo Corporation *2 SEIKO EG&G	Journal of Nuclear Science and Technology, Suppl.4, 243-246 (2004) JNC TW8411 2003-008
M.Nakano	Oceanic general circulation model for the assessment of the distribution of ¹³⁷ Cs in the world ocean	Deep Sea Research II (2003), 50, 2803-2816 JNC TW8407 2003-002
M.Nakano	Modelling the distribution of plutonium in the Pacific Ocean	Journal of Environmental Radioactivity (2003) 69, 85-106 JNC TW8407 2003-003

リスト 2 平成 15 年度の口頭発表実績

2.1 国際会議発表

氏名	標 題	学会名等
J.Koarashi T.Asano	Soil carbon dynamics inferred from carbon isotope compositions of soil organic matter and soil respiration	Inter.Symp.Radioecology and Environ.Dosimetry (Japan Aomori) (October , 2003) JNC TW8401 2003-040
Y. Shimizu T. Oka	Comparison of the Dose Evaluation Methods for Criticality Accident	The 2'nd iTRS International Symposium on Radiation Safety and Detection Technology (ISORD-2) JNC TW8401 2003-036
Y. Shimizu T. Oka	Study on the Detection of the Criticality Accident Alarm Systems and Area Monitors	The 7th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2003) JNC TW8401 2003-037
N.Tsujimura K.Kanai T.Momose	Thermoluminescence neutron dosimetry in the JNC MOX fuel fabrication facilities	ISORD-2 (Japan Sendai) (July , 2003) JNC TW8411 2003-009
O.Kurihara K.Takasaki T.Momose Y.Terakado*1 K.Takahashi*2	Evaluation of detection characteristics for scanning type whole body counter *1 Joyo Corporation *2 SEIKO EG&G	ISORD-2 (Japan Sendai) (July , 2003) JNC TW8411 2003-011
S.Mikami N.Tsujimura	Criticality Dosimetry Program in JNC-Dosimetry in the SILENE Criticality Accident Dosimetry Intercomparison Exercise	9 th Symposium on neutron dosimetry (NEUDOS9) (Delft) (September, 2003) JNC TW8411 2003-016
N.Tsujimura T.Yoshida K.Kanai	Characteristics of the JNC Workplace Simulated Neutron Fields using ²⁵² Cf Surrounded with Cylindrical Moderators	9 th Symposium on neutron dosimetry (NEUDOS9) (Delft) (September, 2003) JNC TW8401 2003-051
Y.Uezu	Rapid Determination of Long-Lived Artificial Alpha Nuclides using Time Interval Analysis Method	International Conference on Isotopic and Nuclear Analytical Techniques for Health and Environment
M.Nakano	Caesium-137 and Plutonium-239,240 as Tracers in the Oceans(1)Diffusion Coefficients and the Distribution of Caesium-137	Course on Climate Variability Studies in the Ocean, ITCP
M.Nakano	Caesium-137 and Plutonium-239,240 as Tracers in the Oceans(2)Plutonium Scavenging Model and the Distribution of Plutonium-239,240	Course on Climate Variability Studies in the Ocean, ITCP
M.Nakano	Long-term Assessment Model of Radionuclides in the Oceans (LAMER) - Development and Validation of the Diffusion Model in Global Ocean	International Symposium Radioecology and Environmental Dosimetry
M.Takeyasu M.Nakano M.Takeishi	Verification of Atmospheric Dispersion Model with Monitoring Data under Normal Operation of Tokai Reprocessing Plant	International Symposium Radioecology and Environmental Dosimetry

2.2 日本保健物理学会

氏名	標 題	学会名等
吉田 忠義 辻村 憲雄 金井 克太	中性子個人線量計の校正時における室内散乱線影響の補正方法	第 37 回研究発表会 (幕張) (2003 年 6 月) JNC TW8405 2003-001
金井 克太 高崎 浩司 辻村 憲雄 吉田 忠義 百瀬 琢磨	末端部用線量計の校正にかかる問題	第 37 回研究発表会 (幕張) (2003 年 6 月) JNC TW8405 2003-001
栗原 治 高崎 浩司 百瀬 琢磨 波戸 真治*1 根本 誠*1	内部被ばく線量評価モデルを用いたキレート剤適用検討 *1 V.I.C	第 37 回研究発表会 (幕張) (2003 年 6 月) JNC TW8415 2003-002

2.3 日本原子力学会

氏名	標 題	学会名等
植頭 康裕 小嵐 淳 眞田 幸尚 橋本 哲夫	時間間隔解析・減算システムを用いた次世代放射線モニタリングシステム(1)原理	2003 年秋の大会 (静岡) (2003.9)
小嵐 淳	化学的に分画された土壌有機物の炭素同位体組成	2003 年秋の大会 (静岡) (2003.9) JNC TW8414 2003-009
眞田 幸尚 小嵐 淳	時間間隔解析・減算システムを用いた次世代放射線モニタリングシステム(2)再処理施設における適用試験	2003 年秋の大会 (静岡) (2003.9)
金井 克太 高崎 浩司 辻村 憲雄 百瀬 琢磨 濱 義晶 *1 空増 昇 *2 小林 育夫 *3 R.C.Yoder *4	OSL 線量計測システム インライト”InLight” の基本性能 *1 長瀬産業株式会社 *2 松下産業情報システム株式会社 *3 長瀬ランダウア株式会社 *4 Landauer Inc.	2003 年秋の大会 (静岡) (2003.9) JNC TW8414 2003-008
水谷 朋子 植頭 康裕 渡辺 均 武石 稔	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	2003 年秋の大会 (静岡) (2003.9)
辻村 憲雄 吉田 忠義	²⁵² Cf 中性子校正場の特性	2004 年春の年会 (岡山) (2004.3) JNC TW8414 2003-014

24 その他〔1/2〕

氏名	標 題	学会名等
小嵐 淳 横田 友和 1 小沢 友康 1 井坂 圭輔 1 秋山 聖光 浅野 智宏	水分及び H-3 の混入の C-14 測定への影響 1 検査開発	日本放射線安全管理学会 第 2 回学術大会 (筑波) (2003.12) JNC TW8415 2003-004
大関 清 堀越 義紀	東海再処理施設における放射線管理の経験 (その 1)	第 7 回東海再処理施設 技術報告会 (六ヶ所) (2004.3) JNC TW8443 2003-001
井崎 賢二 中川 貴博	管理区域内における Rn 及び Tn 子孫核種濃度の変 動傾向について	日本放射線安全管理学会 第 2 回学術大会 (筑波) (2003.12) JNC TW8425 2003-001
吉田 忠義 辻村 憲雄	サイクル機構東海計測機器校正施設の放射線基準 場	第 40 回理工学における同位 元素・放射線研究発表会 (東京) (2003.7) JNC TW8415 2003-003
辻村 憲雄 吉田 忠義 石塚 章弘	2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 き核分裂検出器 -	第 7 回 NUCEF セミナー (原研東海) (2004.2) JNC TW8443 2003-001
栗原 治	緊急時における個人被ばくモニタリング手法に關す る研究	第二回原研・サイクル合同 安全研究成果発表会 (2004.2)
栗原 治 高崎 浩司 百瀬 琢磨 寺門 義則*1	体外計測に関わる国際相互比較 *1 常陽産業	放射線安全管理学会第 2 回 学術大会(2003.12) JNC TW8443 2003-001
栗原 治 高崎 浩司 百瀬 琢磨 寺門 義則*1	サイクル機構東海における内部被ばくモニタリング *1 常陽産業	放射線安全管理学会第 2 回 学術大会(2003.12) JNC TW8443 2003-002
金井 克太 高崎 浩司 百瀬 琢磨	サイクル機構東海における外部被ばくモニタリング	放射線安全管理学会第 2 回 学術大会(2003.12) JNC TW8443 2003-003
植頭康裕 小嵐 淳 眞田 幸尚 橋本 哲夫	時間間隔解析法を用いたプルトニウムの迅速定量	日本アイトソープ協会 「第 40 回理工学における 同位元素・放射線研究發 表会」 JNC TW8405 2003-016
藤田 博喜 橋本 哲夫	積算線量測定を目指した天然鉱物からのルミネッ サンスの基礎的研究	ESR 応用計測研究会 「第 20 回 ESR 応用計測研 究発表会」 JNC TW8403 2003-011

24 その他〔2/2〕

氏名	標 題	学会名等
藤田 博喜 橋本 哲夫	鉱物からのラジオルミネッセンス特性	第 47 回放射科学討論会実行委員会 「第 47 回放射化学討論会」 JNC TW8405 2003-018
藤田 博喜 植頭 康裕 武石 稔	土壌中のPu同位体及びAm濃度とその放射能比について	文部科学省「第 45 回環境放射能調査研究成果報告会」 JNC TW8403 2003-003

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生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 く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。線に対して用いられる場合は、空間線量率、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。環境中の空間線量率には百万分の1を表すマイクログレイ/毎時($\mu\text{Gy/h}$)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 げんしろうとうきせいほう

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ている。

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 さいしゅり

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。

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、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、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。 γ 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、10m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。線の最大エネルギーは、156keVである。半減期は、5730年で崩壊して窒素-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、 α 線、 β 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、線及び線を測定するタイプと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者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

空気中放射性物質濃度測定用：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。

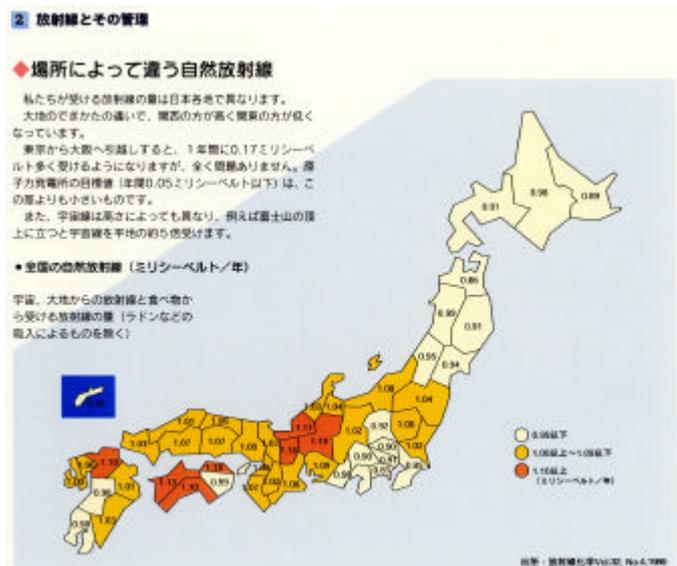


図 日本列島の自然放射線レベル
（サイクルポケットブックより）

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。線の最大エネルギーは，18.6keV である。半減期は 12.3 年で崩壊してヘリウム - 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，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

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。