



放射線防護技術の開発と技術成果の概要

安全部

資料番号：81-1

Overview on Development of Radiation Protection Technology

(Safety Division)

事業団では、核燃料サイクル施設の設計・建設・運転に係わる基礎技術として、それぞれの施設の特徴に応じて作業あるいは公衆の放射線防護に必要な技術開発を進めてきた。放射線防護技術開発は、個人被ばく管理、作業環境の管理、放出管理、環境監視、放射線計測機器の保守・校正等に大別され、各事業所の安全管理部門を中心とした技術開発を通して施設の安全確保に貢献してきている。これらの技術は、今後ともより一層の高度化を図り、質の高い技術と情報を事業団の施設あるいは実用化段階を向かえている民間施設等に提供、技術移転していくように努める考えである。本稿では、技術開発の現状、特徴的な成果等の特徴的な事項を総括的に概説する。

1. はじめに

事業団は、核燃料サイクル技術の研究開発として、新型転換炉ふげん発電所および高速増殖炉もろじゅに代表される新型動力炉施設の開発、ウラン濃縮、プルトニウム燃料製造、使用済み核燃料の再処理、廃棄物処理・処分等の核燃料施設の開発を進めており、これら施設に要求される放射線防護技術についても、それぞれの施設の特徴を考慮した技術開発を進めている。放射線防護技術の開発においては、商業用の原子炉施設のように国内外で豊富な経験や情報がある施設と異なり、個々の施設の特徴を考慮した技術が必要であったため、新たな装置の開発、あるいは既存技術の応用研究を通して、放射性物質を取り扱う研究開発を行う上での安全を確保してきた。

本稿では、各事業所の安全管理部門を中心として実施してきた放射線防護技術開発の現状およびこれまでの技術開発成果の概要を総括的に記載する。

2. 事業団施設の放射線防護上の特徴

プルトニウム燃料施設は、昭和41年から米国から輸入した二酸化プルトニウムを用いて混合酸化物燃料の試作と基礎試験を開始した。プルトニウムは、間違えて体内に取り込まれた場合、ウランに比べて

放射能毒性が高いことから、取り扱いに当たっては厳重な管理が必要であり、放射線防護上も厳しい管理が要求された。また、再処理施設は昭和52年からホット試験を開始したが、施設の設計が輸入技術に依存する部分が多く、放射線防護についてはわが国の基準に照らした管理が要求されたため、国産の技術で対応する必要が生じた。しかしながら、取り扱う放射性物質の種類、放射線作業の形態が多様であること、運転に伴い放射性物質が工程内を移動すること等により、既存の国産技術が適用できないことが多く、施設の特徴に応じた放射線管理、環境監視等に関して独自の技術開発を実施した。新型転換炉ふげん発電所においても、減速材に重水を使用するため軽水炉と異なりトリチウムに対する配慮が必要であった。これら核燃料施設および原子炉施設の放射線防護上の主な特徴を表-1に示す。

核燃料サイクルに係わる研究開発施設の円滑な運転に資するためには、個人被ばく管理、作業環境の管理、放出管理、周辺環境の監視・評価、放射線管理用測定器の保守・校正等について、施設の特徴に応じた放射線防護技術開発を実施することが必要であり、表-2に示すような各種課題に対して各事業所の安全管理部門を中心として技術開発を行ってきた。以下に各技術開発の概要を記載する。

表 1 核燃料施設と原子炉施設における放射線防護上の特徴

放射線防護	核燃料施設	原子炉施設
個人被ばく管理	○β線、低エネルギーγ線、中性子線等の存在する場での外部被ばく管理が必要 ○グローブボックス作業、補修作業等で放射性物質に手を近付けての作業が多く、手拭被ばく管理が必要 ○非密封作業に伴い、プルトニウム、核分裂生成物の内部被ばく管理が必要	○γ線に対する外部被ばく管理が主体 ○機器の分解点検作業に伴い^{60}Co等の腐食生成物に対する内部被ばく管理が必要 ○ふげん発電所では粒子状の放射性物質だけでなくトリチウムに対する内部被ばく管理が必要
作業環境の管理	○核燃料施設では、放射性物質がグローブボックス、セル等を移動し、工室内に広く分布する ○プルトニウムを取り扱う施設では、中性子被ばくと粉末工程での吸入防止が重要 ○プルトニウム、核分裂生成物は、微量でも厳しい管理が必要 ○補修作業等では多様な汚染防止対策が必要 ○ガスの漏洩事故に備え、臨界の検知システムが必要	○通常運転時においては、放射性物質の存在が限定されており、遮断操作が主体 ○定期点検時における汚染拡大防止対策が必要 ○ふげん発電所ではトリチウムに対して粒子状物質と違った管理が必要 ○炉内の臨界状態を維持することが目的であり、放射線管理としての臨界監視は不要
放出管理	○再処理施設からの放射性物質の放出は、量的に多い ○再処理施設の排気管理では、^{85}Kr、^{129}I、^{135}Iが主 ○放出バッチごとに確認しながらの排水管理が必要 ○再処理施設の海洋放出は、濃度規制でなく放出量規制	○ふげん発電所の排気管理では、トリチウムが主 ○放出バッチごとに確認しながらの排水管理が必要 ○排水中の放射性物質は、腐食生成物およびトリチウムが主
環境監視・評価	○環境モニタリングにおいて、長半減期α線、β線放出核種の微量分析測定が必要 (^{14}C、^3H、^{90}Sr、^{238}Pu、^{239}Pu、^{241}Am等) ○再処理施設の公衆の健康評価には、具体的な評価モデル、パラメータの開発が必要	○環境モニタリングは、線量当量率やγ線放出核種が主体 ○給水炉の公衆の健康評価は、具体的な指針や内規が整備されている。

3. 個人被ばく管理技術

個人被ばく管理における線量当量の測定・評価においては、個人の外部被ばくに関しては熱ルミネセンス線量計（以下、TLDという）を基本とした管理を行っており、内部被ばくに関しては施設での取り扱い核種や規模に応じた管理を行っている。

3.1 外部被ばく線量測定・評価技術

放射線業務従事者の外部被ばく管理に係わる線量当量の測定は、金属ウランを取り扱っていた昭和30年代にはフィルムバッジを用いて γ 線を対象に実施してきたが、プルトニウムの取り扱い開始に伴い、低エネルギー γ 線や中性子線の測定評価が必要となり、さらに、再処理施設の稼働を考慮すると β 線の測定も必要となった。また、事業団プロジェクトの進展に伴い、被ばく管理データも増加の一途をたどったことから、多量・迅速処理等の体制を整備することとした。このため、事業団全体の被ばく管理に適用可能な個人被ばく線量計およびその自動測定装置の開発を行った。

(1) 自動読み取り型TLD バッジ

事業団においては、昭和40年代末までは、フィルムバッジを中心とした外部被ばくの測定を行ってき

表 2 放射線防護上の課題と主な開発技術

放射線防護技術	課題内容	解決すべき課題	主な開発技術・成果など
被ばく管理	①外部被ばく管理 β線、γ線、中性子線の存在場での作業時の被ばく評価やグローブボックス作業、補修作業時の作業者の手の被ばく評価 ②内部被ばく管理 事故時などにおける吸入被ばくの測定評価	・低エネルギーγ線、β線、中性子線の測定が必要 ・定常、非常時の管理対象者の増減に対応 ・Puからの低エネルギーα線の体外計測精度の改善 ・Puによる内部被ばくの迅速評価 ・空気中粉じん粒子濃度や化学種の評価技術の開発	・β・γ線および中性子線の濃度場における非測定技術の開発 ・自動読み取り型TLDバッジとして実用化（実用研製） ・指針・線量計（β・γ分離測定型）の開発・現場適用 →「外部被ばくにおける線量当量の測定・評価マニュアル」 ・肺モニタの開発 ・鼻呼吸マスク、バイオアッセイ技術 ・粒状分析、化学種の迅速測定技術 →「内部被ばくにおける線量当量の測定・評価マニュアル」
作業環境の管理	①作業環境の管理 作業環境の放射線状況の把握と高放射線、高汚染場での作業管理 ②放射線測定器の整備 放射線計測機器の保守・点検・校正技術の整備と放射線測定機器の開発 ③放射線監視 線量を検知するための装置の整備と臨界事故時の作業者の被ばく評価	・実用化に存在するPuなどの影響を受けにくいPuの測定 ・汚染拡大防止手法の策定 ・作業環境に対応した測定器の開発 ・多量・多様な放射線測定器の校正・保守管理 ・臨界事故への対応が可能で、信頼性の高い臨界監視装置の開発 ・臨界監視時の作業者の被ばくを測定する装置の開発	・Puエアロゾルの測定技術/Pu測定技術の開発 ・αサーベイ（空気比放射線計数式やシンチレーション式）の国産化・現場適用 ・「放射線管理用モニタ規格」の制定 ・自動校正・自動検出システムの開発・運転 ・Pu防護服の開発 ・Hモニタの開発 ・ダイレクトプロトタイプ全面マスクの開発 ・臨界監視装置を国産化・現場適用 ・臨界ベルト ・しきい値出力の開発/生体材料（頭髮、血液など）の測定技術
放出管理	①排気管理 気体発生場中に含まれる放射性物質の監視 ②排水管理 放出バッチごとの放射能測定	・^{85}Krは放出濃度が広レンジ（約5桁）をカバー ・^{129}Iや^{135}Iなどには影響されない^{131}I測定技術 ・化学種が^{129}I、^{131}Iの補償技術の改善 ・^{135}I監視技術の開発 ・工程に応じた迅速な測定分析技術の開発	・^{85}Kr広帯域モニタ、^{129}I、^{135}Iの監視技術の整備 ・再処理装置中のヨウ素の化学形態の調査 ・排水中のストロンチウム迅速測定法の開発による定期検査対応
環境監視・評価	①環境放射線の測定・監視 環境試料中の長半減期α線、β線放出核種の分析・測定 ②環境線量評価 環境試料中の放射性物質の自動と線量当量の評価	・環境試料中の放射性物質濃度は低い ・α線放出核種やβ線放出核種の測定には、他の核種の影響を排除するため、厚さ核種の分別が必要 ・長半減期核種の環境中での自動評価モデルの開発 ・迅速な評価モデルの開発 ・評価に用いる濃度係数、移行係数等のパラメータの開発が必要	・環境試料中の^{14}C、^{90}Sr、^{238}Pu、^{239}Puなどの各核種の科学的検出の測定、分析法マニュアルの開発 →「環境放射線分析」 →「線量評価に供する調査計画の策定」 ・再処理施設などの安全審査における公衆の健康評価 ・環境モニタリングで得られたデータの解釈 →「線量評価に供する計算コード・モデルの開発」

たが、東海事業所においては、その測定の前自動化・効率化を指向するため、昭和49年に γ 線、 β 線、中性子線の測定および自動処理の開発の可能性が高いTLDに変更し、引き続き、昭和53年から昭和56年にかけて松下産業機器(株)と共同で自動読み取り型のTLD バッジシステムを開発し、昭和57年よりシステムを導入、実用化した^{1),2)}。この線量計システムは、各種放射線の混在場における線量評価に有用であり、現在、大洗工学センターやふげん発電所においても用いられている。さらに、ふげん発電所においては、毎日の線量当量を測定管理するための日管理用TLDとしてさらにきめ細かい個人被ばく管理にも適用している。また、当該システムは、国内や米国の原子力発電所においても採用されている。

TLD素子に用いている $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ の実効原子番号は、生体の実効原子番号にきわめて近い³⁾ため、ほぼ生体の吸収線量を直接測定することが可能である。このため、平成元年4月の法令改正において導入された「1 cm線量当量」の測定管理に対しても、スムーズに移行することができた³⁾。

(2) TLD 指リング

再処理施設での分析作業、プルトニウム燃料施設でのグローブボックス作業等に従事する作業者の手部の被ばくを測定するために、 β 線と γ 線を分離して測定・評価できるTLD 指リングを開発し、使用している。ICRP Publication 60⁴⁾では、職業人に対する手部の線量当量限度が導入されているが、核燃料施設では、グローブボックス作業等で放射性物質に手を近付けての作業を伴うため、被ばく管理の指標として手部被ばくの測定は重要である。また、指リング線量計の測定は手作業による読み取りを実施してきたため、その測定には多大な労力を要したが、平成4年度から指リング線量計についても順次自動読み取り化を進める予定である。

3.2 内部被ばく線量測定・評価技術

核燃料施設におけるグローブボックス内でのプルトニウム取り扱い作業、汚染したセル内での設備機器の補修作業、あるいはふげん発電所における重水・ヘリウム系機器の分解点検においては、所要の装置を装着し作業環境の監視を行いつつ作業を実施しているが、設備の故障等により誤って放射性物質を吸入することが考えられるため、内部被ばくの測定・管理に係わる技術開発を行ってきた⁵⁾。主な開発技術としては以下のものが挙げられる。

① プルトニウムから放出される微弱なX線を測定する肺モニタ、精密型全身カウンタ等の体外計測技術

② 作業者の鼻スミヤの測定結果に基づく汚染の有無の迅速判定技術

③ バイオアッセイ法(排泄物中の放射能測定)による内部被ばく線量の精密測定・評価技術等の生体試料計測に基づく評価技術

④ 鼻スミヤ試料や空気フィルタ試料の放射性粒子の粒度分布の迅速測定法

これらの技術は、さらに高度化を図るための研究開発を進めている。また、摂取した放射性物質量から線量当量への換算については、わが国の法令は欧米の成人から得た代謝パラメータを基礎としているが、日本人の体格、年齢依存性等の影響を検討するため、個々のパラメータが変更可能な線量評価コードの開発を進めている。

4. 作業環境の管理技術

施設の作業環境の管理においては、放射性物質の汚染管理技術、作業環境の監視に係わる装置類の開発等を行ってきた。

(1) 放射性物質の汚染管理技術

核燃料施設では、プルトニウム等の α 線放出核種を取り扱っていることから、異常の早期発見と迅速な措置が採れるように、管理区域内といえども『ゼロコンタミ』(Zero Contamination=汚染ゼロ)の思想を掲げ、施設設備の設計、作業環境の管理を行ってきた。また、万一の汚染発生に備え、放射線測定器を多数配置し、作業者個人による汚染の早期発見を促すことができるよう、環境整備を図ってきた。

セル等の汚染区域での補修作業等に対しては、作業者の汚染区域への出入り管理等に関し、グリーンハウス(ビニール製テント)を用いた汚染拡大防止技術を適用してきており、グリーンハウスの設計、設置技術等に関する知見が蓄積している。

(2) 臨界警報装置

核燃料施設では、核燃料物質の移動、核燃料物質の濃度あるいは閉じ込め形状等を考慮して臨界事故が発生しないような施設設計となっているが、万一臨界事故が発生した場合に備え、作業者の被ばくを軽減する観点で臨界を迅速に検知し、回避を促す警報装置を設置することが有用である。このための臨界警報装置には、①臨界時に瞬時に放出されるバースト状の γ 線および中性子線への追従、②作業者の回避を促すに足る高信頼性、等が要求される。

再処理施設に当初導入した臨界警報装置は、フランスから導入したものであったが、昭和55年、昭和56年に老朽化に伴って誤警報を発したことから、誤警報の防止、信頼性の向上等のため、わが国の技術

により信頼性の高い装置の開発を行った。国産化にあたっては、①迅速な放射線応答性、②検出器の自己診断機能、③信頼性を向上させるための論理方式、等の条件を満たしたシステムの設計を行った。開発した臨界警報装置は、検出器および論理判定部にそれぞれ2 out of 3論理を適用し、他の部分には二重冗長論理を適用し信頼性を向上させた。また、装置自体の供用中監視機能や自動点検機能も組み込まれている。警報装置の性能については、原子炉を利用して確認している。現在、この装置はプルトリウム燃料取り扱い施設を含む6施設に設置されている。

(3) 遠隔被ばく監視

大型機器の解体撤去工事等を行う場合、作業に先立ち機器類の除染が行われ、その後作業員による解体機器等に近接した作業が行われる。この際の被ばく低減を目的として、遠隔被ばく監視装置を開発した。

当該装置は、通常のアラームメータの機能に加え、作業員の受ける線量当量を作業中無線によりリアルタイムで作業管理者に送る機能および作業員と作業管理者との無線通話機能を有しているのが特徴である。これにより、作業管理者は線量の変化を遠隔被ばく監視装置に装備されている通話器を用いて作業員に連絡することにより、線量率の高い区域での作業における被ばく低減に寄与している。

5. 放出放射能の管理技術

5.1 排気管理

軽水炉施設では希ガス、ヨウ素 (^{131}I 、 ^{133}I 等)等の比較的エネルギーの高い γ 線を放出する核種を対象とした監視が主体となるが、再処理施設では、 ^{85}Kr の他、 ^3H 、 ^{129}I 、 ^{127}I 等の比較的エネルギーの低い γ 線あるいは β 線を放出する核種の監視が、また、プルトリウム燃料施設では α 線および軟 β 線を放出する核種の監視が主である。さらに、ふげん発電所では希ガスとヨウ素だけでなく ^3H の監視も必要となる。これらの測定にあたっては、天然に存在する放射性核種、共存する他の放射性核種、また硝酸ミスト等の化学物質の妨害をさけるため、着目する核種のみを分離した後、適切な測定を行う必要がある。これらの測定監視のための技術は、施設の運転開始以前から継続的に研究し、順次実用化してきた。

例えば、再処理施設から放出される ^3H (T)については、HTおよびHTOを液化捕集する捕集法を開発し、トリチウムサンプラとして実用化した。 ^{129}I および ^{131}I は、ヨウ素捕集材に捕集し測定しているが、 γ 線エネルギーの大きく異なる ^{129}I および ^{131}I の

同時連続監視を目的とした薄型NaI(Tl)検出器による測定法を開発し、ヨウ素モニタとして実用化した。また、近年、周辺公衆の線量評価の観点から着目されるようになってきた ^{14}C については、エタノールアミンに吸着捕集する捕集法を開発し、 ^{14}C サンプラとして実用化した。

この他、公衆の線量評価に有用な排気中ヨウ素の化学形態に関する知見を得るため、再処理施設からの排気に含まれる有機ヨウ素および無機ヨウ素の存在割合を調査するとともに、化学形態の違いによるヨウ素捕集材の捕集効率への影響についても合わせて調査した。

5.2 排水管理

事業団施設における排水管理は、排水を放出する際には放出判定分析を行い、放出管理目標値を十分に下回っていることを確認した上で放出することとなっている。放出判定分析は、朝受け取った試料の全 α 、全 β 、 ^3H および γ 核種分析の結果を当日のうちに判定するシステムが確立している。

また、従来、排水中に含まれる ^{89}Sr および ^{90}Sr の測定には約3週間を要していたため、迅速性が要求される排水試料に対応することが困難であったが、チェレンコフ光測定と液体シンチレーション測定を組み合わせた測定法の開発により、これを2日間程度で可能とする等、排水管理に係わる技術開発も行った⁶⁾。

6. 環境監視技術

原子力施設から環境に放出される放射能は、放出源において施設設計に基づき定められた放出管理目標値を下回っていることが確認されており、周辺公衆の線量当量としては問題とならないレベルであるが、施設周辺では、①公衆の線量当量を評価すること、②環境における放射性物質の蓄積状況を把握すること、③周辺環境の放射能水準を把握すること、を目的に環境モニタリングが実施されている。これらの環境モニタリングの中で、特に、再処理施設周辺の環境監視については、放出放射能量が多いこと、また短半減期核種は十分に減衰しているため、長半減期核種に着目したモニタリングが重要となること等の特徴を有しており、環境試料の分析・測定法の開発、線量評価モデルの開発等を実施してきた。

6.1 環境試料中の放射性物質の分析・測定法の開発

東海事業所においては、昭和40年代初期から、再

処理施設の環境モニタリングの対象核種として重要な ^{90}Sr 、 ^{106}Ru 、 $^{239,240}\text{Pu}$ 等の分析測定法を検討した。当時は、これらの核種の分析は、実験室規模での経験はあったが、定常的な監視・測定技術は未確立であり、定常モニタリングに対応するための技術および体制を確立して長期的あるいは短期的な放射能レベルの変動傾向の調査を実施してきた。なお、これらの成果は、科学技術庁分析マニュアル⁷⁾に順次反映されている。

また、 ^{85}Kr 、 ^3H 、 ^{14}C 、 ^{129}I 、 ^{99}Tc 、 ^{241}Am 等の分析技術の開発にも取り組み、順次、環境中放射性物質の濃度水準の測定に適用している^{8),9),10)}。特に、環境試料中の ^{129}I の測定は、通常分析測定法では検出できないようなきわめて低いレベルを、放射化学的な方法で測定可能としたものであり、再処理施設周辺の放射性物質の挙動を把握する観点から重要なものである。

上記分析測定法の開発を通じて得られたデータに基づき、大気、海洋、土壌および生物における拡散・移行・蓄積のメカニズムを検討し、評価モデル・パラメータを整理することにより、実用的かつ現実的な線量評価法の研究を実施している^{11),12)}。

また、近年、わが国も含め、各国において住居内のラドンおよびその娘核種が公衆の肺ガンの発生に潜在的に寄与しているのではないかという議論がなされているが、鉱山施設を有する人形峠事業所および中部事業所においては、静電捕集型ラドン測定器等を用いて当該地域の環境中ラドン濃度の測定を行い、ラドン濃度の変動傾向の把握に努めている。また、ラドン濃度の測定方法は、基準となる方法が定められていない現状にあるため、各種研究機関と比較検討を行い問題のないことを確認してきているところであるが、ラドン濃度測定の標準化に資するため、人形峠事業所ではラドン校正設備を導入し、校正手法の標準化を進めている。

6.2 線量当量評価手法の開発

環境試料の分析測定技術の開発と並行して、環境への放射性物質の放出に起因する公衆の線量評価モデルの開発も実施してきた。軽水炉施設では、国内外に多数の施設があることから具体的な評価式やパラメータが示されている指針類が整備されているが、再処理施設の平常時の線量当量評価については、わが国で初の施設であったことから、施設の特徴、放出核種、放出形態、環境条件等を考慮した独自の評価手法の確立が必要であった。このため、評価経路、評価パラメータ等、評価に必要な項目を選定し、これらに対応した線量評価手法、パラメータ

値の設定を行った。また、モデルおよびパラメータの設定にあたっては、東海再処理施設周辺の環境におけるフィールドデータを基本として構築するとともに、適宜、計算コード化してきた¹³⁾。これらの成果は、放出実績に基づく公衆の線量当量評価や環境モニタリングにおいて得られたデータの解釈等、安全評価に反映されている¹⁴⁾。

7. 放射線管理用計測機器の保守・校正技術

放射性物質を取り扱う施設においては、作業場所の空間の線量当量率、空气中放射能濃度、表面密度、排気・排水中の放射能濃度・量、作業者の線量当量等の測定が必要である。これらの放射線管理に用いられる計測機器は、所定の性能・精度が保証されていることが大前提である^{15),16)}。

特に、核燃料施設は、管理対象の放射線の種類が多く、その強さも施設によって大きく異なるという特徴を有しており、これに対応して使用する放射線管理用機器の種類および使用台数が多くなることから、予防保全の観点で計測機器の品質保証が重要となっている。これまでの経験によると、 β 線ダストモニタ、GM端窓サーベイメータ等は、GM計数管の機械的な異常あるいは寿命により不具合が発生しやすいが、寿命によるものは定期点検時に計数管の特性検査で事前に発見し、故障発生前に交換している。 α 線ダストモニタはシリコン表面障壁型半導体が湿気等に弱いため、設置場所の雰囲気によっては表面が腐食し劣化が促進されることがある。この故障に対しては、点検時のノイズ、計数効率、分解能等の検査で事前に発見し、予防保全として故障発生前に交換している。また、その他の機器についても、これまでの経験から機器に応じた保守計画を定めている¹⁷⁾。

また、保守・校正法の自動化の観点から自動点検装置や自動校正装置を開発・製作した。開発にあたっては、これまで蓄積してきた保守・校正技術や故障データ等を活用し、システムの設計を行った。現在、これら装置による各放射線測定器の保守・校正を実施するとともに、保守・校正に必要な線源についても、国家標準とのつながり(トレーサビリティ)を明確にし、放射線測定器の信頼性の向上を図ってきた¹⁸⁾。

また、放射線管理用機器の構造規格については、各メーカー機器の共通的な部分について、互換性を持たせるため、昭和46年に日本原子力研究所と共同で「放射線管理用モニタ規格」を制定し、その後、これまでの使用経験やエレクトロニクスの進歩を考慮し平成2年に改正した。この規格は、迅速な故障

修理やメーカー相互間での予備品等に対し効果を発揮している。

8. 開発技術の提供、技術移転

(1) 国内への技術提供、技術移転

技術移転という観点では、事業団におけるこれまでの経験や放射線管理技術の開発成果を踏まえ、実用化段階を迎えている民間施設へのコンサルティング業務に対応しており、放射線管理に関する区域区分、出入り管理、放射線管理用機器仕様等のコンサルティング、および環境放射能調査計画や環境線量評価に係わるコンサルティングを行ってきた。

(2) 国際協力

各事業所の安全管理部門においては、放射線防護技術の強化が緊急の課題となっているアジア地域の研究者の受け入れ（中国、韓国、フィリピン、タイ、インドネシア、バングラディシュ等）、また、海外研究施設への人材の派遣（タイ等）による放射線計測技術、環境モニタリング評価等の技術指導に対応し、これまでの放射線管理の経験で得られた技術を提供してきている。

9. おわりに

安全管理部門においては、施設の安定運転のための基盤技術の整備の一環として作業環境、施設運転、周辺環境に関連した放射線防護技術を開発してきた。本稿では、これまでの技術開発の状況を概括的に述べたが、さらに詳細については、本特集号を通してご覧いただきたい。

これまで開発してきた放射線防護技術は、今後ともより一層の高度化を図り、質の高い技術と情報を

事業団の施設あるいは実用化段階を向かえている民間施設に提供、技術移転していくように努める考えである。

(安全部 中田 啓、浅野智宏)

参考文献

- 1) 石黒秀治、武田伸吾： $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ 素子による自動採取型個人線量計の開発(I)、保健物理、16、305-316 (1981)
- 2) 石黒秀治、武田伸吾： $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ 素子による自動採取型個人線量計の開発(II)、保健物理、17、27-36 (1981)
- 3) 二之宮和重、伴 信彦、吉瀬琢廣：法令改正に伴う個人被ばく管理上の対応、保健物理、24、47-50 (1989)
- 4) ICRP Publication 60：国際放射線防護委員会の1990年勧告、日本アイソトープ協会、東京 (1991)
- 5) 二之宮和重：個人管理II、Isotope News 1991年11月号、52-56 (1991)
- 6) 清水武彦、林直美、原憲、野村保、火和重司、岩津誠：チェレンコフ光測定と液体シンチレーション測定による ^{90}Sr と ^{90}Y の迅速測定法の検討、保健物理、20、139-143 (1985)
- 7) 科学技術庁：放射能測定法シリーズNo.1～No.20：(1991-1991)
- 8) 渡辺均、片桐裕実、藤原邦彦、「環境試料中炭素-14分析法およびそのレベル」、日本保健物理学会第27回研究発表会要旨集、(1992)
- 9) 森田重光、清水武彦、藤原邦彦、松井良行、「岩津総合プラズマ質量分析法を用いた長半減期放射性核種の検出」、第33回環境放射能調査研究成果論文抄録集 (平成2年度)、(1991)
- 10) H.Katagiri, O.Narita, A.Yamamoto and M.Kinoshita "Low Level Measurements of ^{129}I in Environmental Samples", J.Radioanal. Nuclear Chem.Vol.136, No.1 (87-192 (1990)
- 11) N.Hayashi, H.Katagiri, O.Narita, and M.Kinoshita, "Concentration Factors of Plutonium and Americium for Marine Products", J.Radioanal. Nuclear Chem.Vol.138, No.2 331-336 (1990)
- 12) 藤原邦彦、「線量当量評価に用いる環境パラメータ設定の一例について」、動燃技報No.77、(1991)
- 13) 藤原邦彦、浅野智宏、成田 信、「ORION-II：原子力施設からの放射能物質の大気放出に起因する環境中濃度および被ばく線量を評価するための計算コード」、PNCT N8410 87-17、(1987)
- 14) K.Shinohara and T.Asano, "Environmental Dose Assessment for Low-Level Radioactive Effluents Discharged from Tokai Reprocessing Plant", Health Physics 62(1), p.53-p.64 (1992)
- 15) 宮部賢次郎、小嶋昇：核燃料施設における放射線測定機器の保全について、保健物理、24、345-352 (1989)
- 16) N.Kollma, K.Miyabe, A.Todokoro : Maintenance and Calibration of Radiation Monitoring Instruments at Tokai Reprocessing Plant : The Third International Conference on Nuclear Fuel Reprocessing and Waste Management, RECOD '91 Proceedings, Col.II, p.1117-1122 (1991)
- 17) 長谷川市郎、森山龍也、宮部賢次郎、都所昭彦：放射線管理用機器の保全について、動燃技報、No.77、9 (1991)
- 18) 小嶋昇、森山龍也、宮部賢次郎、赤津康夫、都所昭彦、野村真澄：校正用放射線源のトレーサビリティ体系について、日本保健物理学会第25回研究発表会要旨集、P.30 (1990)