



安全管理技術の開発

浅野智宏 金盛正至 野村 保 谷山 洋

安全部

資料番号100-17

Overview on Development of Radiation Safety Technology

Tomohiro ASANO Masashi KANAMORI Tamotsu NOMURA Hiroshi TANIYAMA
Safety Division, Head Office

動燃事業団は、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た安全管理技術の開発を進めてきた。本稿では、放射線防護技術として、個人被ばく管理、作業環境の管理、放出管理、環境監視および放射線計測機器の保守・校正のそれぞれの分野の技術開発成果について述べるとともに、核燃料サイクル施設に共通的な安全工学研究についてこれまでの開発成果を記載した。これらの技術は、今後とも一層の高度化を図り、動燃事業団施設や民間施設の安全確保に貢献して行く考えである。

1. はじめに

動燃事業団は、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「もんじゅ」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、使用済核燃料の再処理、廃棄物処理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きた。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、核燃料施設では個々の施設の特徴を考慮した技術が必要であったことから、新たな装置類の開発、あるいは既存技術の応用研究を通して、放射線安全管理基盤の充実・強化を図ってきた。

また、昭和60年に本社の安全管理室が安全部に改組されたことを契機として、核燃料サイクル施設の安全裕度の適正化を目的とした核燃料サイクル施設に共通的な安全工学分野の研究についても基礎技術の開発を進めてきている。

本報告では、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の開発および共

通的な安全工学研究の進展について記載する。

2. 動燃事業団施設の特徴

プルトニウム燃料施設は、昭和41年に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、誤っ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、再処理施設においても昭和52年にホット試験を開始したが、放射線防護については我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、炉施設を対象とした既存の国産技術をそのまま利用することが難しく、施設の特徴を考慮した放射線管理、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トリチウムに対して十分考慮する必要があった。これら核燃料施設お

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、中性子線等の混在する場合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づけての作業が多く、手被ばく管理が必要 ○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Co-60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、工程内に広く分布する ○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 ○補修作業等では多様な汚染拡大防止対策が必要 ○万一の臨界事故に備え、臨界の検知システムが必要	○定常運転時には、放射線物質の所在が限定されており、遮断操作が主要 ○定期点検時における汚染拡大防止対策が必要 ○ふげん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 ○放射線管理としての臨界監視は不要 ○もんにゃではナトリウム付層機器の取り扱いには、放射線防護以外の配慮が必要
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Kr-85、H-3、I-129、C-14が主 ○再処理施設の海洋放出は濃度規制ではなく、放出量規制	○ふげんの排気管理ではトリチウムが主 ○排水中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は、長半減期α線、β線放出核種の微量分析測定が必要 ○再処理施設の公衆の線量当量評価には、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 ○施設周辺の公衆の線量評価は、具体的な指針や内規類が整備されている。
放射線管理用測定器の保守・校正	○校正用線源として、β線源、低エネルギーγ線源、中性子線源、α線源等の基準線源および基準校正場が必要	○γ線を測定対象とする放射線管理用測定器の校正のため、基準γ線源および基準校正場が必要

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。

放射線に係わる安全確保は、原子力開発に係わる社会的安心感を形成するにあたって最も注意すべき事項の一つであり、継続的に放射線防護に関する技術力の維持・向上を図ることが必要である。このような観点で、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・校正等の放射線防護分野の課題について、施設の特徴に応じた技術開発を実施してきた。また、核燃料サイクル技術に共通的な安全工学研究についても基礎技術の開発を進めている。以下にその概要を記載する。

3. 個人被ばく管理技術

(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～40年代にかけて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、再処理施設の稼働に伴い β 線の測定評価も必要となった。また、各種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、動燃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

動燃事業団においては、昭和40年代末までは、フィルムバッジを用いた外部被ばく管理を行ってきたが、管理対象人員の増加に伴い、東海事業所においては、その測定の自動化・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熱ルミネセンス線量計 (TLD) に変更し、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

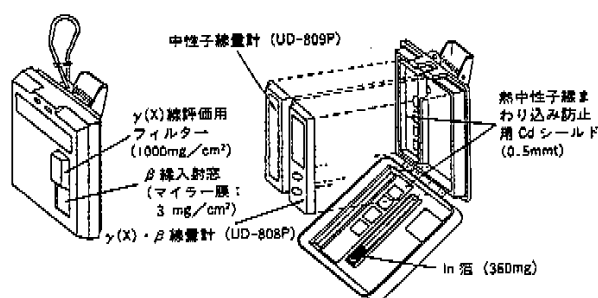


図1 TLD バッジの外観図

年よりシステムを導入、実用化した¹⁴⁾。TLD バッジの外観図を図1に示す。

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。また、国内や米国の原子力発電所においても採用されている。

自動読み取り型 TLD バッジの実用化後は、主として線量測定精度の向上に関する研究を実施している。 γ 線の測定関連では昭和56年から各事業所で使用されている TLD の相互比較試験が毎年実施されており、トレーサビリティの維持および測定精度の向上が図られている。中性子線の測定関連では昭和61年から作業環境中の中性子スペクトルの測定と校正方法に関する研究を開始し、平成7年には固体飛跡検出器と TLD の中性子感度比に基づく中性子線量評価精度の検証と新しい校正方法を開発した。

一方、ICRP の1990年勧告¹⁵⁾に伴う放射線業務従事者の線量限度の実質的引き下げ、中性子放射線荷重係数の変更等により、線量当量測定精度の一層の向上が求められることから、これに対処するため高機能化を目指した新型 TLD バッジの開発を進めている。新型 TLD バッジは、 γ 線に対しては国際放射線単位・測定委員会報告書 (ICRU 47) を考慮して素子材質を変更し、生体等価性を改善するとともに、中性子に対しては放射線荷重係数等のモニタリングの諸量の変更を考慮し、中性子感度の向上等による現場適用性を改善している。現在、試作した新型 TLD バッジについて、感度特性試験等を行うとともに、非接触型の個人番号発信器の入退域管理への利用、TLD グロー曲線解析の導入による品質管理の向上等の研究を進めている。

② TLD 指リング

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。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おいては、手部の被ばく管理を行うため、昭和50年から β 線と γ 線の分離評価が可能な TLD 指リング線量計を実用化し、昭和55年に一部改良を加え、今日に至っている。また、これら測定は手作業による読み取りを実施してきたため多大な労力を要したが、70 μ m 線量当量直読型の小型 TLD 素子の開発により、自動化が可能となり、現在、実用化している。

(2) 内部被ばく線量測定・評価技術

内部被ばくモニタリングは、管理上、定常モニタリングと特殊モニタリングに区分している。定常モニタリングは、放射性物質を体内に摂取する恐れのある作業について、所要の頻度で肺モニタ、全身カウンタ等の体外計測を行うとともに、定常的に尿中プルトニウムやウランのバイオアッセイ（排泄物中の放射能測定）を行うものである。「ふげん」では、全身カウンタによる測定に加え、トリチウムの尿バイオアッセイを定期的の実施している。

また、特殊モニタリングは内部被ばくを伴うような事故・トラブルが発生した場合に行うものである。事故発生時に鼻スミア試料により鼻腔汚染の程度の予備的な確認を行い、体内に摂取した恐れのある放射性核種が γ 線放出核種であれば、精密型全身カウンタによる測定を行い、プルトニウム等の α 線放出核種であれば、肺モニタ、バイオアッセイを行う。

初期の肺モニタは、昭和45年に東海事業所放射線保健室の大型の鉄室（遮蔽体厚20cm）内に設置された大面積薄型 NaI シンチレーション検出器および Ar ガス密封型大面積比例計数管を用いた肺モニタであった。その後、昭和53年に安定性、メンテナンス性に優れ、検出感度のより高い NaI/CsI ホスウィッチ型シンチレーション検出器を用いたシステムに更新した。しかし、プルトニウムから放出される特性X線は、放出率が低く、かつ人体組織内でその大半は吸収・散乱されるため、年摂取限度程度のプルトニウムを検出することは困難であった。

一方、プルトニウムおよびウランのバイオアッセイについては、吸入後5日間程度、試料採取を行い、いずれも陰イオン交換による化学分離の後、 α 線スペクトロメトリーにより測定し、内部被ばくによる線量当量を評価している。バイオアッセイは、試料の前処理から若目核種の化学分離の過程に時間を必要とするが、肺モニタの測定感度を考えると、 α 線放出核種の内部被ばくモニタリングでは欠かすことの出来ない技術である。なお、トリチウムの場合には、前処理をせず、生尿を液体シンチレーションカウンタにより測定している。

上述のように肺モニタは早期評価という観点では有効であるが、測定感度に限界があること、一方、バイオアッセイは線量当量を評価するまでに時間がかかること等の欠点がある。このため、プルトニウムを吸入摂取した場合の内部被ばくによる線量当量の算出について、現在、早期評価と検

出限界の低減化を目的とした新型肺モニタの開発を進めている。肺モニタによる測定方法については、大面積のゲルマニウム検出器を4本用いることにより、従来より信号/バックグラウンド(S/N)比が改善され、検出限界が低減できることを確認した。特に、複合核種による内部被ばく時には、これまでは分解能が悪くエネルギーによる核種の判別が困難であったが、ゲルマニウム検出器の高い分解能により、年摂取限度程度の吸入被ばくがあった場合の評価が可能となっている。ここで、肺モニタにより低エネルギーのX線やγ線を測定する場合、遮蔽体としての胸部軟組織厚の個人差が重要となる。このため、超音波診断装置による胸部の実測を進めており、これまで得られた結果によると、平均胸部軟組織厚は約23mmで、最低16mm、最高36mmであり、最も薄い人と厚い人のゲルマニウム検出器の検出効率では約5倍程度の差があることが把握できた。これらの結果を踏まえ、胸部厚補正を含めた内部被ばくの早期評価手法の開発を進めていく。

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。特徴的な成果を以下に示す。

(1) 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、退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作業者の退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年に電子部品の不具合により誤警報を発したことから、誤警報の発生を防止し、信頼性を向上させるため、国産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、他の部分には二重化冗長

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、この装置は東海事業所のプルトニウム燃料取り扱い施設を含む6施設に設置されている。

(2) 無線式エリアモニタ

「ふげん」発電所の定期検査期間中には、高線量率区域である原子炉建屋内の作業環境を把握するため、固定式のエリア線量率モニタにより連続監視する他、約50カ所については週1回の頻度で線量当量率を電離箱サーベイメータを用いてマニュアル操作で測定する必要がある。また、第8回および第9回定期検査時には系統化学除染を実施したが、除染作業期間中、プラントの線量当量率が一時的に上昇し、線量測定を行う作業員の被ばくも増加することが懸念された。このため、原子炉建屋内各部にシリコン半導体検出器を配備し、このデータを無線送信させることにより、任意の箇所の線量当量率データを容易に収集できる無線式エリアモニタシステムを開発した。

このシステムは、1台の親局あたり最大90カ所のデータを収集し、測定データを自動的に計算機に収集できる他、原子炉建屋入口に設置された一括表示盤にもデータを電光表示できるため、作業者に原子炉建屋内の刻々の線量当量率を周知することを可能とするとともに、作業者の被ばく低減意識を高揚することができた。また、線量当量率測定に伴う放射線管理員の被ばくを低減することができた。

(3) 化学除染技術

「ふげん」では運転を開始する1年前の昭和52年から系統化学除染の検討を開始し、以来、実機から切り出した配管試験片を用いた除染性能確認試験および材料健全性確認試験等を行い、化学除染技術の開発を行ってきた。平成元年および平成3年に実施された第8回および第9回定期検査時に応力腐食割れ対策として原子炉冷却系の材料取り替え工事が計画され、この作業に伴う総被ばく線量当量が10人S_vを超えることが予想された。この被ばくを低減する方策として、系統化学除染を実施した⁴⁾。

この除染は、材料取り替え工事が行われるループを片ループずつ除染するものであり、平成元年にはAループの、平成3年にはBループの系統化学除染を行った。いずれの除染においても、当初計画した除染係数2を十分上回ることができた。

これらの除染は、我が国初の供用期間中の系統

化学除染であり、定検時の総被ばく線量当量は系統除染をしない場合の予測値に比べて大幅に低減され、系統除染が被ばく低減に非常に効果的であることを実証した。

(4) トリチウム濃度測定技術

重水系機器の健全性を監視するとともに、当該機器付近の作業環境を把握するために、空気中に水蒸気の状態で存在するトリチウム濃度を測定する技術を確立する必要があった。「ふげん」では、昭和47年から48年にかけてプラスチックシンチレータや積み重ね型電離箱等を含むトリチウム濃度測定器の開発を行い、最終的に γ 線補償機能に優れた同心円型電離箱をプラント監視を目的とした固定式モニタとして採用した。その後、サンプルの空気からラドン・トロンとその娘核種をパーフロロスルホン酸膜により分離してトリチウム濃度をより正確に測定できる膜分離式トリチウムモニタを開発し、昭和58年から半固定式モニタとして使用している⁹⁾。また、その後、廃棄物処理建屋等の排気モニタとしても採用している。

一方、定期検査作業時等の現場作業管理に伴うトリチウム濃度測定では、「ふげん」の運転開始当初は、バブリングによるサンプリング法が用いられてきたが、簡便で迅速な方法が要求されたため、昭和55年以降は、実験室用ハンディクーラーを用いて水蒸気を凝縮させ、これを液体シンチレーションカウンタで測定する方法も採用している。

この他、原子炉建屋や重水系機器設置室などのコンクリート中のトリチウム濃度分布の測定を平成6年度に実施している。

(5) 線量率分布測定装置の開発

高線量場における放射線作業計画の立案にあたっては、事前に区域内の線量率分布を的確に把握しておく必要がある。しかし、現状はサーベイメ

ータ等による離散的なポイント測定であり、放射線レベルが位置によって大きく変化する場においては必ずしも正確な分布が測定できない。また、測定作業に伴う被ばくも無視できない。

そこで、新素材であるプラスチックシンチレーションファイバーを検出素子として、 γ 線の入射位置で発生するシンチレーション光が両端に到達する時間差を計測することにより、放射線の空間分布が測定できるシステムを開発した。大洗工学センターの固体廃棄物前処理施設、高速実験炉「常陽」等の原子力施設内で測定を行い、実用的な精度で線量率分布を測定できることを実証した⁹⁾。図2に「常陽」における線量当量率測定例を示す。

本システムは、線量分布計測タイプのエリアモニタ、放射性物質の移動を計測するモニタ等への幅広い応用面をもっており、プラスチックシンチレーションファイバーは、 β 線、中性子線にも感度を持っている。今後、このような分野の開発にも着手していく。

(6) 放射線測定器のシミュレーション応答解析に関する研究

原子力施設では、施設内外の放射線レベルを測定、監視するために放射線モニタ等の種々の放射線測定器が設置されている。これらの測定器は、放射線を精度よく測定できるよう定期的に校正されているが、例えば事故時に放出される可能性のある短半減期核種等に対しては検討の余地があった。そこで実験的に感度評価が困難な核種、エネルギー等に対する放射線モニタ等の感度評価を目的として計算機を用いたシミュレーション応答解析に関する研究を実施した。

応答解析の対象とした放射線測定器は、放射性ガスを用いての実ガス校正が必要なガスモニタ、放射性ガスの基準測定器として用いられる通気型

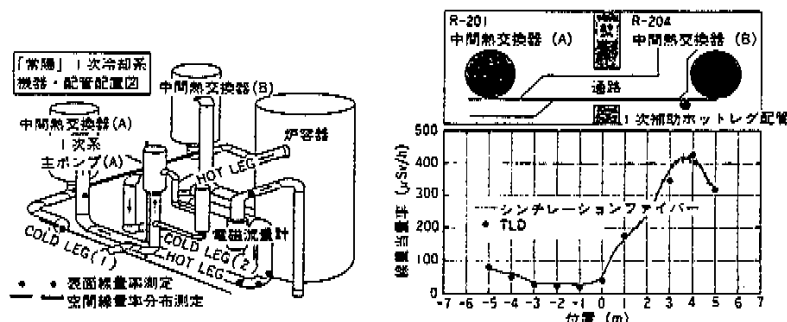


図2 シンチレーションファイバーを用いた線量当量率の測定

電離箱、 γ 線の基準線量計として用いられる電離箱式線量計、放射性廃液測定用排水モニタ等である。計算には電子・光子輸送モンテカルロ計算コードを用い、多様な形状の放射線測定器の感度解析が可能なユーザーコードを作成した。

計算は校正実験を行った核種、エネルギーに対しても行い、実験値と比較した。その結果、両者は良く一致し、実験が困難な核種やエネルギーに対しても放射線測定器の応答特性を推定することが可能となった⁷⁾。

5. 放出放射能の管理技術

(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 線を放出する核種や ^3H 等を対象とした監視が主体となる。再処理施設では、 ^{85}Kr の他、 ^3H 、 ^{129}I 、 ^{14}C 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、プルトニウム燃料施設では 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の他、トリチウム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。図3に排気中放射性物質の測定・サンプリング系を示す。

例ば、再処理施設から放出される $^3\text{H}(\text{T})$ 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、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。

なお、排気中に含まれる ^{129}I については、排気中に混在する ^{85}Kr の影響を受けるため、NaI(Tl)検出器や電離箱によるリアルタイム計測では ^{129}I を分離して測定することが困難であったことから再処理施設の運転管理への反映を目的としてゲルマニウム半導体検出器を用いた連続監視測定器の開発を行った。

(2) 排水管理

動燃事業団施設における排水管理は、排水を放出する際に放出判定分析を行い、放出管理目標値を下回っていることを確認した上で放出することとしている。再処理施設の放出判定分析においては、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定常管理体制として確立している。

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⁸⁾。

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を確認しており、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、

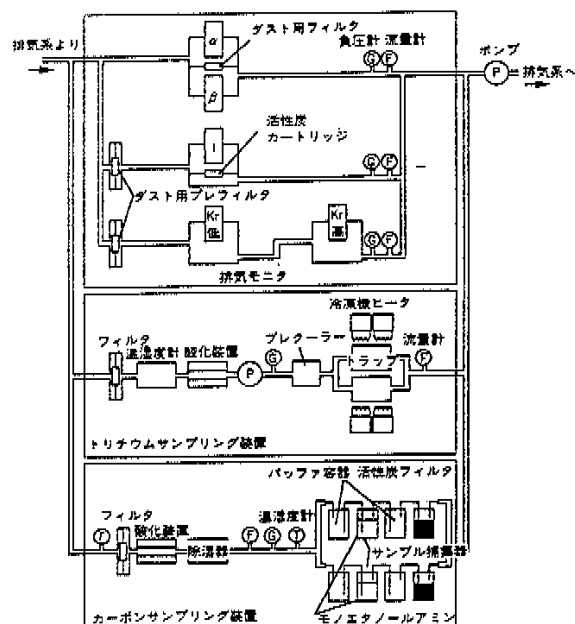


図3 東海再処理施設の排気中放射性物質の測定・サンプリングシステム

特に、再処理施設周辺の環境監視については、放出放射線量が多いこと、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。

(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、大学等の実験室レベル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線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³⁾に順次反映されるとともに、商業用再処理施設の環境モニタリングへも反映されている。

また、 ^{85}Kr 、 ^3H 、 ^{14}C 、 ^{129}I 、 ^{241}Am 、 ^{99}Tc 、 ^{63}Ni 、 ^{147}Pm 、 ^{237}Np 等の分析技術の開発にも取り組み^{10)~13)}、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。特に、環境試料中の ^{129}I の測定は、通常の実験室レベルでは検出できないような極めて低いレベルを、中性子放射化分析法を適用すること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。しかし、中性子放射化は照射用の原子炉の運転に左右されるため、定常モニタリングには馴染まないものであることから、マイクロ波導入プラズマ質量分析装置(MIP-MS)を用いた ^{129}I 分析手法の開発を進めている¹⁴⁾。

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^{15), 16)}。例ば、 ^{99}Tc について、土壌中濃度と土壌性状との相関を解析し、有機炭素、生物活性との相関が高いことを確認するとともに、土壌から植物への移行係数の算出等を行った。

(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当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た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、我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当量評価手法、パラメータ値の設定を行った¹⁷⁾。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。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。

なお、東海再処理施設からの気体および液体廃棄物の放出に伴う公衆の実効線量当量の算出結果は、図4に示すとおり年当たり $1\mu\text{Sv}$ のオーダーであり、法令に定める周辺監視区域境界外の実効線量当量限度(1年間につき 1mSv)を十分に下回っている。

(3) 環境中のラドンに関する調査・研究

近年、我が国も含め、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東濃地科学センターにおいては、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。さらに、人形峠事業所においては被ばくに直接関連のある平衡等価ラドン濃度に着目し、連続型の平衡等価ラドン濃度測定器を開発してフィールド試験を行うとともに、ラドン娘核種の粒径分布測定について検討を進めている^{18), 19)}。また、連続型の平衡等価ラドン濃度測定器

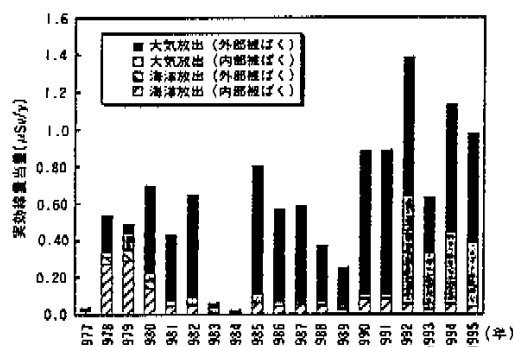


図4 再処理施設からの放射性廃棄物放出に伴う一般公衆の実効線量当量

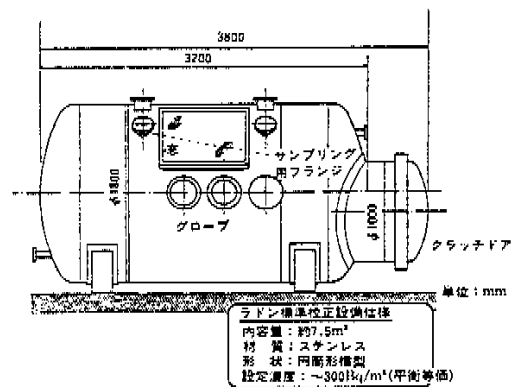


図5. ラドン校正設備（ラドンチェンバ）の外観

は比較的大型で商用電源を必要とするため、簡便に屋外の濃度を測定することを目的として、可搬型で商用電源を要しない積分型の平衡等価ラドン濃度の測定器の開発を進めている。

一方、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、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きている。図5にラドン校正設備（ラドンチェンバ）の外観を示す。また、これまでも国内外の各種研究機関と相互比較検討を行い、大きな差のないことを確認してきているところであり、平成7年度においても米国環境測定研究所（EML）にて実施されたラドン・ラドン娘核種共同比較実験に参加し、良く一致した結果が得られることを確認した。

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、作業場所の空間線量率、空气中放射性物質濃度、表面密度、排気・排水中の放射能濃度・量、放射線業務従事者の線量当量等の測定が必要である。これらの測定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^{20)~22)}。

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。図6に東海事業所における放射線計測機器の管理台数の推移を示す。

これまでの経験によると、環境監視モニタであるモニタリングステーションおよびモニタリングポストの空気吸収線量率測定系の新型について

は、設置当初における年故障発生率は1.0件/系統・年以下であった。

また、 γ 線エリアモニタの年故障発生率は0.6件/系統・年以下であった。昭和50年代に設置されたほとんどは打点式の記録計であり、その故障は駆動部に集中していることから、機械的な磨耗、劣化が原因であると考えられる。一方、近年設置されたものはハイブリッド式の記録計であり、その故障は打点式と比べ減少している。

α 線用ハンドフットクロズモニタ（以下、 α 線用HFCM）および β （ γ ）線用ハンドフットクロズモニタ（以下、 β （ γ ）線用HFCM）については、モニタリングステーション、モニタリングポストの空気吸収線量率測定系や γ 線エリアモニタなどの故障パターンとは異なっている。故障発生率を見ると、 α 線用HFCMで0.5~3.0件/系統・年であり、 β （ γ ）線用HFCMでは0.5~1.0件/系統・年であった。これは、人の不注意により物を落下して膜を破損するケース等、人が原因となる故障が多いことがわかる。

その他の機器については、 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

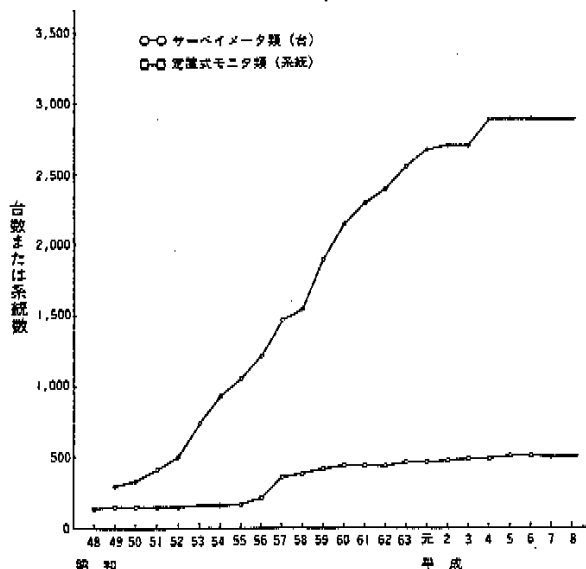


図6. 東海事業所における放射線計測機器の管理台数の推移

気系ネットワークの応答等の評価を可能とした。

(3) 異常事象挙動に関する研究²³⁾

核燃料施設では、仮に異常が発生したとしても、その事象推移は穏やかであり、それが事故等に拡大する前に終息するのが一般的である。しかし、仮に事故が生じた想定した場合にも施設の安全が確保されることを示す観点から、想定事故事象に係る発生・拡大の防止、影響緩和等の方策の研究を進めている。

核燃料施設内に係る異常事象因子のうち、放出エネルギーが比較的大きい火災、爆発事象に注目して、アジ化水素酸やレッドオイル、放射線分解水素、有機溶媒等を対象に、核燃料施設における火災・爆発事象の発生・拡大の防止、影響緩和方策等の研究を行ってきた。また、密封セルを用いた示差走査熱量計による密封非断熱系での PUREX 溶媒 (30% TBP/n-ドデカン) および TRUEX 溶媒 (CMPO/TBP/n-ドデカン) と硝酸 (単相系、二相系) との反応における発熱量の測定を行うとともに、反応速度 (活性化エネルギー、頻度因子、反応速度定数等) の解析および各溶媒の引火点、発火点等の測定等を行い、今後の先進的核燃料リサイクルの化学プロセスの安全評価に必要な基礎データの収集を行った。これまでの実験結果から、PUREX 溶媒と TRUEX 溶媒との比較では、引火点、発火点および各溶媒と硝酸の密封非断熱系での発熱量はほぼ同じであることが確認された。

(4) 核燃料施設における固有安全性に係わる研究

再処理施設の高レベル廃液貯蔵施設等で発生する放射線分解水素や崩壊熱の除去等は掃気や冷却水循環といった動的システムによって行われているが、これらのシステムは、高い信頼性が要求されるために電源や機器の多重化が行われている。平常時および電源喪失等の事故時の安全確保にさらに高い信頼性を得るとともに経済性を高めるために高レベル廃液貯蔵タンクの静的除熱システムおよび静的水素除去システムのフィジビリティスタディとして、分離型サーモサイフォン式ヒートパイプを用いた冷却システムの検討および Pt、Pd 系触媒の水素-酸素再結合触媒の特性評価試験を行った。図 8 に各触媒の反応温度における反応率の変化 (初期活性) を示す。その結果、硝酸ミストによる被毒評価試験、NO₂ 寿命試験等から、最も低温活性を有する Pt/TiO₂ 触媒が最適であった。また、ヒートパイプの除熱性能評価を検討するために、汎用熱流体解析コード PHOENICS を用いて飽和伝熱式の比較計算等を行い、装置設

計およびプロセス計算書の基礎データとして反映した。

(5) 核燃料施設の確率的な安全評価 (PSA) に関する研究

核燃料施設の総合的な PSA を実施するための評価手法の開発・整備を行うことを目的として、信頼性データの収集・整備、PSA 評価コードの整備およびモデルプラントへの PSA 適用研究の 3 つの課題を設定し、実施している²⁴⁾。

信頼性データの収集・整備では、機器故障率等の信頼性データについて、核燃料施設の特徴を考慮し、公開文献データの収集・整備を行うとともに、原子炉施設の PSA に用いられているデータの核燃料施設への適用について検討を行った。さらに、これらのデータを用いて PSA に適切に活用するためのパソコンベースの信頼性データベースの整備を行った。

PSA 評価コードの整備では、化学プラントのハザード評価に採用されている HAZOP 等をパソコンベースの支援システムとして整備し、核燃料施設の PSA への適用検討を実施している。また、各工程における発生事象を工学的に解析するためのコードおよび放射性物質の放出量に大きく影響する換気系の挙動を解析するコードの開発・整備を行っている。これまでに、準動的臨界評価コード KRITIK、換気系挙動コード STAR、RIDO 等の導入・整備を行った。

モデルプラントへの PSA 適用研究では、これまでに再処理施設の溶解工程、分離精製工程およびプルトニウム精製・濃縮工程についてレベル 1 PSA に相当する試験解析を実施するとともに、高放射性廃液貯蔵工程についてレベル 2 PSA に相当する試験解析を実施した²⁵⁾。

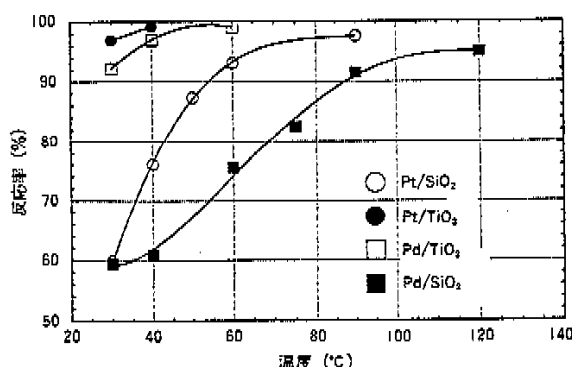


図 8 Pt および Pd 系触媒の反応率の変化

(6) 核燃料施設の安全解析手法の整備

核燃料施設の安全評価手法および評価コードの調査・整備ならびに効率的な利用のための整備を目的としており、これまでに臨界安全および遮蔽解析を主体に研究を実施している。

臨界安全については、SCALE4およびMCNPの導入・整備を継続して行い、これらのコードのMOX体系における特性の把握を行った。ここで得られた知見を基に、MOX系の臨界安全データを算出し、MOX取り扱い施設のための臨界安全ガイドブックの作成を行った。また、臨界安全解析能力の維持・向上を目的として、OECD/NEAで行われている燃焼度クレジットの臨界ベンチマークに継続して参加している。さらに、オンライン臨界安全監視システムの開発のために、ARMAモデルを用いた逐次型未臨界度推定アルゴリズムの開発・整備を行い、未臨界体系の実時系列データ解析に適用し、システム開発に向けての検討を行った²⁰⁾。

遮蔽解析については、これまでにEGS4、MCNP、TORT等の詳細解析のための計算コードを導入するとともに、核燃料施設からのスカイシャイン評価を容易に行えるようにするため、既存の遮蔽計算コードを組み合わせたシステムの開発を行った。このうち、EGS4については、解析を容易に行うための汎用ユーザーズコードの開発を行った。スカイシャイン評価システムについては、ガンマ線評価のためのOSCAL、中性子評価のためのNPSS-W等を開発し、すでに、施設の許認可、研究開発のための評価等に適用されている。

9. おわりに

安全管理部門では、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の開発を行うとともに、安全裕度の適正化を目的とした、核燃料サイクル施設に共通的な安全工学研究を行ってきた。これまで進めてきた技術開発は、今後ともより一層の高度化を進め、放射線安全管理基盤の充実・強化を図るとともに、質の高い技術と情報を動燃事業団施設あるいは実用化段階を迎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。

参考文献

- 1) 石黒秀治、武田伸荘：“ $Li_2B_3O_7(Cu)$ 素子による自動読み取り型個人線量計の開発(I)”，*保健物理*，15，305-316 (1981)。
- 2) 石黒秀治、武田伸荘：“ $Li_2B_3O_7(Cu)$ 素子による自動読み

- 取り型個人線量計の開発(II)”，*保健物理*，17，27-36 (1981)。
- 3) International Commission on Radiological Protection：“1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection”，*ICRP Publication 60* (1990)。
- 4) Y. Naoi, T. Kitabata et. al.：Proc. of 6th Int. Cong. on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, Bournemouth, I., p.97, BNES (1992)。
- 5) 桜井直行、松尾光郎、樋口常久、他：“新型転換炉ふげん発電所における放射線管理”，*動燃技報*，53 (1985)。
- 6) 江本武彦、鳥居達男、野崎達夫、安藤秀樹：“シンチレーション光ファイバーによる放射線空間分布測定”，*応用物理学会、放射線分科会誌「放射線」*，21, 3, 49-58 (1995)。
- 7) T. Torii：“Ionization Efficiency of Gas-Flow Ion Chamber Used for Measuring Radioactive Gases by Monte Carlo Simulation”，*Nuclear Instruments & Methods in Physics Research A* 356, 225-263 (1995)。
- 8) 清水武彦、林直美、坪憲、野村保、大和愛司、岩井敏：“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 ^{89}Sr と ^{90}Sr の迅速測定法の検討”，*保健物理*，20，139-143 (1983)。
- 9) 科学技術庁：放射能測定法シリーズ No.1～No.20，(1951～1991)。
- 10) H. Katagiri, O. Narita, et al.：“Low Level Measurements of ^{137}I in Environmental Samples”，*J. Radioanal. Nuclear Chem.* 138, 1, 187-192 (1990)。
- 11) S. Morita, K. Tobita and M. Kurabayashi：“Determination of Technetium-99 in Environmental Samples by Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry”，*Radiochimica Acta* 53, 63-67 (1993)。
- 12) S. Sumiya, N. Hayashi, et al.：“A Radioanalytical Method for Samarium-151 and Promethium-147 in Environmental Samples”，*The Science of the Total Environment*, 130/131, 305-315 (1993)。
- 13) S. Sumiya, S. Morita, et. al.：“Determination of Technetium-99 and Neptunium-237 in Environmental Samples by Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry”，*Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Articles* 177, 1, 149-159 (1994)。
- 14) 吉田美香、森田重光、他：“マイクロ波質量分析装置(MIP-MS)による ^{137}I 測定法の開発”，*RADIO-ISOTOPE*, 23, 181-183 (1996)。
- 15) N. Hayashi, H. Katagiri, O. Narita and M. Kinoshita：“Concentration Factors of Plutonium and Americium for Marine Products”，*J. Radioanal. Nuclear Chem.* 138, 2, 331-336 (1990)。
- 16) 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* 77 (1991)。
- 17) K. Shinohara and T. Asano：“Environmental Dose Assessment for Low-Level Radioactive Effluents Discharged from Tokai Reprocessing Plant”，*Health Physics* 62(1), 58-64 (1992)。
- 18) 吉田定昭、伊藤公雄、石森有：“ラドン娘核種連続測定器の開発”，*動燃技報* 93 (1995)。
- 19) 伊藤公雄、吉田定昭、中島裕治：“ラドン娘核種粒状分布の測定”，*動燃技報* 98 (1996)。
- 20) 宮部賢次郎、小嶋外：“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)。
- 21) N. Kojima, K. Miyabe and 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, Vol. II*, 1117-1122 (1991)。

- 22) 長谷川市郎、森山龍也、宮部賢次郎、都所昭雄：“放射線管理用機器の保全について”、動燃技報 77 (1991)。
- 23) 林 直美、武田伸荘：“TRUEX 溶媒の熱特性及び硝酸との発熱反応に関する試験”、動燃技報 97 pp. 18-29 (1996)。
- 24) 野尻一郎、成田 謙：“再処理施設における確率論的安全評価研究の現状”、動燃技報 96、pp.61-64。
- 25) I. Nojiri and O. Narita, ; “PSA Application Study for the HAW Storage Process of a Model Reprocessing Plant”, *PSA '95*, (1995)。
- 26) Yamada, Mochida and I. Nojiri, : “Basic Study on On-line Criticality Surveillance System”, *ICNC '95*, (1995)。