



安全管理と安全研究

1. 個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

1.1 外部被ばく線量測定・評価技術の高度化研究
原子力安全委員会が策定した原子力施設等安全研究年次計画（2001年度～2005年度）の一環として「核燃料施設における中性子線量評価に関する研究」を実施している。

今期は、JCO 臨界事故時の体内生成 ^{24}Na に基づく中性子線量評価結果について学会誌（Journal of Radiation Research）に投稿するとともに、臨界事故時における中性子個人モニタリング等を目的に、TLD を内蔵した積算型中性子線量計及び体内生成 ^{24}Na の測定に基づく中性子線量の評価手法について検討を開始した。 ^{24}Na に基づく手法については、臨界事故時に想定されるいくつかの異なる中性子スペクトルに対する ^{24}Na 比放射能 - 実効線量換算係数を計算し、これらの係数が中性子の平均エネルギーと良い相関があること等を明らかにした。これらの結果は、日本保健物理学会研究発表会（2001年5月；仙台）において報告した。

1.2 内部被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

原子力安全委員会が策定した環境放射能安全研究年次計画（2001年度～2005年度）の一環として、「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」を実施している。

本年度は、個人の体格差による計数効率の違いが少なく、かつ放射性物質の体内分布について詳細データを得ることのできるスキャニング型全身カウンタの製作を行う予定であり、今期は、その技術的仕様について検討した。

また、一昨年度に製作した車載型全身カウンタシステムの運用実績について、日本保健物理学会研究発表会（2001年5月；仙台）において報告した。

2. 放射線モニタリング技術の高度化研究

2.1 放射線測定器の校正手法の高度化研究

中性子サーベイメータ（レムカウンタ）等の校正精度の向上を目的に、中性子校正場における室内散乱線の影響の調査・検討を開始した。また、中性子スペクトロメータを用いてMOX燃料施設内で測定した中性子スペクトル情報を体系的に整理し、法令改正に伴う中性子線量の変化について取りまとめ、日本保健物理学会研究発表会（2001年5月；仙台）において報告した。

また、面線源の更新に伴い核種による表面汚染計の特性試験を開始した。

2.2 臨界監視技術の高度化に関する研究

2001年度から2005年度にかけて、次世代型臨界警報装置及び臨界安全監視システムの開発に係る研究を行う。

次世代型臨界警報装置の開発の一環として、臨界警報装置に関する海外の最新の諸規格に関する文献調査を行った。また、臨界安全監視システムの開発の一環として、臨界事故時に生成され、排気系に移行する放射性核種に関し文献調査を行った。

2.3 走行式放射線モニタの高度化に関する研究

原子力施設での重大事故発生時においては、事故対応活動を行う上で施設及びその周辺における放射線状況を把握することが重要であり、JCO事故対応においても現場状況が不明の中で現場作業を開始する作業者の被ばく等の問題が挙げられた。これら高汚染及び高線量区域における放射線情報収集活動の課題からも、遠隔による測定監視が望まれる。そこで、これまで放射線測定の自動化の一環として技術開発を行ってきた走行式放射線モニタを、事故時モニタリングを考慮し更なる

高度化を図る。

今年度は、走行式放射線モニタの走行台車部の設計、その他周辺機器に対しては既存技術の応用を考慮し動向調査を行い結果をまとめる。

2.4 放射線モニタのシミュレーション応答解析に関する研究

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類の感度評価を目的として、計算機を用い、放射線検出器内での放射線挙動をシミュレーションすることで検出器の応答を解析する研究を行っている。今期は、 ^{137}Cs 弁別トリプルコインシデンス型検出器の応答評価及び中性子線測定用レムカウンタの応答評価を行った。

3. 環境安全技術の高度化研究

3.1 海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究

東海沖での流向・流速を測定するとともに、流向・流速計の特性解析手法等について検討した。また、広域拡散評価に関して、検証用データの収集・整理を行うとともに、100地点以上で ^{137}Cs の鉛直濃度分布の観測値と計算値を比較した。

3.2 環境試料の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Puを化学分析を行わずに定量するため、検出器に入射した線の時間間隔分布を解析する手法について検討した結果、計数効率の高い液体シンチレーションカウンタを用いて ^{220}Rn 、 ^{216}Po の連続壊変事象を抽出することが可能であることが確認できた。

3.3 大気中ラドン濃度の測定

ウラン鉱山跡地等に対する大気中ラドンの監視を実施しているが、ラドン測定についてはJISなどの規格が国内に存在しないため、国内外の動向を把握しつつ、測定法の開発を進めている。

今期は、積分型測定器による大気中ラドン濃度の測定及び地表からのラドン散逸量の測定等の調査を継続した。また、ラドン標準校正チェンバを利用した各種測定器の校正を実施した。

そのほか、長期間の平衡等価ラドン濃度を測定する積分型ラドン娘核種測定器による、実フィー

ルドでの試験結果について、日本保健物理学会第35回研究発表会において発表した。

4. 安全工学研究

4.1 異常事象時における換気系の安全性に関する研究

火災等の異常事象時における換気系の挙動や閉じ込め等の安全評価に係る研究としてMOX加工施設等の換気系を対象に最新の設備や新技術の調査を開始するとともに、試験設備整備のための検討を進めた。

4.2 核燃料施設への静的安全機器の適用性に関する研究

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において動力を用いない静的除去システムの適用に関する研究を行っている。

静的水素除去システムの研究では、これまでに実施した白金・テルル/チタニア触媒の特性試験結果のまとめを行った。

静的熱除去システムの研究では、これまでに実施したヒートパイプの除熱特性試験結果のまとめを行うとともに、試験設備の調整運転を行った。

4.3 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

合理的な遮蔽評価のための中性子・ガンマ線量評価コードシステムの高度化整備として、核定数ライブラリ、法令改正に対応した線量率換算係数の取り入れ等の改良を実施した。また、法令改正に伴う東海事業所使用施設に係る線量評価の見直しとして、放射線安全部所掌施設の再評価を実施するとともに、プルトニウム燃料センター及び環境保全・研究開発センター所掌施設の再評価に係る技術的な支援を行った。

MOX加工施設等の臨界管理に関する研究として、MOX非均質系ベンチマーク計算を実施した。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、4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。

4.4 核燃料施設の確率論的安全評価の適用研究

MOX施設へのPSA適用研究として、欧州のMOX施設の工程、設備等の調査を実施するとともに、米国のMOX施設に対する規制の動向等の調査

を実施した。

(本社：安全推進本部)

5 . 関連施設の設計・建設

5.1 原子力緊急時支援・研修センター

原子力緊急時に対応にあたる国，地方自治体，原子力事業者等へ技術的支援を行うための活動拠点である原子力緊急時支援・研修センターについて，建家竣工を2001年11月末，支援のための情報

通信システム，解析システム等を2001年度末までに整備する予定で建設等を進めている。

これらの整備と運用のための組織として「原子力緊急時支援・研修センター」を4月1日付けでサイクル機構本社内に設置した。

また，センターを共同で整備する日本原子力研究所と「原子力緊急時等における支援活動に関する協力協定」を6月5日に締結した。

(本社：原子力緊急時支援・研修センター)