

核物質平和利用の推進とともに核保有国における核軍縮の重要性が認識されつつある一方で、核物質が平和利用以外に使用される可能性が依然として存在し、さらに核テロリズムの可能性も現実と考えられるような時代を向かえている。このような状況下で、IAEA を中心とした国際的な核不拡散監視の重要性がますますクローズアップされつつある。本稿では、当分野における核物質管理と検出を目的とした「分析」の役割およびその貢献について解説する。

久野 祐輔

1 はじめに

第2次世界大戦において始まった核兵器開発は、1960年代には保有国が5か国となり、このままではさらに核兵器保有国数が増加していくのではないかとこの危険が国際社会で非常に強くなった。このことから、これ以上核が拡散しないような体制を構築すべく、米国より「核不拡散条約 (NPT)」の提案がなされ、1970年3月ようやく同条約が発効されたのは周知のとおりである。

NPTは、核兵器保有国（米国、ロシア、英国、フランス、中国）を除く加盟国に対し、核兵器その他の核爆発装置を製造しないことの担保に、そのすべての核物質について国際原子力機関（IAEA）による保障措置（safeguards）を要求している（注：インド、パキスタン、イスラエルはNPT非加盟国）。上記の核兵器保有国については、IAEA保障措置の適用が義務付けられていないが、それぞれの自主的な判断によりIAEAの保障措置を受け入れるための保障措置協定が締結されている¹⁾。同NPTは1995年に無期限延長が決定されており、その加盟国は187か国に至っている（2002年5月現在）。保障措置の手法としては、それぞれの国がIAEAと協定を締結し、自国の核物質と関連施設を申告しIAEAの立ち入り査察を受け入れる。

一方、湾岸戦争後のイラクにおける核兵器開発に結びつく未申告活動の発覚（1991年）や、北朝鮮における核兵器開発活動疑惑など（両国ともNPT締結国）、これまでの保障措置（当事国が申告する平和利用核物質を対象とする）では検知困難な事態が生じたことから、未申告原子力活動探知能力向上を主とした保障措置強化策が議論された。その結果、現行の保障措置（協定）で実施可能な強化策、およびIAEA権限追加によって実施

可能な方策に分け、特に後者は「追加議定書（保障措置協定に追加される議定書）」モデルとしてとりまとめられ、1997年5月のIAEA特別理事会にて採択された²⁾。現在各国との間で締結作業が行われている（2002年3月末現在、IAEA加盟国133か国のうち61か国署名、24か国発効）。前者（現行協定内での強化策）では、原子力情報提供の拡大、施設内環境サンプリング、無通告査察の拡大（施設内）、最新機器・技術の導入等が挙げられる。また後者では、従来の保障措置対象外の原子力活動について、IAEAに提供する情報の追加、原子力施設外での環境サンプリング、IAEA査察官のアクセス範囲拡大などが含まれる。

さて、以上のような背景のもと核不拡散を目的としたIAEAによる「保障措置」が実施されているわけであるが、その監視体制における主たる実施手段である「計量管理」のチェック作業において最も重要となる作業の一つが「核物質分析」である。核爆弾となりうる有意量としては、一般的に高濃縮ウランは25kgで、プルトニウムではわずか8kgであるため、ある程度の規模の核物質等取り扱い施設において、それらの有意量の転用の有無を検知するためには、非常に正確な分析が要求される。また上述の、新たな強化策としての重要手段である「環境サンプリング」では、採取されたごく微量の試料から可能な限り必要な情報を正確に引き出すことが要求される。本稿では、IAEAを中心とした保障措置に関連する分析の体系についてその概要を紹介するとともに、現存する問題点および将来の方向性についても若干触れてみたい。

2 保障措置分析

2.1 計量管理活動確認のための分析

上述のように、保障措置協定に基づくIAEAの立ち入り査察においては、核物質使用者により定められた「計量管理」が適切に行われているかを確認することが

The Role of Destructive Analysis for the Surveillance of Nuclear Non-Proliferation.

基本となる。計量管理とはある施設の一定区域に現在どのような核物質がどれだけ現存し、それ以前の一定期間にどれだけ核物質の受け入れ・払い出しがなされたかを厳格に管理する手法であり、いわば核物質の帳簿による管理である。保障措置は、この帳簿管理を繰り返し確認することにより、核物質の転用がないことをチェックしていく作業である。これは、施設からの計量管理報告をうけて当事国がIAEAに確認の報告をするステップと、さらに当事国からの報告内容が妥当であるかどうかをIAEAが確認するステップからなる。上記の計量管理を厳格に行うためには、核物質の「実在庫調査(いわゆる棚卸し)」のステップが欠かせない。施設側が行う同調査結果の申告が妥当であるかを当事国およびIAEAがそれぞれの査察により確認する。一方、施設の運転期間における核物質の受け入れと払い出しの確認作業は、施設ごとに定められた「物質収支区域」における主要測定点(入り口/出口に当たる境界点等)での核物質量の確認が同様の方法(施設側申告、国およびIAEAによる査察確認)で時時刻々チェックされる。この査察・チェック作業はバルク測定(容量、重量、密度等)に加え、その検証活動の精度を高めるために、非破壊測定(non-destructive analysis)およびサンプリング作業による破壊分析測定(destructive analysis)が行われる。前者(非破壊測定)は適時性(timeliness)の点から重要でありガンマ線スペクトル法や中性子測定法など様々な装置が導入されているが、適用範囲および精度・品質保証において限界がある。それを補完するために、サンプリングによる定量分析(ランダムベースでの破壊分析)が必要となる。すなわち「破壊分析」は、施設側が行う計量管理測定系におけるバイアス的な欠陥の有無を検出する上では不可欠な作業であると考えられる。施設において採取された試料は、所要の輸送手続を経てオーストリアのIAEA保障措置分析所(後述のネットワーク分析所を含む)および当事国の保障措置担当の分析機関に搬送され、分析作業が行われる。

2.2 環境サンプリングのための分析

上述の保障措置強化策の一環として環境サンプリングが有力な手段として採用されることになったが、これに伴い保障措置分析の分野では新たな分析技術が要求された。基本的な手法としては原子力施設内外で採取された環境レベルの微量サンプル(ふき取り採取、エアサンプリング、水、植物、土壌等)中の粒子等に含まれるウランおよびプルトニウムなどの量と同位体を分析するものである。上記の計量管理チェックを目的とした分析では、量(グラム~マイクログラムオーダー)および化学形態がほぼ予想できる分析試料について、きわめて高い精度で化学分析することが要求されるのに対し、本環境サンプリング分析では、量、化学形態ともに未知である

だけでなく、試料のマトリックスおよび不純物の存在も明確でない場合が多く、測定に先立つ前処理が極めて重要な作業となる。また採取された核物質量は、ナノグラム~フェムトグラムとごく微量であるため、いわゆる環境に存在する核物質(天然およびフォールアウト)の影響は必至である。このため、試料採取に先立つ採取用の材料(スワイプ等)の清浄度保証、採取後のクロスコンタミネーション、そして分析結果の評価においては細心の注意が必要とされる。

2.3 IAEA 保障措置分析所

2.3.1 核物質分析

IAEAは、1976年に上述の核物質計量結果確認のための査察を補完するための「破壊分析」の拠点として保障措置分析所{safeguards analytical laboratory (SAL)}をウィーン郊外のサイバースドルフに設置した。IAEA-SALは、三つのユニットおよび1グループ(化学分析ユニット、質量分析ユニット、クリーンラボラトリーユニット、品質保証・ITグループ)からなり、後述の環境サンプリング分析用クリーンラボラトリーを含め現在40名(15か国から)の職員で構成される核物質分析専門の分析所である。

さて、核物質の破壊分析業務の目的としては、1) 保障措置下にある核物質の転用がないことをチェックするためのランダムサンプリングによる破壊分析、2) 施設において行われる保障措置測定の品質保証(非破壊測定装置の較正・チェックのための標準試料の提供)、3) 査察に必要な物品{サンプリング機材やスパイク(トレーサー)}の提供、4) 施設側の計量測定システムの妥当性の定期的確認、などが挙げられる。ランダムサンプリングをベースとした破壊分析作業は、1) 施設側と独立した査察側の試料採取、2) 保障措置監視下における試料の輸送、3) 保障措置分析作業、4) 統計解析作業からなる。分析試料は、主に原子燃料製造施設{ウラン酸化物燃料、ウラン合金燃料、MOX(U/Pu混合酸化物)燃料、U-Th燃料等}、ウラン濃縮施設(六フッ化ウラン等)、使用済核燃料再処理施設から採取されたものである。分析成分はウラン(濃縮ウラン)、プルトニウムを中心とするが、それ以外にもトリウム、ネプツニウム、アメリシウム、キュリウムおよびその他の含有元素が必要に応じて分析される。IAEA-SALにおける最近7年間の分析依頼の傾向を図1に示す(後述の環境サンプリング分析を含む)。採用されている分析技術は時代とともに変化改良されてきたが、現在使用されている手法としては表1に示すようなものが挙げられる。測定に先立つ試料(特に使用済核燃料再処理施設から試料)の前処理法としては、TOPOカラム抽出法(核分裂生成物からU/Puの分離)あるいはイオン交換法(U等精製)³⁾⁴⁾、TRU樹脂カラム分離法(Cm/Am分離)、

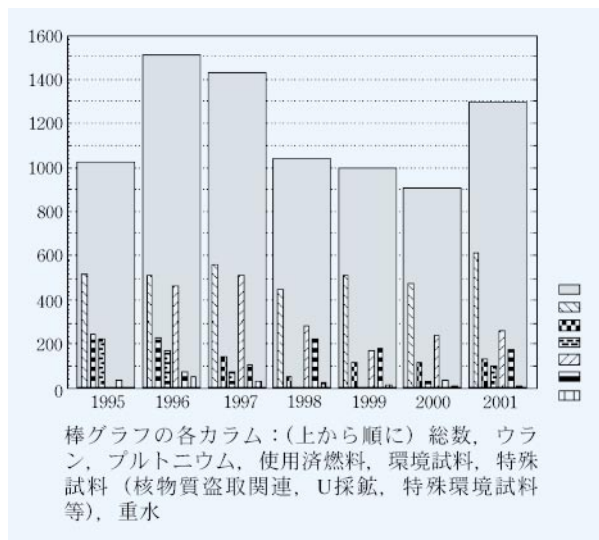


図1 IAEA-SALにおける核物質分析試料および環境分析試料の処理実績（件数）

表1 IAEA-SALで採用されている主な分析法（核物質分析分野）⁶⁾

分析法	分析項目	試料形態
元素分析		
NBL デービス グレイ滴定法	U	U, U-Pu, U-Th 混合物 ^a
マクドナルドサ ベジ滴定法	Pu	Pu を含む燃料等 ^a
定電位クーロメ トリー	Pu	Pu 燃料等純 Pu 試料
強熱重量分析法	U, Pu	U 酸化物, Pu 酸化物
K 吸収端 デン シトメトリー	U, Th, Pu	U, Pu, U-Pu, U-Th 混 合物 ^a
波長分散型蛍光 X 線分析法 (K 線)	多元素 (Be ~ アク チニド)	U, Pu (燃料・鉱石など) (多様な試料形態)
ICP 質量分析法	アクチノイドを含む 多元素 (不純物等)	U を含む多様な試料
同位体希釈質量 分析法 (IDMS)	U, Pu	使用済核燃料, HALW ^b , Pu 燃料, U-Pu 混合物
同位体分析		
熱イオン化質量 分析	U, Pu 同位体組成	Pu, U 燃料等, U, Pu (使用済燃料), HALW ^b
高分解能ガンマ 線スペクトル分 析 (Ge 検出器)	Pu, Am, Np 同位体	純 U, Pu 試料
高感度ガンマ線 スペクトル分析 (NaI 検出器)	²³⁵ U	濃縮 U 材料等
アルファ線スペ クトル分析	²³⁸ Pu, ²³⁹ + ²⁴⁰ Pu, ²³⁷ Np, ²⁴¹ , ²⁴³ Am, ²⁴⁴ Cm	Pu 燃料等, Pu (使用済 燃料), HALW ^b

^a 使用済核燃料を除く。^b 高放射性廃液。

TEVA 樹脂カラム分離法 (Np の分離)⁵⁾などが用いられている。

2.3.2 環境サンプリング分析

「環境サンプリングのための分析サービス」の実施を目的に「クリーンラボラトリー」が1995年にIAEA-SAL内に設置された。当ラボラトリーは、その扱う試料がごく微量であることから分析所内の空気は常時高い清浄度（クラス100以下）に維持されている。ここでは、査察用のサンプリングキット（U等による汚染のないことが保証されたサンプラー）を調整したり、査察において採取された環境試料の状況をまず大雑把に把握（スクリーニング）することを行う。環境サンプリング分析試料の詳細な分析においては、IAEAを中心とするネットワーク分析システム（後述）に属する一組織としてその活動を行っている。そのため環境分析作業もさることながら、分析に先立つネットワーク分析システムへ小分け分配作業も重要な業務となっている。なおスクリーニングには、低バックグラウンド（アンチコンプトン）ガンマ線スペクトル法や蛍光X線分析法などが用いられる。

環境サンプリング分析では、上述のように、ふき取り採取、エアサンプリング、水、植物、土壌等いくつかの種類の試料が存在するが、その中心となるのがスワイプと呼ばれるふき取り方式である。スワイプ（沓紙のようなもの）で採取された粒子等に含まれるごく微量のウランとプルトニウムを効率よく回収し分析するわけであるが、ニーズとしては、試料全体の平均的な情報を求める「バルク分析」とそれぞれの粒子ごとに含まれる情報を求める「パーティクル分析」に大別される。保障措置強化（未申告活動の検知）という目的からすれば、後者は特に重要であり、申告される核物質以外の物質を同じ施設（設備）で扱おうとした場合（例えば低濃縮ウラン取り扱い施設における未申告高濃縮ウランの取り扱い、あるいは放射性物質取り扱いホットセル内での未申告プルトニウム分離作業など）、単一粒子内に共存するわずかな未申告物質（数ピログラム）を検知することを目的とした「パーティクル分析」が威力を発揮する。

現在採用されている分析法を表2に示す。前処理法としては、プラズマ灰化法や超音波離脱法などによる回収、有機物除去そしてイオン交換法などによる精製回収（バルク分析）⁷⁾、超音波による脱離回収カーボン基盤上への析出法（パーティクル分析）⁸⁾などが挙げられる。

2.4 保障措置分析の国際ネットワーク協力体制¹¹⁾

核物質検認および環境サンプリングを目的に、現在約30か国において採取された試料が分析されているが、先に触れたように保障措置分析作業はIAEA-SALのみでなく、SALを中心として構成されたネットワーク分析ラボラトリー（NWAL）において実施されている。その目的としては、1) 保障措置分析における処理能力の補填・拡充、2) 並行分析（複数ラボ）による品質保証、

3) 標準物質の提供（標準試料製造ラボ）などが挙げられる。表3にその構成を示す。核物質分析分野におけるNWALへの依存度はあまり高くないものの（5%未満）、環境サンプリング分析におけるNWALの役割は非常に重要である。これは、いくつかの環境NWALの

分析技術レベルが歴史的にすでに高いものであったこと、それらの設備的な処理能力が大きいこと、試料の輸送が核物質分析に比べ容易であることが挙げられる。IAEAとしてはこれらのNWALの協力の下、保障措置分析作業全体を遂行しているが、この場合NWALがIAEAの保障措置に必要とされる技術基準をクリアしていることが不可欠となる。そのための措置として、NWAL活動参加に際しての技術認定（クワリフィケーション）およびIAEAから分配された品質管理試料のNWALによる分析（品質レベルの定常的な確認）、IAEAによる技術監査などが実施されている。また当然のことながら、実試料のNWALへの分析依頼に際しては（SALも含め）、すべて匿名（採取された国等の機微情報を伏せた状態）で行われているため、その中立性が保たれている。

表2 IAEA-SALで採用されている分析法（環境分析分野）⁹⁾¹⁰⁾

分析法	分析項目	試料形態
熱イオン化質量分析	U, Pu 濃度・同位体 (主にバルク分析)	スワイプ試料 コットンまたはセルロース素材
高分解能ガンマ線スペクトル分析 (Ge 検出器)	U, Pu, 核分裂生成物 (スクリーニング)	上記スワイプ試料, 土, 植物, 水, 堆積物等
蛍光 X 線分析法	U, Pu 濃度 (スクリーニング)	上記スワイプ試料
走査型電子顕微鏡/蛍光 X 線法	U, Pu その他の成分 (O, N, F など)	上記スワイプ試料から採取されるパーティクル
二次イオン質量分析	²³⁵ U/ ²³⁸ U	上記スワイプ試料から採取されるパーティクル
アルファ線ベータ線計測法	²³⁸ Pu, ²³⁹ + ²⁴⁰ Pu, ²⁴¹ Am, 核分裂生成物	上記スワイプ試料から採取されるパーティクル

2.5 保障措置分析の品質保証

保障措置分析の品質保証（QA）について、ここではその代表例としてIAEA-SALにおいて行われているQAを紹介することとしたい。IAEA-SALでは、ISO 9002に基づいた品質システムを導入しているが、その

表3 IAEA-ネットワーク分析所（NWAL）

分析所	国	核物質分析対応	重水分分析対応	標準試料提供	環境パーティクル分析対応	環境バルク分析対応
AEA Technology Harwell	イギリス			x		x
Atomic Energy Commission Laboratory (AECL)	カナダ		x			
Air Force Technical Applications Center (AFTAC)	アメリカ				x	
Atomic Weapons Establishment (AWE)	イギリス				x	
CEA Laboratories (Marcoule & Saclay)	フランス			x		
CEA Laboratories (Bruyeres la Chatel & Valduc)	フランス				x	*x
**DOE Network of Analytical laboratories	アメリカ					x
Institute for Reference Materials and Measurements (IRMM)	EU (ベルギー)			x		
KFKI Atomic Energy Institute	ハンガリー		x			
V.G. Khlopin Radium Institute (KRI)	ロシア	x		x		x
Laboratory for Microparticle Analysis	ロシア				x	
DOE New Brunswick Laboratory (NBL)	アメリカ			x		
Netherlands Energy Research Foundation (NRG) Petten	オランダ	x				*x
Nuclear Research Institute (NRI)	チェコ	x	x			
Defense Evaluation & Research Agency (DERA), Malvern	イギリス					x
Transuranium Institute (ITU)	EU (ドイツ)				x	x
Finnish Centre for Radiation, Nuclear Safety (STUK)	フィンランド				*x	x
Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI)	日本				*x	*x
Australian Nuclear Science and Technology Organisation	オーストラリア					x
IAEA-SAL	UN(オーストリア)	x			x	x

* 資格審査中

** DOE NWAL とは次の5分析所を示す； Laurence Livermore National Laboratory, Los Alamos National Laboratory, Oak Ridge National Laboratory, Pacific North West National Laboratory, Savannah River Technology Center

品質マニュアル¹²⁾に記載されているように、高品質な分析サービスをタイムリーに提供することを基本姿勢として取り組んでいる。詳細は省略するが、細かく計画された品質システムに^{のつと}った運営管理、そして品質システムに基づき系統的に作成された標準操作手順書等に従い、厳格な分析サービス作業が行われている。その中でも分析サービスにおける品質保証活動の根幹となるのが「IAEA-SAL 品質管理 (QC)」である。

2.5.1 IAEA-SAL 品質管理

国際核物質管理においては、一度信頼性を欠いた分析結果を出せば、即国際問題に発展するという特殊な環境下にある。このため、極めて厳格な品質管理 (QC) の手段が求められる。IAEA-SAL では、次に述べる国際ターゲット値に準拠した QC システムを構築することにより、高い信頼性の維持に努めている。

2.5.2 国際ターゲット値

核物質計量管理における品質管理体系を策定するに当たって、もっと重要な基準となるのが国際ターゲット値 (international target value (ITV))¹³⁾と呼ばれる値である。これは、これまでに得られた情報や基準、すなわち核物質転用を検知するのに必要となる保障措置上の基準 (クライテリア)、共同比較分析 (インターラボラトリー分析) 結果、実査察における施設側-査察側のペアデータ、関連分析所における QC 実績データ等を基に当分野の専門家がまとめた「核燃料分析のルーチン分析において実際に達成できうる目標値」である。本 ITV の設定は 1987 年に始まり、1993 年における改正を経て最近では 2000 年に新たな見直しがなされ、非常に実践的な基準目標値として、IAEA 等査察側はもとより施設運転部門においても広く利用されている。表 4 にその一部を示す。

2.5.3 分析 QC システム

IAEA-SAL における QC 手法としては基本的に以下のものからなる。

- 1) 国際標準物質 (certified reference materials; CRM) を用いた機器 (および各手順) の校正
 - 2) 実試料における繰り返し測定
 - 3) QC 試料 (CRM またはそれに順ずる標準試料) およびブランク試料による確認分析 (分析全工程をチェック)
 - 4) 異なった分析法による重複分析
 - 5) 外部 QC (共同比較分析プログラム) への定期的な参加による性能チェック
 - 6) 実際の査察試料 (査察作業外) をベースとした施設側との共同比較分析
- また、IAEA-SAL における QC システム構築における

表 4 国際ターゲット値 (2000 年版, 元素濃度)¹³⁾

分析法	試料	不正確さ (% 相対標準誤差)				備考
		U 濃度		Pu 濃度		
		u(r)	u(s)	u(r)	u(s)	
重量法	U 酸化物, UF ₆	0.05	0.05			1)
	Pu 酸化物			0.05	0.05	
滴定法	U 酸化物, UN, UF ₆	0.1	0.1			1)
	U 合金	0.2	0.2			
	Pu 酸化物, Pu Nit.			0.15	0.15	1)2)
	MOX, U/Pu Nit.	0.1	0.1	0.2	0.2	1)2)
IDMS	U & Pu 化合物	0.15	0.1	0.15	0.1	3)
K 吸収端法	U 水溶液	0.2	0.15			
	Pu 水溶液			0.2	0.15	4)
	FBR MOX			0.3	0.2	
HKED	使用済燃料溶解液	0.2	0.15	0.6	0.3	5)
	LWR MOX					

- 1) 粉末試料は化学的に不安定なため重量補正を要する。
 - 2) 定電位クーロメトリにおいても等価の値が期待される。
 - 3) IDMS: 同位体希釈質量分析法
 - 4) 1 < U/Pu 比 < 100
 - 5) HKED: K 吸収端法 (U) および蛍光 X 線法 (Pu/U 比) の合合法 (Hybrid K-edge Densitometry)
- u(r): ランダム誤差, u(s): 系統誤差, UN: 硝酸ウラニル, Pu Nit: 硝酸プルトニウム

基本的な考え方は、次のようなものである。

- 1) 管理すべき因子の設定そのための QC 手順の設定
- 2) 各因子について、当分析所における実際の値を設定
- 3) 設定された各因子毎の値が上記 ITV を満たしているかを実績に基づき確認
- 4) 分析実績に基づく定期的な評価 (因子ごとに)、さらに上記 2) へ改めて反映

因子としては、ランダム誤差および系統誤差に基づくものに分けられる。ランダム誤差の因子は繰り返し精度であり、これは実試料や QC 試料における繰り返し測定や、日々の校正値の比較から得られる。また系統誤差の因子としては系統的に生ずるバイアスであり、校正に基づく要因 (CRM 保証値自体がもつ誤差、校正作業に伴う誤差)、QC 試料繰り返し分析から見いだされるバイアス要因、共同比較分析プログラムや異なった分析手法等から見いだされるバイアス要因などから得ることができる。以下に IAEA-SAL で採用されている代表的な分析手法の一つである同位体希釈質量分析法 (IDMS) によるウラン・プルトニウム分析の QC 実例を示す。図 2 は IDMS の近年 (約 10 年間) における繰り返し測定 (実試料) の実績である。達成されうる繰り返し精度は年とともに向上し、2001 年には 0.068% (1σ) に至っ

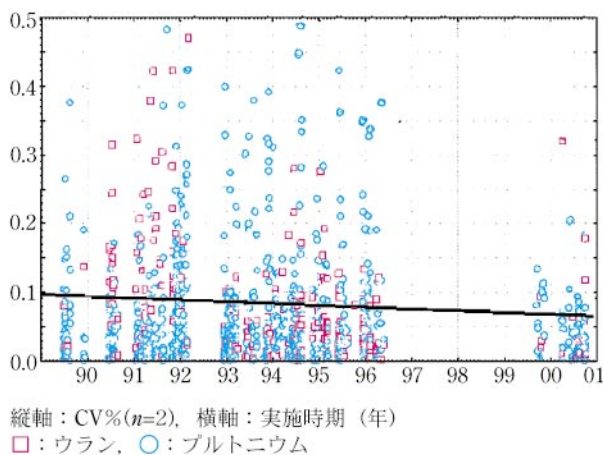


図2 IDMS 測定結果 (繰返精度)

ていることがわかる。棄却確率を 0.3% になるように管理限界を設定すれば、その場合の管理限界誤差は 2.97σ となる。よって繰り返し分析 ($n=2$) における実際の管理限界としては、 $0.29\% (2.97\sigma \times \sqrt{2})$ というのが IAEA-SAL で現時点で採用されている IDMS での管理限界値である。さて、上記表 4 から ITV に示されるランダム誤差は 0.15% (1σ) であり、SAL の 0.068% はこの基準を十分に達成していることがわかる。このような評価を各因子ごとに行うとともに、図 2 の例に示すようなデータベースに基づく定期的な再評価を繰り返すことにより、新たな管理限界の設定が順次行われている。

上記の例は実際の査察分析結果に基づいて行われる QC 管理方法であるが、それ以外に重要な手法として QC 試料 (CRM またはそれに順ずる標準試料) およびブランク試料による日々の確認分析が挙げられる。表 5 に、2000 年において行われた同 QC 測定の実績 (一部) およびそれから求めた誤差を示す。本表からも IAEA における分析誤差は、上記表 4 に示すような ITV 基準を十分満たしていることがわかる。

2.6 オンサイトラボラトリー

上述のように、核燃料物質計量管理検認のための保障措置分析は、これまで IAEA-SAL (および一部 NWAL) により行われてきたが、現在日本において建設中の大型使用済燃料再処理施設については、その処理能力の大きさや査察試料輸送上の問題、そして分析の適時性を満たすという観点から、施設内に分析所 (オンサイトラボラトリー) を設けてここで分析を行うという考え方が採用された。同分析所は、独立検認制を維持しつつ、当事国が実施する計量管理検認のための分析作業と共同で運転することが決定されており、現在 2005 年の運転に向けその建設が進められている。同分析所は高放射性試料を扱うホットセルライン、プルトニウム試料等

表 5 IAEA-SAL における QC 測定実績例 (実施時期: 2000 年)

標準試料	対象分析法	分析数	誤差実績 (1 CV%)		バイアス %rel.	用途
			ran	sys		
NBL 112A	IDMS	7	0.09	0.01	-0.06	U 濃度
NBL 112A	TIMS	8	0.10	0.10		235 : 238
NBL 112A	TITR	577	0.03	0.02		U 校正用
EC 110	TITR	373	0.03	0.02	-0.01	U 濃度
NBL 116	TIMS	4	0.02	0.04		235 : 238
NBL 117	TIMS	32	0.10			233 : 238
NBL 122	TITR	16	0.05	0.05	+0.01	Pu 濃度
NBL 126	TITR	44	0.05	0.05		Pu 校正用
NBS 947	TIMS	73	0.04	0.07	-0.04	240 : 239
NBS U-010	TIMS	97	0.10	0.10	+0.10	235 : 238
NBS U-020A	TIMS	13	0.04	0.04	+0.05	235 : 238
NBS U-030A	TIMS	73	0.04	0.04	+0.01	235 : 238
NBS U-050	TIMS	8	0.04			235 : 238
NBS U-100	TIMS	12	0.04		-0.02	235 : 238
NBS U-200	TIMS	25	0.02	0.04	+0.01	235 : 238
NBS U-350	TIMS	9	0.02	0.04		235 : 238
NBS U-500	TIMS	44	0.02	0.04	+0.01	235 : 238
NBS U-930	TIMS	17	0.02	0.04	+0.02	235 : 238
UK Pu-3	TIMS	10	0.02	0.03	-0.10	240 : 239
UK Pu-4	TIMS	24	0.02	0.06	-0.13	240 : 239
UK Pu-5	TIMS	26	0.02	0.06	-0.15	240 : 239
UK Pu-6	TIMS	9	0.03	0.04	-0.09	240 : 239
SAL LSD QC	IDMS U	12	0.06	0.08	+0.02	U 濃度
SAL LSD QC	IDMS Pu	13	0.04	0.06	+0.06	Pu 濃度

IDMS : 同位体希釈質量分析法, TITR : 滴定法, TIMS : 熱イオン化質量分析法。表に示された誤差は短期 (ランダム, ran) および中長期 (系統, sys) からなる。

を扱う中放射性グローブボックスライン、試料の最終前処理や質量分析を行う低放射性グローブボックスライン等からなる面積 600 m² の施設で、年間約 450 試料が分析処理できるよう設計されている¹⁴⁾。本計画により、より効果的かつ効率的な IAEA 保障措置が実現されるものとして期待される。

3 保障措置分析における問題点および今後の展開

以上、IAEA が担当する国際核物質管理にかかわる保障措置分析の現況について紹介した。IAEA は、NPT 等の合意下で加盟国が核物質の平和利用を遂行する場合において、査察システムを通しその活動を検認するというユニークな任務を負っており、これまでの 40 年以上

にわたる IAEA の歴史において着実にその成果を挙げてきた。先に述べたイラクの未申告活動と北朝鮮における疑惑に始まる保障措置強化のニーズにより、IAEA の役割は増える方向にある。統合保障措置¹⁵⁾の考え方の導入により現況のリソース(人材・財源)範囲内で対応すべく取り組んでいるが、核テロリスト対策など更なる分野へその役割が拡大される傾向にある。分析部門においても例外ではなく、環境サンプリングへの更なる対応(例えば広域環境サンプリング¹⁶⁾)をはじめ、核物質盗取・密輸の起源同定などに関連した新たな分析業務も加わってきており、限られたリソース内でいかにこれらの分析ニーズに応えていくかが最大の課題となっている。一方、核分野に共通する廃棄物処理の問題においても同様である。IAEA-SAL における査察分析試料(残・済)の処理は、将来も本業務を遂行していく上で物理的・経済的に大きな課題となっている。IAEA-SAL においては、上述のオンサイトラボラトリー構想等の導入や廃棄物発生量低減化に向けた取り組み(廃棄物でない分析技術への転換等)、さらには核燃料分析から環境サンプリング分析への重点業務移行などにより、近年のニーズ変化に対応していくべく模索中である。また、拡大する環境分析ニーズに対しては NWAL への期待は大きく、特に我が国のような非核兵器国による環境サンプリング分析の NWAL 活動への参加(例えば日本原子力研究所 CLEAR 施設¹⁷⁾)は極めて重要であり、その貢献が大きく期待されているところである。本稿ではあまり触れなかったが、同保障措置分析分野における技術的な課題としては、環境サンプリング分析(NWAL を含む)における QC システムの確立、迅速化、感度・信頼性の向上、分析手法の標準化などが挙げられる。将来にわたって平和利用のための核物質監視が的確に行われていくためにも、保障措置分析が IAEA の査察活動の基盤技術として、今後より有効に機能していくことが重要と考える。

文 献

- 1) 坪井 裕, 神田啓治: 日本原子力学会誌, 43, 67 (2001).
- 2) INFCIRC/540: IAEA, 1997.
- 3) P. Zahradnik, N. Doubek, H. Swietly, G. Bagliano: IAEA/

AL/069, IAEA (1992).

- 4) S. F. Marsh, J. E. Alarid, C. F. Hommond, M. J. McLeod, R. F. Roensch, J. E. Rein: LA 7084 (1978).
- 5) Y. Kuno, Y. Ichige, P. Doherty, W. Raab: #348, Proc. INMM 42nd Annual Meeting, Indian Wells, USA, July 2001.
- 6) Y. Kuno, D. Donohue, P. Doherty, R. Lafolie, M. Kohl: IAEA-SM-367/05/06, IAEA Safeguards Symposium, IAEA, Vienna, October 2001.
- 7) S. Vogt, P. Zahradnik, D. Klose, H. Swietly: IAEA-SM-367/10/06, IAEA Safeguards Symposium, IAEA, Vienna, October 2001.
- 8) F. Ruedenauer, Y. Kuno, D. Donohue, P. M. Hedberg, S. Vogt, M. Kohl, F. Pichlmayer: #159, Proc. INMM 42nd Annual Meeting, Indian Wells, USA, July 2001.
- 9) D. Donohue: *J. Alloys and Compounds*, **271**, 11 (1998).
- 10) D. Donohue, S. Vogt, A. Ciurapinski, J. Parus, F. Ruedenauer: Particle Analysis and Safeguards, Proc. INMM 41st Annual Meeting, New Orleans, USA, July 2000.
- 11) P. Doherty, A. Zoigner, K. Sirisena, E. Kuhn: IAEA-SM-367/5/03/P, IAEA Safeguards Symposium, IAEA, Vienna, October 2001.
- 12) H. Aigner, P. Doherty, D. Donohue, Y. Kuno: IAEA-SM-367/5/02/P, IAEA Safeguards Symposium, IAEA, Vienna, October 2001.
- 13) H. Aigner et al: IAEA STR-327 (2001).
- 14) G. Duhamel, E. Kuhn, Y. Kuno, H. Higuchi, H. Ai, I. Tominaga, Y. Tsutaki, S. Okazaki, I. Hatakenaka: #359, Proc. INMM 42nd Annual Meeting, Indian Wells, USA, July 2001.
- 15) I. Cooley: IAEA-SM-367/3/01, IAEA Safeguards Symposium, IAEA, Vienna, October 2001.
- 16) IAEA STR-321, 1999.
- 17) T. Adachi, S. Usuda, K. Watanabe, S. Sakurai: IAEA-SM-367/10/02, IAEA Safeguards Symposium, IAEA, Vienna, October 2001.

久野祐輔 (Yusuke Kuno)

国際原子力機関 (International Atomic Energy Agency: IAEA) 保障措置分析所 (Seibersdorf, A-2444, Austria) 横浜国立大学大学院工学専攻科修了。工学博士(東京大学)。現在のテーマ 保障措置分析の効率化。趣味 楽器演奏, 油絵。
E-mail: Y.Kuno@iaea.org

