

講座



内部被ばくの評価 (1)

体外計測法による評価

高田千恵

日本原子力研究開発機構 バックエンド研究開発部門 核燃料サイクル工学研究所 放射線管理部
319-1194 茨城県那珂郡東海村村松 4-33

内部被ばくの測定に使用される体外計測法について概説する。体外計測器は検出部, 計測部, データ処理部から構成されるが, 装置の使用目的によって様々な組み合わせが選択される。また, 人体組織を透過してくる微量の放射線を測定対象とすることから, バックグラウンド放射線の影響の低減や弁別に十分注意し, 体内放射能を評価する必要がある。また, 適切な校正や点検の実施による測定品質の維持も重要である。

Key Words : internal dose assessment, *in-vivo* counting, whole body counter (WBC)

1. はじめに—体外計測法とは

内部被ばく, すなわち, 人体に取り込まれた放射性物質による被ばくの線量を評価するためには, その摂取量を知る必要がある。

体外計測法は, 体内の放射性核種から放出される放射線を直接検出することにより体内放射能(体内残留量, 体内負荷量等と呼ばれることもある。)を測定する方法であり, 排泄物等の放射能を分析する方法と対比して直接法と呼ばれることもある。

体外計測器は測定対象とする範囲によって, 全身カウンタ(ホールボディカウンタ, WBC), 甲状腺モニタ, 肺モニタなどに分類することができる。

2. 体外計測器の構成と機能

2.1 体外計測器の構成と機能

一般に, 体外計測器の構成は検出部, 計測部, データ処理部に区分される。

2.1.1 検出部

検出部には, バックグラウンド放射線の入射を少なくし, 対象を効率よく測定するためのコ

リメータの機能を兼ねる遮蔽体(シャドーシールドとも呼ばれる)を周囲に付した放射線検出器が使用されている。また, 検出器の反対側(被検者を挟んだ正面)に設置されたバックグラウンド放射線の入射を防ぐための遮蔽体や測定中の被検者が姿勢を保持するための椅子・ベッド等を含めて検出部と呼ぶこともある。

体外計測器は体内からの微量な放射線を測定するため, バックグラウンドはできる限り低く抑える必要がある。このバックグラウンドには, 装置外の放射性物質によるものだけでなく, 被検者の体内の自然放射性核種も含まれることにも注意が必要である。また, 測定対象者の体格や放射性物質の体内動態による効率の変動もできるだけ小さくすべきである。したがって検出器及び遮蔽体の設計は装置の測定精度上非常に重要なポイントとなる。

2.1.2 計測部

計測部は, 検出器で得られた信号を処理し, 体内放射能を評価する機能を有しており, 高・低圧電源, 主増幅器, 波高分析器等からなる。装置は使用目的や検出器の種類により, 核種別の放射能が評価できるもの(以下「核種弁別タ

イプ」という。)と特定の核種を想定して計測された計数値を得るものがある。

2・1・3 データ処理部

データ処理部はパーソナルコンピュータのアプリケーションソフトウェアであることが多く、計測部で得られた値を処理し、画面や帳票として表示したり、データベースに記録したりする機能を有している。さらに体内放射能から摂取量を評価する機能や、予め設定された条件と測定結果を照合し判定する機能等を有している場合もある。

2・2 体外計測器に使用される放射線検出器

体外計測器の検出器にはプラスチックシンチレータ、NaI(Tl)シンチレータ、Ge半導体等が選択される。体外計測器への適用からみたこれらの検出器の特徴を表1に示す。

原子力発電所の作業者に対する日常管理、すなわち人工核種の取り込みの有無の判定を専ら用途とする装置においては、安価で検出効率のよいプラスチックシンチレーション検出器が採用されることが多い。核燃料再処理施設のように多種多様の核種を取り扱う施設や、燃料破損等を伴う発電所事故の影響評価等を考慮する必要のある被ばく医療機関等においては、核種分析能力と検出効率をある程度両立できるNaI(Tl)検出器がよく使われる。東京電力福島第一原子力発電所の事故(以下、「福島事故」という。)後は、燃料破損等を含む大規模な事故時に備え、発電所でもNaI(Tl)検出器を使用した装置の導入が進んでいる。Ge半導体検出器を使用した装置は、エネルギー分解能、すなわち核種分析能力に優れており、摂取状況をより詳細に把握することができることから大学や研究所等に設置されることが多いが、常時使用できる状態を維持するためには検出器冷却のための液体窒素の供給にかかるコストを確保しなければならない。

NaI(Tl)やGe半導体を検出器に使用した核種弁別タイプの装置は装置外部、装置の構造材

表1 体外計測器に使用される検出器の特徴

| | プラスチック | NaI(Tl) | Ge半導体 |
|--------------|--------|---------|-------|
| エネルギー分解能 | × | ○ | ◎ |
| 単位体積あたりの検出効率 | △ | ◎ | ○ |
| 大体積化 | ◎ | ○ | × |
| 単位体積あたりの価格 | ◎ | ○ | × |
| ランニングコスト | ○ | ○ | × |

及び被検者の体内の自然放射線によるバックグラウンドを弁別し、評価対象とする人工放射性核種の定量を行うことができる。これらの装置は自動的に核種分析を行う機能を有したものがほとんどであるが、特に事故時等において被検者の体内放射能を適切に把握するためには装置の校正・測定状態から解析に至る過程を一貫して評価できる技術者が必要である。

3. 体外計測器の性能・特徴

3・1 全身カウンタ

全身カウンタはその構造や性能により簡易型と精密型に大別されるが、分類に明確な規定があるわけではない。以下に、両区分でのおおまかな特徴を述べる。

3・1・1 簡易型全身カウンタ

簡易型全身カウンタは、原子力施設等における日常モニタリングや緊急時の内部被ばくスクリーニングに用いられる。

簡易型全身カウンタの例を写真1に示す。多くの場合、検出部はシャドーシールド付で、検出器にはプラスチックシンチレータ又はNaI(Tl)シンチレータが使用される。ジオメトリには立立式、椅子(着座)式あるいは寝台(仰臥)式等があり、それぞれ、身体の前で測定するものと、後ろ(背中側)で測定するものがある。測定視野は検出器の遮蔽体と被検者の位置関係によって異なるが、少なくとも胸腹部(胴体)をカバーする構造になっている。

NaI(Tl)検出器は γ 線放出核種の定性と定量



写真1 簡易型全身カウンタの例。
(左：椅子型，右：立位型)

分析が可能であるが、Ge半導体に比べると分解能が劣り、同時に分析できる核種の数には限られる。

測定時間は1人(回)あたり1～5分が標準的で、検出限界は ^{137}Cs に対し数百Bq程度であるが、被検者測定の都度得られる結果については放射能を表すBq単位ではなく測定時間における積算カウントで管理される装置もある。

3.1.2 精密型全身カウンタ

精密型全身カウンタは体内放射能をできるだけ正確に精度よく測定することを目的としている。

精密型全身カウンタの例を写真2に示す。このタイプでは極低バックグラウンド環境の実現のため装置の検出部全体が大型の鉛あるいは鉄製の遮蔽室の中に収納されており、被検者もこの遮蔽室の中に入った状態で測定する。遮蔽材料を複数組み合わせることで二次放射線の影響を防ぐ、空気中のラドンを除去する等、更なるバックグラウンド低減の工夫が施された装置もある。検出器はGe半導体であることが多い。

ジオメトリは寝台(仰臥)式の場合が多く、簡易型と同様、身体の前で測定するものと、後ろ(背中側)で測定するものがある。測定視野は少なくとも大腿部から胸腹部をカバーする構造になっている。

測定時間は1人(回)あたり10～20分が標



写真2 精密型全身カウンタの例。
(左：鉄遮蔽室外からの撮影，右：鉄遮蔽室内での撮影)



写真3 甲状腺モニタの例。
(簡易型全身カウンタと一体化になったタイプ)

準的で、検出限界は ^{137}Cs に対し数十Bq程度となっている。

3.2 甲状腺モニタ

甲状腺モニタは、原子力発電所で燃料破損を伴うような大事故が発生した場合に重要となる放射性ヨウ素の甲状腺沈着量を測定することを目的とした装置である。

甲状腺モニタの例を写真3に示す。一般には、 ^{131}I から放出される364 keVの γ 線のみを対象とするため核種分析機能を持たないものが多いが、全身カウンタと異なり測定視野が限定的で大体積化が重要ではないことから、単位体積あたりの検出効率が高いNaI(Tl)シンチレーション

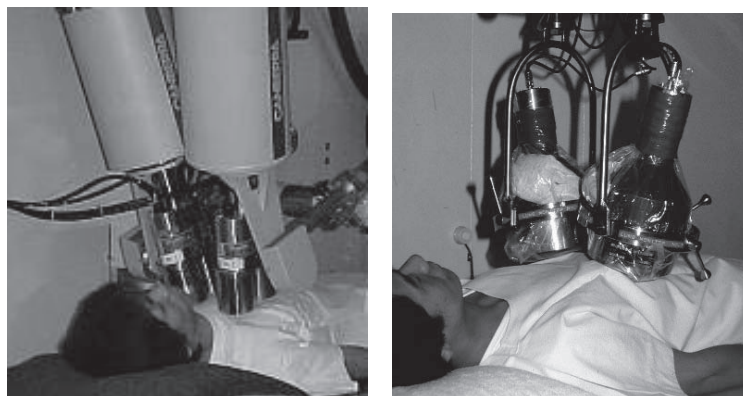


写真4 肺モニタの例。
(左：Ge半導体型，右：ホスウィッチ型)

ン検出器を用いた装置が一般的である。測定時間は1人(回)あたり2～5分が標準的で、検出限界は ^{131}I に対し数百Bq程度となっている。

福島事故の発生直後において発電所構内で作業に従事した方の ^{131}I による甲状腺被ばくの評価では、体表面や体内の放射性セシウムの計数値への影響を分離する目的で、Ge半導体を検出器とする装置を用いた実績がある¹⁾。

3.3 肺モニタ

肺モニタは、一般には再処理施設やMOX燃料施設等におけるプルトニウムの肺沈着量を測定対象とした装置を指す。肺モニタの例を写真4に示す。

肺モニタは測定対象が低エネルギーの光子であることから、精密型全身カウンタと同様な低バックグラウンド環境下で検出器にはホスウィッチ*やGe半導体を選択される。 ^{239}Pu から放出される特性X線の平均エネルギーは17 keVとかなり低いため、肺から体外に透過してくる線量は、体格、体形、筋肉と脂肪の割合などの個人差に依存して大きく変化する。このため測

*異なる2種類のシンチレータを光学的に結合し、光電子増倍管に接続した検出器。シンチレータの減衰時間の違いにより一方のシンチレータでのみ検出された放射線と、両方で検出された放射線を波形弁別により識別する。

定結果は個人ごとに補正されることが望まれる。

なお、 ^{241}Pu の β 崩壊により生成する ^{241}Am は ^{239}Pu と類似のエネルギーの α 線と特性X線を放出するほか、59.6 keVの γ 線も放出する。この γ 線は前述の特性X線に比べエネルギーが高いことから体外へ透過する割合が多く、体外計測も比較的容易となる。アメリカウムの体内動態はプルトニウムのそれに類似していることから一般に肺モニタでは ^{239}Pu と同時に ^{241}Am が測定される。

4. 体外計測器の使用に関わる注意点

4.1 校正

体内放射能を正しく求めるためには、装置が正しく校正されていないと正確な測定結果を得ることができない。核種弁別タイプの装置については最初にエネルギー校正を行い、次に検出効率の校正を行う。

4.1.1 エネルギー校正

エネルギー校正には装置の測定対象核種が放出する光子エネルギーと同程度のエネルギーの光子を放出する核種を含むチェックソースを用いる。通常2種以上のエネルギーの光子を使用し、この測定で得られたピークのエネルギーとチャンネルの関係が直線又は曲線で求められる。この関係式により被検者の測定時もピークチャンネルから γ 線エネルギーを求め、核種を同定することができる。

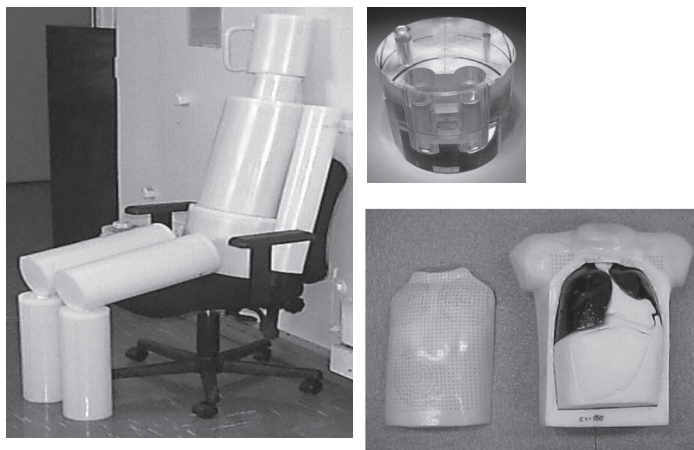


写真5 体外計測器校正用ファントムの例。
(左：全身用，右上：甲状腺用，右下：肺用)

4.1.2 検出効率校正

検出効率の校正には，人体を模擬したファントムを用いる。体外計測器の校正用ファントムは水や寒天等を1又は複数個の樹脂製ブロック等に封入したものが多い。ここで，測定対象部位のブロックには水や寒天に線源を均一に溶解させたものを封入したものを「線源ファントム」，線源を含まないものを「BGファントム」という。体外計測器校正用ファントムの例を写真5に示す。

全身を測定対象とする装置の場合は，その測定視野にかかわらず全身を模擬した線源ファントムで校正すべきである。また，測定対象部位が限定された装置の場合も，対象以外の組織による遮蔽や散乱等の影響を模擬するため，少なくとも装置の測定視野に入る部位を模擬したBGファントムを組み合わせた一式で線源ファントムとすることが望ましい。

検出効率 ε (s^{-1}/Bq) は以下で求められる。

$$\varepsilon = (N_s - N_b) / A \quad (1)$$

ここで，

N_s : 線源ファントムに対する計数率 (s^{-1})

N_b : BGファントムに対する計数率 (s^{-1})

A : 校正時の線源ファントム内の放射能 (Bq)

^{131}I の半減期が短いため，甲状腺モニタについては，模擬ヨウ素線源**を使う場合がある。

線源ファントムを用いた校正が完了したら，定期保守用のチェックソースを所定の位置に設置し，計数率を取得しておくことよい。この計数率は以後の定期保守で装置の放射能感度に異常がないことを確認するための目安とすることができる。

4.2 定期保守

設置・使用環境や経年変化による装置への影響を確認するため，日常的な簡易点検及び年1回程度の頻度での保守点検を実施することが必要である。

日常点検では，装置の動作状態や装置周辺・内部の清掃状態の確認，バックグラウンド測定，チェックソースによるエネルギー校正状態の確認と調整（所定のチャンネルにピークが表示されるよう，信号増幅器のゲインやゼロ点を調整する）等を行い，校正したときと同じ状態で被検者測定が行えることを確認する。日常点

** ^{133}Ba と ^{137}Cs の混合線源で ^{131}I の γ 線スペクトルを模擬するもの。ただし，この場合は予め設定した測定条件下で ^{131}I を使用して模擬線源の ^{131}I 相当値を校正しておく必要がある。

検は、原則として毎日の測定開始前に行うが、装置を長期間使用しない場合でも週1回程度を目安として実施するとよい。また、同日中であっても設置環境の温度が大きく変化した場合は装置の状態、特にエネルギー校正状態が変動する可能性があるため、同様の点検を実施する。また、設置環境の換気状態により、空気中のラドン、トロンの子孫核種の濃度が変動するおそれがある場合も同様である。

保守点検では、装置の動作確認、エネルギー校正、検出効率校正、ピーク分解能確認等を行うが、実際の頻度や項目は使用状況を考慮して決定することが望ましい。

4.3 汚染からの防護、バックグラウンドの低減

体外計測器は体内の放射性物質を測定する装置であるが、身体表面の汚染があった場合、そこからの γ 線も同時に計測してしまう。このため、被検者の測定前の状況等に応じて更衣・除染・汚染検査等を行い、測定誤差を少なくするとともに、装置の二次汚染を防止する必要がある。測定室や検出部が汚染すると、計測値の信頼性が下がるのみならず、以後の被検者に汚染が拡大する可能性があるため、事前に被検者が接触する部分や検出部を中心に、ビニールシート等で養生することも有効である。

特に汚染に留意すべき事象の対応中にある場合は、被検者の測定後にもバックグラウンドの測定を行い、通常のレベルと変わらないことを確認することが有効である。もし、装置が汚染しバックグラウンドが上昇しているようであれば、ビニールシート等を新しいものと交換し、再度バックグラウンドを測定して通常のレベルに戻ったことを確認するとともに、汚染を生じた被検者については再測定を行い正確な体内放射能を評価する必要がある。

また、福島事故のように、広範囲に環境が汚染されるような事故時の適用を考えた場合、屋外、屋根、外壁に沈着した放射性物質による影

響を避けるため、建物の中央付近や地下に設置しておくことも有効である。また、車載型の装置は建物の構造材による遮蔽が期待できない反面、バックグラウンドの低い場所に移動して測定できるという利点がある。

4.4 体内放射能の評価

被検者の測定により得られる計数値又は γ 線スペクトルデータから、体内放射能を評価する。

核種分析をしない装置の場合は、被検者測定時の計数からBG計数を差し引き、効率で除することにより体内放射能を評価する。

核種弁別タイプの場合は、被検者測定のスเปクトルデータからBGスペクトルデータを差し引き、正味の γ 線スペクトルデータを求める。この正味の γ 線スペクトルにピークが確認されれば、該当するピークの核種を同定する。データ処理部には予めいくつかの核種が登録されており、その核種の代表的な γ 線エネルギーに対応する γ 線ピーク領域（関心領域：ROI）と効率も併せて設定されている。正味の γ 線スペクトルデータから、この γ 線ピーク領域における正味の計数率を当該領域の効率で除することにより、該当核種の体内放射能が得られる。スペクトル解析では、BGスペクトルを差し引く前にピークの有無を確認し、ピークと思われる領域について正味の計数率を評価し有意な計数か否かを判定する方法もある。なお、測定により判明した γ 線エネルギーが予め登録された核種のエネルギーと一致しない場合、あるいは複数の核種が存在することにより解析が困難な場合等においては、より専門的な知識を持った者の評価が必要である。

図1は、NaI(Tl)シンチレータを検出器に使用した簡易型全身カウンタで ^{137}Cs 線源を測定した場合のスペクトル例である。この例では、測定できる γ 線エネルギー範囲の上限を約2 MeV (512チャンネル)に設定している。

実際の被検者の測定では、 ^{40}K 等体内の自然

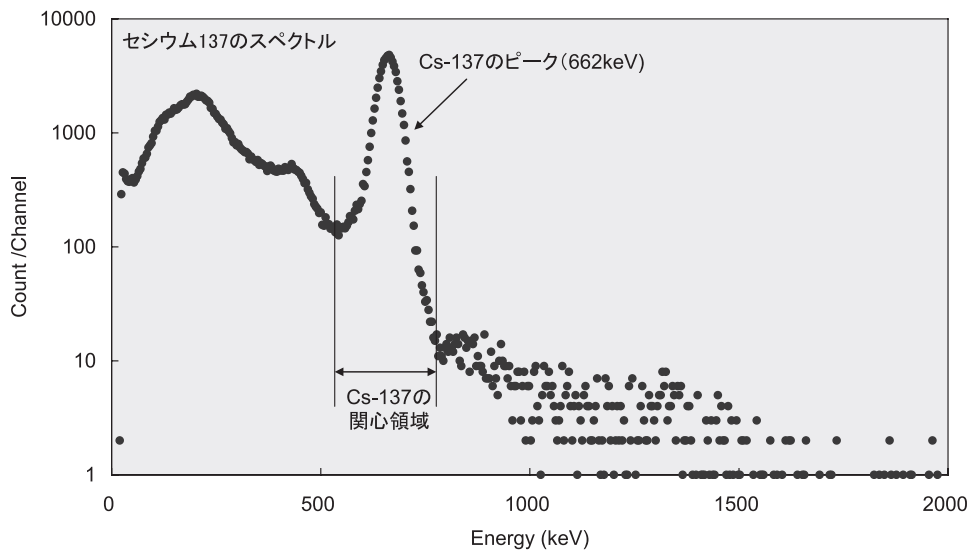


図1 ¹³⁷Cs チェッキングソース測定時の γ 線スペクトル。

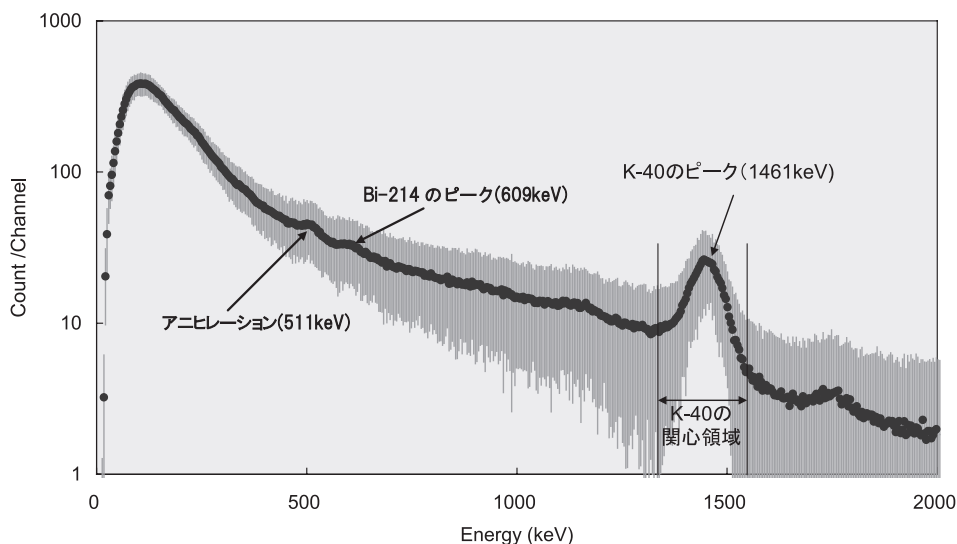


図2 非汚染者の平均的な γ 線スペクトルと変動範囲（福島事故の影響のない環境下での測定）。

放射性核種や人体による装置外部からのバックグラウンド放射線の遮蔽により、線源測定とは異なるスペクトルが得られる。このため予め汚染がないことが明確な人体のスペクトルを複数収集し平均的なスペクトルとその変動範囲を確認しておくことで、被検者の測定結果との間に統計的に有意な差が認められた場合に内部汚染があったと判定することができる。図2に、図1と同じ装置で得られた非汚染者の平均的なス

ペクトルとその変動範囲を示す。

また、NaI 検出器を使用した弁別タイプの装置の γ 線エネルギースペクトルの解析においては、関心領域のベースライン補正が非常に重要となる。実際に被検者を測定した結果の例を図3に示す。このように体内の放射性物質の存在によりベースラインは変化する。自動でベースライン補正を行わない装置において光電ピークが検出された場合には、ピークより低いエネ

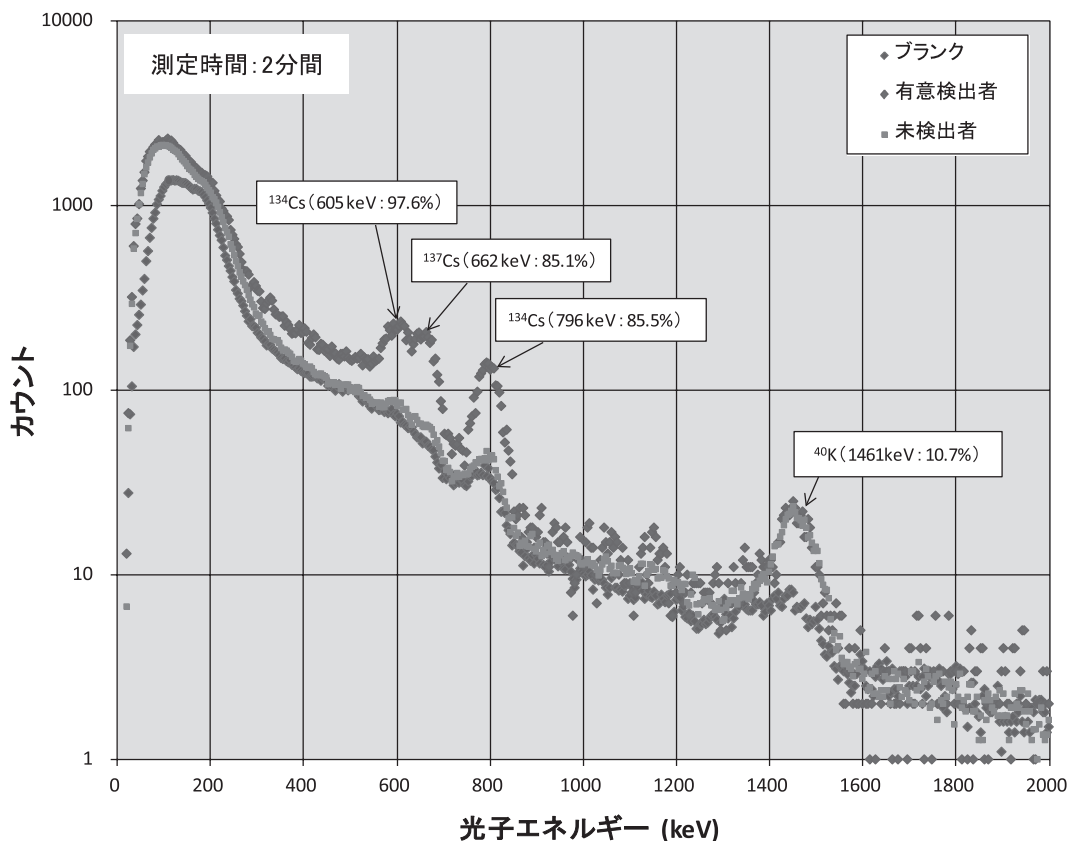


図3 福島事故後の被検者測定結果の例。
(比較のため同時期・同装置でのブランク=被検者のいない状態及び体内セシウム未検出者の測定結果を付す)

ルギー領域でのコンプトン散乱によるベースラインの変化にも留意し、適切な補正を行うことが必要である。

5. 摂取量の推定と線量評価

体外計測器で定量された被検者の体内放射能は、体内に摂取された放射性核種が物理的な半減期や呼吸、排泄等による体外への排出により減少した結果である。したがって、測定結果から摂取量を推定するためには、放射性核種の摂取時期、摂取経路及び物理化学的な性状に関する情報が必要となる。実際の放射性核種の体内中での挙動は個人の代謝や組織・臓器の質量又は体格等に依存するが、これらの情報を全て得ることは無理である。よって、実務上は線量評価モデル²⁾⁻⁵⁾などを用いて摂取量を求め、内部被ばく線量評価を行う。このモデルは、人間の

平均的な代謝や体格を代表する「標準人」⁶⁾を基に、内部被ばく線量評価の一義性、簡便性を図るために国際放射線防護委員会 (ICRP) によって開発されたものである。

ICRPではこれらのモデルにより計算した(預託)実効線量係数を定義して、摂取量に乗ずることで預託実効線量を求める方法を与えている。摂取量は、摂取から測定までの放射性物質自身の物理半減期や体外への排泄によって、体外計測器によって測定された体内放射能とは異なる値となる。測定値と摂取量との関係は、残留率を介して以下の関係にある。

$$I = \frac{M}{R(t)} \quad (2)$$

ここで、

I : 摂取量 (Bq)

M : 測定で得られた体内放射能 (Bq)

$R(t)$ ：摂取から測定までの経過時間を考慮した残留率

実効線量係数や残留率は、放射性物質の核種、物理化学的な性状又は侵入経路、さらには被検者（作業員か公衆）によっても異なる。実効線量係数については、ICRP 刊行のデータ集⁷⁾や内部被ばく線量評価コード⁸⁾などによっても得ることができる。

5. おわりに—福島事故後の対応経験から

体外計測器に関する標準としては国際標準として IEC 61582：2004 “Radiation protection instrumentation —In vivo counters— Classification, general requirements and test procedures for portable, transportable and installed equipment”があるが、これまで日本国内での標準 (JIS) は制定されていなかった。しかし事故を契機に需要が増大したことから、現在 JIS 制定に向けた原案審議が行われている。今後購入される場合は、これらの規格との適合性も十分考慮することが望まれる。

一方、JIS は工業製品としての規格であるため、放射能測定に関わる要求性能や試験方法等は標準化されるが、装置の校正及び維持管理方法、スペクトル解析方法、測定結果の取り扱い (内部被ばく線量評価を含む) 等は規格の範囲外である。実際の被検者の測定では、これらの項目が非常に重要となってくる。これらについては関係学会等が何らかの形で標準を示すことが望まれる。

文 献

1) Kurihara, O., Kanai, K., Nakagawa, T., Takada, C., Momose, T. and Furuta, S., Direct Measurements of Employees Involved in the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident for Internal Dose Estimates: JAEA's Experiences, NIRS M, **252**, 13-25 (2012)

2) ICRP, ICRP Publication 66, Ann. ICRP, 24(1-3), Elsevier Science Ltd., Oxford (1994)

3) ICRP, ICRP Publication 30 Part 1, Ann. ICRP, 2(3/4), Pergamon Press, Oxford (1979)

4) ICRP, ICRP Publication 30 Part 2, Ann. ICRP, 4(3/4), Pergamon Press, Oxford (1981)

5) ICRP, ICRP Publication 30 Part 4, Ann. ICRP, 19(3/4), Pergamon Press, Oxford (1988)

6) ICRP, Report of the Task Group on Reference Man, ICRP Publication 23, Pergamon Press, Oxford (1974)

7) ICRP, The ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public Ver.1, Elsevier Science (1998)

8) Ishigure, N., Matsumoto, M., Nakano, T. and Enomoto, H., Development of software for internal dose calculation from bioassay measurements, *Radiat. Prot. Dosim.*, **109**, 235-242 (2004)

Abstract

Internal Dose Assessment (1)

Dosimetry by *In-vivo* Counting Method

Chie TAKADA: Japan Atomic Energy Agency, 4-33 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki Pref. 319-1194, Japan

The in-vivo monitoring method used for assessment of internal exposure is outlined. An in-vivo counter consists of a detection assembly, a measurement assembly and a data-processing device and various combination would be chosen by the intended use of the equipment. Moreover, since an in-vivo counter have to detect a little radiation which transmit a human body organization, it needs to be cautious of reduction and discrimination of the influence of background radiation enough, when we evaluate radioactivity in the human body. Additionally, adequate calibration or inspection must be implemented for maintenance of measurement quality.

講 座



内部被ばくの評価 (2)

バイオアッセイ法

金ウンジュ, 栗原 治, 大町 康

放射線医学総合研究所 緊急被ばく医療研究センター
263-8555 千葉県千葉市稲毛区穴川 4-9-1

バイオアッセイ法は、被検者から採取された生体試料（主に排泄物）中に含まれる放射性核種を定量する方法であり、その結果は内部被ばく線量評価を行う上での基礎データとなる。バイオアッセイ法の利点は、体外計測法では測定が困難な α 線や β 線のみを放出する核種に適用できることであり、プルトニウムを初めとしたアクチノイド核種に対しても十分な検出感度を有している。しかしながら、試料の放射線計測を行う前に必要となる前処理、化学分離等の工程に時間を要するため、緊急被ばく医療の観点からは迅速化が求められる。本稿では、アクチノイド核種を対象としたバイオアッセイ法の概要を中心に解説する。

Key Words : internal dose assessment, bio-assay method, actinoides, pre-treatment, chemical separation, α -spectrometer

1. はじめに

内部被ばく線量評価法の一つであるバイオアッセイ法は、被検者から採取された生体試料（主に尿や便といった排泄物）中に含まれる放射性核種（以下、単に核種）を定量する方法である^{1),2)}。その結果は、内部被ばく線量を評価する上で重要な基礎データとなる³⁾。ただし、バイオアッセイ法が全ての核種にとって有効というわけではない。例えば、 γ 線を放出する放射性セシウムは、全身に均一に分布するために、ホールボディカウンタを用いた体外計測法の方がバイオアッセイ法よりも有利である。バイオアッセイ法の最大の利点は、体外計測法では原理的に計測が困難な α 線や β 線のみを放出する核種（以下、 α 、 β 核種）に適用できることである。特に、プルトニウム（Pu）を初めとするアクチノイド核種の多くは α 核種であり、線量限度以下の内部被ばく線量評価を行うには、バイオアッセイ法が唯一の手段となる⁴⁾。ただし、例外的に体外計測が有利な γ 核種であっても、

内部被ばく線量評価の精度を向上させるためにバイオアッセイが行われる場合がある。例えば、不溶性の放射性物質の吸入摂取が想定される場合には、体外計測と便試料のバイオアッセイを併用することにより、内部被ばく線量評価を行う上で重要なパラメーターとなる吸入エアロゾルの粒径情報も得られることがある^{5),6)}。本稿では、筆者が専門としているアクチノイド核種を対象としたバイオアッセイ法を中心に解説する。

2. バイオアッセイの手順

図1に、生体試料（尿、便）中のPu及びAmを対象とした典型的なバイオアッセイの手順を例示した。十分な放出率の γ 線を放出する核種であれば、ゲルマニウム半導体検出器等を用いて生体試料を直接、計測・定量することができる。しかし、 α 核種や β 核種の場合には、その放射線計測を可能にするためには、同図に示すような一連の処理を行う必要がある。

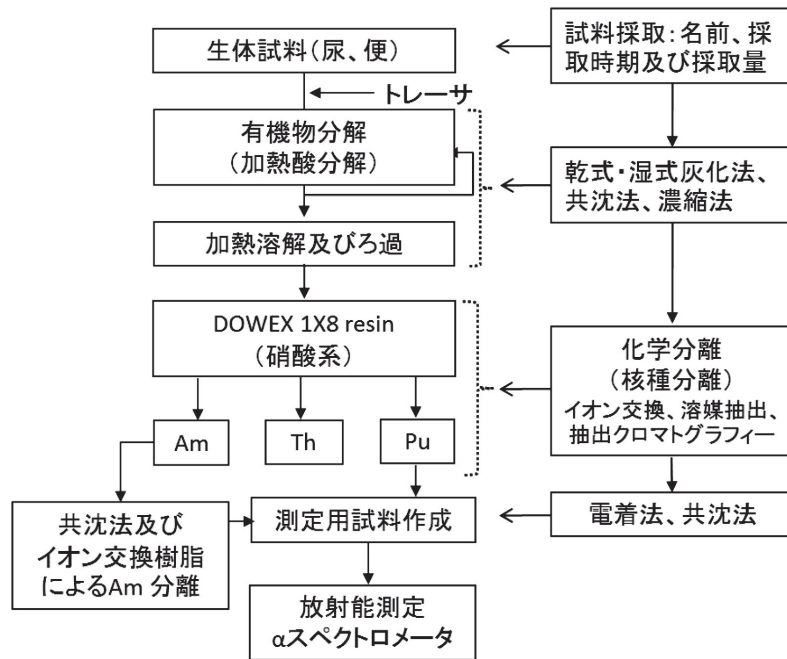


図1 生体試料(尿、便)中のPu及びAmを対象としたバイオアッセイの手順。

2・1 生体試料の回収

被検者から生体試料を回収する際に留意すべき点は、他の生体試料への二次汚染が生じないようにすることである。また、生体試料の腐敗を防ぐため、尿試料は冷温、便試料は冷凍にて保管する。

排泄物(尿、便)は、1日分全量を回収することが基本である。これは、後述するように、排泄量から摂取量への換算に用いる排泄率データが1日単位で与えられるためである。尿試料については、1日分全量を回収することが困難である場合には、標準人の1日平均尿量(男性で1.6L、女性で1.2L)での規格化⁷⁾、あるいは、クレアチニン補正による1日尿量への換算を行う。

Puによる体内汚染時には、その時点から5日分程度の生体試料(便及び尿)を全量回収する⁸⁾。この採取期間は、吸入摂取されたPuが胃腸管から便中に直接排泄されるまでの時間、及び日々の排泄量のばらつきを考慮したものである。また、初期数日間のPuの便中への排泄率が高いことから、内部被ばく線量の記録レベ

ル(1~2 mSv)に比べて十分に低い内部被ばく線量を便試料から評価できる。他方、尿試料は、尿中への排泄率が低いために検出量としては相当低くなるものの、Puの血中への移行を裏付ける証拠となる。

2・2 前処理

生体試料中には多くの有機物が含まれており、アクチノイド核種を対象としたバイオアッセイでは大きな妨害となる。例えば、人の尿のほとんど(98%)は水であるが、残りは尿素、尿酸等の有機物で構成される。これらの有機物を分解することや試料の減容が前処理の主な目的であり、灰化法(乾式・湿式)、共沈法、蒸発濃縮法等のいくつかの手法がある⁹⁾。

尿試料は湿式灰化から開始する。尿試料に強酸化剤を添加して常圧解放系で蒸発乾固を行うことにより、強酸化剤による酸化及びニトロ化によって試料中の有機物成分が分解される。この過程で、茶褐色の四酸化二窒素(N_2O_4)が発生し、試料の溶液色は黄色に変わる。有機物分解の程度は、蒸発乾固後に生成される残留物

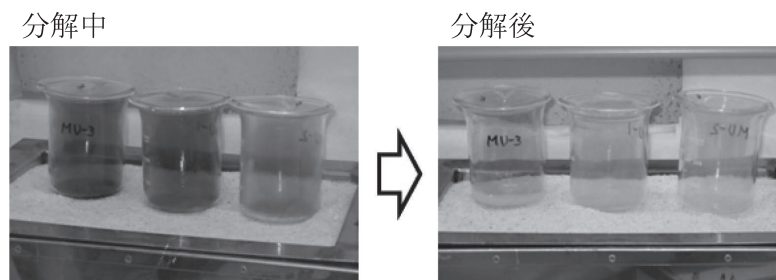


図2 硝酸による尿試料中の有機物分解の様子。

の色によって把握することができ、白色になれば有機物分解がほぼ終了したことを示す目安となる。このとき、試料の溶液色も無色に近くなる。図2に、硝酸 (HNO_3 , 68%) による尿試料中の有機物分解の様子を示す。硝酸以外の強酸化剤として、過酸化水素水やフッ化水素酸等を用いる場合がある。前処理に要する時間は、生体試料の種類や量によって異なるが、湿式灰化により 500 mL の尿試料を前処理するのに 2, 3 日程度の時間がかかる (ただし、1 日の作業時間を約 8 時間として)。

便試料では、乾式灰化も行う必要があるため、さらに 1 日ほど時間が必要になる。便試料は、乾式灰化法により灰化した後、湿式灰化法によって有機物を分解する。灰化は、便試料中に含まれるアクチノイド核種が有機物成分の発火によって散逸しないように、低温度にて試料を乾燥してから徐々に温度を上げて行う。この処理には電気炉がよく利用されていたが、近年ではマイクロ波灰化装置の利用も増えてきており、灰化処理の時間は短縮されている。

2.3 化学分離

前処理によって有機物成分を除去した溶液試料から、測定対象となる核種のみを抽出するには、共沈法、溶媒抽出法、イオン交換樹脂や抽出クロマトグラフィー用樹脂を用いた化学分離法等がある。

共沈法は、酸性となった溶液試料に、共沈剤として担体元素を加え、溶液試料中の微量の対象核種成分を捕集する法で、アルカリを加えて

pH を調整して対象核種と共沈させて分離する。アクチノイド成分の共沈剤としては、水酸化鉄リン酸塩やシュウ酸塩が利用される¹⁰⁾。

溶媒抽出法は、互いに混じり合わない溶媒を用いて、溶液試料中の対象核種を抽出させる方法である。アクチノイド核種を抽出するための溶媒としては、リン酸水素ビス (HDEHP, di-2 (ethylhexyl)-phosphoric acid) やリン酸トリブチル (TBP, tri-n-butyl phosphate) のような有機リン酸が利用される。しかしながら、溶媒抽出法は処理能力と有機溶媒の廃棄物が発生する問題があり、現在はほとんど行われていない。

イオン交換樹脂や抽出クロマトグラフィー用樹脂を用いた化学分離は、イオン交換樹脂 (イオン交換体) や抽出用樹脂を充填した分離用カラムに溶液試料を通して、カラム中に試料溶液に含まれている核種を捕獲させて、溶離液を用いて各樹脂から対象核種を抽出する。図1に示す尿中 Pu 及び Am の分離工程では、イオン交換樹脂による化学分離法であり、この場合は前処理後の溶液試料を、陰イオン交換樹脂 (DOWEX 1 X 8 : 100 ~ 200 mesh) を充填したカラムに通すことで、Am, Th 及び Pu の 3 成分をイオン交換樹脂に吸着する。その後、樹脂に吸着した 3 成分を、Am, Th, Pu の順番で、それぞれ 8M HNO_3 , 8M HCl, 0.04M HNO_3 -0.01 M HF 溶離液を用いて核種分離を行う。また、アクチノド核種の分離には、TEVA 樹脂, TRU 樹脂, UTEVA 樹脂 (Eichrom Technologies 社) の抽出クロマトグラフィー用樹脂も広く使われている¹¹⁾。図3は、アクチノイド成分の

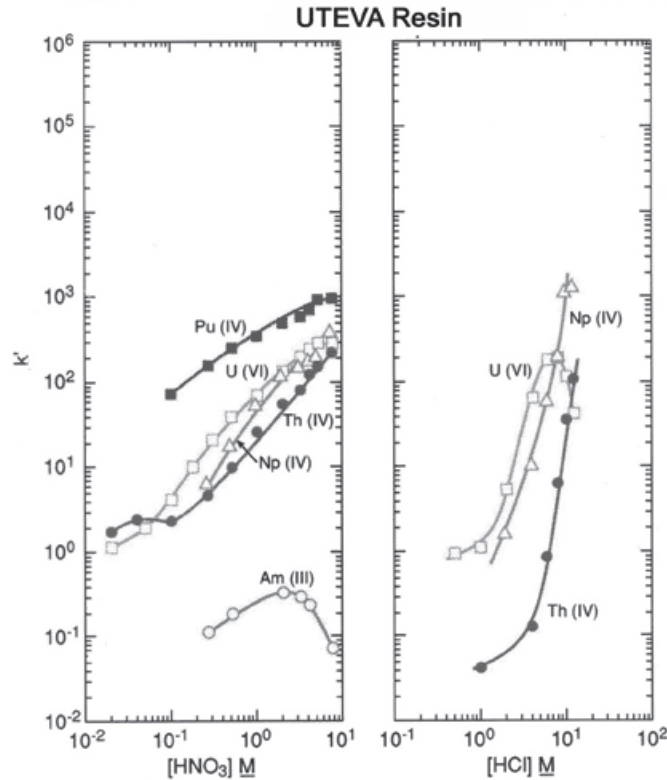


図3 UTEVA レジンのアクチノド元素に対する分配係数 k' ¹²⁾。

UTEVA 樹脂での分配係数 k' と硝酸及び塩酸濃度との関係を示したものである¹²⁾。分配係数 k' は樹脂での抽出率の度合いを示し、硝酸の濃度が高くなるとアクチノイドの抽出率は高くなり、アクチノイド成分によって分配係数が異なる。そのために、抽出用樹脂は、各樹脂でのアクチノイドへの分配係数を考慮して樹脂を使用するが、TEVA 樹脂は Am 分離用に、TRU 樹脂は Pu 及び Am 分離用に、UTEVA 樹脂は U 及び Th 分離用に使用される場合が多い。

2・4 放射能測定

生体試料の放射能測定を行うにあたり、対象核種が α 核種や β 核種の場合には、前述のとおり、前処理や化学分離などを行うことが必要である。これは、生体試料中での α 線や β 線の吸収を最小限に抑え、また、他の核種による干渉を低減させることで、放射能測定を可能にするためである。生体試料の放射能測定でも、市販の一般的な放射線検出器を用いる。例えば、

α 核種であれば Si 半導体検出器、 β 核種であればガスフローカウンタがよく利用される。液体シンチレーションカウンタは、 α 核種と β 核種の両方に用いられる。そのため、用いる放射線検出器に応じて、測定試料を作成する必要がある。Pu や Am の場合では、化学処理によって抽出された核種をステンレス板に電着させて試料を作成し、Si 半導体検出器によって真空条件下で放射能測定を行う。この方法により、試料中での α 線の自己吸収を最小限にできるほか、 α 線エネルギースペクトルから Pu や Am の同位体を弁別できる。図4には、筆者らがバイオアッセイで利用している主な放射線検出器及び誘導結合プラズマ質量分析計 (ICP-MS) の外観を示した。ICP-MS は近年の微量元素分析の主力となる装置であるが、バイオアッセイにも威力を発揮し、特に長半減期の U の分析には有効である¹³⁾。

生体試料の放射能測定において、もう一つ重要なことに回収率がある。バイオアッセイの一



図4 バイオアッセイに利用される放射線検出器等。

表1 標準溶液に含まれる核種の一例¹⁰⁾

| 対象核種 | 放出放射線 | 標準溶液 |
|---|-------|---------------------------------------|
| ^{90}Sr | β線 | 安定Sr, ^{85}Sr |
| ^{210}Po | α線 | ^{208}Po , ^{209}Po |
| ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U | α線 | ^{232}U , ^{236}U |
| ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu | α線 | ^{242}Pu , ^{246}Pu |
| ^{241}Pu | β線 | ^{242}Pu , ^{246}Pu |
| ^{241}Am | α線 | ^{243}Am |
| ^{242}Cm | α線 | ^{244}Cm , ^{243}Am |

表2 バイオアッセイ法による主な核種の検出下限レベル³⁾

| 対象核種 | 試料 | 検出下限レベル |
|---|----|----------|
| $^{89,90}\text{Sr}$ | 尿 | 1Bq/ℓ |
| ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U | 尿 | 10mBq/ℓ |
| ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U | 便 | 10mBq/試料 |
| ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu | 尿 | 1mBq/ℓ |
| ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu | 便 | 1mBq/試料 |
| ^{241}Am | 尿 | 1mBq/ℓ |
| ^{241}Am | 便 | 1mBq/試料 |

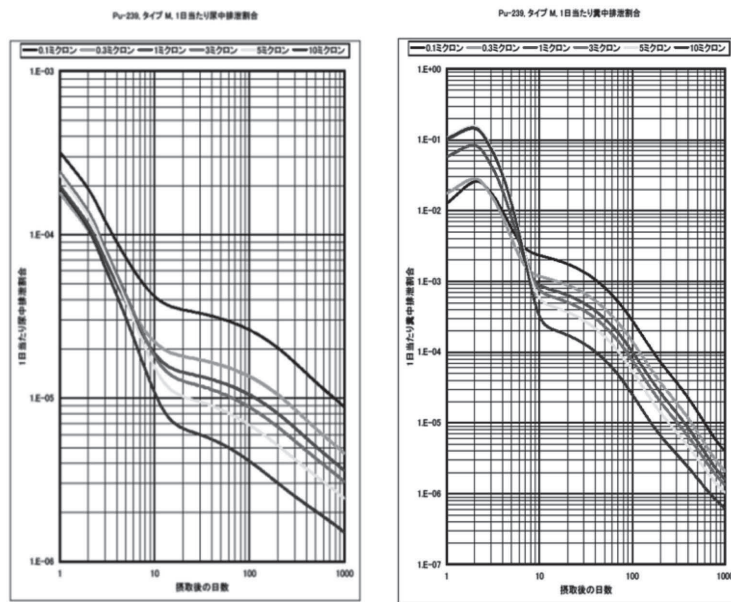


図5 作業による ^{239}Pu 吸入摂取(タイプM)における排泄率関数(左：尿, 右：便)¹²⁾。

連の工程により、生体試料中の対象核種の全量が放射能測定できるわけではない。回収率とは、生体試料中に存在した対象核種の放射能と、測定試料の放射能測定で得られる放射能との比であり、生体試料の放射能の定量には回収率の補正を必ず行う。回収率は、放射能濃度が既知の標準溶液を、前処理を行う前の生体試料に添加し、最後に測定試料の核種の放射能を定量することで得られる。標準溶液中核種には、対象核種と同元素のものが選ばれるため、両者の回収率は同じと考えられる。表1に、標準溶液に含まれる核種の一例を示した¹⁰⁾。表2には、既存のバイオアッセイ技術による主な核種の検出下限値を示した³⁾。

2.5 内部被ばく線量評価

排泄物中の放射能(排泄量)は、体内に取り込まれた放射能(摂取量)の一部である。排泄量から摂取量への換算には、核種の体内動態モデルから計算された排泄率関数を用いる。作業による ^{239}Pu 吸入摂取(タイプM)における尿中及び便中への排泄率関数は図5に示すとおりであり、摂取からの経過日数によって変化する。

また、排泄率関数は、摂取される放射性物質の化学形や粒子の大きさによっても変わる。国際放射線防護委員会(ICRP)刊行物には、主要核種に対する排泄率関数が与えられている³⁾。なお、放射線医学総合研究所が開発したMONDAL¹⁴⁾では、刊行物には掲載のない広範な残留率データを収録している。排泄率関数は1日単位で与えられるため、1日試料ごとに摂取量、内部被ばく線量を計算できるが、前述した初期の便試料などは、数日分の総量から摂取量を算定するのが妥当である。

3. おわりに

筆者らの所属する放射線医学総合研究所は、我が国における第三次被ばく医療機関に指定されており、患者の被ばく線量評価を迅速かつ正確に評価することが求められる。体内汚染で最も注視すべき核種はPuをはじめとしたアクチノイド核種であり、その内部被ばく線量評価の方法としてバイオアッセイは必要な検出感度を有する唯一の方法である。多数の生体試料が発生する場合に備えて、バイオアッセイ法の迅速化や最適化を図るとともに、バイオアッセイ技術

の維持と強化が目下の課題と考えている。

文 献

- 1) Bioassay procedures working group, Current status of bioassay procedures to detect and quantify previous exposures to radioactive materials, *Health physics*, **60**, 1, 45-100 (1991)
- 2) 原子力安全技術センター, 被ばく線量の測定・評価マニュアル(2000)
- 3) International Commission on Radiological Protection, Individual monitoring for internal exposure of workers, ICRP Publ.78, Ann. ICRP, 27, NO.3/4, Pergamon (1997)
- 4) Kurihara, O. and Kanai, K., Individual monitoring for internal contamination with plutonium compounds at JAEA-NCL, *Radiat. Prot. Dosim.*, **146**, 144-147 (2011)
- 5) General guidelines for the estimation of committed effective dose from incorporation monitoring data, Project IDEAS-EU Contract No. FIKR-CT 2001-00160, IDEAS General Guidelines (2006)
- 6) Kurihara, O., Kanai, K., Takada, C., Ito, K., Momose, T. and Miyabe, K., Retrospective dosimetry for an accidental intake case of radiouranium-106 at the Tokai Reprocessing Plant, Proceedings of the Forth JAEA-ES EPA Workshop on Radiation Risk Assessment, JAEA-Conf 2007-002, pp.116-131 (2007)
- 7) International Commission on Radiological Protection, Basic anatomical and physiological data for use in radiological protection: reference values, ICRP Publ.89, Ann. ICRP, 32, Pergamon (2002)
- 8) Kurihara, O., Momose, T., Tasaki, T., Hayashi, N. and Shinohara, K., Early faecal excretion on inhaled plutonium, *Radiat. Prot. Dosim.*, **102**, 137-144 (2002)
- 9) 中村 洋, 分析試料 前処理ハンドブック, 丸善(2003)
- 10) Lehto, J. and Hou, X., Chemistry and Analysis of Radionuclides, WILEY-VCH (2011)
- 11) Maxwell III, S. L. and Fauth, D. J., Rapid analysis of emergency urine and water samples, *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, **275**, 497-502 (2008)
- 12) Horwitz, E. P., Chiarizia, R., Dietz, M. L., Diamond, H. and Nelsom, D. M., Separation and preconcentration of actinides from acidic media by extraction chromatography, *Anal. Chim. Acta.*, **266**, 25-37 (1992)
- 13) Pappas, S. R., Ting, B. G., Jarrett, J. M., Paschal, D. C., Caudill, S. P. and Miller, D. T., Determination of uranium-235, uranium-238 and thorium-232 in urine by magnetic sector inductively coupled plasma mass spectrometry, *J. Anal. At. Spectrom.*, **17**, 131-134 (2002)
- 14) Ishigure, N., Matsumoto, M., Nakano, T. and Enomoto, H., Development of software for internal dose calculation from bioassay measurements, *Radiat. Prot. Dosim.*, **109**, 235-242 (2004)

Abstract

Internal Dose Assessment (2)

Bio-assay Method

Eunjoo KIM, Osamu KURIHARA and Yasushi OHMACHI: Research Center for Radiation Emergency Medicine, National Institute of Radiological Sciences, 4-9-1 Anagawa, Inage-ku, Chiba-shi, Chiba Pref. 263-8555, Japan

Bioassay is a method for determining the quantity of radionuclides in biological samples (mainly, excreta) that are collected from the subject and provides basic data for internal dose estimations. A main advantage of the bioassay is to be applicable to pure alpha/beta emitters that are difficult to be detected by means of direct measurements. The bioassay also has sufficient sensitivity even for actinides including plutonium. However, this method needs very time-consuming procedures before radioactivity measurements of the samples, such as pretreatments and radiochemical separations. These procedures are thus required to be speed-up from the viewpoint of radiation emergency medicine. This paper explains mainly the outline of bioassay methods for actinides.

講座



内部被ばくの評価 (3)

空气中放射能濃度測定法

青木功二

日立アロカメディカル

358-0032 埼玉県入間市大字狭山ケ原字桜木 272

法令では外部被ばくだけでなく内部被ばくについての測定も義務付けているが、内部被ばくの測定は非常に難しく、被ばく線量が非常に少ないことが予想される事業所で行うことは現実的ではない。一方で空气中放射能濃度が測定できれば、その場所にいた作業者の内部被ばくの主な原因である呼吸からの被ばく線量を算定することは可能である。本稿では空气中放射能濃度より内部被ばく線量の算定を行う方法、その信頼性、管理方法について解説する。

Key Words : internal dose assessment, radioactive concentration in the air,
management record of internal exposure

1. 序

放射線障害防止法（障防法）、医療法施行規則（医療法）及び電離放射線障害防止規則（電離則）においては、作業員について外部からの放射線による被ばくだけでなく、吸入等による内部被ばくについての測定も義務付けている。

外部被ばくについてはガラスバッジ等の個人線量計が普及しているのに対し、内部被ばくについての個人モニタリングは非常に困難で、線量が非常に少ないことが予想される多くの事業所では空气中放射能濃度より算定を行う方法が現実的である。ただし、この方法は精度が低くその分安全側に過大評価となることを十分承知の上で行う必要がある。

また、内部被ばくについて正確には「預託線量」であり一生涯（成人では50年間）に被ばくする線量の総和である。法令では内部被ばくに関しても「実効線量」とのみ記載されている。これは摂取期間に預託線量の全量を被ばくするものとして規制する法体系にあるため、本稿では法令に合わせ実効線量と称して記述する。

2. 算定のための計算式

体内に取込まれた放射性物質の量（Bq）より実効線量を計算する方法は、障防法、医療法、電離則*のそれぞれに以下に示す同じ内容の記載がある。

$$E_i = e \cdot I \quad (1)$$

E_i : 内部被ばくによる実効線量 (mSv)

e : 別表に掲げる実効線量係数 (mSv/Bq)

I : 放射性同位元素の摂取量 (Bq)

空气中放射性物質の濃度から内部被ばくを計算する場合の実効線量係数「 e 」は告示別表のうち「吸入摂取した場合の実効線量係数」を用いる。化学形が不明な場合は考えうる限り安全側（最大値）に選択する。

空气中放射性同位元素濃度から吸入摂取量を計算する式は、平成12年の法令改正以前では

*平成24年3月28日 文部科学省告示59号（障防法）
平成12年12月26日 厚生労働省告示398号（医療法）
平成13年3月27日 厚生労働省告示91号（電離則）

告示で示されていたが、改正後の法令には記載されていない。法令改正に際し、平成12年10月23日の科学技術庁原子力安全局放射線安全課長通知の別紙2に引用している指針では「…摂取量算定の方法については法令等で規定する必要はなく、適切な団体、機関等において作成されたガイドライン等により示されることが適当である。」と示されている。

告示の内容は「被ばく線量の測定・評価マニュアル2000（原子力安全技術センター）」¹⁾に下記の式で示されており現在においても有効であると考えられる。

$$I = C \cdot b \cdot t \cdot F / P \quad (2)$$

I：放射性同位元素の摂取量 (Bq)

C：空气中放射性物質の濃度 (Bq/cm³)

b：単位時間あたり、放射線作業従事者が呼吸する空気量 (1.2×10⁶cm³/h)

t：作業時間 (h)

F：放射線業務従事者の呼吸域の空气中放射性物質濃度と、作業室の定置式ダストモニタの指示した空气中放射性物質濃度との比で、実測されている時はその値を使用し、わからない場合は10の値を使用する。(安全係数)

P：防護マスクの防護係数

使用する防護マスクについて防護係数がわかっている場合はその値を使用する。

としている。

Fに関しては通常不明で係数10を用いるしかなく、Pに関しても特殊な防護マスクを着けることはあまりないと考えられるので係数1を用いると、(1)(2)式より

$$E_i = 1.2 \times 10^6 \cdot 10 \cdot e \cdot C \cdot t \quad (3)$$

となり空气中の放射能濃度から実効線量を算出する式が導かれる。

ここで、告示別表に載っている「吸入摂取した場合の実効線量係数」と空气中濃度限度を乗

ずると、どの核種・化学系等においてもほぼ同じ値になることに気づかれた方もいると思う。濃度限度の空気を年間約2000時間(週40時間)吸入し続けると内部被ばく線量はおおよそ50 mSvとなり業務従事者の被ばく線量限度となる。

同様に排気中濃度限度の空気を年間24時間×365日吸入し続けると公衆の被ばく限度の1 mSvとなる。

すなわち、空气中濃度限度や排気中濃度限度は線量限度に導くために定められている。このように線量限度のような基本限度から導かれた限度を誘導限度と呼ぶ。

放射線施設の許可申請時には排気設備の能力として作業室の空气中濃度を計算し、室内空气中濃度限度以下であることを示す必要がある。

この計算の中で濃度限度に対する比率が高い核種が内部被ばくに対する寄与が大きいと考えられるため、内部被ばく線量を算定する際に考慮する。

3. 空气中放射能濃度の測定

空气中放射能濃度の算出についての方法には

- ①室内用の放射能モニタによる連続測定
- ②サンプラー等による集じん試料の測定
- ③使用数量からの計算による算出

などが考えられる。

使用数量からの算出方法は、例えば

1月間の使用数量が50 MBq (= 50 × 10⁶Bq)

排気能力が1800 m³/h (= 1800 × 10⁶cm³/h)

1月間の作業時間を180 h

飛散率を0.01；使用するサンプルが液体と考えると許可申請時の空气中への飛散率は1% (気体では100%) としているため

とした場合の平均濃度算出結果を次式に示す。

$$\begin{aligned} & 50 \times 10^6 \times 0.01 \div (1800 \times 10^6 \times 180) \\ & = 1.54 \times 10^{-6} \text{Bq/cm}^3 \end{aligned}$$

表1 空气中放射能濃度の測定方法による長短比較

| 方法 | 長 所 | 短 所 |
|----|-----------------|---|
| ① | ・連続して測定ができる | ・一般的に②よりも感度が低い ・全ての核種の評価はできない |
| ② | ・感度が高い | ・全ての核種の評価は難しい ・バッチ処理の為、連続して使用している場合より過大評価となる。 ・集塵中騒音が発生する |
| ③ | ・全ての核種の評価が可能である | ・仮定する条件が多く信頼性が低い |

濃度の算出方法を比較すると、②による方法が最も感度が高いため、通常作業環境測定はこの方法で行われている。

ただし、使用施設では核種が多数ある場合が多く②による方法では評価できない核種も存在する。また測定がバッチ処理となるため、集じん時と使用時が必ずしも一致しないなどの短所も有している。

これらの長所/短所をまとめると表1のようになる。

評価する核種により①～③を組み合わせることも可能である。監視用に使用している放射能モニタの結果や使用記録などを組み合わせ、できるだけ現実の濃度に近づけて評価にできるようにする。

4. 個人被ばくの算定

放射能濃度の値と個人の入室時間より内部被ばく線量を算定することになるが、算定値は非常に低い値となる場合が多く、最初から個人別に算定する必要はない。

そこで施設としての最大被ばくモデルで算定し、その線量が後述する「記録レベル」以下であればそれで算定作業は終了し、「記録レベル」を超えるようであれば、さらに個人別に算定することになる。最大被ばくモデルは、施設で最も放射能濃度が高いと考えられる作業室で最大時間作業したと仮定する。

例えばモデルの1月間の作業時間が180時間、¹⁴Cの1月間の濃度が最も高い作業室で6.02×

10⁻⁵Bq/cm³、化学形は二酸化物と考えられる場合、前述の告示別表で示される実効線量係数は6.5×10⁻⁹mSv/Bqなので内部被ばく線量は(3)式を用いて

$$1.2 \times 10^6 \times 10 \times (6.5 \times 10^{-9}) \times (6.02 \times 10^{-5}) \times 180 = 8.45 \times 10^{-4} \text{mSv}$$

として求められる。

個人別に算定する場合は管理区域の入退室記録などより

$$\text{個人の線量} = \text{モデルの線量} \times \text{実際の作業時間} \div \text{モデルの作業時間}$$

として求める。

管理区域への入室時間で補正しても記録レベル以上の評価者が出る場合は、個人からの作業状況の聞き取りなどにより詳細な再評価を行う。例えば管理区域にいた時間のうち高レベル室内への立ち入り時間や、本人が使用した核種の種類と数量などを考慮する。

それでも超える個人についてはバイオアッセイ法などの個人モニタリングを検討する。また明らかな事故により大量の摂取があった場合などは個人モニタリングを速やかに実施する。

算定する期間は3月間に1回以上の回数が必要(女性については1月)であることや、最終的に外部被ばく線量と合算することを考えれば1月単位で算定することが合理的であると考えられる。

表2 内部被ばく管理台帳（例）

算定者：_____

| | | | |
|--------|-----------|------------|--------|
| 算定年月 | 20XX年xx月 | 記録レベル | 2mSv |
| 作業場所 | 高レベル実験エリア | 調査レベル | 2mSv |
| t:作業時間 | 180時間 | 一時立入者の線量限度 | 0.1mSv |

| 核種 | 算定方法 | 測定器種類・形式 | | 飛散率 | 排気量 (m ³ /h) |
|------------------|-------------------|----------------------|---------|------|----------------------------|
| ¹⁴ C | 空气中濃度測定による 計算法 | ルームダストモニタ (日立アロカ) | DDM-266 | — | — |
| ¹²⁵ I | 空气中濃度測定による 計算法 | ルームヨウ素モニタ (日立アロカ) | DDM-277 | — | — |
| ³ H | 使用数量による計算法 | — | — | 0.01 | 1800 |

| 核種 | 化学形 | 使用数量 (MBq) | C (Bq/cm ³) | F | I (Bq) | (mSv/Bq) ^e | 実効線量 (mSv) |
|----------------------------------|------------------|---------------|----------------------------|----|---------------------|--------------------------|---------------|
| ¹⁴ C | 二酸化物 | — | 6.02×10 ⁻⁵ | 10 | 1.3×10 ⁵ | 6.5×10 ⁻⁹ | 0.001 |
| ¹²⁵ I | ヨウ化メチル 以外の化合物 | — | 2.63×10 ⁻⁶ | 10 | 5.6×10 ³ | 7.3×10 ⁻⁶ | 0.041 |
| ³ H | 有機物(メタン を除く) | 50 | 1.54×10 ⁻⁶ | 10 | 3.3×10 ³ | 4.1×10 ⁻⁸ | 0.000 |
| 合計 | | | | | | | 0.042 |
| 記録レベルに対する割合 | | | | | | | 0.021 |
| 調査レベルに対する割合 | | | | | | | 0.021 |
| 一時立入者に係る線量に対する割合(最大時間継続立入があった場合) | | | | | | | 0.420 |

計算式：摂取量 I(Bq) = C · b · t · F
 実効線量 (mSv) = e(mSv/Bq) · I(Bq)
 C:空气中濃度 (Bq/cm³)
 t:作業時間 (h)
 b:作業者の吸入空気量=1.2×10⁶ (cm³/h)
 e:実効線量係数 (mSv/Bq)
 F:安全係数=10
 マスクは使用しないので防護係数は考慮しない

5. 算定値の評価と注意すべき事項

「被ばく線量の測定・評価マニュアル2000」によると、記録レベルと調査レベルは同一の値とし1～2 mSvの間で管理者が設定することを推奨し、記録レベル以下である場合は「有意な体内汚染なし」などとし数値は記さないものとしている¹⁾。これは測定器の検出限界値以下と同じで、数値が出て精度を考慮すると意味をなさないと考えられるからである。

個人の評価としてはかなりざっくりとした評

価と思われるかもしれない。通常は非常に低レベルの濃度下で作業しているため「有意な被ばくがなかった」ことを証明するだけの資料になる。

また、個人の記録として必要な項目は

- 測定日時
- 測定対象者の氏名
- 測定をした者の氏名
- 放射線測定器の種類及び型式
- 測定方法
- 測定結果

となっている。

最大被ばく線量モデルを施設の「被ばく管理台帳」とした例を表2に示す。この台帳の時点で記録レベル以下であれば、全ての作業者を「有意な被ばくなし」とする。個別に算定しない場合は作業員の記録に算定根拠として本台帳を添付する。

文 献

- 1) 被ばく線量の測定・評価方法のマニュアル策定調査委員会，被ばく線量の測定・評価マニュアル2000，原子力安全技術センター(2000)
- 2) 日本原子力産業会議，放射線取扱技術，日本原子力産業会議(1993)
- 3) 放射線審議会，外部被ばく及び内部被ばくの評価法に係る技術的指針(2001)

Abstract

Internal Dose Assessment (3)

Method of Radioactive Concentration in the Air

Kouji AOKI: Hitachi Aloka Medical, 272 Aza-Sakuragi, Ooaza-Sayamagahara, Iruma-shi, Saitama Pref. 358-0032, Japan

It is required to measure not only external exposure but also internal exposure of personnel in Japan regulation, but it is difficult to measure internal exposure directly. Furthermore it is not realistic for facilities where is estimated for low exposure opportunity. However, it is possible to estimate internal exposure dose from breath which is mainly effect of internal exposure when they measure radioactivity in air. This paper shows description for method of internal exposure doses estimation from radioactivity in air, and for those reliability and managements.