

番号	線量 023
大項目	実験研究
中項目	体内動態
小項目	内部被ばく線量
タイトル	内部被ばく線量評価支援ソフトウェア MONDAL の開発 Development of software for internal dose calculation “MONDAL”
キーワード	体内動態モデル、計算ソフトウェア、MONDAL
概要	
<p>放射性物質の体内量の測定に甲状腺モニタやホールボディカウンタが用いられている。あるいは尿中放射能の分析が行われる場合もある。本研究においては、これらの測定値から内部被ばく線量を評価するためのソフトウェア MONDAL (MONITORING TO DOSE CALCULATION) が開発された。MONDAL は、一般に普及しているパーソナルコンピュータで動作する操作が容易なソフトウェアであり、また、比較的簡単な手続きにより放射線医学総合研究所から無償で入手することができる。 (<a href="http://www.nirs.go.jp/db/anzendb/RPD/gpmdj.php">http://www.nirs.go.jp/db/anzendb/RPD/gpmdj.php</a>)</p>	
詳細	
<p>内部被ばくの預託線量はその近似値を含めて測定器を用いて直接測定される量ではなく、空気中の放射能濃度、飲食物中の放射能濃度などの環境試料に関する測定値、あるいは体内の残留放射能、尿中へ排泄される放射能などの、個人に関連する測定値を利用して計算により評価される量である。ICRP (国際放射線防護委員会) は、これらの測定値と預託線量とを結び付けるため、体内動態モデルを開発してきた。近年、これらのモデルは、とみに高度化が進み、信頼性の高い計算結果が得られるようになった。反面その数学的取り扱いは大変複雑となってきている。一部の大規模研究機関のみでなく、放射性物質取り扱う一般の施設においても、これらのモデルに準拠した線量計算を行うことができるソフトウェアの出現が待たれるところであった。しかしながら、特にホールボディカウンタや尿分析による個人の測定値を利用して線量計算を行うソフトウェアは、当時、皆無であった。本研究の目的は、これら個人に関連する測定値から内部被ばく線量を迅速に評価するためのソフトウェアを開発することである。</p> <p>チェルノブイリ原子力発電所事故の経験から、子供を含む住民の評価に用いるモデルの必要性が認識され、ICRP においては、年齢依存性の体内動態モデルの開発が進められてきた。これらのモデルの使用例として、図 1 に、セシウム 137 の吸入摂取に対する全身残留率の筆者による計算結果を示す。この図が示すように、一般的傾向として年齢が若いほど排泄が早い。本研究においては、成人作業者に加え、種々年齢の公衆の構成員へも適用できることを目的とした。</p> <p>開発されたソフトウェア MONDAL における計算の原理は次の通りである。例えば、摂取してから t 日後のホールボディカウンタの測定値が M であったとき、この個人の摂取量 I は、t 日後の全身残量率を <math>m(t)</math> とすると、<math>I=M/m(t)</math> で表される。この核種の線量</p>	

係数（1 Bq 摂取に対する預託実効線量）が  $e(50)$  であるならば、この個人の預託実効線量  $E$  は、 $E=I \times e(50)$  により評価することができる。T 日間に亘り均等に慢性摂取した場合は、慢性摂取が終了してから  $t$  日後に測定したと仮定すると、初日に摂取した放射能の測定日における残留率は、 $m(T+t-1)$ 、2 日目の摂取に対しては、 $m(T+t-2)$ 、以下、3 日目、4 日目に対しては  $m(T+t-3)$ 、 $m(T+t-4)$  となるので、摂取量は、 $I = \{T \times M\} / \{m(T+t-1) + m(T+t-2) + m(T+t-3) + \dots + m(t)\}$  で表される。預託実効線量は上記と同じく  $E=I \times e(50)$  により評価することができる。本研究においては、後述する種々の核種、化合物の種類、摂取経路について、 $m(t)$ 、すなわち残留率と排泄率の値を、ICRP の最新の体内動態モデルを用いて計算し、放医研のホームページ

(<http://www.nirs.go.jp/db/anzendb/RPD/gpmdj.php>) に公開するとともに MONDAL にデータベースとして格納した。公衆を対象とした残留率や排泄率を纏めたデータ集は、平成 23 年 9 月時点においてもこれが唯一のものである。作業者を対象とした計算値も、本研究で得られた 0.1、0.3、1、3、10 ミクロン粒子の吸入摂取に対する値は他に見当たらない。

核種や摂取経路等評価条件の入力、入力条件に適合する  $m(t)$  のデータベースからの検索、検索されたデータを用いた摂取量と預託線量の演算、演算結果の表示などを実行するユーザーインターフェースは、MS Visual Basic を用いて作成された。MONDAL の入出力画面を図 2 に示す。

図 2 を用い、MONDAL の使用法を簡潔に述べる。

1. プルダウンメニューから核種を選択する。掲載核種は、 $^3\text{H}$ 、 $^{32}\text{P}$ 、 $^{51}\text{Cr}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{59}\text{Fe}$ 、 $^{57,58,60}\text{Co}$ 、 $^{65}\text{Zn}$ 、 $^{86}\text{Rb}$ 、 $^{85,89,90}\text{Sr}$ 、 $^{95}\text{Zr}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 、 $^{124,125}\text{Sb}$ 、 $^{125,129,131}\text{I}$ 、 $^{134,137}\text{Cs}$ 、 $^{140}\text{Ba}$ 、 $^{141,144}\text{Ce}$ 、 $^{203}\text{Hg}$ 、 $^{226,228}\text{Ra}$ 、 $^{228,232}\text{Th}$ 、 $^{234,235,238}\text{U}$ 、 $^{237}\text{Np}$ 、 $^{238,239,240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{242,244}\text{Cm}$ 、 $^{252}\text{Cf}$  の 42 核種である。
2. 評価対象が作業員か公衆構成員か、および摂取経路が経口摂取か吸入摂取かを選択する。
3. 公衆構成員の場合は、代表的な年齢群を、3 ヶ月(1 才未満)、1 才(1 才以上 3 才未満)、5 才(3 才以上 8 才未満)、10 才(8 才以上 13 才未満)、15 才(13 才以上 18 才未満)、成人から選択する。
4. 吸入摂取の場合は吸収のタイプを、経口摂取の場合は胃腸管吸収率を選択する。
5. 摂取パターンを、急性摂取、慢性摂取、不均等慢性摂取から選択する。
6. 計測量を、全身残留量、甲状腺残留量（放射性ヨウ素の場合）、肺中残留量（ウラン、超ウラン元素の場合）、尿中排泄率、糞中排泄率から選択する。
7. 慢性摂取、不均等慢性摂取の場合は、摂取期間を入力する。
8. 摂取してから計測するまでの日数、あるいは試料採取までの日数を入力する。
9. 測定された放射能を入力する。
10. [計算開始]をクリックする。
11. 等価線量を表示したい場合は、[組織等価線量]をクリックする。

体内残留量や尿中排泄量は、一般的に時間とともに減少してゆくの、摂取が測定日の何日前に起きたかを適切に推定することはたいへん重要である（上記ステップ 8）。誤って

実際よりも間近に起きたと推定した場合、摂取量を過小評価することになるので注意しなければならない。吸入された放射性物質の呼吸気道への沈着率は粒子径に依存して幅広く変化する。しかし、線量係数も、MONDAL で利用される体内残留量等の測定値も、ともに沈着率に比例するので、評価結果は粒子径にあまり依存しない。このことは、MONDAL 使用上のメリットの 1 つである。ただし、沈着物質の血中吸収の速さは尿中排泄率に強く影響するので、尿のデータを利用する場合には、吸入した物質の化学形について、注意深い考察が必要である（上記ステップ4）。

個人の測定値から内部被ばく線量を計算するソフトウェアとして、米国の ACJ and Associates Inc.より「IMBA」というコードが市販されている。また、JAEA 核燃料サイクル工学研究所は、内部被ばくを伴う事故に対応するため「REIDAC」と名付けられたソフトウェアを開発した。ともに高度な計算機能を備え、またそれぞれに特徴のあるソフトウェアである。主に、大規模な原子力関連研究所や施設の放射線管理部門の専門家が操作することを想定して設計されたと推察される。

MONDAL の計算機能は上記 2 つのソフトウェアに比べて限られているが、高度な専門家でなくとも誤ることなく容易に操作することが可能であり、評価結果が迅速に得られるソフトウェアである。その英語版は、IAEA のトレーニングコースで使われる等、国際的にも知られている。なお、MONDAL は現在、緊急被ばく医療研究センターにその運用が引き継がれている。

福島原発事故対応としては、幼児、小児を含む住民あるいは事故対応に当たった作業員の内部被ばく線量の第一近似の評価への活用が考えられる。但し、評価結果は、摂取経路、摂取時期、摂取した物質の性状などの条件に依存するので、これらの推定（測定値の解釈）には注意深い専門的な考察が必要である。

図表

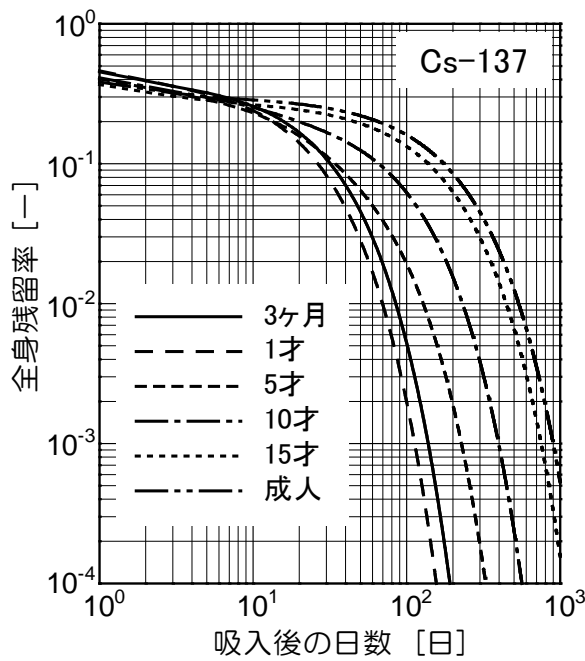


図 1 吸入摂取された  $^{137}\text{Cs}$  の全身残留率の計算による推定値

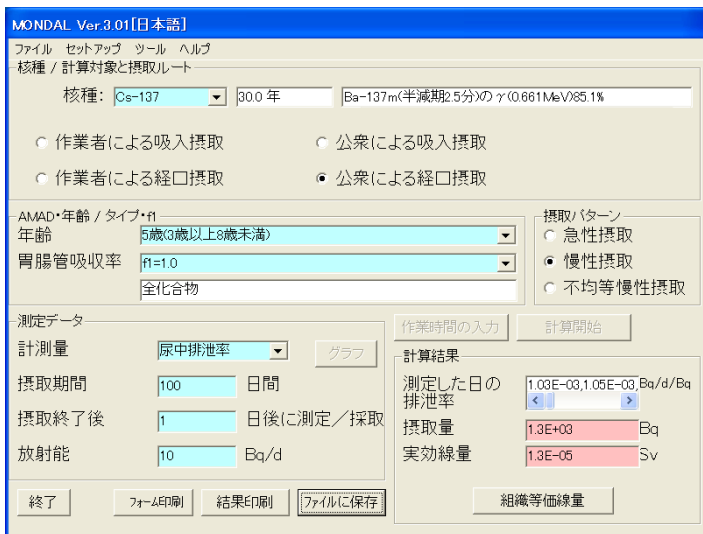


図 2 MONDAL の入出力画面

(放医研 50 年史 より)

## 文献

1. N. Ishigure, T. Nakano, M. Matsumoto and H. Enomoto: Database of calculated values of retention and excretion for members of the public following acute intake of radionuclides. *Radiat. Protection Dosimetry*, 105, 311-316, 2003.
2. N. Ishigure, M. Matsumoto, T. Nakano and H. Enomoto: Development of software for internal dose calculation from bioassay measurements. *Radiat. Protect. Dosimetry*, 109, 235-242, 2004.