

JAERI-Data/Code

97-039



高エネルギー陽子による核破砕反応で生成される
放射性核種の内部被ばく線量係数

1997年10月

遠藤 章・高田 弘・山口恭弘

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷(株)

高エネルギー陽子による核破砕反応で生成される放射性核種の内部被ばく線量係数

日本原子力研究所東海研究所保健物理部

遠藤 章・高田 弘⁺・山口 恭弘

(1997年9月17日受理)

高エネルギー陽子による核破砕反応で中性子発生用金属ターゲット中に生成され、かつ、ICRPにより線量係数が与えられていない放射性核種について、それらの吸入摂取に対する線量係数を計算した。本計算では、ターゲット中での生成量が大きく、かつ、半減期が10 minを超える11核種を対象とした。計算には、ICRP Publ. 66の呼吸気道モデルを取り入れた内部被ばく線量計算プログラムLUDEP及び評価済み核構造データファイルから作成されたデータベースNUDATの放射線データを用いた。これらを用いて算出される線量係数の妥当性を評価するために、ICRP Publ. 68に線量係数が記載されている66核種について、吸入粒子径及び体内動態モデルを変えた場合の228 ケースに対して線量係数を計算し、ICRP Publ. 68の値との比較を行った。LUDEPで算出された線量係数は、ICRP Publ. 68の値に対し、213 ケースが±25%以内の差異で一致し、また、これを超える線量係数の不一致は、主に計算に用いた放射線データの違いに起因することが分かった。これにより、本計算方法で算出された線量係数は、信頼できるものであることが確認された。更に、計算された線量係数を基に、施設の設計や放射線管理において必要となる年摂取限度及び空气中濃度限度を算出した。これらの値は、大型陽子加速器施設において、換気設備等の設計や、的確な内部被ばく防護を実施する上で極めて有効である。

Dose Coefficients for Inhalation of Radionuclides Generated Through
the Nuclear Spallation Reaction by High-energy Protons

Akira ENDO, Hiroshi TAKADA⁺ and Yasuhiro YAMAGUCHI

Department of Health Physics
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received September 17, 1997)

Dose coefficients have been calculated for inhalation of radionuclides generated in spallation neutron targets and not listed in ICRP Publication 68. Eleven radionuclides, generated in large quantities in the targets and having half-lives more than 10 minutes, were selected for the present calculation. The calculation of the dose coefficients was performed with LUDEP, a program implementing the ICRP Publication 66 respiratory tract model, and NUDAT, a decay radiation database processed from ENSDF. Comparisons were made between the dose coefficients calculated by LUDEP and those listed in ICRP Publication 68 in order to validate the calculated dose coefficients. For 228 cases that vary inhaled particle diameters and biokinetic models of 66 radionuclides, the dose coefficients calculated by LUDEP agreed with those of ICRP Publication 68 within $\pm 25\%$ for 213 cases. Discrepancies that exceed the ICRP's coefficients by $\pm 25\%$ were mainly attributable to the difference of radiation data employed. It was confirmed from the comparisons that the dose coefficients calculated by the present method are reliable ones. Annual limits on intake and derived air concentrations were calculated on the basis of the dose coefficients. It can be concluded that the dose coefficients and limits calculated here are useful from viewpoints of the design of ventilation system and the evaluation of internal exposures in high energy proton accelerator facilities.

Keywords: Dose Coefficient, Inhalation, Internal Exposures, High-energy Proton, Nuclear Spallation Reaction, Accelerator Facilities

⁺ Center for Neutron Science

目 次

1. 緒 言	1
2. 計 算	2
2.1 線量係数の計算対象核種	2
2.2 線量係数計算プログラムと計算パラメータ	3
2.3 放射線データ	4
2.4 線量係数の計算	5
2.5 年摂取限度、空气中濃度限度の計算	6
3. 結果及び考察	6
3.1 ICRP Publ. 68の線量係数との比較	6
3.2 核破砕反応による生成核種の線量係数、年摂取限度及び空气中濃度限度	9
7. 結 言	11
謝 辞	11
参考文献	12

Contents

1. Introduction	1
2. Calculation	2
2.1 Radionuclides Selected for Calculation of Dose Coefficients	2
2.2 Computer Program and Input Parameters	3
2.3 Radiation Data	4
2.4 Calculation of Dose Coefficients	5
2.5 Calculation of ALI and DAC	6
3. Results and Discussion	6
3.1 Comparisons of the Dose Coefficients Calculated by LUDEP with those Listed in ICRP Publ.68	6
3.2 Dose Coefficients, ALI, and DAC for Radionuclides Generated by Proton-induced Reactions	9
4. Conclusions	11
Acknowledgement	11
References	12

1. 緒言

現在、欧米及び日本において、次世代の強力中性子源の開発とその利用を目的とし、大強度陽子加速器を利用した核破砕中性子源の開発、建設計画が進められている [1]。日本では、高エネルギー加速器研究機構の大型ハドロン計画 (陽子ビームエネルギー 3 GeV, ビーム電流 0.2 mA) [2], 原研の中性子科学研究計画 (1.5 GeV, 5.3 mA) [3] が進められているが、このような大型陽子加速器施設の設置とその利用を支障なく行うためには、加速器の運転に伴い発生する高エネルギー放射線と、それにより生成される放射化物に対する安全対策が極めて重要になる。

高エネルギー陽子加速器施設では、加速された一次ビーム及びハドロンカスケードで発生する高エネルギー二次粒子による核破砕反応等により、ターゲット、加速器機器及びその周辺構造物中に様々な放射性核種が生成される。特に、一次ビームが入射するターゲットの周辺の空気中では、空気中の原子の核破砕反応から生成される放射性核種とともに、ターゲット中に生成される放射性核種のエアロゾルが存在している [4]。これは、ターゲット中で反跳原子となった放射性核種の一部がターゲット外へ放出され、空気中の分子とのホットアトム反応を経てエアロゾル化したものと考えられている。したがって、大強度ビームを発生する高エネルギー陽子加速器施設では、換気設備等の最適設計や施設設置時の安全評価の観点から、核破砕反応でターゲットから発生する放射性核種による空気汚染の評価とそれに基づく内部被ばく線量の評価が必要となる。

放射性核種の吸入摂取による内部被ばく線量の評価には、国際放射線防護委員会 (ICRP) から示されている線量係数 e (Sv/Bq)[†] が重要な指標になっている。現行の放射線障害防止法には、ICRP Publication 30 [5] (以下、Publ.30 のように記す) で示された線量評価モデルにより算出された線量係数が取り入れられている。

ICRP は 1990 年の勧告 [6] において、1977 年勧告 [7] で提案した実効線量当量に代わり、新たに実効線量を導入した。また、ICRP Publ.66 [8] では、内部被ばく線量評価モデルのうち呼吸気道モデルについて、Publ.56 [9], Publ.67 [10] 及び Publ.69 [11] では、核種の体内動態モデルについて、それぞれ改良を行った。そして、これらの線量評価モデルの変更に基づき、ICRP は作業員に対して放射性核種の摂取による線量係数を計算し、Publ.68 [12] として刊行した。したがって、今後は ICRP Publ.30 に代わり、Publ.68 に収録された線量係数が、作業員に対する年摂取限度や空気中濃度限度等を定める上での新たな指標になると考えられる。しかし、Publ.68 において線量係数が与えられたのは、約 800 種類の放射性同位元素に限られており、核破砕反応で生成される放射性核種の中には、線量係数が与えられていない核種が多数存在する。そのため、これらの放射性核種による内部被ばくの可能性が予測される場合は、線量係数等を独自に算出する必要がある。

本報告書では、高エネルギー陽子加速器施設における換気設備等の設計や内部被ばく防護に反

[†] 単位放射能 (1 Bq) の吸入摂取による実効線量 (Sv) を与える係数。

映させることを目的として、核破碎反応により生成され、かつ、ICRP Publ.68 に記載されていない 11 種類の放射性核種に対して線量係数を計算した。また、これらの線量係数を基に、年摂取限度、空气中濃度限度等の補助限度を算出した。

2. 計算

2.1 線量係数の計算対象核種

原研では、中性子科学研究計画 [3] において、種々の核破碎中性子源について検討を進めている。ここでは、核破碎ターゲットにおける誘導放射能評価のためのコードシステムの整備にも着手し、既に予備的な計算が行われている [13]。本研究では、この誘導放射能の予備的計算において生成が予測された放射性核種の中から、以下に述べる手順により選んだ核種に対して線量係数の計算を行った。

核破碎ターゲットにおける誘導放射能評価の計算は、次の手順で行った。はじめに、高エネルギー核子・中間子輸送計算コード NMTC/JAERI [14] を用いて、20 MeV 以上の中性子及び 1 MeV 以上の荷電粒子による核種生成率を、また、中性子・光子輸送コード MCNP-4A [15] を用いて、20 MeV 以下の中性子による核種生成率をそれぞれ計算した。次に、20 MeV 以上の中性子及び 1 MeV 以上の荷電粒子により生成された核種の生成・崩壊の時間変化を、崩壊データライブラリを拡張 [16] した DCHAIN2 コード [17] を用いて計算した。また、20 MeV 以下の中性子により生成された核種の生成・崩壊の時間変化を、FISPACT3 コード [18] を用いて計算した。ここで、拡張した DCHAIN2 コードによる計算では、ターゲット中に形成される中性子または陽子場により最初に生成された核種が核反応する二次的反応は考慮されないが、FISPACT3 コードによる計算では、20 MeV 以下の中性子場による二次的反応の寄与も考慮されている。

予備的計算では、直径 20 cm、長さ 90 cm の円柱状金属ターゲットへ 1.5 GeV、1 mA の陽子ビームを 30 日間連続で入射した場合において、ビーム停止時にターゲット中に生成される放射性核種の生成量を計算した。ここで、ターゲット物質としては、Ta, W, Hg, Pb 及び Pb-Bi 合金 (Pb 45 %, Bi 55 %) の 5 種類を選択した。計算結果の一例として、Fig. 1 に Pb ターゲットにおける生成核種の放射能分布を示す。Fig. 1(a) は生成核種の原子番号ごとの放射能、Fig. 1(b) は核種ごとの放射能をそれぞれ示す。生成核種の全放射能は 2.4×10^{16} Bq であり、 3.7×10^{10} Bq 以上の生成量を有する核種は 895 種類であった。この中で、ICRP Publ.68 に線量係数が与えられていない核種は 482 種類存在する。Ta, W, Hg 及び Pb-Bi 合金のそれぞれのターゲットにおいても、Pb ターゲットと同様に核種ごとの生成量を計算し、それを基に ICRP Publ.68 に線量係数が与えられていない核種を選び出した。

映させることを目的として、核破碎反応により生成され、かつ、ICRP Publ.68 に記載されていない 11 種類の放射性核種に対して線量係数を計算した。また、これらの線量係数を基に、年摂取限度、空气中濃度限度等の補助限度を算出した。

2. 計算

2.1 線量係数の計算対象核種

原研では、中性子科学研究計画 [3] において、種々の核破碎中性子源について検討を進めている。ここでは、核破碎ターゲットにおける誘導放射能評価のためのコードシステムの整備にも着手し、既に予備的な計算が行われている [13]。本研究では、この誘導放射能の予備的計算において生成が予測された放射性核種の中から、以下に述べる手順により選んだ核種に対して線量係数の計算を行った。

核破碎ターゲットにおける誘導放射能評価の計算は、次の手順で行った。はじめに、高エネルギー核子・中間子輸送計算コード NMTC/JAERI [14] を用いて、20 MeV 以上の中性子及び 1 MeV 以上の荷電粒子による核種生成率を、また、中性子・光子輸送コード MCNP-4A [15] を用いて、20 MeV 以下の中性子による核種生成率をそれぞれ計算した。次に、20 MeV 以上の中性子及び 1 MeV 以上の荷電粒子により生成された核種の生成・崩壊の時間変化を、崩壊データライブラリを拡張 [16] した DCHAIN2 コード [17] を用いて計算した。また、20 MeV 以下の中性子により生成された核種の生成・崩壊の時間変化を、FISPACT3 コード [18] を用いて計算した。ここで、拡張した DCHAIN2 コードによる計算では、ターゲット中に形成される中性子または陽子場により最初に生成された核種が核反応する二次的反応は考慮されないが、FISPACT3 コードによる計算では、20 MeV 以下の中性子場による二次的反応の寄与も考慮されている。

予備的計算では、直径 20 cm、長さ 90 cm の円柱状金属ターゲットへ 1.5 GeV、1 mA の陽子ビームを 30 日間連続で入射した場合において、ビーム停止時にターゲット中に生成される放射性核種の生成量を計算した。ここで、ターゲット物質としては、Ta, W, Hg, Pb 及び Pb-Bi 合金 (Pb 45 %, Bi 55 %) の 5 種類を選択した。計算結果の一例として、Fig. 1 に Pb ターゲットにおける生成核種の放射能分布を示す。Fig. 1(a) は生成核種の原子番号ごとの放射能、Fig. 1(b) は核種ごとの放射能をそれぞれ示す。生成核種の全放射能は 2.4×10^{16} Bq であり、 3.7×10^{10} Bq 以上の生成量を有する核種は 895 種類であった。この中で、ICRP Publ.68 に線量係数が与えられていない核種は 482 種類存在する。Ta, W, Hg 及び Pb-Bi 合金のそれぞれのターゲットにおいても、Pb ターゲットと同様に核種ごとの生成量を計算し、それを基に ICRP Publ.68 に線量係数が与えられていない核種を選び出した。

次に、これらの線量係数が与えられていない放射性核種の中から、生成量が大きく、また、半減期が比較的長いために、内部被ばく防護の観点から重要と考えられる核種を選び、本計算における線量係数の計算対象核種とした。ここでの選択の基準は、各ターゲットごとに生成された全放射能に対して1%以上の放射能を有し、かつ、半減期10 min以上の核種とした。上記の手順で選ばれた核種を次に示す： ^{187}Pt 、 ^{189}Au 、 ^{190}Au 、 ^{191}Au 、 ^{192}Au 、 ^{196}Au 、 ^{191}Hg 、 ^{192}Hg 、 ^{196}Tl 、 ^{197}Pb 、 ^{204}Bi 。このうち ^{197}Pb は、半減期8 minであるが、生成量が比較的大きく、また、その崩壊生成物である ^{197}Tl 、 ^{197}Hg の半減期は、それぞれ2.84 h、64.14 hであることから、本計算の対象核種に含めた。

2.2 線量係数計算プログラム及び計算パラメータ

線量係数の計算は、英国放射線防護庁(NRPB)で開発されたLUDEP(LUng Dose Evaluation Program) Version 2.04 [19]を用いて行った。LUDEPは、ICRP Publ. 66の呼吸気道モデルを取り入れた内部被ばく線量評価用プログラムで、IBM PC/AT互換機上で動作する。LUDEPは、プログラム全体を統括する制御モジュール(LUDEP20.EXE)と複数の機能モジュールから構成されている。各機能モジュールは、それぞれ独立したプログラムとして動作し、吸入粒子の呼吸気道における沈着割合、沈着した粒子のクリアランス速度の計算、放射性核種の放射線データの設定、体内動態モデルの選択など、線量計算に必要な入力データの作成を行うとともに、これらの入力データを用いて線量の計算を行う。

線量計算に必要な以下のデータベースは、プログラム内部に用意されている。放射線データはICRP Publ.38 [20]及びOak Ridge国立研究所(ORNL)のRadioactive Decay Data Tableのデータ [21]、体内動態モデルはICRP Publ.30のモデル [5]、光子の吸収割合はCristyらのデータ [22]を採用している。呼吸気道における粒子の沈着割合、沈着した粒子のクリアランス速度等を計算するための種々パラメータは、ICRPの推奨値がデフォルト値として用意されているが、これらは任意に設定することも可能である。

線量係数の計算条件は、ICRP Publ. 68で用いられたものに準じ、通常の鼻呼吸をする軽作業の成人男性を対象にした。吸入されるエアロゾルは、空気力学的放射能中央径AMAD(Activity Median Aerodynamic Diameter) $1\ \mu\text{m}$ 及び $5\ \mu\text{m}$ で幾何標準偏差 σ_g が2.5の2種類の粒子径を対象とし、密度 $3.0\ \text{g}/\text{cm}^3$ 、形状係数1.5とした。呼吸気道に沈着した粒子の輸送及び血中への吸収に対するパラメータは、ICRP Publ.68と同じものを用いた。

ICRP Publ.68では、22の元素に対する体内動態モデルとして、ICRP Publ.56、Publ.67及びPubl.69で提案された核種のリサイクリング等を考慮した新たなモデルを採用している。それ以外の元素に対しては、ICRP Publ.30の体内動態モデルに、尿中及び糞中に排泄される放射能の取り扱いに一部改良を加えたモデルを用いている。LUDEPでは、Publ.56等で示された体内動態

モデルを取り扱うことができないため、本計算では、Publ. 30 の体内動態モデルを用いた。また、崩壊系列を構成する核種の娘核種は、親核種と共に残留し、代謝されるとして扱った。

2.3 放射線データ

ICRP Publ.68 では、ICRP Publ.38 の放射線データを用いて線量係数を計算している。ICRP Publ.38 には、824 種類の放射性核種について、それらの崩壊形式、半減期、崩壊に伴い放出される放射線 (α 線, β^\pm 線, X 線, γ 線, Auger 電子, 内部転換電子など) のエネルギー及び放出数、複数の崩壊形式が存在する場合は各崩壊形式への分岐比などのデータが記述されている。2.2 節で述べたように、LUDEP には、放射線データとして、ICRP Publ.38 の他に ORNL の Radioactive Decay Data Table のデータベースが用意されている。しかし、ORNL のデータベースに含まれている 497 核種のうち、459 核種は ICRP Publ.38 にも収録されている核種である。したがって、LUDEP に用意されている放射線データのみを用いた場合、線量計算が可能な核種数は約 860 に限られるが、この中には、2.1 節において線量係数の計算対象として選択した核種は含まれていない。そこで本計算では、National Nuclear Data Center のデータベース NUDAT Version 2.5 [23] に収録されている放射線データを編集し、これを用いて線量係数の計算を行った。

NUDAT には、評価済み核構造データファイル ENSDF [24] から、RADLST プログラム [25] を用いて算出された、放射性核種の崩壊に伴い放出される放射線の種類、エネルギー、放出率等のデータが収録されている。これらのデータを LUDEP の放射線データ入力ファイル (NUC20.I|O) に記述し、計算に用いた。

LUDEP では、崩壊系列を有する核種に対する計算を行う場合、取り扱える放射線数に上限があり、核種あたり 175 本まで、かつ、ひとつの種類の放射線に対し 99 本までに制限されている。そこで、NUDAT から LUDEP の放射線データファイルを作成するにあたり、この制限を越える場合は、ICRP Publ.38 の方法にしたがって放射線データを編集した。すなわち、放射性核種あたり、放出される放射線数が 32 本以下の場合は、それら全ての放射線を計算に用いた。放射線数が 32 本を超える場合は、まず、これらを (1) γ 線, X 線及び消滅光子, (2) β^\pm , 内部転換電子及び Auger 電子, (3) α 線及び反跳核, の 3 つに区分し、各放射線 (i) について、1 崩壊あたりの放出数 Y_i ($[\text{Bq s}]^{-1}$) とエネルギー E_i (MeV) との積の和 $\sum Y_i E_i$ (MeV/[Bq s]) を各区分について求めた。次に、それぞれの区分の $\sum Y_i E_i$ に対して 0.1 % を最初の切り捨て割合とし、それ以下の $Y_i E_i$ を有する放射線を除いた。この操作を、総放射線数が 175 本、かつ、ひとつの種類の放射線が 99 本以下になるまで、切り捨て割合を 0.1 % 刻みで増加させ繰り返した。

崩壊系列は、Table of Isotopes 第 8 版 [26] を参照した。

2.4 線量係数の計算

実効線量 E は、次式で定義される [6]。

$$E = \sum_T w_T H_T \quad (1)$$

ここで、 w_T は組織荷重係数、 H_T は臓器または組織 T の等価線量である。 w_T は、ICRP Publ.68 において、12 の臓器及び組織と、残りの組織 (10 の臓器及び組織) に対して与えられている (Table 1)[§]。

体内に取り込まれた放射性核種による被ばくは、放射性核種が体内に残留する期間継続するため、その期間の線量の積分値が預託実効線量として定義されている。作業者に対しては、摂取後 50 年間の積分期間とされているため、まず、摂取後 50 年間の預託等価線量 $H_T(50)$ を求め、次に、(1) 式から、50 年間の預託実効線量 $E(50)$ を算出した。

標的となる臓器または組織 T への $H_T(50)$ は、次式で与えられる。

$$H_T(50) = \sum_s U_s(50) \cdot \text{SEE}(T \leftarrow S) \quad (2)$$

ここで、 $U_s(50)$ は放射性核種の急性摂取から 50 年間の線源領域 S 中の崩壊数 (Bq s)、 $\text{SEE}(T \leftarrow S)$ は比実効エネルギー (Sv/[Bq s]) である。 $\text{SEE}(T \leftarrow S)$ は、線源領域 S 中における 1 崩壊によって放射線 R が放出された結果、標的臓器または組織 T の単位質量あたりに付与されたエネルギーを放射線荷重係数 w_R で修飾したもので、次式により定義される。

$$\text{SEE}(T \leftarrow S) = \sum_R \frac{Y_R \cdot E_R \cdot w_R \cdot \text{AF}(T \leftarrow S)_R}{m_T} \quad (3)$$

ここで、

$Y_R = 1$ 崩壊あたりの放射線 R の放出数 ([Bq s]⁻¹)

$E_R =$ 放射線 R のエネルギー (J)

$w_R =$ 放射線 R の放射線荷重係数 (Table 2)

$\text{AF}(T \leftarrow S)_R =$ 線源領域 S 中の 1 崩壊あたりの標的臓器または組織 T における放射線 R のエネルギー吸収割合 [22]

$m_T =$ 標的組織 T の質量 (kg)

残りの臓器、組織の扱いは ICRP Publ.68 の方法に従った。すなわち、原則として、残りの臓器等の等価線量 $H_{\text{remainder}}(50)$ は、残りの臓器、組織に指定された 10 の臓器等の質量荷重平均線量として計算する。しかし、残りの臓器、組織のうちいずれかの等価線量が、組織荷重係数が与えられている 12 の臓器等のどれよりも高くなる場合は、その臓器、組織に対して組織荷重係数

[§] ICRP Publ.68 では、ICRP Publ.60 において定義された残りの組織へ、胸郭外気道を新たに加えている。本計算でも、ICRP Publ.68 と同様に、胸郭外気道を残りの組織に加えて計算を行った。

0.025 (残りの臓器, 組織に対する組織荷重係数の半分) を割り当て, 残りの 0.025 をそれ以外の残りの臓器, 組織へ適用した。

以上の定義から, 50 年間の預託実効線量 $E(50)$ は次式により求められる。

$$E(50) = \sum_{T=1}^{T=12} w_T H_T(50) + w_{\text{remainder}} H_{\text{remainder}}(50) \quad (4)$$

線量係数 $e(50)$ (Sv/Bq) は, 放射性核種 1 Bq の吸入摂取に対する $E(50)$ として計算した。

2.5 年摂取限度, 空气中濃度限度の計算

線量限度に相当する放射性核種の摂取量やそれをもたらす空气中濃度は, 施設の換気設備等の設計や空気汚染モニタリングにおいて参考となる重要な補助限度である。そこで, 本計算で算出された $e(50)$ を基に, 年摂取限度 ALI (Annual Limit on Intake [Bq]) 及び空气中濃度限度 DAC (Derived Air Concentration [Bq/cm³]) を計算した。

ICRP Publ.68 では, 職業被ばくにおける内部被ばくに対して, ALI は預託実効線量 0.02 Sv に基づくべきであるとしている。そこで, ALI は, 実効線量限度 (0.02 Sv) を線量係数 $e(50)$ で割り算出した。

$$ALI = \frac{0.02}{e(50)} \quad (5)$$

ここで, ICRP は, 作業場所におけるエアロゾルの代表となる粒子径を AMAD 5 μm としていることから [12], $e(50)$ は, AMAD 5 μm の粒子に対する値を用いた。

また, DAC は次式から求めた。

$$DAC = \frac{ALI}{2.40 \times 10^9} \quad (6)$$

ここで, 2.40×10^9 は放射線業務従事者の年間の呼吸量 (cm³) で, 呼吸率 1.2×10^6 cm³ と年間の作業時間 2,000 h (40 h/週 \times 50 週/年) から算出した。

3. 結果及び考察

3.1 ICRP Publ.68 の線量係数との比較

本計算で用いられた計算条件の中で, 体内動態モデル及び放射線データは, ICRP Publ.68 で用いられたものと異なっている。また, LUDEP では, 体内における放射性核種の崩壊総数を計算するために, NRPB で開発されたプログラム [27, 28, 29] を用いているが, これは ICRP の標準コード [30] で用いられている ICRP TIMED モジュールと異なる。柴田ら [31] が検討しているように, 代謝モデルに基づく微分方程式は, その解き方により計算結果が異なる場合があることか

0.025 (残りの臓器, 組織に対する組織荷重係数の半分) を割り当て, 残りの 0.025 をそれ以外の残りの臓器, 組織へ適用した。

以上の定義から, 50 年間の預託実効線量 $E(50)$ は次式により求められる。

$$E(50) = \sum_{T=1}^{T=12} w_T H_T(50) + w_{\text{remainder}} H_{\text{remainder}}(50) \quad (4)$$

線量係数 $e(50)$ (Sv/Bq) は, 放射性核種 1 Bq の吸入摂取に対する $E(50)$ として計算した。

2.5 年摂取限度, 空气中濃度限度の計算

線量限度に相当する放射性核種の摂取量やそれをもたらす空气中濃度は, 施設の換気設備等の設計や空気汚染モニタリングにおいて参考となる重要な補助限度である。そこで, 本計算で算出された $e(50)$ を基に, 年摂取限度 ALI (Annual Limit on Intake [Bq]) 及び空气中濃度限度 DAC (Derived Air Concentration [Bq/cm³]) を計算した。

ICRP Publ.68 では, 職業被ばくにおける内部被ばくに対して, ALI は預託実効線量 0.02 Sv に基づくべきであるとしている。そこで, ALI は, 実効線量限度 (0.02 Sv) を線量係数 $e(50)$ で割り算出した。

$$ALI = \frac{0.02}{e(50)} \quad (5)$$

ここで, ICRP は, 作業場所におけるエアロゾルの代表となる粒子径を AMAD 5 μm としていることから [12], $e(50)$ は, AMAD 5 μm の粒子に対する値を用いた。

また, DAC は次式から求めた。

$$DAC = \frac{ALI}{2.40 \times 10^9} \quad (6)$$

ここで, 2.40×10^9 は放射線業務従事者の年間の呼吸量 (cm³) で, 呼吸率 1.2×10^6 cm³ と年間の作業時間 2,000 h (40 h/週 \times 50 週/年) から算出した。

3. 結果及び考察

3.1 ICRP Publ.68 の線量係数との比較

本計算で用いられた計算条件の中で, 体内動態モデル及び放射線データは, ICRP Publ.68 で用いられたものと異なっている。また, LUDEP では, 体内における放射性核種の崩壊総数を計算するために, NRPB で開発されたプログラム [27, 28, 29] を用いているが, これは ICRP の標準コード [30] で用いられている ICRP TIMED モジュールと異なる。柴田ら [31] が検討しているように, 代謝モデルに基づく微分方程式は, その解き方により計算結果が異なる場合があることか

ら、崩壊総数の計算値が LUDEP と ICRP Publ.68 では異なる可能性も考えられる。したがって、計算された線量係数の妥当性を確認するためには、体内動態モデル、放射線データ及び崩壊総数の計算プログラムの違いにより、線量係数がどの程度の変動を示すかを把握する必要がある。そこで、線量係数の計算対象に選定した核種の同位体について、本計算方法で算出された $e(50)$ を ICRP Publ.68 の値と比較することにより、各要因に基づく線量係数の変動幅を調べた。

比較検討は、ICRP Publ.68 に線量係数が与えられている Pt, Au, Hg, Tl, Pb 及び Bi の同位体 66 核種を対象とし、AMAD が $1\ \mu\text{m}$ 及び $5\ \mu\text{m}$ 、体内モデルが Type F, M 及び S の合計 228 ケースについて $e(50)$ の比較を行った。Table 3-8 に、ICRP Publ.68 の $e(50)$ 及び本計算方法で算出された $e(50)$ を示す。計算値を相互に比較するために、それぞれの $e(50)$ を用い、次式で定義する相対差を求めた。

$$D_1 (\%) = \frac{e(50)_{\text{LUDEP(ICRP 38)}} - e(50)_{\text{ICRP 68}}}{e(50)_{\text{ICRP 68}}} \times 100 \quad (7)$$

$$D_2 (\%) = \frac{e(50)_{\text{LUDEP(NUDAT)}} - e(50)_{\text{LUDEP(ICRP 38)}}}{e(50)_{\text{LUDEP(ICRP 38)}}} \times 100 \quad (8)$$

$$D_3 (\%) = \frac{e(50)_{\text{LUDEP(NUDAT)}} - e(50)_{\text{ICRP 68}}}{e(50)_{\text{ICRP 68}}} \times 100 \quad (9)$$

ここで、 $e(50)_{\text{ICRP68}}$ は ICRP Publ.68 の線量係数、 $e(50)_{\text{LUDEP(ICRP38)}}$ 、 $e(50)_{\text{LUDEP(NUDAT)}}$ は、それぞれ放射線データとして ICRP Publ.38, NUDAT を用い LUDEP により算出された線量係数である。以下、各項目ごとに検討する。

3.1.1 体内動態モデル

Fig. 2 に、(7) 式で定義した ICRP Publ.68 と LUDEP による $e(50)$ の相対差 D_1 を核種ごとに示す。Pt, Au, Tl, Bi の Type F において、ICRP Publ.68 と LUDEP との $e(50)$ には、系統的な差が認められた。LUDEP による $e(50)$ は、ICRP Publ.68 の $e(50)$ よりも、Pt, Tl, Bi ではいずれの同位体でも小さく、Au では逆に大きい。この差は、 $1\ \mu\text{m}$ の粒子において、より顕著に現れている。しかし、Au の Type M 及び S、また Bi の Type M では、両者の $e(50)$ の差は小さくなる。これに対し、Hg, Pb では、ICRP Publ.68 と LUDEP との $e(50)$ の大小関係は、同位体ごとに異なっている。

D_1 は、体内動態モデル及び放射性核種の崩壊総数の計算プログラムの違いに起因する。ICRP Publ.56, Publ.67 及び Publ.69 では、29 種類の元素に対して、Publ.30 に代わる新たな体内動態モデルが提案されたが、Publ.68 では、これらの 29 元素のうち、22 元素について新たな体内動態モデルを採用し、線量係数を計算している。Publ.68 において、本計算で対象とした元素のなかで新たな体内動態モデルが採用されているのは Pb のみで、その他の Pt, Au, Hg, Tl 及び Bi に

対しては、Publ.30 の体内動態モデルが適用されている。それにもかかわらず、Pt, Au, Tl, Bi の Type F において、本計算で算出された $e(50)$ と ICRP Publ.68 の値に比較的大きな違いが見られることから、ここで $e(50)$ の差を生じる原因は、主に崩壊総数の計算に用いたプログラムの違いにあると推定される。より詳しい内容については、両計算方法による各臓器における崩壊総数の比較など、今後更に検討を行う必要がある。

Fig. 3 に、比較を行った 228 ケースにおける D_1 の分布を示す。LUDEP による $e(50)$ は、ICRP Publ.68 の値に対し 135 ケース (59.2 %) が $\pm 5\%$ 内に、198 ケース (86.8 %) が $\pm 15\%$ 内に、そして 221 ケース (96.9 %) が $\pm 25\%$ 内にある。

3.1.2 放射線データ

Fig. 4 に、放射線データとして ICRP Publ.38 と NUDAT を用い、LUDEP で計算された $e(50)$ について、(8) 式で定義した D_2 を核種ごとに示す。比較的大きな違いが見られた核種として、 ^{202}Pb , ^{189}Pt , ^{205}Pb , ^{193}Pt が挙げられる。

ここでの $e(50)$ の差は、計算に用いた放射線データのの違いに起因している。ICRP Publ.38 と NUDAT における放射線データのの違いは、データの算出の基になった ENSDF のバージョンと、ENSDF から放射線データを算出するために用いられたプログラムの違いに起因する。ICRP Publ.38 に収録されている放射線データは、1970 年代の ENSDF から EDISTR [32] を用いて作成され、一方、NUDAT の放射線データは、1987 年以降の ENSDF から RADLST を用いて作成されている。

EDISTR と RADLST の違いについては、Burrows [25] が検討している。両プログラムを比較すると、計算方法の細部において違いがあるものの、同じ ENSDF を入力データとして用いた場合、算出される放射線のエネルギーや放出率は、標準偏差の範囲内で相互に一致することが確認されている。このことから、ICRP Publ.38 と NUDAT における放射線データのの違いは、放射線データの算出に用いたプログラムによる影響は小さく、主に入力データとした用いた ENSDF の違いに基づくものと考えられる。

Table 9 には、 D_2 が比較的大きな値であった 4 核種について、ICRP Publ.38 と NUDAT のそれぞれにおける半減期、1 崩壊あたりの放射線の放出数とそのエネルギーとの積の和 ($\sum Y_i E_i$) を示す。 $e(50)$ に最も大きな違いが見られた ^{202}Pb において、その半減期は、ICRP Publ.38 では 3.0×10^5 年であるのに対し NUDAT では 5.25×10^4 年で、両者は大きく異なっている。また、ICRP Publ.38 では軌道電子捕獲により 100 % ^{202}Tl へ崩壊するのにに対し、NUDAT では ^{198}Hg への α 崩壊が 1 % 含まれている。その結果、 ^{202}Pb の $\sum Y_i E_i$ を全ての放射線について合計した値が、NUDAT は ICRP Publ.38 の 3.5 倍にもなっている。 ^{202}Pb の崩壊生成物である ^{202}Tl の $e(50)$ について、ICRP Publ.68 と LUDEP では大きな違いが見られないことから、 ^{202}Pb における $e(50)$ の違いは、用いた ENSDF のバージョンの違いに基づく ^{202}Pb の放射線データのの違いによるものと結論できる。

^{189}Pt , ^{205}Pb , ^{193}Pt においては, ICRP Publ.38 と NUDAT との間で, 半減期に大きな違いは見られない。しかし, $\sum Y_i E_i$ の値は, ICRP Publ.38 に対して NUDAT は $\pm 50\%$ もの違いが見られる。したがって, これらの核種における $e(50)$ の違いは, ^{202}Pb の場合と同様に, 用いられた ENSDF の違いに起因していると考えられる。

Fig. 5 に, 比較を行った 228 ケースにおける D_2 の分布を示す。ICRP Publ.38 を用いた $e(50)$ に対して NUDAT を用いた値は, 222 ケース (97.4%) が $\pm 25\%$ の範囲内にある。

3.1.3 体内動態モデル及び放射線データ

Fig. 6 には, ICRP Publ.68 と, 放射線データとして NUDAT を用い LUDEP で計算された $e(50)$ について, (9) 式で定義した D_3 を核種ごとに示す。比較的大きな違いが見られた核種として, ^{202}Pb , ^{189}Pt , ^{205}Pb , ^{193}Pt が挙げられる。このうち最も大きな違いが見られたのは ^{202}Pb であり, AMAD $1\ \mu\text{m}$ の粒子において, LUDEP と NUDAT から計算された値は, ICRP Publ.68 と比較して 73% も大きい。

ここでの $e(50)$ の差は, 3.1.1 及び 3.1.2 項で述べた体内動態モデル, 崩壊総数の計算プログラム及び放射線データの 3 つの要因に起因している。 D_3 が比較的大きな値であった 4 核種について, D_1 及び D_2 を見ると, いずれの核種においても, D_1 に比べ D_2 が大きい。したがって, これらの核種における $e(50)$ の差は, 主に放射線データの違いに起因するものと判断できる。

Fig. 7 に, 比較を行った 228 ケースにおける D_3 の分布を示す。LUDEP による $e(50)$ は, ICRP Publ.68 の値に対し, 105 ケース (46.1%) が $\pm 5\%$ 内に, 182 ケース (79.8%) が $\pm 15\%$ 内に, そして 213 ケース (93.4%) が $\pm 25\%$ 内にある。

以上の結果をまとめると, 本計算で対象とした元素においては, ICRP Publ.30 の体内動態モデルを用いても, 算出される $e(50)$ は ICRP Publ.68 の値と, ほぼ同じであることが分かった。また, 放射線データとして NUDAT のデータを用いた場合, いくつかの核種において ICRP Publ.68 と異なる値が得られたが, これは放射線データの算出に用いられた ENSDF の違いに基づくものであることが明らかとなった。したがって, 入力データとして用いる ENSDF が同じであれば, EDISTR, RADLST のいずれによって算出された放射線データを用いても, ほぼ同じ値の $e(50)$ が得られることが分かった。これらの結果から, NUDAT の放射線データを用い LUDEP により算出される線量係数は妥当なものであり, 本計算方法は, 核破碎反応から生成される放射性核種に対して線量係数を算出するために適切な方法であると結論できる。

3.2 核破碎反応による生成核種の線量係数, 年摂取限度及び空气中濃度限度

Table 10 に, 核破碎反応で生成される核種について AMAD $1\ \mu\text{m}$ 及び $5\ \mu\text{m}$ の粒子に対する $e(50)$, また, AMAD $5\ \mu\text{m}$ の $e(50)$ から算出された ALI 及び DAC を示す。算出された DAC は, 加速器施設内におけるこれらの核種の空气中濃度を制御する換気設備等の設計や, 施設設置

時の安全評価上、重要な指標になる。また、 $e(50)$ は、これらの核種を吸入摂取した場合の内部被ばく線量を評価する上で、極めて有効なものである。

本報告書では、中性子科学研究計画の核破碎ターゲットの設計において重要と考えられる核種に対して線量係数等を計算したが、本計算を通し、大強度高エネルギー加速器施設における内部被ばく防護上、今後必要と考えられるいくつかの課題が明らかとなった。それらについて、今後の検討の進め方を含めて以下に述べる。

まず、線量評価用放射線データの整備が挙げられる。内部被ばく線量評価の放射線データとして ICRP が用いている ICRP Publ.38 は、1970 年代の ENSDF を基に作成され 1983 年に刊行されたデータ集である。これは、当時の入手可能な核構造データで、放射線防護上重要となる放射性核種を網羅したものとして活用されてきた。しかし、ENSDF は核構造に関する実験データを参照しながら定期的に改訂されており、ICRP Publ.38 に用いられた核種の ENSDF は、現時点で全て見直しが行われている。3.1.2 項で述べたように、 $e(50)$ の検証の対象とした核種のうちいくつかの核種については、半減期、放射線のエネルギーや放出率、新たな崩壊形式の追加などの変更があり、これが $e(50)$ に大きく影響することが明らかとなった。

また、近年、高エネルギー加速器の利用の拡大により、生成される放射性核種が多様化し、ICRP Publ.38 に収録されていない核種による被ばくの可能性が新たに出てきた。実際にこのような核種による内部被ばくが予測される場合は、個々に放射線データを整備し、線量係数や各限度値を計算して、これを線量評価に反映させている例もある [31, 33]。例えば、ICRP Publ.30 に基づいた原研の DOSDAC システム [33] は、線量係数を計算するための放射線データを、ENSDF から直接算出する機能を有している。しかし、この機能は DOSDAC システムの一部として組み込まれており、また、ENSDF から放射線データを算出するにあたっては様々な注意を要することから [34, 35]、一般の利用者が取り扱うのは容易でない。一方、本計算で用いた NUDAT には、ENSDF から算出された放射線のエネルギーと放出率が収録されているため、利用者が ENSDF を直接取り扱う必要はない。しかし、NUDAT は汎用的な放射線データベースであり、線量評価に利用するにはいくつかの問題もある。例えば、準安定状態の娘核種への転移を有する崩壊形式において、準安定状態からの放射線は親核種のデータ中に含まれている。したがって、準安定状態への分岐比が大きく、その半減期が親核種と比べて短くない場合は、線量係数値に影響を及ぼす可能性がある。このような状況から、最近の ENSDF を基に、ICRP Publ.38 に代わる、より多くの核種に対するデータを収録した線量評価用の放射線データベースの整備が必要である。

次に、ICRP が提案している新しい体内動態モデルを取り入れた計算方法の整備が挙げられる。本計算で対象とした核種においては、体内動態モデルが $e(50)$ の値に及ぼす影響は比較的小さかった。しかし、今回、体内動態モデルの比較検討の対象としたのは 6 元素のみで、その他の元素については、 $e(50)$ に対する体内動態モデルの影響は明らかにされていない。また、ICRP は、Publ.56、Publ.67 及び Publ.69 に続き、Publ.71 [36] においても、いくつかの元素に対して Publ.30 に代

わる新たな体内動態モデルを提案している。このような状況をふまえ、新たな体内動態モデルが提案された元素に対しては、それを取り入れた線量係数の計算方法の整備が必要である。

そして、放射線管理の観点からは、モニタリングの対象核種の選定が挙げられる。本計算では、核破砕ターゲット中での生成量及び半減期を基準に重要と考えられる 11 核種を選択したが、実際のターゲットと室内では、より多種類の放射性核種による空気汚染が予測される。しかし、これら全てを空気汚染モニタリングの対象核種とすることは、放射線管理の実務上、現実的ではない。したがって、生成量や半減期だけでなく、飛散率や線量係数などのファクターも考慮に入れ、内部被ばく防護上重要と考えられる核種を選定し、それらに着目したモニタリング方法の立案が必要になると考えられる。

4. 結言

高エネルギー陽子による核破砕反応で中性子発生用金属ターゲット中に生成され、かつ、ICRP により線量係数が与えられていない 11 種類の放射性核種について、それらの吸入摂取に対する線量係数を計算した。計算には ICRP Publ.66 の呼吸気道モデルを取り入れた内部被ばく線量計算プログラム LUDEP 及び評価済み核構造データファイルから作成されたデータベース NUDAT の放射線データを用いた。これらを用いて計算される線量係数について、ICRP Publ.68 に記載された値との比較を行い、算出された値が妥当であることを確認した。更に、計算された線量係数を基に、施設の設計や放射線管理において必要となる年摂取限度及び空气中濃度限度を算出した。これらの線量係数、限度等は、大型陽子加速器施設における換気設備等の設計や的確な内部被ばく防護を実施する上で極めて有効である。

謝辞

LUDEP の構造や操作方法について資料を提供して頂き、また、数々の助言を頂いた NRPB の Dr N. Jarvis に感謝の意を表します。

わる新たな体内動態モデルを提案している。このような状況をふまえ、新たな体内動態モデルが提案された元素に対しては、それを取り入れた線量係数の計算方法の整備が必要である。

そして、放射線管理の観点からは、モニタリングの対象核種の選定が挙げられる。本計算では、核破砕ターゲット中での生成量及び半減期を基準に重要と考えられる 11 核種を選択したが、実際のターゲットと室内では、より多種類の放射性核種による空気汚染が予測される。しかし、これら全てを空気汚染モニタリングの対象核種とすることは、放射線管理の実務上、現実的ではない。したがって、生成量や半減期だけでなく、飛散率や線量係数などのファクターも考慮に入れ、内部被ばく防護上重要と考えられる核種を選定し、それらに着目したモニタリング方法の立案が必要になると考えられる。

4. 結言

高エネルギー陽子による核破砕反応で中性子発生用金属ターゲット中に生成され、かつ、ICRP により線量係数が与えられていない 11 種類の放射性核種について、それらの吸入摂取に対する線量係数を計算した。計算には ICRP Publ.66 の呼吸気道モデルを取り入れた内部被ばく線量計算プログラム LUDEP 及び評価済み核構造データファイルから作成されたデータベース NUDAT の放射線データを用いた。これらを用いて計算される線量係数について、ICRP Publ.68 に記載された値との比較を行い、算出された値が妥当であることを確認した。更に、計算された線量係数を基に、施設の設計や放射線管理において必要となる年摂取限度及び空气中濃度限度を算出した。これらの線量係数、限度等は、大型陽子加速器施設における換気設備等の設計や的確な内部被ばく防護を実施する上で極めて有効である。

謝辞

LUDEP の構造や操作方法について資料を提供して頂き、また、数々の助言を頂いた NRPB の Dr N. Jarvis に感謝の意を表します。

わる新たな体内動態モデルを提案している。このような状況をふまえ、新たな体内動態モデルが提案された元素に対しては、それを取り入れた線量係数の計算方法の整備が必要である。

そして、放射線管理の観点からは、モニタリングの対象核種の選定が挙げられる。本計算では、核破砕ターゲット中での生成量及び半減期を基準に重要と考えられる 11 核種を選択したが、実際のターゲットと室内では、より多種類の放射性核種による空気汚染が予測される。しかし、これら全てを空気汚染モニタリングの対象核種とすることは、放射線管理の実務上、現実的ではない。したがって、生成量や半減期だけでなく、飛散率や線量係数などのファクターも考慮に入れ、内部被ばく防護上重要と考えられる核種を選定し、それらに着目したモニタリング方法の立案が必要になると考えられる。

4. 結言

高エネルギー陽子による核破砕反応で中性子発生用金属ターゲット中に生成され、かつ、ICRP により線量係数が与えられていない 11 種類の放射性核種について、それらの吸入摂取に対する線量係数を計算した。計算には ICRP Publ.66 の呼吸気道モデルを取り入れた内部被ばく線量計算プログラム LUDEP 及び評価済み核構造データファイルから作成されたデータベース NUDAT の放射線データを用いた。これらを用いて計算される線量係数について、ICRP Publ.68 に記載された値との比較を行い、算出された値が妥当であることを確認した。更に、計算された線量係数を基に、施設の設計や放射線管理において必要となる年摂取限度及び空气中濃度限度を算出した。これらの線量係数、限度等は、大型陽子加速器施設における換気設備等の設計や的確な内部被ばく防護を実施する上で極めて有効である。

謝辞

LUDEP の構造や操作方法について資料を提供して頂き、また、数々の助言を頂いた NRPB の Dr N. Jarvis に感謝の意を表します。

参考文献

- [1] 渡辺 昇: JAERI-Conf 96-014, 219 (1996).
- [2] 永宮 正治: 日本物理学会誌, 52, 154 (1997).
- [3] 水元 元治, 他(編): JAERI-Conf 95-017 (1995).
- [4] Muramatsu, H., et al.: *Appl. Radiat. Isot.*, 39, 413 (1988).
- [5] ICRP Publication 30 Part 1 (1979); Part 2 (1980); Part 3 (1981); Part 4 (1988).
- [6] ICRP Publication 60 (1991).
- [7] ICRP Publication 26 (1977).
- [8] ICRP Publication 66 (1994).
- [9] ICRP Publication 56 (1989).
- [10] ICRP Publication 67 (1993).
- [11] ICRP Publication 69 (1995).
- [12] ICRP Publication 68 (1994).
- [13] 高田 弘: 発表準備中.
- [14] 中原 康明, 他: JAERI-M 82-198 (1982).
- [15] Briesmeister, J.F.(Ed.): LA-12625 (1993).
- [16] 西田 雄彦: 私信.
- [17] 田坂 完二: JAERI-M 8727 (1980).
- [18] Forrest, R.A., et al.: AEA/FUS/227 (1993).
- [19] Jarvis, N.S., et al.: NRPB-SR287 (1997).
- [20] ICRP Publication 38 (1983).
- [21] Kocher, D.C., et al.: DOE/TIC-11026 (1981).
- [22] Cristy, M., et al.: ORNL/TM-8381/V7 (1987).
- [23] Dunford, C.L., et al.: NNDC/ONL-96/8 (1996).

- [24] Ewbank, W.B., et al.: ORNL-5054/R1 (1978).
- [25] Burrows, T.W.: BNL-NCS-52142 (1988).
- [26] Firestone, R.B., et al.: Table of Isotopes (8th edition) (1996).
- [27] Birchall, A.: Health Phys., 50, 389 (1986).
- [28] Birchall, A., et al.: Health Phys., 56, 857 (1989).
- [29] Birchall, A., et al.: Health Phys., 67, 162 (1994).
- [30] Watson, S.B., et al.: ORNL/TM-6980 (1980).
- [31] 柴田 徳思, 他: Radioisotopes, 41, 93 (1992).
- [32] Dillman, L.T.: ORNL/TM-6689 (1980).
- [33] 外川 織彦: JAERI-M 93-022 (1993).
- [34] 山口 勇吉, 他: 核データニュース, 30, 73 (1988).
- [35] 外川 織彦, 他: JAERI-Data/Code 96-003 (1996).
- [36] ICRP Publication 71 (1995).

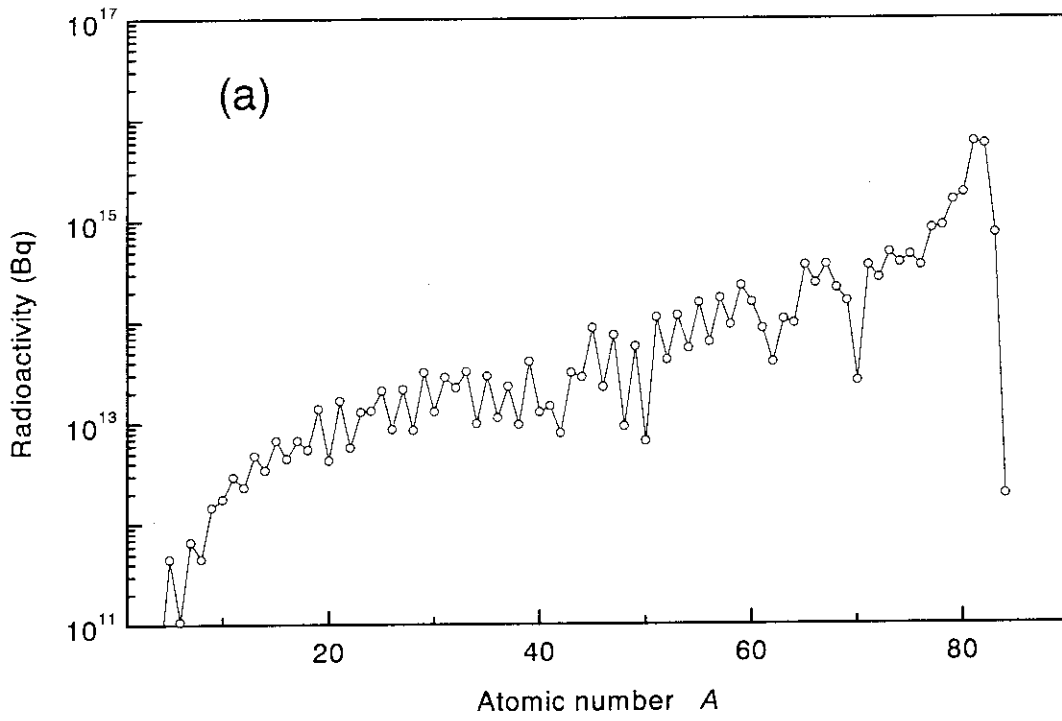


Fig. 1(a) Radioactivities induced in the lead target bombarded by 1.5 GeV protons with 1 mA for 30 days.

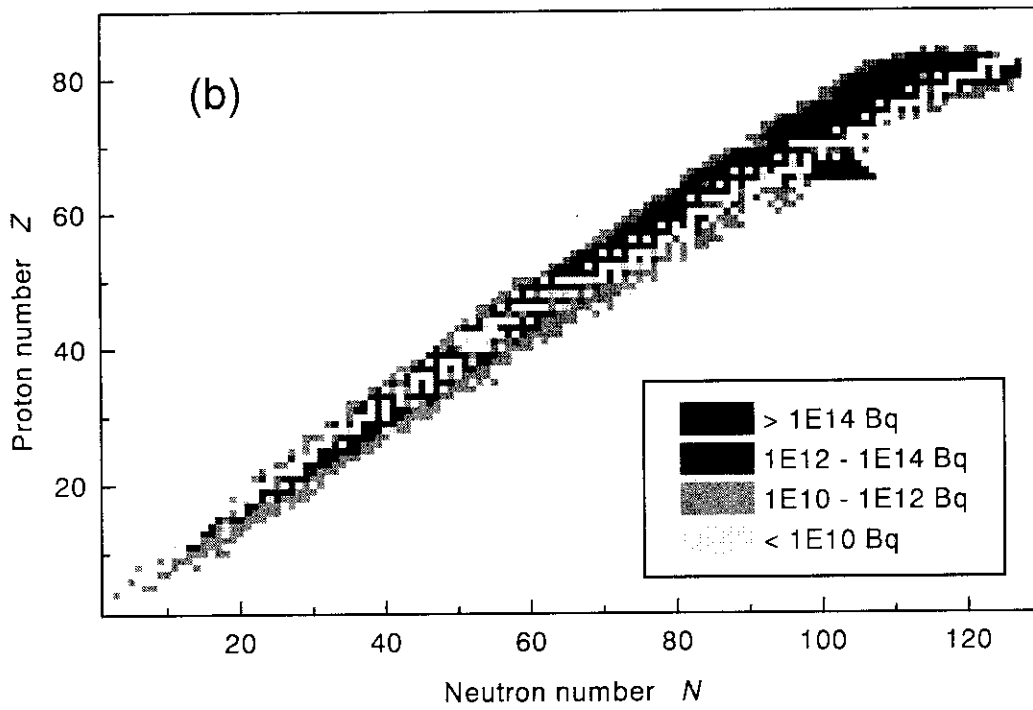


Fig. 1(b) (N, Z) distribution of radionuclides induced in the lead target bombarded by 1.5 GeV protons with 1 mA for 30 days.

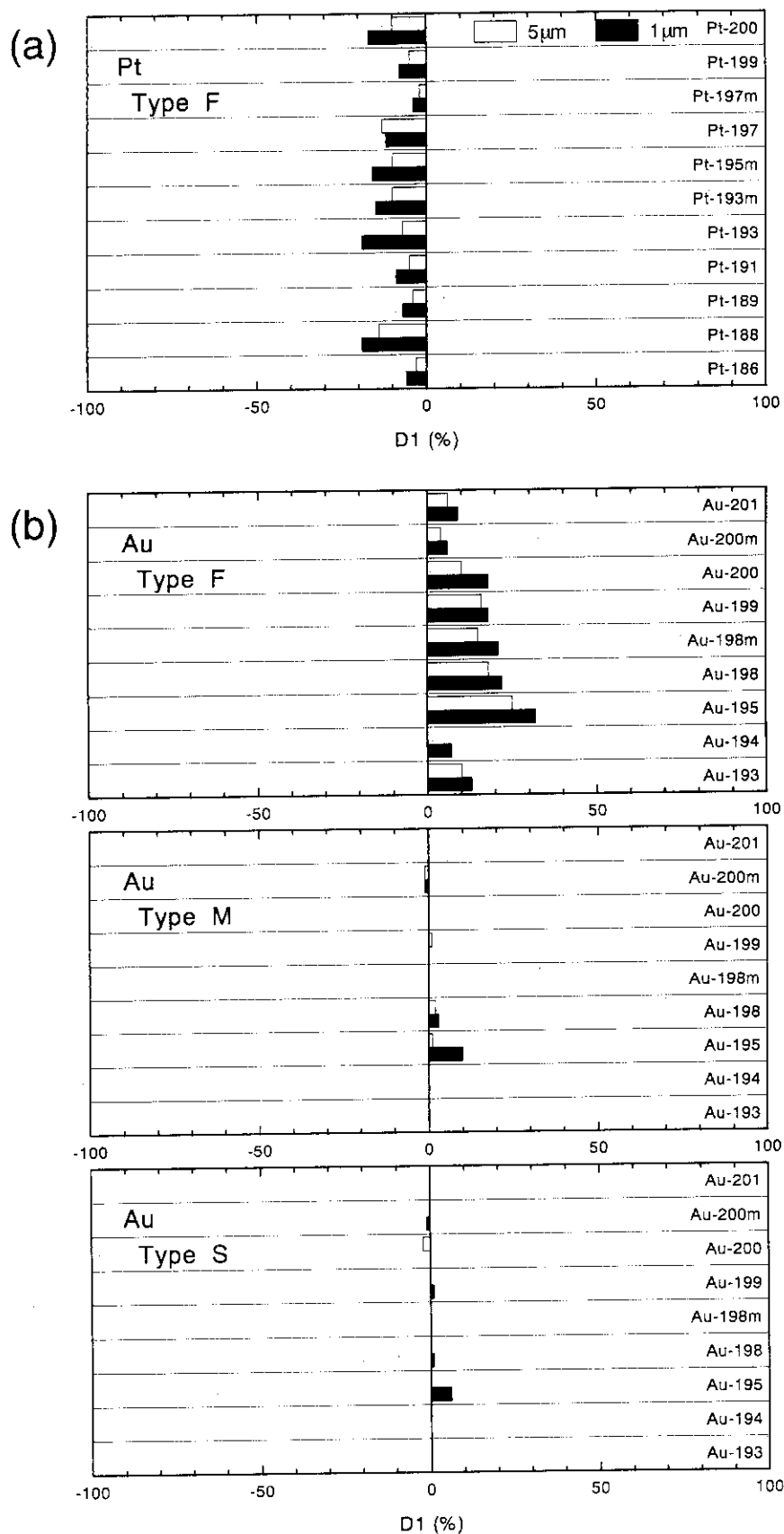


Fig. 2 Differences of $e(50)$ due to biokinetic models. (a) Pt isotopes, (b) Au isotopes.

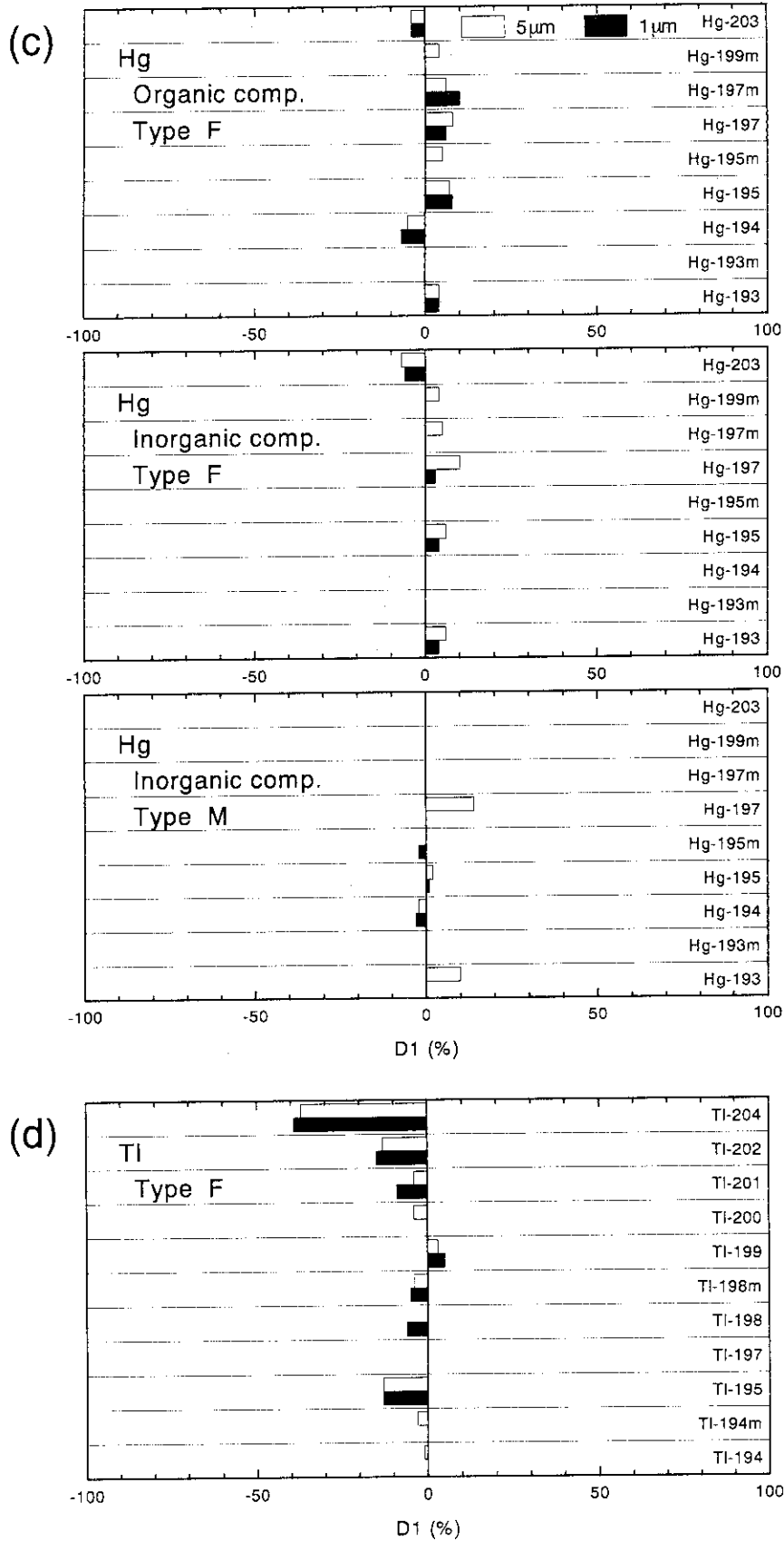


Fig. 2 continued. (c) Hg isotopes, (d) Tl isotopes.

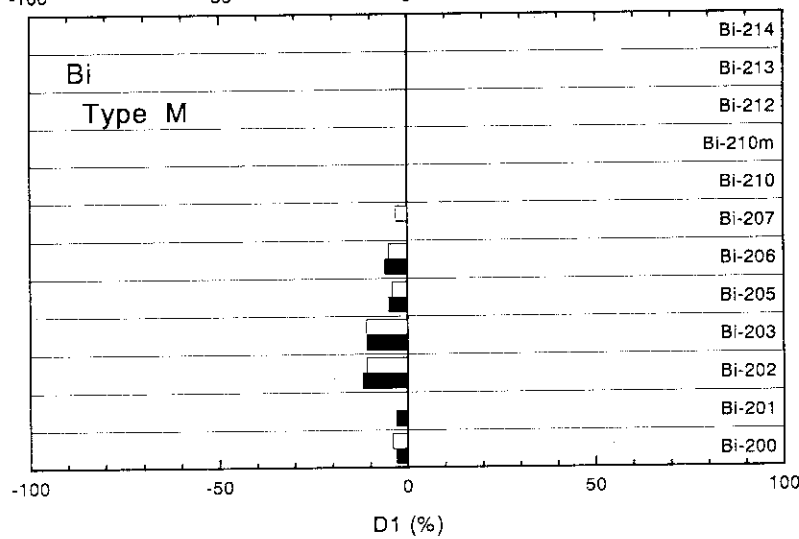
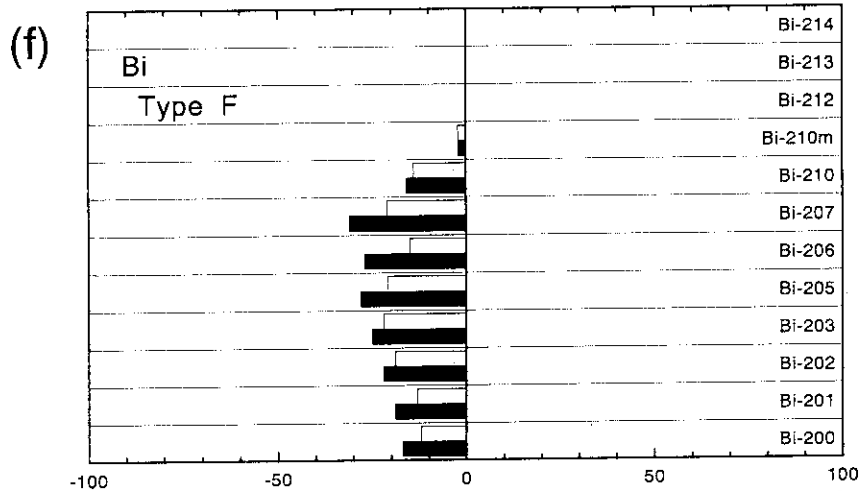
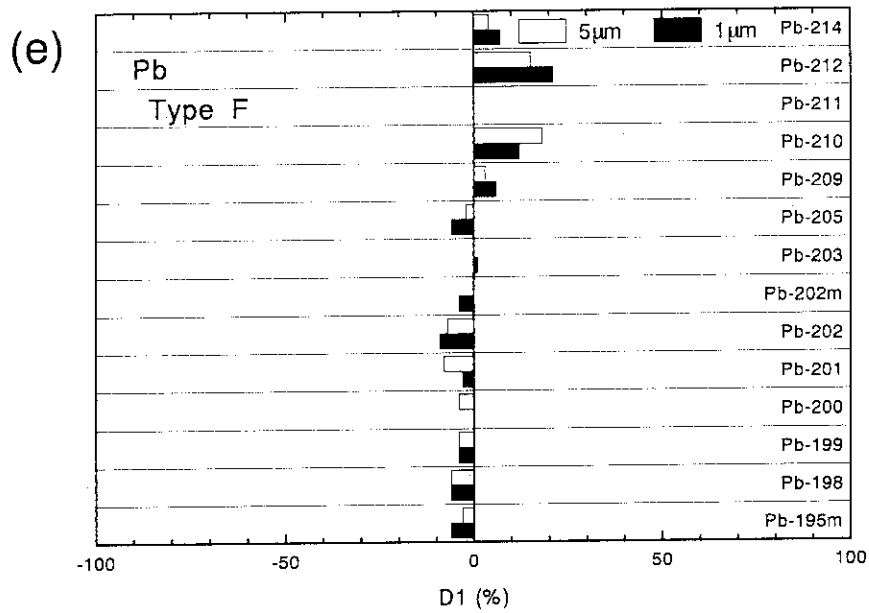


Fig. 2 continued. (e) Pb isotopes, (f) Bi isotopes.

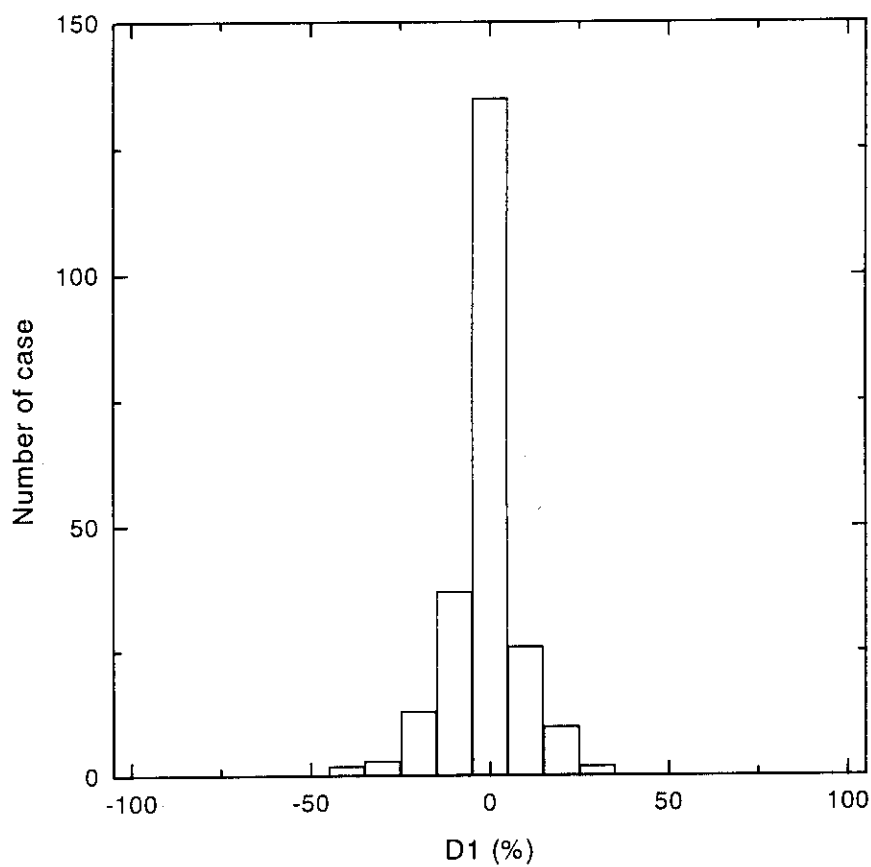


Fig. 3 Histogram of differences of $e(50)$ due to biokinetic models.

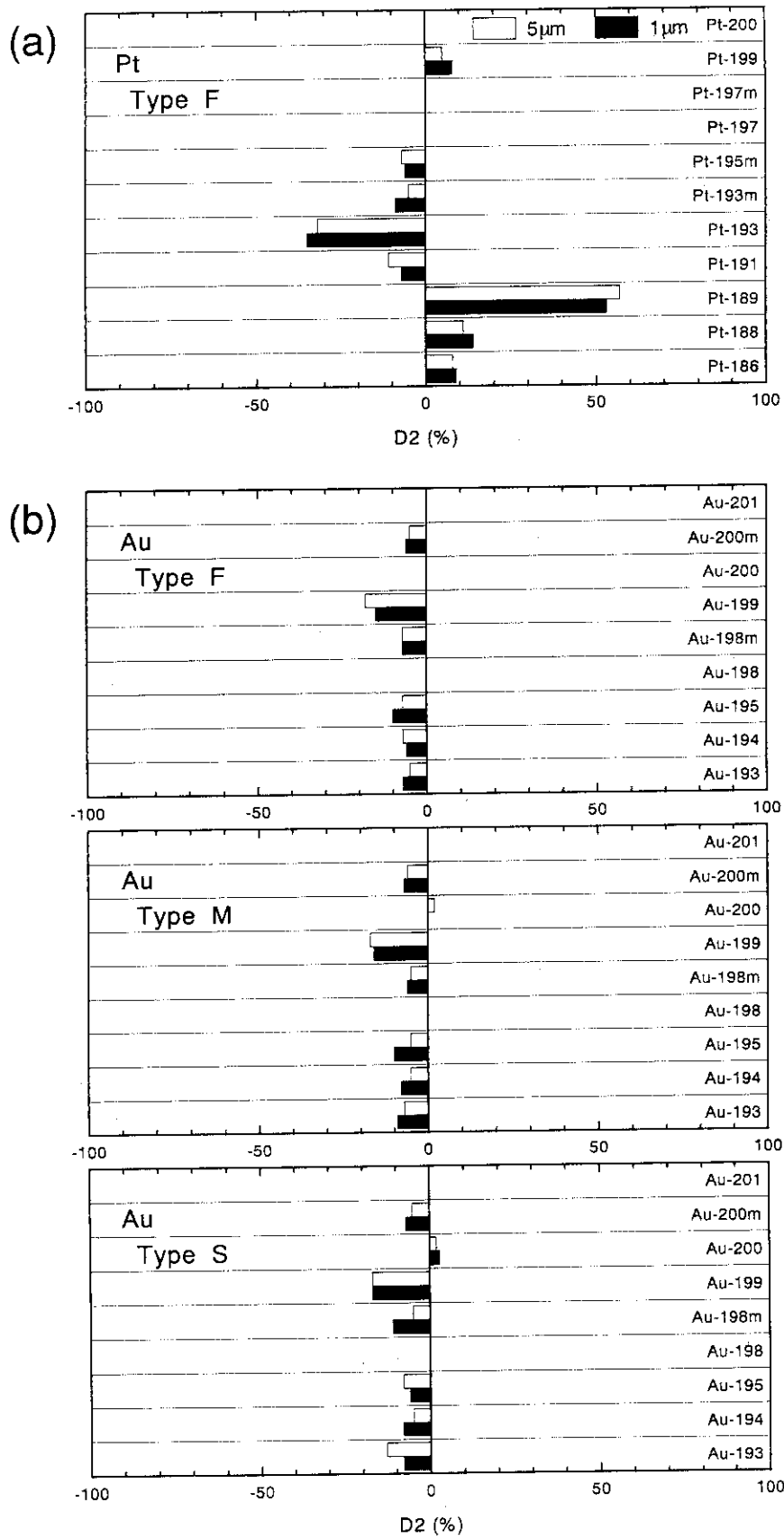


Fig. 4 Differences of $e(50)$ due to radiation data. (a) Pt isotopes, (b) Au isotopes.

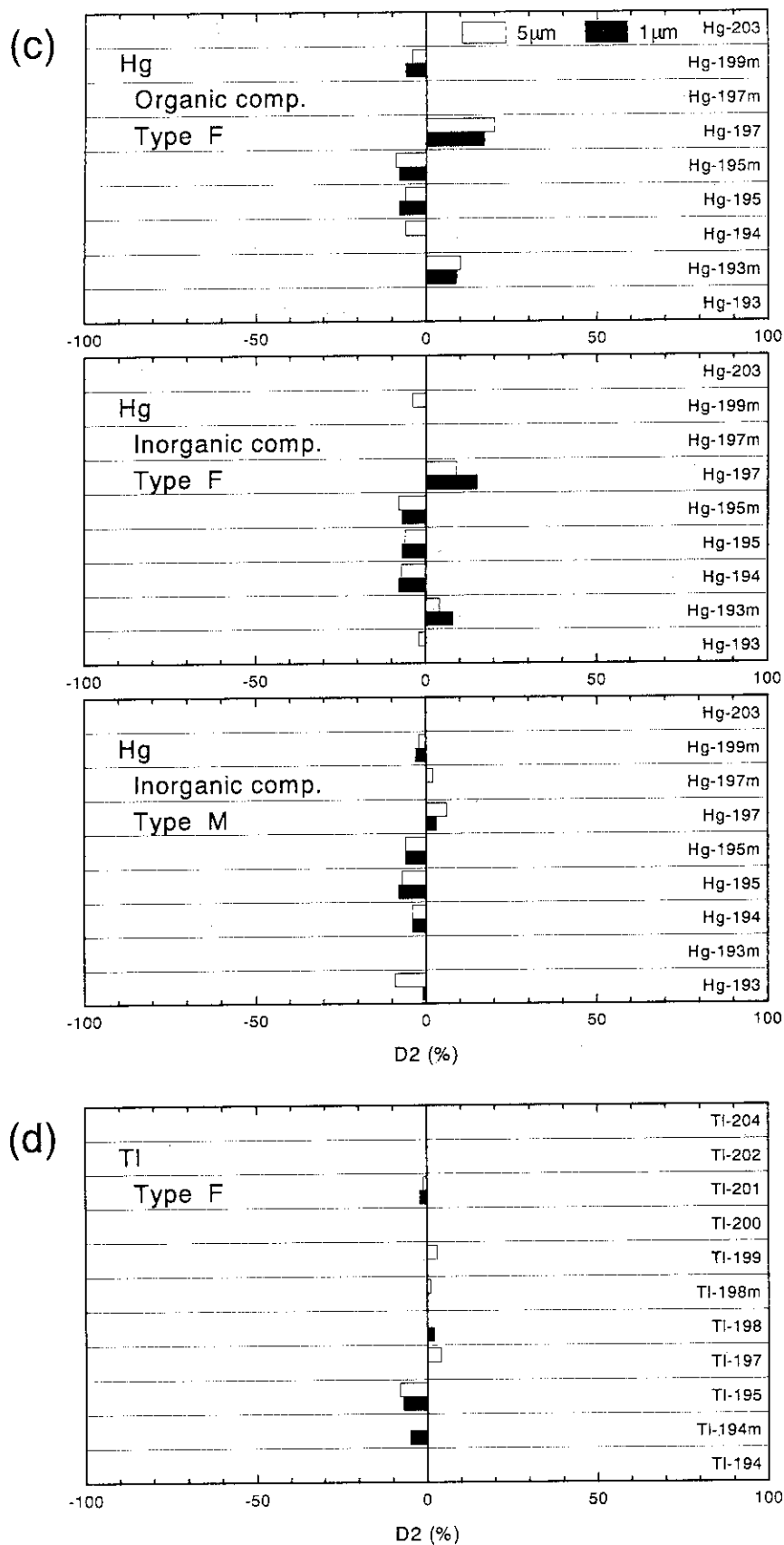


Fig. 4 continued. (c) Hg isotopes, (d) Tl isotopes.

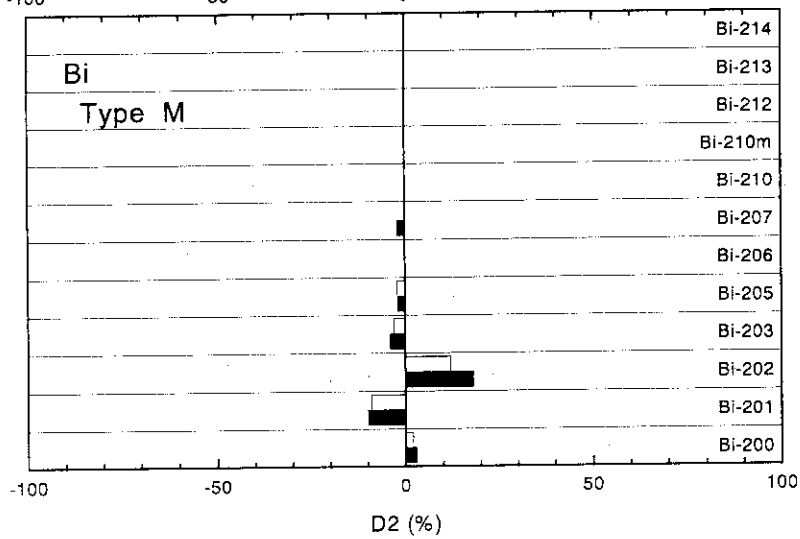
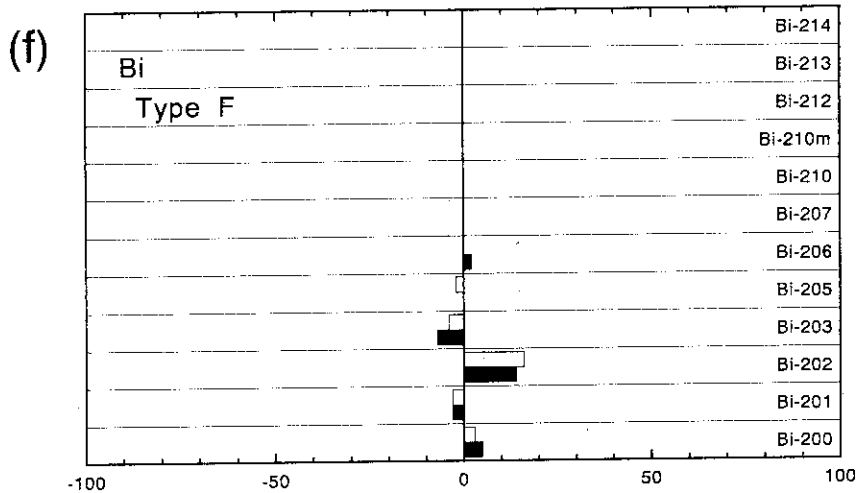
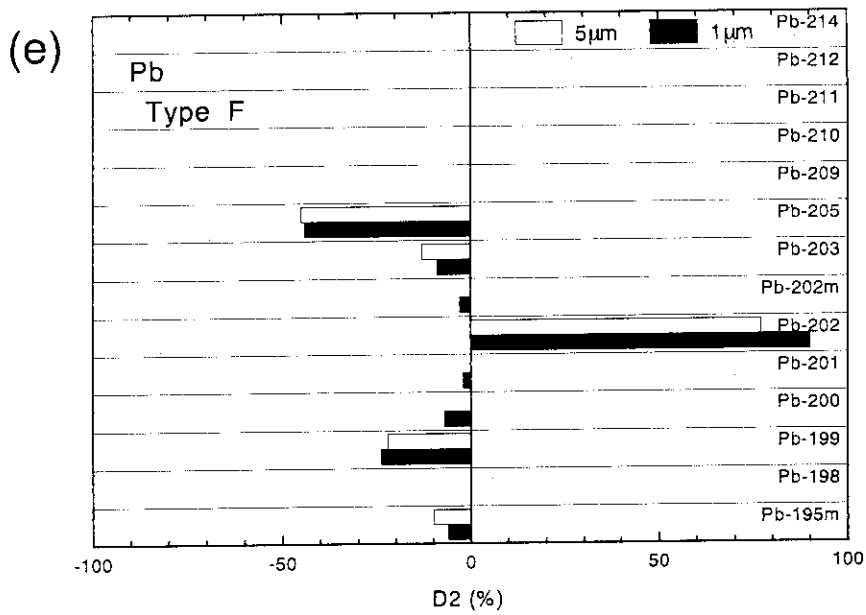


Fig. 4 continued. (e) Pb isotopes, (f) Bi isotopes.

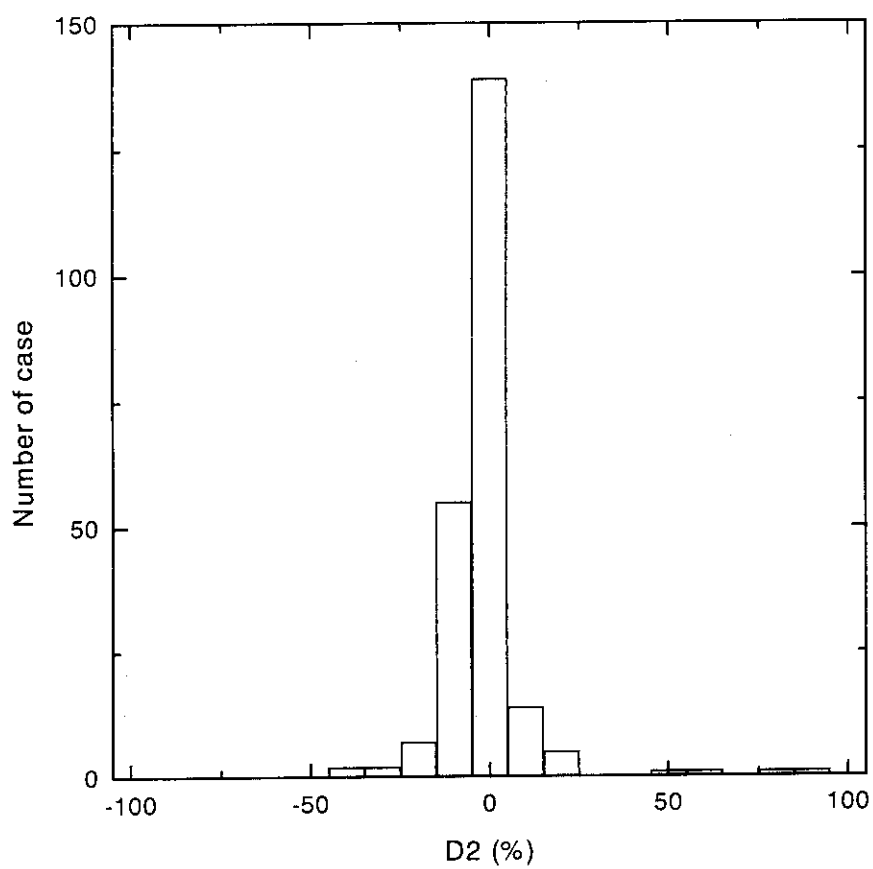


Fig. 5 Histogram of differences of $e(50)$ due to radiation data.

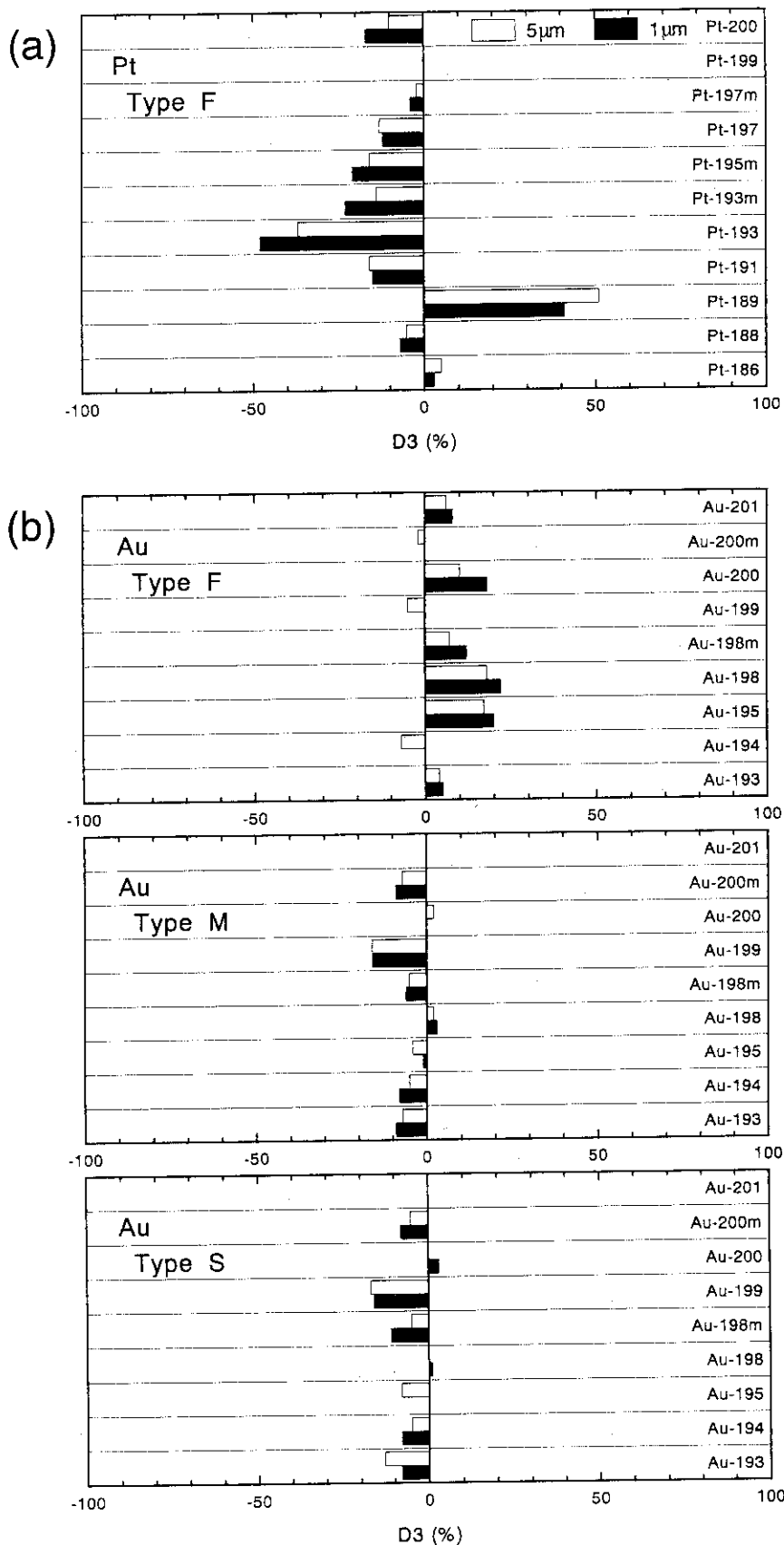


Fig. 6 Differences of $\epsilon(50)$ due to both biokinetic models and radiation data. (a) Pt isotopes, (b) Au isotopes.

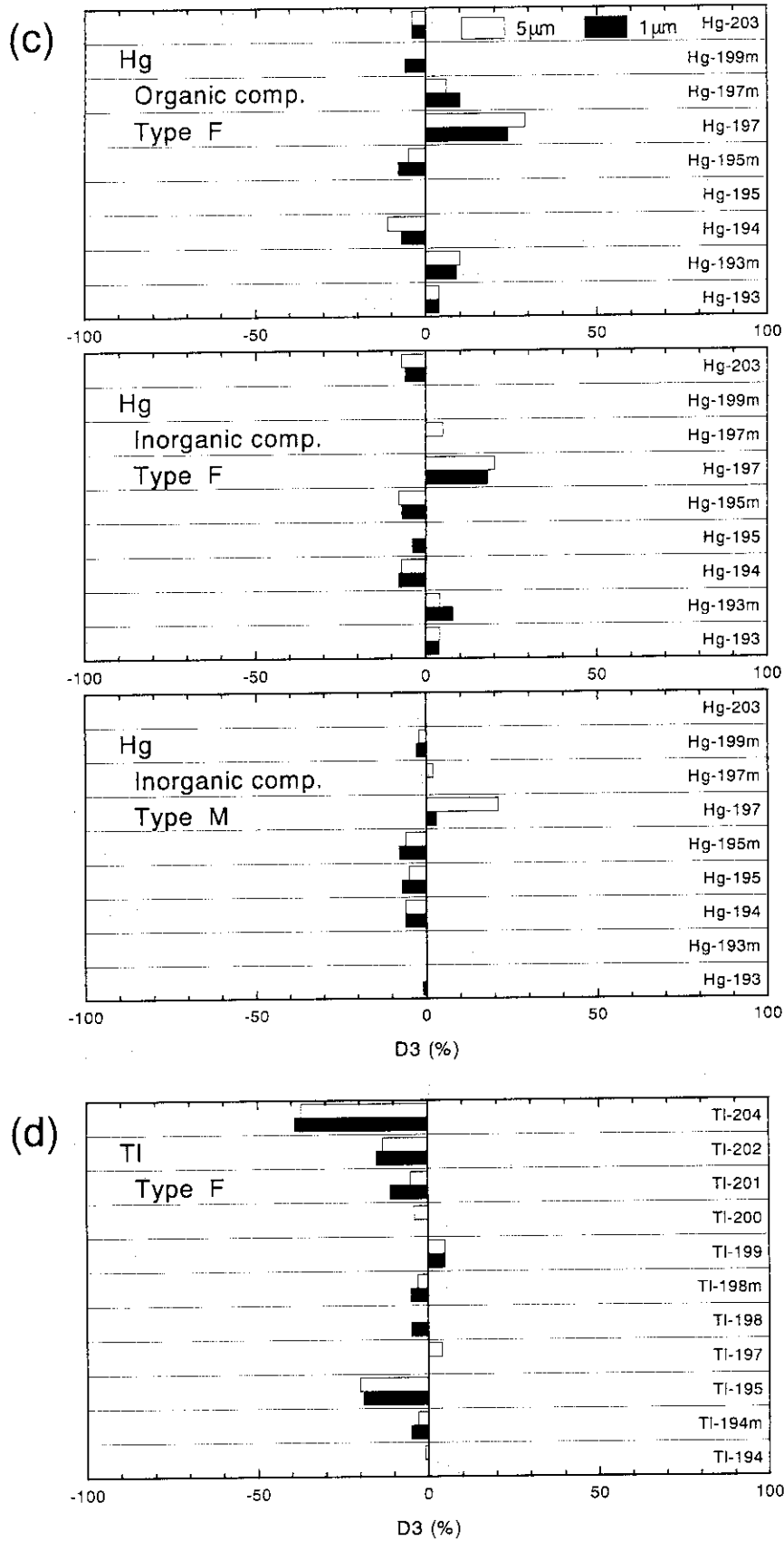


Fig. 6 continued. (c) Hg isotopes, (d) Tl isotopes.

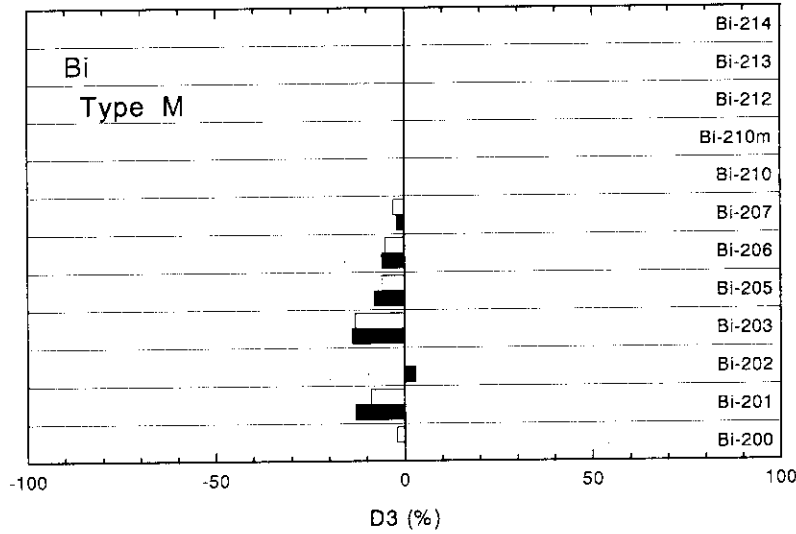
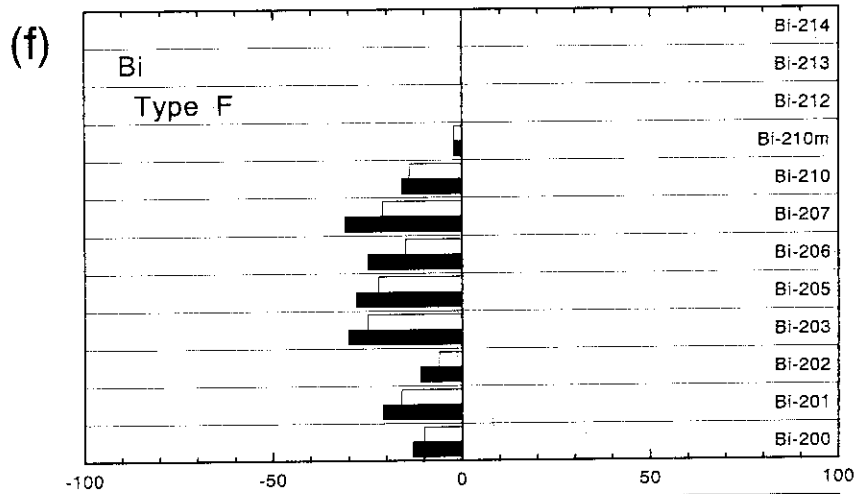
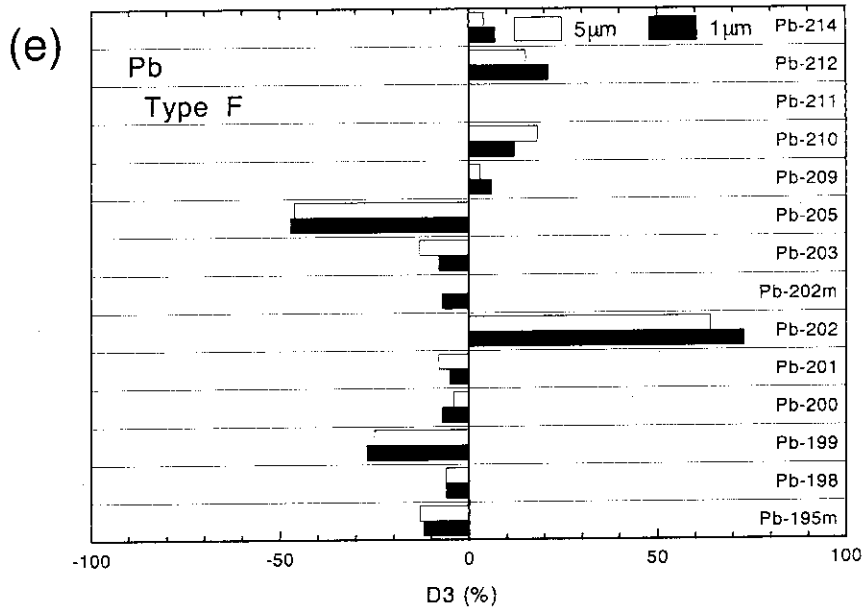


Fig. 6 continued. (e) Pb isotopes, (f) Bi isotopes.

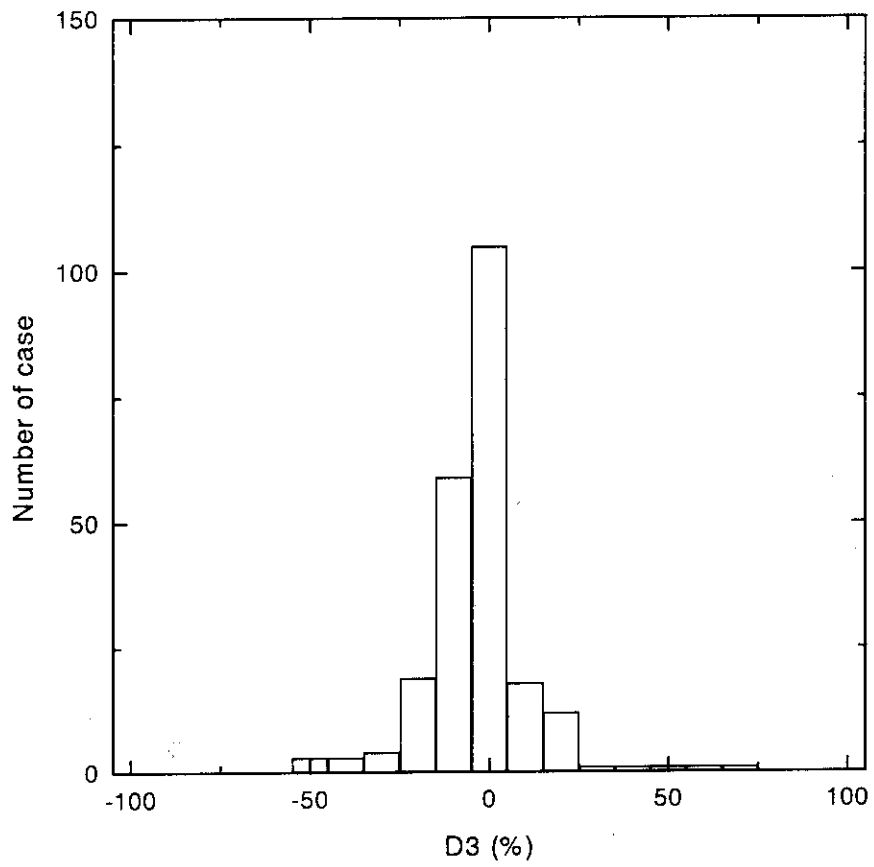


Fig. 7 Histogram of differences of $e(50)$ due to both biokinetic models and radiation data.

Table 1 Tissue weighting factors w_T [3].

Organ or tissue (T)	w_T	Organ or tissue (T)	w_T
Gonads	0.20	Liver	0.05
Bone marrow (red)	0.12	Oesophagus	0.05
Colon	0.12	Thyroid	0.05
Lung	0.12	Skin	0.01
Stomach	0.12	Bone surface	0.01
Bladder	0.05	Remainder* ¹	0.05
Breast	0.05		

*1 The remainder is composed of the following ten additional organs and tissues : muscle, brain, small intestine, kidneys, pancreas, spleen, thymus, uterus, adrenals and extrathoracic airways.

Table 2 Radiation weighting factors w_R [3].

Type and energy range	w_R
Photons, all energies	1
Electrons and muons, all energies	1
Neutrons, energy	
< 10 keV	5
10 - 100 keV	10
> 100 keV - 2 MeV	20
> 2 - 20 MeV	10
> 20 MeV	5
Protons, energy	
> 2 MeV	5
Alpha particles, fission fragments, heavy nuclei	20

Table 3 Effective dose coefficients for inhaled particulates of Pt isotopes.

Nuclide	$t_{1/2}$	Type	f_1	$e(50)$ for 1 μm AMAD particulate (Sv/Bq)				$e(50)$ for 5 μm AMAD particulate (Sv/Bq)			
				ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)	LUDEP (NUDAT)	ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)	LUDEP (NUDAT)
^{186}Pt	2.00 h	F	0.01	3.6×10^{-11}	3.4×10^{-11}	3.7×10^{-11}	3.7×10^{-11}	6.6×10^{-11}	6.4×10^{-11}	6.9×10^{-11}	6.9×10^{-11}
^{188}Pt	10.2 d	F	0.01	4.3×10^{-10}	3.5×10^{-10}	4.0×10^{-10}	4.0×10^{-10}	6.3×10^{-10}	5.4×10^{-10}	6.0×10^{-10}	6.0×10^{-10}
^{189}Pt	10.9 h	F	0.01	4.1×10^{-11}	3.8×10^{-11}	5.8×10^{-11}	5.8×10^{-11}	7.3×10^{-11}	7.0×10^{-11}	1.0×10^{-10}	1.0×10^{-10}
^{191}Pt	2.80 d	F	0.01	1.1×10^{-10}	1.0×10^{-10}	9.3×10^{-11}	9.3×10^{-11}	1.9×10^{-10}	1.8×10^{-10}	1.6×10^{-10}	1.6×10^{-10}
^{193}Pt	50 y	F	0.01	2.1×10^{-11}	1.7×10^{-11}	1.1×10^{-11}	1.1×10^{-11}	2.7×10^{-11}	2.5×10^{-11}	1.7×10^{-11}	1.7×10^{-11}
$^{193\text{m}}\text{Pt}$	4.33 d	F	0.01	1.3×10^{-10}	1.1×10^{-10}	1.0×10^{-10}	1.0×10^{-10}	2.1×10^{-10}	1.9×10^{-10}	1.8×10^{-10}	1.8×10^{-10}
$^{195\text{m}}\text{Pt}$	4.02 d	F	0.01	1.9×10^{-10}	1.6×10^{-10}	1.5×10^{-10}	1.5×10^{-10}	3.1×10^{-10}	2.8×10^{-10}	2.6×10^{-10}	2.6×10^{-10}
^{197}Pt	18.3 h	F	0.01	9.1×10^{-11}	8.0×10^{-11}	8.0×10^{-11}	8.0×10^{-11}	1.6×10^{-10}	1.4×10^{-10}	1.4×10^{-10}	1.4×10^{-10}
$^{197\text{m}}\text{Pt}$	1.57 h	F	0.01	2.5×10^{-11}	2.4×10^{-11}	2.4×10^{-11}	2.4×10^{-11}	4.3×10^{-11}	4.2×10^{-11}	4.2×10^{-11}	4.2×10^{-11}
^{199}Pt	0.513 h	F	0.01	1.3×10^{-11}	1.2×10^{-11}	1.3×10^{-11}	1.3×10^{-11}	2.2×10^{-11}	2.1×10^{-11}	2.2×10^{-11}	2.2×10^{-11}
^{200}Pt	12.5 h	F	0.01	2.4×10^{-10}	2.0×10^{-10}	2.0×10^{-10}	2.0×10^{-10}	4.0×10^{-10}	3.6×10^{-10}	3.6×10^{-10}	3.6×10^{-10}

Table 4 Effective dose coefficients for inhaled particulates of Au isotopes.

Nuclide	$t_{1/2}$	Type	f_1	$e(50)$ for 1 μm AMAD particulate (Sv/Bq)			$e(50)$ for 5 μm AMAD particulate (Sv/Bq)		
				ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)	ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)
^{193}Au	17.6 h	F		3.9×10^{-11}	4.4×10^{-11}	4.1×10^{-11}	7.1×10^{-11}	7.8×10^{-11}	7.4×10^{-11}
		M	0.10	1.1×10^{-10}	1.1×10^{-10}	1.0×10^{-10}	1.5×10^{-10}	1.5×10^{-10}	1.4×10^{-10}
		S		1.2×10^{-10}	1.2×10^{-10}	1.1×10^{-10}	1.6×10^{-10}	1.6×10^{-10}	1.4×10^{-10}
^{194}Au	1.64 d	F		1.5×10^{-10}	1.6×10^{-10}	1.5×10^{-10}	2.8×10^{-10}	2.8×10^{-10}	2.6×10^{-10}
		M	0.10	2.4×10^{-10}	2.4×10^{-10}	2.2×10^{-10}	3.7×10^{-10}	3.7×10^{-10}	3.5×10^{-10}
		S		2.5×10^{-10}	2.5×10^{-10}	2.3×10^{-10}	3.8×10^{-10}	3.8×10^{-10}	3.6×10^{-10}
^{195}Au	183 d	F		7.1×10^{-11}	9.4×10^{-11}	8.5×10^{-11}	1.2×10^{-10}	1.5×10^{-10}	1.4×10^{-10}
		M	0.10	1.0×10^{-9}	1.1×10^{-9}	9.9×10^{-10}	8.0×10^{-10}	8.1×10^{-10}	7.7×10^{-10}
		S		1.6×10^{-9}	1.7×10^{-9}	1.6×10^{-9}	1.2×10^{-9}	1.2×10^{-9}	1.1×10^{-9}
^{198}Au	2.69 d	F		2.3×10^{-10}	2.8×10^{-10}	2.8×10^{-10}	3.9×10^{-10}	4.6×10^{-10}	4.6×10^{-10}
		M	0.10	7.6×10^{-10}	7.8×10^{-10}	7.8×10^{-10}	9.8×10^{-10}	1.0×10^{-9}	1.0×10^{-9}
		S		8.4×10^{-10}	8.5×10^{-10}	8.5×10^{-10}	1.1×10^{-9}	1.1×10^{-9}	1.1×10^{-9}
$^{198\text{m}}\text{Au}$	2.30 d	F		3.4×10^{-10}	4.1×10^{-10}	3.8×10^{-10}	5.9×10^{-10}	6.8×10^{-10}	6.3×10^{-10}
		M	0.10	1.7×10^{-9}	1.7×10^{-9}	1.6×10^{-9}	2.0×10^{-9}	2.0×10^{-9}	1.9×10^{-9}
		S		1.9×10^{-9}	1.9×10^{-9}	1.7×10^{-9}	1.9×10^{-9}	1.9×10^{-9}	1.8×10^{-9}
^{199}Au	3.14 d	F		1.1×10^{-10}	1.3×10^{-10}	1.1×10^{-10}	1.9×10^{-10}	2.2×10^{-10}	1.8×10^{-10}
		M	0.10	6.8×10^{-10}	6.8×10^{-10}	5.7×10^{-10}	6.8×10^{-10}	6.9×10^{-10}	5.7×10^{-10}
		S		7.5×10^{-10}	7.6×10^{-10}	6.3×10^{-10}	7.6×10^{-10}	7.6×10^{-10}	6.3×10^{-10}
^{200}Au	0.807 h	F		1.7×10^{-11}	2.0×10^{-11}	2.0×10^{-11}	3.0×10^{-11}	3.3×10^{-11}	3.3×10^{-11}
		M	0.10	3.5×10^{-11}	3.5×10^{-11}	3.5×10^{-11}	5.3×10^{-11}	5.3×10^{-11}	5.4×10^{-11}
		S		3.6×10^{-11}	3.6×10^{-11}	3.7×10^{-11}	5.6×10^{-11}	5.5×10^{-11}	5.6×10^{-11}

Table 4 continued.

Nuclide	$t_{1/2}$	Type	f_1	$e(50)$ for 1 μm AMAD particulate (Sv/Bq)			$e(50)$ for 5 μm AMAD particulate (Sv/Bq)		
				ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)	ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)
$^{200\text{m}}\text{Au}$	18.7 h	F		3.2×10^{-10}	3.4×10^{-10}	3.2×10^{-10}	5.7×10^{-10}	5.9×10^{-10}	5.6×10^{-10}
		M	0.10	6.9×10^{-10}	6.8×10^{-10}	6.3×10^{-10}	9.8×10^{-10}	9.7×10^{-10}	9.1×10^{-10}
		S		7.3×10^{-10}	7.2×10^{-10}	6.7×10^{-10}	1.0×10^{-9}	1.0×10^{-9}	9.5×10^{-10}
^{201}Au	0.440 h	F		9.2×10^{-12}	1.0×10^{-11}	1.0×10^{-11}	1.6×10^{-11}	1.7×10^{-11}	1.7×10^{-11}
		M	0.10	1.7×10^{-11}	1.7×10^{-11}	1.7×10^{-11}	2.8×10^{-11}	2.8×10^{-11}	2.8×10^{-11}
		S		1.8×10^{-11}	1.8×10^{-11}	1.8×10^{-11}	2.9×10^{-11}	2.9×10^{-11}	2.9×10^{-11}

Table 5 Effective dose coefficients for inhaled particulates of Hg isotopes.

Nuclide	$t_{1/2}$	Type	f_1	$e(50)$ for 1 μm AMAD particulate (Sv/Bq)			$e(50)$ for 5 μm AMAD particulate (Sv/Bq)		
				ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)	ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)
^{193}Hg (org)*2)	3.50 h	F	0.40	2.6×10^{-11}	2.7×10^{-11}	2.7×10^{-11}	4.7×10^{-11}	4.9×10^{-11}	4.9×10^{-11}
		F	0.02	2.8×10^{-11}	2.9×10^{-11}	2.9×10^{-11}	5.0×10^{-11}	5.3×10^{-11}	5.2×10^{-11}
		M		7.5×10^{-11}	7.5×10^{-11}	7.4×10^{-11}	1.0×10^{-10}	1.1×10^{-10}	1.0×10^{-11}
$^{193\text{m}}\text{Hg}$ (org)	11.1 h	F	0.40	1.1×10^{-10}	1.1×10^{-10}	1.2×10^{-10}	2.0×10^{-10}	2.0×10^{-10}	2.2×10^{-10}
		F	0.02	1.2×10^{-10}	1.2×10^{-10}	1.3×10^{-10}	2.3×10^{-10}	2.3×10^{-10}	2.4×10^{-10}
		M		2.6×10^{-10}	2.6×10^{-10}	2.6×10^{-10}	3.8×10^{-10}	3.8×10^{-10}	3.8×10^{-10}
^{194}Hg (org)	260 y	F	0.40	1.5×10^{-8}	1.4×10^{-8}	$1.4 \times 10^{-8*4}$	1.9×10^{-8}	1.8×10^{-8}	$1.7 \times 10^{-8*4}$
		F	0.02	1.3×10^{-8}	1.3×10^{-8}	$1.2 \times 10^{-8*4}$	1.5×10^{-8}	1.5×10^{-8}	$1.4 \times 10^{-8*4}$
		M		7.8×10^{-9}	7.6×10^{-9}	$7.3 \times 10^{-9*4}$	5.3×10^{-9}	5.2×10^{-9}	$5.0 \times 10^{-9*4}$
^{195}Hg (org)	9.90 h	F	0.40	2.4×10^{-11}	2.6×10^{-11}	2.4×10^{-11}	4.4×10^{-11}	4.7×10^{-11}	4.4×10^{-11}
		F	0.02	2.7×10^{-11}	2.8×10^{-11}	2.6×10^{-11}	4.8×10^{-11}	5.1×10^{-11}	4.8×10^{-11}
		M		7.2×10^{-11}	7.3×10^{-11}	6.7×10^{-11}	9.2×10^{-11}	9.4×10^{-11}	8.7×10^{-11}
$^{195\text{m}}\text{Hg}$ (org)	1.73 d	F	0.40	1.3×10^{-10}	1.3×10^{-10}	1.2×10^{-10}	2.2×10^{-10}	2.3×10^{-10}	2.1×10^{-10}
		F	0.02	1.5×10^{-10}	1.5×10^{-10}	1.4×10^{-10}	2.6×10^{-10}	2.6×10^{-10}	2.4×10^{-10}
		M		5.1×10^{-10}	5.0×10^{-10}	4.7×10^{-10}	6.5×10^{-10}	6.5×10^{-10}	6.1×10^{-10}

*2 Organic compound. *3 Inorganic compound.

*4 The half-life of 444 y from NUDAT was used for ^{194}Hg in these calculations.

Table 5 continued.

Nuclide	$t_{1/2}$	Type	f_1	$e(50)$ for 1 μm AMAD particulate (Sv/Bq)			$e(50)$ for 5 μm AMAD particulate (Sv/Bq)		
				ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)	ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)
^{197}Hg (org)	2.67 d	F	0.40	5.0×10^{-11}	5.3×10^{-11}	6.2×10^{-11}	8.5×10^{-11}	9.2×10^{-11}	1.1×10^{-10}
^{197}Hg (inorg)	2.67 d	F	0.02	6.0×10^{-11}	6.2×10^{-11}	7.1×10^{-11}	1.0×10^{-10}	1.1×10^{-10}	1.2×10^{-10}
		M		2.9×10^{-10}	2.9×10^{-10}	3.0×10^{-10}	2.8×10^{-10}	3.2×10^{-10}	3.4×10^{-10}
$^{197\text{m}}\text{Hg}$ (org)	23.8 h	F	0.40	1.0×10^{-10}	1.1×10^{-10}	1.1×10^{-10}	1.8×10^{-10}	1.9×10^{-10}	1.9×10^{-10}
		F	0.02	1.2×10^{-10}	1.2×10^{-10}	1.2×10^{-10}	2.1×10^{-10}	2.2×10^{-10}	2.2×10^{-10}
$^{199\text{m}}\text{Hg}$ (org)	23.8 h	M		0.02	5.1×10^{-10}	5.1×10^{-10}	5.1×10^{-10}	6.6×10^{-10}	6.6×10^{-10}
		F	0.40		1.6×10^{-11}	1.6×10^{-11}	1.5×10^{-11}	2.7×10^{-11}	2.8×10^{-11}
$^{199\text{m}}\text{Hg}$ (inorg)	0.710 h	F	0.02	1.6×10^{-11}	1.6×10^{-11}	1.6×10^{-11}	2.7×10^{-11}	2.8×10^{-11}	2.7×10^{-11}
		M		3.3×10^{-11}	3.3×10^{-11}	3.2×10^{-11}	5.2×10^{-11}	5.2×10^{-11}	5.1×10^{-11}
^{203}Hg (org)	46.6 d	F	0.40	5.7×10^{-10}	5.5×10^{-10}	5.5×10^{-10}	7.5×10^{-10}	7.2×10^{-10}	7.2×10^{-10}
		F	0.02	4.7×10^{-10}	4.4×10^{-10}	4.4×10^{-10}	5.9×10^{-10}	5.5×10^{-10}	5.5×10^{-10}
^{203}Hg (inorg)	46.6 d	M		0.02	2.3×10^{-9}	2.3×10^{-9}	2.3×10^{-9}	1.9×10^{-9}	1.9×10^{-9}

Table 6 Effective dose coefficients for inhaled particulates of Tl isotopes.

Nuclide	$t_{1/2}$	Type	f_1	$e(50)$ for 1 μm AMAD particulate (Sv/Bq)			$e(50)$ for 5 μm AMAD particulate (Sv/Bq)		
				ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)	ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)
^{194}Tl	0.550 h	F	1.00	4.8×10^{-12}	4.8×10^{-12}	4.8×10^{-12}	8.9×10^{-12}	8.8×10^{-12}	8.8×10^{-12}
$^{194\text{m}}\text{Tl}$	0.546 h	F	1.00	2.0×10^{-11}	2.0×10^{-11}	1.9×10^{-11}	3.6×10^{-11}	3.5×10^{-11}	3.5×10^{-11}
^{195}Tl	1.16 h	F	1.00	1.6×10^{-11}	1.4×10^{-11}	1.3×10^{-11}	3.0×10^{-11}	2.6×10^{-11}	2.4×10^{-11}
^{197}Tl	2.84 h	F	1.00	1.5×10^{-11}	1.5×10^{-11}	1.5×10^{-11}	2.7×10^{-11}	2.7×10^{-11}	2.8×10^{-11}
^{198}Tl	5.30 h	F	1.00	6.6×10^{-11}	6.2×10^{-11}	6.3×10^{-11}	1.2×10^{-10}	1.2×10^{-10}	1.2×10^{-10}
$^{198\text{m}}\text{Tl}$	1.87 h	F	1.00	4.0×10^{-11}	3.8×10^{-11}	3.8×10^{-11}	7.3×10^{-11}	7.0×10^{-11}	7.1×10^{-11}
^{199}Tl	7.42 h	F	1.00	2.0×10^{-11}	2.1×10^{-11}	2.1×10^{-11}	3.7×10^{-11}	3.8×10^{-11}	3.9×10^{-11}
^{200}Tl	1.09 d	F	1.00	1.4×10^{-10}	1.4×10^{-10}	1.4×10^{-10}	2.5×10^{-10}	2.4×10^{-10}	2.4×10^{-10}
^{201}Tl	3.04 d	F	1.00	4.7×10^{-11}	4.3×10^{-11}	4.2×10^{-11}	7.6×10^{-11}	7.3×10^{-11}	7.2×10^{-11}
^{202}Tl	12.2 d	F	1.00	2.0×10^{-10}	1.7×10^{-10}	1.7×10^{-10}	3.1×10^{-10}	2.7×10^{-10}	2.7×10^{-10}
^{204}Tl	3.78 y	F	1.00	4.4×10^{-10}	2.7×10^{-10}	2.7×10^{-10}	6.2×10^{-10}	3.9×10^{-10}	3.9×10^{-10}

Table 7 Effective dose coefficients for inhaled particulates of Pb isotopes.

Nuclide	$t_{1/2}$	Type	f_1	$e(50)$ for 1 μm AMAD particulate (Sv/Bq)			$e(50)$ for 5 μm AMAD particulate (Sv/Bq)		
				ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)	ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)
$^{195\text{m}}\text{Pb}$	0.263 h	F	0.20	1.7×10^{-11}	1.6×10^{-11}	1.5×10^{-11}	3.0×10^{-11}	2.9×10^{-11}	2.6×10^{-11}
^{198}Pb	2.40 h	F	0.20	4.7×10^{-11}	4.4×10^{-11}	4.4×10^{-11}	8.7×10^{-11}	8.2×10^{-11}	8.2×10^{-11}
^{199}Pb	1.50 h	F	0.20	2.6×10^{-11}	2.5×10^{-11}	1.9×10^{-11}	4.8×10^{-11}	4.6×10^{-11}	3.6×10^{-11}
^{200}Pb	21.5 h	F	0.20	1.5×10^{-10}	1.5×10^{-10}	1.4×10^{-10}	2.6×10^{-10}	2.5×10^{-10}	2.5×10^{-10}
^{201}Pb	9.40 h	F	0.20	6.5×10^{-11}	6.3×10^{-11}	6.2×10^{-11}	1.2×10^{-10}	1.1×10^{-10}	1.1×10^{-10}
$^{202}\text{Pb}^{*5}$	3.0E5 y	F	0.20	1.1×10^{-8}	1.0×10^{-8}	$1.9 \times 10^{-8*6}$	1.4×10^{-8}	1.3×10^{-8}	$2.3 \times 10^{-8*6}$
$^{202\text{m}}\text{Pb}$	3.62 h	F	0.20	6.7×10^{-11}	6.4×10^{-11}	6.2×10^{-11}	1.2×10^{-10}	1.2×10^{-10}	1.2×10^{-10}
^{203}Pb	2.17 d	F	0.20	9.1×10^{-11}	9.2×10^{-11}	8.4×10^{-11}	1.6×10^{-10}	1.6×10^{-10}	1.4×10^{-10}
$^{205}\text{Pb}^{*5}$	1.43E7 y	F	0.20	3.4×10^{-10}	3.2×10^{-10}	1.8×10^{-10}	4.1×10^{-10}	4.0×10^{-10}	2.2×10^{-10}
^{209}Pb	3.25 h	F	0.20	1.8×10^{-11}	1.9×10^{-11}	1.9×10^{-11}	3.2×10^{-11}	3.3×10^{-11}	3.3×10^{-11}
$^{210}\text{Pb}^{*5}$	22.3 y	F	0.20	8.9×10^{-7}	1.0×10^{-6}	1.0×10^{-6}	1.1×10^{-6}	1.3×10^{-6}	1.3×10^{-6}
^{211}Pb	0.601 h	F	0.20	3.9×10^{-9}	3.9×10^{-9}	3.9×10^{-9}	5.6×10^{-9}	5.6×10^{-9}	5.6×10^{-9}
^{212}Pb	10.6 h	F	0.20	1.9×10^{-8}	2.3×10^{-8}	2.3×10^{-8}	3.3×10^{-8}	3.8×10^{-8}	3.8×10^{-8}
^{214}Pb	0.447 h	F	0.20	2.9×10^{-9}	3.1×10^{-9}	3.1×10^{-9}	4.8×10^{-9}	5.0×10^{-9}	5.0×10^{-9}

*5 For these nuclides, volume distribution was applied for bone dosimetry. Surface distribution was applied for the others.

*6 The half-life of 5.25E4 y from NUDAT was used for ^{202}Pb in these calculations.

Table 8 Effective dose coefficients for inhaled particulates of Bi isotopes.

Nuclide	$t_{1/2}$	Type	f_1	$e(50)$ for 1 μm AMAD particulate (Sv/Bq)			$e(50)$ for 5 μm AMAD particulate (Sv/Bq)		
				ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)	ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)
^{200}Bi	0.606 h	F	0.05	2.4×10^{-11}	2.0×10^{-11}	2.1×10^{-11}	4.2×10^{-11}	3.7×10^{-11}	3.8×10^{-11}
		M		3.4×10^{-11}	3.3×10^{-11}	3.4×10^{-11}	5.6×10^{-11}	5.4×10^{-11}	5.5×10^{-11}
^{201}Bi	1.80 h	F	0.05	4.7×10^{-11}	3.8×10^{-11}	3.7×10^{-11}	8.3×10^{-11}	7.2×10^{-11}	7.0×10^{-11}
		M		7.0×10^{-11}	6.8×10^{-11}	6.1×10^{-11}	1.1×10^{-10}	1.1×10^{-10}	1.0×10^{-10}
^{202}Bi	1.67 h	F	0.05	4.6×10^{-11}	3.6×10^{-11}	4.1×10^{-11}	8.4×10^{-11}	6.8×10^{-11}	7.9×10^{-11}
		M		5.8×10^{-11}	5.1×10^{-11}	6.0×10^{-11}	1.0×10^{-10}	8.9×10^{-11}	1.0×10^{-10}
^{203}Bi	11.8 h	F	0.05	2.0×10^{-10}	1.5×10^{-10}	1.4×10^{-10}	3.6×10^{-10}	2.8×10^{-10}	2.7×10^{-10}
		M		2.8×10^{-10}	2.5×10^{-10}	2.4×10^{-10}	4.5×10^{-10}	4.0×10^{-10}	3.9×10^{-10}
^{205}Bi	15.3 d	F	0.05	4.0×10^{-10}	2.9×10^{-10}	2.9×10^{-10}	6.8×10^{-10}	5.4×10^{-10}	5.3×10^{-10}
		M		9.2×10^{-10}	8.7×10^{-10}	8.5×10^{-10}	1.0×10^{-9}	9.6×10^{-10}	9.4×10^{-10}
^{206}Bi	6.24 d	F	0.05	7.9×10^{-10}	5.8×10^{-10}	5.9×10^{-10}	1.3×10^{-9}	1.1×10^{-9}	1.1×10^{-9}
		M		1.7×10^{-9}	1.6×10^{-9}	1.6×10^{-9}	2.1×10^{-9}	2.0×10^{-9}	2.0×10^{-9}
^{207}Bi	38.0 y	F	0.05	5.2×10^{-10}	3.6×10^{-10}	3.6×10^{-10}	8.4×10^{-10}	6.6×10^{-10}	6.6×10^{-10}
		M		5.2×10^{-9}	5.2×10^{-9}	5.1×10^{-9}	3.2×10^{-9}	3.1×10^{-9}	3.1×10^{-9}
^{210}Bi	5.01 d	F	0.05	1.1×10^{-9}	9.2×10^{-10}	9.2×10^{-10}	1.4×10^{-9}	1.2×10^{-9}	1.2×10^{-9}
		M		8.4×10^{-8}	8.4×10^{-8}	8.4×10^{-8}	6.0×10^{-8}	6.0×10^{-8}	6.0×10^{-8}
$^{210\text{m}}\text{Bi}$	3.0E6 y	F	0.05	4.5×10^{-8}	4.4×10^{-8}	4.4×10^{-8}	5.3×10^{-8}	5.2×10^{-8}	5.2×10^{-8}
		M		3.1×10^{-6}	3.1×10^{-6}	3.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}
^{212}Bi	1.01 h	F	0.05	9.3×10^{-9}	9.3×10^{-9}	9.3×10^{-9}	1.5×10^{-8}	1.5×10^{-8}	1.5×10^{-8}
		M		3.0×10^{-8}	3.0×10^{-8}	3.0×10^{-8}	3.9×10^{-8}	3.9×10^{-8}	3.9×10^{-8}

Table 8 continued.

Nuclide	$t_{1/2}$	Type	f_1	$e(50)$ for 1 μm AMAD particulate (Sv/Bq)			$e(50)$ for 5 μm AMAD particulate (Sv/Bq)		
				ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)	ICRP 68	LUDEP (ICRP 38)	LUDEP (NUDAT)
^{213}Bi	0.761 h	F	0.05	1.1×10^{-8}	1.1×10^{-8}	1.1×10^{-8}	1.8×10^{-8}	1.8×10^{-8}	1.8×10^{-8}
		M		2.9×10^{-8}	2.9×10^{-8}	2.9×10^{-8}	4.1×10^{-8}	4.1×10^{-8}	4.1×10^{-8}
^{214}Bi	0.332 h	F	0.05	7.2×10^{-9}	7.2×10^{-9}	7.2×10^{-9}	1.2×10^{-8}	1.2×10^{-8}	1.2×10^{-8}
		M		1.4×10^{-8}	1.4×10^{-8}	1.4×10^{-8}	2.1×10^{-8}	2.1×10^{-8}	2.1×10^{-8}

Table 9 Comparisons of half-lives and $\sum Y_i E_i$ for ^{189}Pt , ^{193}Pt , ^{202}Pb and ^{205}Pb between ICRP Publ.38 and NUDAT.

ICRP Publ.38									
Nuclide	Half-life	$\gamma, X, \text{annih. quanta}$	$\beta^\pm, \text{i.c.e.}^*, \text{Auger e}$	$\sum Y_i E_i$ (MeV/[Bq s])					
				$\alpha, \text{recoil nuclei}$	$\alpha, \text{recoil nuclei}$	$\alpha, \text{recoil nuclei}$	$\alpha, \text{recoil nuclei}$	$\alpha, \text{recoil nuclei}$	total
^{189}Pt	10.9 h	3.16×10^{-1}	5.28×10^{-2}	0	0	0	0	0	3.69×10^{-1}
^{193}Pt	50 y	2.20×10^{-3}	6.72×10^{-3}	0	0	0	0	0	8.92×10^{-3}
^{202}Pb	3.0E5 y	2.16×10^{-3}	6.49×10^{-3}	0	0	0	0	0	8.65×10^{-3}
^{205}Pb	1.47E7 y	2.30×10^{-3}	6.70×10^{-3}	0	0	0	0	0	9.00×10^{-3}
NUDAT									
Nuclide	Half-life	$\gamma, X, \text{annih. quanta}$	$\beta^\pm, \text{i.c.e.}, \text{Auger e}$	$\sum Y_i E_i$ (MeV/[Bq s])					
				$\alpha, \text{recoil nuclei}$	$\alpha, \text{recoil nuclei}$	$\alpha, \text{recoil nuclei}$	$\alpha, \text{recoil nuclei}$	$\alpha, \text{recoil nuclei}$	total
^{189}Pt	10.9 h	4.59×10^{-1}	8.64×10^{-2}	0	0	0	0	0	5.46×10^{-1}
^{193}Pt	50 y	2.05×10^{-3}	3.20×10^{-3}	0	0	0	0	0	5.25×10^{-3}
^{202}Pb	5.25E4 y	2.47×10^{-3}	2.72×10^{-3}	2.55×10^{-2}	0	0	0	0	3.07×10^{-2}
^{205}Pb	1.52E7 y	2.51×10^{-3}	2.85×10^{-3}	0	0	0	0	0	5.36×10^{-3}

*7 internal conversion electrons

Table 10 $e(50)$, ALI, and DAC for the radionuclides generated by proton-induced reactions.

Nuclide	$t_{1/2}$	Type	f_1	$e(50)$ (Sv/Bq)		ALI (Bq)	DAC (Bq/cm ³)
				1 μ m	5 μ m		
¹⁸⁷ Pt	2.35 h	F	0.01	2.8×10^{-11}	5.1×10^{-11}	3.9×10^8	1.6×10^{-1}
¹⁸⁹ Au	28.7 m	F	0.10	2.7×10^{-11}	4.9×10^{-11}	4.0×10^8	1.7×10^{-1}
		M		4.1×10^{-11}	6.9×10^{-11}	2.9×10^8	1.2×10^{-1}
		S		4.3×10^{-11}	7.1×10^{-11}	2.8×10^8	1.2×10^{-1}
¹⁹⁰ Au	42.8 m	F	0.10	1.4×10^{-11}	2.6×10^{-11}	7.6×10^8	3.1×10^{-1}
		M		1.9×10^{-11}	3.3×10^{-11}	6.0×10^8	2.5×10^{-1}
		S		1.9×10^{-11}	3.4×10^{-11}	5.9×10^8	2.5×10^{-1}
¹⁹¹ Au	3.18 h	F	0.10	2.8×10^{-11}	5.0×10^{-11}	4.0×10^8	1.7×10^{-1}
		M		5.6×10^{-11}	8.1×10^{-11}	2.5×10^8	1.0×10^{-1}
		S		5.9×10^{-11}	8.4×10^{-11}	2.4×10^8	9.9×10^{-2}
¹⁹² Au	4.94 h	F	0.10	6.0×10^{-11}	1.1×10^{-10}	1.8×10^8	7.6×10^{-2}
		M		8.1×10^{-11}	1.4×10^{-10}	1.4×10^8	6.0×10^{-2}
		S		8.3×10^{-11}	1.4×10^{-10}	1.4×10^8	5.9×10^{-2}
¹⁹⁶ Au	6.18 d	F	0.10	1.0×10^{-10}	1.8×10^{-10}	1.1×10^8	4.6×10^{-2}
		M		1.8×10^{-10}	2.4×10^{-10}	8.4×10^7	3.5×10^{-2}
		S		1.9×10^{-10}	2.4×10^{-10}	8.2×10^7	3.4×10^{-2}
¹⁹¹ Hg (org)	50.8 m	F	0.40	2.2×10^{-11}	4.0×10^{-11}	5.0×10^8	2.1×10^{-1}
¹⁹¹ Hg (inorg)		F	0.02	2.2×10^{-11}	4.1×10^{-11}	4.8×10^8	2.0×10^{-1}
		M		3.8×10^{-11}	6.1×10^{-11}	3.3×10^8	1.4×10^{-1}
¹⁹² Hg (org)	4.85 h	F		0.40	6.2×10^{-11}	1.2×10^{-10}	1.7×10^8
¹⁹² Hg (inorg)		F	0.02	6.8×10^{-11}	1.3×10^{-10}	1.6×10^8	6.6×10^{-2}
		M		1.1×10^{-10}	1.8×10^{-10}	1.1×10^8	4.7×10^{-2}
¹⁹⁶ Tl	1.84 h	F		1.00	2.4×10^{-11}	4.5×10^{-11}	4.5×10^8
¹⁹⁷ Pb	8 m	F	0.20	3.7×10^{-12}	6.7×10^{-12}	3.0×10^9	1.2
²⁰⁴ Bi	11.2 h	F	0.05	1.8×10^{-10}	3.5×10^{-10}	5.7×10^7	2.4×10^{-2}
		M		2.8×10^{-10}	4.8×10^{-10}	4.2×10^7	1.7×10^{-2}