

RI 投与患者から公衆の受ける内部被曝線量の推定 および許容保持量の試算

西 沢 邦 秀* 小 原 健** 古 賀 佑 彦***
前 越 久**** 折 戸 武 郎****

緒 言

治療あるいは診断の目的で非密封放射性同位元素(RI)を体内に投与された患者からの排泄物は環境汚染の原因となり、外部被曝に加えて公衆の体内被曝を惹き起こす。

外部被曝に関して、我々は前報¹⁾において「外部被曝線量に基づく RI 投与患者の特別病室収容基準」についての提案を行った。ところが内部被曝線量に基づくこの様な試みは未だない。

そこで患者から公衆が被る内部被曝線量の推定を行い、この値と許容線量との比較から患者を収容する基準の試算を行った。

考 え 方

外部被曝の場合と同様に、条件が明らかでない場合にはより安全側に立ち、起り得る最悪の条件で考えるという原則をこの場合にも引き続き採用する。

RI を投与された患者は RI が完全に減衰するまで同じ部屋の中に居るものとする。内部被曝は汚染された空気を呼吸することによってのみ生じ、

傷口からの汚染の浸潤とか授乳による乳児の内部被曝等はないものとする。体内 RI の減衰は物理学的半減期にのみ従うものとする。

排泄による減衰は考えない。そして汚染された空気を呼吸することによる内部被曝線量が、線量限度 0.5rem/年を越えないように核種毎に数量を決める。被曝量の制限の仕方が異なるので RI 病室から直接退院帰宅する場合と、一般病室に戻る場合の 2 つに分けて考える。直接帰宅退院する場合は RI を投与されることが同一の患者で年 3 回あるとし、3 回の投与で周囲の者が年間 0.5rem を越えぬように保持してよい量の値を決める。一般病室では同室する患者の被曝量が週間 10 mrem 以下となるようにする。

計 算

RI を投与された患者の身体中の現在の RI の保持量のうち 1000 分の 1 が気体状の RI になって体外へ漏出するものとする。身体より漏出した RI は部屋の空気により部屋の中で均一に希釈されるものとする。部屋の容積は 10m^3 (床面積が 3.3m^2 で天井の高さ 3m の部屋に相当する) を単位として考える。部屋の容積が $V \times 10\text{m}^3$ で、1 時間当りの換気回数が n 回であるとする。最大許容濃度で 1 週 7 日、168 時間呼吸すると 100 ミリレムの被曝線量となる。

(i) 一般病室へ戻る場合

被曝線量及び体内に保持して戻ってよい許容保持量は 8 時間毎に濃度の平均を行うやり方で、

*名古屋大学医学部アイソトープセンター

**名古屋大学医学部放射線医学教室

***藤田学園名古屋保健衛生大学医学部放射線科

****名古屋大学医学部付属診療放射線技師学校

受付：50 年 4 月 16 日

採用：50 年 9 月 11 日

別刷請求先：名古屋市昭和区鶴舞 65 (〒466)

名古屋大学医学部アイソトープセンター

西 沢 邦 秀

1 μCi 当りの被曝線量 D_1 は次のように書き表わされる。

$$D_1 = \sum_{i=0}^{20} \int_{8t_i}^{8t_i+8} \frac{100}{d_{mp}} \cdot \frac{1}{1000} \cdot e^{-\lambda t} \cdot \frac{8}{168} \cdot \frac{1}{8n_i} \cdot \frac{1}{V_i \times 10^7} dt \text{ mrem}/\mu\text{Ci}/\text{W}$$

$$= -\frac{10^{-8}}{168 d_{mp}} \sum_{i=0}^{20} \int_{8t_i}^{8t_i+8} e^{-\lambda t} \cdot \frac{1}{n_i \cdot V_i} dt \text{ mrem}/\mu\text{Ci}/\text{W} \quad (1)$$

ただし

D_1 : 被曝線量
 d_{mp} : 最大許容濃度
 λ : 崩壊定数
 $t_0 = 0$

である。もし

$$\left. \begin{aligned} n &= n_0 = n_1, \dots, = n_{20} \\ V &= V_0 = V_1, \dots, = V_{20} \end{aligned} \right\} \quad (2)$$

ならば, D_1 は

$$D_1 = \frac{1}{168} \cdot \frac{10^{-8}}{d_{mp}} \cdot \frac{1}{nV} \int_0^{168} e^{-\lambda t} dt \text{ mrem}/\mu\text{Ci}/\text{W} \quad (3)$$

とかける。ここで(3)式は空中 RI 濃度を 1 時間毎に平均する表現になっていることに注意すべきである。

(3)式の積分を実行すると

$$D_1 = \frac{10^{-8}}{168 d_{mp}} \cdot \frac{1 - e^{-168\lambda}}{\lambda} \cdot \frac{1}{nV} = K_1 \cdot \frac{1}{nV} \quad (4)$$

となる。ただし

$$K_1 = \frac{10^{-8}}{168 \cdot d_{mp}} \cdot \frac{1 - e^{-168\lambda}}{\lambda} \quad (5)$$

である。

他の患者と同室してよい許容保持量は

$$M_1 = \frac{10}{K_1} \cdot n \cdot V \mu\text{Ci} = C_1 \cdot n \cdot V \mu\text{Ci} \quad (6)$$

となる。ただし

$$C_1 = \frac{10}{K_1} \quad (7)$$

(ii) 退院帰宅する場合

1 μCi 当りの被曝線量 D_2 は

$$D_2 = \frac{1}{168} \cdot \frac{10^{-8}}{d_{mp}} \cdot \frac{1}{nV} \int_0^{\infty} e^{-\lambda t} dt \text{ mrem}/\mu\text{Ci} = K_2 \cdot \frac{1}{n \cdot V} \text{ mrem}/\mu\text{Ci} \quad (8)$$

となる。ただし

$$K_2 = \frac{1}{168} \cdot \frac{10^{-8}}{d_{mp}} \cdot \frac{1}{\lambda} \quad (9)$$

である。

体内に保持して帰宅してよい許容保持量は

$$M_2 = \frac{500}{3K_2} \cdot n \cdot V \mu\text{Ci} = C_2 \cdot n \cdot V \mu\text{Ci} \quad (10)$$

となる。ただし

$$C_2 = \frac{500}{3K_2} \quad (11)$$

(iii) 補正項について

これまで漏出率を 1000 分の 1 として計算してきたわけであるが、実際の漏出率を P とすると、被曝線量と許容保持量は一般に次のように書き換えられる。

$$D = K \times \frac{1000P}{nV} \text{ mrem}/\mu\text{Ci} \quad (12)$$

$$M = C \times \frac{1}{1000P} \mu\text{Ci} \quad (13)$$

さらに患者と同室する時間を x 時間として、居在係数

$$h = 168/x \quad (14)$$

を定義する。(12), (13)式は

$$D = \frac{1000 \cdot K \cdot P}{n \cdot V \cdot h} \text{ mrem}/\mu\text{Ci} \quad (15)$$

$$M = \frac{C \cdot n \cdot V \cdot h}{1000P} \mu\text{Ci} \quad (16)$$

となる。ここで補正項を全部一緒にして修飾係数を

$$f = \frac{n \cdot V \cdot h}{1000P} = 0.168 \frac{nV}{Px} \quad (17)$$

と定義する。最終的には

Table 1 Internal absorbed dose and discharge level index

Nuclide	Half life hours	Maximum Permissible body burden μCi	Maximum permissible concentration $\mu\text{Ci/ml}$	K_1 Absorbed dose (patient room) $\text{mrem}/\mu\text{Ci}/\text{w}$	C_1 Discharge level index (patient room) μCi	K_2 Absorbed dose (home) $\text{mrem}/\mu\text{Ci}$	C_2 Discharge level index (home) μCi
^{51}Cr	667.0	800.0	8×10^{-7}	1.15×10^{-2}	8.72×10^2	7.16×10^{-2}	2.3×10^3
^{59}Fe	1094	20.0	2×10^{-8}	4.74×10^{-1}	2.11×10	4.64	3.59×10
^{75}Se	2890	90.0	4×10^{-8}	2.45×10^{-1}	4.08×10	6.55	2.55×10
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	6.05	200.0	5×10^{-6}	1.04×10^{-3}	9.64×10^4	1.04×10^{-4}	1.6×10^6
^{131}I	193	0.7	3×10^{-9}	2.50	4.00	5.53	2.02×10
^{182}Ta	2762	7.0	7×10^{-9}	1.40	7.15	3.39×10	4.92
^{198}Au	64.7	20.0	8×10^{-8}	5.8×10^{-2}	1.72×10^2	1.72×10^{-2}	2.4×10^3
^{203}Hg	1126	4.0	2×10^{-8}	4.75×10^{-1}	2.11×10	4.84	3.4×10

$$D = K \cdot \frac{1}{f} \quad (18)$$

$$M = C \cdot f \quad (19)$$

となる。

(iv) 数値計算

Table 1 の第 1 欄に示した比較的良好診療に用いられている 8 核種に対して、 $n=V=h=1$, $P=1$ という条件で計算を行った。Table 1 の 2 欄には計算に使用した物理学的半減期、4 欄には最大許容濃度が示してある。

結 果

Table 1 の 5 および 6 欄は一般病室へ戻る場合の被曝線量 K_1 および許容保持量 C_1 である。7, 8 欄は帰宅する場合の被曝線量 K_2 および許容保持量 C_2 である。当然のことながら、半減期が短かく、許容濃度の高い核種の被曝線量は少なく、許容保持量が多い。例えば $^{99\text{m}}\text{Tc}$ の許容保持量は一般病室へ戻る場合には約 96mCi であり、帰宅する場合には約 1.6Ci である。一方、現在でも多量に使用されている ^{131}I の許容保持量は、一般病室へ戻る場合は $4\mu\text{Ci}$ 、帰宅する場合は約 $30\mu\text{Ci}$ であり、非常に小さい。このように、半減期と許容濃度の組み合わせにより被曝線量および許容保持量には約 10^4 程度の差がある。

比較のために Table 1 の 3 欄に ICRP による職業人に対する最大許容身体負荷量²⁾ のうち最も厳

しい値が示してある。公衆に対してはこの 10 分の 1 の値を適用しなければならない。例えば ^{131}I の日常の使用量、数 $10\mu\text{Ci}$ ～ 数 mCi と比べて、入院時の許容保持量 $4\mu\text{Ci}$ は非常に少ない。しかし、公衆の最大許容身体負荷量 $0.07\mu\text{Ci}$ よりは 2 ～ 3 桁大きく、ほぼ妥当な値となっている。

考 按

(i) 患者が保持している RI による周囲の者の被曝に関しては、外部被曝の立場から、ICRP^{3), 4)}, NCRP⁵⁾ あるいは古賀、西沢¹⁾ によって一定の基準が示されている。古賀、西沢は患者を入院と帰宅に分けて考え、各々の場合で設定すべき基準が異なることを示した。しかし正確なデータが得られにくいこともさることながら、条件設定が外部被曝と比較して複雑であるために、内部被曝に関してはなかなか一般性のある議論が行われにくかった。このために、一方では危険を重視する余り内部被曝を過大評価し過ぎることとなり、他方では論拠は不明であるにもかかわらず「大したことはない」という言葉で代表されるように過少評価に傾き勝ちであった。いずれにしても、極端と極端の議論でかみ合わない面が多かった。そこで我々は内部被曝線量の推定及び許容保持量の試算を行い、問題解決の具体的な足掛りを作るためにこの研究を行った。

(ii) 外部被曝の場合と特に異なる点は、外部被

曝の場合は患者との距離を取ることににより、あるいはしゃへいを行うことににより、防護できたが、内部被曝に関しては同室する限りこの2つの防護の原則が通用しないことである。

(iii) 我々がここに示した計算方法および結果は、多くの仮定の下に求められたものではあるが、基本的な考え方は当を得ており、より適切で一般性のある評価法への出発となるものである。と考える。考慮すべき条件が外部被曝の場合に比べて複雑で、個々のパラメーターの値は多くの場合に不分明である。例えば修飾係数は、本来時間の函数として表わされるべきものであり、またこれを形式的に定式化することは簡単なことである。しかしながらこのような形式的な整備は現実に時間の函数を一般的に求められないであろうことを考えると無意味に近い。したがって、より単純化した形の修飾係数中に多くのパラメーターを残さざるを得なかった。考えられるパラメーターはほとんど含めてあるから将来大きな変更を受けることはないと思われる。

(iv) 物理的半減期⁶⁾によってのみ減衰するものとしたが、必要な時にはいつでも実効半減期と読み代えることができる。生物学的半減期は同じ核種であっても化学形により非常に異なるので、実効半減期は同じ核種であっても一概に論じられない。よって当面の目的のためには、不変な物理学の半減期の使用が妥当であると考えた。

(v) 人工的に換気を行っている場合の換気回数⁷⁾は、はっきりしているが、自然換気⁷⁾の場合は、風速、温度差、窓面積、換気方法、建築材料等により換気回数に大きな幅がある。8時間に1度というのはかなり厳しい条件づけではあるけれども、換気回数がわかれば修飾係数により簡単に補正できる。

(vi) 非密封線源より空中へ漏出したRIは空気によって希釈され、部屋全体に均一に拡散するものと考えた。空中への漏出率は多くの場合に不明である。何等かの基準を設ける必要上、一律に1000分の1と仮定した。核種により、化合物によりこれ以上のものも、以下のものもあり得る。概

して漏出率を大きく見積もっていると思われる。例えば、空気の汚染源として発汗、呼吸等が考えられる。汗による場合は投与されたRIの1部が汗と共に体表に漏出し、衣類に吸収され、さらにこの1部が空中へ漏出することになる。これらを正確に決め、全体としての漏出率を求めることは相当にやっかいなことと言える。しかしながら個別の場合に漏出率を決めてやり、客観的に内部被曝線量と許容保持量を求めることが望ましい。安全側に立つ被曝評価は過大評価と成り勝ちであるから、修飾係数、実効半減期等の1つ1つの値をできる限り正確に求めるようにしなければならない。このような観点から、我々は核種、化合物、投与方法毎に実効半減期、漏出率等の検討を始めている。

(vii) 計算によって得られた値は、全般的に思いがけなく厳しい値であった。内部被曝の観点からも許容保持量の大きい^{99m}Tcの使用が望ましいことが如実に示されている。しかしながら、ここに得られた値は多くの仮定の下に厳しい条件をつけて得られた1つの例である。実際に適用する場合にはこのままの値を当てはめることなく、適当な修飾係数を選ぶ様に充分注意を払うべきである。

最大許容濃度は臓器毎に示されたICRPの値のうちから最も厳しい値を採用しており、より安全側に立つという原則にかなっている。臓器によっては最大許容濃度は1桁ないし2桁異なることもある。最大許容身体負荷量として上げたのはこれらのうち最も小さな値のものであるが、最も濃度の低い最大許容濃度に対応する臓器の最大許容身体負荷量が示されていないこともある。したがって計算により得られた許容保持量と最大許容身体負荷量とが1桁ないし2桁異なることもある。

(viii) 直接退院と一般病室へ戻る場合に分けたこと、あるいは規定した線量の大きさの妥当性、排泄されるRIや、汚染の問題等については前報¹⁾に詳しく述べてある。

(ix) 診療の目的で患者にRIを投与する場合を考えて来たが、非密封RIを使用する施設内での体内汚染の場合も同じことである。収容すべき基

準を決めるためのここで示した方法はそのまま利用することができる。

結 論

RI を投与された患者の保持している RI による周囲の者の内部被曝線量の推定を行った。これに基づいて患者を特別の病室に収容する基準となる係数を 8 核種について求めた。

文 献

- 1) 古賀佑彦, 西沢邦秀; Radioisotopes 23(5): 297-299, 1974
- 2) 山崎文男, 玉木英彦: ICRP シリーズ, 体内放射線の許容線量. 日本放射性同位元素会編, 仁科記念財団, 東京 1960
- 3) ICRP: Publication 5, Pergamon Press, London 1964
- 4) ICRP: Publication 6, Pergamon Press, London 1964
- 5) NCRP: report 37, Precautions in the Management of Patients Who Have Received Therapeutic Amounts of Radionuclides National Council on Radiation Protection and Measurements, 1970
- 6) C M Lederer, J M Holdlander and I Perlman: Table of Isotopes, Sixth Edition, New York, John Wiley & Sons, 1968
- 7) 野々村五四男; 住居学概説, 312, 理工図書, 東京, 1966

Summary

Evaluation of Internal Absorbed Dose of Public Resulting from Radioactive Patient and Index of Radioactive Levels for Discharge

Kunihide NISHIZAWA

Radioisotope Center, Nagoya University School of Medicine, Nagoya.

Ken OHARA

Department of Radiology, Nagoya University School of Medicine, Nagoya.

Sukehiko KOGA

Department of Radiology, Fujita-Gakuen University School of Medicine, Toyoake.

Hisashi MAEKOSHI, Takeo ORITO

Radilogical Technician's School Affiliated to Nagoya University School of Medicine.

The radioactive levels to accommodate a patient injected or prescribed radioisotopes to a special patient room were considered from the stand point of the internal absorbed dose of public resulting from the inhalation of the air contaminated by the excretion (sputa, urine, sweat and so on) of the radioactive patient.

These levels are set such as the absorbed dose of public received from the patient is less than the dose limit of public 0.5-rem/year. These levels are discussed for the following cases that

the patient returns to a usual room in hospital: The patient goes home from hospital. In the former, the limits are set such as the absorbed dose of the other patient in the same room is less than 10-mrem/week. In the latter, the limits are set such as the absorbed dose of family is less than 0.5/3-rem per one investigation.

The radioactive levels are obtained by calculation for the eight radionuclides ^{51}Cr , ^{59}Fe , ^{75}Se , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{131}I , ^{182}Ta , ^{198}Au and ^{203}Hg in the two cases respectively.