

図 5.24 シナリオ妥当性評価結果 (Co-60)

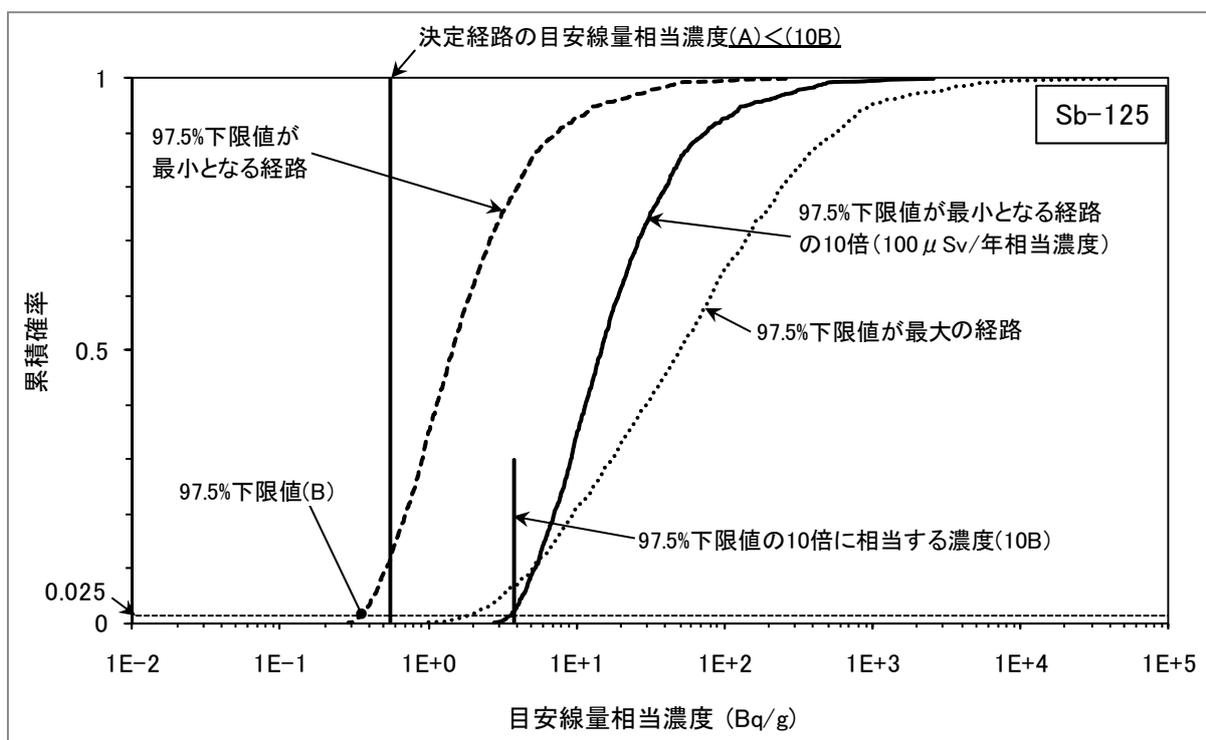


図 5.25 シナリオ妥当性評価結果 (Sb-125)

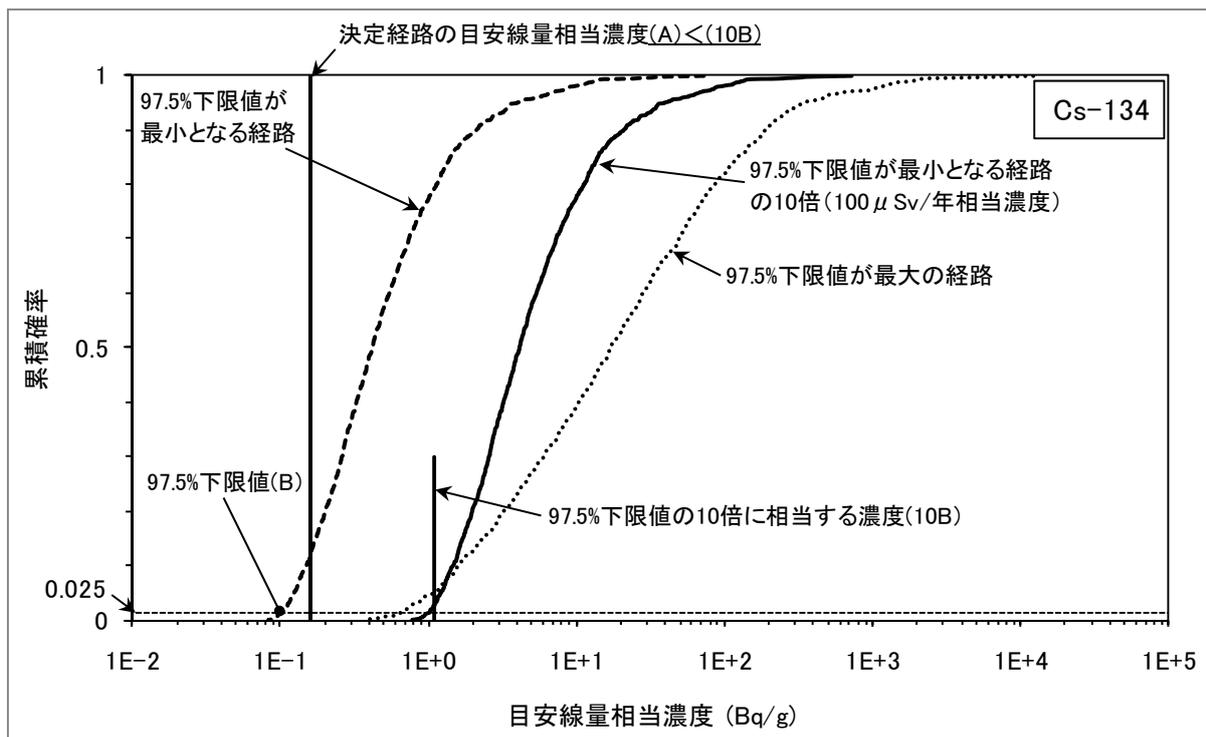


図 5.26 シナリオ妥当性評価結果 (Cs-134)

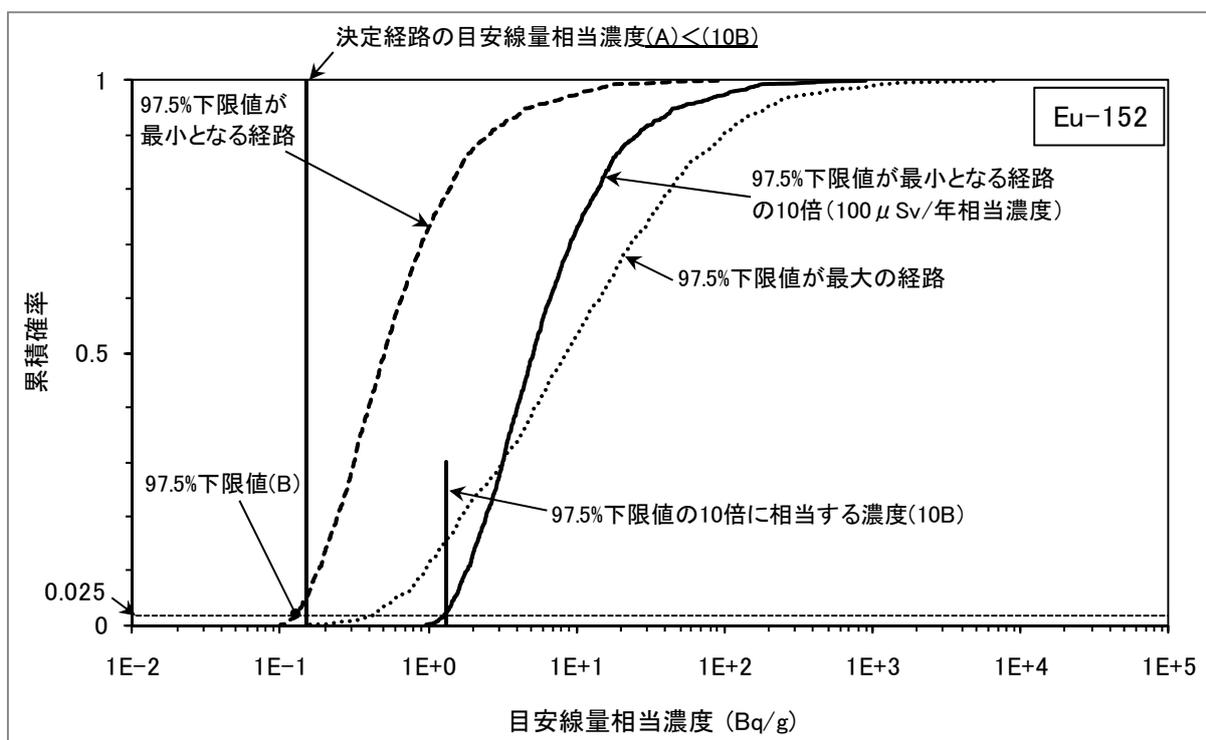


図 5.27 シナリオ妥当性評価結果 (Eu-152)

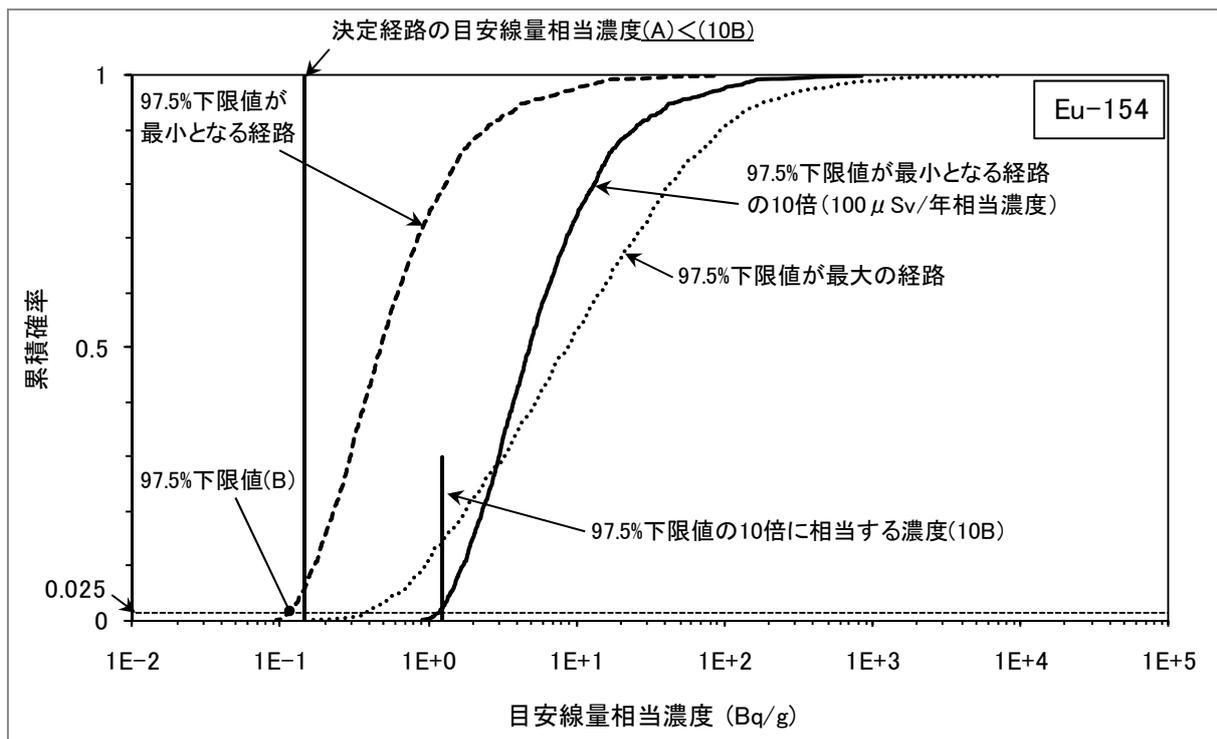


図 5.28 シナリオ妥当性評価結果 (Eu-154)

表 5.29 決定論的解析に基づくクリアランスレベルの暫定値と確率論的解析に基づく  
97.5%下限値との比較（放射化物）

核種	決定論的解析に基づく結果		確率論的解析に基づく結果		確認 ( $A < B \times 10$ )
	決定経路名	クリアランス レベルの 暫定値 (A) (Bq/g)	97.5%下限値が最小と なる経路名	97.5% 下限値 (B) (Bq/g)	
Na-22	再利用（壁材-外部） （子ども）	0.10	操業（埋立-外部）	0.075	○
Mn-54	操業（埋立-外部）	0.37	操業（埋立-外部）	0.25	○
Co-60	再利用（壁材-外部） （子ども）	0.073	操業（埋立-外部）	0.063	○
Sb-125	操業（埋立-外部）	0.56	操業（埋立-外部）	0.38	○
Cs-134	操業（埋立-外部）	0.16	操業（埋立-外部）	0.11	○
Eu-152	再利用（壁材-外部） （子ども）	0.15	操業（埋立-外部）	0.13	○
Eu-154	再利用（壁材-外部） （子ども）	0.14	操業（埋立-外部）	0.12	○

## 5. 2. 7 確率論的解析の結果を踏まえた評価パラメータ等の見直し

確率論的解析では、決定論的な方法によるクリアランスレベルの暫定値の算出に用いたシナリオ等の妥当性について評価した結果、以下の2つの項目を満足することを確認する。

### ① 評価パラメータのばらつきに係る確認

算出したクリアランスレベルが累積確率の中央値から97.5%下限値の間の範囲にあるかどうかを確認する。

### ② シナリオの妥当性に係る確認

RI 汚染物及び放射化物を対象に確率論的解析の対象経路として抽出したそれぞれの13経路及び4経路の中で、97.5%下限値が最も小さくなる評価経路に対して、再度めやす線量を $100\mu\text{Sv/年}$ として累積分布関数を求め、その97.5%下限値における放射能濃度に対して、めやす線量を $10\mu\text{Sv/年}$ として決定論的な方法により算出した放射能濃度が常に下回ることを確認する。

これらの確認を行い、項目を満足しなかった場合には、必要に応じて、

○ 決定論的な方法によるクリアランスレベルの算出に用いる評価パラメータの再検討

○ 確率論的解析に用いる評価パラメータの分布型・分布幅について再検討

を行い、決定論的な方法によるクリアランスレベルの算出又は確率論的解析を再び行うこととなる。

RI 汚染物及び放射化物についての確率論的解析の結果は、決定論的な方法によるクリアランスレベルの算出に用いる評価パラメータの設定が僅かながら保守的になっている部分があるものの、評価パラメータの再検討及び評価パラメータの分布型・分布幅についての再検討を行う必要があるという結果は生じなかった。

## 5. 3 確率論的解析の結果について整理

確率論的解析を行った結果、RI 汚染物及び放射化物についての決定論的な方法によるクリアランスレベルの暫定値の算出のために選定した評価パラメータが保守的な選定となっていること、評価経路及び評価パラメータを組み合わせ設定したシナリオが適切かつ保守的に選定されていることを確認することができた。

## 6. 国際的なクリアランスレベルとの比較

原子力安全委員会において、原子炉等規制法に規定されているクリアランスレベルについての検討が行われた際、国際的なクリアランスレベルである SRS No.44 の放射能濃度値との比較は、再評価報告書において以下の2つの目的で行われている<sup>6)</sup>。

第一の目的は、再評価結果の妥当性の確認である。再評価報告書では、RS-G-1.7に含まれる最新の知見などを取り入れて委員会報告書のクリアランスレベルの再評価を行ったが、その結果を SRS No.44 の放射能濃度値と比較することによって両者がほぼ同等であることを示し、再評価結果が妥当なものであると結論している。

第二の目的は、国際的な整合化や規制の簡略化による運用上の便益の観点から、RS-G-1.7の値を我が国における原子炉等の解体廃棄物のクリアランスレベルとして採用することの可能性の検討である。この検討では、SRS No.44 の放射能濃度値と再評価値とを比較し、「これらの計算値の間に有意の差はなく、我が国における原子炉等の解体廃棄物のクリアランスレベルとして RS-G-1.7 の規制免除レベルを採用することは適切である」と結論している。

放射線障害防止法に規定するクリアランスレベルの設定に向けて、国内の法律に定められるクリアランスレベルの斉一化及び国際的なクリアランスレベルとの整合を目的として、本検討で算出したクリアランスレベルの暫定値についても、同様の検討を行うこととする。なお、RI 汚染物の一括クリアランスを想定して算出した暫定値と放射化物の大規模施設を想定して算出した暫定値を検討の対象として国際的なクリアランスレベルとの比較を行う。

### 6. 1 国際的なクリアランスレベル

RI 汚染物及び放射化物のクリアランスレベルとして今回算出した暫定値との比較を行う国際的なクリアランスレベルとしては、IAEA が RS-G-1.7 を取りまとめた際にクリアランス等の判断に用いる放射能濃度の基準値の算出根拠として提示されている SRS No.44 の放射能濃度値を用いる。

今回、クリアランスレベルを算定する対象核種として選定した核種について、SRS No.44 の放射能濃度値及びその濃度値を踏まえた RS-G-1.7 のクリアランスレベルを表 6.1 に示す。選定した計 72 核種（RI 汚染物 53 核種及び放射化物 37 核種の評価対象核種のうち、RI 汚染物と放射化物の両者に対して選定した核種については1核種としている。）のうち、64核種についてはSRS No.44 の放射能濃度値が示されており、また、そのうち 61 核種については RS-G-1.7 のクリアランスレベルが示されている。しかしながら、残りの 8 核種、Ti-44、V-49、Ga-67、Ge-68、Rb-81、Yb-169、W-188 及び Au-195 については、SRS No.44 に放射能濃度値は示されていない。このため、これらの 8 核種については、SRS No.44 の算出の考え方に基づいて放射能濃度を算出し、暫定値との比較を行う値とする。

表 6.1 選定した対象核種に対する SRS No.44 の放射能濃度値及び RS-G-1.7 のクリアランスレベルについて

核種	SRS No.44 (Bq/g)	IAEA RS-G-1.7 (Bq/g)	核種	SRS No.44 (Bq/g)	IAEA RS-G-1.7 (Bq/g)
H-3	30 (30.3)	100	Mo-99	20	10
Be-7	19	10	Tc-99	0.61	1
C-14	1.7	1	Tc-99m	620	100
F-18	350	10	Ag-108m	0.044	—
Na-22	0.039	0.1	Ag-110m	0.053	0.1
P-32	340	1000	Cd-109	1.1	1
P-33	580	1000	In-111	14	10
S-35	250	100	Sn-113	1.3	1
Cl-36	0.47	1	Sb-124	0.38	1
Ca-41	81	—	Sb-125	0.20	0.1
Ca-45	78	100	Te-123m	3.0 (2.95)	1
Sc-46	0.25	0.1	I-123	110	100
Ti-44	—	—	I-125	170	100
V-49	—	—	I-131	10	10
Cr-51	91	100	Cs-134	0.057	0.1
Mn-54	0.15	0.1	Cs-137	0.12	0.1
Fe-55	1000	1000	Ba-133	0.23	—
Fe-59	0.95	1	Ce-139	2.4	1
Co-56	0.14	0.1	Ce-141	40	100
Co-57	1.8	1	Pm-147	740	1000
Co-58	0.66	1	Eu-152	0.066	0.1
Co-60	0.031	0.1	Eu-154	0.060	0.1
Ni-59	140	100	Gd-153	3.9	10
Ni-63	59	100	Tb-160	0.56	1
Zn-65	0.26	0.1	Yb-169	—	—
Ga-67	—	—	Ta-182	0.26	0.1
Ge-68	—	—	W-188	—	—
Se-75	0.91	1	Re-186	340	1000
Rb-81	—	—	Ir-192	0.84	1
Rb-86	33	100	Au-195	—	—
Sr-85	1.4	1	Au-198	11	10
Sr-89	350	1000	Hg-203	5.7	10
Sr-90	0.55	1	Tl-201	110	100
Y-90	340	1000	Tl-204	0.58	1
Nb-93m	4.7	10	Am-241	0.30 (0.298)	0.1
Nb-94	0.044	0.1	Cm-244	0.49	1

注) SRS No.44 では有効数字 3 桁の値が記載されているが、「再評価報告書」にならって 3 桁目を四捨五入して表示した。ただし、四捨五入した値が  $3 \times 10^x$  ( $x$  は整数) となる数値については有効数字 3 桁の値を括弧内に示した。

## 6. 2 SRS No.44 の考え方に基づいたクリアランスに係る放射能濃度の算出

### 6. 2. 1 SRS No.44 で用いられている被ばくシナリオ

SRS No. 44 においては、表 6.2 に示す被ばくのシナリオに基づいて、食料品と飲用水を除く、人工起源の核種を含む全ての物質について放射能濃度値を求める計算が行われている。

皮膚被ばくに係るシナリオ（以下、「SKIN シナリオ」という。）を除くシナリオについては、「現実的なパラメータを用いた評価（Realistic）」（以下、「現実的シナリオ」という。）と、「低確率なパラメータを用いた評価（Low Probability）」（以下、「低確率シナリオ」という。）の2通りの計算が行われ、それぞれ、 $10\mu\text{Sv/年}$ 及び $1\text{mSv/年}$ の実効線量基準（Effective dose criterion）に対する放射能濃度値が求められている。

SKIN シナリオについては、低確率なパラメータを用いた計算のみが行われ、 $50\text{mSv/年}$ の皮膚の等価線量限度（Skin equivalent dose limit）に対する放射能濃度値が求められている。

これらのシナリオに基づいて求められた放射能濃度値のうち、最も小さい濃度値が、クリアランスレベルとして適用可能な放射能濃度値として示されている。

表 6.2 SRS No.44 で用いられている評価シナリオ

記号	シナリオ	被ばく対象者	被ばく形態
WL	処分場あるいはその他の施設（鋳物工場以外）の作業者の被ばく	作業者	外部、吸入、直接経口
WF	鋳物工場の作業者の被ばく	作業者	外部、吸入、直接経口
WO	その他の作業者（例：トラックの運転手）の被ばく	作業者	外部
RL-C	処分場あるいはその他の施設近傍の居住者の被ばく	子ども	吸入、農作物摂取
RL-A		成人	吸入、農作物摂取
RF	鋳物工場近傍の居住者の被ばく	子ども	吸入
RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	成人	外部
RP	汚染された物質で建設された公共の場所の居住者の被ばく	子ども	外部、吸入、直接経口
RW-C	個人の井戸からの水の利用あるいは汚染された河川でとれた魚類の消費	子ども	飲料水、農作物及び魚類の摂取
RW-A		成人	飲料水、農作物及び魚類の摂取
SKIN	スクラップ置き場、金属リサイクル施設、処分場などの作業場における作業者の被ばく（低確率シナリオのみ）	作業者	皮膚被ばく

## 6. 2. 2 被ばくモデル

SRS No.44 に示された被ばくモデルは以下のとおりである。

### 6. 2. 2. 1 外部被ばくに係るモデル (WL, WF, WO, RH, RP シナリオ)

外部被ばくによる実効線量は次式で計算される。

$$E_{ext,C} = e_{ext} \cdot t_e \cdot f_d \cdot e^{-\lambda t_1} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda t_2}}{\lambda \cdot t_2} \dots\dots\dots (48)$$

ここで、

- $E_{ext,C}$  : 物質中の単位放射能濃度あたりの外部被ばくによる実効線量 [(μSv/a)/(Bq/g)]
- $e_{ext}$  : 物質中の単位放射能濃度あたりの実効線量率 [(μSv/h)/(Bq/g)]
- $t_e$  : 被ばく時間 [h/a]
- $f_d$  : 希釈係数 [-]
- $\lambda$  : 崩壊定数 [1/a]
- $t_1$  : 被ばく開始までの減衰時間 [a]\*<sup>18</sup>
- $t_2$  : 被ばく期間中の減衰時間 [a]

である。

### 6. 2. 2. 2 吸入による被ばくに係るモデル (WL, WF, RL, RF, RP シナリオ)

吸入による被ばくの実効線量は次式で計算される。

$$E_{inh,C} = e_{inh} \cdot t_e \cdot f_d \cdot f_c \cdot C_{dust} \cdot V \cdot e^{-\lambda t_1} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda t_2}}{\lambda \cdot t_2} \dots\dots\dots (49)$$

ここで、

- $E_{inh,C}$  : 物質中の単位放射能濃度あたりの吸入による実効線量 [(μSv/a)/(Bq/g)]
- $e_{inh}$  : 吸入による実効線量係数 [μSv/Bq]
- $t_e$  : 被ばく時間 [h/a]
- $f_d$  : 希釈係数 [-]
- $f_c$  : 濃縮係数 [-]
- $C_{dust}$  : 空气中粉塵濃度 [g/m<sup>3</sup>]
- $V$  : 呼吸率 [m<sup>3</sup>/h]
- $\lambda$  : 崩壊定数 [1/a]
- $t_1$  : 被ばく開始までの減衰時間 [a]
- $t_2$  : 被ばく期間中の減衰時間 [a]

である。

### 6. 2. 2. 3 経口摂取による被ばくに係るモデル (WL, WF, RP, RL シナリオ)

汚染物質の偶然による直接摂取、又は汚染物質を含んだ土壌中で栽培された作物（核種は植物

---

\*<sup>18</sup>: 6章で記載する各式で用いるパラメータの単位のうち、「a」の標記は単位年（ラテン語の「annus」の頭文字）を表すものであり、4章で記載する各式で用いるパラメータでは単位が「y」と標記している。

の根を通じて作物に入る。) の摂取による実効線量は次式で計算される。

$$E_{ing,C} = e_{ing} \cdot q \cdot f_d \cdot f_c \cdot f_i \cdot e^{-\lambda \cdot t_1} \frac{1 - e^{-\lambda \cdot t_2}}{\lambda \cdot t_2} \dots\dots\dots (50)$$

ここで、

- $E_{ing,C}$  : 物質中の単位放射能濃度あたりの経口摂取による実効線量 [(μSv/a)/(Bq/g)]
- $e_{ing}$  : 経口摂取による実効線量係数 [μSv/Bq]
- $q$  : 年間の経口摂取量 [g/a]
- $f_d$  : 希釈係数 [-]
- $f_c$  : 濃縮係数 [-]
- $f_i$  : 根からの移行係数 [-]
- $\lambda$  : 崩壊定数 [1/a]
- $t_1$  : 被ばく開始までの減衰時間 [a]
- $t_2$  : 被ばく期間中の減衰時間 [a]

#### 6. 2. 2. 4 地下水移行シナリオを考慮した被ばくに係るモデル (RW シナリオ)

RW-C, RW-A シナリオでは、汚染物質が地表付近の土壌中にあるとき (これを汚染層と呼ぶ)、核種が汚染層から放出され、不飽和層を通過して地下水に移行して、この汚染された地下水を利用することによる被ばくが想定されている。地下水を利用することによる被ばくとしては、以下に示す3つの被ばくが考慮されている。

- 汚染された地下水が井戸に移行したときの井戸水飲用による被ばく
  - 汚染された地下水を農作物の灌漑用水として利用したときの農作物摂取による被ばく
  - 汚染された地下水が河川に移行して、その河川の魚を摂取することによる被ばく
- これらの被ばくでは、以降に示すモデルを用いて被ばくの実効線量が計算されている。

##### (1) 汚染層からの漏出率

汚染層からの漏出率は次式で計算される。

$$L_i = \frac{I}{\theta^{cz} \cdot z^{cz} \cdot R_i^{cz}} \dots\dots\dots (51)$$

ここで、

- $L_i$  : 核種  $i$  の漏出率 [1/a]
- $I$  : 浸透率 [m/a]
- $\theta^{cz}$  : 汚染層の体積含水率 [-]
- $z^{cz}$  : 汚染層の厚さ [m]
- $R_i^{cz}$  : 汚染層における核種  $i$  の遅延係数 [-]

である。

このうち、遅延係数  $R_i^{cz}$  は次式で与えられる。

$$R_i^{cz} = 1 + \frac{\rho^{cz} \cdot K_{d,i}}{\theta^{cz}} \dots\dots\dots (52)$$

ここで、

- $R_i^{cz}$  : 汚染層における核種  $i$  の遅延係数 [-]
- $\rho^{cz}$  : 汚染層の密度 [g/cm<sup>3</sup>]
- $K_{d,i}$  : 核種  $i$  の分配係数 [cm<sup>3</sup>/g]
- $\theta^{cz}$  : 汚染層の体積含水率 [-]

である。

### (2) 汚染層から浸出する水中の核種濃度

汚染層から浸出する水中の核種濃度は次式で計算される。

$$C_i^s = \frac{M \cdot c_i \cdot L_i}{U^s} \dots\dots\dots(53)$$

ここで、

- $C_i^s$  : 汚染層から浸出する水中の核種  $i$  の濃度 [Bq/m<sup>3</sup>]
- $M$  : 汚染物質の総量 [g]
- $c_i$  : 汚染物質中の核種  $i$  の濃度 [Bq/g]
- $L_i$  : 核種  $i$  の漏出率 [1/a]
- $U^s$  : 汚染層を通過した浸出水の体積 [m<sup>3</sup>/a]

である。

このうち、浸出水の体積は次式で計算される。

$$U^s = I \cdot A^{cz} \dots\dots\dots(54)$$

ここで、

- $U^s$  : 汚染層を通過した浸出水の体積 [m<sup>3</sup>/a]
- $I$  : 浸透率 [m/a]
- $A^{cz}$  : 汚染層の表面積 [m<sup>2</sup>]

である。

### (3) 不飽和層の移行時間

不飽和層を通過する核種  $i$  の移行時間は次式で与えられる。

$$t_i = \frac{z^{uz} \cdot R_i^{uz} \cdot p^{uz} \cdot R_s^{uz}}{I} \dots\dots\dots(55)$$

ここで、

- $t_i$  : 核種  $i$  の不飽和層の移行時間 [a]
- $z^{uz}$  : 不飽和層の厚さ [m]
- $R_i^{uz}$  : 不飽和層における核種  $i$  の遅延係数 [-]
- $p^{uz}$  : 不飽和層の有効空隙率 [-]
- $R_s^{uz}$  : 不飽和層における飽和率 [-]
- $I$  : 浸透率 [m/a]

である。

このうち、遅延係数  $R_i^{uz}$  は次式で与えられる。

$$R_i^{uz} = 1 + \frac{\rho^{uz} \cdot K_{d,i}}{\theta^{uz}} \dots\dots\dots(56)$$

ここで、

- $R_i^{uz}$  : 不飽和層における核種  $i$  の遅延係数 [-]
- $\rho^{uz}$  : 不飽和層の密度 [g/cm<sup>3</sup>]
- $K_{d,i}$  : 核種  $i$  の分配係数 [cm<sup>3</sup>/g]
- $\theta^{uz}$  : 不飽和層の体積含水率 [-]

である。

#### (4) 井戸水中の核種濃度

地下水の量は次式で与えられる。

$$U^{gw} = z^{gw} \cdot w^{gw} \cdot v^{gw} \cdot p^{gw} \dots\dots\dots(57)$$

ここで、

- $U^{gw}$  : 地下水の量 [m<sup>3</sup>/a]
- $z^{gw}$  : 帯水層の厚さ [m]
- $w^{gw}$  : 帯水層の流れに直行する方向の汚染層の幅 [m]
- $v^{gw}$  : 帯水層における間隙水流速 [m/a]
- $p^{gw}$  : 帯水層の有効空隙率 [-]

である。

この結果、井戸水中の核種濃度は次式で計算される。

$$c_i^w = \frac{U^s}{U^{gw} + U^s} C_i^s \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_i} \dots\dots\dots(58)$$

ここで、

- $c_i^w$  : 井戸水中の核種  $i$  の濃度 [Bq/m<sup>3</sup>]
- $U^s$  : 汚染層を通過した浸出水の体積 [m<sup>3</sup>/a]
- $U^{gw}$  : 地下水の量 [m<sup>3</sup>/a]
- $C_i^s$  : 汚染層から浸出する水中の核種  $i$  の濃度 [Bq/m<sup>3</sup>]
- $\lambda_i$  : 核種  $i$  の崩壊定数 [1/a]
- $t_i$  : 核種  $i$  の不飽和層の移行時間 [a]

である。

#### (5) 水から農作物への核種の移行係数

農作物への核種の移行は、葉面沈着による葉からの核種の農作物への取り込みと根からの核種の吸収が考慮される。水から農作物への核種の移行係数は、次式により計算される。

$$f_{t,k,i} = \frac{I_{rr} \cdot f_r \cdot T_{f,k} \cdot (1 - e^{-\lambda_w \cdot t_{e,k}})}{Y_{w,k} \cdot \lambda_w} + \frac{I_{rr} \cdot (1 - f_r) \cdot f_{tr,i} \cdot (1 - e^{-L_i \cdot t_{e,k}})}{\rho^e \cdot L_i} \dots\dots\dots(59)$$

ここで、

- $f_{t,k,i}$  : 水からの農作物  $k$  への核種  $i$  の移行係数 [m<sup>3</sup>/kg]
- $I_{rr}$  : 灌漑水量 [m/a]
- $f_r$  : 農作物に沈着した核種が保持される割合 [-]

- $T_{f,k}$  : 農作物  $k$  の葉から可食部への移行係数 [-]
- $\lambda_w$  : 風雨による除去係数 [1/a]
- $t_{e,k}$  : 農作物  $k$  の暴露時間 [a]
- $Y_{w,k}$  : 農作物  $k$  の栽培密度 [kg/m<sup>2</sup>]
- $f_{w,i}$  : 核種  $i$  の根からの移行係数 [-]
- $L_i$  : 核種  $i$  の漏出率 [1/a]
- $\rho^e$  : 土壌の実効表面密度 [kg/m<sup>2</sup>]

である。

### (6) 河川水中の核種濃度

河川水中の核種濃度は次式で計算される。

$$c_i^r = \frac{U^s}{U^r + U^s} C_i^s \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_i} \dots\dots\dots (60)$$

ここで、

- $c_i^r$  : 河川水中の核種  $i$  の濃度 [Bq/m<sup>3</sup>]
- $U^s$  : 汚染層を通過した浸出水の体積 [m<sup>3</sup>/a]
- $U^r$  : 河川水の量 [m<sup>3</sup>/a]
- $C_i^s$  : 汚染層から浸出する水中の核種  $i$  の濃度 [Bq/m<sup>3</sup>]
- $\lambda_i$  : 核種  $i$  の崩壊定数 [1/a]
- $t_i$  : 核種  $i$  の不飽和層の移行時間 [a]

である。

### (7) 被ばく線量 (この式は SRS No. 44 に記載なし)

地下水移行経路の被ばく線量は次式で計算される。

$$E_{ing,C} = e_{ing} \left( c_i^w \cdot q_w \cdot f_w + c_i^w \cdot f_c \cdot \sum_k f_{t,k,i} \cdot q_{c,k} + c_i^r \cdot f_{t,f,i} \cdot f_f \cdot q_f \right) e^{-\lambda_i \cdot t_i} \dots\dots\dots (61)$$

ここで、

- $E_{ing,C}$  : 経口摂取による実効線量 [μSv/a]
- $e_{ing}$  : 経口摂取による実効線量係数 [μSv/Bq]
- $c_i^w$  : 井戸水中の核種  $i$  の濃度 [Bq/m<sup>3</sup>]
- $q_w$  : 飲料水の年間摂取量 [m<sup>3</sup>/a]
- $f_w$  : 汚染した飲料水の割合 [-]
- $f_c$  : 汚染した農作物の割合 [-]
- $f_{t,k,i}$  : 水から農作物  $k$  への核種  $i$  の移行係数 [m<sup>3</sup>/kg]
- $q_{c,k}$  : 農作物  $k$  の年間摂取量 [kg/a]
- $c_i^r$  : 河川水中の核種  $i$  の濃度 [Bq/m<sup>3</sup>]
- $f_{t,f,i}$  : 核種  $i$  の魚類への移行係数 [m<sup>3</sup>/kg]
- $f_f$  : 汚染した魚類の割合 [-]
- $q_f$  : 魚類の年間摂取量 [kg/a]
- $\lambda_i$  : 核種  $i$  の崩壊定数 [1/a]
- $t_i$  : 被ばく開始までの減衰時間 [a]

である。

## 6. 2. 2. 5 皮膚被ばくに係るモデル (SKIN シナリオ)

皮膚汚染による皮膚の等価線量は次式で計算される。

$$E_{skin,C} = e_{skin} \cdot t_e \cdot L_{dust} \cdot f_d \cdot f_c \cdot \rho \cdot e^{-\lambda \cdot t_1} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda \cdot t_2}}{\lambda \cdot t_2} \dots\dots\dots (62)$$

ここで、

- $E_{skin,C}$  : 単位物質中核種濃度あたりの皮膚汚染による皮膚の等価線量 [(μSv/a)/(Bq/g)]
- $e_{skin}$  : 単位表面濃度あたりの皮膚の等価線量率 [(μSv/h)/(Bq/cm<sup>2</sup>)]
- $t_e$  : 被ばく時間 [h/a]
- $L_{dust}$  : 皮膚に堆積した粉塵の厚さ [cm]
- $f_d$  : 希釈係数 [-]
- $f_c$  : 濃縮係数 [-]
- $\rho$  : 皮膚に堆積した粉塵の密度 [g/cm<sup>3</sup>]
- $\lambda$  : 崩壊定数 [1/a]
- $t_1$  : 被ばく開始までの減衰時間 [a]
- $t_2$  : 被ばく期間中の減衰時間 [a]

である。

## 6. 2. 3 SRS No.44 で用いられた評価パラメータ

### 6. 2. 3. 1 元素・核種に依存しない評価パラメータ

SRS No.44 に示された評価パラメータのうち、元素・核種に依存しないパラメータを次に示すとおり表に取りまとめる。

- 外部被ばくのパラメータのうち現実的シナリオ及び低確率シナリオのパラメータを、それぞれ表 6.3 及び表 6.4 に示す。
- 吸入被ばくのパラメータのうち現実的シナリオ及び低確率シナリオのパラメータを、それぞれ表 6.5 及び表 6.6 に示す。
- 経口摂取被ばくのパラメータのうち現実的シナリオ及び低確率シナリオのパラメータを、それぞれ表 6.7 及び表 6.8 に示す。
- 地下水移行シナリオのパラメータを表 6.9 に示す。
- 皮膚被ばくのパラメータを表 6.10 に示す。

### 6. 2. 3. 2 元素及び核種に依存する評価パラメータ

SRS No.44 に放射能濃度値が示されていない核種の元素依存のパラメータを表 6.11 に、核種依存のパラメータを表 6.12 に示す。

これらのパラメータについては、SRS No.44 に記載されているものについてはそれを採用し、記載がないものについては可能な限り SRS No.44 の設定手順に準拠して以下の通り設定する。

#### (1) 根からの移行係数

根からの移行係数については、SRS No.44 に値が示されている元素についてはそれを採用する。Ti については、SRS No.44 に値が示されていないため、クリアランスレベルの暫定値の算出で用いた「葉菜、非葉菜及び果実への移行係数」の設定値を採用する。この値は、文献調査で得られたものであり、ORNL-5786<sup>(15)</sup>に示された値である。なお、この文献は、原子力安全委員会が取りまとめた「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について」（平成 19 年 5 月 21 日）でも引用されている。

#### (2) 分配係数

Rb については、SRS No.44 に示されている値を採用する。

Ge 及び Au については、SRS No.44 で参照されている文献である RESRAD のマニュアル<sup>(16)</sup>の最小値を採用する。

その他の元素については、SRS No.44 に示された根からの移行係数から求める式 (Eq.(6)) により計算して設定する。

#### (3) 魚類への移行係数

Ga、Rb 及び Au については、SRS No.44 で参照されている文献である SRS No.19<sup>(17)</sup>の値を採用する。その他の元素については、「第 2 次中間報告書」における設定値を使用する。

#### (4) 濃縮係数（吸入被ばく経路）

Ti以外の元素については、SRS No.44 に示されている値を採用する。Tiについては、同族元素である Zr の値を設定する。

**(5) 単位物質中核種濃度あたりの実効線量率（外部被ばく実効線量換算係数）**

SRS No.44 に記載されている表 6.13 に示す計算条件に基づき、QAD-CGGP2R コードにより計算して求めた値を使用する。

**(6) 内部被ばく実効線量係数**

内部被ばく実効線量係数は、ICRP Publ.68<sup>(18)</sup>及び Publ.72<sup>(19)</sup>から設定する。

**(7) 単位表面濃度あたりの皮膚の等価線量率（皮膚被ばくの線量係数）**

単位表面濃度あたりの皮膚の等価線量率については、SRS No.44 に値が示されている核種が一部あるものの、数値が示されていない核種については、その元となる文献である「Kocher 他<sup>(20)</sup>」、「CEA-R-5441<sup>(21)</sup>」及び「Radiation Protection 65<sup>(22)</sup>」においても値が示されていない。

そこで、これらの文献に示された評価手法に基づいた計算コードを整備して、その機能を確認の上、対象とする核種に対する値を計算した。評価ではこの値を使用する。

表 6.3 外部被ばくに係るパラメータの設定（現実的シナリオ）

パラメータ	単位	値				
		WL	RH	WF	WO	RP
被ばく時間	h/a	450	4,500	450	900	400
希釈係数	[-]	1	0.1	0.1	0.1	0.1
子どもの線量率の成人の線量率に対する比	[-]	-	-	-	-	1.2
被ばく開始までの減衰時間	d	30	100	30	30	100
被ばく期間中の減衰時間	d	365	365	365	365	365

表 6.4 外部被ばくに係るパラメータの設定（低確率シナリオ）

パラメータ	単位	値				
		WL	RH	WF	WO	RP
被ばく時間	h/a	1,800	8,760	1,800	1,800	1,000
希釈係数	[-]	1	0.5	1	1	0.5
子どもの線量率の成人の線量率に対する比	[-]	-	-	-	-	1.2
被ばく開始までの減衰時間	d	1	100	1	1	100
被ばく期間中の減衰時間	d	0	365	0	0	365

表 6.5 吸入被ばくに係るパラメータの設定（現実的シナリオ）

パラメータ	単位	値					
		WL	WF	RL-C	RF	RL-A	RP
被ばく時間	h/a	450	450	1,000	1,000	1,000	400
希釈係数	[-]	1	0.02	0.01	0.002	0.01	0.1
濃縮係数	[-]	4	1 - 70 (元素依存)	4	1 - 70 (元素依存)	4	4
空气中粉塵濃度	g/m <sup>3</sup>	5E-4	5E-4	1E-4	1E-4	1E-4	1E-4
呼吸率	m <sup>3</sup> /h	1.2	1.2	0.22	0.22	1.2	0.22
被ばく開始までの減衰時間	d	30	30	30	30	30	100
被ばく期間中の減衰時間	d	365	365	365	365	365	365

表 6.6 吸入被ばくに係るパラメータの設定（低確率シナリオ）

パラメータ	単位	値					
		WL	WF	RL-C	RF	RL-A	RP
被ばく時間	h/a	1,800	1,800	8,760	8,760	8,760	1,000
希釈係数	[-]	1	0.1	0.1	0.01	0.1	1
濃縮係数	[-]	4	1-70 (元素依存)	4	1-70 (元素依存)	4	4
空气中粉塵濃度	g/m <sup>3</sup>	1E-3	1E-3	5E-4	5E-4	5E-4	5E-4
呼吸率	m <sup>3</sup> /h	1.2	1.2	0.22	0.22	1.2	0.22
被ばく開始までの減衰時間	d	1	1	1	1	1	100
被ばく期間中の減衰時間	d	0	0	0	0	0	365

表 6.7 経口摂取被ばくに係るパラメータの設定（現実的シナリオ）

パラメータ	単位	値			
		RL-A	RL-C	WL/WF	RP
摂取量	g/a	88,000	68,000	10	25
希釈係数	[-]	0.01	0.01	1	0.1
濃縮係数	[-]	考慮しない	考慮しない	2	2
根からの移行係数	[-]	元素依存	元素依存	考慮しない	考慮しない
被ばく開始までの減衰時間	d	365	365	30	100
被ばく期間中の減衰時間	d	365	365	365	365

表 6.8 経口摂取被ばくに係るパラメータの設定（低確率シナリオ）

パラメータ	単位	値			
		RL-A	RL-C	WL/WF	RP
摂取量	g/a	264,000	204,000	50	50
希釈係数	[-]	0.1	0.1	1	1
濃縮係数	[-]	考慮しない	考慮しない	2	2
根からの移行係数	[-]	元素依存	元素依存	考慮しない	考慮しない
被ばく開始までの減衰時間	d	365	365	1	100
被ばく期間中の減衰時間	d	365	365	0	365

表 6.9 地下水移行シナリオに係るパラメータの設定

パラメータ	単位	値	
		現実的シナリオ	低確率シナリオ
浸透率	m/a	0.2	0.2
汚染層の体積含水率	[-]	0.16	0.16
汚染層の厚さ	m	5	5
汚染層の密度	g/cm <sup>3</sup>	1.8	1.8
汚染物質の総量	g	4.5E+10	1.8E+11
汚染物質中の核種の濃度	Bq/g	1	1
汚染層の表面積	m <sup>2</sup>	5,000	20,000
不飽和層の厚さ	m	2	0
不飽和層の有効空隙率	[-]	0.2	0.2
不飽和層における飽和率	[-]	0.4	0.4
不飽和層の密度	g/cm <sup>3</sup>	1.8	1.8
不飽和層の体積含水率	[-]	0.16	0.16
帯水層の厚さ	m	5	5
帯水層の流れに直行する方向の汚染層の幅	m	100	100
帯水層における間隙水流速	m/a	1,000	500
帯水層の有効空隙率	[-]	0.25	0.25
灌漑水量	m/a	0.2	0.2
農作物に沈着した核種が保持される割合	[-]	0.25	0.25
葉から可食部への移行係数（非葉菜）	[-]	0.1	0.1
葉から可食部への移行係数（葉菜）	[-]	1	1
風雨による除去係数	1/a	20	20
農作物の暴露期間（非葉菜）	a	0.17	0.17
農作物の暴露期間（葉菜）	a	0.25	0.25
農作物の栽培密度（非葉菜）	kg/m <sup>2</sup>	0.7	0.7
農作物の栽培密度（葉菜）	kg/m <sup>2</sup>	1.5	1.5
土壌の実効表面密度	kg/m <sup>2</sup>	225	225
河川水の量	m <sup>3</sup> /s	5	5

(次ページへ続く)

表 6.9 地下水移行シナリオに係るパラメータの設定 (つづき)

パラメータ	単位	値	
		現実的シナリオ	低確率シナリオ
飲料水の年間摂取量 (子ども)	m <sup>3</sup> /a	0.1	0.2
飲料水の年間摂取量 (成人)	m <sup>3</sup> /a	0.35	0.7
汚染した飲料水の割合	[-]	0.25	1
汚染した農作物の割合	[-]	0.25	1
農作物の年間摂取量 (非葉菜, 子ども)	kg/a	17	51
農作物の年間摂取量 (非葉菜, 成人)	kg/a	40	120
農作物の年間摂取量 (葉菜, 子ども)	kg/a	6	18
農作物の年間摂取量 (葉菜, 成人)	kg/a	13	39
汚染した魚類の割合	[-]	0.25	1
魚類の年間摂取量 (子ども)	kg/a	0.6	3
魚類の年間摂取量 (成人)	kg/a	1.5	7.5
被ばく開始までの減衰時間	a	1	1

表 6.10 皮膚被ばくに係るパラメータの設定 (低確率シナリオ)

パラメータ	単位	値
被ばく時間	h/a	1,800
皮膚に堆積した粉塵の厚さ	cm	0.01
希釈係数	[-]	1
濃縮係数	[-]	2
皮膚に堆積した粉塵の密度	g/cm <sup>3</sup>	1.5
皮膚の等価線量率	(μSv/a) per (Bq/cm <sup>2</sup> )	核種依存
被ばく開始までの減衰時間	d	0
被ばく期間中の減衰時間	d	0

表 6.11 元素依存パラメータの設定

No.	元素	根からの移行係数 [-]		分配係数 (cm <sup>3</sup> /g)		魚類への移行係数 (L/kg)		濃縮係数 [-] <sup>*1</sup>	
		設定値	出典	設定値	出典	設定値	出典	設定値	出典
1	Ti	0.0055	ORNL-5786	152	SRS No.44 の Eq.(6) <sup>*2</sup> で計算	1000	UCRL-50564 Rev.1	1	SRS No.44 の Zr の値と同一に設定
2	V	0.0005	SRS No.44	582	SRS No.44 の Eq.(6) で計算	10	UCRL-50564 Rev.1	10	SRS No.44
3	Ga	0.003	SRS No.44	213	SRS No.44 の Eq.(6) で計算	400	SRS No.19	70	SRS No.44
4	Ge	0.6	SRS No.44	0	RESRAD	3300	UCRL-50564 Rev.1	1	SRS No.44
5	Rb	0.2	SRS No.44	20	SRS No.44	2000	SRS No.19	1	SRS No.44
6	Yb	0.003	SRS No.44	213	SRS No.44 の Eq.(6) で計算	25	NUREG/CR-3585	10	SRS No.44
7	W	0.01	SRS No.44	109	SRS No.44 の Eq.(6) で計算	1200	UCRL-50564 Rev.1	10	SRS No.44
8	Au	0.1	SRS No.44	0	RESRAD	35	SRS No.19	7	SRS No.44

\*1: WF, RF シナリオの吸入被ばく経路で使用する。

\*2: SRS No.44 Eq.(6) :  $\ln K_{di} = a + b \cdot \ln f_{i,i}$  ( $K_{di}$  = 求められる分配係数、 $f_{i,i}$  = 上記の根からの移行係数、 $a=2.11$ 、 $b=-0.56$ ) ; SRS No.44 p.37

表 6.12 核種依存パラメータの設定

No.	核種	単位物質中核種濃度あたりの実効線量率 [( $\mu$ Sv/h)/(Bq/g)]				内部被ばく実効線量係数 (Sv/Bq)				単位表面濃度あたりの皮膚の等価線量率 (Sv/a per Bq/cm <sup>2</sup> )	考慮している子孫核種	
		吸入				経口摂取						
		WL, RP	WF, WO	RH		作業者 WL, WF	成人 RL-A	子ども RL-C, RF, RP	子ども RL-C, RP, RW-C			成人 RL-A, RW-A
1	Ti-44	4.7E-01	1.1E-01	3.2E-01	7.2E-08	1.2E-07	3.1E-07	3.3E-08	6.2E-09	6.2E-09	2.6E-02	Sc-44
2	V-49	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.6E-11	3.4E-11	2.1E-10	1.4E-10	1.8E-11	1.8E-11	9.2E-05	
3	Ga-67	2.4E-02	6.4E-03	2.0E-02	2.8E-10	2.4E-10	1.0E-09	1.2E-09	1.9E-10	1.9E-10	7.9E-03	
4	Ge-68	1.9E-01	4.6E-02	1.4E-01	8.0E-09	1.4E-08	5.0E-08	8.7E-09	1.4E-09	1.4E-09	2.3E-02	Ga-68
5	Rb-81	1.2E-01	3.0E-02	9.0E-02	6.8E-11	3.4E-11	2.5E-10	3.2E-10	5.4E-11	5.4E-11	1.7E-02	
6	Yb-169	3.5E-02	9.8E-03	2.9E-02	2.4E-09	3.0E-09	9.8E-09	4.6E-09	7.1E-10	7.1E-10	1.4E-02	
7	W-188	1.0E-02	2.6E-03	7.7E-03	1.6E-09	1.1E-09	9.4E-09	2.6E-08	3.7E-09	3.5E-09	4.3E-02	Re-188
8	Au-195	5.2E-03	1.6E-03	4.7E-03	1.2E-09	1.7E-09	6.6E-09	1.7E-09	2.5E-10	2.5E-10	4.1E-03	

表 6.13 単位物質中核種濃度あたりの実効線量率の計算条件

シナリオ	計算条件
WL/RP	<p>線源の密度：1.5g/cm<sup>3</sup></p> <p>線源の材質：コンクリート</p> <p>線源の形状：半無限媒体を模擬（汚染された地表）</p> <p>評価点の位置：地上 1m</p> <p>照射ジオメトリ：ROT</p> <p>（RP シナリオは子どもが被ばく対象者であり、成人に対して得られた値を 1.2 倍する）</p>
WF/WO	<p>線源の密度：1.5 g/cm<sup>3</sup></p> <p>線源の材質：コンクリート</p> <p>線源の形状：5m×2m×1m の平板</p> <p>評価点の位置：2m×1m の面から 1m</p> <p>照射ジオメトリ：AP</p>
RH	<p>線源の密度：1.5 g/cm<sup>3</sup></p> <p>線源の材質：コンクリート</p> <p>線源の形状：3m×4m、高さ 2.5m の部屋における 2 つの壁と天井。厚さは 20cm。</p> <p>評価点の位置：部屋の中心、地上 1m</p> <p>照射ジオメトリ：ROT</p>

ROT：回転照射ジオメトリ

AP：前方-後方照射ジオメトリ

#### 6. 2. 4 SRS No.44 の考え方に基づいた放射能濃度の算出結果

SRS No.44 の考え方に基づいて、「6. 2. 2 項」の計算モデル及び「6. 2. 3 項」の評価パラメータを用いて、基準となる実効線量（現実的シナリオ： $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ 、低確率シナリオ： $1\text{mSv}/\text{年}$ ）に対して算出した Ti-44、V-49、Ga-67、Ge-68、Rb-81、Yb-169、W-188 及び Au-195 の放射能濃度の最小値を表 6.14 に示す。

Ti-44、Ge-68、Yb-169、W-188 及び Au-195 の決定経路は「処分場あるいはその他の施設（鋳物工場以外）の作業員の被ばくに係る現実的シナリオ」であり、V-49 の決定経路は「汚染された物質で建設された公共の場所の居住者の被ばくに係る現実的シナリオ」であり、Ga-67 及び Rb-81 の決定経路は「処分場あるいはその他の施設（鋳物工場以外）の作業員の被ばくに係る低確率シナリオ」であった。

なお、ここで算出した上記 8 核種の放射能濃度値についても以降は「SRS No.44 の放射能濃度値」として取り扱うこととする。

表 6.14 SRS No.44 に放射能濃度値が示されていない核種について SRS No.44 の考え方に  
基づいて算出した放射能濃度値

No.	核種	基準線量 相当濃度 の最小値 (Bq/g)	決定シナリオ	
			記号	具体的なシナリオ
1	Ti-44	4.8E-2	WL (Realistic)	処分場あるいはその他の施設（鋳物工場以外）の 作業者の被ばく [現実的シナリオ]
2	V-49	2.5E+4	RP (Realistic)	汚染された物質で建設された公共の場所の居住者の 被ばく [現実的シナリオ]
3	Ga-67	2.9E+1	WL (Low prob.)	処分場あるいはその他の施設（鋳物工場以外）の 作業者の被ばく [低確率シナリオ]
4	Ge-68	1.9E-1	WL (Realistic)	処分場あるいはその他の施設（鋳物工場以外）の 作業者の被ばく [現実的シナリオ]
5	Rb-81	1.8E+2	WL (Low prob.)	処分場あるいはその他の施設（鋳物工場以外）の 作業者の被ばく [低確率シナリオ]
6	Yb-169	9.6E+0	WL (Realistic)	処分場あるいはその他の施設（鋳物工場以外）の 作業者の被ばく [現実的シナリオ]
7	W-188	1.1E+1	WL (Realistic)	処分場あるいはその他の施設（鋳物工場以外）の 作業者の被ばく [現実的シナリオ]
8	Au-195	8.8E+0	WL (Realistic)	処分場あるいはその他の施設（鋳物工場以外）の 作業者の被ばく [現実的シナリオ]

### 6. 3 国際的なクリアランスレベルとの比較

「4. 2. 5項」でも示したとおり、クリアランスレベルの暫定値の算出結果では、RI 汚染物において、一括クリアランスの方が個別クリアランスに比べて値が常に低く、放射化物においても、同様に大規模施設の方が小規模施設に比べて値が常に低くなっていることを確認した。このことから、ここでは、RI 汚染物の一括クリアランスを対象とした場合と大規模施設で発生する放射化物を対象とした場合のクリアランスレベルの暫定値について、RS-G-1.7 を取りまとめた際にクリアランス等の判断に用いる放射能濃度の基準値の算出根拠として提示されている SRS No.44 の放射能濃度値、又は SRS No.44 における放射能濃度の算出方法に基づいて算出した放射能濃度値との比較を行った。その結果を表 6.15 及び表 6.16 に示す。

まず、RI 汚染物のクリアランスレベルについて比較を行ったところ、一括クリアランスを想定して算出した各核種のクリアランスレベルのうち、SRS No.44 の放射能濃度値より低くなった核種は I-125 であり、SRS No.44 の放射能濃度値との比率は約 0.1 となった。一方、SRS No.44 の放射能濃度値との比率が 100 を超える結果となった核種は F-18、Ca-45、Y-90、Rb-81、Tc-99m 及び Cd-109 であり、それぞれの比率は、60,000<sup>※19</sup>、170、160、310、130 及び 130 となった。

次に、放射化物のクリアランスレベルについて比較を行ったところ、大規模施設において発生する放射化物を対象として算出した各核種のクリアランスレベルのうち、Cl-36、Ni-59、Au-195 及び Hg-203 については SRS No.44 の放射能濃度値より低くなり、それぞれの SRS No.44 の放射能濃度値との比率が 0.73、0.25、0.78 及び 0.80 となった。一方、SRS No.44 の放射能濃度値との比率が 100 を超える結果となった核種は Nb-93m だけであり、その比率は、1,100 となった。これら以外の核種は SRS No.44 の放射能濃度値との比率が 1 から 10 の範囲に収まる結果となった。

---

※19：F-18 は、半減期が約 1.8 時間であり、今回のクリアランスレベルを算出する対象核種として選定した核種の中で、最も半減期が短い核種である。今回のクリアランスレベルの算出では、被ばく開始であるクリアランスまでの期間（1 日）の減衰と、被ばく期間中（1 年間）の減衰を考慮している。一方、RS-G-1.7 における決定経路である皮膚被ばくを想定した経路では、クリアランスまでの期間及び被ばく期間中の両方の減衰を考慮していない。このように、被ばくに係る期間の設定の違いにより、F-18 については、SRS No.44 の放射能濃度値との比率が極端に大きくなっている。

表 6.15 RI 汚染物の一括クリアランスを想定して本検討で算出したクリアランスレベルの暫定値と SRS No.44 の放射能濃度値との比較結果 (1/2)

No.	核種	本検討で算出したクリアランスレベルの暫定値			SRS No.44 の放射能濃度値			①/②
		決定経路	放射能濃度値 (Bq/g)	記号	決定経路		放射能濃度値 (Bq/g)	
					経路			
1	H-3	跡地(農作物)(子ども)	2.7E+02	RW-A	個人の井戸からの水の利用あるいは汚染された河川でとれた魚類の消費(成人)	3.0E+01	8.8	
2	C-14	地下水(養殖淡水産物)(子ども)	4.2E+01	RW-A	個人(成人)の井戸からの水の利用あるいは汚染された河川でとれた魚類の消費(成人)	1.7E+00	25	
3	F-18	可燃物(可燃物運搬-外部)	2.1E+07	SKIN	スクラップ置き場、金属リサイクル施設、処分場などの作業場における作業者の被ばく(低確率シナリオのみ)	3.5E+02	60000	
4	Na-22	可燃物(溶融固化物再利用駐車場-外部)	7.1E+02	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	3.9E-02	1.8	
5	P-32	可燃物(焼却炉周辺-畜産物)(子ども)	6.5E+02	SKIN	スクラップ置き場、金属リサイクル施設、処分場などの作業場における作業者の被ばく(低確率シナリオのみ)	3.4E+02	1.9	
6	P-33	可燃物(焼却炉周辺-畜産物)(子ども)	5.2E+03	SKIN	スクラップ置き場、金属リサイクル施設、処分場などの作業場における作業者の被ばく(低確率シナリオのみ)	5.8E+02	9.0	
7	S-35	可燃物(焼却炉周辺-畜産物)(子ども)	1.2E+03	RL-C	処分場あるいはその他の施設近傍の居住者の被ばく(子ども)	2.5E+02	4.8	
8	Cl-36	可燃物(溶融炉周辺-畜産物)(子ども)	5.0E-01	RL-C	処分場あるいはその他の施設近傍の居住者の被ばく(子ども)	4.7E-01	1.1	
9	Ca-45	操業(積み下ろし)(直接経口) 可燃物(可燃物積み下ろし-直接経口)	1.3E+04	RL-C	処分場あるいはその他の施設近傍の居住者の被ばく(子ども)	7.8E+01	170	
10	V-49	操業(積み下ろし)(直接経口) 可燃物(可燃物積み下ろし-直接経口)	4.0E+05	RP	汚染された物質で建設された公共の場所の居住者の被ばく	2.5E+04	16	
11	Cr-51	可燃物(可燃物運搬-外部)	1.9E+02	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	9.1E+01	2.1	
12	Mn-54	可燃物(溶融固化物再利用駐車場-外部)	4.2E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	1.5E-01	2.8	
13	Fe-55	操業(積み下ろし)(直接経口)	1.7E+04	RP	汚染された物質で建設された公共の場所の居住者の被ばく	1.0E+03	17	
14	Fe-59	可燃物(可燃物運搬-外部)	3.8E+00	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	9.5E-01	4.1	
15	Co-57	可燃物(溶融固化物再利用駐車場-外部)	5.8E+00	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	1.8E+00	3.3	
16	Co-58	可燃物(可燃物運搬-外部)	2.8E+00	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	6.6E-01	4.3	
17	Co-60	可燃物(溶融固化物再利用駐車場-外部)	5.1E-02	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	3.1E-02	1.6	
18	Ni-63	跡地(農作物)(子ども)	5.5E+02	RL-C	処分場あるいはその他の施設近傍の居住者の被ばく(子ども)	5.9E+01	9.2	
19	Zn-65	可燃物(溶融固化物再利用駐車場-外部)	8.1E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	2.6E-01	3.2	
20	Ga-67	可燃物(可燃物運搬-外部)	4.0E+02	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	2.9E+01	14	
21	Ge-68	可燃物(溶融固化物再利用駐車場-外部)	4.2E-01	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	1.9E-01	2.2	
22	Se-75	可燃物(可燃物運搬-外部)	4.0E+00	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	9.1E-01	4.4	
23	Rb-81	可燃物(可燃物運搬-外部)	5.5E+04	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	1.8E+02	310	
24	Rb-86	可燃物(可燃物運搬-外部)	1.2E+02	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	3.3E+01	3.6	
25	Sr-85	可燃物(可燃物運搬-外部)	5.7E+00	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	1.4E+00	4.0	
26	Sr-89	再利用(金属スクラップ周辺居住-農作物)(子ども)	4.8E+03	SKIN	スクラップ置き場、金属リサイクル施設、処分場などの作業場における作業者の被ばく(低確率シナリオのみ)	3.5E+02	14	
27	Sr-90	跡地(農作物)(子ども)	2.9E+00	RL-C	処分場あるいはその他の施設近傍の居住者の被ばく(子ども)	5.5E-01	5.3	

表 6.15 RI 汚染物の一括クリアランスを想定して本検討で算出したクリアランスレベルの暫定値と SRS No.44 の放射能濃度値との比較結果 (2/2)

No.	核種	本検討で算出したクリアランスレベルの暫定値		SRS No.44 の放射能濃度値		値の比較 ①/②	
		決定経路	放射能濃度値 (Bq/g)	決定経路	放射能濃度値 (Bq/g)		
							記号
28	Y-90	再利用(金属スクラップ/周辺居住-農作物)(子ども)	5.3E+04	SKIN	スクラップ置き場、金属リサイクル施設、処分場などの作業場における作業者の被ばく(低確率シナリオのみ)	3.4E+02	160
29	Mo-99	可燃物(可燃物運搬-外部)	3.1E+02	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	2.0E+01	15
30	Tc-99	跡地(農作物)(子ども)	5.2E+00	RL-C	処分場あるいはその他の施設(近隣の居住者の被ばく(子ども))	6.1E-01	8.5
31	Tc-99m	可燃物(可燃物運搬-外部)	7.8E+04	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	6.2E+02	130
32	Cd-109	可燃物(溶融固化物再利用駐車場-外部)	1.4E+02	RW-C	個人の井戸からの水の利用あるいは汚染された河川でとれた魚類の消費(子ども)	1.1E+00	130
33	In-111	可燃物(可燃物運搬-外部)	1.8E+02	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	1.4E+01	13
34	Sb-125	可燃物(溶融固化物再利用駐車場-外部)	3.9E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	2.0E-01	1.9
35	I-123	可燃物(可燃物運搬-外部)	6.6E+03	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	1.1E+02	62
36	I-125	可燃物(溶融炉周辺-畜産物)(子ども)	1.6E+01	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	1.7E+02	0.095
37	I-131	可燃物(溶融炉周辺-畜産物)(子ども)	1.2E+01	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	1.0E+01	1.2
38	Cs-134	可燃物(溶融固化物再利用駐車場-外部)	2.4E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	5.7E-02	4.2
39	Cs-137	可燃物(溶融固化物再利用駐車場-外部)	4.2E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	1.2E-01	3.5
40	Ba-133	可燃物(溶融固化物再利用駐車場-外部)	3.7E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	2.3E-01	1.6
41	Ce-141	可燃物(可燃物運搬-外部)	6.7E+01	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	4.0E+01	1.7
42	Pm-147	可燃物(焼却炉補修-吸入)	7.5E+03	SKIN	スクラップ置き場、金属リサイクル施設、処分場などの作業場における作業者の被ばく(低確率シナリオのみ)	7.4E+02	10
43	Eu-152	可燃物(溶融固化物再利用駐車場-外部)	1.0E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	6.6E-02	1.6
44	Gd-153	可燃物(可燃物運搬-外部)	1.3E+01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	3.9E+00	3.3
45	Yb-169	可燃物(可燃物運搬-外部)	1.8E+01	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	9.6E+00	1.8
46	W-188	可燃物(可燃物運搬-外部)	4.4E+01	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	1.1E+01	4.0
47	Re-186	可燃物(可燃物運搬-外部)	3.1E+03	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	3.4E+02	9.0
48	Ir-192	可燃物(可燃物運搬-外部)	2.9E+00	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	8.4E-01	3.5
49	Au-198	可燃物(可燃物運搬-外部)	2.1E+02	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	1.1E+01	18
50	Tl-201	可燃物(可燃物運搬-外部)	7.9E+02	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	1.1E+02	7.5
51	Tl-204	跡地(農作物)(子ども)	3.6E+01	RW-C	個人の井戸からの水の利用あるいは汚染された河川でとれた魚類の消費(子ども)	5.8E-01	62
52	Am-241	可燃物(焼却炉補修-吸入)	8.6E-01	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	3.0E-01	2.9
53	Cm-244	可燃物(焼却炉補修-吸入)	1.4E+00	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	4.9E-01	2.8

表 6.16 大規模施設において発生する放射化物品に係り本検計で算出したクリアランスレベルの暫定値とSRS No.44 の放射能濃度値との比較結果

No.	核種	本検計で算出したクリアランスレベルの暫定値			SRS No.44 の放射能濃度値			①/②
		決定経路	放射能濃度値 (Bq/g)	記号	決定経路		放射能濃度値 (Bq/g)	
					経路	経路		
1	H-3	跡地(農作物)(子ども)	6.7E+01	RW-A	個人の井戸からの水の利用あるいは汚染された河川でとれた魚類の消費(成人)	3.0E+01	2.2	
2	Be-7	操業(埋立-外部)	2.0E+01	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	1.9E+01	1.1	
3	C-14	地下水(養殖淡水産物)(子ども)	5.3E+00	RW-A	個人(成人)	1.7E+00	3.1	
4	Na-22	再利用(壁材-外部)(子ども)	1.0E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	3.9E-02	2.7	
5	Cl-36	地下水(飼料畜産物)(子ども)	3.4E-01	RL-C	処分場あるいはその他の施設近隣の居住者の被ばく(子ども)	4.7E-01	0.73	
6	Ca-41	地下水(農作物)(子ども)	1.0E+02	RL-C	処分場あるいはその他の施設近隣の居住者の被ばく(子ども)	8.1E+01	1.3	
7	Ca-45	再利用(金属スクラップ周辺居住-農作物)(子ども)	6.0E+02	RL-C	処分場あるいはその他の施設近隣の居住者の被ばく(子ども)	7.8E+01	7.7	
8	Sc-46	操業(埋立-外部)	3.4E-01	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	2.5E-01	1.4	
9	Ti-44	再利用(壁材-外部)(子ども)	7.3E-02	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	4.8E-02	1.5	
10	Mn-54	操業(埋立-外部)	3.7E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	1.5E-01	2.5	
11	Fe-55	操業(積み下ろし)(直接経口) 再利用(コンクリート再処理)(直接経口)	4.3E+03	RP	汚染された物質で建設された公共の場所の居住者の被ばく	1.0E+03	4.2	
12	Fe-59	操業(埋立-外部)	1.0E+00	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	9.5E-01	1.1	
13	Co-56	操業(埋立-外部)	2.1E-01	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	1.4E-01	1.5	
14	Co-57	操業(埋立-外部)	2.6E+00	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	1.8E+00	1.5	
15	Co-58	操業(埋立-外部)	8.0E-01	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	6.6E-01	1.2	
16	Co-60	再利用(壁材-外部)(子ども)	7.3E-02	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	3.1E-02	2.3	
17	Ni-59	地下水(農作物)(子ども)	3.6E+01	RL-C	処分場あるいはその他の施設近隣の居住者の被ばく(子ども)	1.4E+02	0.25	
18	Ni-63	跡地(農作物)(子ども)	1.4E+02	RL-C	処分場あるいはその他の施設近隣の居住者の被ばく(子ども)	5.9E+01	2.3	
19	Zn-65	操業(埋立-外部)	6.0E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	2.6E-01	2.3	
20	Nb-93m	跡地(居住-子ども)(直接経口)	4.9E+03	RW-C	個人(成人)	4.7E+00	1100	
21	Nb-94	再利用(壁材-外部)(子ども)	9.9E-02	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	4.4E-02	2.3	
22	Ag-108m	再利用(壁材-外部)(子ども)	9.9E-02	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	4.4E-02	2.3	
23	Ag-110m	操業(埋立-外部)	1.2E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	5.3E-02	2.3	
24	Sn-113	操業(埋立-外部)	1.9E+00	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	1.3E+00	1.5	
25	Sb-124	操業(埋立-外部)	5.1E-01	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	3.8E-01	1.4	
26	Sb-125	操業(埋立-外部)	5.6E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	2.0E-01	2.7	
27	Te-123m	操業(埋立-外部)	3.5E+00	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	3.0E+00	1.2	
28	Cs-134	操業(埋立-外部)	1.6E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	5.7E-02	2.8	
29	Cs-137	再利用(壁材-外部)(子ども)	2.9E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	1.2E-01	2.4	
30	Ba-133	再利用(壁材-外部)(子ども)	5.5E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	2.3E-01	2.4	
31	Ce-139	操業(埋立-外部)	3.2E+00	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	2.4E+00	1.3	
32	Eu-152	再利用(壁材-外部)(子ども)	1.5E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	6.6E-02	2.3	
33	Eu-154	再利用(壁材-外部)(子ども)	1.4E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	6.0E-02	2.4	
34	Th-160	操業(埋立-外部)	6.9E-01	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	5.6E-01	1.2	
35	Ta-182	操業(埋立-外部)	4.2E-01	RH	汚染された物質で建設された家屋の居住者の被ばく	2.6E-01	1.6	
36	Au-195	操業(埋立-外部)	6.9E+00	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	8.8E+00	0.78	
37	Hg-203	操業(埋立-外部)	4.6E+00	WL	処分場あるいはその他の施設(鋳物工場以外)の作業者の被ばく	5.7E+00	0.80	

### 6. 3. 1 SRS No.44 の放射能濃度値との比較の結果に係る考察

「6. 3 節」に示した SRS No.44 の放射能濃度値との比較において、RI 汚染物の一括クリアランスを想定して算出したクリアランスレベル及び大規模施設において発生する放射化物を対象として算出したクリアランスレベルでは、ほとんどの核種のクリアランスレベルが SRS No.44 の放射能濃度値と同等となる結果が得られた。しかしながら、これらの RI 汚染物及び放射化物に関するクリアランスレベルの算出結果において、SRS No.44 の放射能濃度値を下回った核種と、逆に 2 桁以上大きくなった核種もあるため、その理由について考察を行った。

### 6. 3. 2 今回のクリアランスレベルの暫定値の算出結果が SRS No.44 の放射能濃度値より小さくなった核種について

本検討で得られたクリアランスレベルの暫定値の算出結果（放射能濃度 (Bq/g)）が、SRS No.44 の放射能濃度値 (Bq/g)より小さくなった核種は、RI 汚染物（一括クリアランス）では I-125 であり、一方、放射化物（大規模施設）では Cl-36、Ni-59、Au-195、Hg-203 であり、合計 5 核種である。その理由の考察を以下に示す。

#### (1) I-125 について

本検討における I-125 の決定経路は、可燃物等の焼却処理に係る評価経路の熔融炉周辺における畜産物摂取経路である。SRS No.44 における計算では、鋳物工場の周辺居住者の吸入による被ばくは想定しているものの、畜産物摂取による被ばくは想定していない。また、決定経路が同様となる核種 (Cl-36、I-131) について、崩壊形式、元素・核種に依存するパラメータを比較したところ、I-125 については、Cl-36 と比べて焼却灰の熔融時の排気への移行割合が大きく、経口摂取内部被ばく線量係数も大きいなどの特徴がある。さらに、I-131 は、その半減期が I-125 よりも短いために物理的減衰の効果により畜産物中の核種濃度が I-125 よりも小さくなる。このようなことから、これらの 3 つの核種の中で、I-125 だけが SRS No.44 の放射能濃度値を下回ったものと考えられる。

#### (2) Cl-36 について

本検討における Cl-36 の決定経路は、地下水移行シナリオの畜産物摂取経路である。SRS No.44 における計算では、このような畜産物を摂取する経路は選定されていない。さらに、Cl（塩素）の飼料作物への移行係数は、他の核種と比べて大きくなっている。これらの点が、Cl-36 の算出結果が SRS No.44 の放射能濃度値を下回る理由であると考えられる。

#### (3) Ni-59 について

本検討における Ni-59 の決定経路は、地下水移行シナリオの農作物摂取経路であり、SRS No.44 における計算でも同様の被ばく経路（地下水移行経路からの一般公衆の被ばく経路）が考慮されている。この経路について、井戸水飲用経路の評価パラメータ等を比較したところ、漏出率が異なり、本検討では関連の評価パラメータと(7)式の関連式を基に  $1.2 \times 10^{-3}(1/y)$  と設定しているのに対して、SRS No.44 における計算では  $2.22 \times 10^{-5}(1/y)$  と設定されている。以上より、本検討の方が、核種が移行しやすい条件となっている。すなわち、両者を比較すると、本検討の方が、核種が移行しやすい条件（SRS No.44 における計算の約 60 倍の移行量）となっている。このため、本検討

における Ni-59 の算出結果が SRS No.44 の放射能濃度値を下回ったと考えられる。

#### (4) Au-195、Hg-203 について

Au-195 及び Hg-203 については、SRS No.44 における計算結果の決定シナリオである「処分場又は鋳物工場以外の施設の作業員の被ばく」に含まれる経路のうち、外部被ばく経路が支配的であり、本検討の決定経路（埋設作業員の外部被ばくの経路）と類似している。これらの経路の評価パラメータ等について着目したところ、Au-195 及び Hg-203 の算出結果が SRS No.44 の放射能濃度値を下回る理由は、比較的半減期が短いために被ばく開始までの期間の違い（本検討では 1 日の減衰、SRS No.44 における計算では 30 日の減衰を考慮）が影響しているためと考えられる。

#### (5) まとめ

以上の検討をまとめると、いずれの核種についても、本検討と SRS No.44 における計算とのシナリオの考え方や評価パラメータの設定の違いが顕著に現れたものと考えられる。

これらの核種に関する本検討におけるクリアランスレベルの暫定値の算出結果と SRS No.44 の放射能濃度値の比は、概ね 1 桁以内の範囲にある。

原子力施設から発生する放射性廃棄物を対象にしたクリアランスレベルの算出結果の値と SRS No.44 の放射能濃度値との乖離については、「再評価報告書」における以下の記述がある。

- (5) 概して言えば、対象物を特に限定しない一般的なレベルは、考慮すべきシナリオに、一般性、すなわち国際間の流通等のきわめて多様なシナリオを包絡することが特段に要求されるため、核種組成などの対象物に固有の性質に着目しつつそれぞれに対応したシナリオを想定した上で算出されるレベルに比べ、その値は低くなる。実際、RS-G-1.7 の規制免除レベルの導出にあたっては、そのようなシナリオの包絡性が特に考慮されており、原子炉等の解体廃棄物に固有の性質に着目した再評価と RS-G-1.7 の一般的な規制免除レベルの計算値を比較すると、概して再評価の方が高いことが、確認されている。一部、逆に RS-G-1.7 の規制免除レベルの計算値の方が高い核種もあるが、その違いのほとんどは数倍以下の範囲内にある。
- (6) 推定年線量が  $10 \mu\text{Sv/y}$  のオーダー以下であるという、評価の保守性の観点からみれば、再評価値と RS-G-1.7 の規制免除レベルの計算値との間には有意の差はないものと見なすことができ、その意味では、RS-G-1.7 の規制免除レベルを我が国における原子炉等解体廃棄物のクリアランスレベルにも採用することに不都合はないものと考えられ、したがって、国際的整合性などの立場からは、RS-G-1.7 の規制免除レベルを採用することは適切と考えられる。

【再評価報告書より抜粋（P.22 の 9～24 行目）】

上述の考え方を参考に、今回の、一括クリアランスを想定して算出した値及び大規模施設において発生する放射化物を対象として算出した値と SRS No.44 の放射能濃度値との乖離についても、設定した評価経路や評価モデルの保守性からみて、RS-G-1.7 の規制免除レベルと異なる数値を取って放射線障害防止法に係る RI 汚染物や放射化物のクリアランスレベルとして設定することを正当化できるほどの大きさであるとは考えがたい。

### 6. 3. 3 今回のクリアランスレベルの暫定値の算出結果が SRS No.44 の放射能濃度値より 2 桁以上大きくなった核種について

表 6.15 及び表 6.16 に示すとおり、F-18、Ca-45、Y-90、Rb-81、Tc-99m、Cd-109 及び Nb-93m の 7 核種については、クリアランスレベルの暫定値（放射能濃度、単位：Bq/g）が SRS No.44 の放射能濃度値に対して 2 桁以上大きくなる結果が得られた。これらの核種の算出結果に関する考察を以下に示す。

#### (1) F-18、Y-90 について

これらの核種は、今回の対象核種の中でも半減期が短い（F-18：約 1.8 時間、Y-90：約 64 時間）核種である。そのため、被ばく開始までの期間や被ばく期間中の減衰の設定の影響が大きい核種である。

今回のクリアランスレベルの算出では、クリアランスまで（被ばく開始まで）の期間である 1 日の減衰と、被ばく期間中の減衰（1 年間の被ばく期間中の核種濃度の減衰）を考慮している。

一方、これらの核種の SRS No.44 における計算（決定経路である皮膚被ばくを想定した経路）では、クリアランスまでの期間及び被ばく期間中の両方の減衰を考慮していない。そのため、目安線量の違い（本検討の決定経路となった外部及び内部被ばく経路では  $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ 、SRS No.44 における計算の皮膚被ばく経路では  $50\text{mSv}/\text{年}$ ）の影響以上に、これらの減衰の効果が大きく、今回の算出結果の方が SRS No.44 の放射能濃度値に比べて値が大きくなったものと考えられる。

#### (2) Rb-81、Tc-99m について

Rb-81 及び Tc-99m も、今回の対象核種の中では半減期が短い（Rb-81：約 4.6 時間、Tc-99m：約 6.1 時間）核種である。そのため、(1) と同様、被ばく開始までの期間や被ばく期間中の減衰の設定の影響が大きい核種である。

SRS No.44 における計算の結果、これらの核種の決定経路（処分場又は鋳物工場以外の施設の作業者の被ばくの経路）では、低確率シナリオを想定した場合、被ばく開始までの期間を 1 日としているが、被ばく期間中の減衰は考慮していない。そのため、目安線量の違い（本検討では  $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ 、SRS No.44 における計算の低確率シナリオでは  $1\text{mSv}/\text{年}$ ）の影響以上に被ばく期間中の減衰の影響が大きく、本検討の算出結果の方が SRS No.44 の放射能濃度値に比べて値が大きくなったものと考えられる。

#### (3) Ca-45 について

SRS No.44 における計算で Ca-45 の決定シナリオは、処分場周辺における子どもの吸入及び農作物摂取による被ばく経路であり、そのうち農作物摂取経路の被ばく線量が支配的である（吸入： $3.5 \times 10^{-12}\text{Sv}/\text{年}$ 、農作物摂取： $1.3 \times 10^{-7}\text{Sv}/\text{年}$ ）。本検討のクリアランスレベルの算出における類似経路として処分場跡地における子どもの農作物摂取経路を対象に、評価パラメータ等を比較したところ、Ca-45 も半減期が約 0.45 年と比較的短いため、被ばくが起ころまでの期間の違い（本検討では 10 年、SRS No.44 における計算では 1 年）が土壌及び農作物中の濃度に及ぼす影響が大きく、本検討の算出結果の方が SRS No.44 の放射能濃度値に比べて値が大きくなったものと考えられる。

#### (4) Cd-109 について

SRS No.44 における Cd-109 の決定経路は地下水移行経路となっている。SRS No.44 における計算と本検討で用いた地下水移行経路のモデルは異なるが、核種の移行に関する目安となるパラメータである分配係数を比較すると、SRS No.44 における計算では Cd-109 に対して、核種移行過程における全ての媒体の分配係数を 0mL/g と保守的に設定している（土壌への収着がなく全て液層に存在するとしている）。

一方、本検討におけるクリアランスレベルの暫定値の算出では、分配係数に 74mL/g を用いている。すなわち、RS-G-1.7 の設定よりも核種が土壌に吸着しやすい設定であり、水中の Cd-109 の核種濃度が SRS No.44 における計算よりも低くなる条件となっている。さらに、処分場に埋設される対象物の量も SRS No.44 における計算に比べて小さいため、本検討の算出結果の方が SRS No.44 の放射能濃度値に比べて値が大きくなったものと考えられる。

#### (5) Nb-93m について

Nb-93m は、外部被ばく及び吸入による内部被ばくよりも経口摂取による被ばくの影響が大きいが、農作物・畜産物への移行係数は比較的小さい核種である。そのため、今回の計算では、直接経口摂取に係る経路が決定経路となり、SRS No.44 における計算では飲料水摂取経路を考慮している地下水シナリオが決定シナリオとなる。

今回の計算においても、飲料水摂取経路を含めた地下水移行シナリオを評価しているが、Nb については地下水中の核種移行に関するパラメータの設定に違いがある。具体的には、分配係数の設定が、本検討は 160mL/g であるのに対し、SRS No.44 における計算は 0mL/g（土壌への吸着がなく全て液層に存在する）としている。したがって、本検討と比べると土壌中の核種移行に関するパラメータの設定が、核種が移行しやすく、水中の核種濃度が高くなる条件となったためと考えられる。

なお、Nb-94 は外部被ばくの影響が大きい核種であり、本検討では壁材への再利用にともなう外部被ばく経路、SRS No.44 における計算では RH シナリオ（汚染された物質で建設された建屋の居住者の被ばく）の外部被ばく経路という、同様の経路が決定経路となっている。そのため、Nb-93m と同じ元素ではあるが、上記の地下水移行シナリオに関するパラメータ設定の影響はみられない。

#### (6) まとめ

本検討におけるクリアランスレベルの暫定値の算出結果で、上述の 7 核種について、その値が SRS No.44 の放射能濃度値よりも 2 桁以上大きくなった理由は、以下のとおりまとめられる。

- ・本検討と SRS No.44 における計算が想定している被ばく開始までの期間や被ばく期間中の減衰に対する考え方が異なるため、半減期の短い核種は、特に減衰の効果が大きく影響している。
- ・Cd-109 及び Nb-93m については、SRS No.44 における計算に比べて本検討の方が地下水移行に係るパラメータの設定がより現実的なものとなっている。

#### 6. 3. 4 国際的なクリアランスレベルとの比較の結果

算出したクリアランスレベルのうち、RI 汚染物の一括クリアランスを想定して算出したクリアランスレベルの暫定値及び大規模施設において発生する放射化物を対象として算出したクリアランスレベルの暫定値と、SRS No.44 の放射能濃度値とをそれぞれ比較すると、核種によっては値の大小関係はあるが、大多数の核種において SRS No.44 の放射能濃度値の方が RI 汚染物及び放射化物に対する計算値を下回った。また、上回った核種も含めて大部分の核種について値の差は概ね 1 桁以内となっており、両者の乖離は RS-G-1.7 に示された値と異なる値を放射線障害防止法のクリアランスレベルとして採用することを正当化するほど大きいとは考えられない。

## 7. 放射線障害防止法に規定するクリアランスレベル

放射線障害防止法に規定するクリアランスレベルの設定に係る検討として、ここまで、4章では、RI汚染物及び放射化物の発生状況を踏まえてクリアランス対象物量を設定し、RI汚染物及び放射化物のそれぞれに対してクリアランスレベルを規定する核種を選定し、原子力安全委員会がクリアランスレベルの算出に係る検討を行った考え方に基づいて、RI汚染物及び放射化物に起因して現実的に起こると考え得る評価経路を抽出するとともに、我が国における現実的なパラメータを用いたうえで、決定論的な方法によりRI汚染物及び放射化物を対象とした各核種のクリアランスレベルの暫定値を算出した。

また、5章では、確率論的解析を行い、クリアランスレベルの暫定値の算出のために選定した評価パラメータが適切かつ保守的な選定となっていること、評価経路及び評価パラメータを組み合わせ設定したシナリオが適切かつ保守的に選定されていることを確認した。

さらに、6章では、国際的なクリアランスレベルとの比較検討として、RI汚染物の一括クリアランスを想定して算出したクリアランスレベルの暫定値及び大規模施設において発生する放射化物を対象として算出したクリアランスレベルの暫定値のそれぞれに対して、SRS No.44の放射能濃度値との比較を行い、両者の値はほぼ同等、又は同等でない場合でも暫定値の方が高い値となったことから、RS-G-1.7に示された値と異なる値を放射線障害防止法のクリアランスレベルとして採用することを正当化するほどの相違があるとは考えられないとの検討結果を示した。

以上のような検討結果を踏まえた上で、放射線障害防止法に規定するクリアランスレベルの設定に係る検討に資するため、

- 今回算出したクリアランスレベルの暫定値
- SRS No.44の放射能濃度値又はSRS No.44の方法等に基づいて算出した放射能濃度値
- RS-G-1.7に示されたクリアランスレベルとして適用可能な大量の固体状物質に対する濃度基準値
- 放射線障害防止法に取り入れられている免除レベルの放射能濃度<sup>※20</sup>

を、RI汚染物及び放射化物に関して、それぞれ表7.1及び表7.2にまとめる。

放射線障害防止法に規定するクリアランスレベルとしては、今回の検討結果を踏まえるとともに、クリアランスされた物の国際的な流れにおける影響や原子炉等規制法に基づきクリアランスされた物との取扱実務の整合性を考慮すると、全ての核種に対して、放射線障害防止法に規定するクリアランスレベルとして国際的なクリアランスレベルを採用するという結論に至ったことから、放射線障害防止法に規定するクリアランスレベルとして、

- RS-G-1.7にクリアランスレベルが示されている核種については、その値を採用する
- SRS No.44にのみ放射能濃度値が示されている核種については、その値を対数的に丸めた値を採用する
- SRS No.44に放射能濃度値が示されていない核種については、SRS No.44に示された方法に基づいて新たに算出した放射能濃度値を対数的に丸めた値を採用する

ことが適切であると考える。

具体的には、RI汚染物を対象とした核種のクリアランスレベルは、表7.1の「放射線障害防止法に規定すべきクリアランスレベル(Bq/g)」の欄に記載された値とし、放射化物を対象とした核

---

※20：「放射線を放出する同位元素の数量等を定める件」（平成十二年科学技術庁告示第五号、最終改正、平成十八年十二月二十六日 文部科学省告示第百五十四号）の別表一の第三欄の値

種のクリアランスレベルは、表 7.2 の「放射線障害防止法に規定すべきクリアランスレベル(Bq/g)」の欄に記載された値とすることが適切であるとする。

表 7.1 放射線障害防止法に定めるクリアランスレベルの設定に係る検討(RI 汚染物) (1/2)

No.	核種	クリアランス レベルの 暫定値 (Bq/g)	IAEA のクリアランスレベル		(参考) BSS 免除 レベル (Bq/g)	放射線障害防 止法に規定す べきクリアランス レベル (Bq/g)
			SRS No.44 の放射能濃度値 (Bq/g)	RS-G-1.7 の クリアランスレベ ル(Bq/g)		
1	H-3	2.7E+02	3.0E+01	100	1000000	100
2	C-14	4.2E+01	1.7E+00	1	10000	1
3	F-18	2.1E+07	<u>3.5E+02</u>	10*	10	10
4	Na-22	7.1E-02	3.9E-02	0.1	10	0.1
5	P-32	6.5E+02	3.4E+02	1000	1000	1000
6	P-33	5.2E+03	5.8E+02	1000	100000	1000
7	S-35	1.2E+03	2.5E+02	100	100000	100
8	Cl-36	5.0E-01	4.7E-01	1	10000	1
9	Ca-45	1.3E+04	7.8E+01	100	10000	100
10	V-49	4.0E+05	(2.5E+04)	(10000)	10000	(10000)
11	Cr-51	1.9E+02	9.1E+01	100	1000	100
12	Mn-54	4.2E-01	1.5E-01	0.1	10	0.1
13	Fe-55	1.7E+04	1.0E+03	1000	10000	1000
14	Fe-59	3.8E+00	9.5E-01	1	10	1
15	Co-57	5.8E+00	1.8E+00	1	100	1
16	Co-58	2.8E+00	6.6E-01	1	10	1
17	Co-60	5.1E-02	3.1E-02	0.1	10	0.1
18	Ni-63	5.5E+02	5.9E+01	100	100000	100
19	Zn-65	8.1E-01	2.6E-01	0.1	10	0.1
20	Ga-67	4.0E+02	(2.9E+01)	(10)	100	(10)
21	Ge-68	4.2E-01	(1.9E-01)	(0.1)	10	(0.1)
22	Se-75	4.0E+00	9.1E-01	1	100	1
23	Rb-81	5.5E+04	<u>(1.8E+02)</u>	(10)*	10	(10)
24	Rb-86	1.2E+02	3.3E+01	100	100	100
25	Sr-85	5.7E+00	1.4E+00	1	100	1
26	Sr-89	4.8E+03	3.5E+02	1000	1000	1000
27	Sr-90	2.9E+00	5.5E-01	1	100	1
28	Y-90	5.3E+04	3.4E+02	1000	1000	1000
29	Mo-99	3.1E+02	2.0E+01	10	100	10
30	Tc-99	5.2E+00	6.1E-01	1	10000	1
31	Tc-99m	7.8E+04	<u>6.2E+02</u>	100*	100	100
32	Cd-109	1.4E+02	1.1E+00	1	10000	1
33	In-111	1.8E+02	1.4E+01	10	100	10
34	Sb-125	3.9E-01	2.0E-01	0.1	100	0.1
35	I-123	6.6E+03	1.1E+02	100	100	100
36	I-125	1.6E+01	1.7E+02	100	1000	100
37	I-131	1.2E+01	1.0E+01	10	100	10

※括弧内の数値は、IAEA の報告書では値が示されていないため、SRS No. 44 の評価モデルに基づいて算出した放射能濃度値及びその放射能濃度値を対数的に丸めた値。

※下線は、BSS 免除レベルより濃度が大きいことを示す。(短半減期核種であるため)

※IAEA SS No.115(BSS)では、免除レベルとして各放射性核種の放射能濃度(Bq/g)と放射能(Bq)が示されているが、本表では放射能濃度のみを示す。

\*:半減期が 1 日未満の核種(免除レベルの数値が適用されているもの)

表 7.1 放射線障害防止法に定めるクリアランスレベルの設定に係る検討(RI 汚染物) (2/2)

No.	核種	クリアランス レベルの 暫定値 (Bq/g)	IAEA のクリアランスレベル		(参考) BSS 免除 レベル (Bq/g)	放射線障害防 止法に規定す べきクリアランス レベル (Bq/g)
			SRS No.44 の放射能濃度値 (Bq/g)	RS-G-1.7 の クリアランスレベ ル(Bq/g)		
38	Cs-134	2.4E-01	5.7E-02	0.1	10	0.1
39	Cs-137	4.2E-01	1.2E-01	0.1	10	0.1
40	Ba-133	3.7E-01	2.3E-01	0.1	100	0.1
41	Ce-141	6.7E+01	4.0E+01	100	100	100
42	Pm-147	7.5E+03	7.4E+02	1000	10000	1000
43	Eu-152	1.0E-01	6.6E-02	0.1	10	0.1
44	Gd-153	1.3E+01	3.9E+00	10	100	10
45	Yb-169	1.8E+01	(9.6E+00)	(10)	100	(10)
46	W-188	4.4E+01	(1.1E+01)	(10)	100	(10)
47	Re-186	3.1E+03	3.4E+02	1000	1000	1000
48	Ir-192	2.9E+00	8.4E-01	1	10	1
49	Au-198	2.1E+02	1.1E+01	10	100	10
50	Tl-201	7.9E+02	1.1E+02	100	100	100
51	Tl-204	3.6E+01	5.8E-01	1	10000	1
52	Am-241	8.6E-01	3.0E-01	0.1	1	0.1
53	Cm-244	1.4E+00	4.9E-01	1	10	1

※括弧内の数値は、IAEA の報告書では値が示されていないため、SRS No. 44 の評価モデルに基づいて算出した放射能濃度値及びその放射能濃度値を対数的に丸めた値。

※Ba-133 は、SRS No.44 の放射能濃度値が示されているが RS-G-1.7 には値が示されていない核種。ただし、原子炉等規制法では、SRS No.44 の放射能濃度値を対数的に丸めた数値がクリアランスレベルとして定められている。

※IAEA SS No.115(BSS)では、免除レベルとして各放射性核種の放射能濃度(Bq/g)と放射能(Bq)が示されているが、本表では放射能濃度のみを示す。

表 7.2 放射線障害防止法に定めるクリアランスレベルの設定に係る検討(放射化物)

No.	核種	クリアランス レベルの 暫定値 (Bq/g)	IAEA のクリアランスレベル		(参考) BSS 免除 レベル (Bq/g)	放射線障害防 止法に規定す べきクリアランス レベル (Bq/g)
			SRS No.44 の放射能濃度値 (Bq/g)	RS-G-1.7 の クリアランスレベ ル(Bq/g)		
1	H-3	6.7E+01	3.0E+01	100	1000000	100
2	Be-7	2.0E+01	1.9E+01	10	1000	10
3	C-14	5.3E+00	1.7E+00	1	10000	1
4	Na-22	1.0E-01	3.9E-02	0.1	10	0.1
5	Cl-36	3.4E-01	4.7E-01	1	10000	1
6	Ca-41	1.0E+02	8.1E+01	100	100000	100
7	Ca-45	6.0E+02	7.8E+01	100	10000	100
8	Sc-46	3.4E-01	2.5E-01	0.1	10	0.1
9	Ti-44	7.3E-02	(4.8E-02)	(0.1)	10	(0.1)
10	Mn-54	3.7E-01	1.5E-01	0.1	10	0.1
11	Fe-55	4.3E+03	1.0E+03	1000	10000	1000
12	Fe-59	1.0E+00	9.5E-01	1	10	1
13	Co-56	2.1E-01	1.4E-01	0.1	10	0.1
14	Co-57	2.6E+00	1.8E+00	1	100	1
15	Co-58	8.0E-01	6.6E-01	1	10	1
16	Co-60	7.3E-02	3.1E-02	0.1	10	0.1
17	Ni-59	3.6E+01	1.4E+02	100	10000	100
18	Ni-63	1.4E+02	5.9E+01	100	100000	100
19	Zn-65	6.0E-01	2.6E-01	0.1	10	0.1
20	Nb-93m	4.9E+03	4.7E+00	10	10000	10
21	Nb-94	9.9E-02	4.4E-02	0.1	10	0.1
22	Ag-108m	9.9E-02	4.4E-02	0.1	10	0.1
23	Ag-110m	1.2E-01	5.3E-02	0.1	10	0.1
24	Sn-113	1.9E+00	1.3E+00	1	1000	1
25	Sb-124	5.1E-01	3.8E-01	1	10	1
26	Sb-125	5.6E-01	2.0E-01	0.1	100	0.1
27	Te-123m	3.5E+00	3.0E+00	1	100	1
28	Cs-134	1.6E-01	5.7E-02	0.1	10	0.1
29	Cs-137	2.9E-01	1.2E-01	0.1	10	0.1
30	Ba-133	5.5E-01	2.3E-01	0.1	100	0.1
31	Ce-139	3.2E+00	2.4E+00	1	100	1
32	Eu-152	1.5E-01	6.6E-02	0.1	10	0.1
33	Eu-154	1.4E-01	6.0E-02	0.1	10	0.1
34	Tb-160	6.9E-01	5.6E-01	1	10	1
35	Ta-182	4.2E-01	2.6E-01	0.1	10	0.1
36	Au-195	6.9E+00	(8.8E+00)	(10)	100	(10)
37	Hg-203	4.6E+00	5.7E+00	10	100	10

※括弧内の数値は、IAEA の報告書では値が示されていないため、SRS No. 44 の評価モデルに基づいて算出した放射能濃度値及びその放射能濃度値を対数的に丸めた値。

※Ca-41、Ag-108m 及び Ba-133 は、SRS No.44 の放射能濃度値が示されているが RS-G-1.7 には値が示されていない核種。ただし、原子炉等規制法では、SRS No.44 の放射能濃度値を対数的に丸めた数値がクリアランスレベルとして定められている。

※IAEA SS No.115(BSS)では、免除レベルとして各放射性核種の放射能濃度(Bq/g)と放射能(Bq)が示されているが、本表では放射能濃度のみを示す。

## 8. おわりに

今回、放射線障害防止法に規定するクリアランスレベルの技術的検討の結果、放射線障害防止法に規定するクリアランスレベルとして、

- RS-G-1.7にクリアランスレベルが示されている核種については、その値を採用する
- SRS No.44 にのみ放射能濃度値が示されている核種については、その値を対数的に丸めた値を採用する
- SRS No.44 に放射能濃度値が示されていない核種については、SRS No.44 に示された方法に基づいて新たに算出した放射能濃度値を対数的に丸めた値を採用する

という結論に至った。

RS-G-1.7 では、ICRP が示した考え方<sup>※21</sup>に基づき、クリアランスに関する規準として、個人に対する実効線量が  $10\mu\text{Sv}$ /年のオーダー以下であるとしており、我が国でもこの考え方に基づいたクリアランスレベル設定の検討が行われてきた。また、RS-G-1.7 で示されたクリアランスに対するレベルは、 $10\mu\text{Sv}$ /年の実効線量基準を適用した現実的な評価パラメータ等の条件を用いた方法に加え、 $1\text{mSv}$ /年の実効線量基準及び  $50\text{mSv}$ /年の皮膚等価線量限度を適用した低確率の非常に保守的な評価パラメータ等の条件を用いた方法<sup>(11)</sup>で算出された SRS No.44 の放射能濃度値に基づいて定められている。さらに、今回当 WG が検討のために採用したパラメータは、RI 汚染物の一括クリアランス及び大規模施設の解体等で発生するクリアランス対象物量として現状で考えられる最大物量を想定しているなど、確率論的評価の結果に現れているように保守的なものとなっている。これに加え、材質ごとに算定したクリアランス対象物量の合計量を各材質の物量として想定している点、発生するクリアランス対象物が一つの埋設処分場に集積されることを想定している点、農作物等を採取してから摂取されるまでの時間を考慮していない点など、採用した評価シナリオ及び評価モデルについても多くの点で保守的なものとなっている。これらの結果、RS-G-1.7 のクリアランスレベルの採用は、我が国の実情を考慮すると、結果としてクリアランスの規準に対して相当の余裕を持ったものとなっている。

なお、RS-G-1.7におけるクリアランスに対するレベルは、その値の厳密性よりも評価の保守性を重視しつつ規制の簡明化を図る観点から、最終的には上述の SRS No.44 の放射能濃度値を対数的に丸めて<sup>(6)</sup>、0.01、0.1、1、10、100、又は 1000(Bq/g)の様に示されている。このような経緯から IAEA では、RS-G-1.7のクリアランスに対するレベルについては、必ずしも厳密に踏襲する必要はなく、1桁程度の違いは同等のものとして扱い、各国の規制の実状に応じて、例えば、10倍まで高い値をクリアランスレベルとして定めてもさしつかえないとされている<sup>(5),(6)</sup>。

以上のような状況を踏まえると、放射線障害防止法に規定する各核種のクリアランスレベルについては、現実的に起こり得ると考えられるシナリオを考慮してもクリアランスの規準に対して相当の余裕を持ったレベルとなっており、将来、今回想定したクリアランス対象物量や国際的な評価パラメータ等に変更があった場合でも、放射線障害防止法に定めるクリアランスレベルは直

※21：放射線審議会基本部会により平成 22 年 1 月に取りまとめられた報告書<sup>(7)</sup>では、「クリアランスに係る規準については、ICRP が Pub.46 (1985 年)においてクリアランスにつながる放射性廃棄物の規制免除に係る個人線量の規準として 10 マイクロシーベルト/年を示している。この規準は、まず個人が自分の行動を決定する際に考慮に入れないリスクレベル  $10^{-6}$ /年オーダーに相当する、被ばくした個人にとって無視できる線量を 100 マイクロシーベルト/年オーダーとし、さらに現在又は将来において複数の規制免除された線源から被ばくする可能性を考慮して  $1/10$  の値としたものである。」と示されている。

ちに再検討を必要とするようなものではなく、国際的整合性の観点から国際的動向を見極めつつ、適時にその対応を図っていくことで十分である。

なお、「4. 2. 1. 4項」でも示したように、本検討で選定した対象核種以外の核種については、今後も必要に応じてクリアランスレベルの設定に係る検討を行うこととする。

## 本文中の参考文献

- (1) : 放射線安全規制検討会クリアランス技術検討ワーキンググループ、「放射線障害防止法におけるクリアランス制度の整備に係る技術的検討について（中間報告書）」、平成 18 年 6 月
- (2) : 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会、「原子力施設におけるクリアランス制度の整備について、平成 16 年 9 月 14 日（平成 16 年 12 月 13 日改訂）」
- (3) : 文部科学省 研究炉等安全規制検討会、「試験研究用原子炉施設等の安全規制のあり方について」、平成 17 年 1 月 14 日
- (4) : 原子力安全委員会、「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」、平成 11 年 3 月 17 日
- (5) : International Atomic Energy Agency, “Application of the Concept of Exclusion, Exemption and Clearance（規制除外、規制免除及びクリアランス概念の適用）”, Safety Guide No. RS-G-1.7, (2004)
- (6) : 原子力安全委員会、「原子炉施設及び核燃料使用施設の解体等に伴って発生するもののうち放射性物質として取り扱う必要のないものの放射能濃度について」、平成 16 年 12 月（平成 17 年 3 月 17 日一部訂正及び修正）
- (7) : 放射線審議会基本部会、「放射性固体廃棄物埋設処分及びクリアランスに係る放射線防護に関する基本的考え方について」、平成 22 年 1 月
- (8) : 原子力安全委員会、「重水炉、高速炉等におけるクリアランスレベルについて」、平成 13 年 7 月
- (9) : 原子力安全委員会、「核燃料使用施設（照射済燃料及び材料を取り扱う施設）におけるクリアランスレベルについて」、平成 15 年 4 月
- (10) : 原子力安全委員会、「ウラン取扱施設におけるクリアランスレベルについて」、平成 21 年 10 月
- (11) : International Atomic Energy Agency, “Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance”, IAEA Safety Reports Series No.44, (2005)
- (12) : International Atomic Energy Agency, “Clearance levels for radionuclides in solid materials（固体状物質に含まれる放射性核種のクリアランスレベル）”, IAEA-TECDOC-855, (1996)
- (13) : International Atomic Energy Agency, “Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine（医療、産業及び研究における放射性核種の使用によって生じる物質のクリアランス）”, IAEA-TECDOC-1000, (1998)
- (14) : 原子力安全委員会、「原子炉施設におけるクリアランスレベル検認のあり方」、平成 13 年 7 月
- (15) : Oak Ridge National Laboratory, “A Review and Analysis of Parameters for Assessing Transport of Environmentally Released Radionuclides through Agriculture”, ORNL-5786, (1984)
- (16) : YU, C., et al., “User's Manual for RESRAD Version 6”, Argonne Natl. Lab., (2001)
- (17) : International Atomic Energy Agency, “Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment”, No.19, (2001)
- (18) : International Commission on Radiological Protection, “Dose Coefficients for Intake of Radionuclides by Workers, Replacement of ICRP Publication 61”, ICRP Publication 68, (1994)
- (19) : International Commission on Radiological Protection, “Age-Dependent Dose to Members of Public from Intake of Radionuclides : Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients”, ICRP Publication 72, (1996)

- (20) : D.C. Kocher and K. F. Eckerman, "Electron Dose-Rate Conversion Factors for External Exposure of the Skin from Uniformly Deposited Activity on the Body Surface", Health Physics Vol. 53, No.2, pp.135-141, (1987)
- (21) : CEA-R-5441, "DOSIMETRIE ET THERAPEUTIQUE DES CONTAMINATIONS CUTANEEES", (1988)
- (22) : European Commission, "Principles and Methods for Establishing Concentrations and Quantities (Exemption values) Below which Reporting is not Required in the European Directive", RP-65, (1993)

## 放射線安全規制検討会 委員名簿

(平成22年9月現在)

大森 佐與子	大妻女子大学社会情報学部 元教授
長見 萬里野	(財)日本消費者協会 参与
木村 英雄	(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター 廃棄物安全研究グループ 研究主幹
日下部 きよ子	東京女子医科大学医学部画像診断学・核医学講座 名誉教授
草間 朋子	大分県立看護科学大学 学長
◎ 小佐古 敏荘	東京大学大学院工学系研究科 教授
○ 近藤 健次郎	高エネルギー加速器研究機構 名誉教授
田中 勝	鳥取環境大学サステイナビリティ研究所 所長 環境マネジメント学科 特任教授
反保 浩一	第一三共(株) 品川研究開発センター 研究開発総務部 総務労務品川グループ 主査
蜂谷 みさを	(独)放射線医学総合研究所緊急被ばく医療研究センター 被ばく医療部主任研究員
東 泰彦	富士電機システムズ(株) 産業ソリューション事業部 東京工場 放射線装置部 主席
古川 修	(社)日本アイソトープ協会 環境整備部 部長
山口 一郎	国立保健医療科学院生活環境部 主任研究官
山本 幸佳	大阪大学 名誉教授
山本 英明	(独)日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター 原子力科学研究所 放射線管理部 次長
米原 英典	(独)放射線医学総合研究所 放射線防護研究センター 規制科学総合研究グループ グループリーダー

◎：座長

○：座長代理

(敬称略、50音順)

### 開催日

第25回	平成21年4月21日
第26回	平成21年5月21日
第27回	平成21年6月22日
第28回	平成21年7月30日
第29回	平成21年12月7日
第30回	平成22年1月20日
第31回	平成22年4月14日
第32回	平成22年10月12日

## クリアランス技術検討ワーキンググループ 委員名簿

(平成22年9月現在)

- |           |  |
|-----------|--|
| 飯本 武志     | 東京大学 環境安全本部 准教授                                  |
| 石田 正美     | (財) 原子力安全技術センター 理事                               |
| 上叢 義朋     | (独) 理化学研究所 仁科加速器研究センター 安全業務室長                    |
| 木村 英雄*    | (独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター<br>廃棄物安全研究グループ 研究主幹     |
| ◎ 近藤 健次郎* | 高エネルギー加速器研究機構 名誉教授                               |
| 反保 浩一*    | 第一三共(株) 品川研究開発センター 研究開発総務部<br>総務労務品川グループ 主査      |
| 服部 隆利     | (財) 電力中央研究所 原子力技術研究所 上席研究員                       |
| 古川 修*     | (社) 日本アイソトープ協会 環境整備部 部長                          |
| 森本 隆夫     | (財) 日本分析センター 理事                                  |
| 山本 英明*    | (独) 日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター<br>原子力科学研究所 放射線管理部 次長 |

### ◎主査

\*放射線安全規制検討会の委員

(敬称略、50音順)

### 開催日

- |      |             |
|------|-------------|
| 第7回  | 平成21年6月10日  |
| 第8回  | 平成21年7月24日  |
| 第9回  | 平成21年8月25日  |
| 第10回 | 平成21年9月15日  |
| 第11回 | 平成21年10月2日  |
| 第12回 | 平成21年10月21日 |
| 第13回 | 平成21年11月6日  |
| 第14回 | 平成21年11月25日 |
| 第15回 | 平成21年12月16日 |
| 第16回 | 平成22年1月8日   |
| 第17回 | 平成22年3月18日  |
| 第18回 | 平成22年6月30日  |
| 第19回 | 平成22年8月5日   |
| 第20回 | 平成22年8月31日  |
| 第21回 | 平成22年9月29日  |



- ① 第28回放射線安全規制検討会（平成21年7月30日）  
資料第28-5号「放射線障害防止法に規定するクリアランスレベルの設定に係る基本方針」



## 放射線障害防止法に規定するクリアランス レベルの設定に係る基本方針

平成 21 年 7 月 30 日  
放射線規制室

### 1. 設定方針

放射線障害防止法に規定するクリアランスレベルについては、第 18 回放射線安全規制検討会の資料第 18-4-1 号によると、平成 18 年度中間報告書までは、原子力安全委員会における検討結果を踏まえて、原子炉等規制法、BSS\*1に示された値との整合性等を考慮しながら検討することとしていた。

今回のクリアランス制度導入に向けた検討においては、文部科学省において、関係機関の協力を得て新たに計算を行うこととし、その計算結果に基づき放射線障害防止法に規定するクリアランスレベルの設定を行うこととする。計算から設定までの手順は、2. のとおりである。

この基本方針について、放射線安全規制検討会の議論を得て、クリアランスレベルの具体的な検討をクリアランス WG において行うこととする。その後、クリアランス WG における検討状況を随時確認しながら放射線安全規制検討会において本年 12 月頃を目標としてまず試算値をとりまとめ、さらに平成 22 年 11 月頃までに省令・告示等の整備に資するためのとりまとめを行いたいと考えている。

### 2. クリアランスレベルの設定手順

放射線障害防止法におけるクリアランスレベルは、先行してクリアランス制度を導入している原子炉施設等におけるクリアランスレベルを原子力安全委員会において検討したときの手順\*2を参考にし、BSS や RS-G-1.7\*3その他文献\*4等に示された考え方も適宜取り入れて設定することとする。

具体的には、放射線発生装置の解体等や放射性同位元素の使用等に伴って発生する RI 汚染物に対するクリアランスレベルを下記(1)～(5)に従ってそれぞれ計算し、その後、(6)に従って放射線障害防止法において導入すべきクリアランスレベルを設定する。

\*1 国際原子力機関(IAEA)安全シリーズ No.115「電離放射線に対する防護と放射線源の安全のための国際基本安全基準」(1996 年)

\*2 主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて(平成 11 年 3 月原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会)

\*3 IAEA RS-G-1.7 「Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance」(2004)

\*4 IAEA SRS No.44 「Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance」(2005)、「原子炉施設及び核燃料使用施設の解体等に伴って発生するもののうち放射性物質として取り扱う必要のないものの放射能濃度について」(平成 16 年 12 月原子力安全委員会放射性廃棄物・廃止措置専門部会) 等

- (1)対象物の設定
- (2)評価経路及び計算モデルの設定
- (3)評価パラメータの整備
- (4)核種毎のクリアランスレベル計算
- (5)クリアランスレベルの妥当性評価
- (6)放射線障害防止法に規定すべきクリアランスレベルの設定

(1)～(6)の各手順の概要は、以下のとおりである。

#### (1)対象物の設定

廃棄業者、放射線発生装置や放射性同位元素の使用者等からの情報及び関係する文献等を参考にして、発生する RI 汚染物、含まれる核種及び放射エネルギーを調査した後、クリアランスレベル計算における包絡性や必要性を検討して対象とする RI 汚染物とその種類毎の物量、クリアランスレベルを計算する核種を設定する。

なお、放射線障害防止法におけるクリアランス制度では、固体の RI 汚染物の種類について制限は設けない方針であり、発生する RI 汚染物を調査する際には、使用・解体等の多様な状況で発生するものを網羅的に含めることとし、現状では実際にクリアランス判断が困難であることが予想される短半減期核種以外の核種を含むものや原子炉施設での計算時に対象としていない可燃物や難燃物等も考慮する。また、医療関係法令によって規制された施設における RI 汚染物も考慮する。

#### (2)評価経路及び計算モデルの設定

対象とする RI 汚染物に起因して、現実には起こり得る再生利用・再使用・処分に関する経路を抽出する。評価経路の抽出にあたっては、各事業所単位で個別クリアランスする場合と廃棄業者が集荷して一括クリアランスする場合など RI 汚染物の実態を踏まえ、少量から大量までの物量による多様な評価経路を網羅的に含めることとし、原子炉施設での計算時に含めていない焼却処理も考慮する。

抽出した経路のなかで、他の経路と比較して線量が十分小さいと判断される経路の整理を行ったうえで評価経路を選定し、評価対象者に対する被ばく計算モデルを設定する。

#### (3)評価パラメータの整備

被ばく計算モデルに用いられる評価パラメータ(社会・日常生活の態様に係るもの、自然条件等に係るもの)について、関係する文献等を参考にして現実的と考えられる値を整備する。

- ①社会・日常生活の態様に係る評価パラメータ
  - ・ 被ばく形態(作業時間等)・食生活(農作物摂取量等)・使用条件(製品重量等)に係るもの
- ②自然条件等に係る評価パラメータ
  - ・ 自然現象(浸透水量等)・使用条件(処分場の大きさ等)に係るもの
  - ・ 元素・核種に依存するもの(濃縮及び移行係数等)

#### (4)核種毎のクリアランスレベル計算

適切な計算コード等を使用し、各核種について評価経路毎の基準線量相当濃度(線量評価  $10 \mu \text{Sv}/\text{年}$ に相当する放射性核種濃度)の導出を行う。その後、評価経路毎の基準線量相当濃度を比較して、最小濃度となる経路を決定経路とし、その濃度を対象とする RI 汚染物のクリアランスレベルとする。

#### (5)クリアランスレベルの妥当性評価

クリアランスレベル評価において重要と考えられる核種及び評価経路を抽出し、評価経路の蓋然性評価や評価パラメータのばらつき評価を行い、計算した RI 汚染物のクリアランスレベルの妥当性を評価する。

#### (6)放射線障害防止法に規定すべきクリアランスレベルの設定

原子炉等規制法との整合性や国際的動向(RS-G-1.7、BSS、諸外国の基準等)、さらに医療法等の関係法令によって規制された RI 汚染物の状況を踏まえたうえで、放射線発生装置の解体や放射性同位元素の使用等に伴って発生する RI 汚染物について(1)～(5)に従ってそれぞれ導出したクリアランスレベルを比較検討し、放射線障害防止法において規定すべきクリアランスレベルを設定する。なお、対象物(コンクリート、金属、可燃物[焼却灰]等)によって有意な差が生じ、クリアランス判断時に実効性のある分類・判断が可能と考えられる場合、対象物の種類に応じてクリアランスレベルを設定することを必要に応じて考慮する。

RI 汚染物の実態を踏まえると、このクリアランスレベルの設定では、物量や評価経路等に基づいた多様な選択肢による幅広い比較検討が必要になると考えられる。したがって、(1)～(5)の検討では、(6)におけるクリアランスレベル設定の選択肢を狭めないよう多様な計算を幅広く行うこととする。

### 3. BSS と RS-G-1.7 における免除レベル(クリアランスレベル)の比較

放射線障害防止法におけるクリアランスレベルの設定では、原子炉施設を対象とした場合との相違点として、小規模な事業所で発生する RI 汚染物を個別にクリアランスする場合等を想定したときの小さい物量に基づく計算も行うことが挙げられる。

そこで、設定物量の大小の相違による導出事例として、BSS と RS-G-1.7 における免除レベル(クリアランスレベル)の比較を下表に示す。また、免除とクリア

ランスの概念整理を別添に示す。

	BSS	RS-G-1.7
適用範囲	中位(多くても 1 トン)の量への適用に限定した免除レベル	大量のものを想定した免除レベルであり、クリアランスレベルとしても適用可能
示された値	放射エネルギー(Bq)、放射能濃度(Bq/g)	放射能濃度(Bq/g)
評価シナリオの前提条件	少量の放射性物質の産業利用及び教育、研究並びに病院などの施設での小規模使用	放射性物質を含む大量の物品の使用、処分等
評価経路	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 通常使用及び事故時の作業員被ばく</li> <li>・ 処分場での公衆被ばく</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 処分場、鋳物工場などの施設における作業員被ばく、並びにこれらの施設周辺の居住者被ばく</li> <li>・ 汚染材料で建設した家の居住者被ばく及び建設した施設周辺の居住者被ばく</li> </ul>
計算モデルにおける線量基準	通常時：10 $\mu$ Sv/年 事故時：1mSv/年 (事故発生確率：0.01)	現実的なパラメータ値の場合 ：10 $\mu$ Sv/年 保守的なパラメータ値の場合 ：1mSv/年
導出値の例 (Co-60)	放射能濃度：10Bq/g 放射エネルギー：1.0 $\times$ 10 <sup>5</sup> Bq	放射能濃度：0.1Bq/g

## 免除及びクリアランスの概念の整理\*1

## 1. 免除とクリアランス

RS-G-1.7によれば、免除、クリアランス及び除外は、次のように定義されている。

## ・免除(exemption)

線源又は行為に起因する被ばく(潜在被ばくを含む)が非常に小さく、規制機関による管理事項の一部又は全部を適用することが正当とは見なされないということを根拠に、その線源又は行為は、そのような管理事項に従う必要がないと規制機関が決定すること。

## ・クリアランス(clearance)

法的に許されている行為の中で扱われている放射性物質又は放射性の物体を、その時点以降、規制機関による一切の管理から外すこと。

## ・除外(exclusion)

ある特定の種類の被ばくを、規制機関による管理の仕組みを使った管理によっては律することができないと考えられるという理由で、その管理の仕組みの適用範囲から意図的に除外すること。

なお、これらの定義の中で使われている線源及び放射性物質の IAEA による定義は以下のとおりである。

## ・線源(source)

放射線被ばくをもたらす可能性のあるあらゆるもので、防護と安全の目的で一体の物(a single entity)と見なせるもの

## ・放射性物質(radioactive material)

その放射能のため、国の法令又は規制機関によって、規制機関による管理に従うべきものと指定されたもの

## 2. 免除レベルとクリアランスレベル

免除レベルは、法的な規制を適用しない範囲をあらかじめ設定するための数値基準であるのに対して、クリアランスレベルは、法的な規制の適用を既に受けているものを、その適用から外すための数値基準である。

BSS では、免除レベルとクリアランスレベルとの関係について、次のように記載されている。

---

\*1 平成 18 年度中間報告書 4-2 より引用。

クリアランスレベルは、(BSS の)付則 I に示されている免除規準(線量基準)を斟酌したものでなければならず、また、規制当局により別途承認されない限り、付則 I に示された免除レベル又は付則 I に示されている(線量) 規準に基づいて規制当局が定める免除レベルよりも高いものであってはならない。【2.19 節】

即ち、免除レベルもクリアランスレベルも、その適用を受けたものに起因する放射線のリスクや影響が管理を必要としないほど十分小さいという根拠に基づいて導出されるものである。そして、導出されたクリアランスレベルの数値(濃度)は、免除レベルの数値を超えてはならないとしている。

これは、仮にクリアランスレベルが免除レベルより高いものであるとすると、クリアランスレベルに適合して規制対象から一旦外れた物(クリアランスされた物)が、その物に含まれる放射性同位元素の濃度が免除レベルより高いという理由で、再び規制対象になってしまう、という矛盾が生じるからである。

- ① 第29回放射線安全規制検討会（平成21年12月7日）  
参考資料2「RI汚染物の発生量について補足（（社）日本アイソトープ協会）」  
[第9回クリアランス技術検討ワーキンググループ資料第9-6号添付資料1-2より引用]
- ② 第29回放射線安全規制検討会（平成21年12月7日）  
参考資料3「RI汚染物に係るクリアランスレベル値の試算対象核種について（（社）日本アイソトープ協会、（独）日本原子力研究開発機構）」  
[第9回クリアランス技術検討ワーキンググループ資料第9-6号添付資料2より引用]
- ③ 第29回放射線安全規制検討会（平成21年12月7日）  
参考資料4「放射線発生装置の解体等に伴って発生するRI汚染物中の核種の選定について（高エネルギー加速器研究機構）」  
[第9回クリアランス技術検討ワーキンググループ資料第9-6号添付資料3-1、3-2より引用]
- ④ 第19回クリアランス技術検討ワーキンググループ（平成22年8月5日）  
資料第19-2号「JT-60施設の改造に伴い発生するクリアランス対象物量の精査及びその物量が第2次中間報告書のクリアランスレベルの暫定値の算出結果に与える影響評価について（日本原子力研究開発機構）」より抜粋



RI 汚染物の発生量についての補足

平成 21 年 8 月 25 日  
(社) 日本アイソトープ協会

1. RI 汚染物の集荷数量の推移

RI 汚染物は、放射線障害防止法及び医療関連法令によって規制される RI 使用施設等より発生している。RI 協会では、RI 使用施設等において発生した RI 汚染物を、集荷スケジュールに基づき、集荷希望事業所より 1 年に 1 回以上の集荷を実施している。RI 協会が平成 16 年度から平成 20 年度に集荷した RI 汚染物の集荷量を図 1 に示す。

過去 5 年間集荷量の推移では、放射線障害防止法によって規制される事業所からの集荷量の減少が著しい状況である。これは、非密封放射性同位元素のトレーサー利用が減少していることを反映している。また、医療関連法令によって規制される事業所からの集荷量についても減少傾向にある。特に、臨床検査分野における放射性医薬品について、代替検査方法が普及したことにより、利用が減少している。

総じて、RI 使用施設等における RI 汚染物の発生は減少傾向にあり、5 年間の平均値を基に設定した RI 汚染物の発生量は、今後 (将来) 発生すると予測される量を大きく上回るおそれは少なく、クリアランスレベル算出における対象物量として用いることは適切であると考えられる。

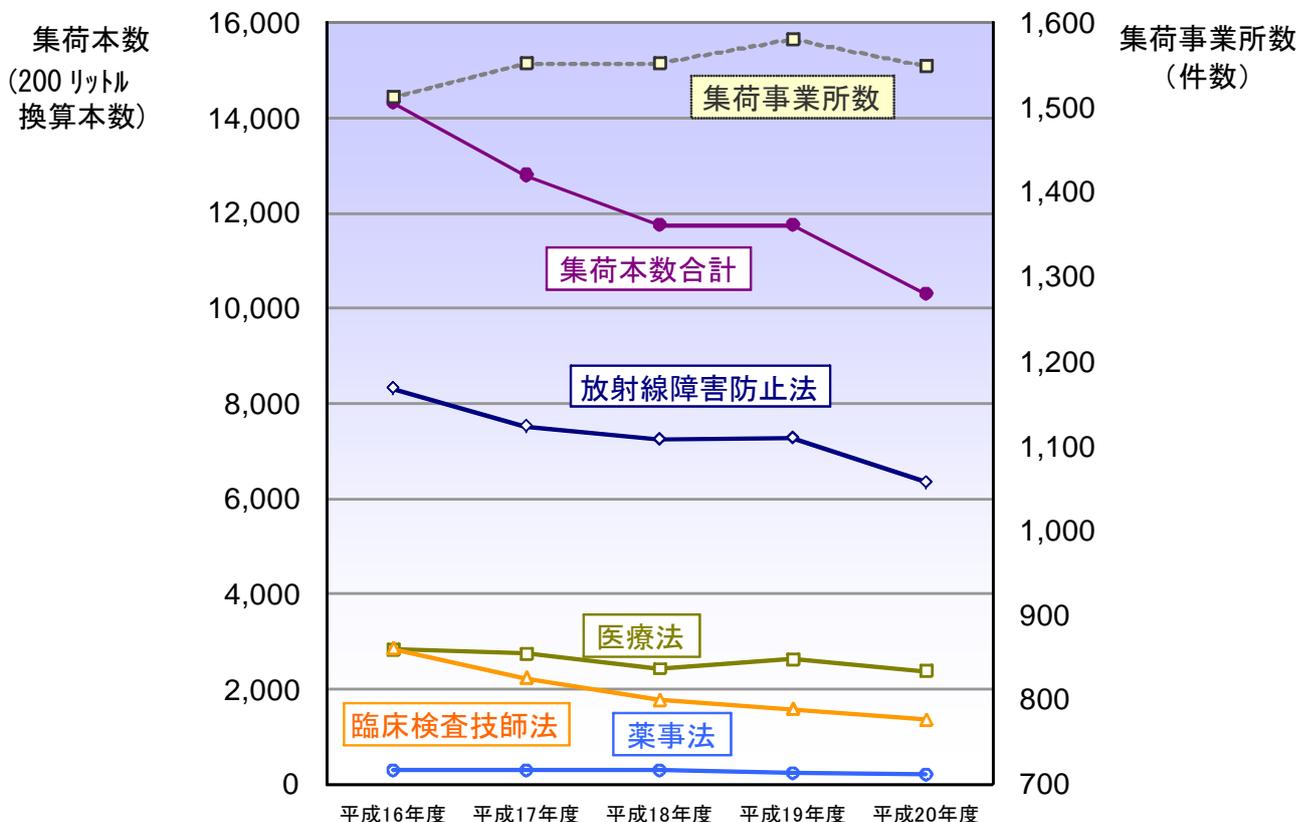


図 1 RI 汚染物集荷数量の推移

## 2. RI 汚染物の集荷物量の分布について

平成 16 年から平成 20 年度に集荷した RI 汚染物について、RI 使用施設等の一事業所あたりの RI 汚染物の集荷重量（5 年間平均）の分布を図 2 に示す。個別クリアランスにおける土砂を除くクリアランス対象物量である年間約 1,300kg 以下の発生事業所数は約 1,460 事業所となり、全体 1,520 事業所中の約 96%が個別クリアランスにおけるクリアランス対象物量を下回ることとなる。したがって、個別クリアランスにおいて設定した対象物量は RI 使用施設等の大部分を網羅することとなり、クリアランスレベル算出における対象物量として用いることは適切であると考えられる。

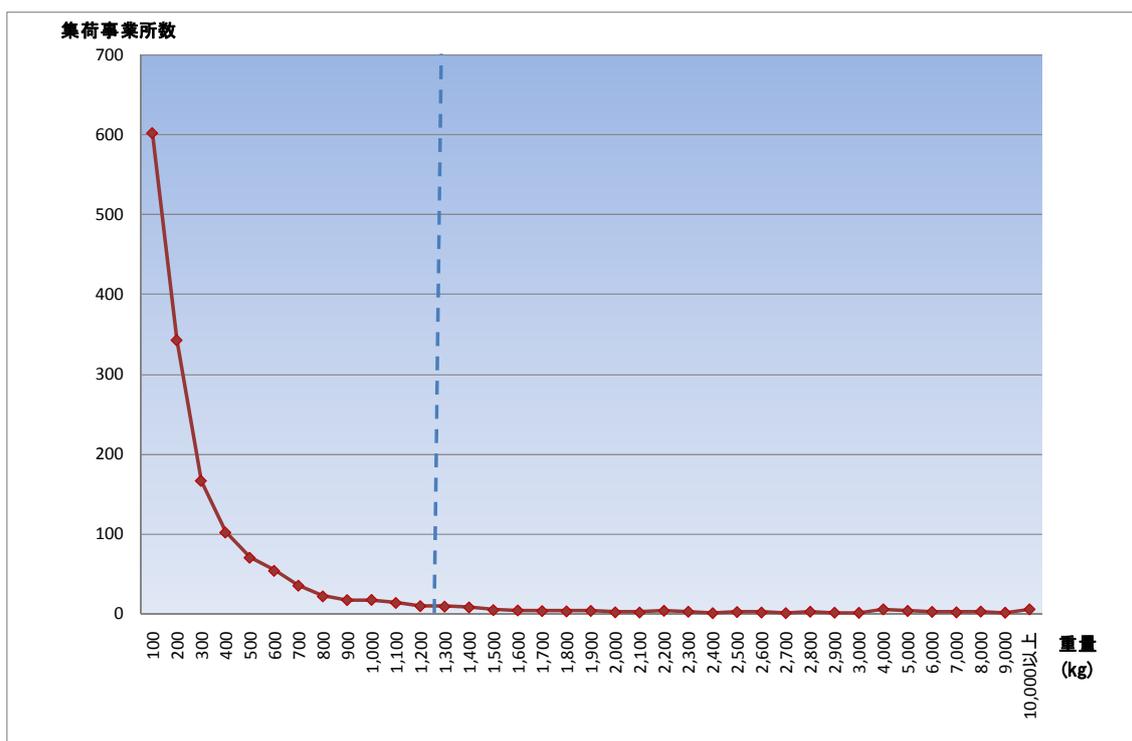


図 2 RI 汚染物集荷量の分布  
(平成 16 年度～平成 20 年度の平均)

## RI 汚染物に係るクリアランスレベル値の試算対象核種について

平成 21 年 8 月 25 日

(社)日本アイソトープ協会

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

### 1. はじめに

前回の第 8 回クリアランス技術検討WGにおいて、放射性同位元素使用施設(以下、「RI 使用施設」という。)等から発生する RI 汚染物の種類と物量等について報告した。

本資料では、クリアランスレベルの試算のため、対象物に含まれる核種から、試算対象とする核種選定方法について説明する。

### 2. 試算対象核種

RI 汚染物に係るクリアランスレベル値の試算対象核種の選定にあたっては、RI 使用施設において使用されている核種や保管されている RI 汚染物に含まれている核種を網羅的に対象とする必要がある。そのため、下記に示す RI 使用施設に供給されている主な核種、社団法人日本アイソトープ協会(以下、「RI 協会」という。)において保管されている RI 汚染物に含まれている核種、独立行政法人日本原子力研究開発機構(以下、「原子力機構」という。)において使用・保管されている核種から試算対象核種を選定する。選定に際しては、リスク評価の観点から核種の放射能を規格化し、上位 6 桁に該当する核種を試算の対象とする。

なお、今回、試算の対象としている RI 汚染物は RI 使用施設等から発生する固体状廃棄物であるため、希ガスである放射性核種については対象外とする。

#### 2. 1 RI 使用事業所に供給されている主な核種

RI 協会が平成 16 年度から平成 20 年度に供給した「アイソトープ等流通統計(2009)」に核種名が記載されている非密封の放射性同位元素 33 核種及び放射性医薬品核種 14 核種を試算対象とした。なお、供給量が最大値となる核種の放射能を 1 として、他の核種の放射能を規格化したところ、相対比が 6 桁以内の範囲に全て対象核種が入ることとなった。

#### 2. 2 RI 協会が保管している RI 汚染物に含まれる放射性核種

RI 協会が全国の RI 使用施設から集荷し、平成 20 年度末に保管している RI 汚染物に含まれる放射性核種 166 種について、放射エネルギーが最大値となる核種の放射能を 1 として、他の核種の放射能を規格化した。規格化された相対比が 6 桁の範囲に入る核種のうち、核種を含有する容器が 100 個以下の放射性核種については、対象核種から除外し、33 核種を評価対象とした。

なお、保管記録から半減期が 1 日未満の核種については対象から除外した。

#### 2. 3 原子力機構における主な試算対象核種

原子力機構の RI 使用施設において平成 16 年度から平成 20 年度に使用及び保管されている RI 汚染物等に含まれる放射性核種 146 種について、放射エネルギーが最大値となる核種の放射能を 1 とし

て、他の核種の放射能を規格化した。規格化された相対比が6桁の範囲に入る放射性同位元素 23 核種を評価対象とした。

なお、放射エネルギーについては、減衰補正はしていない。また、保管記録から半減期が1日未満の核種については対象から除外した。

### 3. まとめ

RI 使用事業所に供給されている主な核種、RI 協会が保管している RI 汚染物に含まれる放射性核種及び原子力機構における主な試算対象核種を表1に示す。核種の重なりなどを考慮すると、クリアランスレベル値の試算対象核種は表2に示すように 53 核種となる。

表1 クリアランス対象核種の放射エネルギーの相対比評価結果

規格化	主な非密封放射性同位元素供給核種	放射性医薬品供給核種	RI 協会 RI 汚染物保管核種	原子力機構 RI 汚染物使用・保管核種	備考
放射エネルギー最大核種	H-3	Tc-99m	C-14	Ir-192	
1桁目	P-32,C-14, I-125	Mo-99	H-3,Ni-63, Cs-137, Pm-147	H-3	
2桁目	S-35,Ni-63, Mo-99,Cr-51, I-131,P-33, Tc-99m,F-18	I-123,Tl-201, F-18,I-131, Ga-67	Co-60		
3桁目	Re-186,Y-90, I-123,Ca-45, In-111,Fe-59, Tl-201,Ge-68	Rb-81	S-35,Sr-90, Ba-133	Sr-90,Fe-55, Au-198,Cs-137, Yb-169,Co-60	
4桁目	Rb-86,Fe-55, Ga-67,Cs-137, Co-57,Se-75, Na-22,Mn-54	In-111,Y-90, Sr-89,I-125	Na-22,P-32, Cl-36,Mn-54, Fe-55,Co-57, Zn-65,Te-99, Cd-109,I-125, Eu-152	Co-58,Re-186, Cm-244,Fe-59, Cr-51	
5桁目	Zn-65,Sr-85, Cd-109,Co-60, Ce-141	Cr-51	P-33,Ca-45, Cr-51,Sb-125, Ir-192,Tl-204, Am-241	C-14,Mn-54, Am-241,Tc-99	
6桁目		Fe-59	Fe-59,Ge-68, Se-75,I-131, Cs-134, Gd-153	V-49,Y-90, Ni-63,Sb-125, Co-57,W-188	
核種数	33	14	33	23	

表2. クリアランスレベル試算対象核種について

区分 核種			主な非密封放射性同位元素	放射性医薬品核種	RI協会 RI汚染物	原子力機構 RI汚染物
			供給核種 33核種	供給核種 14核種	保管記録 33核種	使用・保管記録 23核種
No.	核種	半減期 (y)				
1	H-3	1.20E+01	○		○	○
2	C-14	5.70E+03	○		○	○
3	F-18	2.10E-04	○	○		
4	Na-22	2.60E+00	○		○	
5	P-32	3.90E-02	○		○	
6	P-33	7.00E-02	○		○	
7	S-35	2.40E-01	○		○	
8	Cl-36	3.00E+05			○	
9	Ca-45	4.50E-01	○		○	
10	V-49	9.26E-01				○
11	Cr-51	7.60E-02	○	○	○	○
12	Mn-54	8.60E-01	○		○	○
13	Fe-55	2.70E+00	○		○	○
14	Fe-59	1.20E-01	○	○	○	○
15	Co-57	7.40E-01	○		○	○
16	Co-58	1.90E-01				○
17	Co-60	5.30E+00	○		○	○
18	Ni-63	9.60E+01	○		○	○
19	Zn-65	6.70E-01	○		○	
20	Ga-67	8.93E-03	○	○		
21	Ge-68	7.42E-01	○		○	
22	Se-75	3.30E-01	○		○	
23	Rb-81	5.22E-04		○		
24	Rb-86	5.10E-02	○			
25	Sr-85	1.80E-01	○			
26	Sr-89	1.40E-01		○		
27	Sr-90	2.90E+01			○	○
28	Y-90	7.30E-03	○	○		○
29	Mo-99	7.50E-03	○	○		
30	Tc-99	2.10E+05			○	○
31	Tc-99m	6.90E-04	○	○		
32	Cd-109	1.30E+00	○		○	
33	In-111	7.70E-03	○	○		
34	Sb-125	2.80E+00			○	○
35	I-123	1.50E-03	○	○		
36	I-125	1.63E-01	○	○	○	
37	I-131	2.20E-02	○	○	○	
38	Cs-134	2.10E+00			○	
39	Cs-137	3.00E+01	○		○	○
40	Ba-133	1.07E+01			○	
41	Ce-141	8.90E-02	○			
42	Pm-147	2.60E+00			○	
43	Eu-152	1.30E+01			○	
44	Gd-153	6.60E-01			○	
45	Yb-169	8.78E-02				○
46	W-188	1.90E-01				○
47	Re-186	1.00E-02	○			○
48	Ir-192	2.00E-01			○	○
49	Au-198	7.40E-03				○
50	Tl-201	8.30E-03	○	○		
51	Tl-204	3.80E+00			○	
52	Am-241	4.30E+02			○	○
53	Cm-244	1.80E+01				○



## 放射線発生装置の解体等に伴って発生する RI 汚染物中の核種の選定について

平成 21 年 8 月 25 日  
高エネルギー加速器研究機構

### 1. はじめに

前回の第 8 回クリアランス技術検討WGにおいて、放射線発生装置使用施設から発生する RI 汚染物の種類と物量等について報告した。本資料ではクリアランスレベル値の試算のため、対象物に含まれる核種から、試算対象とする核種選定方法について説明する。

放射線発生装置で発生する RI 汚染物（放射化物）生成の主要な原因は、原子炉と同様に中性子によるものであることが先の中間報告で示されている。このため、基本的には原子炉で検討された核種の選定手順を参考にすることができる。

核種の選定に当たっては、「放射線障害防止法におけるクリアランス制度の整備に係わる技術的検討について」（中間報告書、平成 18 年、安全規制検討会クリアランス技術検討ワーキンググループ）における評価結果、及び電子加速器である JAEA の LINAC や高エネ研の粒子加速器施設をモデルとして行ったクリアランスの対象となる金属やコンクリート等の放射化計算の結果を参考にした。また、高エネルギーの放射線発生装置の場合、発生する中性子のエネルギーが高く、原子炉で見られる熱中性子捕獲反応のみならず、速中性子反応も考慮に入れておく必要があるため、それぞれの材料毎に数核種の追加を行った。

### 2. 物質組成について

評価対象となる材質は、鉄、ステンレス、銅、アルミニウム、鉛およびコンクリートである。鉄や銅は放射線発生装置の電磁石で主に使用されており、純度は高い。しかし、純鉄ではしばしばコバルトが不純物として含まれる。計算では炭素鋼の成分 (NUREG/CR3474) を用いている。ステンレスは配管材料などであり、SUS304 が代表的であることから、その NUREG/CR3474 の成分表を使用している。アルミニウムも低放射化を目的とした真空容器、配管材料、として用いられており、押し出し加工に優れた JIS の 6063 番がよく使用されていることから、JIS6063 番の成分表を用いている。鉛の不純物としては JT-60 の構造材分析値のデータを用いている。コンクリートは、セメントに粗骨材や細骨材として岩石が含まれている。主要成分の組成は変動が少ないが、微量に含まれる成分の濃度にはばらつきがある。そこで、一般には米国で用いられている NUREG/CR3474 のデータ、およびその他国内放射線発生装置使用施設などでのコンクリート分析結果を参考にしている。

### 3. 主要核種について

鉄、SUS、銅、アルミニウム、鉛及びコンクリート中の生成核種を検討するにあたり、解体時の放射化物の評価過程を考慮して冷却期間は 1 年、半減期は 1 月を超える核種とした。評価対象核種の選定に当たっては、核種の生成量 (D) 及び現在使用されている RS-G-1.7 の値 (C) をもとに、主要核種の (D/C) max に対し、その核種の D/C 値の比  $[(D/C) / (D/C) \max]$  をとることとした。コンクリートについては表 1 (18 年度中間報告書の表 6 を引用) に示された核種のうち、KEK 陽子加速器では  $[(D/C) / (D/C) \max]$  値が 4 桁目まで、その他の発生装置では 3 桁目までを選んだ。その他の材質については、「平成 17 年度 放射線発生装置、放射性同位元素使用施

設及びウラン取扱施設等から発生する廃棄物のクリアランスレベル設定に係る基礎調査」報告書の計算結果を参考にし、 $[(D/C) / (D/C)_{max}]$  値が4桁目までの核種を選定した。

以上により、クリアランス計算を行うために選定した核種を表2の「放射線発生装置の使用に伴い放射化することが想定される核種」の欄に挙げた。材質毎に核種を示したが、▲印は高エネルギー粒子で照射された場合に検出される可能性があると思われるために追加した核種である。

表1 放射化コンクリートの放射能濃度に係る放射化計算結果と分析・測定結果に基づく評価対象核種の選定（18年度中間報告の表6を引用）

(D/C) / (D/C) <sub>max</sub> *1	KEK 陽子加速器施設	JAEA LINAC	RI 協会 仁科記念サイクロトロンセンター
	装置停止1年後 (コンクリート表面から100cm深さ*2)	装置停止1年後 (コンクリート表面から80cm深さ*2)	装置停止1年後 (コンクリート表面*2)
最重要核種	Na-22	Co-60	Co-60
1桁目 (最重要核種の(D/C) <sub>max</sub> との比が1.0~1.0E-1)	Mn-54	Mn-54 Sb-125 Cs-134 Eu-152 Eu-154	Mn-54 Eu-152
2桁目 (最重要核種の(D/C) <sub>max</sub> との比が1.0E-1~1.0E-2)	Co-60	Na-22 Sc-46 Zn-65 Ba-133 Ta-182	H-3 Sc-46 Zn-65 Sb-125 Ba-133 Cs-134 Eu-154
3桁目 (最重要核種の(D/C) <sub>max</sub> との比が1.0E-2~1.0E-3)	H-3 Sc-46 Fe-55 Zn-65 Sb-125 Cs-134 Ba-133 Eu-152	H-3 Ag-110m Sn-113 Te-123m	Ca-45 Fe-55 Te-123m Ta-182
4桁目 (最重要核種の(D/C) <sub>max</sub> との比が1.0E-3~1.0E-4)	C-14 Co-57 Te-123m Cs-137 Ce-139 Eu-154 Ta-182	C-14 Ca-45 Fe-55 Fe-59 Sb-124 Te-127m Eu-155 Tb-160 Tl-204 Pu-239	C-14 Fe-59 Ag-110m Sn-113 Eu-155 Tl-204
5桁目 (最重要核種の(D/C) <sub>max</sub> との比が1.0E-4~1.0E-5)	Ca-45 Co-58 Sr-85 Ag-110m Sn-113 Te-127m Eu-150	Cl-36 Ca-41 Co-57 Co-58 Se-75 Sr-85 Nb-93m Nb-94 Zr-95 Ce-139 Gd-153	Cl-36 Ca-41 Co-58 Se-75 Sr-85 Nb-94 Te-127m Gd-153 Tb-160 Pu-239

\*1: D:放射能濃度の計算値(Bq/g) C:RS-G-1.7の放射能濃度(Bq/g)

各放射性核種のD/Cの値を最重要核種(D/Cの値の最大となる核種)のD/Cの値で除して、その値の桁で分類した。また、半減期が1ヶ月未満、放射性希ガス及び天然起源の放射性核種を除外した。

\*2: 放射能濃度の測定部位の位置(深さ)を考慮し、放射化計算結果に基づいたクリアランス対象部位の近傍位置(深さ)

表 2 放射化物に係るクリアランスレベル値の試算対象核種

核種	IAEA RS-G-1.7 (Bq/g)	放射線発生装置の使用に伴い放射化することが想定される核種						原子炉等規制 法に規定され ている原子炉 施設のクリア ランスレベル
		放射化コンク リート中の評 価対象核種	放射化金属中の評価対象核種					
			ステンレス鋼	炭素鋼	銅	アルミ ニウム	鉛	
		23 核種	15 核種	10 核種	6 核種	8 核種	10 核種	33 核種
H-3	100	○				▲	▲	○
Be-7	10	▲				▲		
C-14	1	○						○
Na-22	0.1	○				○		
Cl-36	1	▲						○
Ca-41 (放射化)	-							○
Ca-45	100	○						
Sc-46	0.1	○	▲	▲		○		○
Ti-44	-		▲	▲				
Mn-54	0.1	○	○	○		○	○	○
Fe-55	1000	○	○	○				○
Fe-59	1		○	○		○		○
Co-56	0.1		▲	▲	▲			
Co-57	1	○	○	○	▲			
Co-58	1		○	○	▲			○
Co-60	0.1	○	○	○	○	○	○	○
Ni-59 (放射化)	100							○
Ni-63	100				○			○
Zn-65	0.1	○	○	○	▲	○	○	○
Sr-90 (FP)	1							○
Nb-94 (FP)	0.1							○
Nb-95 (FP)	1							○
Tc-99 (FP)	1							○
Ru-106 (FP)	0.1							○
Ag-108m (放射化)	-							○
Ag-110m	0.1	○	○					○
Sn-113	1	○					○	○
Sb-124	1		○				○	○
Sb-125	0.1	○					○	
Te-123m	1	○						○
I-129 (FP)	0.01							○
Cs-134	0.1	○	○					○
Cs-137	0.1	○						○
Ba-133	-	○						○
Ce-139	1	○						
Eu-152	0.1	○	○					○
Eu-154	0.1	○						○
Tb-160	1		○					○
Ta-182	0.1	○						○
Au-195	-						▲	
Hg-203	10						○	
Pu-239 (放射化)	0.1							○
Pu-241 (放射化)	0.1							○
Am-241 (放射化)	0.1							○

※黄色の欄の核種については、クリアランスレベルを算出する対象核種として選定する必要があるものについて検討を行う。



### 3. JT-60 施設における材料組成の違いによる評価核種の選定への影響について

上述した JT-60 のクリアランス対象物量を踏まえ、JT-60 の改造で発生するクリアランス対象物のうち磁場コイルに使用されている鉄鋼（インコネル）、ステンレス鋼、アルミニウム及び銅の組成を考慮したクリアランスの評価対象核種に係る検討を行いました。

JT-60 の磁場コイルに使用されている銅の中に含まれる銀の含有量は約 0.2%と設定されており（以下、「銀入り銅」と呼ぶ）、加速器施設とは異なっています（大型加速器施設の場合はほぼ純銅が使用されています）。また、鉄鋼（インコネル）は Nb を 3.6%程度含みます。

今回、放射化計算による対象核種を再度精査しました結果、第2次中間報告書と同様に JT-60 の運転停止後1年目に相当する放射化に係る評価結果では、銀入り銅の場合、Ag-110m の (D/C)<sup>(4)</sup> が最大となり、Ag-108m（銀の放射化により発生、半減期：418 y）の (D/C) が Ag-110m の (D/C) の 3 桁下になることが確認されました。

また、鉄鋼（インコネル）の場合、Co-60 の (D/C) が最大となり、Nb の放射化により Nb-93m（半減期：16.13 y）及び Nb-94（半減期：20300 y）が 3 桁下になることが確認されました。

このため、「第2次中間報告書」における放射化物に係るクリアランスレベルを算出する対象核種の選定の考え方を踏まえ、Nb-93m、Nb-94 及び Ag-108m の 3 核種について、クリアランスレベルの暫定値の算出を実施致しましたので、報告致します。

加速器施設での評価核種の選定に当たっては、最大となる核種に対して4桁下までを評価核種として選定している事から、銀入り銅及び鉄鋼（インコネル）の放射化におけるクリアランスレベル評価の対象核種として、Nb-93m、Nb-94 及び Ag-108m を追加し、そのクリアランスレベルを計算しました。

表 8 JT-60 の金属対象物の評価対象核種の相対比

(D/C)/(D/C)max の比	最大核種	1 桁	2 桁	3 桁	4 桁
鉄(炭素鋼)	Co-60	Mn-54	—	Zn-65, Cs-134	Fe-55, Co-58
(インコネル)	Co-60	—	Co-58, Co-57	<b>Nb-93m, Nb-94,</b> Mn-54	Ni-63
ステンレス鋼	Co-60	—	Mn-54	Co-58 Zn-65	Co-57, Cs-134, Ag-110m
アルミニウム	Mn-54	—	Co-60	—	Fe-55 Ni-63
銅(銀入り銅)	Ag-110m	Co-60	—	<b>Ag-108m, Ni-63</b>	—

(4) : D/C は、核種の生成量 (D) と RS-G-1.7 の値 (C) との比。



- ① 第18回クリアランス技術検討ワーキンググループ（平成22年6月30日）  
資料第18-2号「放射線障害防止法におけるクリアランスレベルの設定に係る検討（放射化物に係る確率論的解析の結果）添付資料1」



表 評価パラメータの分布幅および分布型の選定の考え方

分布	選 定 の 方 法
分 布 幅	<p>以下の優先順位で変動幅を選定する。</p> <p>(1) 実態調査、文献からデータが得られているもの。</p> <p>(2) 評価経路から想定して変動幅を判断できるもの。</p> <p>(3) (1) 及び(2)以外のは、中央値の位置、分布の広がり（±n%、n倍、1/n倍）を想定して判断する。</p>
分 布 型	<p>基本的に一様分布とするが、以下の優先順位で分布型を選定する。</p> <p>(1) 既存の研究により正規分布あるいは対数正規分布であることが明らかである評価パラメータは、正規分布あるいは対数正規分布とする。（たとえば、分配係数、移行係数など）</p> <p>(2) 文献調査等により、正規分布、対数正規分布であることが統計的に想定される評価パラメータは、正規分布あるいは対数正規分布とする。（たとえば、処分場の大きさなど）</p> <p>(3) 分布幅の判断において、選定値を中心にn倍、1/n倍と想定した場合は、対数一様分布または対数正規分布とする。その中で、最小値付近の値の確率が高いと想定される場合は、対数一様分布とする。</p> <p>(4) 自然現象と考えられる事象で、中央値付近の値が最大値、最小値付近の値より確率が高いことが合理的に想定される評価パラメータは正規分布あるいは対数正規分布とする。（たとえば、土壌の真密度など）</p> <p>(5) 社会的な評価パラメータであっても、経験的に中央値付近の値が最大値、最小値付近の値より確率が高いことが想定される評価パラメータは、正規分布あるいは対数正規分布とする。（たとえば、農畜産物摂取量など）</p>

