技術報告

放射性廃棄物中の ウラン 238 量のコンプトン散乱を用いた定量手法の検証

横山 薫[†], 秦はるひ, 長沼政喜, 小原義之, 石森 有

日本原子力研究開発機構バックエンド研究開発部門人形峠環境技術センター

708-0698 岡山県苫田郡鏡野町上齋原 1550

[†]yokoyama.kaoru@jaea.go.jp

2015 年 6 月 3 日 受付

2015 年 9 月 8 日 受理

著者らはウランの偏在を補正する解析手法（以下、「等価モデル法」と記す。）を開発してきた。等価モデル法では、ウラン量の定量に^{234m}Pa から放出される γ 線（766 keV, 1 001 keV）を用い、不均等な線源分布を補正する。定量誤差は計数率が小さい γ 線に依存する。定量誤差を低減するため、高い計数率を得る方法を検討した。 γ 線の多くは、放射性廃棄物中でコンプトン散乱を受ける。計数率が大きい散乱 γ 線を等価モデル法に適用した結果、ウラン量定量誤差の低減が可能になった。

Key Words : radioactive waste, uranium, gamma ray measurement, Compton effect, equivalent model

1. 序 論

ウラン取扱施設の廃止措置等に伴って発生するウラン系放射性廃棄物の放射能濃度を、放射性廃棄物から放出される γ 線によって評価する手法（以下、「等価モデル法」と記す。）を開発してきた^{1)~5)}。等価モデル法で²³⁸U量を計算する場合、²³⁸Uの子孫核種である^{234m}Paから放出される 1 001 keV と 766 keV の 2 本の γ 線の計数率比から、廃棄物中の遮蔽効果を評価する。

放射能濃度を評価するため、²³⁸U量の計算を行う場合、定量誤差は 2 本の γ 線のうち計数率が低い γ 線に主に依存する。^{234m}Paからは、放出率が大きい γ 線として、1 001 keV (I_γ : 0.837%), 743 keV (I_γ : 0.080%), 766 keV (I_γ : 0.294%), 786 keV (I_γ : 0.049%) が放出される⁶⁾。測定に NaI(Tl) 検出器を用いる場合、766 keV 付近のピークは合わさって 1 本になり、放出率は 3 本の γ 線の和 0.423% と見なせ、

1 001 keV の γ 線の計数率の約半分の値となる。この結果、²³⁸U量の定量誤差は 766 keV 付近の γ 線に依存する。

定量誤差を低減するため、計数率を増加させる方法を検討する。1 001 keV と 766 keV 付近の γ 線の大部分はウランから放射された後、放射性廃棄物に含まれる金属などの内部で、コンプトン散乱によってエネルギーの一部を失った後 NaI 検出器などに到達する。エネルギーを失わずに検出器に到達する γ 線は一部である。従来、等価モデル法に適用するエネルギーが異なる 2 本の γ 線として、コンプトン散乱でエネルギーを失っていない 1 001 keV と 766 keV 付近の γ 線を使用した。これらの γ 線だけでは計数率が低いため、コンプトン散乱によってエネルギーの一部を失った散乱 γ 線の計数率も含めて計算する。

本研究は、1 001 keV の γ 線が放射性廃棄物に含まれる金属などでコンプトン散乱により発生した散乱 γ 線と 1 001 keV の γ 線を等価モ

デル法に適用し、次の検討を実施した。

- ①コンプトン散乱部分の計数率を等価モデル法に適用することの妥当性
- ②コンプトン散乱部分の計数率を用いた場合の定量精度

この検討により、等価モデル法にコンプトン散乱部分の計数率を適用することが有効であることを実証した。

2. 評価方法

2.1 等価モデル法

等価モデル法では、廃棄物ドラム缶の遮蔽状態を評価する。測定データは遮蔽状態を横軸、 γ 線計数率を縦軸にして評価座標にプロットする。評価座標の横軸は、(1)式で定義し、 $X_{geometry}$ と表記した。 $X_{geometry}$ は遮蔽効果を表す量である。 ^{238}U 量の定量的場合、 $^{234\text{m}}\text{Pa}$ から放出される γ 線を用いる。測定装置にNaI(Tl)検出器を使用する場合、1 001 keVのピークと743 keV, 766 keV, 786 keV(以下、「766 keV付近」と記す。)が1本に合わさったピークを解析する。

ウランと検出器の距離を r 、線減弱係数を μ_a , μ_b とすると計数率 n_a は $n_a \sim e^{-\mu_a r}/r^2$ で表される。エネルギーの異なる2本の γ 線で、計数率比の対数をとると、 $\ln(n_a/n_b) \sim -(\mu_a - \mu_b)r$ となり r が計数率比で表せる。計数率への線源位置の影響は $1/r^2$ 項が主と考え、 r に $r \sim \ln(n_a/n_b)$ を代入して、遮蔽効果を表す(1)式を導出する^{4), 5)}。

$$X_{geometry} = \frac{1}{\left(\ln \left(k' / \left(\frac{n_a}{n_b} \right) \right) \right)^2} \quad (1)$$

$$k' = k \times \frac{\varepsilon_a}{\varepsilon_b}$$

n_a : 1 001 keVの γ 線計数率

n_b : 「766 keV付近」の γ 線計数率

$k = 0.837 / (0.080 + 0.294 + 0.049) = 1.979$

ε_a : 検出器の1 001 keVでの効率

ε_b : 検出器の「766 keV付近」での効率

評価座標の縦軸は、1 001 keVの γ 線計数率 n_a を入れる。この結果、 $X_{geometry}$ と n_a に相関関係が生じる。

また、 ^{238}U 量が既知の試料を測定して評価座標にプロットし、検量線とする。廃棄物の γ 線計数率から計算した $X_{geometry}$ での、検量線の縦軸の値と廃棄物の γ 線計数率の値を比較して ^{238}U 量を計算することができる。

2.2 コンプトン散乱

2.2.1 放射性廃棄物中で発生する散乱 γ 線

放射性廃棄物中の線源から放出された γ 線の一部は、廃棄物中でコンプトン散乱を受け検出器に到達するが、検出器に入射した後もコンプトン散乱が発生する。廃棄物中の遮蔽効果を評価するためには、測定される計数率のうち、廃棄物中で発生した散乱 γ 線が主成分であることが必要である。そのため、廃棄物中で発生した散乱 γ 線と検出器に入射後に発生した散乱 γ 線をモンテカルロ計算で評価した。計算にはMCNPコード⁷⁾を用いた。フォトン初期エネルギーを1 001 keVと設定した。廃棄物ドラム缶は、密度均一の円柱でモデル化し、線源は内部に一樣分布させた。廃棄物中でコンプトン散乱をほとんど受けない計算を、遮蔽物として空気(密度: $1.293 \times 10^{-3} \text{ g/cm}^3$)を設定して実施した。実廃棄物を模擬した計算を、設備の解体などで発生する金属廃棄物のうち主要成分の鉄(かさ密度: 1.0 g/cm^3)を設定して実施した。鉄のかさ密度は実廃棄物の値から選定した。

コンプトン散乱等を受けた散乱 γ 線が検出器の領域面を通過する確率を計算し、1 001 keVの値で規格化した結果をFig. 1(a)に示す。検出器は、本研究で使用する2台の検出器を合わせた寸法(幅13 cm, 厚さ8 cm, 長さ80 cm)とし、検出器の領域面にはドラム缶に面した平面を設定した。ドラム缶表面からの距離6 cmとし、面検出器の中心高さはドラム缶の中心高さと同合わせた。

(a) The average surface flux.

(b) The pulse height distribution in a detector.

Fig.1 The relative intensity standardized by the value of 1 001 keV that photons reach the evaluation region. The initial energy of the photon is 1 001 keV.

また、コンプトン散乱等を受けた散乱 γ 線が検出器内部で吸収される確率を計算し、1 001 keV の値で規格化した結果を Fig.1(b)に示す。検出器の配置は Fig.1(a)と同様である。

遮蔽物が空気の場合、Fig.1(a)からコンプトン散乱は無視できるため、Fig.1(b)で計算された散乱 γ 線は、ほぼ検出器内部で発生したと見なせる。遮蔽物が鉄の場合、廃棄物中と

Fig. 2 An example of gamma ray spectrum obtained with NaI(Tl) detector. The dotted line shows a background.

検出器中で発生した散乱 γ 線が混合した状態であるが、Fig. 1(b)の遮蔽物が空気と鉄の場合の散乱 γ 線を比較すると、測定される計数率のうち、廃棄物中で発生した散乱 γ 線が主成分であると考えられる。

2・2・2 使用する散乱 γ 線のエネルギー範囲

等価モデル法に適用するエネルギー範囲を Fig. 2 に示す。等価モデル法にはエネルギーが異なる 2 本の γ 線の計数率を使う。1 本目として、 γ 線スペクトルより、散乱 γ 線のみを取り出すことができる、エネルギーが 400 keV から 600 keV の間の計数率を使用する。2 本目として、1,001 keV のピーク全体の計数率を使用する。計数率は、1,001 keV のピークが信頼度 99% で含まれる範囲に設定した。1,001 keV のピークのガウス分布の標準偏差 σ から $1,001 - 2.58\sigma \sim 1,001 + 2.58\sigma$ keV の範囲（エネルギー：918 keV $\sim$ 1,083 keV）で計算した計数率を使用する。

3. 試 験

3・1 測定装置

本研究では、CANBERRA 製の低レベル廃棄物 γ 線分析システム：Qualitative and Quantitative (Q^2) Low Level Waste Assay Systems⁸⁾（以下、「 Q^2 装置」と記す。）を用い、ウラン線源をセットした試料の測定試験を実施した。 Q^2 装置では、2 台の NaI(Tl) 検出器（寸法：幅 13

Fig. 3 Photograph of Q^2 System. The NaI detector is located behind the liner. The shield completely surrounds the detector and the drum in all directions by the closing door.

cm、厚さ 8 cm、長さ 40 cm）でドラム缶（寸法：内径 56.6 cm、高さ 89 cm、厚さ 0.16 cm）の上部と下部の測定を行う。ドラム缶は回転（回転速度：12 rpm）させながら測定する。検出器の周囲に保管された廃棄物ドラム缶等から放出される γ 線の遮蔽のため、検出器やドラム缶は Fig. 3 に示す鉄の容器（外寸法：幅 173 cm、厚さ 122 cm、高さ 152 cm、遮蔽体厚さ：10 cm）に入れて測定する。

3・2 試験機材

模擬廃棄物として、蒸留塔等の塔内充填物として使用されるラシヒリング（寸法：外径 1 cm、長さ 1 cm、肉厚 0.04 cm、かさ密度 0.74 g/cm³）、活性炭（かさ密度 0.60 g/cm³）、消石灰（かさ密度 0.90 g/cm³）を用いた。また、線源はポリプロピレン製円筒容器（寸法：外径 1.6 cm、内径 1.52 cm、高さ 3.8 cm）に封入した U₃O₈ 粉末（天然ウラン）を使用した。試料にセットするウラン量は 1 g、2 g、3 g、4 g、5 g、6 g、7 g、8 g、9 g、10 g、80 g である。線源にはウラン量 1 g の U₃O₈ 粉末を入れた容器とウラン量 10 g の U₃O₈ 粉末を入れた容器を準備した。ウラン量 1 g $\sim$ 10 g については、ウラン量 1 g の U₃O₈ 粉末を入れた容器 1 $\sim$ 10 個を使って測定した。ウラン量 80 g については、ウラン

Fig. 4 Diagram of cross sections of simulated waste drums filled with raschig ring, charcoal and lime.

量 10 g の U_3O_8 粉末を入れた容器 8 個を使って測定した既報告⁴⁾の試験データを用いる。

3・3 試験方法

3・3・1 測定時間

Q_2 装置を用いた試料の測定時間は、全て 1 800 秒と設定した。

3・3・2 線源位置

試料中のウラン線源の設置位置を Fig. 4 に示す。模擬廃棄物にラシヒリングを使用した場

合の径方向の線源位置は C1 ~ C4 で表す。模擬廃棄物に活性炭と消石灰を使用した場合の直径方向の線源位置は D1 ~ D7 で表す。高さ方向の線源位置は共通して a, b, c, d, e で表す。

模擬廃棄物にラシヒリングを使用した場合の試験パターンを以下に示す。

ウラン量 1 g ~ 10 g の試験パターンでは、例えばウラン量が 10 g の場合は、線源の高さを a, b, c, d, e で固定し、径方向 C1 ~ C4 にセットする 4 パターンの測定を実施する。線源高

さ a, b, c, d, e には, ウラン量 1 g の線源をそれぞれ 2 個ずつセットした。

ウラン量が 80 g の場合は, 線源の高さを c と e に固定し, 周方向 C1 ~ C4 にセットするそれぞれ 4 パターンの測定が実施されている。

ラシヒリング		
位置	高さ	ウラン量
C1 ~ C4	c	1g
C1 ~ C4	bd	2g
C1 ~ C4	ace	3g
C1 ~ C4	abde	4g
C1 ~ C4	abcde	5g
C1 ~ C4	aaccee	6g
C1 ~ C4	abbcdde	7g
C1 ~ C4	aabbdde	8g
C1 ~ C4	aabbcddee	9g
C1 ~ C4	aabbcddee	10g
C1 ~ C4	c	80g
C1 ~ C4	e	80g

模擬廃棄物に活性炭と消石灰を使用した場合の試験パターンを以下に示す。

ウラン量は 80 g で, 線源の高さを a, b, d, e に固定し, 直径方向 D1 ~ D7 にセットするそれぞれ 7 パターンの測定が実施されている。

活性炭、消石灰		
位置	高さ	ウラン量
D1 ~ D7	abde	80g

4. 解 析

4.1 計算方法

4.1.1 $X_{geometry}$ の計算

試料を測定したスペクトルからエネルギーが 400 ~ 600 keV 間の散乱 γ 線の計数率と 918 ~ 1083 keV 間の 1001 keV のピーク全体の計数率を算出する。等価モデル法で $X_{geometry}$ を計算する (1) 式は (2) 式のように変形する。散乱 γ 線を使用し, 放出率の比 k は定義できないため, $k=1$ とした。

$X_{geometry}$ の計算には 1001 keV の正味計数率と放射性廃棄物中で 1001 keV の γ 線がコンプトン散乱を受けて発生した散乱 γ 線計数率が必要である。(2) 式に含まれる計数率の n_A と n_B

は (3) 式で表される。計数率 n_A と n_B の比は, Fig. 1 の結果から $n_A^0 < \delta_A$, $n_B^0 < \delta_B$ の関係が考えられるため, (4) 式により n_A^0 と n_B^0 の比で近似する。例えば, 模擬廃棄物がラシヒリングで, 線源位置 C1 にウラン 10 g をセットした場合の計数率の比を計算すると, $n_A/n_B = 0.303$, $n_A^0/n_B^0 = 0.311$ となり, (4) 式が成り立つことがわかる。 δ_A , δ_B の値はウランが無い状態の測定データから算出しており, ^{40}K から放出される 1461 keV の γ 線に由来する。

したがって, (2) 式を計算することで, 1001 keV の正味計数率と 1001 keV 由来の散乱 γ 線計数率を用いた $X_{geometry}$ を近似できる。

$$X_{geometry} = \frac{1}{\left(\ln \left(1 / \left(\frac{n_A}{n_B} \right) \right) \right)^2} \quad (2)$$

n_A : 918 ~ 1083 keV 間の 1001 keV のピーク全体の計数率

n_B : 400 ~ 600 keV 間の散乱 γ 線の計数率

$$n_A = n_A^0 + \delta_A \quad (3)$$

$$n_B = n_B^0 + \delta_B$$

n_A^0 : 918 ~ 1083 keV 間の 1001 keV の正味計数率

n_B^0 : 400 ~ 600 keV 間の 1001 keV 由来の散乱 γ 線計数率

δ_A : 918 ~ 1083 keV 間の 1001 keV より高エネルギーの γ 線由来の散乱 γ 線計数率

δ_B : 400 ~ 600 keV 間の 1001 keV の γ 線以外に由来する散乱 γ 線計数率

$$\begin{aligned} \frac{n_A}{n_B} &= \frac{n_A^0 + \delta_A}{n_B^0 + \delta_B} = \left(\frac{n_A^0}{n_B^0} + \frac{\delta_A}{n_B^0} \right) \times \left(1 + \frac{\delta_B}{n_B^0} \right)^{-1} \\ &\doteq \frac{n_A^0}{n_B^0} + \frac{1}{n_B^0} \left[\delta_A - \left(\frac{n_A^0}{n_B^0} \right) \times \delta_B \right] \doteq \frac{n_A^0}{n_B^0} \quad (4) \end{aligned}$$

4.1.2 ^{238}U からの γ 線計数率

等価モデル法では, ^{238}U 量を計算するため, $X_{geometry}$ と 1001 keV の γ 線計数率の相関関係

Fig. 5 Plots of the gamma ray count rate as a function of “ X_{geometry} ” obtained from the equivalent model. The uranium amount is 80 g.

を求める。 X_{geometry} の計算で使用した 1 001 keV のピーク全体の計数率 (エネルギー: 918 keV ~ 1 083 keV) は, ^{238}U の子孫核種から放出される 1 001 keV より高エネルギーの γ 線に由来する散乱 γ 線と施設構造物に含まれる ^{40}K 等からの γ 線に由来する散乱 γ 線が含まれる。 ^{40}K 等の影響を補正するため, バックグラウンドを測定し, 補正を行う。バックグラウンドの γ 線スペクトルは Fig. 2 に示してある。補正した計数率 n_c は (5) 式で計算する。

$$n_c = n_A - n_{BG} \quad (5)$$

n_A : 918 ~ 1 083 keV 間の 1 001 keV のピーク全体の計数率

n_{BG} : バックグラウンドの 918 ~ 1 083 keV 間の計数率

4・2 計算結果

試料中にウラン線源をセットし, 測定した γ 線スペクトルから (2) 式の X_{geometry} と (5) 式の n_c を計算してプロットする。 X_{geometry} と n_c の相関関係を評価する。

4・2・1 ウラン量 80 g

模擬廃棄物として, ラシヒリング, 活性炭, 消石灰を用い, ウラン量 80 g の線源をセット

して測定した場合の X_{geometry} と n_c のプロットを Fig. 5 に示す。 X_{geometry} と n_c は線形関係が成り立つことがわかる。このプロット点から検量線を設定し, ウラン量の定量に使用することができる。

検量線は, 模擬廃棄物の中でかさ密度が中間のラシヒリングで, 線源を高さ c にセットした場合のプロット点を用いて計算した。この検量線はウラン量 80 g の場合の試料中の遮蔽状況に応じた γ 線計数率の分布を示す。

検量線に対して, 活性炭, 消石灰, 線源を高さ e にセットしたラシヒリングの相対誤差 R_e を計算した。 R_e は (6) 式で計算する。

$$R_e = \frac{n_c - n_{sc}}{n_{sc}} \quad (6)$$

n_{sc} : n_c の測定時に評価した X_{geometry} 値から計算できる検量線上の計数率

相対誤差の計算結果を Fig. 6 に示す。ウラン量 80 g の場合, かさ密度のずれ (0.6 ~ 0.9 g/cm³) や線源の偏在 (線源高さ c) があっても相対誤差は, ほぼ $\pm 10\%$ の範囲で定量できる。

Fig. 6 Relative error of the uranium amount estimated by the equivalent model. The uranium amount is 80 g.

Fig. 7 Plots of the gamma ray count rate as a function of “ X_{geometry} ” obtained from the equivalent model. The uranium amount is 1 ~ 10 g.

4.2.2 ウラン量 1 g ~ 10 g

ラシヒリングにウラン量 1 g ~ 10 g の線源をセットして測定した場合の X_{geometry} と n_c のプロットを Fig. 7 に示す。グラフには、模擬廃棄物がラシヒリングで、線源を高さ c にセットした場合のプロット点を用いて計算した検量線を表示した。検量線はウラン量 80 g の分布であるため、例えばウラン量 1 g なら計数率 n_c を 80 倍 (= 80 g/1 g) してプロットした。検量線と比較すると、ウラン量が 1 g と 2 g の場

合は、誤差が大きい、ウラン量が 3 g 以上になると定量値が収束することがわかる。

検量線に対して、ウラン量 1 g ~ 10 g の線源をセットしたラシヒリングの相対誤差 R_e を計算した。計算結果を Fig. 8 に示す。ウラン量 1 g の場合、相対誤差の最大値は +98%，ウラン量 2 g の場合、相対誤差の最大値は +57% である。ウラン量が 3 g 以上になると相対誤差 $\pm 30\%$ 以内になる。

Fig.8 Relative error of the uranium amount estimated by the equivalent model. The uranium amount is 1 ~ 10 g.

5. 考 察

5・1 等価モデル法へのコンプトン散乱適用

試料にウラン量 80 g の線源をセットして、測定した γ 線スペクトルから 400 ~ 600 keV 間の散乱 γ 線の計数率と 918 ~ 1083 keV 間の 1001 keV のピーク全体の計数率から、 $X_{geometry}$ と n_c を計算した。その結果、 $X_{geometry}$ と n_c には線形関係が成り立つことがわかった。このことから、放射性廃棄物中で 1001 keV の γ 線がコンプトン散乱を受けて発生した散乱 γ 線計数率を等価モデル法に適用することは妥当と考えられる。

5・2 等価モデル法での定量精度

試料中にウラン量 1 ~ 10 g の線源をセットして、測定した γ 線スペクトルから $X_{geometry}$ と n_c を計算し、模擬廃棄物がラシヒリングで、線源を高さ c にセットした場合のデータから計算した検量線と比較した。検量線からのずれでウラン量を評価すると、セットしたウラン量が 1 g, 2 g の場合は誤差が大きく、最大で 1.98 g, 3.14 g と計算される。セットしたウラン量が 3 g 以上の場合は、誤差が $\pm 30\%$ 以内であるため、ウランの最大の定量値は、セットしたウラ

ン量より +30% 大きい値になる。ウラン量の最大の定量値と、そのときの放射能濃度は次のようになる。

U 量 (g)		放射能濃度 (Bq/g)	
セットした量	最大の定量値	セットした量	最大の定量値
1	1.98	0.144	0.286
2	3.14	0.289	0.454
3	3.90	0.433	0.563
4	5.20	0.578	0.751
5	6.50	0.722	0.939
6	7.80	0.867	1.127
7	9.10	1.011	1.315
8	10.40	1.156	1.502
9	11.70	1.300	1.690
10	13.00	1.445	1.878

このとき、試料の重量 175 kg (ラシヒリングとドラム缶の重量の和) と天然ウラン 1 g の比放射能 25 282 Bq/g を用いて放射能濃度を計算する。この値は精製された天然ウラン (^{234}U , ^{235}U , ^{238}U) を対象にし、 ^{238}U : 1 g の比放射能を 12 445 Bq/g, ^{235}U : 1 g の比放射能を 80 011 Bq/g, ^{234}U は ^{238}U と放射平衡、濃縮度は 0.711% として計算した。この計算結果から、天然ウランの場合、放射能濃度で 0.3 Bq/g 程度まで評価が可能になると考えられる。

6. 結 論

等価モデル法に γ 線スペクトルのコンプトン散乱部分の計数率を適用することの妥当性について Q^2 装置を用いた試験で検証した。その結果、コンプトン散乱部分の計数率を用いて計算した $X_{geometry}$ と 1 001 keV のピーク部分の計数率 n_c の間に相関関係があり、等価モデル法にコンプトン散乱部分の計数率が適用可能であることが示された。また、試料中にセットするウラン量を変えた試験を行い、定量精度を評価した。 Q^2 装置を用いた 1 800 秒の測定では、試料（ラシヒリング使用）の重量 175 kg、濃縮度 0.711% の天然ウランの場合、0.3 Bq/g 程度まで定量可能になると評価した。

文 献

- 1) 横山 薫他, 放射性廃棄物収納容器中のウラン放射能簡易定量評価のためのパッシブ γ 線計測, *RADIOISOTOPES*, **59**, 707-719 (2010)
- 2) 横山 薫他, 放射性廃棄物収納容器中のウラン放射能簡易定量評価のための γ 線計測方法, *RADIOISOTOPES*, **60**, 409-416 (2011)
- 3) 横山 薫他, γ 線計測による放射性廃棄物収納容器中のウラン 238 の定量の検証, *RADIOISOTOPES*, **62**, 1-17 (2013)
- 4) 横山 薫他, CANBERRA 製 Qualitative and Quantitative (Q^2) 装置による廃棄物ドラム缶中のウラン放射能定量試験, *RADIOISOTOPES*, **62**, 833-840 (2013)
- 5) 横山 薫他, 廃棄物ガンマ線分析システムによるウラン 238 定量結果の検証, *RADIOISOTOPES*, **63**, 559-566 (2014)
- 6) Firestone, R. B. and Ekström, L. P., Table of Radioactive Isotopes, Version 2.1, January 2004. <http://ie.lbl.gov/toi/index.asp>
- 7) Goorley, J. T. et al., Initial MCNP6 Release Overview-MCNP6 version 1.0, LA-UR-13-22934 (2013)
- 8) Bronson, F., Q^2 -A Very Low Level Quantitative and Qualitative Waste Assay and Release Certification, Proceedings of Waste Management '90, February 25-28 (1990)

Abstract

Verification of a Quantitative Method of Uranium 238 in the Radioactive Waste Using Photon Occurred by Compton Effect

Kaoru YOKOYAMA, Haruhi HATA, Masaki NAGANUMA, Yoshiyuki OHARA and Yuu ISHIMORI: Japan Atomic Energy Agency, Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management, Ningyo-toge Environmental Engineering Center, 1550 Kamisaibara, Kagamino-cho, Tomata-gun, Okayama Pref. 708-0698, Japan

The authors developed a new analysis technique (hereinafter referred to as the equivalent model) which calculates the amount of uranium by correcting the influence of uneven distribution of the uranium. The gamma rays (766 keV, 1 001 keV) emitted from Pa-234m are used in the equivalent model. The quantity error is decided by the gamma ray with the small counting rate. The way to get the high counting rate is considered to reduce the quantity error. Many gamma rays are scattered by the Compton effect in radioactive waste. We applied the scattered gamma ray with the high count rate to equivalent model. As a result, it becomes possible to reduce the quantity error of uranium quantitative determination.

(Received June 3, 2015)

(Accepted September 8, 2015)