

J A E R I - M
86-001

ガラス固化体作製装置内放射能強度評価の
ための計算コードの開発

1986年2月

森田 潤一・田代 晋吾・吉川 静雄・坪井 孝志

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

JAERI-M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。

入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。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）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1986

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 日青工業株式会社

ガラス固化体作製装置内放射能強度評価のための計算コードの開発

日本原子力研究所東海研究所環境安全研究部

森田 潤一・田代 晋吾・吉川 静雄

坪井 孝志

(1986 年 1 月 7 日受理)

セル内の放射性物質を評価する計算コードを開発した。本計算コード(WADOSE)は、セル内の任意の位置における照射線量率を測定することによって、ガラス固化体作製装置の容器、配管等、各構成機器内部に残留する放射能の強度を算出することが出来る。

このコードによる残留放射能の評価は、装置の運転及び保守にとって有用である。

本報告書は、この計算コードのシステムと試用の結果をまとめたものである。

Development of a evaluation code for radioactive source
resided in the vitrification apparatus

Jun-ichi MORITA, Shingo TASHIRO, Shizuo KIKKAWA and
Takashi TSUBOI

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

(Received January 7, 1986)

A code has been newly developed for evaluating radioactive sources in a hot cell.

The evaluation code (WADOSE) can calculate the intensity of radioactive sources resided in each vessel or line of the vitrification apparatus which installed in the No. 2 cell of Waste Safety Testing Facility (WASTEF), according to radiation doses measured for definite points in the cell.

The results calculated by the code will be useful for good maintenances of the apparatus and the products.

The report described the system of the code and results of the trial runs.

Keywords : Vitrified Form, High-level Radioactive Waste,
Activity, Evaluation, Code, Hot Cell

目	次
1. 概 要	1
2. 機 能	1
3. 方 法	3
(1) 計算の概略	3
(2) 計 算 式	3
(3) 入力データ	5
(4) データの保存	7
(5) 操 作	7
4. 試用の結果と考察	15
(1) 単独機器内放射能の計算	15
(2) 複数機器内放射能の計算	15
謝 辞	23
参考文献	23

Contents

1. Introduction	1
2. Function	1
3. Method	3
(1) Outline	3
(2) Calculation	3
(3) Input data	5
(4) Data logging	7
(5) Operation	7
4. Results of trial runs	15
(1) Evaluation of activity in single source	15
(2) Evaluation of activities in several sources	15
Acknowledgment	23
References	23

図 表 目 次

表 1.1	セル内機器の幾何条件	9
表 1.2	測定点の位置	10
表 2.1	単独機器内放射能の計算結果（点線源、遮蔽なし）	16
表 2.2	単独機器内放射能の計算結果（円筒体積線源、蔽遮あり）	16
表 3.1	セル内照射線量率	17
表 3.2	複数機器内放射能の計算結果	18
付表 1	放射性物質に関するデータ	20
付表 2	線量変換係数	20
付表 3.1	線吸收係数（鉄及び鉛）	21
付表 3.2	線吸收係数（コンクリート及び磁鐵鉱コンクリート）	21
付表 4.1	ビルドアップ係数（鉄）	22
付表 4.2	ビルドアップ係数（鉛）	22
付表 4.3	ビルドアップ係数（コンクリート）	22
付表 4.4	ビルドアップ係数（磁鐵鉱コンクリート）	22
図 1.1	セル内線量率測定点（立面図）	11
図 1.2	セル内線量率測定点（平面図）	12
図 2.1	計算用入力画面（単独機器）	13
図 2.2	計算用出力画面（単独機器）	13
図 3.1	計算用入力画面（複数機器）	14
図 3.2	計算用出力画面（複数機器）	14
図 4	ガラス固化体作製装置のプロセス	19

1. 概 要

高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の処理・貯蔵・処分に係る安全性試験のために設置された W A S T E F (Waste Safety Testing Facility)¹⁾では、建設時の遮蔽の設計²⁾を始めとして、セル内の放射能計算、セル内機器の汚染状況把握、汚染作業の個人被曝管理、放射性廃棄物の管理等必要に応じて線量評価を行ってきた。本報告は、W A S T E F の No.2 セルに設置されたガラス固化体作製装置³⁾の運転管理に必要な放射能収支の把握のための γ 線照射線量率 / 放射能・計算コード (W A D O S E) について説明したものである。

ガラス固化体作製装置の取り扱い物質のうち、試験に供する廃液、固化体作製時に発生するオフガス、作製したガラス固化体、スクランバーの循環水等のようにセル外に取出すことが可能な物質の放射能の定量評価は、すでに開発設置されているアスキャニング装置⁴⁾や通常使用されている高純度半導体検出器 (H P Ge) 等によって全体またはその一部を定量することができるが、これらの方法を作製装置全体に亘って適用するには限界がある。即ち作製装置を構成する機器の中には溶融ルツボのように内容物が壁面に付着しているため放射能強度が把握しにくいものがある。また Ru 吸着塔のように取出すことが出来ても、作業時間、作業によるセル内汚染等を考えると好ましい方法とはいえないものもある。

ガラス固化体作製装置のなかで、特にオフガスの処理系は、機能の異なる複数の機器で構成されているため、個々の機器の性能が全体の処理効率に大きく影響するので、放射性物質の挙動及びオフガスの除染性能の変化を機器別に監視することが重要である。このため既存の測定器で把握出来る作製装置全体の使用量 (インプット)、作製量、交換量及び排出量 (アウトプット) だけでなく各機器内の量を把握する手段が必要である。

W A D O S E は、この手段を提供するために、主として前述した既存の測定器での定量測定が困難な機器内の残存放射能強度の推定を目的として開発したものである。

2. 機 能

W A D O S E は、二つの機能を持っている。一つは、放射能、照射線量率、遮蔽厚さ等の計算であり、他の一つは、各機器に関するデータ、測定点に関するデータ等計算に必要なデータ及び計算結果の保存と利用である。第一番目の計算機能によって機器内の放射能量を推定することができる。即ち、内容物に混入している放射性物質から放出される照射線量率をマニピレータによる遠隔操作によって電離箱等の可搬式の測定器で測定する。この値は、W A D O S E により機器内の放射能強度に変換することができる。第二番目のデータの保存と利用は、単に計算操作を簡単にするだけでなく、装置の運転管理に必要な機器の性能の変化を監視していく手段として用いることも出来る。本コードの機能を各項目別に、以下に示す。

1. 概 要

高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の処理・貯蔵・処分に係る安全性試験のために設置された W A S T E F (Waste Safety Testing Facility)¹⁾では、建設時の遮蔽の設計²⁾を始めとして、セル内の放射能計算、セル内機器の汚染状況把握、汚染作業の個人被曝管理、放射性廃棄物の管理等必要に応じて線量評価を行ってきた。本報告は、W A S T E F の No.2 セルに設置されたガラス固化体作製装置³⁾の運転管理に必要な放射能収支の把握のための γ 線照射線量率 / 放射能・計算コード (W A D O S E) について説明したものである。

ガラス固化体作製装置の取り扱い物質のうち、試験に供する廃液、固化体作製時に発生するオフガス、作製したガラス固化体、スクランバーの循環水等のようにセル外に取出すことが可能な物質の放射能の定量評価は、すでに開発設置されている γ スキャニング装置⁴⁾や通常使用されている高純度半導体検出器 (H P Ge) 等によって全体またはその一部を定量することができるが、これらの方法を作製装置全体に亘って適用するには限界がある。即ち作製装置を構成する機器の中には溶融ルツボのように内容物が壁面に付着しているため放射能強度が把握しにくいものがある。また Ru 吸着塔のように取出すことが出来ても、作業時間、作業によるセル内汚染等を考えると好ましい方法とはいえないものもある。

ガラス固化体作製装置のなかで、特にオフガスの処理系は、機能の異なる複数の機器で構成されているため、個々の機器の性能が全体の処理効率に大きく影響するので、放射性物質の挙動及びオフガスの除染性能の変化を機器別に監視することが重要である。このため既存の測定器で把握出来る作製装置全体の使用量 (インプット)、作製量、交換量及び排出量 (アウトプット) だけでなく各機器内の量を把握する手段が必要である。

W A D O S E は、この手段を提供するために、主として前述した既存の測定器での定量測定が困難な機器内の残存放射能強度の推定を目的として開発したものである。

2. 機 能

W A D O S E は、二つの機能を持っている。一つは、放射能、照射線量率、遮蔽厚さ等の計算であり、他の一つは、各機器に関するデータ、測定点に関するデータ等計算に必要なデータ及び計算結果の保存と利用である。第一番目の計算機能によって機器内の放射能量を推定することができる。即ち、内容物に混入している放射性物質から放出される照射線量率をマニピレータによる遠隔操作によって電離箱等の可搬式の測定器で測定する。この値は、W A D O S E により機器内の放射能強度に変換することができる。第二番目のデータの保存と利用は、単に計算操作を簡単にするだけでなく、装置の運転管理に必要な機器の性能の変化を監視していく手段として用いることも出来る。本コードの機能を各項目別に、以下に示す。

(1) 計 算

計算項目は、複数の放射性核種が1つの機器内だけにあるような場合（単独機器線源）と複数の機器内にある場合（複数機器線源）のそれぞれについて次に示す。

A) 単独機器内線源

- (a) 照射線量率 (R / hr)
- (b) 放射能 (Ci)
- (c) 遮蔽厚さ (cm)
- (d) 線源と測定点の距離 (cm)
- (e) 線源の形状 (高さ, 横巾, 半径等)

以上の各量のうちの特定の1項目

B) 複数機器内線源

- (a) 機器ごとの放射能強度 (Ci)

(2) データの保存と利用

保存されるデータは、計算に必要なデータと評価結果であり、後者は、機器の性能の変化を監視していくために利用出来る。これらのデータの種類を、次に示す。

A) 計算用データ

- (a) 試験用ガラス固化体の作製に必要な取扱物質に関するデータ
 - 各放射性物質の γ 線のエネルギー
 - 各放射性物質の γ 線の放出率
- (b) ガラス固化体作製装置に関するデータ
 - 各機器の材質
 - 各機器の厚み
 - 各機器の形状 (高さ, 半径等)
 - 各機器のセル内における位置
 - 各材料の γ 線線吸収係数
 - 各材料の γ 線再生係数
- (c) 照射線量率の測定点に関するデータ
 - 各測定点のセル内における位置

B) 評価結果

- 各機器内の放射性物質の量 (Ci)
- 各測定点のセル内における位置
- 各測定点の照射線量率 (R / hr)

3. 方 法

(1) 計算の概略

WADOSEの計算コードの主要部は、複数の放射性核種からなる線源の放射能と遮蔽体（機壁）を通過して検出される照射線量率との関係式の選択部及び複数の線源の放射能と複数の測定点における照射線量率との関係式の作成部から構成されている。

線源の放射能と一つの測定点における照射線量率の関係は、遮蔽計算法としてもっとも簡単で、また基礎となる点減衰核積分法を使用して求める。この手法は、線源を点の集合とみなして個々の点線源について計算された線量を、線源全体にわたって加算する方法である。減衰の取り扱いは、線源から直接放出される一次放射線の距離による減衰と、遮蔽体による吸収及び遮蔽体による散乱 γ 線（二次放射線）を考慮している。この散乱 γ 線は、一次 γ 線を全放射線と一次放射線との比で定義される再生係数（ビルドアップ率）を使用することにより計算する。これによってセル内に設置されたある特定の機器の内部に存在する線源の強度（線源から単位時間中に放出される γ 線光子の量）と測定点の γ 線強度（ γ 線粒子束； $1/\text{sec cm}^2$ ）の関係式を求めることができる。この γ 線強度から照射線量率を求めるには、 γ 線のエネルギーグループごとに変換係数を使用する。

各機器内の放射能の計算は、複数の測定点における照射線量率と各線源（機器内）の放射能とのすべての関係式を連立方程式として、これを解くことによって求める。

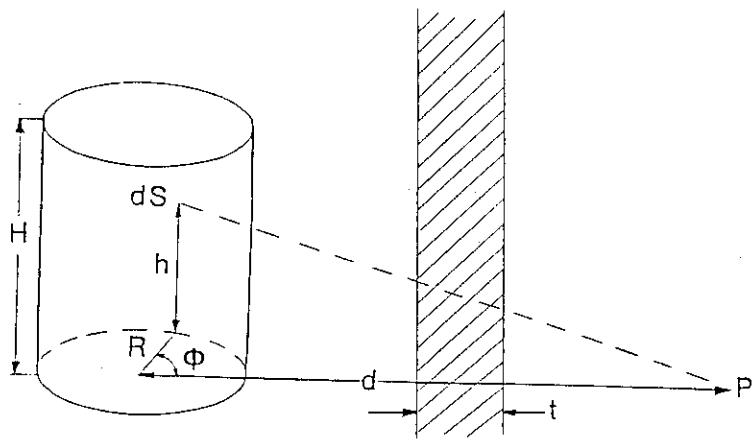
(2) 計算式

A) 単独機器内の放射能の計算

各機器内の線源の放射能と照射線量率の関係式を求めるためには、各機器の形状及び内部線源の形状に関する多量のデータが必要となるが幸いガラス固化体作製装置の各機器は配管も含めてほとんどが円筒形のため、内部の線源形状は円筒体積または円筒表面で模擬することとした。また、より簡易的な計算や試行錯誤のために計算スピードを必要とするような場合には点や線で模擬した方が計算スピードが速く有利である（円筒体積の特殊な場合として計算することも出来る）ので予めこれらの線源の形状に合せて照射線量率と放射能の関係式を用意している。以下に代表例として円筒表面及び円柱体積の測定点Pにおける照射線量率D（R/hr）と放射能S（Ci）の関係式を示す。

円筒表面線源

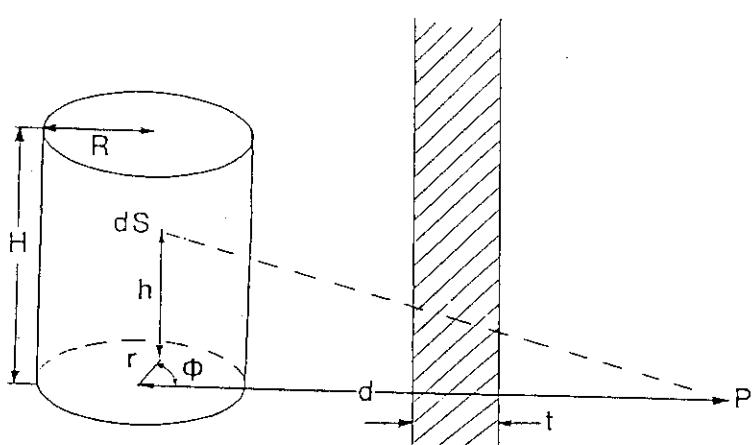
$$D = \frac{f \cdot S \cdot C}{8\pi^2 H} B \int_0^{2\pi} \int_0^H \exp \left[\left\{ -\mu_s R \frac{(R-d \cos \phi) \sqrt{R^2+d^2-2Rd \cos \phi+h^2}}{R^2+d^2-2Rd \cos \phi+h^2} \right\} \right. \\ \left. \times \exp \left\{ -\mu_t \frac{\sqrt{R^2+d^2-2Rd \cos \phi+h^2}}{d-R \cdot \cos \phi} \right\} / (R^2+d^2-2Rd \cos \phi+h^2) \right] dh d\phi$$



f ; 変換係数 (R sec cm/hr)
 C ; 3.7×10^{10} (1/Ci sec)
 d ; 線源から測定点までの
距離 (cm)
 B ; 再生係数 (-)
 μ ; 遮蔽体の線吸収係数
 (cm^{-1})
 t ; 遮蔽体の厚み (cm)
 R ; 線源の半径 (cm)
 H ; 線源の高さ (cm)
 ϕ ; 角度 (rad)

円柱体積線源

$$\begin{aligned}
 D = & \frac{f \cdot S \cdot C}{4\pi^2 HR^2} B \int_0^R \int_0^{2\pi} \int_0^H \left[\left\{ \frac{r}{r^2 + d^2 - 2rd \cos \phi + h^2} \right\} \right. \\
 & \exp \left\{ -\mu_s \frac{\sqrt{(R^2 r^2 + R^2 d^2 - 2R r \cos \phi - d^2 r^2 \sin^2 \phi)(r^2 + d^2 - r d \cos \phi + h^2)}}{r^2 + d^2 - 2r d \cos \phi} \right\} \\
 & \left. \exp \left\{ -\mu t \frac{\sqrt{r^2 + d^2 - 2r d \cos \phi + h^2}}{d - r \cos \phi} \right\} \right] dh \cdot d\phi \cdot dr
 \end{aligned}$$



f ; 変換係数 (R sec cm/hr)
 C ; 3.7×10^{10} (1/Ci sec)
 d ; 線源から測定点までの
距離 (cm)
 B ; 再生係数 (-)
 μ ; 遮蔽体の線吸収係数
 (cm^{-1})
 t ; 遮蔽体の厚み (cm)
 R ; 線源の半径 (cm)
 H ; 線源の高さ (cm)
 ϕ ; 角度 (rad)

B) 複数機器内の放射能の計算

各機器内の線源の放射能の計算は、各測定点における照射線量率と各機器内の放射能との次に示す関係式をつくりこれを解くことによって行う。

$$D_1 = A_{1,1} \times S_1 + A_{1,2} \times S_2 + \dots + A_{1,n} \times S_n$$

$$D_2 = A_{2,1} \times S_1 + A_{2,2} \times S_2 + \dots + A_{2,n} \times S_n$$

⋮

⋮

$$D_m = A_{m,1} \times S_1 + A_{m,2} \times S_2 + \dots + A_{m,n} \times S_n$$

D_i ; i 番目の測定点における照射線量率

S_j ; j 番目の機器内線源の放射能

m ; 測定点の数

n ; 線源（放射能を内在する機器）の数, $m \geq n \geq 1$

$m > n$ の場合は, S を n 次元の, D を m 次元の定数ベクトルとし, A を $m \times n$ の実行列として $\|D - AS\|^2$ を最小にする解（最小二乗解）を求める。

ここで使用されている係数 A の値は, 照射線量率 (R / hr) と放射能 (C_i) の関係式から各機器と各測定点ごとに求める。例えば各機器内の線源を点で模擬した場合についての関係式は,

$$D = \frac{f \times C \times S \times B}{4 \pi (d^2 + a^2)} \times \exp \left\{ -\mu t \frac{\sqrt{d^2 + a^2}}{d^2} \right\}$$

f ; 変換係数 ($R \cdot sec \cdot cm^2 / hr$)

S ; 線源の放射能 (C_i)

C ; 3.7×10^{10} ($1 / C_i \cdot sec$)

μ ; 機壁の線吸収係数 (cm^{-1})

t ; 機壁の厚み (cm)

B ; 再生係数 (-)

d ; 測定点と機器内線源の距離

a ; 線源から機壁への垂線と測定点間の距離

で表わすことが出来る。

ここで A の値は

$$A = \frac{f \times C \times B}{4 \pi (d^2 + a^2)} \times \exp \left\{ -\mu t \frac{\sqrt{d^2 + a^2}}{d^2} \right\}$$

として求める。

実際には線源が複数 (K 種) の放射性物質からなり, その各々から放出される γ 線はエネルギーの異なる複数 (G 個) のグループがあるので上の式は,

$$A = \frac{C}{4 \pi (d^2 + a^2)} \times \sum_{i=1}^K \left[S_i \times \sum_{j=1}^G \left\{ f_{i,j} \times B_{i,j} \times \exp \left(-\mu_{i,j} t \frac{\sqrt{d^2 + a^2}}{d^2} \right) \right\} \right]$$

となる。

(3) 入力データ

計算に必要なデータは, 一つは計算機の記憶装置（ライブラリー）から, 他は計算機の端末か

ら入力する。W A S T E Fで試験を行う高レベル放射性廃棄物中に含まれる核種や第二セル内のガラス固化体作製装置各機器の材質（遮蔽物質）に関するデータ等使用頻度の高いデータはライブラリーとして計算機に記憶させ計算操作を簡便化しているが、これらのデータは端末からの修正や追加も可能であり汎用的な計算、新規の試験への対応を考慮している。

A) ライブラリーデータ

ライブラリーとして現時点で用意しているデータを以下に示す。

(a) 放射性物質に関するデータ

線源（核種）の γ 線エネルギー⁵⁾、放出率⁵⁾（ γ 線の相対強度比）及びガラス固化試験に使用される代表的な廃棄物である再処理廃液中の濃度⁶⁾を付表1に示す。

(b) 線量変換係数

点等方線源から放出される γ 線のエネルギー対1 cmの距離の点における照射線量率であらわした線量変換係数⁷⁾を付表2に示す。

(c) 線量吸収係数

装置に使用されている材質、試験で比較的に使用される頻度の高い物質について、その入射 γ 線のエネルギーに対する線量吸収係数⁸⁾を付表3.1及び付表3.2に示す。

(d) 線量ビルドアップ（再生係数）係数

遮蔽材によって散乱し検出器に到達する γ 線による照射線量率の取り扱いは、次の式で定義されたビルドアップ係数によって計算する。

$$\text{ビルドアップ係数} = \text{検出器に到達した全}\gamma\text{線} \div \text{検出器に到達した一次}\gamma\text{線}$$

各物質に対するこのビルドアップ係数を入射 γ 線エネルギーと平均自由行程（線吸収係数×遮蔽厚み；光子が遮蔽体に入射した場合最初の衝突までの平均の距離）を単位とした遮蔽厚ごとに付表4.1～4.4に示す。これらの値は、ボルツマンの輸送方程式を解くことによって求められたものである。⁹⁾

(e) 幾何条件

線源測定点間の距離、遮蔽物質の厚み等計算に必要な幾何学的なデータは、位置については、セル内の定点を基準とした各中心点の空間座標を、セル内の機器形状については、円筒形として半径と高さを、ライブラリーに保管し自動的に使用するが、新しい測定点における照射線量率をインプットしたい時等は、必要に応じて端末からも入力する。表1.1及び表1.2に機器及び測定点の幾何条件を示した。セル内の状態は、立面図（図1.1）及び平面図（図1.2）に示す。

B) 端末からの入力データ

計算に使用するデータは、すべて端末から入力するが、前述したライブラリーに保管されているデータについては、端末でチェックしてデータを変更する場合のみ入力する。

ライブラリー保管データ以外で端末から入力するデータは、各測定点の照射線量率（R/hr）のみである。この計算コードを使用してセル内の機器以外の容器内の放射能を計算するような場合には、以下に示すデータの入力が必要である。

例) 単独容器内の放射能の計算

測定点までの距離 (cm)
 測定点の照射線量率 (R / hr)
 遮蔽物質の材質
 遮蔽厚み (cm)
 容器の高さ (cm)
 容器の半径 (cm)
 線源に含まれる放射性核種と放射能濃度 (Ci %)

(4) データの保存

計算の都度入力の必要なデータの内、物性値のように普遍的なデータは、計算機の記憶装置にライブラリーデータとして保管して取り扱うが、測定点の位置、照射線量率等のように計算の都度一部のデータを変更して計算を行う場合を考慮して入力データは、一次的に保存することとした。またフィルタ及び吸着塔内の放射能量は、装置の運転の都度増加するので、過去の計算結果は、運転管理上でも重要であり、このためすべて保存することとした。保存データ項目を以下に示す。

A) 計算完了まで一時保存するデータ

(a) 対象機器に関するデータ

名称、位置、遮蔽物質、遮蔽の厚み

(b) 機器内線源に関するデータ

核種名称、放射能濃度、エネルギー、放出率、変換係数、線吸収係数、ビルドアップ係数

(c) 測定点に関するデータ

位置、線量率 (測定値)

(d) 測定点と機器間にに関するデータ

距離

B) 長期保存データ

(a) ライブラリーデータ

ライブラリーデータの項目は、3-(3)-A 参照

(b) 過去の計算結果

測定点、照射線量率等の入力値及び各機器内放射能量の計算結果

(5) 操作

単独機器内線源の場合は、操作を次の4種類に分類して操作の簡明化をはかった。

- A 全データを変更して新たに計算する場合
- B 計算結果、一部のデータを変更して計算する場合
- C 照射線量率以外の量を計算する場合
- D 表示されているデータを使用して計算する場合

また、これらの計算に使用する各核種の放射能濃度及び γ 線のエネルギー並びに遮蔽物質の線吸収係数、ビルドアップ係数等の入力又は確認の操作は、始めにAを選択したときにのみ必要で

ある。入力画面及び計算結果の出力画面を図 2.1, 図 2.2 に示す。

複数機器内線源の場合は、各機器についての単独機器の必要入力データに加えて線源及び測定点の位置のデータ（3次元座標）の入力が必要である。入力画面及び計算結果の出力画面を図 3.1, 図 3.2 に示す。

各ケースについて計算操作は、すべて端末に表示されるメッセージに従って行う。以下に測定した照射線量率から放射能量を計算する操作手順を単独機器と複数機器について簡単に示す。

A) 単独機器内線源について新たに計算する場合（汎用的な計算）

- 手順 1 線源形状の選択
- 手順 2 遮蔽物質の有無の入力
有りのときは、遮蔽物質の選択と遮蔽の厚みの入力
- 手順 3 放射能量の入力、不明のときは推定値を入力
- 手順 4 幾何条件の入力（距離、線源半径等）
- 手順 5 線源核種の選択
ライブラリーにない核種は、核種の名前、 γ 線のエネルギー（MeV）放出率%及び線源中の濃度を入力する。
- 手順 6 計算（照射線量率）
- 手順 7 入力データの変更、修正を選択し、照射線量率の計算値を測定値に変更する。
- 手順 8 照射線量率以外の量の計算を選択し放射能量の推定される最低と最大の値を入力する。
- 手順 9 計算（放射能量）

B) 複数線源について新たに計算する場合（専用的な計算）

- 手順 1 線源が存在する機器を選択
- 手順 2 各機器の遮蔽物質の厚みを確認
- 手順 3 各機器の幾何条件を確認（距離、線源半径等）
- 手順 4 各機器内の線源核種を選択し濃度を入力
ライブラリーにない核種は、核種の名前、 γ 線のエネルギー（MeV）放出率（%）及び線源中の濃度を入力する。
- 手順 5 各測定点の位置の確認及び照射線量率の入力
- 手順 6 計算（各機器の放射能量）

表 1.1 セル内機器の幾何条件(単位: cm)

機器番号及び名称	空間座標 (X, Y, Z) 胴体	遮蔽厚み 胴体、その他	高さ (長さ)	半径	型式
VE-1001 試験貯液槽	6.8, 22.5, 11.0	0.8, 0.4	8.6, 0	2.0, 0	たて
VE-1002 一時貯槽	4.8, 15.0, 9.0	0.9, 0.5	11.4, 0	3.0, 0	"
ZV-1001 計量槽-1	4.5, 25.5, 29.5	0.7	5.6, 0	1.0, 0	"
VE-1003 脱硝濃縮槽	13.0, 22.5, 14.0	1.7, 1.0	8.7, 0	1.5, 0	"
HE-1001 凝縮器-1	8.5, 25.5, 29.5	0.7	10.3, 0	1.1, 0	"
ZV-1002 計量槽-2	12.5, 25.5, 29.5	0.7	6.2, 0	1.0, 0	"
FU-1001 溶融ルツボ	20.0, 14.5, 13.0	1.3, 2.6	12.0, 0	5.0	"
FU-1002 固化体容器	20.0, 14.5, 3.0	0.4	2.5, 0	4.5, 0	"
HE-1002 凝縮器-2	16.5, 25.5, 29.5	0.7	13.8, 0	1.1, 0	"
TW-1001A Ru吸着塔-A	33.2, 16.0, 12.0	1.1, 3.2	8.0, 0	1.3, 5	"
TW-1001B Ru吸着塔-B	39.7, 16.0, 12.0	1.1, 3.2	8.0, 0	1.3, 5	"
TW-1002A オフガス洗浄塔(上)	44.5, 11.0, 21.3	0.4	13.5, 0	6.0	"
TW-1002B オフガス洗浄塔(下)	44.5, 11.0, 14.6	1.9	6.8, 0	1.3, 5	"
FT-1001A フィルターA	33.2, 11.0, 10.0	1.6, 3.3	5.3, 0	1.6, 0	"
FT-1001B フィルターB	39.7, 11.0, 10.0	1.6, 3.3	5.3, 0	1.6, 0	"
HE-1003A 冷却器-A	47.5, 44.5, 23.5	0.8	7.5, 0	1.0, 0	よこ(Y軸に並行)
HE-1003B 冷却器-B	49.0, 44.5, 23.5	0.8	7.5, 0	1.0, 0	よこ(Y軸に並行)
溶融ルツボ上部配管	20.0, 14.5, 24.0	0.3	2.0, 0	1.3	たて

注) 材質は、すべて鉄である。

表 1.2 測定点の位置

測定点	空間座標 (X, Y, Z) cm		
A	4 5,	1 4 5,	2 0 3
B	8 5,	1 4 5,	2 0 3
C	1 2 5,	1 4 5,	2 0 3
D	2 0 0,	1 4 5,	2 8 0
E	2 5 0,	2 4 8,	2 5 6
F	2 7 0,	1 3 8,	2 0 3
G	3 3 2,	1 6 0,	1 9 6
H	3 3 2,	1 1 0,	1 7 6
I	3 9 7,	1 6 0,	1 9 6
J	3 9 7,	1 1 0,	1 7 6
K	4 4 5,	1 0 7,	2 2 0
L	4 4 5,	5 7,	2 2 0
M	4 5,	1 8 8,	2 8 3
N	8 5,	1 8 8,	2 8 3
O	1 2 5,	1 8 8,	2 8 3
P	1 6 5,	1 8 8,	2 8 3

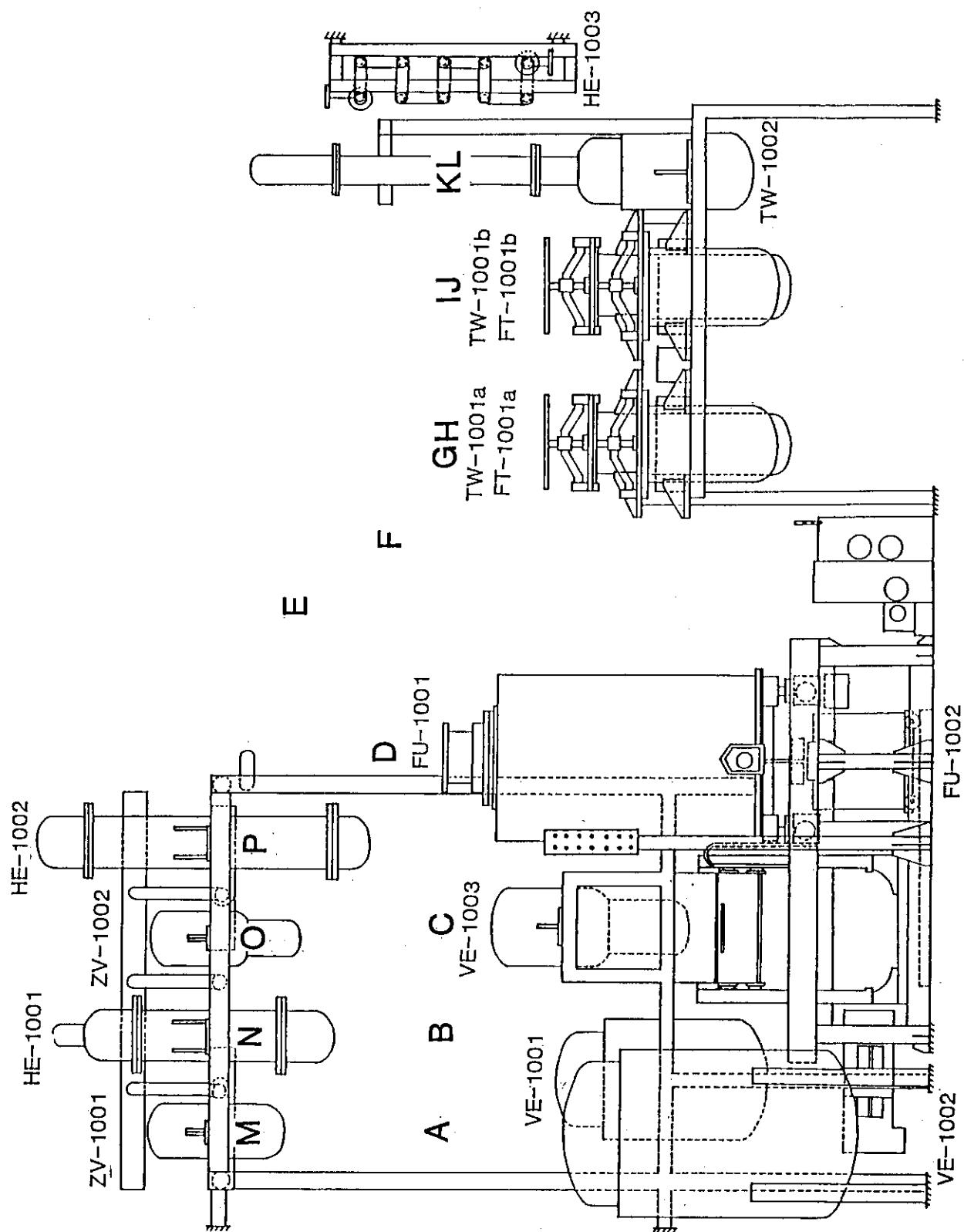


図 1.1 セル内立面図

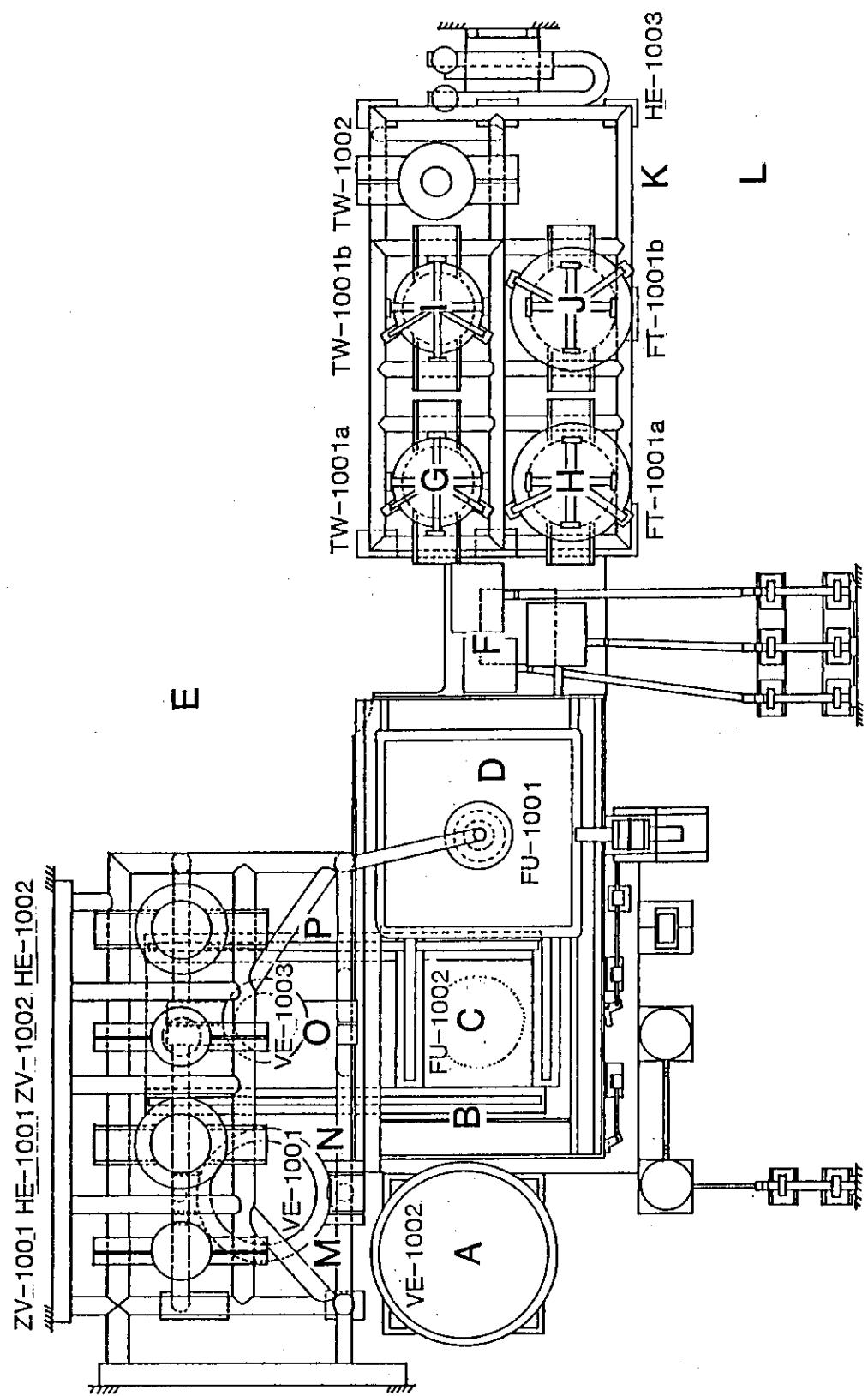


図 1.2 チル内平面図

***** DOSE CALCULATION SYSTEM *****

- USED DATA
 A. INPUT OF NEW DATA
 B. CHANGE OF DATA
 C. CHANGE OF CALC'D DATA AND RUN
 D. RUN USED FOLLOWING DATA
 E. END

CALCULATION

1	SHAPE	COLUMN	8
2	SHIELD	FE	2
4	THICKNESS OF SHIELD	(XXX.X CM)	0.5
6	DOSE RATE	(X.XXE+XX R/HR)	.400E+01
7	ACTIVITY	(X.XXE+XX CI)	
8	INTERNAL ABSORPTION	NON	1
10	DISTANCE FROM SOURCE	(XXX.X CM)	30.0
13	RADIUS OF SOURCE	(XXX.X CM)	3.9
14	HIGHT OF SOURCE	(XXX.X CM)	10.0

16 ACTIVE ELEMENT
 CS-134

ENTER USED DATA (A,B,...E) ===>

図 2.1 計算用入力画面(単独機器)

CALCULATION

1	SHAPE	COLUMN	8
2	SHIELD	FE	2
4	THICKNESS OF SHIELD	(XXX.X CM)	0.5
6	DOSE RATE	(X.XXE+XX R/HR)	.400E+01
7	ACTIVITY	(X.XXE+XX CI)	.463E+00
8	INTERNAL ABSORPTION	NON	1
10	DISTANCE FROM SOURCE	(XXX.X CM)	30.0
13	RADIUS OF SOURCE	(XXX.X CM)	3.9
14	HIGHT OF SOURCE	(XXX.X CM)	10.0

16	NAME ENRG	INT. CONT.	CONV.	ABS.	B.U.C	
17	CS-134 0.563	8.821	00.00	.104E-05	.615E+00	1.29 .127E+00
18		0.569	15.80	0.0	.105E-05	.613E+00 1.28 .229E+00
19		0.605	98.00	0.0	.111E-05	.597E+00 1.27 .150E+01
20		0.796	89.00	0.0	.145E-05	.524E+00 1.22 .178E+01
21		0.802	9.50	0.0	.146E-05	.522E+00 1.22 .191E+00
22		1.040	1.06	0.0	.186E-05	.460E+00 1.19 .273E-01
23		1.170	1.85	0.0	.206E-05	.438E+00 1.18 .530E-01
24		1.370	3.00	0.0	.234E-05	.408E+00 1.17 .983E-01
25	TOTAL					.400E+01 R/H

PRINT? (Y/N)

図 2.2 計算用出力画面(単独機器)

7 MELTER	CS-137	100.0 CI%
9 CONDENSER-2	CS-137	100.0 CI%
11 RU-ABSORBER-B	RH-106	100.0 CI%
13 SCRUBBER BOTTOM	CS-137	100.0 CI%
14 FILTER-A	CS-137	100.0 CI%
15 FILTER-B	CS-137	100.0 CI%
A X= 45.0 Y=145.0 Z=203.0	0.250E-01	R/HR
B X= 85.0 Y=145.0 Z=203.0	0.440E-01	R/HR
C X=125.0 Y=145.0 Z=203.0	0.720E-01	R/HR
D X=200.0 Y=145.0 Z=280.0	0.720E-01	R/HR
E X=250.0 Y=248.0 Z=256.0	0.400E-01	R/HR
F X=270.0 Y=138.0 Z=203.0	0.750E-01	R/HR
G X=332.0 Y=160.0 Z=196.0	0.310E-01	R/HR
H X=332.0 Y=110.0 Z=176.0	0.310E-01	R/HR
I X=397.0 Y=160.0 Z=196.0	0.290E-01	R/HR
J X=397.0 Y=110.0 Z=176.0	0.310E-01	R/HR
K X=445.0 Y=107.0 Z=220.0	0.250E-01	R/HR
L X=445.0 Y= 57.0 Z=220.0	0.200E-01	R/HR
M X= 45.0 Y=188.0 Z=283.0	0.250E-01	R/HR
N X= 85.0 Y=188.0 Z=283.0	0.330E-01	R/HR
O X=125.0 Y=188.0 Z=283.0	0.620E-01	R/HR
P X=165.0 Y=188.0 Z=283.0	0.120E+00	R/HR

OK (YES/NO) ?=N

CALC. OR END (C/E) ?=

図3.1 計算用入力画面(複数機器)

1 MELTER	0.379E+00	CI	(CALC'D)
2 CONDENSER-2	0.129E+00	CI	(CALC'D)
3 RU-ABSORBER-B	0.0	CI	(CALC'D)
4 SCRUBBER TOP	0.0	CI	(CALC'D)
5 SCRUBBER BOTTOM	0.121E+00	CI	(CALC'D)
6 FILTER-A	0.634E-01	CI	(CALC'D)
7 FILTER-B	0.0	CI	(CALC'D)
8 LINE	0.156E-01	CI	(CALC'D)
9 BOX-1	0.307E-01	CI	(SET)
10 BOX-2	0.484E-01	CI	(SET)
A DOSE RATE =	0.213E-01	R/HR	(OBS'D= 0.250E-01)
B DOSE RATE =	0.393E-01	R/HR	(OBS'D= 0.440E-01)
C DOSE RATE =	0.567E-01	R/HR	(OBS'D= 0.720E-01)
D DOSE RATE =	0.687E-01	R/HR	(OBS'D= 0.720E-01)
E DOSE RATE =	0.368E-01	R/HR	(OBS'D= 0.400E-01)
F DOSE RATE =	0.711E-01	R/HR	(OBS'D= 0.750E-01)
G DOSE RATE =	0.280E-01	R/HR	(OBS'D= 0.310E-01)
H DOSE RATE =	0.282E-01	R/HR	(OBS'D= 0.310E-01)
I DOSE RATE =	0.270E-01	R/HR	(OBS'D= 0.290E-01)
J DOSE RATE =	0.291E-01	R/HR	(OBS'D= 0.310E-01)
K DOSE RATE =	0.237E-01	R/HR	(OBS'D= 0.250E-01)
L DOSE RATE =	0.183E-01	R/HR	(OBS'D= 0.200E-01)
M DOSE RATE =	0.228E-01	R/HR	(OBS'D= 0.250E-01)
N DOSE RATE =	0.305E-01	R/HR	(OBS'D= 0.330E-01)
O DOSE RATE =	0.592E-01	R/HR	(OBS'D= 0.620E-01)
P DOSE RATE =	0.117E+00	R/HR	(OBS'D= 0.120E+00)

図3.2 計算用出力画面(複数機器)

4. 試用の結果と考察

単独機器及び複数機器それぞれについてのWADOSEの試用の結果を、以下に記す。いずれも計算の基本となる照射線量率は、電離箱を遠隔操作して測定した。

(1) 単独機器内放射能量の計算

計算例として、試験用ガラス固化体を作製時に投入したRIの放射能及び作製したガラス固化体の放射能の計算結果を、表2.1及び表2.2に示す。両者とも測定の精度を向上させるために距離を3点、測定器の測定限界範囲内で選定し放射能の計算値はその平均とした。前者の計算に使用した投入RIの照射線量率は、硝酸水溶液中の¹³⁴Csを指定距離から測定したものである。後者の照射線量率は、5mmのSUS製の容器(キャニスター)に収容したガラス固化体中の¹³⁴Csを同様に測定したものである。

計算結果の評価のためにそれぞれ各表に参考値として掲げている値と比較したが、違いは、前者で1%弱、後者で6%強であった。

(2) 複数機器内放射能の計算

複数機器内の放射能については、¹³⁷Csを2Ci投入した試験用ガラス固化体サンプルの作製運転直後及び洗浄後を例として照射線量率の測定結果を表3.1に、計算結果を表3.2に示した。

照射線量率の測定は、予め決めた位置に順次測定器を移動して操作窓又はペリスコープを使用して、目盛を読み取ることによって行った。

表3.2に放射能の計算結果を掲げた。計算値の評価について、以下に考察した結果を示す。作製装置のプロセスは、図4に示す。

- (a) 溶融ルツボは、合成廃液を使用する場合、直接RIを投入する機器でありセル内機器のうち現状では機器内残存量が最大である。このため最も高い計算精度を期待できる機器である。運転直後の計算結果は参考値267mCi(73.7+193)に対して380mCiで約30%の違いを生じた。次に精度を高めるため放射能強度が既に単独測定で判明している他の機器についてその値をインプットして再計算した結果は、277mCiで参考値と約4%の違いとなつた。
- (b) ルツボ上部配管は、参考となるデータがないが予想されたように運転ごとに増加の傾向が見られる。
- (c) 凝縮器-2は、測定後水洗によって除染した放射能46mCiに対して129mCi、オフガス洗浄塔は、サンプリングして測定した結果の210mCiに対して121mCiとかなりの違いを生じたが、WADOSEでは線源の形状の模擬及び遮蔽厚を適したものに変えることによってさらに精度を上げることが出来るので今後の課題である。
- (d) その他の機器については、ルツボ内に多量の残存放射能のある運転直後の計算値より洗浄後の値の方が一般に高い精度が得られた。例えばフィルタAは、セル内単独測定による参考値

18.4 mCi に対して 64 mCi と 19.4 mCi となった。

(e) その他、試験廃液槽、計量槽-1, 2、脱硝濃縮槽、凝縮器-1 および Ru 吸着塔-A は、放射性核種を未だ取り扱っていない。また固化体容器は、直接固化体と接触せず放射性核種は、無い。一時貯槽はオフガスの凝縮水が貯蔵されるが、測定時は内部洗浄後のため無視出来る。冷却器も単独測定の結果無視した。これらを含めた計算も今後の課題である。

表 2.1 単独機器内放射能の計算結果（点線源）

試料名	測定（計算）条件 cm		線量率 mR/h r	放射能量（計算値） mCi
	距離	遮蔽厚（物質）		
¹³⁴ Cs (硝酸水溶液)	1.5	0	9,500	2.51
	2.0	0	6,000	2.81
	3.0	0	3,000	3.16
平均				2.83

参考) 購入時の測定値を基準にして崩壊による減少を考慮して計算した値; 2.85 mCi

表 2.2 単独機器内放射能の計算結果（円筒体積形線源 7.8 Ø × 10.0 cm）

試料名	測定（計算）条件 cm		線量率 mR/h r	放射能量（計算値） mCi
	距離	遮蔽厚（物質）		
ガラス固化体 (キャニスタ付 ¹³⁴ Cs)	1.5	0.5 (鉄)	16,000	5.06
	2.0	0.5 (鉄)	8,000	4.28
	3.0	0.5 (鉄)	4,000	4.63
平均値				4.65

参考) ガラス固化体の小片サンプルを HPGe 検出器で測定した結果からの値; 4.35 mCi

表 3.1 セル内照射線量率

測定点	照射線量率 (mR/h r)	
	測定-01	測定-02
A	25.	12.
B	44.	15.
C	72.	25.
D	72.	14.
E	40.	13.
F	75.	30.
G	31.	18.
H	31.	19.
I	29.	30.
J	31.	28.
K	25.	19.
L	20.	20.
M	25.	9.0
N	33.	10.
O	62.	12.
P	120.	15.

表 3.2 様数機器内放射能の計算結果

機器番号及び名称	結果 (m Ci)				備考	
	運転直後 (測定-1)		洗浄後 (測定-2)			
	計算値	参考値	再計算値*	計算値		
VE-1001 試験廃液槽	-	-	-	-	未使用	
VE-1002 一時貯槽	-	-	-	-	洗浄	
ZV-1001 計量槽-1	-	-	-	-	未使用	
VE-1003 脱硝濃縮槽	-	-	-	-	未使用	
HE-1001 凝縮器-1	-	-	-	-	未使用	
ZV-1002 計量槽-2	-	-	-	-	未使用	
FU-1001 溶融ルツボ	3.80	1.93	2.77	7.37	洗浄量	
FU-1002 固化体容器	-	-	-	-	セル外	
HE-1002 凝縮器-2	1.29	4.6	(4.6)	0.	洗浄	
TW-1001A Ru吸着塔-A	-	-	-	-	未使用	
TW-1001B Ru吸着塔-B	0.	3.4	(3.4)	5.0	単独測定	
TW-1002A オフガス洗浄塔(上)	0.	0.	(0.)	-	循環水	
TW-1002B オフガス洗浄塔(下)	1.21	2.10	(2.10)	5.34	"	
FT-1001A フィルタ-A	6.4	1.84	(1.8.)	1.94	単独測定	
FT-1001B フィルタ-B	0.	0.7	(1.0)	2.0	0.7	
HE-1003 冷却器	-	-	-	-	単独測定	
溶融ルツボ上部配管	1.6	4.1	(4.1)	1.90	単独測定	

注) 一印: 運転に使用しなかった機器または洗浄や交換によって放射能の無視出来るもの (計算対象にせず)
 *印: 溶融ルツボ以外の放射能の値は、参考値をインプットした値

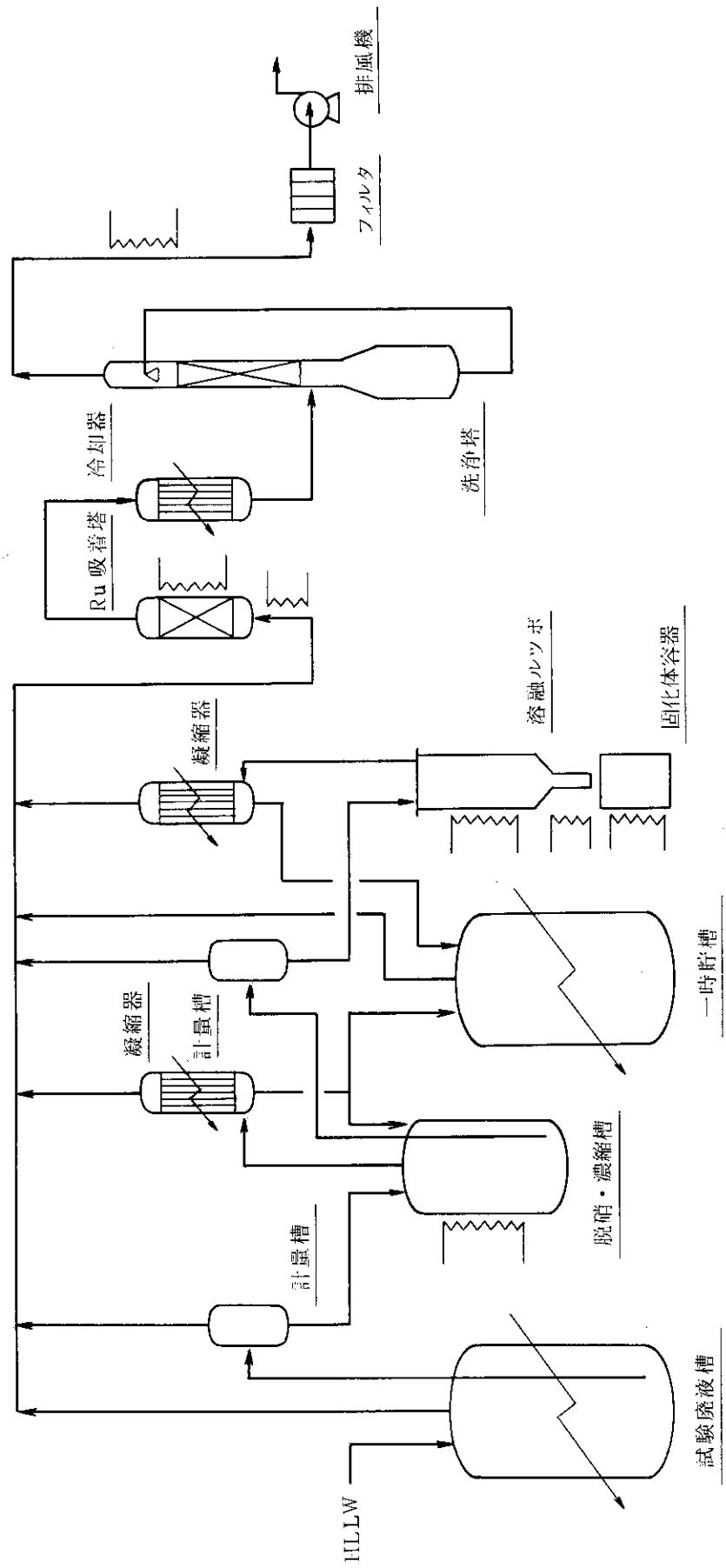


図4 ガラス固化体作製装置のプロセス

付表1 放射性物質に関するデータ

核種	エネルギー MeV	放出率 %	濃度(再処理廃液中) g·atom/Q
¹³⁷ Cs	0.0318	1.92	9.40
	0.0322	3.70	
	0.0364	1.04	
	0.662	85.0	
	0.563	8.82	
	0.569	15.8	
	0.605	98.0	
	0.796	89.0	
	0.802	9.5	
	1.04	1.06	
¹³⁴ Cs	1.17	1.85	2.47
	1.37	3.00	
	0.512	20.5	
	0.662	9.8	
	1.05	1.61	
¹⁰⁶ Rh	0.176	20.0	1.14
	0.427	100.0	
	0.462	33.0	
	0.604	17.0	
	0.607	5.1	
¹²⁵ Sb	0.634	36.0	0.953
	0.0356	2.5	
	0.0360	4.8	
	0.0407	1.4	
	0.0409	0.4	
¹⁴⁴ Ce	0.0801	1.6	0.33
	0.0890	0.6	
	0.134	10.8	
	0.696	100.0	
	1.49	19.0	
¹⁴⁴ Pt	2.18	49.0	9.54
	0.123	100.0	
	0.248	18.0	
	0.592	6.0	
	0.724	56.0	
¹⁵⁴ Eu	0.876	31.0	6.49
	0.906	2.1	
	1.00	31.0	
	1.28	100.0	
	0.087	32.0	
¹⁵⁵ Eu	0.105	20.0	0.33
	1.17	99.9	
⁶⁰ Co	1.33	100.0	

付表2 線量変換係数

エネルギー MeV	変換係数 R·sec·cm ² /hr
0.01	0.27 × 10 ⁻⁵
0.015	0.090
0.02	0.050
0.03	0.025
0.1	0.015
0.2	0.035
0.3	0.054
0.5	0.092
1.0	0.175
3.0	0.390
10.0	1.000
30.0	2.700
100.0	10.000

付表 3.1 鉄及び鉛の線吸収係数

エネルギー (MeV)	線吸収係数 (/cm)	
	鉄 (比重 7.86)	鉛 (比重 11.34)
0.1	0.342	5.23
0.15	0.184	1.89
0.2	0.139	0.445
0.3	0.107	0.383
0.4	0.0971	0.220
0.5	0.0829	0.154
0.6	0.0762	0.12
0.8	0.0665	0.0856
1.0	0.0596	0.069
1.5	0.0497	0.051
2.0	0.0425	0.045
3.0	0.0362	0.0416
4.0	0.0331	0.0414
5.0	0.0314	0.0424
6.0	0.0305	0.0434
8.0	0.0298	0.0459
10.0	0.0298	0.0484
15.0	0.0307	0.0548
20.0	0.0321	0.0606
30.0	0.0345	0.0696
40.0	0.0365	0.0757
50.0	0.0382	0.0804
60.0	0.0395	0.0841
80.0	0.0416	0.0896
100.0	0.0432	0.0934

付表 3.2 コンクリート及び磁鐵鉱コンクリートの線吸収係数

エネルギー (MeV)	線吸収係数 (/cm)	
	コンクリート (比重 2.33)	磁鐵鉱コンクリート (比重 3.45)
0.01		56.0
0.015		17.0
0.02		7.50
0.08		0.46
0.1	0.17	0.39
0.15	0.14	
0.2	0.125	0.280
0.3	0.107	0.25
0.4	0.0958	
0.5	0.0873	0.20
0.6	0.0807	
0.8	0.0709	
1.0	0.0637	0.140
1.5	0.0519	
2.0	0.0448	
3.0	0.0365	0.085
4.0	0.0319	
5.0	0.0290	
6.0	0.0270	
8.0	0.0245	
10.0	0.0231	0.050
15.0	0.0215	
20.0	0.0210	
30.0	0.0210	0.0370
40.0	0.0213	
50.0	0.0218	
60.0	0.0222	
80.0	0.0229	
100.0	0.0235	0.043

付表 4.1 鉄の線量ビルドアップ係数

エネルギー MeV	遮蔽の厚み (平均自由行程単位)						
	1.0	2.0	4.0	7.0	10.0	15.0	20.0
0.5	1.98	3.09	5.98	11.7	19.2	35.4	55.6
1.0	1.87	2.89	5.39	10.2	16.2	28.3	42.7
2.0	1.76	2.43	4.13	7.25	10.9	17.6	25.1
3.0	1.55	2.15	3.51	5.85	8.51	13.5	19.1
4.0	1.45	1.94	3.03	4.91	7.11	11.2	16.0
6.0	1.34	1.72	2.58	4.14	6.02	9.89	14.7
8.0	1.27	1.56	2.23	3.49	5.07	8.50	13.0
10.0	1.20	1.42	1.95	2.99	4.35	7.54	12.4

付表 4.2 鉛の線量ビルドアップ係数

エネルギー MeV	遮蔽の厚み (平均自由行程単位)						
	1.0	2.0	4.0	7.0	10.0	15.0	20.0
0.5	1.24	1.42	1.69	2.00	2.27	2.65	2.73
1.0	1.37	1.69	2.26	3.02	3.74	4.81	5.86
2.0	1.39	1.76	2.51	3.66	4.84	6.87	9.00
3.0	1.34	1.68	2.43	3.75	5.30	8.44	12.3
4.0	1.27	1.56	2.25	3.61	5.44	9.80	16.3
6.0	1.18	1.40	1.97	3.34	5.69	13.8	32.7
8.0	1.14	1.30	1.74	2.89	5.07	14.1	44.6
10.0	1.11	1.23	1.58	2.52	4.34	12.5	39.2

付表 4.3 コンクリートの線量ビルドアップ係数

エネルギー MeV	遮蔽の厚み (平均自由行程単位)						
	1.0	2.0	4.0	7.0	10.0	15.0	20.0
0.5	2.40	3.80	7.00	13.0	22.0	45.0	75.0
1.0	2.00	3.00	5.40	11.0	16.0	30.0	45.0
2.0	1.80	2.40	4.40	8.00	11.0	18.0	25.0
3.0	1.60	2.20	3.50	6.00	8.50	13.0	18.0
4.0	1.50	2.05	3.05	5.00	6.50	10.0	14.0
6.0	1.40	1.80	2.50	4.00	5.40	8.00	11.2
8.0	1.30	1.60	2.20	3.20	4.40	6.60	8.10

付表 4.4 磁鉄鉱コンクリートの線量ビルドアップ係数

エネルギー MeV	遮蔽の厚み (平均自由行程単位)						
	1.0	2.0	4.0	7.0	10.0	15.0	20.0
0.5	2.40	4.10	9.00	21.5	37.0	79.0	140.
1.0	2.00	3.00	6.30	15.0	21.0	38.0	60.0
2.0	1.80	2.40	4.40	8.00	11.0	18.0	25.0
3.0	1.60	2.20	3.50	6.00	8.50	13.2	18.0
4.0	1.50	2.05	3.05	5.00	6.50	10.0	14.0
6.0	1.40	1.80	2.50	4.00	5.40	8.00	11.0
8.0	1.30	1.60	2.20	3.20	4.40	6.60	8.10

謝 詞

本コードによる線量評価に当り御指導を賜った環境安全研究部今井和彦部長及び荒木邦夫次長に感謝いたします。

本コードの設計開発に当って、御助言と御協力を戴いた環境調査解析研究室飯島敏哲室長、高レベル廃棄物処理処分研究室武田常夫氏、W A S T E F 管理室山本皓靖氏、田村行人氏及び富樫喜博氏に感謝致します。

参 考 文 献

- 1) 田代他, 廃棄物安全試験施設, JAERI-M 83-175 (1983)
- 2) 松本他, W A S T E F における遮蔽の設計と性能試験, JAERI-M 84-102 (1984)
- 3) 田代他, ガラス固化体作製装置(設計と試運転), JAERI-M 84-044 (1984)
- 4) 大塚他, ガラス固化体γスキャニング装置の開発, JAERI-M 84-067 (1984)
- 5) DIE GAMMA-LINIEN DER RADIONUKLIDE
- 6) TSUNETAKA BANBA. et al., SIMULATED HLLW COMPOSITIONS FOR COLD TEST OF WASTE MANAGEMENT DEVELOPMENT
JAERI-M 82-088 (1982)
- 7) L. D. marinelli, Am. j. Roentgenol. Radium Therapy 59, 273 (1948)
- 8) 兵藤, 放射線遮蔽入門, 産業図書㈱, (1966)
- 9) J. Goldstein and J. E. Wilkins, JR., Calculations of the Penetration of Gamma Rays, U. S. A. E. C Report NYO-3075, 1954

謝 詞

本コードによる線量評価に当り御指導を賜った環境安全研究部今井和彦部長及び荒木邦夫次長に感謝いたします。

本コードの設計開発に当って、御助言と御協力を戴いた環境調査解析研究室飯島敏哲室長、高レベル廃棄物処理研究室武田常夫氏、W A S T E F 管理室山本皓靖氏、田村行人氏及び富樫喜博氏に感謝致します。

参 考 文 献

- 1) 田代他, 廃棄物安全試験施設, JAERI-M 83-175 (1983)
- 2) 松本他, W A S T E F における遮蔽の設計と性能試験, JAERI-M 84-102 (1984)
- 3) 田代他, ガラス固化体作製装置(設計と試運転), JAERI-M 84-044 (1984)
- 4) 大塚他, ガラス固化体γスキャニング装置の開発, JAERI-M 84-067 (1984)
- 5) DIE GAMMA-LINIEN DER RADIONUKLIDE
- 6) TSUNETAKA BANBA, et al., SIMULATED HLLW COMPOSITIONS FOR COLD TEST OF WASTE MANAGEMENT DEVELOPMENT
JAERI-M 82-088 (1982)
- 7) L. D. marinelli, Am. j. Roentgenol. Radium Therapy 59, 273 (1948)
- 8) 兵藤, 放射線遮蔽入門, 産業図書㈱, (1966)
- 9) J. Goldstein and J. E. Wilkins, JR., Calculations of the Penetration of Gamma Rays, U. S. A. E. C Report NYO-3075, 1954